

東京電力株式会社福島第一原子力発電所における
事故を踏まえた美浜発電所 1 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 2 4 年 8 月

関西電力株式会社

目 次

1.	はじめに	2
2.	美浜発電所の概要	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	45
	5. 4 全交流電源喪失.....	55
	5. 5 最終的な熱の逃し場（最終ヒートシンク）の喪失	71
	5. 6 地震、津波及び地震・津波の重畳時における原子炉及び 使用済燃料ピットの冷却継続時間評価	84
	5. 7 その他のシビアアクシデント・マネジメント	107
6.	まとめ	142

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. 美浜発電所の概要

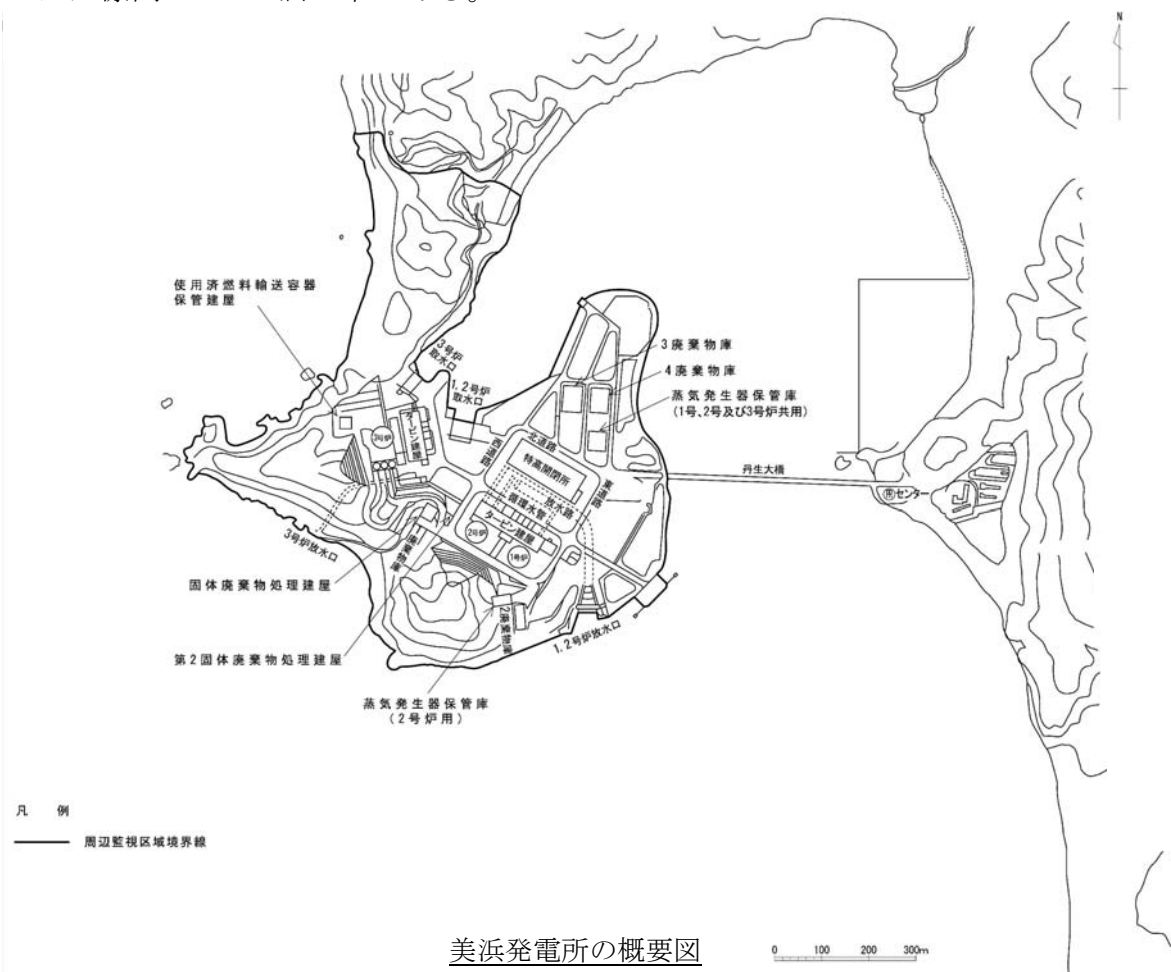
美浜発電所は、昭和 45 年 11 月に 1 号機、昭和 47 年 7 月に 2 号機が営業運転を開始した後、昭和 51 年 12 月に 3 号機が営業運転を開始し、3 基合計の電気出力（定格）は 166.6 万 kW の原子力発電所である。

原子炉型式はいずれも加圧水型原子炉で、1、2 号機は蒸気発生器（以下、SG という。）を 2 つずつ持つ 2 ループを採用し、3 号機は SG を 3 つ持つ 3 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

美浜発電所は、福井県三方郡美浜町丹生に立地し、敷地は敦賀半島西側北端の丹生湾を形成する岬角部及び海面埋立地に位置し 1 号機～3 号機を含めた敷地面積は約 52 万 m²である。

敷地の形状は、下記の概要図のとおりであり、西部には標高 76m の独立峯が存在し、その北側にはアゴ越と呼ばれる標高 5m 余の低地がある。東南部には標高 82m の独立峯がある。



(2) 美浜発電所 1 号機の主要な設備概要

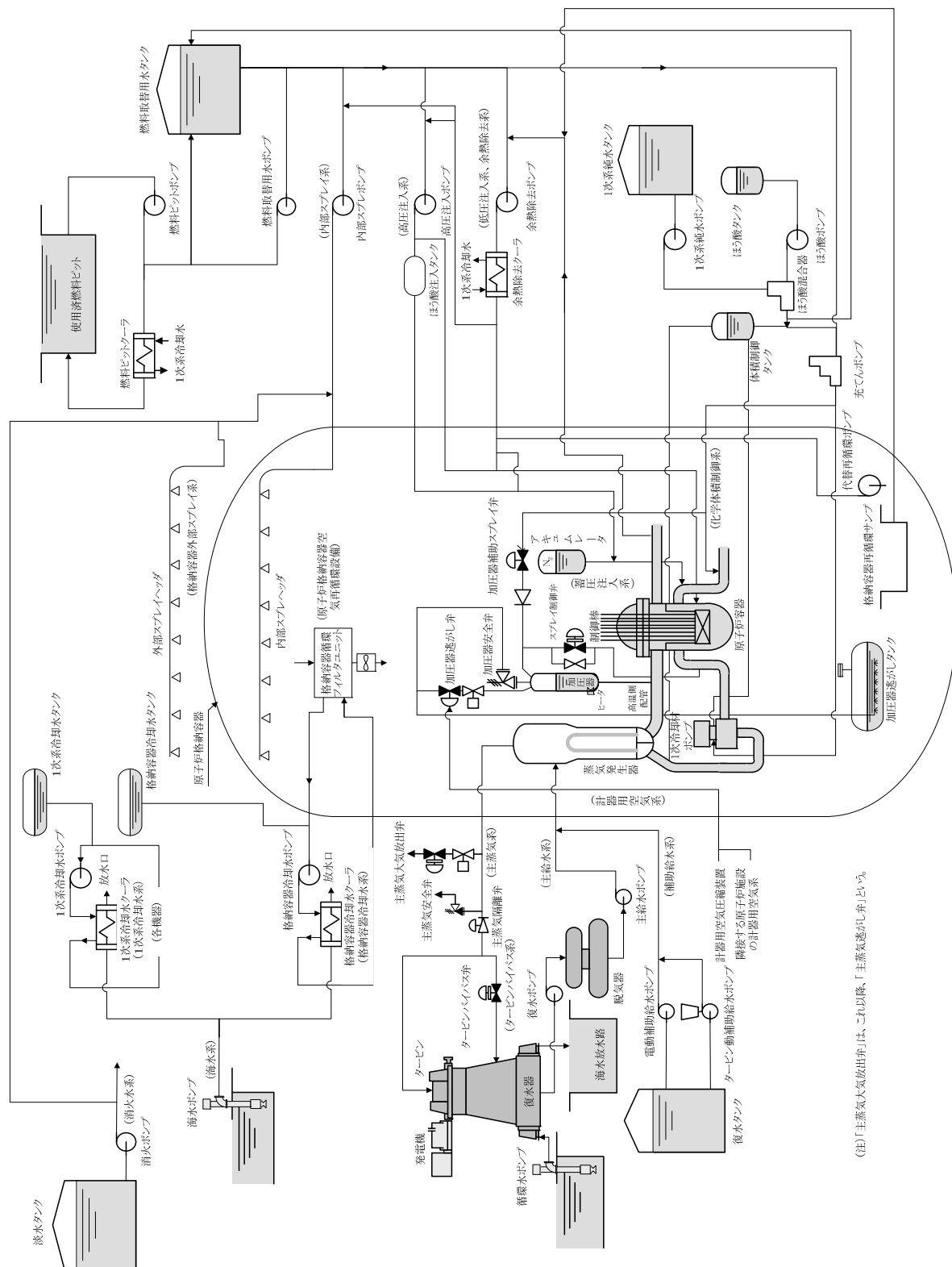
美浜発電所 1 号機の原子炉設置変更許可は昭和 41 年 12 月、初臨界は昭和 45 年 7 月である。

美浜発電所 1 号機は、鋼製原子炉格納容器を採用している。

美浜発電所 1 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。

美浜発電所 1 号機の主要仕様は以下のとおりである。

原子炉熱出力		約 103.1 万 kW
定格電気出力		34.0 万 kW
炉心	燃料集合体	121 体
	炉心全ウラン量	約 40 トン
	制御棒クラスタ	29 体
原子炉容器	高さ	約 10m
	内径	約 3.3m
原子炉格納容器	高さ	約 67m
	内径	約 33m
ECCS	蓄圧注入系	アキュムレータ（2 基）
	高圧注入系	高圧注入ポンプ（3 台） 燃料取替用水タンク（1 基） ほう酸注入タンク（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（3 台） 充てんポンプ（3 台）
原子炉補機冷却水設備		1 次系冷却水ポンプ（3 台）
		1 次系冷却水クーラ（2 基）
		格納容器冷却水ポンプ（2 台）
		格納容器冷却水クーラ（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		288 体 (全炉心燃料の約 240%相当分)



(注)「主蒸気大気放出弁」は、これ以降、「主蒸気逃がし弁」という。

図 2-1 美浜発電所 1 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

美浜発電所 1 号機における総合評価（一次評価）は、平成 24 年 8 月 15 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・マネジメントとする。加えて地震、津波及び地震・津波の重畳時における原子炉及び使用済燃料ピットの冷却継続時間の評価もあわせて実施する。

【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
- 地震、津波及び地震・津波の重畳時における原子炉及び使用済燃料ピットの冷却継続時間評価
- 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「原子力発電所保守業務要綱指針」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。

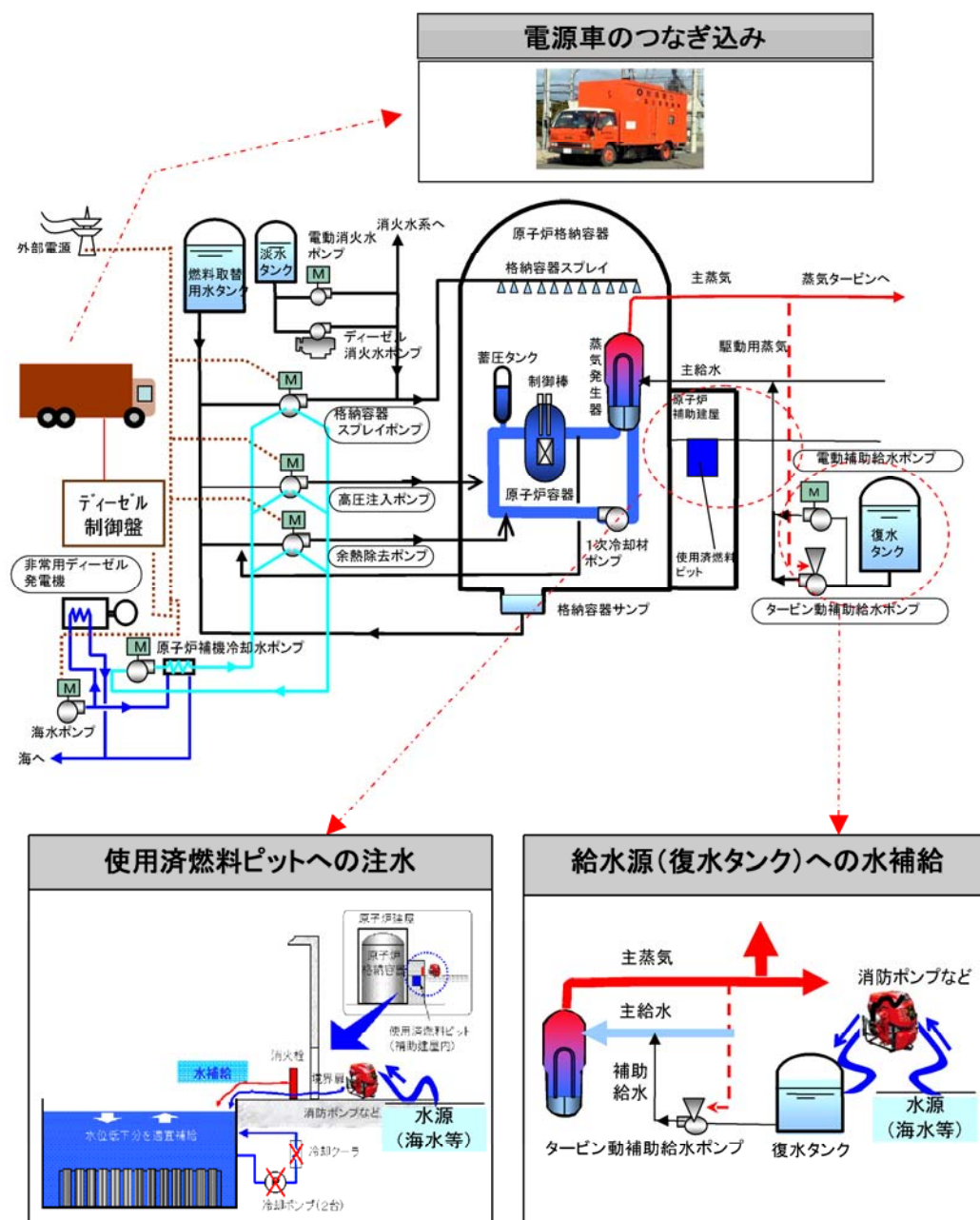
このため、平成 23 年 3 月 30 日付け指示文書「平成 23 年福島第一・第二原子力発電所事故を踏まえた他の発電所の緊急安全対策の実施について（指示）」に基づき、津波により 3 つの機能（全交流電源、海水冷却機能、使用済燃料貯蔵プールの冷却機能）を全て喪失したとしても炉心損傷や使用済燃料の損傷を防止し、放射性物質の放出を抑制しつつ冷却機能の回復を図るために緊急安全対策を立案・整備してきた。緊急安全対策の概要を図 4-1 に示す。

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 9 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。

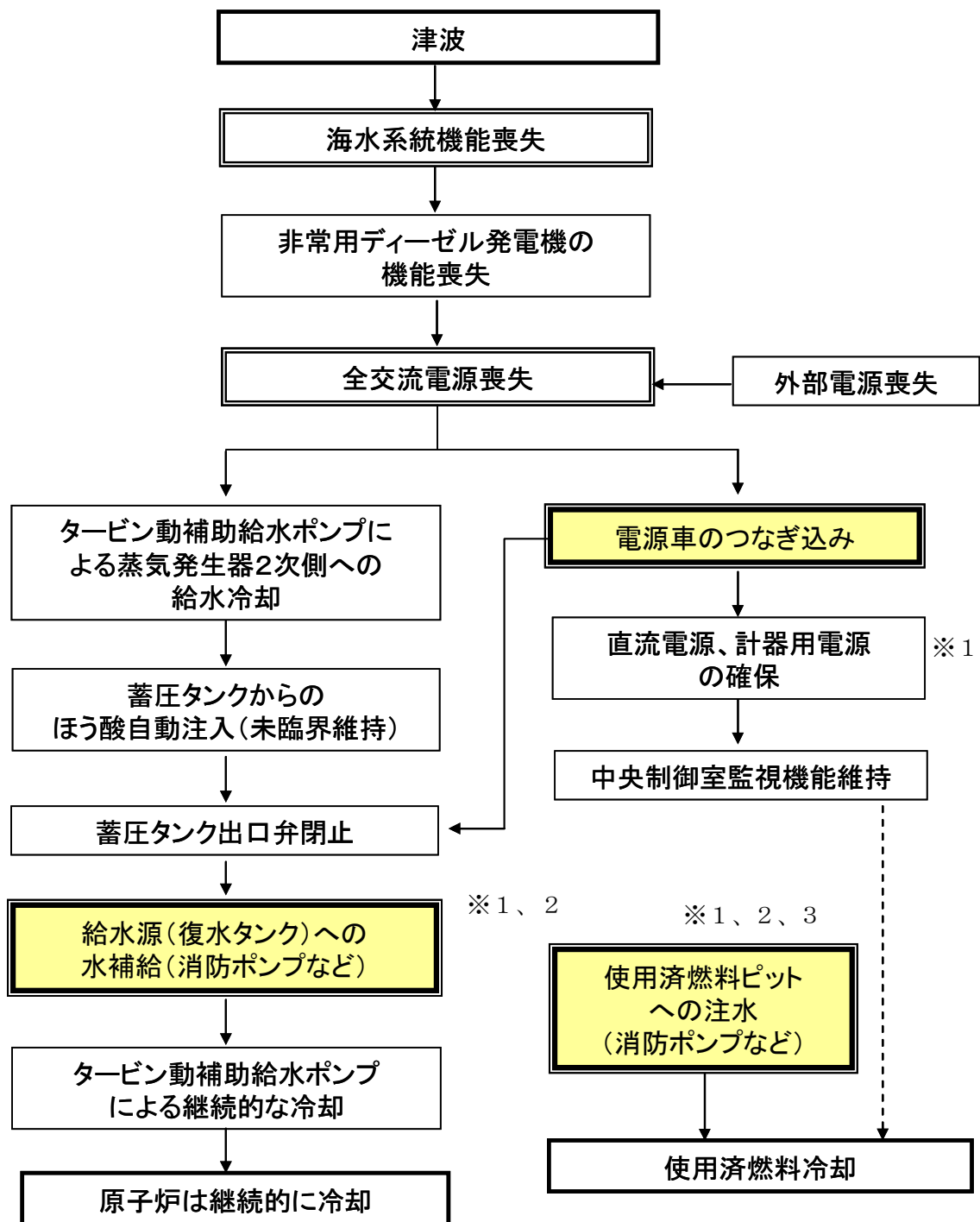
平成 23 年 4 月 27 日には「平成 23 年福島第一・第二原子力発電所事故を踏まえた緊急安全対策に係る実施状況報告書（改訂版）（美浜発電所）」において、緊急安全対策及び設備強化対策として、①緊急時の電源確保、②緊急時の最終的な除熱機能の確保、③緊急時の使用済燃料貯蔵槽の冷却確保、④各原子力発電所における構造等を踏まえた当面必要となる対策の実施について報告している。緊急安全対策及び設備強化対策の概要を添付 4-1 に示す。

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)
(美浜発電所)]

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）



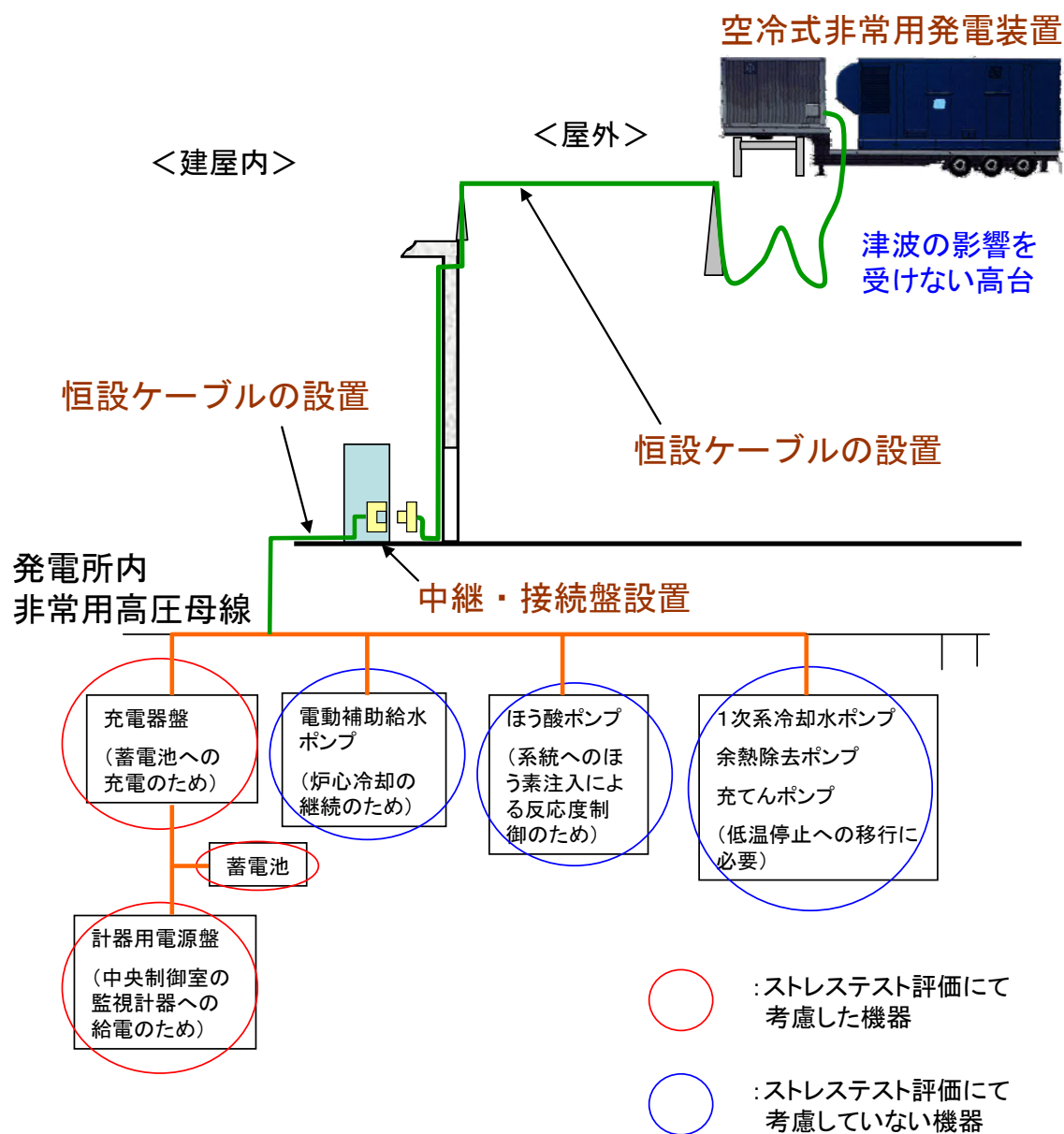
【補足】 3つの機能喪失を想定した緊急安全対策による対応

※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)
(美浜発電所)]

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)を美浜発電所に配備

- 中継・接続盤と発電所内非常用高圧母線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

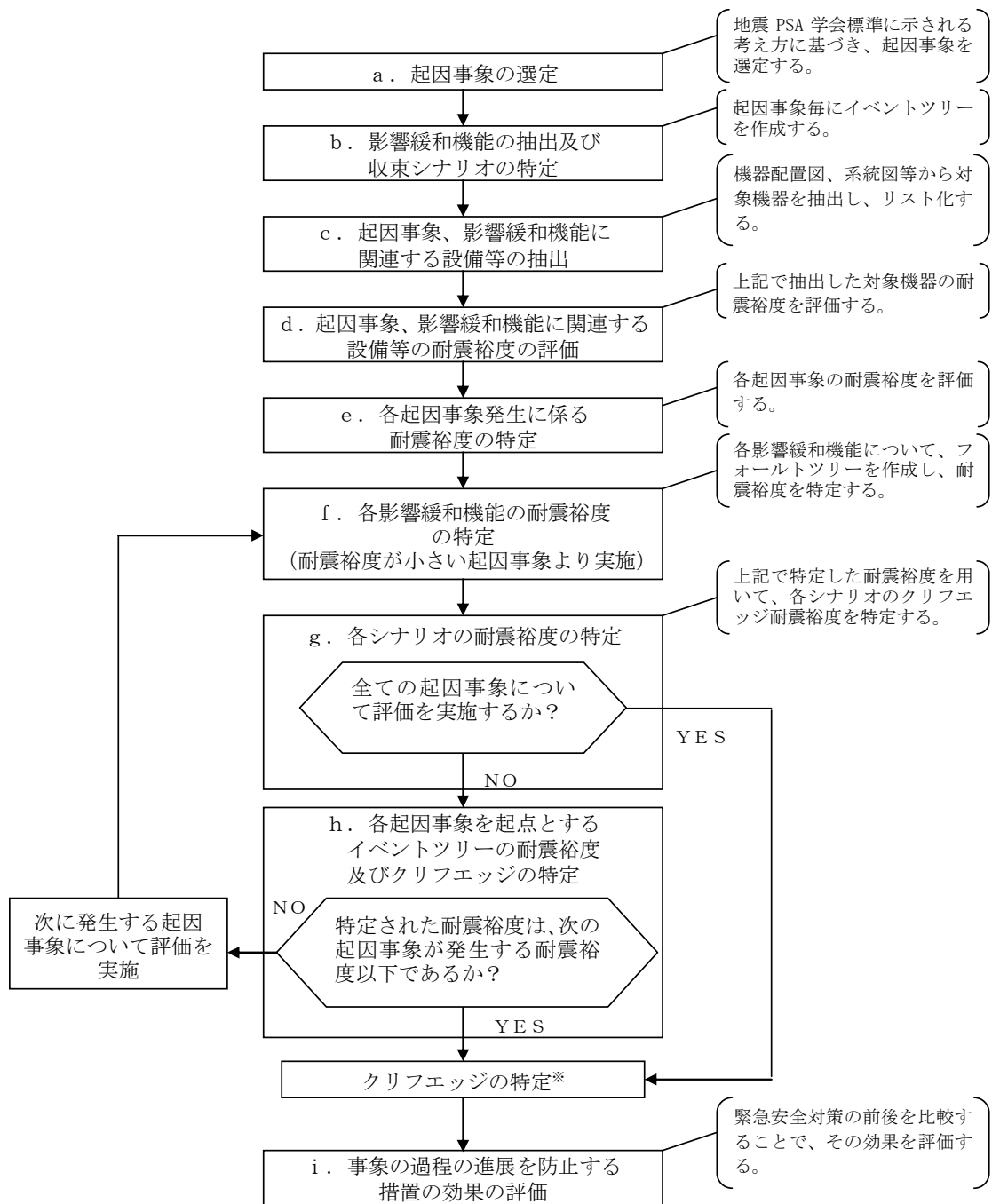
(a) 炉心にある燃料

「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 クーラ等の故障及び 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係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 S_s （以下、 S_s 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、 S_s 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（ 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 S_s 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

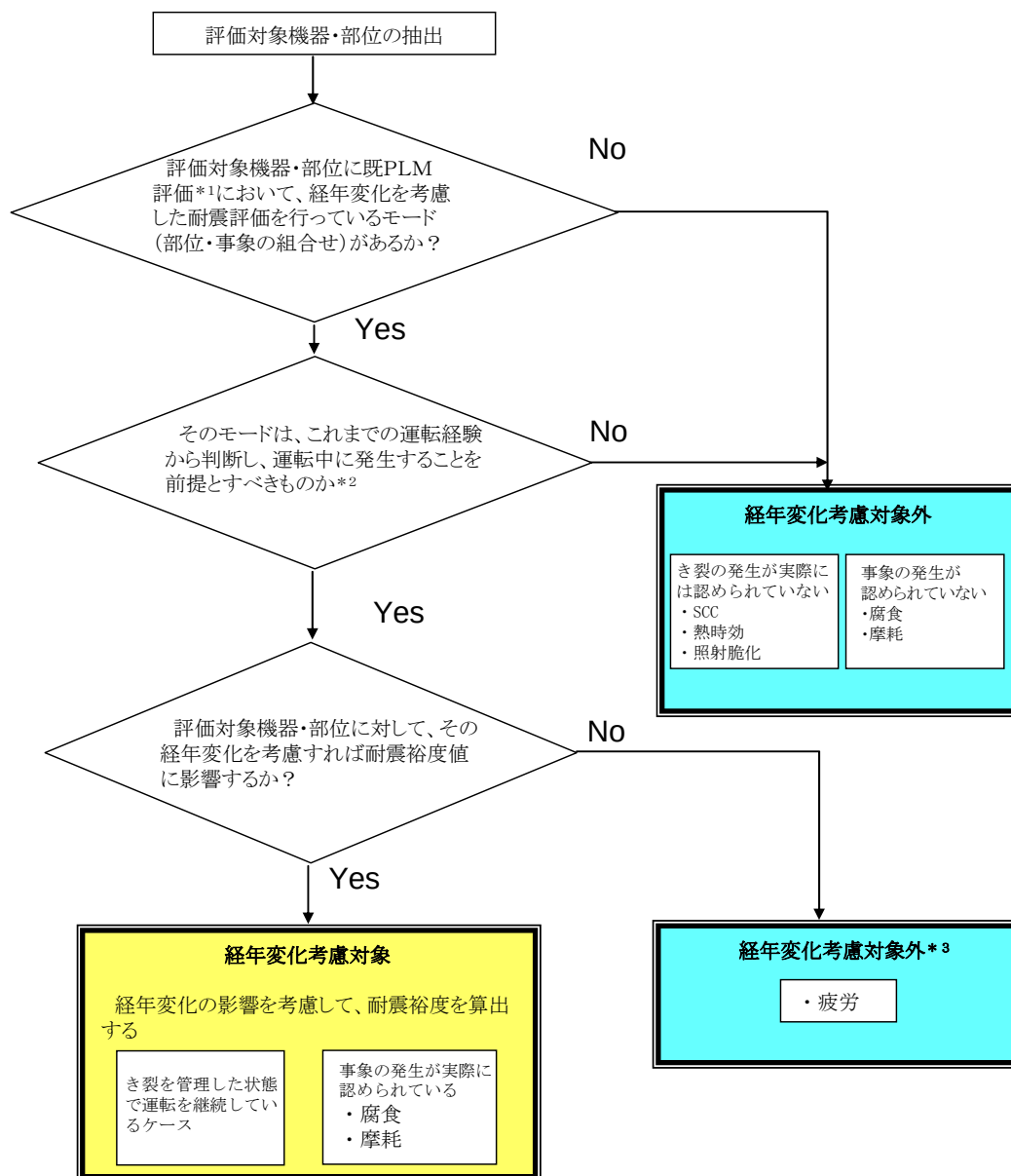
各設備等の耐震裕度評価において、経年変化の影響については以下のとおり考慮することとし、その考え方に基づく抽出フローを図 5-(1)-2 に示す。

- 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、靱性低下（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ェ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。

(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。

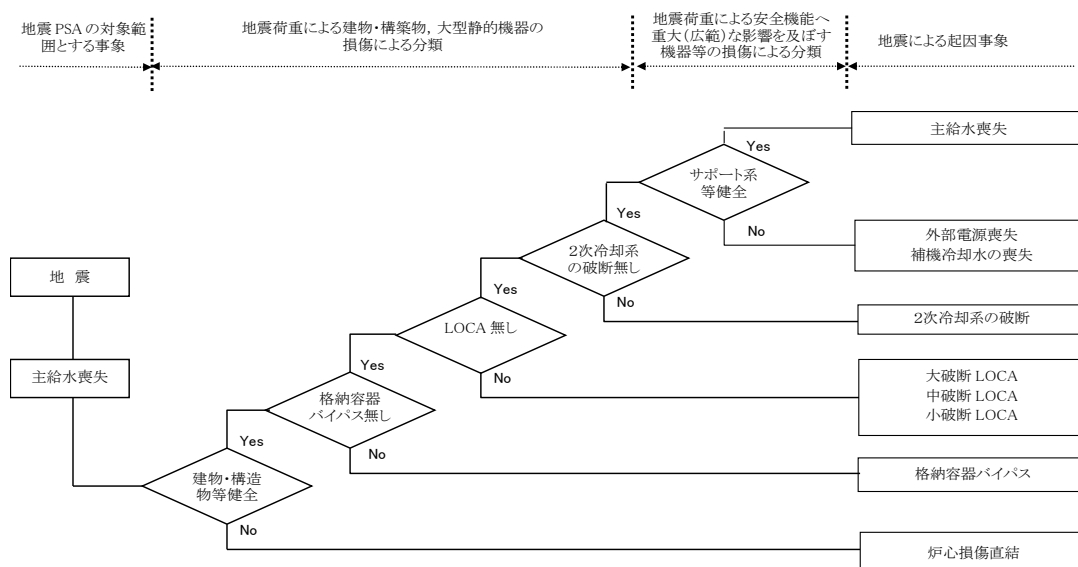


図 5-(1)-3 炉心損傷に至る起因事象選定フロー

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 1.30Ss 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	1 次系冷却水クーラ	1.30
炉心損傷直結	原子炉盤	1.7
小破断 LOCA	小破断 LOCA 関連配管	2.06
大破断 LOCA	大破断 LOCA 関連配管	2.12
2 次冷却系の破断	主蒸気ライン配管	2.18
中破断 LOCA	中破断 LOCA 関連配管	2.26
格納容器バイパス	蒸気発生器（内部構造物）	2.45

※ 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。
- ②-1 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、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、内部スプレポンプの起動を中央制御室からの手動操作により行い、燃料取替用水タンク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、余熱除去ポンプによるブースティングを行い高圧注入及び格納容器循環空調装置による継続した 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。
- ②-2 ②-1 の内部スプレによる格納容器除熱に失敗した場合、格納容器循環空調装置による格納容器冷却、再循環切り替え、余熱除去ポンプによるブースティングを行い高圧注入による継続した 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、②-1、②-2 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、余熱除去ポンプによるブースティング、高圧注入による再循環炉心冷却、格納容器循環空調装置による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。アキュムレータ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、アキュムレータの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、復水タンク枯渇までに海水の復水タンク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 1.67Ss 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。）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 1.67Ss 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（1.30Ss）は「外部電源喪失」のイベントツリーの耐震裕度の 1.67Ss 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、計器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。アキュムレータのほう酸水を注入し、未臨界性を確保すると共に、その後アキュムレータの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、復水タンク枯渇までに海水の復水タンク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 1.67Ss となり、これ以上においてはメタクラ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「炉心損傷直結」であり、その発生に係る耐震裕度は 1.7Ss である。「炉心損傷直結」は影響緩和機能に期待せず直接炉心損傷に至ると考え「炉心損傷直結」の耐震裕度は 1.7Ss 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 1.67Ss 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 1.67Ss 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②-1、②-2）においてもほう酸注入タンクが構造損傷することにより、炉心を冷却する複数の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 1.28Ss と特定された。一方、緊急安全対策整備後は、ほう酸注入タンクが構造損傷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. 起回事象の選定結果

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
- 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

上記の各起回事象について、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 5-(1)-17 の設備欄のとおり抽出した。

d. 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

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、クリフェ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 1.30Ss 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。

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	1 次系冷却水クーラ	1.30
補機冷却水の喪失	1 次系冷却水クーラ	1.30
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」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タンクのほう酸水を 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場合、または②で期待していた燃料取替用水ポンプによる注水、燃料取替用水タンクによる水源の確保のいずれかに失敗した場合、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 1 次系冷却水クーラが構造損傷することにより、SFP 冷却系による冷却に失敗する結果、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 1.30Ss と特定された。一方、緊急安全対策整備後は、1 次系冷却水クーラが構造損傷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 1.67Ss 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 1.67Ss 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た。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、複数のユニットがあり、使用予定のしゃ断器がリレーの損傷等により投入できなかった場合においても、使用可能な他のユニット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)

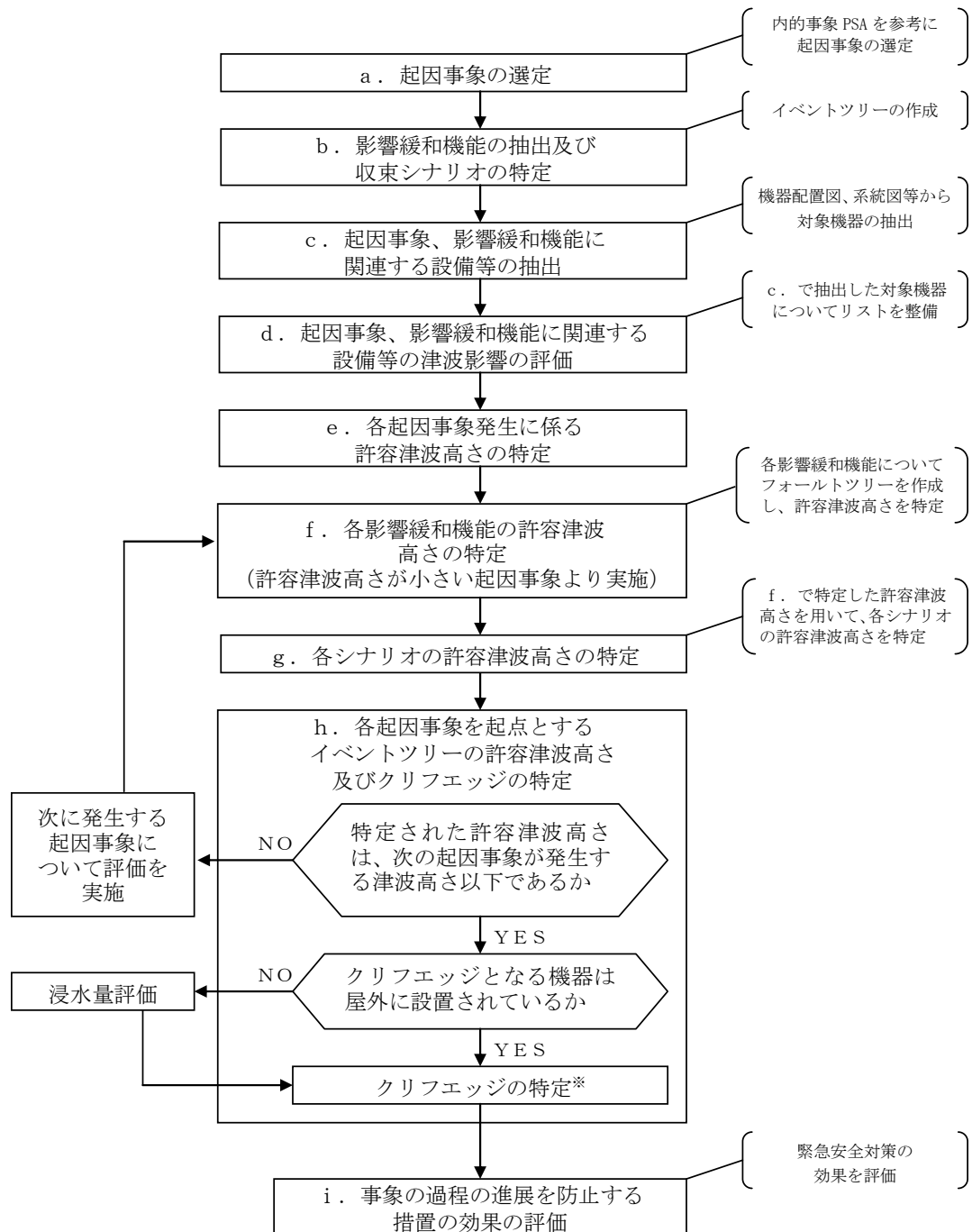
a. 起因事象の選定

(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 クーラ等の故障及び 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、美浜発電所については、海拔（以下、T.P.または EL.という。）11.1m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. 起回事象の選定結果

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

津波を起因とした炉心損傷に至る起因事象

内的事象 PSA における起因事象
(美浜 1 号機 PSR 報告書より)

設置許可添付十における起因事象 (抜く評価を除く)

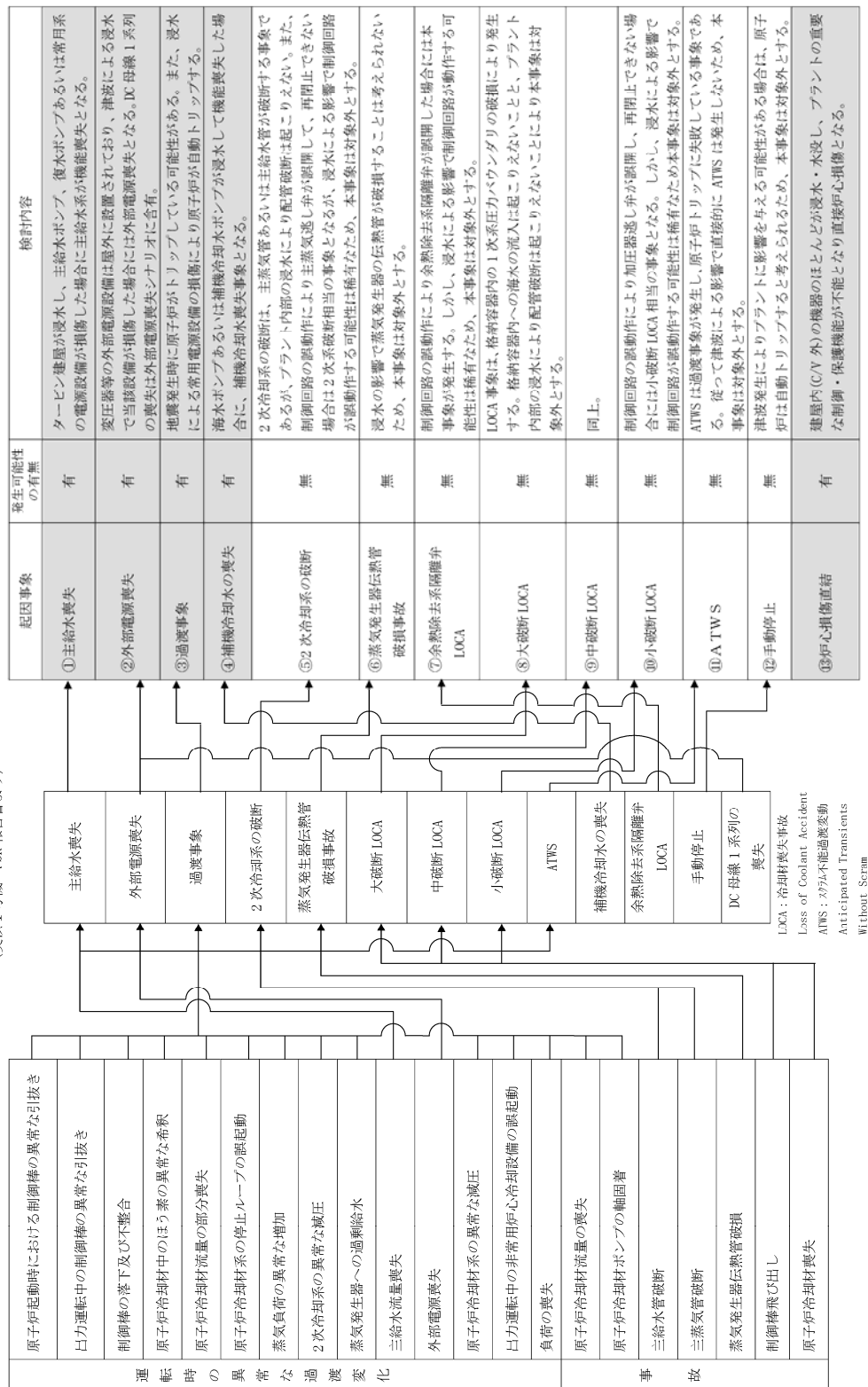


図 5-(2)-2 津波を起因とした炉心損傷に至る起因事象

【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iffies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 3.7m

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、4.0m 以上では「外部電源喪失」が発生し、さらに 11.1m 以上では「炉心損傷直結」に至る。

ここで、「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、「主給水喪失」、「過渡事象」、「補機冷却水の喪失」の評価は「補機冷却水の喪失」にまとめて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 美浜 1 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
～3.7 未満	－	－
3.7～3.9 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、計器用空気系が喪失し、計器用空気が必要とする主給水流量調整弁が閉止（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。
3.9～4.0 未満	補機冷却水の喪失 主給水喪失 (過渡事象)	－
4.0～11.1 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	－
11.1～	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」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（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、計器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。アキュムレータのほう酸水を注入し、未臨界性を確保すると共に、その後、アキュムレータの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、復水タンク枯渇までに 2 次系純水タンク、淡水タンク、海水の順に復水タンク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 11.1m となった。これ以上においてはタービン動補助給水ポンプ等※及びサポート系となる電気設備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。

※タービン動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ弁制御盤及びタービン動補助給水ポンプ起動弁（以下同じ）

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ェッジの特定結果

「補機冷却水の喪失」のイベントツリーの許容津波高さは 11.1m 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である 4.0m は、「補機冷却水の喪失」のイベントツリーの許容津波高さの 11.1m 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、原子炉の停止に成功し、非常用所内電源からの給電に失敗した場合、タービン動補助給水ポンプによる SG への給水が行われる。機能喪失した補機冷却水系統は回復できず、計器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。アキュムレータ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空冷式非常用発電装置からの給電を行うと共に、その後、アキュムレータの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、復水タンク枯渇までに 2 次系純水タンク、淡水タンク、海水の順に復水タンク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、「外部電源喪失」の収束シナリオ（成功パス）の許容津波高さは「補機冷却水の喪失」の収束シナリオ（成功パス）と同じく 11.1m となり、これ以上においてはタービン動補助給水ポンプ等及びサポート系となる電気設備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。「外部電源喪失」の次に大きな津波高さで発生する起因事象は「炉心損傷直結」であり、その発生に係る許容津波高さは 11.1m である。「炉心損傷直結」は影響緩和機能に期待せず直接炉心損傷に至ると考え「炉心損傷直結」の許容津波高さは 11.1m 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」及び「外部電源喪失」のイベントツリーの許容津波高さ及び「炉心損傷直結」の許容津波高さである 11.1m 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、タービン動補助給水ポンプ等及びサポート系となる電気設備、ならびに「炉心損傷直結」を発生させる中央制御室外原子炉停止盤であり、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、11.1m 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（2.37m）に対する裕度は、約 4.6 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。ここではクリフェッジへの対応、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ェッジへの効果について検討する。

緊急安全対策のクリフェ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」及び「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)-11 に示す。

緊急安全対策整備前においては、「補機冷却水の喪失」の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、そのクリフェッジは 3.7m 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、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、かつ扉及び貫通部にシール施工を行ったことにより、さらにクリフェッジが大きくなった。

以上より、緊急安全対策整備前後で、津波によるクリフェ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 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

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. 各起回事象発生に係る許容津波高さの特定結果

各起回事象について、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回事象が発生するか、表 5-(2)-2 のとおり、特定した。起回事象としては、まず「補機冷却水の喪失」が許容津波高さ 3.7m で発生し、従属的に「SFP 冷却機能喪失」が発生する。また、4.0m 以上では、「外部電源喪失」が発生する。

「SFP 冷却機能喪失」を起回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、「補機冷却水の喪失」及び「SFP 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することとした。

表 5-(2)-2 美浜 1 号機クリフェッジ評価（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
～3.7 未満	－	－
3.7～4.0 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、燃料ピットクーラが使用不可となり、従属的に「SFP 冷却機能喪失」が発生する。
4.0～11.1 未満	補機冷却水の喪失 (SFP 冷却機能喪失) 外部電源喪失	－
11.1～	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」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（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」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」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タンクのほう酸水を 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、燃料取替用水タンクのほう酸水を SFP へ注入する機能が喪失する。この場合においても、消防ポンプ等を用いて海水を 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。

その結果、「補機冷却水の喪失」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 32.0m となった。これ以上においては、消防ポンプ、ホース及び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」のイベントツリーの許容津波高さは 32.0m 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 4.0m は、「補機冷却水の喪失」のイベントツリーの許容津波高さの 32.0m 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、燃料取替用水タンクのほう酸水を SFP へ注水する機能が喪失する。この場合においても、消防ポンプ等を用いて海水を 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。

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」の収束シナリオ（成功パス②）と同じく 32.0m 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 32.0m 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（2.37m）に対する裕度は、約 13.5 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」、「外部電源喪失」、「SFP 冷却機能喪失」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 4.0m 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 11.1m であり、裕度として約 4.6 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 32.0m であり、裕度として約 13.5 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 11.1m であり、裕度として約 4.6 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及び浸水対策の観点から、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。

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. 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もしくは地震・津波 PSA 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。またその時の地震動、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

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-(3)-1 参照)

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はなく、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。

a. 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ならびに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。具体的には、地震または津波により引き起こされる起因事象に対する収束シナリオに対して、地震及び津波の影響を評価する。

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または許容津波高さについては、5.1 項または 5.2 項において評価した結果を用いる。

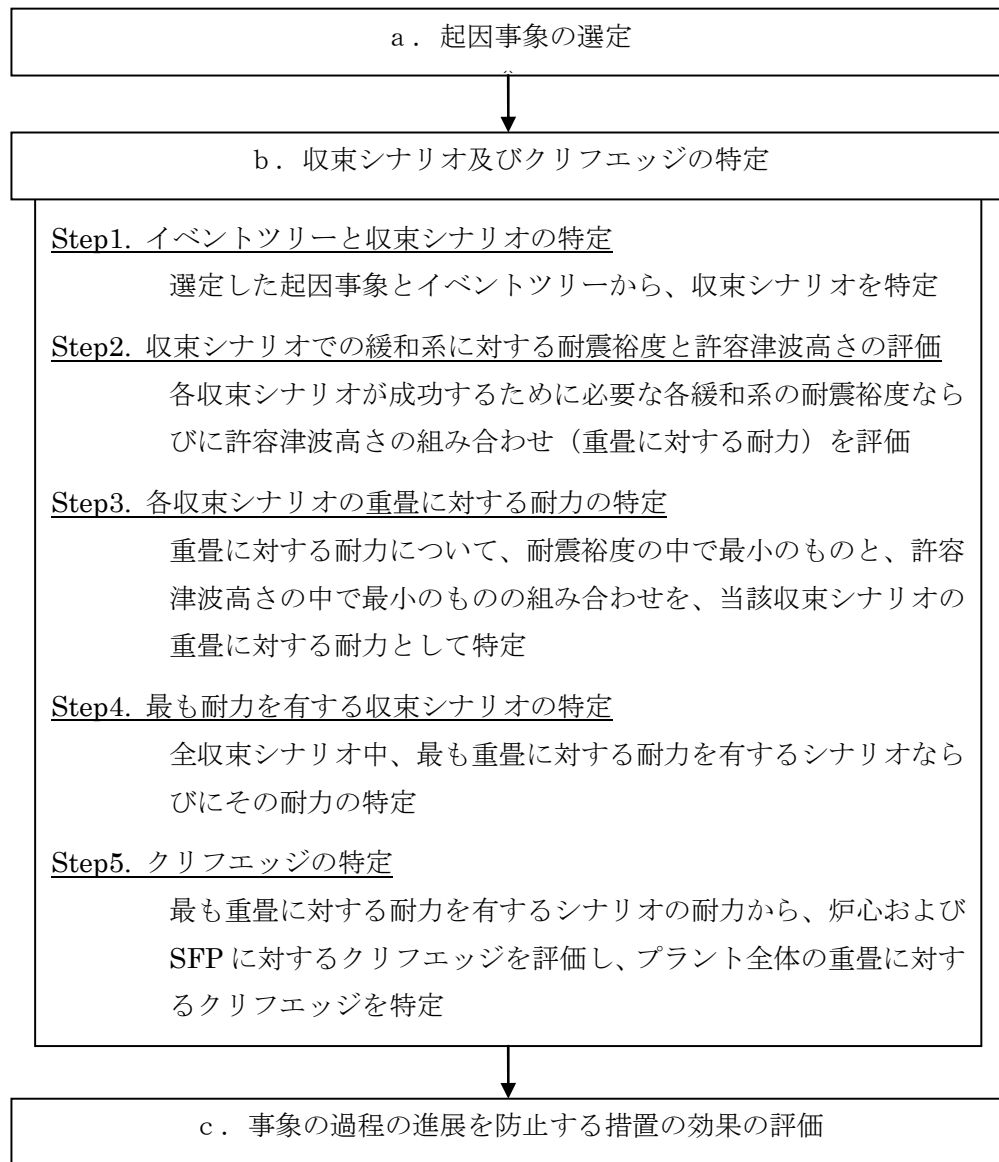


図 5-(3)-1 地震と津波の重畳のクリフエッジ評価に係るフロー図

b. 収束シナリオ及びクリフェッジの特定

a.項にて選定した各起因事象について、5.1 項または 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、地震ならびに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ェッジとして特定する。

c. 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。

(3) 評価結果

(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

5.1 項ならびに 5.2 項の検討結果から、考慮すべき起因事象として、地震側の起因事象である「主給水喪失」、「外部電源喪失」、「補機冷却水の喪失」、及び、津波側の起因事象である「補機冷却水の喪失」、「主給水喪失」、「過渡事象」、「外部電源喪失」を対象とした。

b. 収束シナリオ及びクリフェッジの特定結果

(a)地震による起因事象をベースとした評価

上記の各起因事象について、5.1 (3) (3)-1 e 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」にまとめて評価をすることができる。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 5-(1)-12 及び添付 5-(1)-14 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 5-(3)-1 参照）。ただし、起因事象発生と同時に成立しないシナリオについては評価を実施しない。

(b)津波による起因事象をベースとした評価

上記の各起因事象について、5.2 (3) (3)-1 e 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」にまとめて評価をすることができる。そのため、本評価においては「補機冷却水の喪失」及び「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 5-(2)-9 の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 5-(3)-2 参照）。ただし、起因事象発生と同時に成立しないシナリオについては評価を実施しない。

この評価結果から、耐震裕度が 1.67Ss 以上または許容津波高さが 11.1m 以上の領域では、炉心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）。

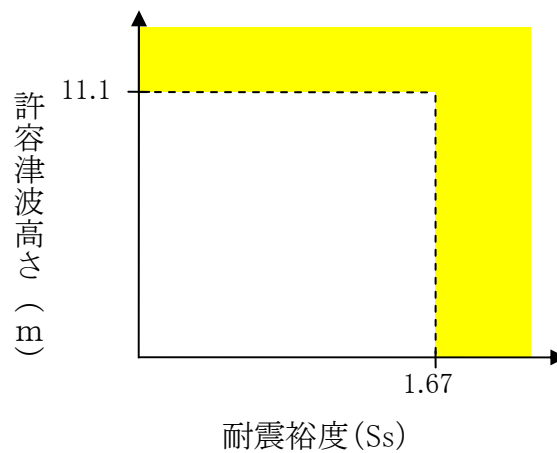


図 5-(3)-2 地震と津波の重畳に関するクリフエッジ評価結果
(炉心)

c. 事象の過程の進展を防止する措置の効果の評価結果

b.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（添付 5-(3)-3、添付 5-(3)-4 参照）。

緊急安全対策整備前では、1.28Ss 以上の地震により「外部電源喪失」が発生した場合、ほう酸注入タンクが構造損傷し、炉心を冷却する複数の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る。また、3.7m 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」等が発生した場合、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される。つまり、耐震裕度が 1.28Ss 以上、または許容津波高さが 3.7m 以上の領域では、炉心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、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確保、扉及び貫通部へのシール施工等により、耐震裕度 1.67Ss までの範囲、及び許容津波高さ 11.1m までの範囲では、タービン動補助給水ポンプを用いた 2 次系冷却が可能となり、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）。

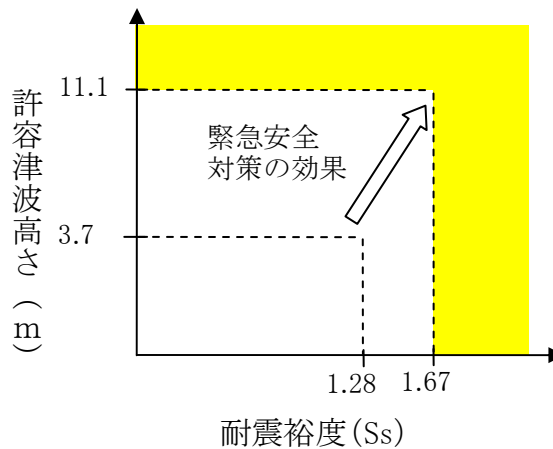


図 5-(3)-3 地震と津波の重畳に関するクリフエッジ評価結果
(炉心：緊急時安全対策整備前後の比較)

(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

5.1 項ならびに 5.2 項の検討結果から、考慮すべき起因事象として、地震側の起因事象である、「外部電源喪失」、「SFP 冷却機能喪失」、「補機冷却水の喪失」、「SFP 損傷」、及び、津波側の起因事象である、「補機冷却水の喪失」、「SFP 冷却機能喪失」、「外部電源喪失」を対象とした。

b. 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

「外部電源喪失」、「SFP 冷却機能喪失」及び「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 5-(1)-22 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 5-(3)-5 参照）。ただし、起因事象発生と同時に成立しないシナリオについては評価を実施しない。

また、「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 損傷」の耐震裕度は 2Ss と特定された。

(b)津波による起因事象をベースとした評価

上記の各起因事象について、5.2 (3) (3)-2 e 項で述べたように、「補機

冷却水の喪失」と「SFP 冷却機能喪失」は、「補機冷却水の喪失」にまとめて評価をすることができる。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。具体的には、添付 5-(2)-16 の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 5-(3)-6 参照）。ただし、起因事象発生と同時に成立しないシナリオについては評価を実施しない。

この評価結果から、耐震裕度が $2S_s$ 以上または許容津波高さが 32.0m 以上の領域では、SFP 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）。

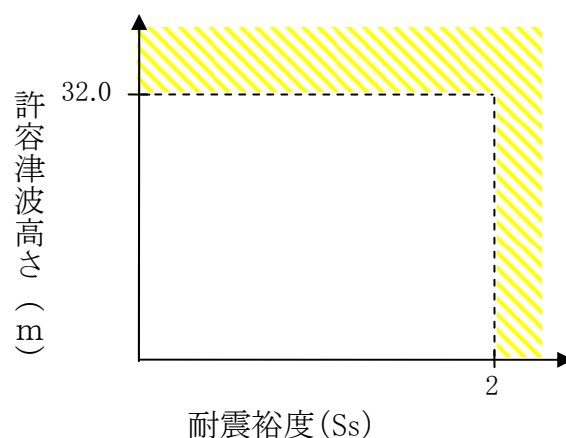


図 5-(3)-4 地震と津波の重畳に関するクリフエッジ評価結果
(SFP)

c. 事象の過程の進展を防止する措置の効果の評価結果

b.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（添付 5-(3)-7、添付 5-(3)-8 参照）。

緊急安全対策整備前では、1.30Ss 以上の地震により「SFP 冷却機能喪失」及び「補機冷却水の喪失」が発生した場合、燃料の損傷を回避する成功パスが無くなる。また、3.7m 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、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 1.30Ss 以上、または許容津波高さが 3.7m 以上の領域では、SFP 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、SFP へ海水等の水源から消防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 または許容津波高さ 32.0m 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、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）。

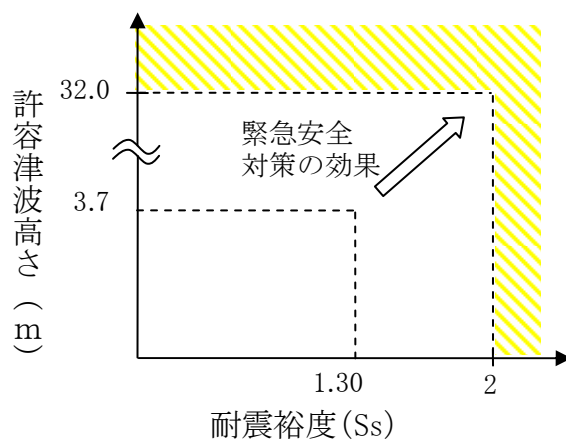


図 5-(3)-5 地震と津波の重畳に関するクリフエッジ評価結果
(SFP：緊急安全対策整備前後の比較)

(4) 評価結果のまとめ

炉心にある燃料に対して、地震と津波の重畳に対してクリフエッジを生じる起因事象は、地震に対しては「補機冷却水の喪失」、津波に対しては

「外部電源喪失」であると特定された。また、その時の、耐震裕度と許容津波高さの組み合わせとしては、 $[1.67Ss, 0m]$ 、 $[1.67Ss, 11.1m]$ 、 $[0Ss, 11.1m]$ を端点とした線分が、クリフエッジであると特定された。

また、SFPにある燃料に対しては、地震と津波の重畳に対してクリフエッジを生じる起因事象は、地震では「SFP 損傷」であり、津波では「外部電源喪失」であると特定された。また、その時の耐震裕度と許容津波高さの組み合わせとしては、 $[2Ss, 0m]$ 、 $[2Ss, 32.0m]$ 、 $[0Ss, 32.0m]$ を端点とした線分がクリフエッジであると特定された。

以上より、地震と津波の重畳に対するクリフエッジは、炉心にある燃料に関するクリフエッジが、SFPにある燃料に関するクリフエッジよりも、小さいことから、プラント全体としてのクリフエッジは、炉心にある燃料に関するクリフエッジと同じであると特定された（図 5-(3)-6 参照）。

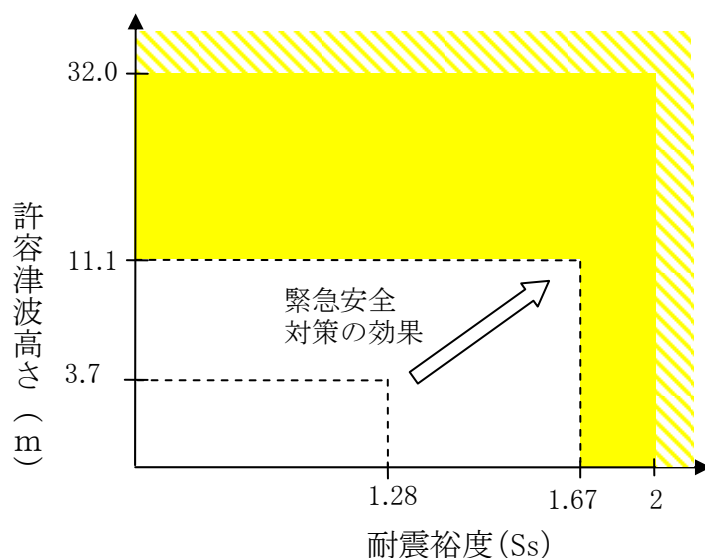


図 5-(3)-6 地震と津波の重畳に関するクリフエッジ評価結果
(プラント全体：緊急安全対策の整備前後の比較)

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。

地震や津波が重畳して発生する状況においても、地震や津波に対するクリフエッジへの対応を強化する等の改善策を確実に推進することにより、適切な対応が取れるようにしていく。

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組みを行っていく。

5. 4 全交流電源喪失

本事象は、原子炉の出力運転中また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または運転継続失敗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。

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停止しているが、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、SG に給水し SG を介した 2 次系からの冷却の後、海をヒートシンクとする 1 次系冷却により行う。2 次系からの冷却に必要な給水ポンプには、交流電源を駆動源とする電動補助給水ポンプ、SG からの蒸気を駆動源とするタービン動補助給水ポンプがある。1 次系冷却に必要なポンプには、余熱除去ポンプ、1 次系冷却水ポンプ、海水ポンプなどがあるが、これらは全て交流電源を駆動源とするポンプである。

したがって、全交流電源喪失時には、蒸気を駆動源とするタービン動補助給水ポンプにより、2 次系からの原子炉冷却を継続することが可能である。また、設備強化策として空冷式非常用発電装置を配備したことから、電動補助給水ポンプを運転して 2 次系からの冷却を継続することも可能である。

SFP については、通常、燃料ピットポンプ及びクーラにより、海をヒートシンクとして崩壊熱の除去を行う。また、保有水が減少した場合には、燃料取替用水ポンプにより、燃料取替用水タンクから補給を行う。全交流電源喪失時には、交流電源を駆動源とするこれらのポンプは機能喪失することから、崩壊熱除去のためには、蒸散により失われる保有水を補給する必要があり、緊急安全対策にて整備した消火栓等を用いた方法により給水を継続することが可能である。

美浜 1 号機の主要な系統図を図 2-1 に示す。

(1) 評価実施事項

- ① 内的事象 PSA 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。

(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。

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共に、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 項、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あたっては、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、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) 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 全交流電源喪失の継続時間及びクリフェッジの所在の特定

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、全交流電源喪失の継続時間の評価を行う。

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、保守的に継続時間に含めないこととする。

その上で、全交流電源喪失発生後の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、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（水源の枯渇、蓄電池の枯渇、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、1号機が全出力運転状態を初期状態とする場合（以下、運転時という。）と燃料が原子炉から SFP に全て取り出され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、停止時という。）について評価する。
- 継続時間評価において、全交流電源喪失発生後、原子炉については、緊急時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、SFP については、崩壊熱によって蒸散する保有水を補給し、SFP を通常水位に維持するものとして評価する。
- 消防ポンプの運転に必要なガソリンなど発電所で共有して使用するものについては、1号機にとって評価が厳しくなるよう 2,3号機の条件を仮定して評価する。

③ 事象の過程の進展を防止する措置の効果の評価

特定した防護措置ごとに、燃料の重大な損傷の防止または燃料の重大な損傷までの時間余裕の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共に、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時間余裕を比較する。

なお、防護措置の評価にあたっては、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しているが、外部からの支援の仕組みが確立している場合などはそれを含めた評価とする。

（3）評価結果

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結果

事象の過程としては、外部電源喪失発生後に非常用ディーゼル発電機が起動し、バックアップ電源として事象収束に必要な機器に電源を供給

する。電源構成概要は、添付 5-(4)-1 のとおりであり、1 号機への外部電源系統は 275 kV 送電線 4 回線及び 77kV 送電線 1 回線で構成され、所内電源としては、各々 A 系列及び B 系列の 6.6 kV 安全系高圧母線に合計 2 台の非常用ディーゼル発電機を設置している。

非常用ディーゼル発電機による給電機能が喪失すれば全交流電源喪失に至る。この過程を非常用ディーゼル発電機による給電機能を果たすシステムによるイベントツリーで図5-(4)-1に示す。

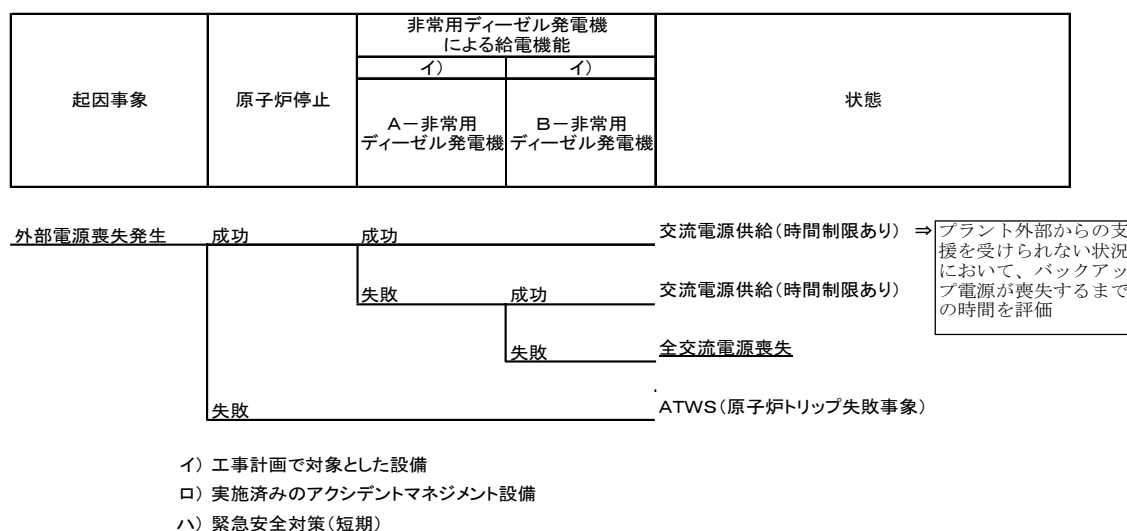


図 5-(4)-1 外部電源喪失から全交流電源喪失に至る事象の過程

外部電源喪失時において非常用ディーゼル発電機は、原子炉を i) 「冷温停止に移行」させ、ii) 「冷却維持」するために必要な機器に給電する。

非常用ディーゼル発電機の継続運転時間は、非常用ディーゼル発電機の燃料容量と i), ii) 各々に必要な機器の負荷に応じた燃料消費量により算出され、約 5.4 日間である。詳細は添付 5-(4)-2 に示す。

また、本評価においては、他号機で全交流電源喪失が発生していると仮定しているため、隣接号機の非常用ディーゼル発電機から電源の融通を受けるアクシデントマネジメント策である号機間電源融通は考慮していない。

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結果

事象の過程として原子炉については、全交流電源喪失後、タービン動補助給水ポンプが起動し、SG の 2 次側への給水が行われ、SG を介して原子炉の冷却が行われる。SG への給水機能が失われ、燃料の崩壊熱を除

去できなくなった場合には、最終的には燃料の重大な損傷に至る。

また、タービン動補助給水ポンプによる 2 次系冷却には、SG の水位監視が必要である。監視機器等への給電機能の維持に失敗した場合には、SG の水位制御に失敗し、最終的には燃料の重大な損傷に至る。

なお、緊急安全対策で配備した電源車に比べ、設備強化対策で配備した空冷式非常用発電装置は電源容量が大きく、電動補助給水ポンプが稼動できることから、SG への給水機能としてタービン動補助給水ポンプのバックアップとなる。

この過程を SG への給水機能及び監視機器等への給電機能を果たすシステムによるイベントツリーで図 5-(4)-2 に示す。

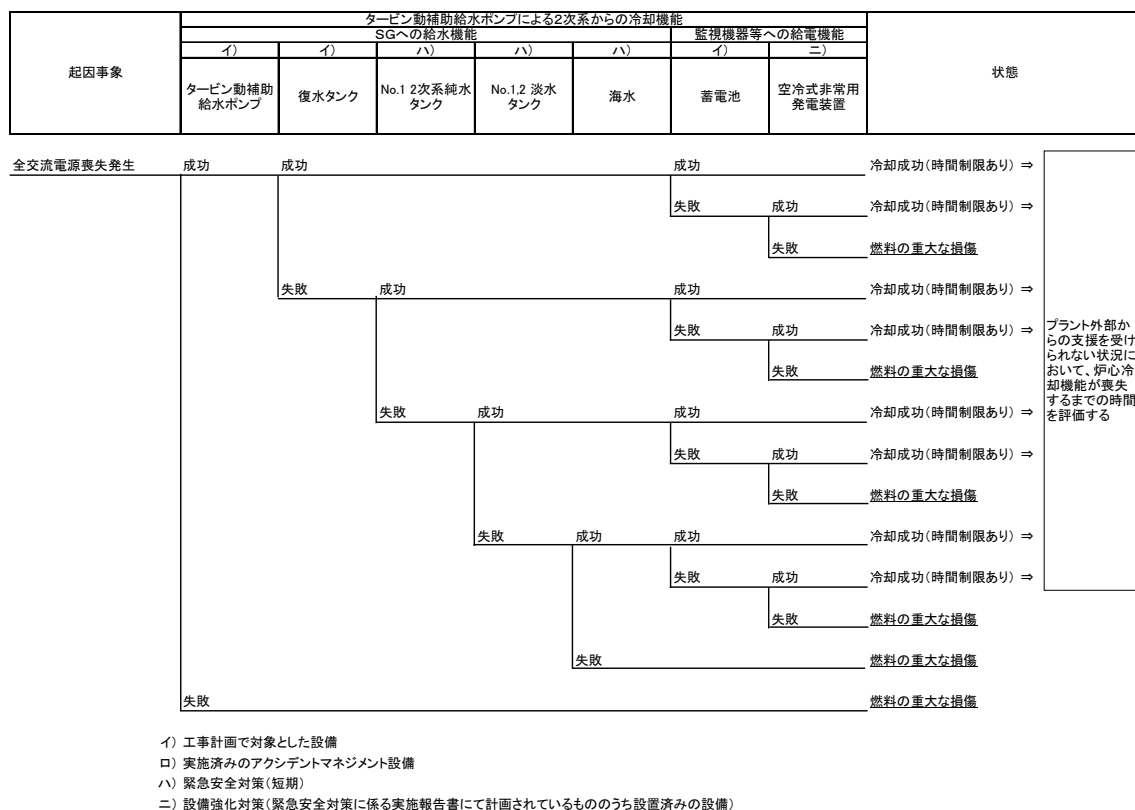
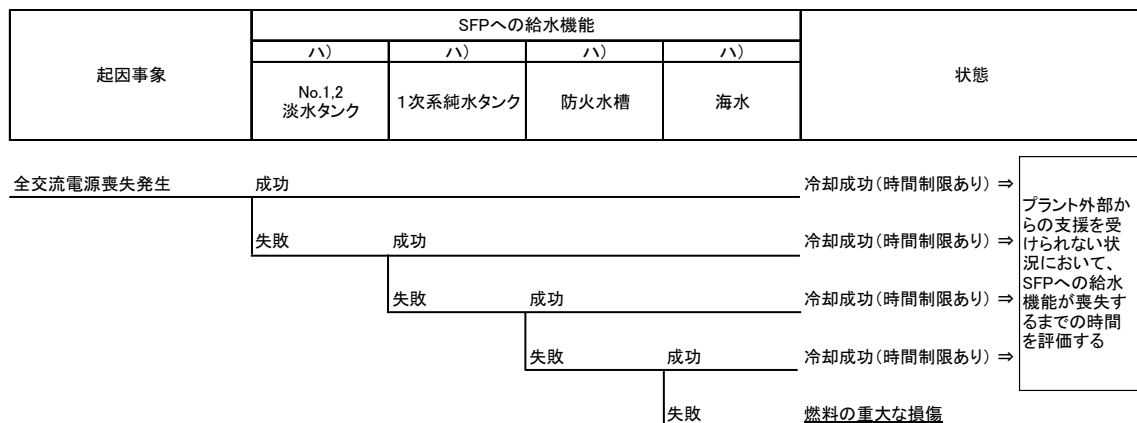


図 5-(4)-2 全交流電源喪失から燃料の重大な損傷に至る事象の過程 (炉心)

事象の過程として SFP については、全交流電源喪失に伴い、冷却機能が喪失するため、SFP への給水を行うことにより燃料を継続して冷却する必要がある。SFP への給水機能が失われ、燃料の崩壊熱を除去できなくなった場合には、最終的には燃料の重大な損傷に至る。

この過程を SFP への給水機能を果たすシステムによるイベントツリーで図 5-(4)-3 に示す。



- 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)

図 5-(4)-3 全交流電源喪失から燃料の重大な損傷に至る事象の過程 (SFP)

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から、炉心及び SFP 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あり、その設備の概要及び保全内容を添付 5-(4)-3 に示す。

○SG への給水機能

タービン動補助給水ポンプ、電動補助給水ポンプ、復水タンク、No.1 2 次系純水タンク、No.1,2 淡水タンク、ディーゼル消火ポンプ、消火栓、消防ポンプ

○SFP への給水機能

No.1,2 淡水タンク、1 次系純水タンク、防火水槽、1 次系純水ポンプ、ディーゼル消火ポンプ、消火栓、消防ポンプ

○電源機能

蓄電池、空冷式非常用発電装置、補助ボイラ燃料タンク、非常用ディーゼル発電機燃料油貯油槽

これらの設備については、保安規定で定めた保守管理計画に基づき保全を実施している。具体的には、設備に適応した保全プログラムを策定し、これに基づく保全を実施し設備の健全性の維持、確認を行っている。

さらに、保守管理の有効性評価の結果を踏まえ必要に応じ保全プログラムの見直しを行うなど、保守管理の継続的な改善活動を展開している。

なお、発電所で共有する水源としてのタンクについては、他号機も含めた割り当てを設定しており、添付5-(4)-4に示す。

今回評価に用いる各々の保有水量については、復水タンクは保安規定値、その他のタンクは低警報設定容量または運用水位とした。

② 全交流電源喪失の継続時間及びクリフェッジの所在の特定結果

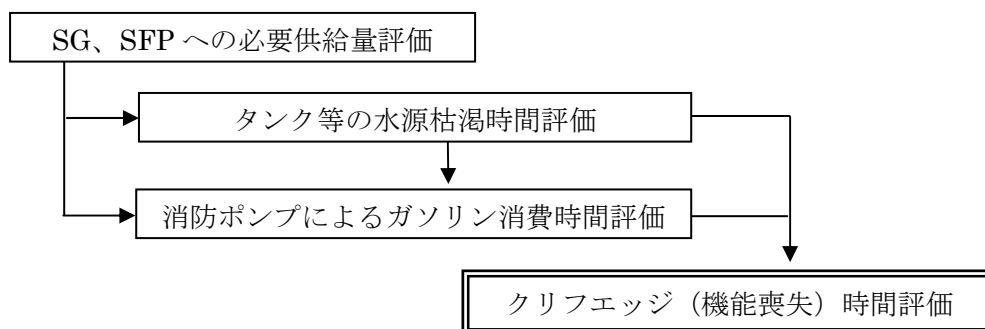
①-2 項において特定した事象の過程を踏まえ、全交流電源喪失時の継続時間評価は、(2) 評価方法 ②項に記載のとおり「運転時」及び「停止時」において給水機能の継続時間、電源機能の継続時間の評価を実施し、クリフェッジの所在の特定を行った。

なお、給水機能の継続時間評価は、SG、SFP への必要給水量評価に基づき、タンク等の水源枯渇時間、消防ポンプによるガソリン消費時間を踏まえ、クリフェッジとなる時間評価を行った。

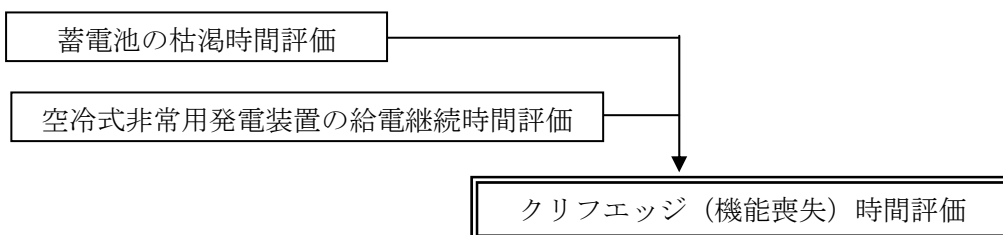
電源機能の継続時間評価は、蓄電池の枯渇時間、空冷式非常用発電装置の給電継続時間を踏まえ、クリフェッジとなる時間評価を行った。

継続時間評価のフロー図は以下のとおりである。

< 給水機能の継続時間評価 >



< 電源機能の継続時間評価 >



a. 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) 給水機能継続に係る評価

ア. 炉心にある燃料に対する評価結果

- 運転時に全交流電源喪失が発生した場合、タービン動補助給水ポンプが起動し、SG の 2 次側への給水が行われ、SG を介して原子炉の冷却

が行われる。

- 水源としては、復水タンク、No.1 2次系純水タンクの順に切り替え、ディーゼル消火ポンプ及び消火栓を用いて No.1,2 淡水タンク、消防ポンプを用いて海水から取水し、復水タンクに補給することで継続的に SG 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（添付 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流量から、復水タンクは約 5 時間、No.1 2次系純水タンクは約 9 日間、No.1,2 淡水タンクは約 11 日間である（添付 5-(4)-6 参照）。また、消防ポンプを用いて海水を補給する際には、水源である海水は十分にあるものの、消防ポンプの運転に必要なガソリンの消費を考慮する必要がある。
- 発電所に備蓄してあるガソリン（約 3,000 リットル（平成 24 年 8 月 15 日時点（評価対象時点）））は、他号機にも使用するため、全号機同時に全交流電源喪失が発生したと仮定し、ガソリン消費が早くなる他号機の初期状態（運転時または停止時）の組合せとして、2 号機を運転時、3 号機を停止時として評価した。発電所に備蓄してあるガソリンは、全交流電源喪失発生から約 13 日後に枯渇するが、1 号機はガソリンを使わない給水手段で約 20 日間継続できる（添付 5-(4)-7 参照）。

イ. SFP にある燃料に対する評価結果

- 運転時に全交流電源喪失が発生した場合、冷却機能が喪失することにより、SFP への新たな給水が必要となる。
- 水源としては、ディーゼル消火ポンプ及び消火栓を用いて No.1,2 淡水タンク、1 次系純水ポンプを用いて 1 次系純水タンク、最終的には消防ポンプを用いて防火水槽、海水から取水することで、継続的に SFP 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（添付 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 SFP にある燃料の崩壊熱に見合う給水流量から、No.1,2 淡水タンクは約 20 日間、1 次系純水タンクは約 4 日間である（添付 5-(4)-8 参照）。また、消防ポンプを用いて防火水槽、海水から補給する際には、海水など水源は十分にあるものの、消防ポンプの運転に必要なガソリンの消費を考慮する必要がある。
- 発電所に備蓄してあるガソリンは、「ア. 炉心にある燃料に対する評価結果」と同様に評価した結果、全交流電源喪失発生から約 13 日後

に枯渇するが、1 号機はガソリンを使わない給水手段で約 24 日間継続できる（添付 5-(4)-7 参照）。

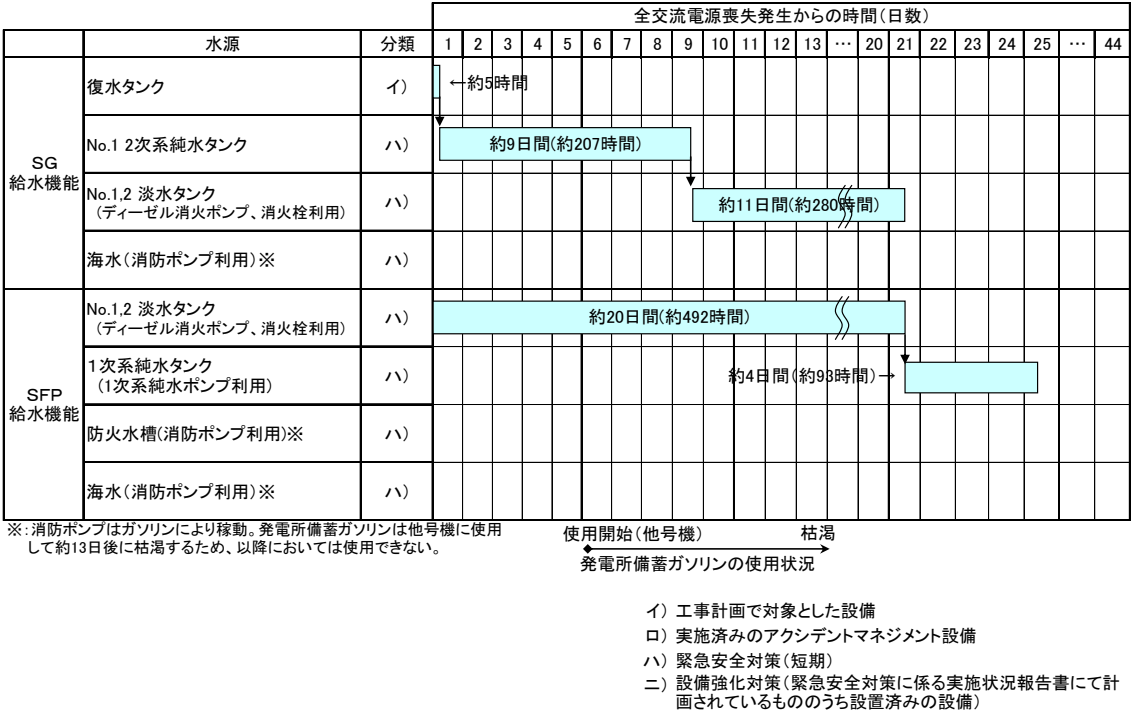


図 5-(4)-4 運転時の給水機能継続時間に係る評価結果

(b) 電源機能継続に係る評価

- 電源機能の一つである空冷式非常用発電装置に用いる重油は発電所で共有としていることから、他号機については重油の消費が早くなるよう、全て初期状態を運転時と仮定して評価した。その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。蓄電池枯渇後の電源として、空冷式非常用発電装置から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（添付 5-(4)-5 参照）。
 - 蓄電池については、その容量から約 5 時間の時間余裕があり、また、空冷式非常用発電装置の重油については、発電所構内にある補助ボイラ燃料タンク及び非常用ディーゼル発電機燃料油貯油槽の重油で補給するが、プラント外部からの支援がない場合でも、これを消費するまでには約 43 日間の時間余裕がある（添付 5-(4)-9 参照）。なお、重油は、給水手段であるディーゼル消火ポンプにも使用するため、これによる消費分も見込んで評価している。

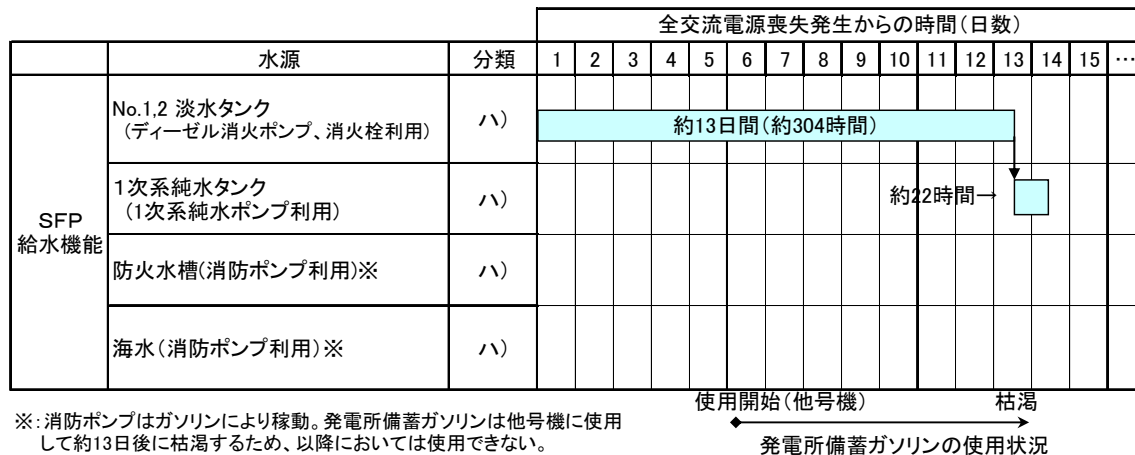
b. 停止時の継続時間に係る評価及びクリフエッジの特定

(a) 給水機能継続に係る評価

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

ア. SFP にある燃料に対する評価結果

- 停止時に全交流電源喪失が発生した場合、冷却機能が喪失することにより、SFP への新たな給水が必要となる。
- 水源としては、ディーゼル消火ポンプ及び消火栓を用いて No.1,2 淡水タンク、1 次系純水ポンプを用いて 1 次系純水タンク、最終的には消防ポンプを用いて防火水槽、海水から取水することで、継続的に SFP 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（添付 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 SFP にある燃料の崩壊熱に見合う給水流量から、No.1,2 淡水タンクは約 13 日間、1 次系純水タンクは約 22 時間である（添付 5-(4)-8 参照）。また、消防ポンプを用いて防火水槽、海水から補給する際には、海水など水源は十分にあるものの、消防ポンプの運転に必要なガソリンの消費を考慮する必要がある。
- 発電所に備蓄してあるガソリン（約 3,000 リットル）は他号機にも使用するため、全号機同時に全交流電源喪失が発生したと仮定し、ガソリン消費が早くなる他号機の初期状態（運転時または停止時）の組合せとして、2 号機を運転時、3 号機を停止時として評価した。発電所に備蓄してあるガソリンは、全交流電源喪失発生から約 13 日後に枯渇するが、1 号機はガソリンを使わない給水手段で約 13 日間継続できる（添付 5-(4)-10 参照）。



- 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)

図 5-(4)-7 停止時の給水機能継続時間に係る評価結果

(b) 電源機能継続に係る評価

停止時における電源の必要負荷は、1次系純水ポンプの稼動期間だけであり、空冷式非常用発電装置により供給可能である。

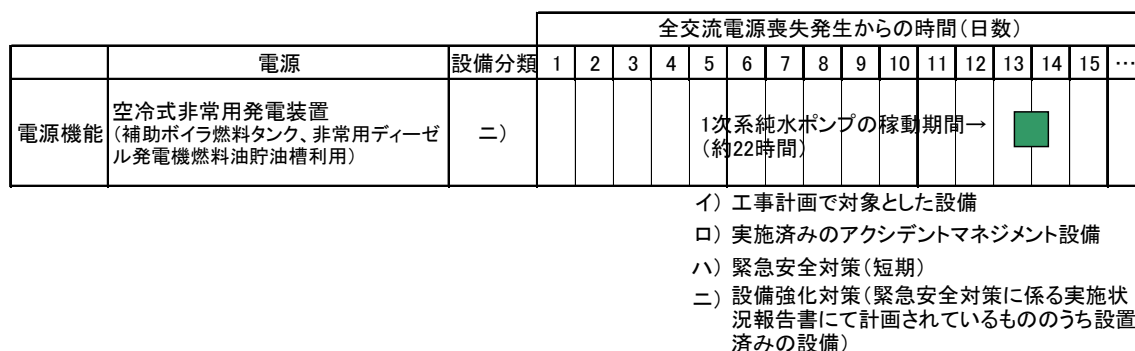


図 5-(4)-8 停止時の電源機能継続時間に係る評価結果

(c) クリフエッジ所在の特定

(a)給水機能継続に係る評価、(b)電源機能継続に係る評価より、停止時のクリフエッジは SFP で約 13 日後になる。

(SFP)			全交流電源喪失発生からの時間(日数)																
	水源	分類	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	13	14	15	...	
SFP 給水機能	No.1,2 淡水タンク (ディーゼル消火ポンプ、消火栓利用)	ハ)																	
			約13日間(約304時間)																
	1次系純水タンク (1次系純水ポンプ利用)	ハ)																	
	防火水槽(消防ポンプ利用)※1	ハ)																	
	海水(消防ポンプ利用)※1	ハ)																	
電源機能	空冷式非常用発電装置 (補助ボイラ燃料タンク、非常用ディーゼル発電機燃料油貯槽利用)	ニ)																	

※1: 消防ポンプはガソリンにより稼動。発電所備蓄ガソリンは他号機に使用して約13日後に枯渇するため、以降においては使用できない。

※2: 1次系純水タンクの保有水量に制約され、約22時間となる。この期間の電源供給は可能。

約13日後(約326時間後)

- 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)

図 5-(4)-9 停止時のクリフエッジ所在の特定結果

以上により、運転時及び停止時のクリフエッジは下表のとおりとなった。

表. クリフエッジの特定結果

	1 号機運転時	1 号機停止時
炉心	約 20 日後	—
SFP	約 24 日後	約 13 日後

③ 事象の過程の進展を防止する措置の効果の評価結果

➤ 運転時の場合

②項より、炉心のクリフエッジは、緊急安全対策前（防護措置の分類イ）、ロ）では約 5 時間後であるが、多重防護の観点から、緊急安全対策（防護措置の分類ハ）及び設備強化対策（防護措置の分類ニ）によって、SG への給水機能の種類に No.1 2 次系純水タンク、No.1,2 淡水タンク、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こと、さらに電源機能の種類に空冷式非常用発電装置が加わり合計 2 種類となった効果により、約 20 日後に増加することとなった。

一方、緊急安全対策前の SFP では、保有水の温度上昇、さらに蒸散

緊急安全対策（防護措置の分類ハ）後の SFP では、多重防護の観点から、SFP への給水機能の種類が No.1,2 淡水タンク、1 次系純水タンク、防火水槽、海水の 4 種類の水源に順次切り替えることが可能になったことから、約 13 日後に増加することとなった。



※1: 消防ポンプはガソリンにより稼動。発電所備蓄ガソリンは他号機に使用して約13日後に枯渇するため、以降においては使用できない。

※2: 1次系純水タンクの保有水量に制約され、約22時間となる。この期間の電源供給は可能。

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)

図 5-(4)-11 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

(4) 評価結果のまとめ

全交流電源喪失が発生した時に、プラント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、炉心で約 20 日間、SFP で約 13 日間冷却を継続することができる。これは緊急安全対策の結果、継続時間が大幅に増加したものであり、プラント外部からの支援（消防ポンプのガソリンや空冷式非常用発電装置の重油の補給）を期待するに十分な時間余裕となっている。

プラント外部からの支援は、発電所の備蓄分が枯渇するまでに陸路で補給を行うこととしており、さらに比較的早期に枯渇するガソリンについては、陸路で補給が困難な場合も考慮してヘリコプターにより空輸を行う仕組みを構築している。

ヘリコプターによる空輸については、美浜発電所のある若狭地域とは異なる大阪府の南部に位置する八尾空港を拠点とし全国の 4 ヶ所（東京、富

山、名古屋、広島)の空港も使用できるようにしている。八尾を含む 5 ヶ所の空港全てが連続して飛行できなかった日数は過去 20 年間で 3 日間連続が 1 回であり、若狭地域で連続して飛行不能に相当する気象条件であった日数は過去 20 年間で 3 日間連続が 2 回であった。

また、重油については、発電所貯蔵分が枯渇するのは全交流電源喪失が発生した後、約 43 日後であることから、外部からの補給は十分可能と考えている。

これらにより、給水機能及び電源機能が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となる。

なお、添付 4-1 に示す設備強化対策で今後設置を計画している設備の効果も参考として評価しており、その評価結果は添付 5-(4)-11 に示す。例えば、今後、恒設非常用発電機を設置して外部電源喪失時のバックアップ電源の多様化を図ることにしている。

また、設備強化対策として空冷式非常用発電装置を平成 23 年 9 月に配備したが、緊急安全対策として配備した電源車に比べ電源容量が大きく、電動補助給水ポンプも稼働できることから、タービン動補助給水ポンプのバックアップとすることが可能となっている。

これら防護措置が確実に実行できることが重要であることから、現状の措置について教育、訓練を通じて改善を図りながら実行性を維持向上させると共に今後追加する措置に対しても教育、訓練を通じて実行性を確保していくことにしている。

5. 5 最終的な熱の逃し場（最終ヒートシンク）の喪失

本事象は、原子炉の出力運転中または停止中に海水ポンプ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。

最終ヒートシンク喪失が発生した場合には、原子炉は手動停止させるが、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、SG に給水し SG を介した 2 次系からの冷却の後、海をヒートシンクとする 1 次系冷却により行う。2 次系からの冷却に必要な給水ポンプには、電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプがあるが、これらは海水による冷却系を必要としないため、最終ヒートシンク喪失時にも使用できる。1 次系冷却は海をヒートシンクとするため、最終ヒートシンク喪失時には機能喪失する。

したがって、最終ヒートシンク喪失時には、電動補助給水ポンプまたはタービン動補助給水ポンプにより、2 次系からの原子炉冷却を継続することが可能である。

SFP については、通常、燃料ピットポンプ及びクーラにより、海をヒートシンクとして崩壊熱の除去を行う。また、保有水が減少した場合には、燃料取替用水ポンプにより、燃料取替用水タンクから補給を行う。最終ヒートシンク喪失時には、海をヒートシンクとする冷却機能が喪失することから、崩壊熱除去のためには、蒸散により失われる保有水を補給する必要があり、緊急安全対策にて整備した消火栓等を用いた方法により給水を継続することが可能である。

美浜 1 号機の主要な系統図を図 2-1 に示す。

（1）評価実施事項

- ① 内的事象 PSA 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を踏まえ、最終ヒートシンク喪失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。

（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。

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あたっては、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、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) 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の継続時間及びクリフエッジの所在の特定

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の継続時間の評価を行う。

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。

- クリフエ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（水源の枯渇、蓄電池の枯渇、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、1号機が全出力運転状態を初期状態とする場合（以下、運転時という。）と燃料が原子炉から SFP に全て取り

出され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、停止時という。）について評価する。

- 継続時間評価において、最終ヒートシンク喪失発生後、原子炉については、緊急時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、SFP については、崩壊熱によって蒸散する保有水を補給し、SFP を通常水位に維持するものとして評価する。
- 消防ポンプのガソリンなど発電所で共有して使用するものについては、1号機にとって評価が厳しくなるよう 2,3号機の条件を仮定して評価する。

③ 事象の過程の進展を防止する措置の効果の評価

特定した防護措置ごとに、燃料の重大な損傷の防止または燃料の重大な損傷までの時間余裕の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共に、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時間余裕を比較する。

なお、防護措置の評価にあたっては、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しているが、外部からの支援の仕組みが確立している場合などはそれを含めた評価とする。

（3）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

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、タービン動補助給水ポンプまたは電動補助給水ポンプが起動し、SG の 2 次側への給水が行われ、SG を介して原子炉の冷却が行われる。SG への給水機能が失われ、燃料の崩壊熱を除去できなくなった場合には、最終的には燃料の重大な損傷に至る。

なお、これら補助給水ポンプによる 2 次系冷却には、SG の水位監視が必要であるが、監視機器等への給電は外部電源により維持される。この過程を SG への給水機能を果たすシステムによるイベントツリーで図 5-(5)-1 に示す。

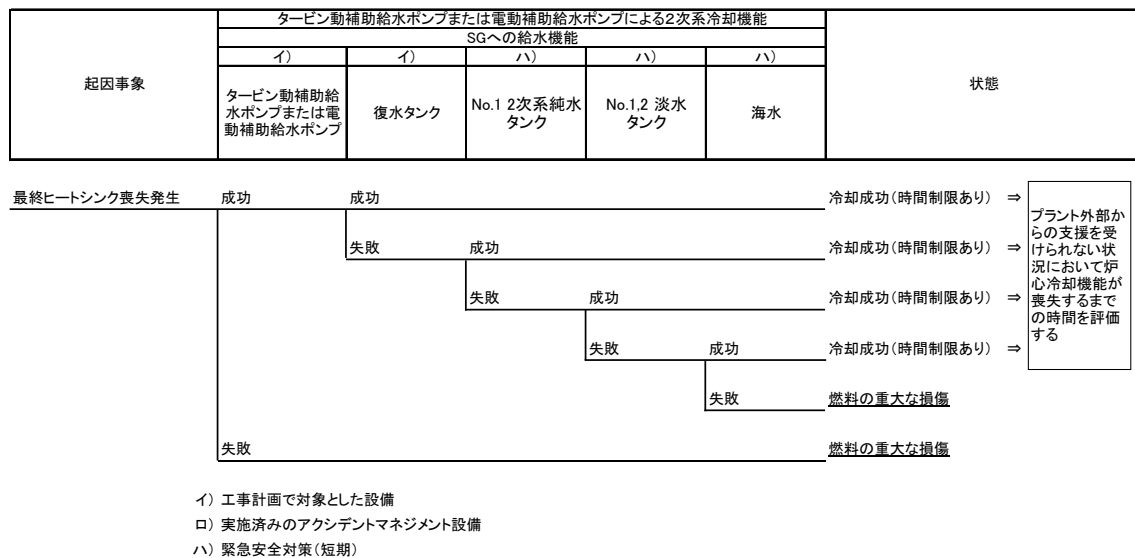


図 5-(5)-1 最終ヒートシンク喪失から燃料の重大な損傷に至る事象の過程 (炉心)

事象の過程として SFP については、最終ヒートシンク喪失に伴い、冷却機能が喪失するため、SFP への給水を行うことにより燃料を継続して冷却する必要がある。SFP への給水機能が失われ、燃料の崩壊熱を除去できなくなった場合には、最終的には燃料の重大な損傷に至る。

この過程を SFP への給水機能を果たすシステムによるイベントツリーで図 5-(5)-2 に示す。

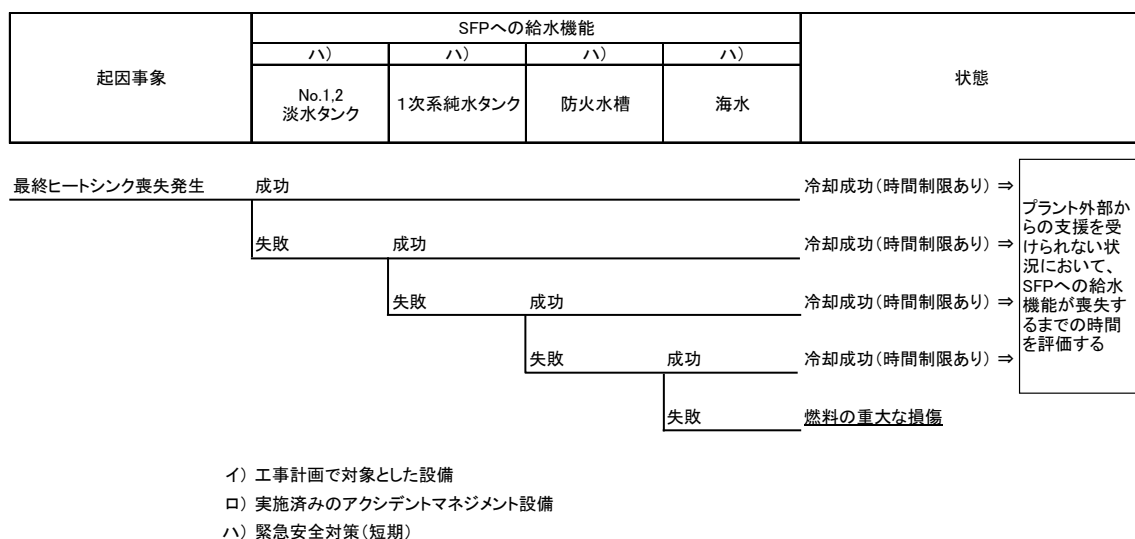


図 5-(5)-2 最終ヒートシンク喪失から燃料の重大な損傷に至る事象の過程 (SFP)

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、炉心及び SFP 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あり、その設備の概要及び保全内容を添付 5-(5)-1 に示す。

○SG への給水機能

タービン動補助給水ポンプ、電動補助給水ポンプ、復水タンク、
No.1 2 次系純水タンク、No.1,2 淡水タンク、ディーゼル消火ポンプ、
消火栓、消防ポンプ

○SFP への給水機能

No.1,2 淡水タンク、1 次系純水タンク、防火水槽、1 次系純水ポンプ、
ディーゼル消火ポンプ、消火栓、消防ポンプ

これらの設備については、保安規定で定めた保守管理計画に基づき保全を実施している。具体的には、設備に適応した保全プログラムを策定し、これに基づく保全を実施し設備の健全性の維持、確認を行っている。

さらに、保守管理の有効性評価の結果を踏まえ必要に応じ保全プログラムの見直しを行うなど、保守管理の継続的な改善活動を展開している。

なお、発電所で共有する水源としてのタンクについては、他号機も含めた割り当てを設定しており、添付5-(5)-2に示す。

今回評価に用いる各々の保有水量については、復水タンクは保安規定値、その他のタンクは低警報設定容量または運用水位とした。

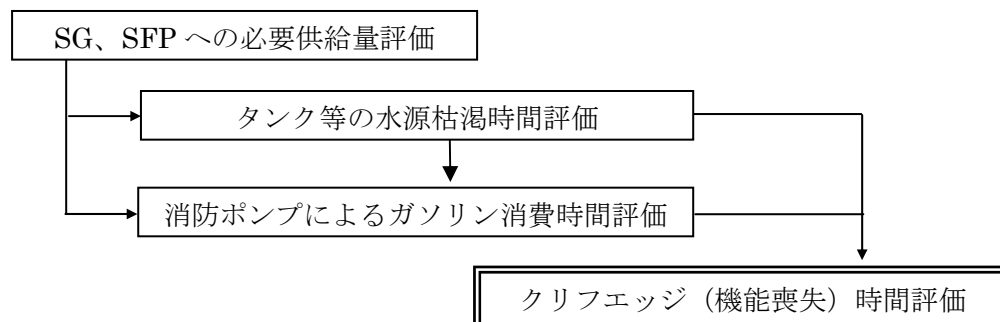
② 最終ヒートシンク喪失の継続時間及びクリフエッジの所在の特定結果

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継続時間評価は、(2) 評価方法 ②項に記載のとおり「運転時」及び「停止時」において給水機能の継続時間の評価を実施し、クリフエ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、SG、SFP への必要給水量評価に基づき、タンク等の水源枯渇時間、消防ポンプによるガソリン消費時間を踏まえ、クリフエッジとなる時間評価を行った。

継続時間評価のフロー図は以下のとおりである。

＜給水機能の継続時間評価＞



a. 運転時の継続時間に係る評価及びクリフエッジの特定

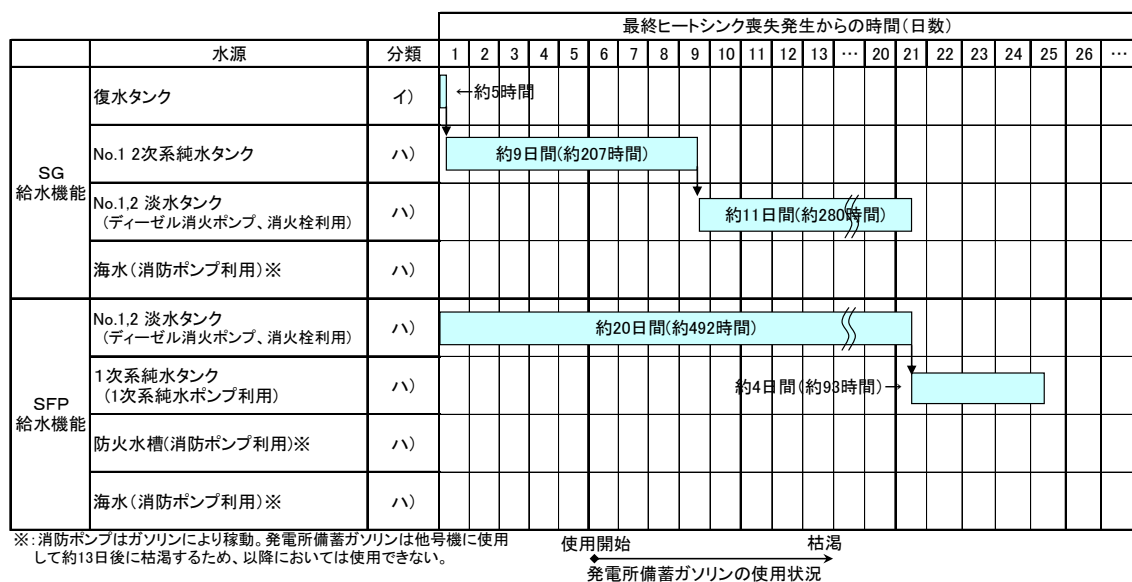
(a) 給水機能継続に係る評価

ア. 炉心にある燃料に対する評価結果

- 運転時に最終ヒートシンク喪失が発生した場合、タービン動補助給水ポンプまたは電動補助給水ポンプが起動し、SG の 2 次側への給水が行われ、SG を介して原子炉の冷却が行われる。
- 水源としては、復水タンク、No.1 2 次系純水タンクの順に切り替え、ディーゼル消火ポンプ及び消火栓を用いて No.1,2 淡水タンク、消防ポンプを用いて海水から取水し、復水タンクに補給することで継続的に SG 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（添付 5-(5)-3 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流量から、復水タンクは約 5 時間、No.1 2 次系純水タンクは約 9 日間、No.1,2 淡水タンクは約 11 日間である（添付 5-(5)-4 参照）。また、消防ポンプを用いて海水を補給する際には、水源である海水は十分にあるものの、消防ポンプの運転に必要な燃料（ガソリン）の消費を考慮する必要がある。
- 発電所に備蓄してあるガソリン（約 3,000 リットル（平成 24 年 8 月 15 日時点（評価対象時点）））は、他号機にも使用するため、全号機同時に最終ヒートシンク喪失が発生したと仮定し、ガソリン消費が早くなる他号機の初期状態（運転時または停止時）の組合せとして、2 号機を運転時、3 号機を停止時として評価した。発電所に備蓄してあるガソリンは、最終ヒートシンク喪失発生から約 13 日後に枯渇するが、1 号機はガソリンを使わない給水手段で約 20 日間継続できる（添付 5-(5)-5 参照）。

イ. SFP にある燃料に対する評価結果

- 運転時に最終ヒートシンク喪失が発生した場合、冷却機能が喪失することにより、SFP への新たな給水が必要となる。
- 水源としては、ディーゼル消火ポンプ及び消火栓を用いて No.1,2 淡水タンク、1 次系純水ポンプを用いて 1 次系純水タンク、最終的には消防ポンプを用いて防火水槽、海水から取水することで、継続的に SFP 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（添付 5-(5)-3 参照）。
- 各水源の枯渇時間については、各水源の保有水と SFP にある燃料の崩壊熱に見合う給水流量から、No.1,2 淡水タンクは約 20 日間、1 次系純水タンクは約 4 日間である（添付 5-(5)-6 参照）。また、消防ポンプを用いて防火水槽、海水から補給する際には、海水など水源は十分にあるものの、消防ポンプの運転に必要なガソリンの消費を考慮する必要がある。
- 発電所に備蓄してあるガソリンは、「ア．炉心にある燃料に対する評価結果」と同様に評価した結果、最終ヒートシンク喪失発生から約 13 日後に枯渇するが、1 号機はガソリンを使わない給水手段で約 24 日間継続できる（添付 5-(5)-5 参照）。



- 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)

図 5-(5)-3 運転時の給水機能継続時間に係る評価結果

(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、運転時のクリフエッジは炉心で約 20 日後、SFP で約 24 日後になる。

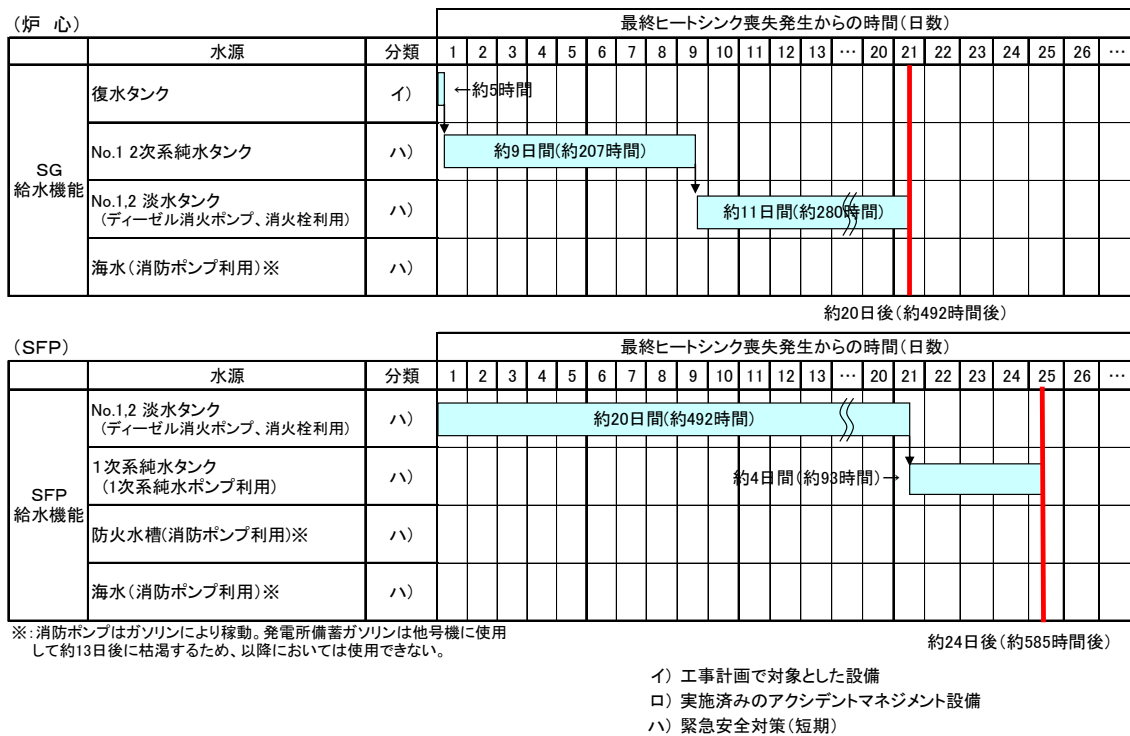


図 5-(5)-4 運転時のクリフエッジ所在の特定結果

b. 停止時の継続時間に係る評価及びクリフエッジの特定

(a) 給水機能継続に係る評価

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

ア. SFP にある燃料に対する評価結果

- 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、SFP への新たな給水が必要となる。
- 水源としては、ディーゼル消火ポンプ及び消火栓を用いて No.1,2 淡水タンク、1 次系純水ポンプを用いて 1 次系純水タンク、最終的には消防ポンプを用いて防火水槽、海水から取水することで、継続的に SFP 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(添付 5-(5)-3 参照)。
- 各水源の枯渇時間については、各水源の保有水と SFP にある燃料の崩壊熱に見合う給水流量から、No.1,2 淡水タンクは約 13 日間、1 次

➤ 発電所に備蓄してあるガソリン（約 3,000 リットル）は他号機にも使用するため、全号機同時に最終ヒートシンク喪失が発生したと仮定し、ガソリン消費が早くなる他号機の初期状態（運転時または停止時）の組合せとして、2 号機を運転時、3 号機を停止時として評価した。発電所に備蓄してあるガソリンは、最終ヒートシンク喪失発生から約 13 日後に枯渇するが、1 号機はガソリンを使わない給水手段で約 13 日間継続できる（添付 5-(5)-7 参照）。

- 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)

(b) クリフエッジ所在の特定

79

(SFP)			最終ヒートシンク喪失発生からの時間(日数)																
	水源	分類	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	13	14	15	...	
SFP 給水機能	No.1,2 淡水タンク (ディーゼル消火ポンプ、消火栓利用)	ハ)	約13日間(約304時間)																
	1次系純水タンク (1次系純水ポンプ利用)	ハ)																	
	防火水槽(消防ポンプ利用)※	ハ)																	
	海水(消防ポンプ利用)※	ハ)																	

※: 消防ポンプはガソリンにより稼動。発電所備蓄ガソリンは他号機に使用して約13日後に枯渇するため、以降においては使用できない。

約13日後(約326時間後)

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)

図 5-(5)-6 停止時のクリフエッジ所在の特定結果

以上により、運転時及び停止時のクリフエッジは下表のとおりとなった。

表. クリフエッジの特定結果

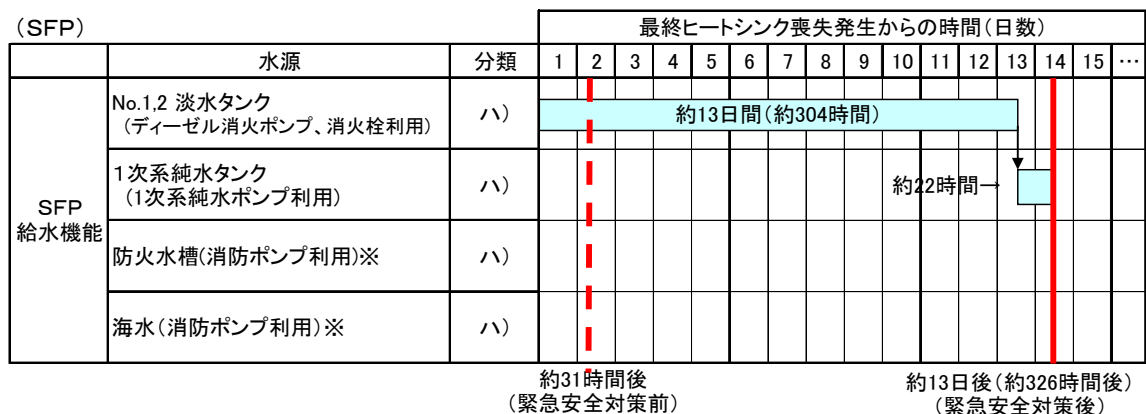
	1号機運転時	1号機停止時
炉心	約 20 日後	—
SFP	約 24 日後	約 13 日後

③ 事象の過程の進展を防止する措置の効果の評価結果

➤ 運転時の場合

②項より、炉心のクリフエッジは、緊急安全対策前（防護措置の分類イ）、ロ))では約 5 時間後であるが、多重防護の観点から、緊急安全対策（防護措置の分類ハ))によって、SG への給水機能の種類に No.1 2 次系純水タンク、No.1,2 淡水タンク、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により、約 20 日後に増加することとなった。

一方、緊急安全対策前の SFP では、保有水の温度上昇、さらに蒸散が始まることになるが、蒸散が顕著となる水温 100℃付近に到達するまでの時間は、燃料の崩壊熱と保有水量から計算され、約 147 時間となる。緊急安全対策（防護措置の分類ハ))後の SFP では、多重防護の観点から、SFP への給水機能の種類が No.1,2 淡水タンク、1 次系純水タンク、防火水槽、海水の 4 種類の水源に順次切り替えることが可能になったことから、約 24 日後に増加することとなった。



※: 消防ポンプはガソリンにより稼動。発電所備蓄ガソリンは他号機に使用して約13日後に枯渇するため、以降においては使用できない。

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)

図 5-(5)-8 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

(4) 評価結果のまとめ

最終ヒートシンク喪失が発生した時に、プラント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、炉心で約 20 日間、SFP で約 13 日間冷却を継続することができる。これは緊急安全対策の結果、継続時間が大幅に増加したものであり、プラント外部からの支援（消防ポンプのガソリン補給）を期待するに十分な時間余裕となっている。

プラント外部からの支援は、発電所の備蓄分が枯渇するまでに陸路で補給を行うこととしており、さらに陸路で補給が困難な場合も考慮してヘリコプターにより空輸を行う仕組みを構築している。

ヘリコプターによる空輸については、美浜発電所のある若狭地域とは異なる大阪府の南部に位置する八尾空港を拠点とし全国の 4 ヶ所（東京、富山、名古屋、広島）の空港も使用できるようにしている。八尾を含む 5 ヶ所の空港全てが連続して飛行できなかった日数は過去 20 年間で 3 日間連続が 1 回であり、若狭地域で連続して飛行不能に相当する気象条件であった日数は過去 20 年間で 3 日間連続が 2 回であった。

これらにより、給水機能が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となる。

なお、添付 4-1 に示す設備強化対策で設置を計画した設備の効果も参考として評価した。海水ポンプ電動機予備品の確保（平成 24 年 2 月済）は、海水ポンプの早期復旧に寄与し海水による冷却系の機能（最終ヒートシンク）の復旧に繋がる。また、平成 23 年 12 月に配備したディーゼル駆動の

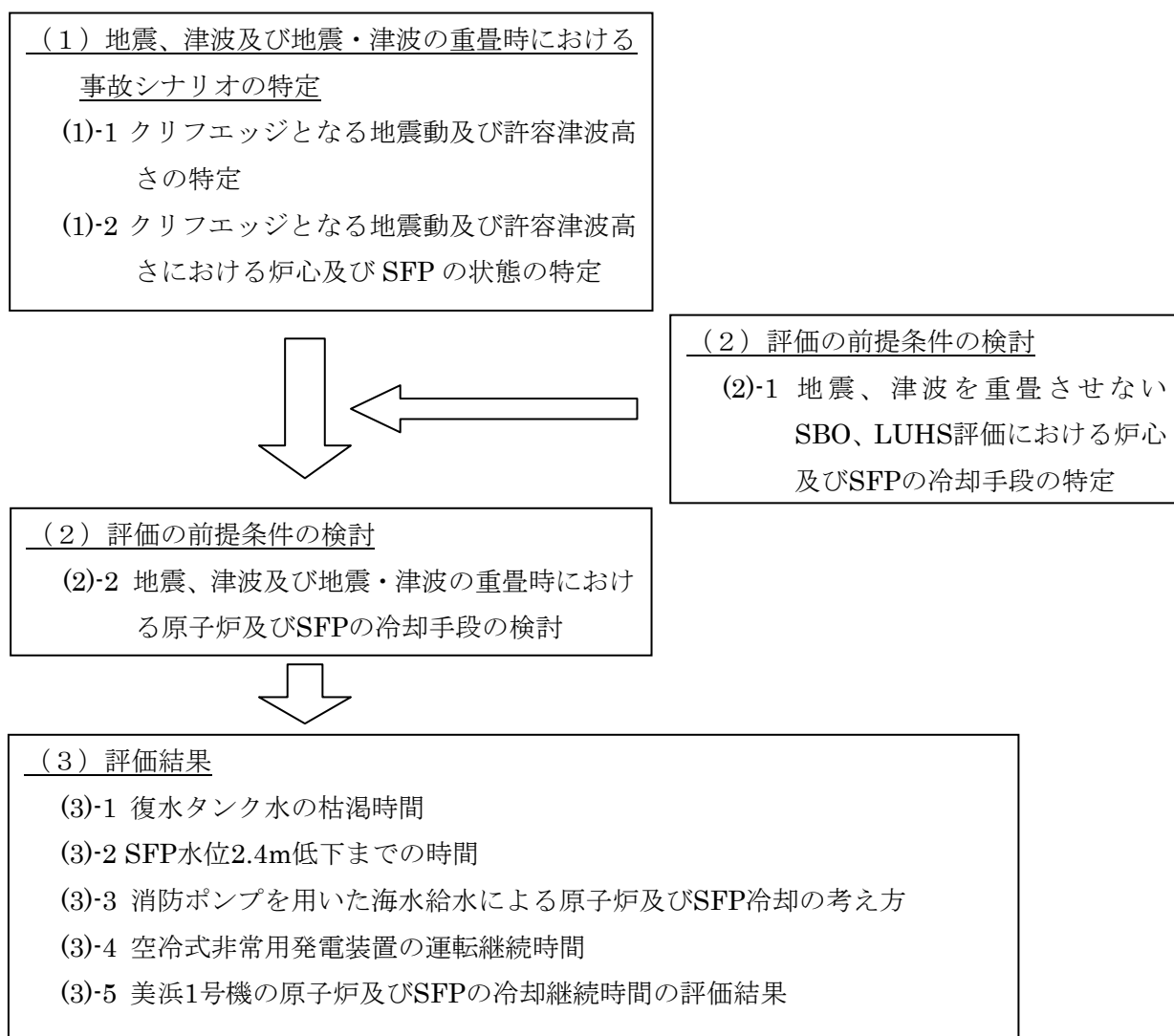
大容量ポンプは、1次系冷却水クーラに海水を供給して余熱除去クーラを介して燃料の崩壊熱を除去することができ、海水ポンプの代替として機能することから、最終ヒートシンクの多様化が図られている。

これら防護措置が確実に実行できることが重要であることから、現状の措置について教育、訓練を通じて改善を図りながら実行性を維持向上させると共に今後追加する措置に対しても教育、訓練を通じて実行性を確保していくことにしている。

5. 6 地震、津波及び地震・津波の重畳時における原子炉及び使用済燃料ピットの冷却継続時間評価

本章においては、地震、津波及び地震・津波の重畳時における原子炉及び使用済燃料ピット（以下、**SFP**という。）の冷却継続時間評価を行う。これは、5. 4章及び5. 5章における全交流電源喪失（以下、**SBO**という。）及び最終ヒートシンク喪失（以下、**LUHS**という。）に関する評価に、地震、津波を重ね合わせた事象について評価するものである。

評価にあたっては、まず5. 1～5. 3章で評価したクリフエッジとなる地震動及び許容津波高さにおける事故シナリオを特定する。次に評価の前提条件として、炉心及び**SFP**の冷却手段について地震、津波に対する利用可否等について検討する。その上で、各水源等の供給継続時間及び最終的な冷却継続時間の評価を実施する。この流れを以下に示す。



(1) 地震、津波及び地震・津波の重畳時における事故シナリオの特定

(1)-1 クリフエッジとなる地震動及び許容津波高さの特定

地震、津波及び地震・津波の重畳時について各々耐性評価を行い、炉心については地震動1.67Ss及び許容津波高さ11.1m、SFPについては地震動2Ss及び許容津波高さ32.0mがクリフエッジとなるとする評価結果が得られている。

地震、津波及び地震・津波の重畳時においてクリフエッジを特定したイベントツリーを炉心、SFP各々について図5-(6)-1～5-(6)-6に示す。

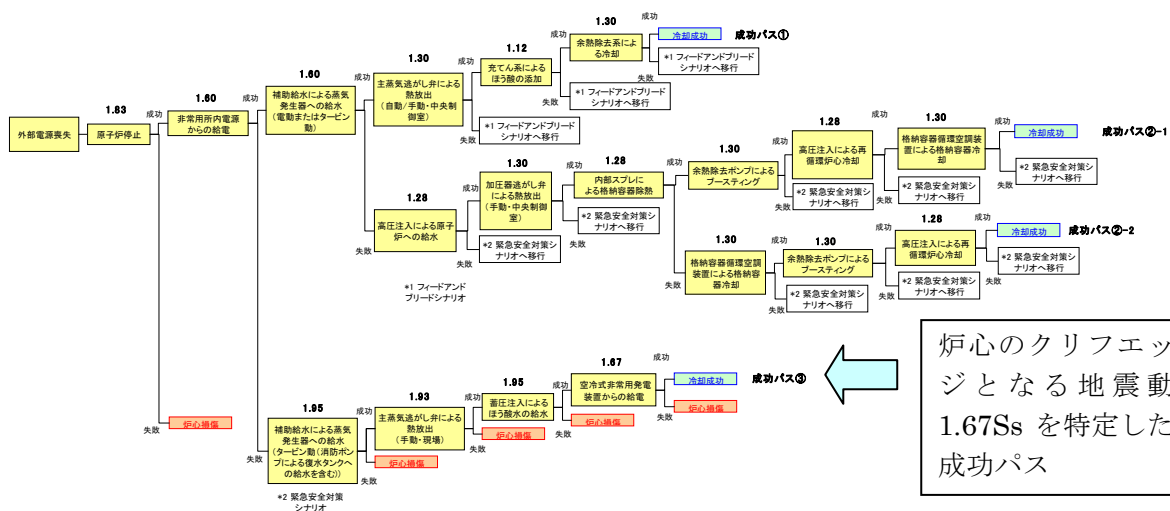
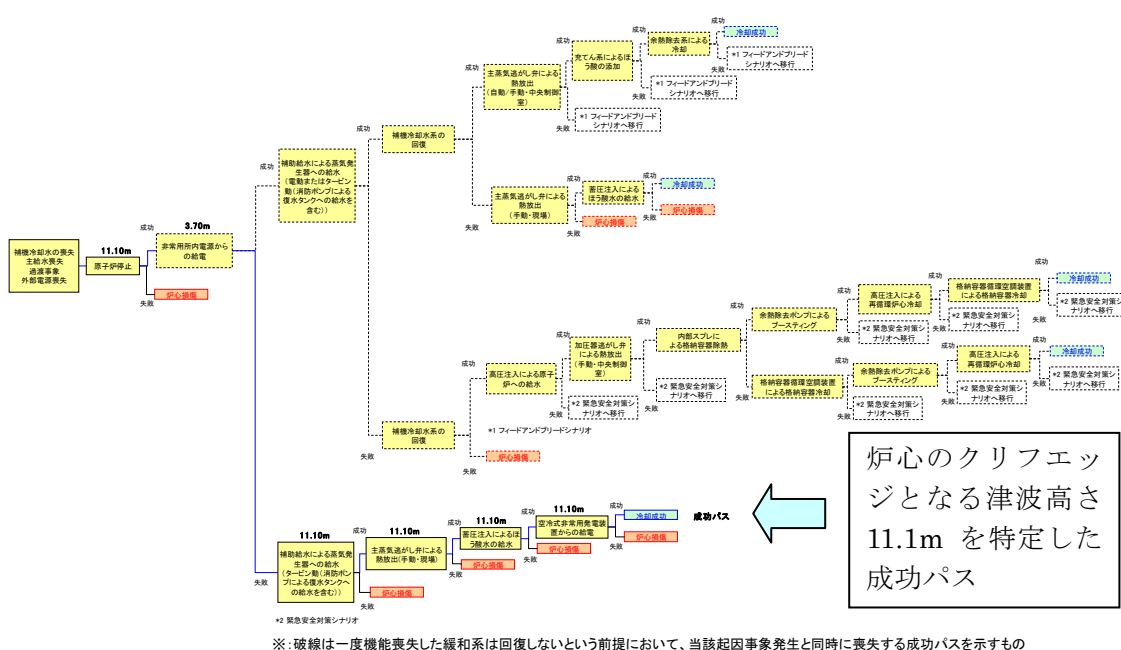


図5-(6)-1 地震時においてクリフエッジを特定したイベントツリー (炉心)



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

図5-(6)-2 津波時においてクリフエッジを特定したイベントツリー (炉心)

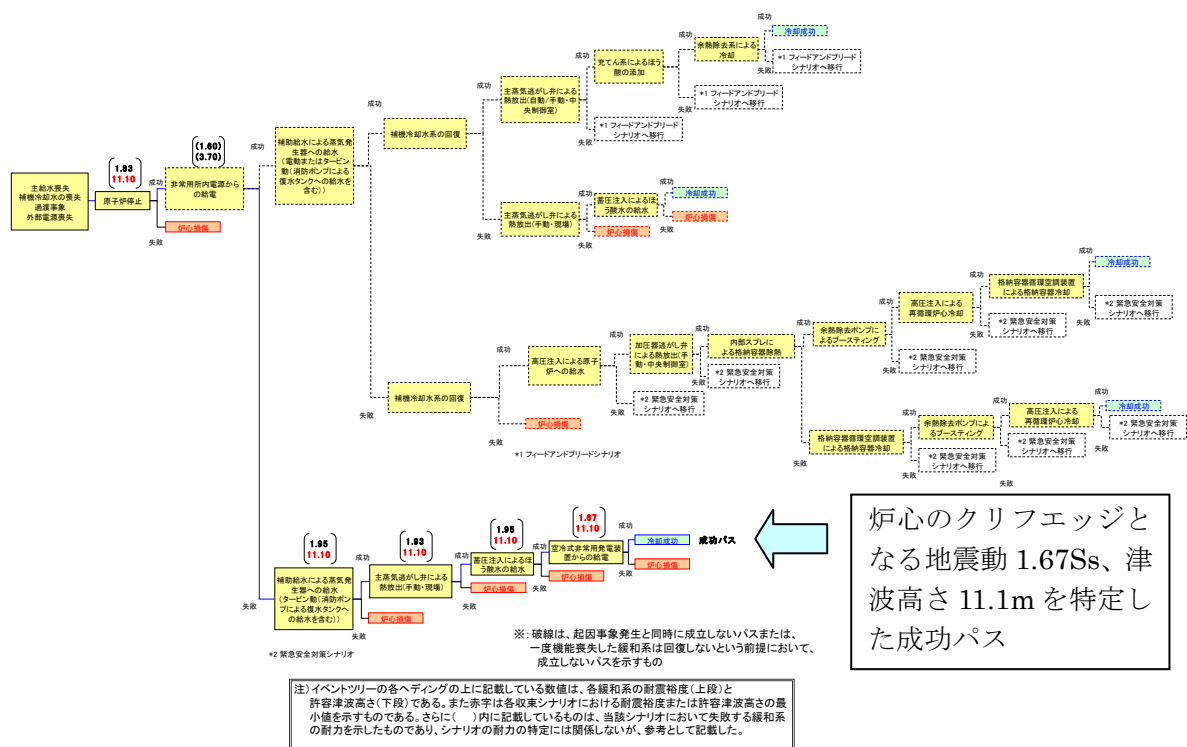


図5-(6)-3 地震・津波の重畳時においてクリフエッジを特定したイベントツリー（炉心）

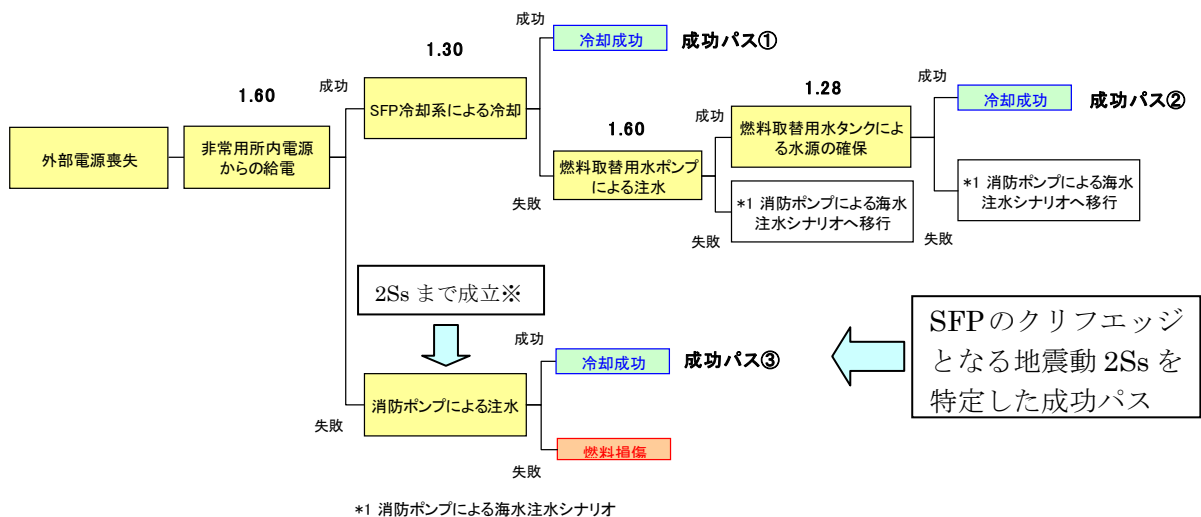


図5-(6)-4 地震時においてクリフエッジを特定したイベントツリー（SFP）

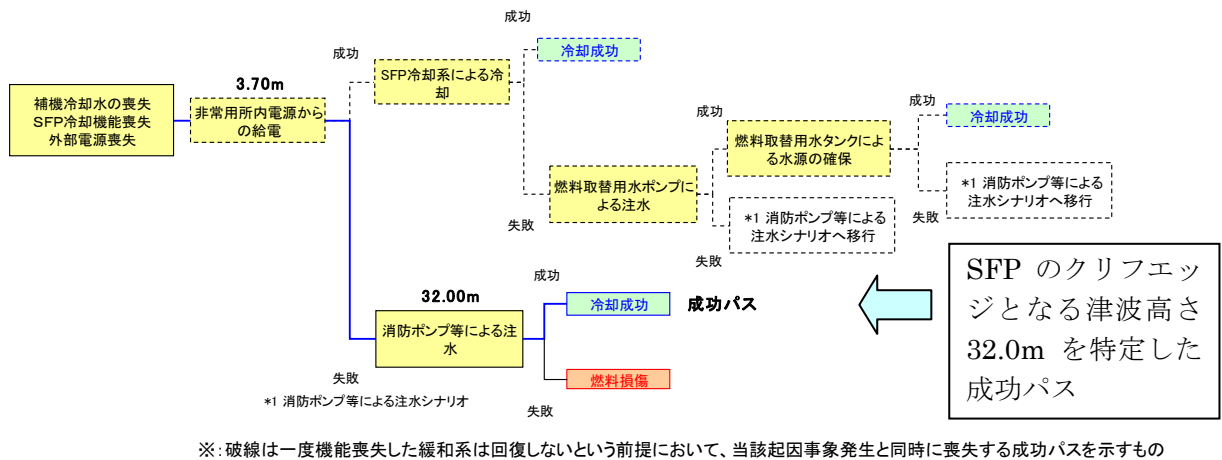
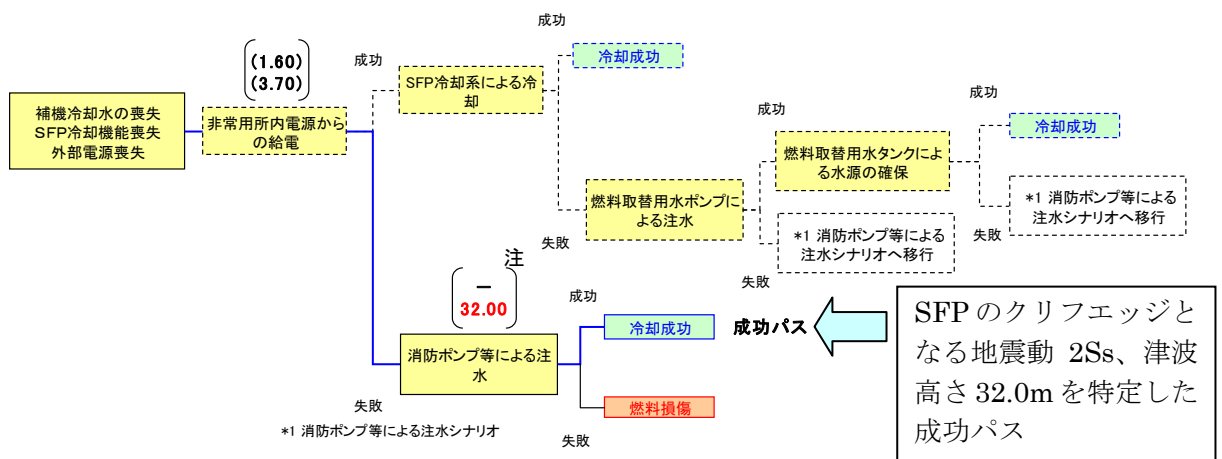


図5-(6)-5 津波時においてクリフエッジを特定したイベントツリー (SFP)



注): イベントツリーの各ヘディングの上に記載されている数値は、各緩和系の耐震裕度 (上段) と許容津波高さ (下段)。

影響緩和機能に期待せず燃料の重大な損傷に至ると考えられる起因事象である「SFP 損傷」が発生する 2Ss まではこのパスが成功する。

図5-(6)-6 地震・津波の重畳時においてクリフエッジを特定したイベントツリー (SFP)

(1)-2 クリフエッジとなる地震動及び許容津波高さにおける炉心及びSFPの状態の特定

炉心のクリフエッジ（地震動1.67Ss、許容津波高さ11.1m）における外部電源、非常用ディーゼル発電機及び海水ポンプの機能状態は表5-(6)-1のとおりとなり、地震、津波及び地震・津波の重畳時のいずれもSBOとLUHSの重畳の状態となる。

表5-(6)-1 炉心のクリフエッジの場合の機能状態（事故シナリオ）

	交流電源		最終ヒートシンク
	外部電源	非常用ディーゼル 発電機	海水ポンプ
地震時	× (1.0Ss未満)	× (ディーゼル発電機電圧計:1.60Ss)	× (1次系冷却水クーラ:1.30Ss)
津波時	× (主変圧器:4.0m)	× (海水ポンプ:3.7m)	× (海水ポンプ:3.7m)
地震・津波の 重畳時	× (1.0Ss未満) (主変圧器:4.0m)	× (ディーゼル発電機電圧計:1.60Ss) (海水ポンプ:3.7m)	× (1次系冷却水クーラ:1.30Ss) (海水ポンプ:3.7m)

注：括弧内は機能喪失する要因

また、SFPのクリフエッジ（地震動2Ss、許容津波高さ32.0m）における外部電源、非常用ディーゼル発電機及び海水ポンプの機能状態は表5-(6)-2のとおりとなり、地震、津波及び地震・津波の重畳時のいずれもSBOとLUHSの重畳の状態となる。

表5-(6)-2 SFPのクリフエッジの場合の機能状態（事故シナリオ）

	交流電源		最終ヒートシンク
	外部電源	非常用ディーゼル 発電機	海水ポンプ
地震時	× (1.0Ss未満)	× (ディーゼル発電機電圧計:1.60Ss)	× (1次系冷却水クーラ:1.30Ss)
津波時	× (主変圧器:4.0m)	× (海水ポンプ:3.7m)	× (海水ポンプ:3.7m)
地震・津波の 重畳時	× (1.0Ss未満) (主変圧器:4.0m)	× (ディーゼル発電機電圧計:1.60Ss) (海水ポンプ:3.7m)	× (1次系冷却水クーラ:1.30Ss) (海水ポンプ:3.7m)

注：括弧内は機能喪失する要因

これらクリフエッジの場合のいずれの事故シナリオも、炉心においては緊急安全対策による蒸気発生器（以下、SGという。）を介した2次系からの冷却、SFPにおいては緊急安全対策によるSFPへの注水により冷却を行うことができる。

（2）評価の前提条件の検討

（2）-1 地震、津波を重畳させないSBO、LUHS評価における炉心及びSFPの冷却手段の特定

地震、津波を重畳させないSBO、LUHS単独事象の場合（以下、基本シナリオという。）の炉心及びSFPの冷却方法は、緊急安全対策によるSGを介した2次系からの冷却、SFPへの注水となる。

具体的には、蓄電池、空冷式非常用発電装置から監視機器等への給電を行いつつ、炉心の冷却については、復水タンク、No.1 2次系純水タンク、No.1,2 淡水タンク及び海水をSG2次側へ注水することにより行う。

またSFPの冷却については、No.1,2 淡水タンク、1次系純水タンク、防火水槽及び海水をSFPに注水することにより行う。

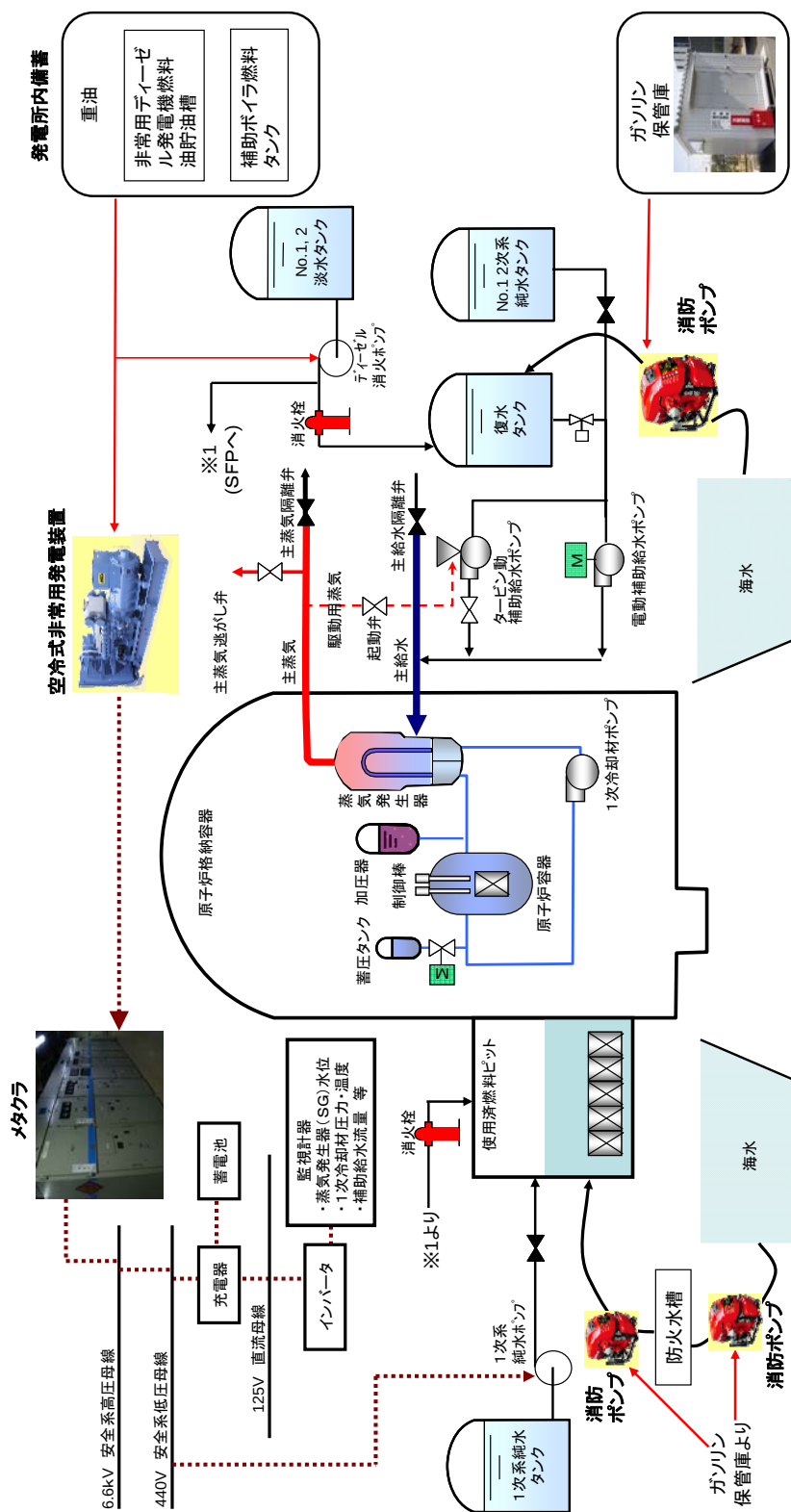
上記の評価条件を表5-(6)-3に示す。また美浜1号機の炉心及びSFPの冷却手段の概要を図5-(6)-7に示す。

表5-(6)-3 美浜1号機 基本シナリオにおける評価条件

美浜 1 号機	評価条件
【SG 給水機能】	
復水タンク	評価水量 200m ³
No.1 2 次系純水タンク	評価水量 1,230m ³
No.1,2 淡水タンク (ディーゼル消火ポンプ、消火栓利用)	評価水量 902 m ³
海水 (消防ポンプ利用)	所内ガソリン量 ^{※1} 3,000 リットル
【電源機能】	
蓄電池	容量：5 時間
非常用ディーゼル発電機燃料油貯油槽 (空冷式非常用発電装置の燃料)	評価重油量 ^{※1} 202m ³
補助ボイラ燃料タンク (空冷式非常用発電装置の燃料)	評価重油量 ^{※1} 210m ³
【SFP 給水機能】	
No.1,2 淡水タンク (ディーゼル消火ポンプ、消火栓利用)	評価水量 591m ³
1 次系純水タンク (1 次系純水ポンプ利用)	評価水量 112m ³
防火水槽 (消防ポンプ利用)	評価水量 30m ³
海水 (消防ポンプ利用)	所内ガソリン量 ^{※1} SG 給水と共用
給水の考え方	SFP の初期水位を維持

※1：所内ガソリン、重油は、SBO等の全号機（1～3号機）同時発生を考慮していることから、発電所共用として使用することとしている。

注：評価水量等については、復水タンクは保安規定値、それ以外は運転マニュアル等で管理されている値に基づく。



電源確保	空冷式非常用発電装置を起動し、タービン動補給水ポンプの運転監視に必要な負荷等に給電
蒸気発生器への給水	タービン動補給水ポンプにより復水タンク、No.1 2次系純水タンク、No.1.2 淡水タンク※1、海水を水源として蒸気発生器に給水するとともに、主蒸気逃がし弁開により蒸気を大気へ放出することで原子炉を冷却
使用済燃料ピットへの給水	No.1.2 淡水タンク※1、1次系純水タンク、防火水槽、海水を水源として給水し、使用済燃料ピットを冷却

※1: 復水タンクの補給と使用済燃料ピットへの給水で共通

図 5-(6)-7 美浜 1 号機の緊急安全対策による炉心及び SFP 冷却手段の概要

(2)-2 地震、津波及び地震・津波の重畳時における原子炉及びSFPの冷却手段の検討

地震、津波及び地震・津波の重畳時における原子炉及びSFPの冷却継続時間の評価（以下、本評価という。）では、基本シナリオに対し、クリフエッジの地震動又は許容津波高さを考慮して、緊急安全対策による給水機能等を有する設備等の利用可否の検討を行うこととし、冷却に使用可能な水量、燃料の量等の評価条件については以下のとおりとした。

- ① 地震時は、耐震Sクラスより下位の設備は使用できないものとし、利用可能な水源は、炉心では復水タンク及び海水（消防ポンプ利用）、SFPでは海水とする。
- ② 津波時は、クリフエッジとなる津波高さより許容津波高さが低い設備は使用できないものとし、利用可能な水源は、炉心については、復水タンク及び海水とし、SFPについては、海水とする。なお、復水タンクの設置高さはクリフエッジとなる津波高さより低いですが、波力評価を行い使用可能であることを確認している。
- ③ 評価に用いる所内保有ガソリンは、全て高所(EL32.0m以上)にある軽量鉄骨構造のガソリン保管倉庫内にドラム缶で保管しており、地震、津波及び地震・津波重畳時に使用できることから、基本シナリオの評価と同じの保有量3,000リットルを用いる。
- ④ 基本シナリオの評価では、復水タンクの水量を保守的に保安規定値（200m³）を用いて評価しているが、復水タンクの水位は中央制御室から連続監視可能であり常に水位低警報値（230m³）以上で管理されていることから、本評価では水位低警報値の水量を用いる。
- ⑤ 基本シナリオの評価では、SFPの水位の低下分を給水することにより水位を維持するとの保守的な評価としているが、本評価では、遮へい設計基準（0.15mSv/h）を満足する水位（燃料頂部から3.90m上の水位）までの水位低下（2.4m）を許容する。

詳細については、表5-(6)-4に示す

表5-(6)-4 地震、津波及び地震・津波の重畳時における給水機能及び電源機能を有する設備等の利用可否（美浜1号機評価）

	基本シナリオの 評価条件	設備の利用可否			地震、津波及び地 震・津波の重畳時 の評価条件	基本シナリオとの評価条件の違い等
		地震 (炉心:1.67Ss, SFP:2Ss)時	津波 (炉心:11.1m, SFP:32.0m)時	地震・津波の 重畳時	H24.8.15 時点	
【SG 給水機能】						
復水タンク	評価水量 200m ³	○ (耐震 S クラス : 裕度 5.15×Ss)	○※ ¹ (EL4.0m)	○	230m ³	基本シナリオでは保安規定値 200m ³ で評価。本評価 では、中央制御室から連続監視可能であり、常に管理 (水位低警報値) されている水量 230m ³ で評価。
No.1 2 次系純水タンク	評価水量 1,230 m ³	× (耐震 C クラス)	× (EL4.0m)	×	—	地震、津波及び地震・津波重畳では利用不可
No.1,2 淡水タンク (ディーゼル消火ポン プ、消火栓利用)	評価水量 902 m ³	× (耐震 C クラス)	× (EL3.5m)	×	—	地震、津波及び地震・津波重畳では利用不可
海水 (消防ポンプ利用)	所内ガソリン量※ ² 3,000 リットル	○※ ³	○ (EL32.0m)	○	3,000 リットル	
【電源機能】						
蓄電池	容量 : 5 時間	○ (耐震 S クラス : 裕度 2.04×Ss)	○ (EL11.1m)	○	容量 : 5 時間	
非常用ディーゼル発電 機燃料油貯油槽	評価重油量※ ² 202m ³	○ (耐震 S クラス : 裕度 2×Ss 以上)	○ (地下タンク)	○	202m ³	空冷式非常用発電装置 (1.8Ss、EL11.1m) の燃料
補助ボイラ燃料タンク	評価重油量※ ² 210m ³	× (耐震 C クラス)	× (EL5.6m)	×	—	空冷式非常用発電装置の燃料 地震、津波及び地震・津波重畳では利用不可
【SFP 給水機能】						
No.1,2 淡水タンク (ディーゼル消火ポン プ、消火栓利用)	評価水量 591m ³	× (耐震 C クラス)	× (EL3.5m)	×	—	地震、津波及び地震・津波重畳では利用不可
1 次系純水タンク (1 次系純水ポンプ利用)	評価水量 112m ³	× (耐震 C クラス)	× (EL10.1m)	×	—	地震、津波及び地震・津波重畳では利用不可
防火水槽 (消防ポンプ利用)	評価水量 30m ³	× (耐震クラスなし)	× (EL6.12m)	×	—	地震、津波及び地震・津波重畳では利用不可
海水 (消防ポンプ利用)	所内ガソリン量※ ² SG 給水と共用	○※ ³	○ (EL32.0m)	○	3,000 リットル	
給水の考え方	SFP の初期水位 を維持	—	—	—	SFP 水位 2.4m 低下 後、給水開始	遮へい設計基準 (0.15mSv/h) を満足する水位 (燃料頂 部から 3.90m 上の水位) までの水位低下 (2.4m) を許 容(添付 5-(6)-1 参照)

※1：復水タンクの設置高さは炉心のクリフエッジとなる津波高さ(11.1m)より低い、波力評価を行い使用可能であることを確認している。

※2：所内ガソリン、重油は、SBO の全号機（1～3 号機）同時発生を考慮していることから、発電所共用として使用することとしている。

※3：消防ポンプは平置しており高所からの落下等による破損の恐れはない（ポンプの予備率は 154%）。ガソリンは、軽量鉄骨構造のガソリン保管倉庫内に U N 規格のドラム缶で保管し数本ずつ固縛し地震時の転倒防止を図っている。ガソリン保管倉庫はプレハブ構造により一体化されたものであるため、地震時の倒壊は考えにくく、万一屋根部材が落下しても軽量であるためドラム缶に大きな荷重がかかることはない。また、基礎はボルト等で固定していないことから、大地震時には基礎がすべることにより過大な荷重とはならないと考えられる。

(3) 評価結果

原子炉及びSFPの冷却継続時間評価の前提となる、復水タンク水の枯渇時間、SFP水位2.4m低下までの時間、消防ポンプを用いた海水供給の継続時間、空冷式非常用発電装置の運転継続時間について各々(3)-1～(3)-4に示す。これらを基にした美浜1号機における原子炉及びSFPの冷却継続時間の評価結果を(3)-5に示す。

(3)-1 復水タンク水の枯渇時間

美浜1号機復水タンク水の枯渇時間は、以下の①、②に必要な給水量の合計が復水タンクの保有水量(230m³)となる時間より評価している。

- ① 1次冷却材系統を出力運転状態から170℃(SG2次側を150℃)まで冷却するために必要な給水量(1次冷却材系統水、1次冷却材系統構成材、燃料、SG2次側保有水及びSG2次側構成材の顕熱除去等に必要な給水量)約110m³
- ② 崩壊熱除去に必要な給水量(炉停止後からの時間の関数)

復水タンク水の枯渇時間は、保有水量230 m³から上記①を引いた量の水を崩壊熱により消費するまでの時間として評価される。具体的には、崩壊熱曲線に対応した崩壊熱除去に必要な給水量の積算値(図5-(6)-8の曲線)から、復水タンク水の枯渇時間は、炉停止の約7.1時間後と評価している。詳細については添付5-(6)-2に示す。

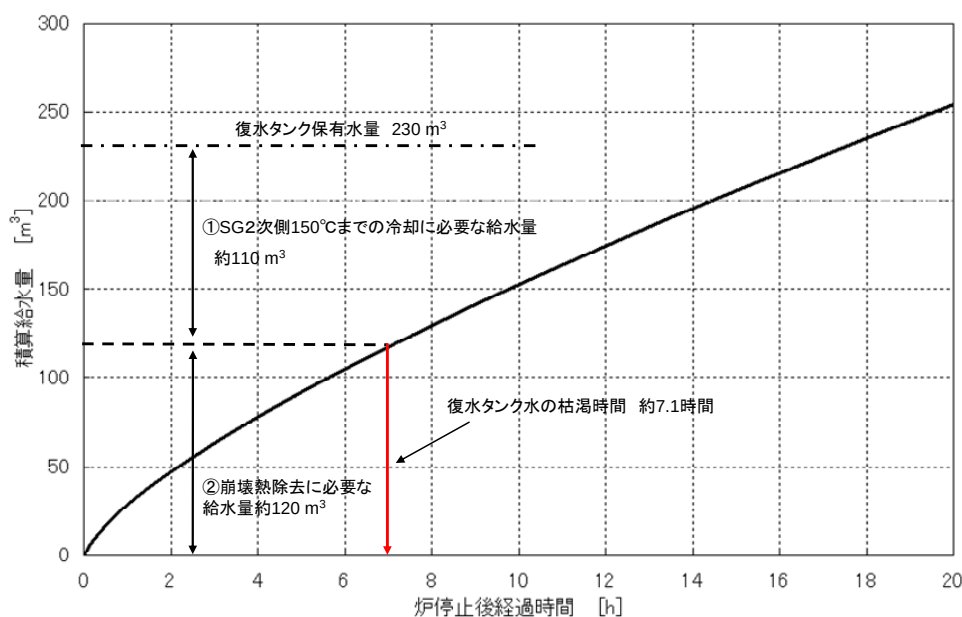


図5-(6)-8 美浜1号機復水タンク水の枯渇時間評価

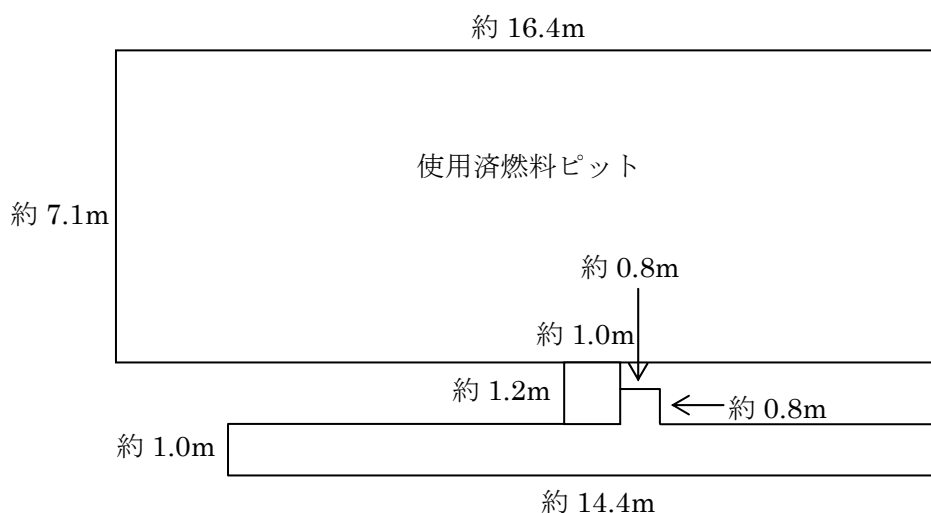
(3)-2 SFP水位2.4m低下までの時間

SFP 水位 2.4m 低下までの時間については、表 5-(6)-5 のとおり、2.4m 分のピット保有水量等を基にして算出し、停止時で約 3.9 日間、運転時で約 15.8 日間と評価している。

表5-(6)-5 美浜1号機SFPの水位低下時間評価の計算条件及び計算結果

	停止時	運転時	備考
①2.4m分の評価水量 (m ³) ※			運転時は使用済燃料ピットとその他は分離される運用としているため、使用済み燃料ピット以外は評価水量として考慮しない。
使用済燃料ピット	約279m ³	約279m ³	
使用済燃料ピットー燃料取替用キャナル間	約2m ³	—	
燃料取替用キャナル	約36m ³	—	
計	約317m ³	約279m ³	
②崩壊熱による保有水蒸散量	約4.90m ³ /h	約1.20 m ³ /h	停止時、運転時の崩壊熱の評価条件（燃料の冷却期間等）等については、添付 5-(4)-8 参照。
③2.4m水位低下時間 (①／②)	約2.6日間	約9.6日間	
④水温100℃までの時間	約31時間	約147 時間	
合計 (③+④)	約3.9日間	約15.8日間	

※：使用済燃料ピット : 約7.1m(縦)×約16.4m(横)×2.4m(高さ)
 使用済燃料ピットー燃料取替用キャナル間 : 約1.2m(縦)×約1.0m(横)×2.4m(高さ)
 燃料取替用キャナル : 約0.8m(縦)×約0.8m(横)×2.4m(高さ)
 +約1.0m(縦)×約14.4m(横)×2.4m(高さ)



美浜 1 号機使用済燃料ピット概略図

(3)-3 消防ポンプを用いた海水給水による原子炉及びSFP冷却の考え方

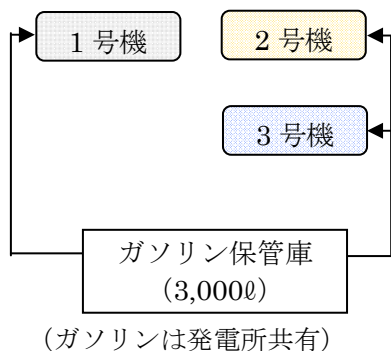
①原子炉及びSFP冷却の考え方

地震、津波及び地震・津波の重畳時においては、復水タンク水の枯渇やSFP水位2.4m低下の後に消防ポンプを用いた海水注水を行う。消防ポンプはガソリンを駆動源としており、外部からの支援を期待しない条件では、発電所備蓄分のガソリン(3,000 ℓ)の枯渇までの時間が消防ポンプによる給水手段の継続時間となる。

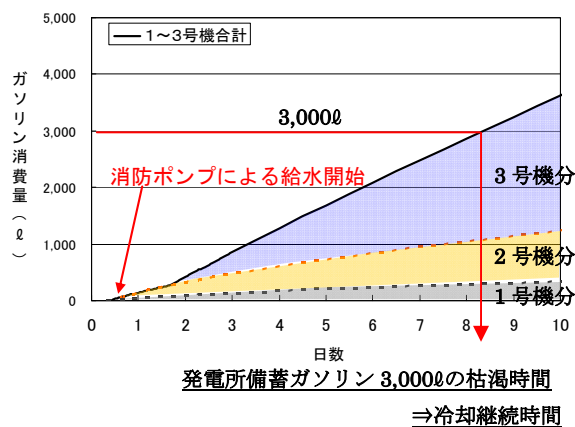
ガソリンについては発電所共有 (※1) としていることから、全号機 (1～3号機) 同時に事象が発生して消防ポンプによる給水が必要であると仮定し、各号機の消費量を合計した値が発電所備蓄分に達する時点を枯渇までの時間として評価する (※2)。

各号機分のガソリン消費量は、先ず、運転時の場合、停止時の場合の両方について、必要給水量と使用する消防ポンプ燃費、台数等から求め、ガソリン消費量が多い方を評価に用いる。美浜発電所の場合、③に後述するが1,2号機は運転時、3号機は停止時の方がガソリン消費は厳しくなる。なお、ここでは当該機が運転時の場合、停止時の場合の両方について評価する。(※3)。

(※1)

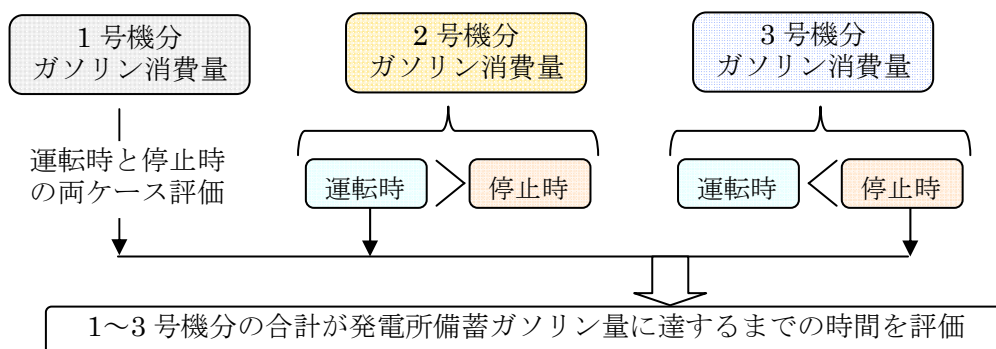


(※2)



(※3) 【1号機が評価当該機の場合の評価】

(1号機が運転時、停止時の両ケースを評価)



② 海水給水ルート

図5-(6)-9に評価に用いた海水給水ルートを示す。

また、表5-(6)-6に各ルートでの消防ポンプの設置台数、燃費等のデータを示す。

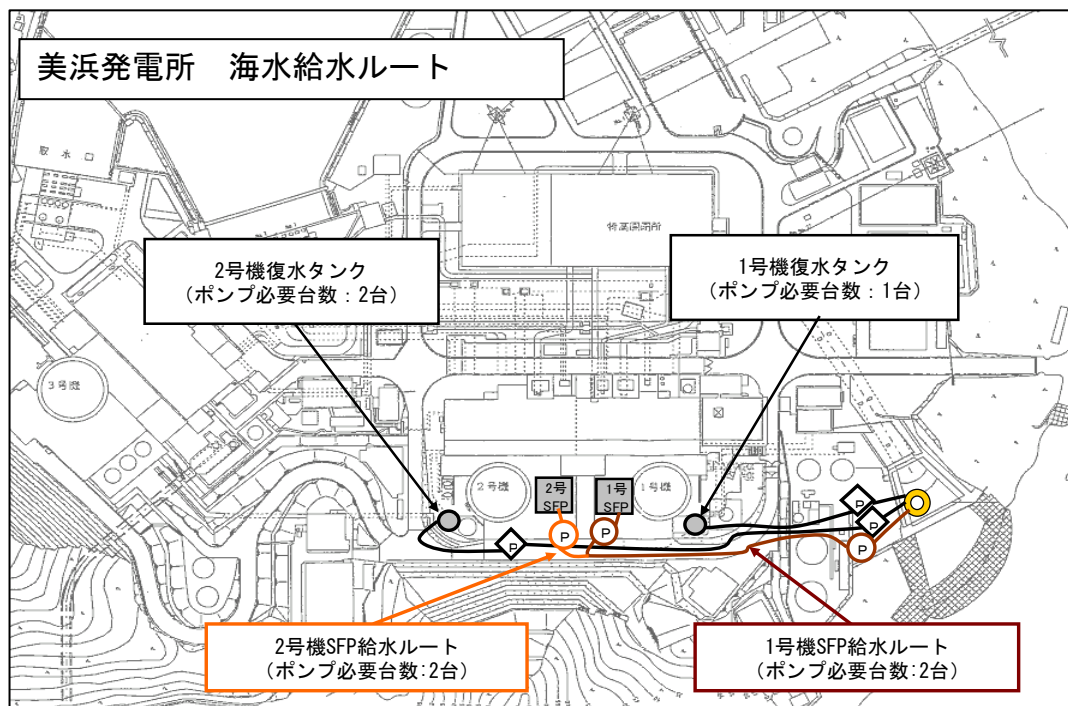


図 5-(6)-9 美浜発電所の海水給水ルート及び消防ポンプ設置場所

表 5-(6)-6 美浜発電所での海水供給に用いる消防ポンプ

	美浜 1 号機	美浜 2 号機	美浜 3 号機
SG 給水 [ポンプ容量]	36.0m ³ /h	36.0m ³ /h	36.0m ³ /h
[燃費×台数]	9.0ℓ/h×1 台	9.0ℓ/h×2 台	9.0ℓ/h×1 台
SFP 給水 [ポンプ容量]	52.8m ³ /h	52.8m ³ /h	52.8m ³ /h
[燃費×台数]	12ℓ/h×2 台 (※)	12ℓ/h×2 台 (※)	12ℓ/h×4 台

※：2 台のうち 1 台は 1 号機と 2 号機で共用

消防ポンプの仕様はメーカーカタログ値による

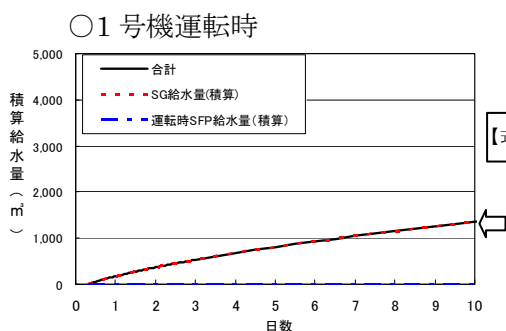
[SG 用・・・VF63AS 型(燃費: 9.0ℓ/h)
 SFP 用・・・VC72BS 型(燃費: 12ℓ/h)]

③ 海水供給の継続時間計算（ガソリン消費量計算）

ガソリン消費量は、復水タンク枯渇後のSGへの海水給水量、SFP水位2.4m低下後のSFPへの海水給水量を基に以下の【式1】のとおり計算する。

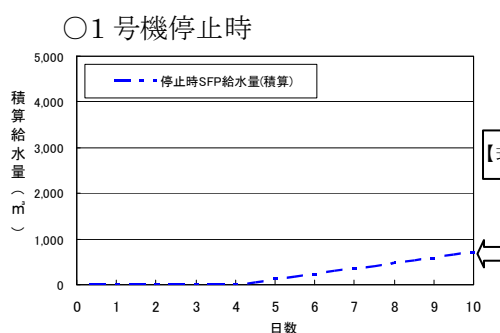
$$\text{【式1】 ガソリン消費量} = \text{必要給水量} / \text{ポンプ容量} \times (\text{燃費} \times \text{台数})$$

【必要給水量（積算）】



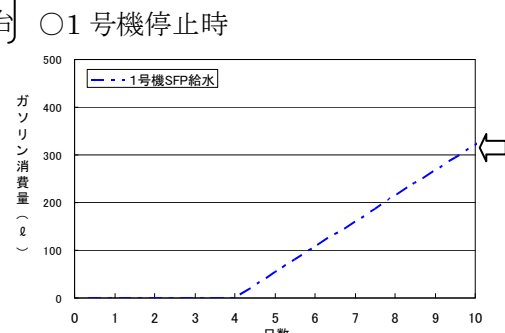
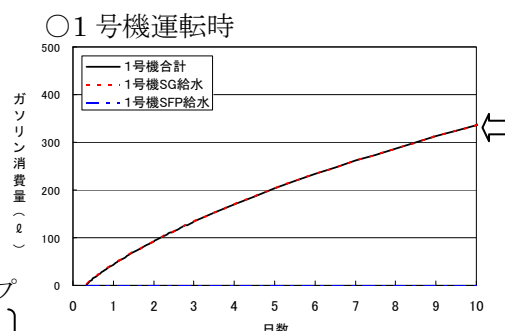
【式1】により計算

1号消防ポンプ
〔SG 給水 1 台〕
〔SFP 給水 2 台〕



【式1】により計算

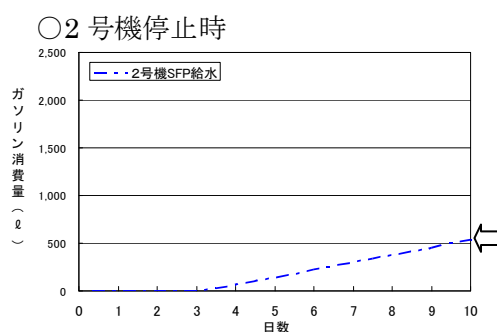
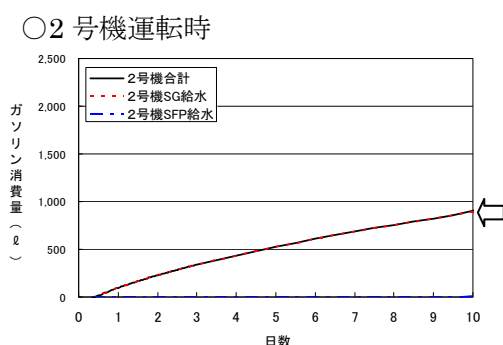
【1号機ガソリン消費量（積算）】



1号機の評価例を上を示す。ガソリン消費量について運転時の方が多くなる。

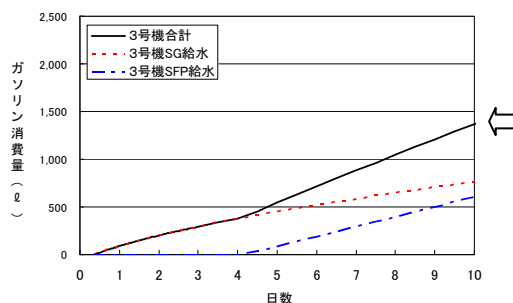
また、2,3号機について同様に評価した結果を以下に示す。2号機については運転時の方が、3号機については停止時の方がガソリン消費量は多くなる。

【2号機ガソリン消費量（積算）】

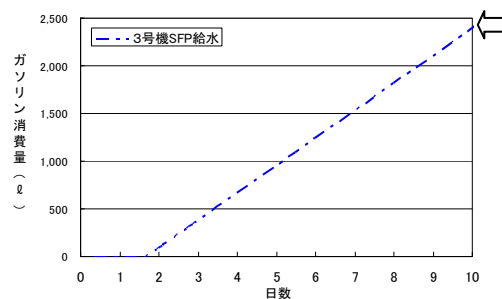


【3号機ガソリン消費量（積算）】

○3号機運転時



○3号機停止時



以上より、今回評価する美浜1号機について、各々運転時、停止時の評価の場合の他号機は表5-(6)-7のとおりガソリン消費量の多い運転時を仮定する。

各々について評価した結果を図5-(6)-10、5-(6)-11に示す。

表5-(6)-7 各評価条件（他プラントの運転条件）

評価項目	評価条件
1号機運転時の評価	1号機運転時＋2号機運転時＋3号機停止時
1号機停止時の評価	1号機停止時＋2号機運転時＋3号機停止時

⇒ 図 5-(6)-10

⇒ 図 5-(6)-11

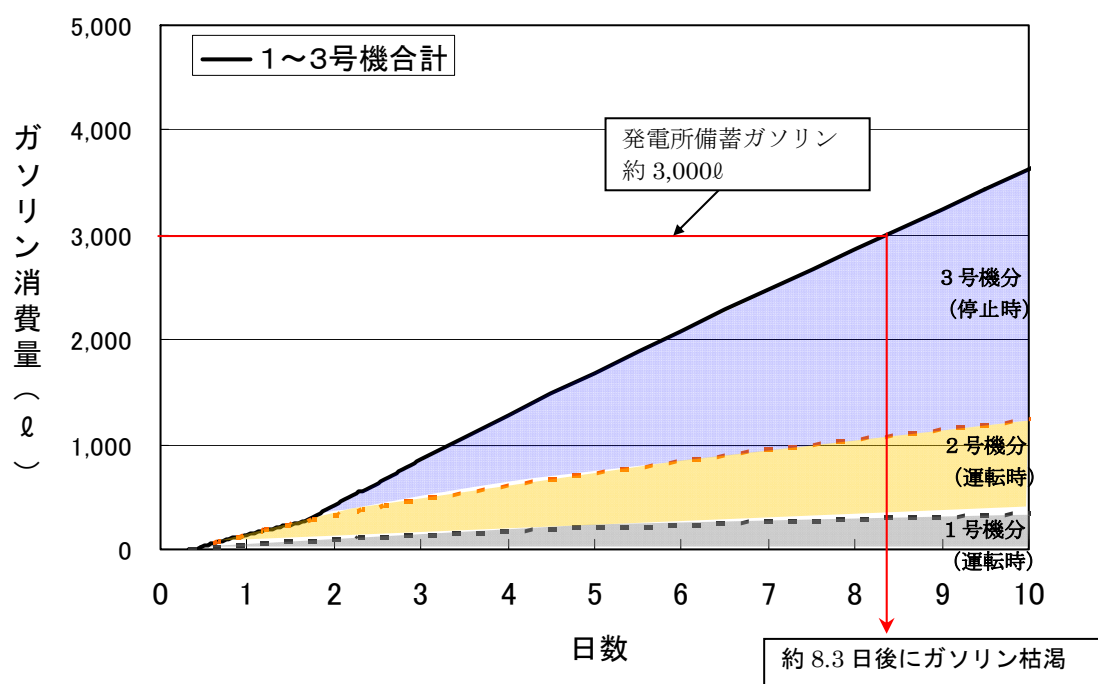


図 5-(6)-10 美浜発電所でのガソリン消費量（1 号機運転時の場合）

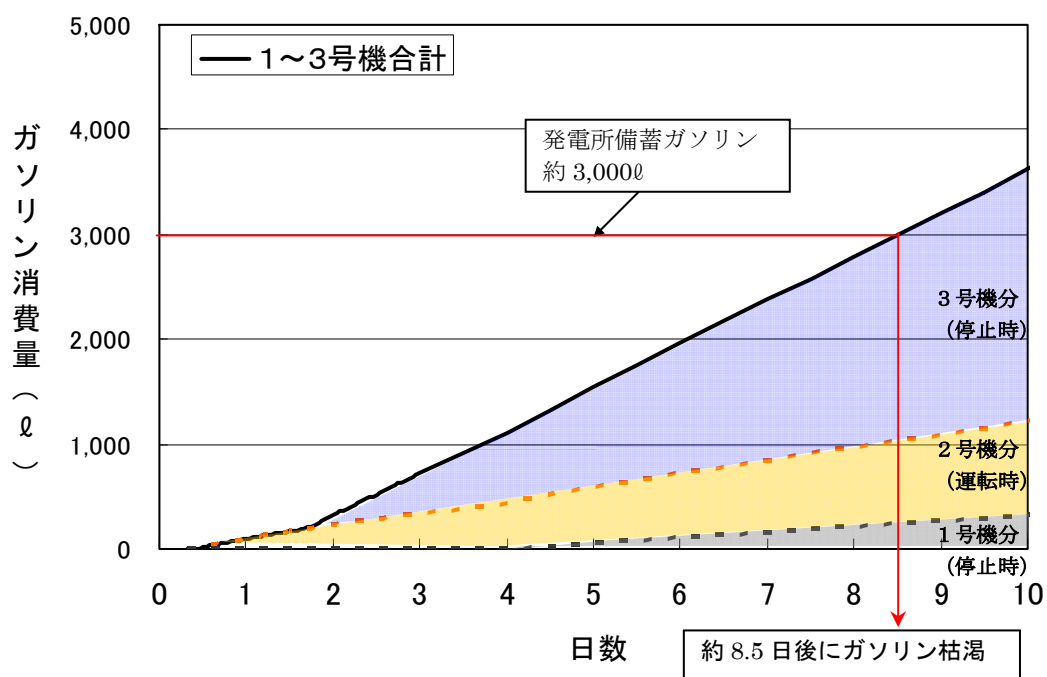


図 5-(6)-11 美浜発電所でのガソリン消費量（1 号機停止時の場合）

(3)-4 空冷式非常用発電装置の運転継続時間

空冷式非常用発電装置の運転継続時間については、基本シナリオにおいて燃料として非常用ディーゼル発電機燃料油貯油槽及び補助ボイラ燃料タンクの重油を使用し、美浜1～3号機で想定する運転状態については、停止時には電源をほとんど必要としないことから、燃料の消費が大きくなる全プラントが運転時として評価し、継続運転日数を約43日間と評価している（添付5-(4)-9）。

一方で地震、津波、及び地震・津波重畳時には、耐震クラスが低く設置高さが低い補助ボイラ燃料タンクが使用できないことから、非常用ディーゼル発電機燃料油貯油槽の重油のみを使用するが、その場合の継続運転日数は表5-(6)-8のとおり約23日間と評価している。

表 5-(6)-8 地震、津波及び地震・津波重畳時の空冷式非常用発電装置の運転継続時間

プラント	必要な 電源容量 [kVA]	配備容量 [kVA]	実負荷時の燃費 [ℓ/h]		非常用ディーゼル発電機 燃料油貯油槽容量 (使用可能量) [m³]		継続 運転日数 [日]
美浜 1 号機	約 305	1825	約 356.9	約 105.8	約 50	約 202 (合計)	約 23
美浜 2 号機	約 366	1825		約 117.9	約 58		
美浜 3 号機	約 449	1825		約 133.2	約 94		

(3)-5 美浜1号機の原子炉及びSFPの冷却継続時間の評価結果

地震時の原子炉の冷却については、蓄電池、空冷式非常用発電装置から監視機器等への給電を行いつつ、復水タンク水及び海水をSG2次側へ注水することにより行う。

この場合、海水を給水する消防ポンプの燃料であるガソリンの枯渇が制約条件となり冷却継続時間は約8.3日間（図5-(6)-12参照）となる。またSFPについては、水位が2.4m低下した後に海水を給水するが、消防ポンプの燃料であるガソリンの枯渇が制約条件となり、冷却継続時間は運転時で約15日間（図5-(6)-12参照）、停止時で約8.5日間（図5-(6)-13参照）となる。



図 5-(6)-12 運転時における給水及び電源機能の継続時間評価結果（地震時）

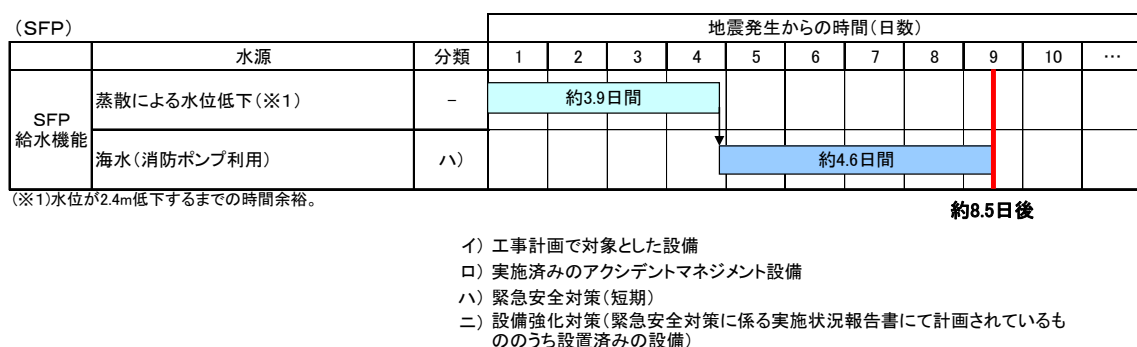


図5-(6)-13 停止時における給水機能の継続時間評価結果（地震時）

津波時の原子炉の冷却については、地震の評価と同じ結果となり、冷却継続期間は約8.3日間、またSFPの冷却についても、地震の評価と同じ結果となり、冷却継続時間は運転時で約15日間（図5-(6)-14参照）、停止時で約8.5日間（図5-(6)-15参照）となる。

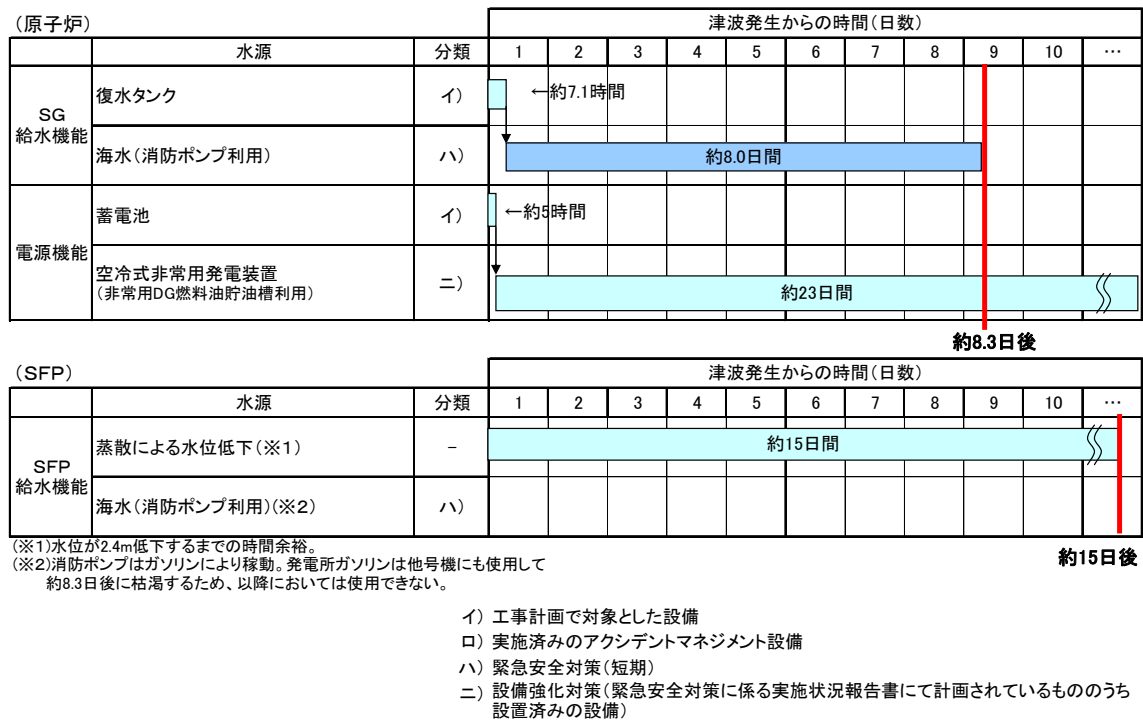


図 5-(6)-14 運転時における給水及び電源機能の継続時間評価結果（津波時）

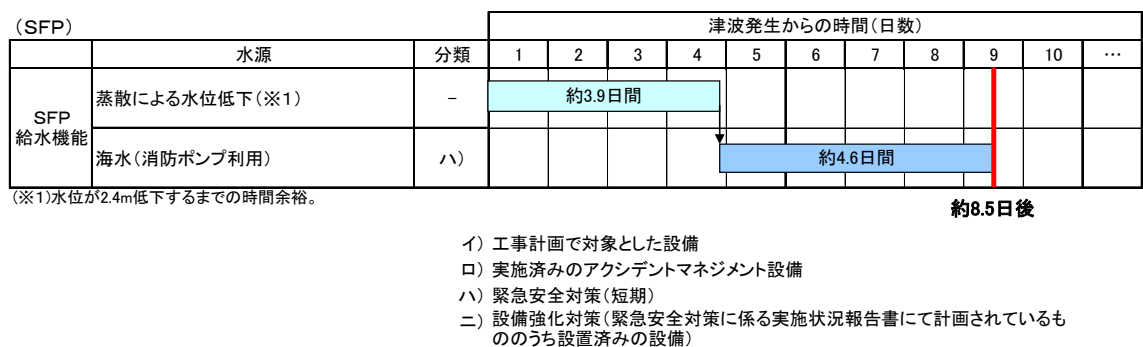


図5-(6)-15 停止時における給水機能の継続時間評価結果（津波時）

地震・津波の重畳時の原子炉の冷却については、地震の評価と同じ結果となり、冷却継続時間は約8.3日間、またSFPの冷却についても、地震の評価と同じ結果となり、冷却継続時間は運転時で約15日間（図5-(6)-16参照）、停止時で約8.5日間（図5-(6)-17参照）となる。

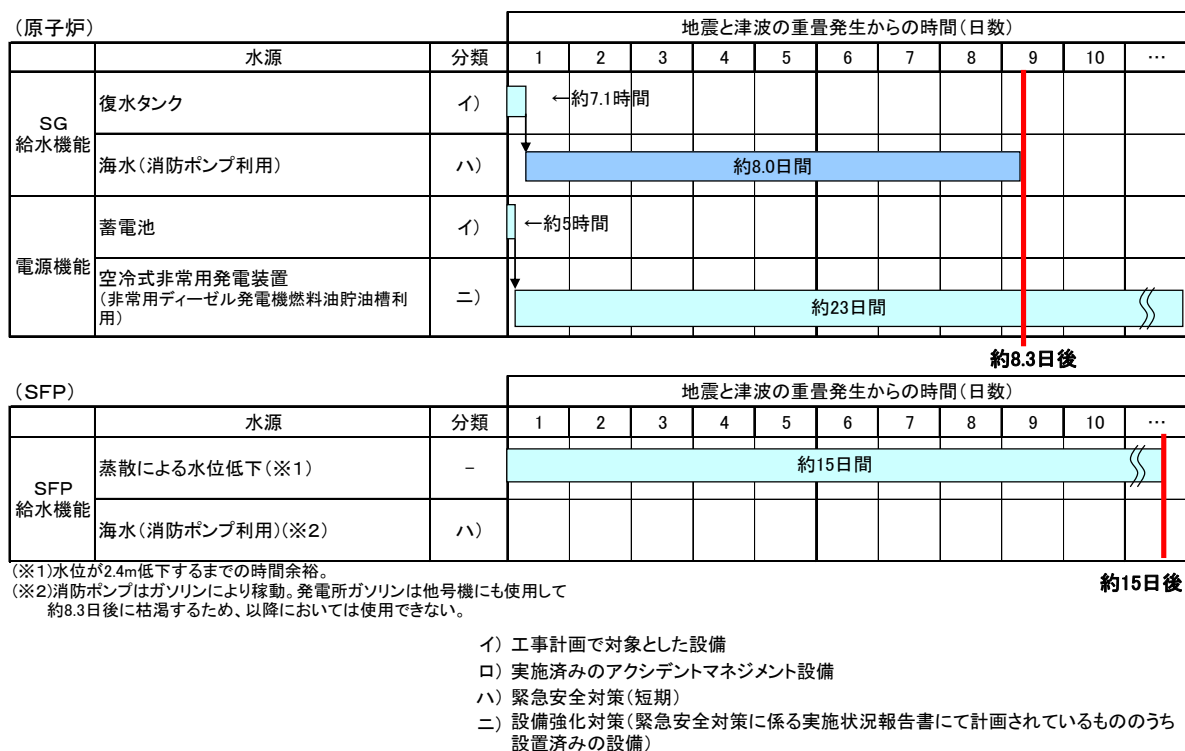


図 5-(6)-16 運転時における給水及び電源機能の継続時間評価結果（地震・津波の重畳時）

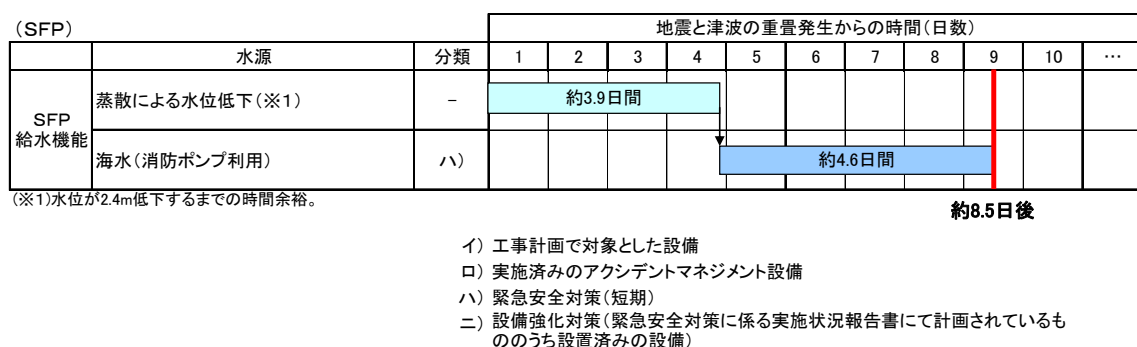


図 5-(6)-17 停止時における給水機能の継続時間評価結果（地震・津波の重畳時）

以上をまとめると、表5-(6)-9のとおりとなる。

表5-(6)-9 美浜1号機の原子炉及びSFP冷却継続時間の評価結果

	原子炉 (運転時)	SFP	
		(運転時)	(停止時)
地震時	約8.3日間 (図5-(6)-12参照)	約15日間 (図5-(6)-12参照)	約8.5日間 (図5-(6)-13参照)
津波時	約8.3日間 (図5-(6)-14参照)	約15日間 (図5-(6)-14参照)	約8.5日間 (図5-(6)-15参照)
地震・津波の 重畳時	約8.3日間 (図5-(6)-16参照)	約15日間 (図5-(6)-16参照)	約8.5日間 (図5-(6)-17参照)

(4) 評価結果のまとめ

美浜1号機の地震、津波及び地震・津波重畳時の原子炉及びSFPの冷却継続時間の評価結果を表5-(6)-10にまとめる。地震、津波及び地震・津波の重畳のいずれの場合においても、プラント外部からのガソリン等の補給がない場合でも、炉心で約8.3日間、SFPで約8.5日間、燃料は重大な損傷に至ることなく、冷却を継続することができる。

緊急安全対策前の原子炉及びSFPの冷却継続時間は、原子炉で蓄電池容量の約5時間、SFPでピット水温が100℃になるまでの約31時間（停止時）であったが、緊急安全対策を実施した結果、冷却継続時間が増加したことが確認できる。

表 5-(6)-10 美浜 1 号機 原子炉及び SFP 冷却継続時間の評価結果まとめ

	緊急安全対策前 (平成 23 年 3 月 11 日以前)	緊急安全対策後 (平成 24 年 8 月 15 日時点)
原子炉 (冷却継続できなくなる要因)	約 5 時間後 (蓄電池枯渇)	約 8.3 日後 (消防ポンプ燃料：ガソリン枯渇)
SFP (冷却継続できなくなる要因)	約 31 時間後 (SFP 水 100℃到達)	約 8.5 日後（停止時）※ (消防ポンプ燃料：ガソリン枯渇)

※ 運転時の場合は約 15 日後

プラント外部からの支援は、発電所の備蓄分が枯渇するまでに陸路で補給を行うこととしており、さらに比較的早期に枯渇するガソリンについては、陸路で補給が困難な場合も考慮してヘリコプターにより空輸を行う仕組みを構築している。

ヘリコプターによる空輸については、美浜発電所のある若狭地域とは異なる大阪府の南部に位置する八尾空港を拠点とし全国の4ヶ所（東京、富山、名古屋、広島）の空港も使用できるようにしている。八尾を含む5ヶ所の空港全てが連続して飛行できなかった日数は過去20年間で3日間連続が1回であり、若狭地域で連続して飛行不能に相当する気象条件であった日数は過去20年間で3日間連続が2回であった（添付5-(6)-3）。地震、津波及び地震・津波の重畳における冷却継続時間の時間余裕のうち、最も短い約8.3日間の間においても輸送することが期待できる。

5. 7 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の今後の進め方について」で規定し、事業者が整備しているシビアアクシデント・マネジメント策（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閉じ込め機能の健全性を維持するための措置）（以下、AM策という。）について、多重防護の観点から、その効果を示す。

ただし、5.1項から5.6項の各(3)項の評価結果に記載される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として取り上げているものは除く。

(2) 評価方法

a. 事象進展シナリオの確認と防護措置の特定

内的事象 PSA で想定した起因事象を対象に防護措置を明らかにして、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、それぞれの事象に係る防護措置の有効性を確認する。具体的には、以下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) 組織体制及び手順書の整備、教育及び訓練の状況

b. 事象の過程の進展を防止する措置の効果の評価

抽出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 a. 項、b. 項の検討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に係る設備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は、下記のイ)～ニ)に分類して示す。
 - イ) 緊急安全対策以前に、手順の追加によって整備したもの
 - ロ) 緊急安全対策以前に、AM策として設置した設備を用いたもの
 - ハ) 緊急安全対策（短期）またはシビアアクシデントへの対応に関する

る措置

ニ) 設備強化対策(緊急安全対策に係る実施状況報告書またはシビアアクシデントへの対応に関する措置に係る実施状況報告書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。

(3) 評価結果

a. 事象進展シナリオの確認と防護措置の特定結果

(a) 発電所の系統構成及びその安全機能

美浜発電所1号機の主な系統構成を図2-1に参考として示す。

また、各種系統をサポートする系統である1次系冷却水系及び所内電源系の系統構成を、添付5-(7)-1に示す。プラントは、安全確保のため「多重防護」を基本的な考え方として、

- ・異常の発生防止
- ・異常の拡大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、「原子炉の停止機能」、「炉心冷却機能」及び「放射性物質の閉じ込め機能」が求められる。それぞれの機能は、多重性または多様性を確保した以下の各種機器・系統により達成される。

- ・原子炉の停止機能

安全保護系及び制御棒

- ・炉心冷却機能

高圧注入系、蓄圧注入系及び低圧注入系からなるECCS、SG、補助給水系、主蒸気安全弁等

- ・放射性物質の閉じ込め機能

格納容器本体、原子炉格納容器空気再循環系及び内部スプレイ系

さらに、これらの安全機能をサポートする系統として、非常用所内電源系、直流電源系、1次系冷却水系、海水系、計器用空気系等を備えている。

(b) 防護措置の整備状況

過去の技術検討の結果、AM策として整備した防護措置には

- ・平成6年3月に通商産業省(当時)へ提出した「美浜発電所1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・保安院へ提出した「美浜発電所のアクシデントマネジメント整備報告書」(以下、AM 整備報告書という。)において整備したもの

- ・福島第一原子力発電所における事故を踏まえ、平成 23 年 4 月に経済産業省へ提出した緊急安全対策に係る実施状況報告書及び平成 23 年 6 月に経済産業省へ提出した「平成 23 年福島第一原子力発電所事故を踏まえたシビアアクシデントへの対応に関する措置に係る実施状況報告書」(以下、SA 対応措置報告書という。)において整備したもの

がある。以下、それぞれについて簡潔にまとめる。

AM 検討報告書及び AM 整備報告書で整備した防護措置は、プラントに深刻な影響を及ぼすと考えられる事態として

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

を想定し、当該の事態に至る事象進展を整理することによりその要因を抽出し、事象の進展を防止するために使用できる措置をまとめることにより得たものである。要因の抽出にあたっては、内的事象 PSA で想定した起因事象を対象に主要な事象進展を想定し、添付 5-(7)-2 に示すように炉心損傷及び格納容器機能喪失に至る事象進展毎に分類した。AM 検討報告書及び AM 整備報告書で整備した防護措置を、添付 5-(7)-3 に示す。

また、緊急安全対策に係る実施状況報告書及び SA 対応措置報告書で整備した防護措置は、

- ・津波により 3 つの機能(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 SFP を冷却する全ての設備の機能)を喪失したとしても炉心損傷及び使用済燃料の損傷を防止する
- ・万一シビアアクシデントが発生した場合でも迅速に対応するための措置を講じる

という観点から得たものである。当該の防護措置は、添付 4-1 及び添付 4-2 にまとめたとおりである。

以上の防護措置に係る系統概要を機能別に整理した結果を、添付 5-(7)-4 に示す。なお、添付中の防護措置に付した番号は、それぞれ以下に分類して示す。

- ・①～⑭：AM 検討報告書及び AM 整備報告書で整備した防護措置
- ・Ⅰ～Ⅲ：緊急安全対策に係る実施状況報告書で整備した防護措置

- ・ i ～ v : SA 対応措置報告書で整備した防護措置

また、防護措置の整備状況について、所定の機能を確保する上で必要となる主要な系統及び当該設備の設置時期を整理した結果を含め、添付 5-(7)-5 に示す。これらの防護措置については、概ね既存設備を利用したものであるが、

- ・「代替再循環」に係る代替再循環ポンプの設置及び余熱除去系と接続するライン
- ・「格納容器内自然対流冷却」に係る格納容器圧力計
- ・「代替補機冷却」に係る格納容器冷却水系と余熱除去ポンプの 1 次系冷却水系を接続するライン
- ・「格納容器内注水」に係る消火水系と内部スプレイ系を接続するライン及び炉内計装用シンプル配管室の貫通孔

については、AM 策の整備に伴い、設備改造を行っている。

これらの防護措置に係る設備については、保安規定で定めた保守管理計画に基づいて保全を実施している。具体的には、設備に適応した保全プログラムを策定し、これに基づく保全を実施し、設備の健全性の維持、確認を行っている。さらに、保守管理の有効性評価の結果を踏まえ、必要に応じて保全プログラムの見直しを行うなど、保守管理の継続的な改善活動を展開している。また、必要な資機材については、社内標準で点検頻度を定めて不具合の有無を確認し、数量を確保している。

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て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と言える。

(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)項でまとめた防護措置の有効性を確認する。

(c)-1 炉心損傷防止

内的事象 PSA で想定した起因事象は、全部で 13 ある。炉心損傷防止のための事象進展を評価するにあたり、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し、事象進展シナリオを大きく 5 つのカテゴリに分類する。

○ カテゴリ 1 (LOCA シナリオ)

本カテゴリには、大破断 LOCA、中破断 LOCA 及び小破断 LOCA 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 1 次冷却材が格納容器内に放出される。よって、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 再循環にあたっては、1 次系の冷却・減圧が必要となる。また、格納容器内の圧力が高くなる場合、原子炉格納容器空気再循環設備、内部スプレイが必要となる。

○ カテゴリ 2（格納容器バイパスシナリオ）

本カテゴリには、余熱除去系隔離弁 LOCA 及び蒸気発生器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。よって、当該事象発生時には、

- ・隔離弁閉止による漏えい箇所の隔離（1 次冷却材漏えい箇所の隔離）
 - ・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「1 次冷却材漏えい箇所の隔離」と取り扱うことができる。

○ カテゴリ 3（トリップ失敗シナリオ）

本カテゴリには、ATWS（原子炉トリップ失敗事象）が分類される。ATWS の発生にあたっては、炉心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。よって、ATWS 発生時には、

- ・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。

○ カテゴリ 4（トランジェントシナリオ）

本カテゴリには、主給水喪失、2 次冷却系の破断、過渡事象、手動停止及び DC 母線 1 系列喪失が分類される。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。よって、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。

○ カテゴリ 5（サポート機能喪失シナリオ）

本カテゴリには、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 LOCA 及び 1 次冷却材ポンプ封水 LOCA を伴う場合がある。よって、当該事象発生時には、

・ 非常用電源または 1 次系冷却水（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。

これらの分類のもと、炉心損傷防止の点から整備した AM 策を考慮したイベントツリーを添付 5-(7)-6 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。

(c)-1-1 カテゴリ 1（LOCA シナリオ）のシナリオ分析

(c)-1-1(1) 大破断 LOCA（添付 5-(7)-6（1/13）参照）

大破断 LOCA に対しては、「蓄圧注入によるほう酸水の給水」（以下、「蓄圧注入」という。）及び「低圧注入による原子炉への給水」が事故直後の炉心冷却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炉心の継続的な除熱に成功するシナリオとしては、AM 策を考慮しない場合

(ア)「低圧注入による再循環炉心冷却」（以下、「低圧再循環」という。）＋「高圧注入による再循環炉心冷却」（余熱除去ポンプによるブースティングが必要。以下、「高圧再循環」という。）

がある。AM 策を考慮した場合には

(イ)「高圧注入による原子炉への給水」（以下、「高圧注入」という。）
＋「代替再循環による炉心冷却」（以下、「代替再循環」という。）
＋「原子炉格納容器空気再循環設備による格納容器冷却」（以下、「格納容器空気再循環設備による冷却」という。）

(ウ)「高圧注入」＋「代替再循環」＋「代替格納容器冷却」

のシナリオが加わることとなる。

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

- ・ ECCS 再循環の代替として「⑤水源補給による注入継続」（「高圧注入」）及び「⑪代替再循環」
- ・ 原子炉格納容器空気再循環設備の代替として「⑫格納容器内自然対流冷却」

がある。

(c)-1-1(2) 中破断 LOCA（添付 5-(7)-6（2/13）参照）

中破断 LOCA に対しては、「蓄圧注入」が事故直後の炉心冷却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み合わせが異なる。なお、下記の「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（手動）」（以下、「2 次系強制冷却」という。）による冷却に加えて「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。）による冷却も可能となる。よって、本手段が関係する後述のシナリオでは、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 つ生じることになる。（以降の各シナリオにおいても同様。）

まず、「高圧注入」に成功した場合、継続的な原子炉への給水と炉心の継続的な除熱に成功するシナリオとしては、AM 策を考慮しない場合

（ア）「高圧再循環」＋「内部スプレーによる再循環格納容器冷却」（余熱除去ポンプによるブースティングが必要。以下、「内部スプレー再循環」という。）

（イ）「高圧再循環」＋「格納容器空気再循環設備による冷却」

がある。AM 策を考慮した場合には

（ウ）「健全 SG による強制冷却」＋「低圧再循環」

（エ）「高圧再循環」＋「代替格納容器冷却」

（オ）「健全 SG による強制冷却」＋「代替再循環」＋「格納容器空気再循環設備による冷却」

（カ）「健全 SG による強制冷却」＋「代替再循環」＋「代替格納容器冷却」

の 7 つのシナリオが加わり、合計 9 つになる。

また、「高圧注入」に失敗した場合、AM 策を考慮しない場合は冷却に成功するシナリオは存在しなかったが、AM 策を考慮した場合は

（キ）「健全 SG による強制冷却」＋「低圧再循環」

の 2 つのシナリオが有効になる。

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

- ・ ECCS 注入の代替として「② 2 次系強制冷却による低圧注入」（「2 次系強制冷却」）及び「⑩タービンバイパス系の活用」
- ・ ECCS 再循環の代替として「③ 2 次系強制冷却による低圧再循環」（「2 次系強制冷却」）、「⑩タービンバイパス系の活用」及び「⑪代替再循環」
- ・ 原子炉格納容器空気再循環設備、内部スプレイの代替として「④ 2 次系強制冷却によるサンプ水冷却」（「2 次系強制冷却」）、「⑩タービンバイパス系の活用」及び「⑫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「⑩タービンバイパス系の活用」

がある。

(c)-1-1(3) 小破断 LOCA（添付 5-(7)-6（3/13）参照）

小破断 LOCA に対しては、「原子炉停止」に失敗すると ATWS シナリオに移行する。「原子炉停止」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 次系の冷却・減圧（「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（自動）」を含む。以下、「補助給水による冷却」という。））及び「高圧注入」による給水の成否が重要となり、その後の冷却手段の組み合わせが異なることになる。

まず、1 次系の冷却・減圧及び「高圧注入」に成功した場合、継続的な原子炉への給水と除熱に成功するシナリオとしては、AM 策を考慮しない場合

（ア）「高圧再循環」＋「内部スプレイ再循環」

（イ）「高圧再循環」＋「格納容器空気再循環設備による冷却」

がある。AM 策を考慮した場合には

（ウ）「健全 SG による強制冷却」＋「低圧再循環」

（エ）「高圧再循環」＋「代替格納容器冷却」

（オ）「健全 SG による強制冷却」＋「代替再循環」＋「格納容器空気再循環設備による冷却」

（カ）「健全 SG による強制冷却」＋「代替再循環」＋「代替格納容器冷却」

の 7 つのシナリオが加わり、合計 9 つになる。

また、1 次系の冷却・減圧または「高圧注入」のいずれかに失敗した場合、AM 策を考慮しない場合は冷却に成功するシナリオは存在しなかったが、AM 策を考慮した場合は 1 次系の冷却・減圧に成功、「高圧注入」に失敗したシナリオでは

- (キ)「健全 SG による強制冷却」＋「蓄圧注入」＋「低圧再循環」
1 次系の冷却・減圧に失敗、「高圧注入」に成功したシナリオでは
- (ク)「高圧注入」＋「加圧器逃がし弁による熱放出」(以下、「フィードアンドブリード」という。)＋「高圧再循環」＋「内部スプレー再循環」
- (ケ)「フィードアンドブリード」＋「高圧再循環」＋「格納容器空気再循環設備による冷却」
- (コ)「フィードアンドブリード」＋「高圧再循環」＋「代替格納容器冷却」

の 5 つのシナリオが有効になる。

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

- ・ECCS 注入の代替として「② 2 次系強制冷却による低圧注入」(「2 次系強制冷却」) 及び「⑩タービンバイパス系の活用」
- ・ECCS 再循環の代替として「③ 2 次系強制冷却による低圧再循環」(「2 次系強制冷却」)、「⑩タービンバイパス系の活用」及び「⑪代替再循環」
- ・原子炉格納容器空気再循環設備、内部スプレーの代替として「④ 2 次系強制冷却によるサンプ水冷却」(「2 次系強制冷却」)、「⑩タービンバイパス系の活用」及び「⑫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「⑩タービンバイパス系の活用」及び「⑨フィードアンドブリード」

がある。

(c)-1-2 カテゴリ 2 (格納容器バイパスシナリオ) のシナリオ分析

(c)-1-2(1) 余熱除去系隔離弁 LOCA (添付 5-(7)-6 (4/13) 参照)

余熱除去系隔離弁 LOCA に対しては、「原子炉停止」、「蓄圧注入」及び「高圧注入」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 次系の冷却・減圧(「2 次系強制冷却」を含む。)の成否が重要となり、その後の冷却手段の組み合わせが異なることになる。なお、下記の「1 次系の減圧」では「加圧器逃がし弁による 1 次系の減圧」に加えて「加圧器補助スプレーによる

1 次系の減圧」による減圧も可能となる。よって、これらの手段が関係する後述のシナリオでは、「健全 SG による強制冷却」と同様、冷却成功のシナリオが 2 つ生じることになる。(以降の各シナリオにおいても同様。)

まず、「隔離弁閉止」に成功した場合、冷却に成功するシナリオとしては、AM 策を考慮しない場合

(ア)「補助給水による冷却」(「2 次系強制冷却」を含む。)

がある。AM 策を考慮した場合には

(イ)「フィードアンドブリード」+「高圧再循環」+「内部スプレイ再循環」

(ウ)「フィードアンドブリード」+「高圧再循環」+「格納容器空気再循環設備による冷却」

(エ)「フィードアンドブリード」+「高圧再循環」+「代替格納容器冷却」

の 3 つのシナリオが加わり、合計 4 つになる。

また、「隔離弁閉止」に失敗した場合、AM 策を考慮しない場合は冷却に成功するシナリオは存在しなかったが、AM 策を考慮した場合は 1 次系注水・減圧またはクールダウン&リサーキュレーションシナリオ、すなわち

(オ)「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」

(カ)「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」+「内部スプレイ再循環」

(キ)「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」+「格納容器空気再循環設備による冷却」

(ク)「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」

の合計 16(それぞれのシナリオで 4 つずつ)のシナリオが有効になる。

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

・ 1 次冷却材漏えい箇所の隔離の代替として「⑥ 1 次系注水・減圧」

及び「⑭クールダウン&リサーキュレーション」
・ 2 次系による炉心冷却の代替として「⑨フィードアンドブリード」
・ 原子炉格納容器空気再循環設備、内部スプレイの代替として「⑫
格納容器内自然対流冷却」
がある。

(c)-1-2(2) 蒸気発生器伝熱管破損（添付 5-(7)-6 (5/13) 参照）

蒸気発生器伝熱管破損に対しては、「原子炉停止」に失敗すると
ATWS シナリオに移行する。「原子炉停止」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、「2 次系の開放」の有無によっ
て冷却手段の組み合わせが異なることになる。

冷却に成功するシナリオは、「2 次系の開放」が回避できる場合は
(c)-1-2(1)項に示す余熱除去系隔離弁 LOCA の「隔離弁閉止」に成功
した場合と、「2 次系の開放」が回避できない場合は(c)-1-2(1)項に示
す余熱除去系隔離弁 LOCA の「隔離弁閉止」に失敗した場合と同じで
ある。

(c)-1-3 カテゴリ 3（トリップ失敗シナリオ）のシナリオ分析

(c)-1-3(1) ATWS（添付 5-(7)-6 (6/13) 参照）

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。なお、
事象発生時の原子炉出力レベルによって、未臨界確保及び冷却手段の
組み合わせが異なることになる。

まず、「原子炉出力レベル」が高い場合には、未臨界確保及び冷却
に成功するシナリオとして

(ア)「タービントリップ」＋「補助給水による冷却」または「主給
水による蒸気発生器への給水」（以下、「主給水による冷却」とい
う。）＋「手動トリップ」

(イ)「タービントリップ」＋「補助給水による冷却」または「主給
水による冷却」＋「緊急ほう酸注入系によるほう酸の添加」（以
下、「緊急ほう酸注入」という。）

の 4 つがある。

また、「原子炉出力レベル」が低い場合には、未臨界確保及び冷却
に成功するシナリオとして

(ウ)「タービントリップ」＋「補助給水による冷却」または「主給

水による冷却」 + 「手動トリップ」

(エ)「タービントリップ」 + 「補助給水による冷却」または「主給水による冷却」 + 「緊急ほう酸注入」

(オ)「タービントリップ」 + 「手動トリップ」または「緊急ほう酸注入」 + 「フィードアンドブリード」 + 「高圧再循環」 + 「内部スプレー再循環」

(カ)「タービントリップ」 + 「手動トリップ」または「緊急ほう酸注入」 + 「フィードアンドブリード」 + 「高圧再循環」 + 「格納容器空気再循環設備による冷却」

(キ)「タービントリップ」 + 「手動トリップ」または「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」

の 10 ある。さらに、「タービントリップ」に失敗した場合には冷却が継続されるため、未臨界確保の観点から、

(ク)「手動トリップ」

(ケ)「緊急ほう酸注入」

の 2 つのシナリオが有効になる。

上述の各種手段のうち、原子炉の停止機能に係る AM 策として整備した手段は

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

がある。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「⑨フィードアンドブリード」
- ・原子炉格納容器空気再循環設備、内部スプレーの代替として「⑫格納容器内自然対流冷却」

がある。

(c)-1-4 カテゴリー 4 (トランジェントシナリオ) のシナリオ分析

(c)-1-4(1) 主給水喪失(添付 5-(7)-6 (7/13) 参照)

主給水喪失に対しては、「原子炉停止」に失敗すると ATWS シナリオに移行する。「原子炉停止」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、AM 策を考慮しない場合

(ア)「補助給水による冷却」(「2 次系強制冷却」を含む。)

がある。AM 策を考慮した場合には

- (イ)「主給水による冷却」(「2 次系強制冷却」を含む。)
- (ウ)「フィードアンドブリード」+「高圧再循環」+「内部スプレイ再循環」
- (エ)「フィードアンドブリード」+「高圧再循環」+「格納容器空気再循環設備による冷却」
- (オ)「フィードアンドブリード」+「高圧再循環」+「代替格納容器冷却」

の 4 つのシナリオが加わり、合計 5 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

- ・ 2 次系による炉心冷却の代替として「⑦代替給水」(「主給水による冷却」) 及び「⑨フィードアンドブリード」
- ・ 原子炉格納容器空気再循環設備、内部スプレイの代替として「⑫格納容器内自然対流冷却」

がある。

(c)-1-4(2) 2 次冷却系の破断 (添付 5-(7)-6 (8/13) 参照)

2 次冷却系の破断に対しては、「原子炉停止」に失敗すると ATWS シナリオに移行する。「原子炉停止」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、AM 策を考慮しない場合

- (ア)「主蒸気隔離」+「補助給水による冷却」(「2 次系強制冷却」を含む。)

がある。AM 策を考慮した場合には、

- (イ)「フィードアンドブリード」+「高圧再循環」+「内部スプレイ再循環」
- (ウ)「フィードアンドブリード」+「高圧再循環」+「格納容器空気再循環設備による冷却」
- (エ)「フィードアンドブリード」+「高圧再循環」+「代替格納容器冷却」

の 3 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

- ・ 2 次系による炉心冷却の代替として「⑨フィードアンドブリード」
- ・ 原子炉格納容器空気再循環設備、内部スプレイの代替として「⑫格納容器内自然対流冷却」

がある。

(c)-1-4(3) 過渡事象（添付 5-(7)-6（9/13）参照）

過渡事象については、(c)-1-4(1)項に示す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。

(c)-1-4(4) 手動停止（添付 5-(7)-6（10/13）参照）

手動停止については、(c)-1-4(1)項に示す主給水喪失の「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。

(c)-1-4(5) DC 母線 1 系列喪失（添付 5-(7)-6（11/13）参照）

DC 母線 1 系列喪失に対しては、「加圧器逃がし弁・安全弁 LOCA」の有無によって冷却手段が異なる。「加圧器逃がし弁・安全弁 LOCA」が発生せず、その後の冷却に成功するシナリオとしては、AM 策を考慮しない場合

（ア）「補助給水による冷却」（「2 次系強制冷却」を含む。）

がある。AM 策を考慮した場合には

（イ）「主給水による冷却」（「2 次系強制冷却」を含む。）

のシナリオが加わることとなる。

また、「加圧器逃がし弁・安全弁 LOCA」が発生した場合、その後の冷却に成功するシナリオとして、AM 策を考慮しない場合

（ウ）「補助給水による冷却」＋「高圧再循環」＋「内部スプレー再循環」

（エ）「補助給水による冷却」＋「高圧再循環」＋「格納容器空気再循環設備による冷却」

がある。AM 策を考慮した場合には

（オ）「主給水による冷却」＋「高圧再循環」＋「内部スプレー再循環」

（カ）「主給水による冷却」＋「高圧再循環」＋「格納容器空気再循環設備による冷却」

（キ）「補助給水による冷却」＋「高圧再循環」＋「代替格納容器冷却」

（ク）「主給水による冷却」＋「高圧再循環」＋「代替格納容器冷却」

の 4 つのシナリオが加わることとなる。

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

- ・ 2次系による炉心冷却の代替として「⑦代替給水」（主給水による冷却）
- ・ 原子炉格納容器空気再循環設備、内部スプレイの代替として「⑫格納容器内自然対流冷却」がある。

(c)-1-5 カテゴリ 5（サポート機能喪失シナリオ）のシナリオ分析

(c)-1-5(1) 外部電源喪失（添付 5-(7)-6（12/13）参照）

外部電源喪失に対しては、「非常用所内電源からの給電」が重要となる。

まず、非常用ディーゼル発電機が健全な場合、冷却に成功するシナリオとしては、AM 策を考慮しない場合

(ア)「補助給水による冷却」（「2次系強制冷却」を含む。）

がある。AM 策を考慮した場合には

(イ)「フィードアンドブリード」＋「高圧再循環」＋「内部スプレイ再循環」

(ウ)「フィードアンドブリード」＋「高圧再循環」＋「格納容器空気再循環設備による冷却」

(エ)「フィードアンドブリード」＋「高圧再循環」＋「代替格納容器冷却」

の3つのシナリオが加わり、合計4つになる。

また、非常用ディーゼル発電機の起動に失敗した場合には全交流電源喪失となる。AM 策を考慮しない場合は冷却に成功するシナリオが存在しなかったが、AM 策を考慮した場合は

(オ)「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（消防ポンプによる復水タンクへの給水を含む））」＋「2次系強制冷却」＋「蓄圧注入」＋「空冷式非常用発電装置による給電」

(カ)「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（空冷式非常用発電装置による給電、消防ポンプによる復水タンクへの給水を含む））」＋「2次系強制冷却」＋「蓄圧注入」

(キ)「AC 電源の回復（回復または電源融通）」＋「補助給水による冷却」（「2次系強制冷却」を含む。）

(ク)「AC 電源の回復（回復または電源融通）」＋「フィードアンドブリード」＋「高圧再循環」＋「内部スプレイ再循環」

(ケ)「AC 電源の回復（回復または電源融通）」＋「フィードアンドブリード」＋「高圧再循環」＋「格納容器空気再循環設備による冷却」

(コ)「AC 電源の回復（回復または電源融通）」＋「フィードアンドブリード」＋「高圧再循環」＋「代替格納容器冷却」

のシナリオが有効になる。ただし、「AC 電源の回復（電源融通）」は 2 号機の非常用ディーゼル発電機が健全な場合に限って有効になる。

なお、「1 次冷却材ポンプ封水 LOCA」が重畳した場合、または「加圧器逃がし弁・安全弁 LOCA」により漏えいが継続する場合には、小破断 LOCA と同様な事象進展となるため、「AC 電源の回復」により、ECCS、原子炉格納容器空気再循環設備、内部スプレイ系を使用可能とする。これにより「高圧再循環」等の手段を用いたシナリオが有効となる。

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

- ・ECCS 注入の代替として「② 2 次系強制冷却による低圧注入」（「2 次系強制冷却」）
- ・ECCS 再循環の代替として「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「⑪代替再循環」
- ・原子炉格納容器空気再循環設備、内部スプレイの代替として「④ 2 次系強制冷却によるサンプ水冷却」（「2 次系強制冷却」）及び「⑫ 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「⑨フィードアンドブリード」及び「Ⅱ）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を用いた 2 次系による除熱（消防ポンプによる復水タンクへの給水を含む）または電動補助給水ポンプを用いた 2 次系による除熱（空冷式非常用発電装置による給電、消防ポンプによる復水タンクへの給水を含む））

がある。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「①電源復旧」または「⑥号機間電源融通」（AC 電源の回復）及び「Ⅰ）緊急時の電源確保」（空冷式非常用発電装置による給電）

がある。なお、「タービン動補助給水ポンプを用いた 2 次系による除熱（消防ポンプによる復水タンクへの給水を含む）」、「空冷式非常用発電装置による給電」及び「電動補助給水ポンプを用いた 2 次系によ

る除熱（空冷式非常用発電装置による給電、消防ポンプによる復水タンクへの給水を含む）」は、福島第一原子力発電所事故を踏まえ、新たに整備したものである。

(c)-1-5(2) 補機冷却水の喪失（添付 5-(7)-6（13/13）参照）

補機冷却水の喪失に対し、炉心の冷却に成功するシナリオとしては、AM 策を考慮しない場合

（ア）「補助給水による冷却」＋「２次系強制冷却」

がある。AM 策を考慮した場合には、「③補機冷却水系回復」により放射系機器冷却水系が短時間に回復すれば

（イ）「フィードアンドブリード」＋「高圧再循環」＋「内部スプレイ再循環」

（ウ）「フィードアンドブリード」＋「高圧再循環」＋「格納容器空気再循環設備による冷却」

（エ）「フィードアンドブリード」＋「高圧再循環」＋「代替格納容器冷却」

の３つのシナリオが加わり、合計４つになる。

なお、加圧器逃がし弁・安全弁 LOCA または１次冷却材ポンプ封水 LOCA の重畳の有無も、事象進展に影響を及ぼす。これらが発生した場合には、小破断 LOCA と同様な事象進展となるため、１次系冷却水系の回復により、ECCS を使用可能とする。これにより「高圧再循環」等の手段を用いたシナリオが有効となる。

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

- ・ECCS 注入の代替として「②２次系強制冷却による低圧注入」（「２次系強制冷却」）及び「⑩タービンバイパス系の活用」
- ・ECCS 再循環の代替として「③２次系強制冷却による低圧再循環」（「２次系強制冷却」）、「⑩タービンバイパス系の活用」、「⑬代替補機冷却」及び「⑪代替再循環」
- ・原子炉格納容器空気再循環設備、内部スプレイの代替として「④２次系強制冷却によるサンプ水冷却」（「２次系強制冷却」）、「⑩タービンバイパス系の活用」及び「⑫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「⑩タービンバイパス系の活用」及び「⑨フィードアンドブリード」

である。また、安全機能のサポート機能に係る AM 策として整備された手段は

- ・ 1 次系冷却水の代替として「③補機冷却水系回復」及び「⑤代替補機冷却」である。

上記の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 5-(7)-7 に示す。

(c)-2 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あたり、炉心損傷に至った起因事象、格納容器機能喪失等を防止するための緩和機能の相違、1 次系の状態や格納容器内での事象進展（添付 5-(7)-8 参照）の組み合わせ等を考慮し、事象進展シナリオを 5 つのグループに分類する。

○ グループ 1（大破断 LOCA 等）

本グループには、大破断 LOCA 発生の場合及び 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格納容器内に 1 次冷却材が放出され、1 次系の圧力は低く推移する。本グループにおいては、格納容器からの除熱の失敗により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格納容器先行破損シナリオを考慮するが、その緩和手段として「低圧再循環」に期待できる。

○ グループ 2（中破断 LOCA）

本グループには、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が発生して格納容器内に 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。本グループにおいては、グループ 1 と同様に格納容器先行破損シナリオを考慮するが、その緩和手段として「低圧再循環」には期待できない。

○ グループ 3（小破断 LOCA 等）

本グループには、小破断 LOCA 発生の場合及び 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 次系に比較的小さな破断口や開口部が発生して格納容器内に 1 次冷却材が放出され、1 次系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。本グループにおいては、グループ 1 及び 2 と同様に格納容器先行破損シナリオを考慮するが、グループ 2 と同様にその緩和手段として「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格納容器内に分散放出するシナリオも考慮する。

○ グループ 4（主給水喪失等）

本グループには、LOCA 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破損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格納容器内に分散放出するシナリオも考慮する。

○ グループ 5（蒸気発生器伝熱管破損等）

本グループは、蒸気発生器伝熱管破損の場合及び余熱除去系隔離弁 LOCA 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、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点から整備した AM 策を考慮したイベントツリーを添付 5-(7)-9 に示す。なお、格納容器機能喪失防止の点で、炉心冷却以外の手段に期待できないグループ 5（蒸気発生器伝熱管破損等）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グループ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。最初に各イベントツリーでの共通シナリオ及び当該のシナリオにおける防護措置の有効性について整理し、次にグループ毎のイベントツリーにおけるシナリオの概要及び防護措置の有効性について整理する。

(c)-2-1 各イベントツリーでの共通シナリオ及び防護措置の有効性

(c)-2-1(1) 炉心冷却に失敗した場合

グループ 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。）の発生により格納容器の機能喪失に至る場合もある。それらにより格納容器機能喪失に至らない場合は、最終的には原子炉容器内または格納容器内に給水を行い、「内部スプレイ再循環」、「代替格納容器冷却」等の手段を用いて、格納容器健全性の維持を図る。これらの手段により格納容器健全性の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が、大きく以下の 3 つのシナリオ i) ～iii) に分類することができる。

なお、これ以降、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または炉内水蒸気爆発による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の成立に係る共通の前提であることから、その旨は特に記載しない。

○ シナリオ i)

シナリオ i) 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などを介して格納容器内に放出され、準静的に格納容器内圧力・温度が上昇するシナリオである。このシナリオでは、格納容器内からの除熱が必要であり、除熱に失敗した場合は格納容器の機能喪失に至る。

シナリオ i) において、格納容器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

（ア）「内部スプレイ再循環」

（イ）「内部スプレイの回復」

の 2 つがある。AM 策を考慮した場合には

（ウ）「代替格納容器冷却」

（エ）「格納容器内液相部への蓄熱」＋「内部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。

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

- ・内部スプレイの代替として「②格納容器内自然対流冷却」及び「③格納容器内注水」（「格納容器内液相部への蓄熱」）

がある。

○ シナリオ ii)

シナリオ ii) 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。このシナリオでは、「高圧注入／低圧注入／内部スプレーによる RWST（燃料取替用水タンク）水の持ち込み」（以下、「RWST 水の持ち込み」という。）または「消火水スプレー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。

なお、「RWST 水の持ち込み」または「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熔融貫通が発生するシナリオでは、格納容器機能喪失に至る。これらが回避できた場合は、最終的にシナリオ i) に移行する。

シナリオ ii) において、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

- ・「RWST 水の持ち込み」に成功、及びベースマット熔融貫通・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 i) に移行できる。AM 策を考慮した場合には

- ・「格納容器内注水」に成功、及びベースマット熔融貫通・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 i) 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

- ・内部スプレーの代替として「③格納容器内注水」がある。

○ シナリオ iii)

シナリオ iii) 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また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 ii) に移行する。なお、PWR の大型ドライ型格納容器では、これらの事象により格納容器機能喪失に至る可能性は低いとされている。

また、このシナリオ iii) は、1 次系の破断口の有無によりさらに 2 つに分類できる。

シナリオ iii)-1 は、グループ 3 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 iii)-2 は、グループ 4 を対象としたシナリオである。当該のグループでは、1 次系に LOCA 等による破断口が存在しないため、シナリオ iii)-1 に比べて 1 次系の圧力が高く推移する。よって、誘因蒸気発生器伝熱管破損及びホットレグクリープ破損といった 1 次系の破損や、誘因蒸気発生器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 iii) 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 i) またはシナリオ ii) に移行する。

シナリオ iii) において、格納容器健全性の維持を成功させるためのシナリオとしては、AM 策考慮の有無に関わらず

- ・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 ii) 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 i) またはシナリオ ii) に移行することになる。ここで、「④1 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。

(c)-2-1(2) 炉心冷却に成功した場合

グループ 1 ～ 3 のシナリオでは、炉心の崩壊熱は格納容器内に放出され、水蒸気などを介して準静的に格納容器内圧力が上昇する。よって、何らかの手段による格納容器内からの除熱が必要となる。このグループで考慮している格納容器先行破損シナリオでは、除熱に失敗した場合は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、炉心損傷が発生することとなる。

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

(オ) 「低圧再循環」：グループ 1

(カ) 「内部スプレイ再循環」：グループ 2, 3

(キ) 「格納容器空気再循環設備による冷却」：グループ 1 ～ 3

の 3 つがある。AM 策を考慮した場合には

(ク)「代替格納容器冷却」

(ケ)「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」も含む)

の2つのシナリオが加わり、合計5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

- ・原子炉格納容器空気再循環設備、内部スプレイの代替として「④2次系強制冷却によるサンプ水冷却」、「⑩タービンバイパス系の活用」及び「⑫格納容器内自然対流冷却」

がある。

なお、グループ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み合わせでは、炉心冷却に成功していれば、炉心損傷はもとより格納容器機能喪失に至らないため、本評価の対象外となるためである。

(c)-2-2 グループ毎のシナリオの概要及び AM 策の有効性

(c)-2-1 項の分析結果から、グループ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。各グループにおける格納容器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。

○グループ1（大破断 LOCA 等）

【炉心冷却に失敗した場合】

このシナリオでは、「原子炉への給水回復」に成功した場合はシナリオ i) 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 ii) を経てシナリオ i) に移行する。したがって、本グループに関する AM 策の有効性は、シナリオ i) 及び ii) の AM 策の有効性と同様である。

【炉心冷却に成功した場合】

このシナリオでは、1次系の圧力が低く、「低圧再循環」等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「⑫格納容器内自然対流冷却」である。

○グループ 2（中破断 LOCA）

【炉心冷却に失敗した場合】

グループ 1 と同様である。

【炉心冷却に成功した場合】

このシナリオでは、グループ 1 と比べて 1 次系圧力が高く推移し、「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、既述のとおり「⑫格納容器内自然対流冷却」及び「④、⑩2 次系強制冷却によるサンプ水冷却」である。

○グループ 3（小破断 LOCA 等）

【炉心冷却に失敗した場合】

このシナリオでは、「④ 1 次系強制減圧」に成功した場合、シナリオ iii)での格納容器機能喪失は回避し、シナリオ i) またはシナリオ ii) に移行する。したがって、本グループに関する AM 策の有効性は、シナリオ i)、ii)及び iii)の AM 策の有効性と同様である。

【炉心冷却に成功した場合】

グループ 2 と同様である。

○グループ 4（主給水喪失等）

【炉心冷却に失敗した場合】

グループ 3 と同様である。

○グループ 5（蒸気発生器伝熱管破損等）

蒸気発生器伝熱管破損等のいわゆる格納容器バイパス事象では、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。

上記のシナリオ分析の結果から、グループ毎に有効な防護措置を整理したものを添付 5-(7)-10 に示す。

以上により、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) 組織体制及び手順書の整備、教育及び訓練の状況

(d)-1 組織体制の整備

(d)-1-1 シビアアクシデント・マネジメント実施組織

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、発電所長を本部長とする原子力緊急時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。実施組織の概要を添付 5-(7)-11 に示す。

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い、中央制御室の運転員を除く原子力緊急時対策本部全体（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。

①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。

よって、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、中央制御室の運転員が行う。

②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す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。この支援組織は、通報連絡、技術評価、放射線測定等の機能を既に有していることから、シビアアクシデント・マネジメントにおいても十分に運転員を支援することが可能である。また、原子力緊急時対策本部は、異常兆候発生時に設置される対応組織を拡張する形で要員の招集が行われるため、事象の初期段階から連続的に対応することが可能である。

異常兆候が発生し、初期の炉心損傷を防止する段階においての AM 策（以下、フェーズ I AM という。）は、支援組織の発足の有無にかか

ならず、中央制御室の運転員が主体となって実施する。ただし、支援組織が既に発足している場合には、支援組織との連絡を密にし、本部長から出される指示、指導、助言を受けつつ、当直課長の指揮命令の下に対応操作を実施することとしている。

一方、さらに事象が進展して炉心損傷が発生し、その影響を緩和するための AM 策（以下、フェーズⅡAM という。）の実施においては、事象がさらに複雑となり、また総合的な判断が必要となる。このため、この段階では、既に設置されている支援組織においてプラントパラメータ等の事象監視を行うと共に、発電所外部の状況や放射線量の測定結果等の様々な情報も考慮しつつ、その時点でのプラント状況における適切な AM 策を総合判断の下に選定し、本部長に意見具申する。本部長が、この意見具申、さらに必要に応じて外部からの助言等に基づき適切な AM 策を決定し、中央制御室の運転員に対して指示を行い、中央制御室の運転員が対応操作を実施することとしている。

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、平日、夜間、休日を問わず、あらかじめ定める連絡体制に基づいて必要な要員が招集され、中央制御室とは別に技術支援等を行う体制を確立することとしている。

さらに、この異常兆候が拡大し原子力災害が発生する恐れがある場合または発生した場合には、発電所長は美浜発電所原子力事業者防災業務計画に基づき、要員を招集し、原子力緊急時対策本部を設置し、シビアアクシデント・マネジメントのための体制が確立される。

(d)-1-2 緊急安全対策において新たに整備した組織

津波によって交流電源を供給する全ての設備、海水を使用して原子炉施設を冷却する全ての設備及び SFP を冷却する全ての設備が喪失した場合における原子炉施設の保全のための活動のための組織は、「美浜発電所電源機能等喪失時における原子炉施設の保全のための活動に係る対応所達」に定めている。

(d)-2 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運転員を支援する活動を行う。このため、シビアアクシデント発生時に使用する手順書としては、役割分担及び事象の進展状況に対応したものが必要となる。

手順書には、過去 AM 策として整備したものに加え、今回の福島第一

原子力発電所事故を踏まえて新たに整備したものがある。シビアアクシデント・マネジメント関連手順書類の構成概要を、添付 5-(7)-12 に示す。手順書の概要は、それぞれ以下のとおりである。

(d)-2-1 フェーズⅠAM 用手順書

中央制御室の運転員が主体となって AM 策の対応操作を実施する手順について、事故時操作所則（第二部）に記載している。事故時操作所則が設計基準事象を対象として整備された手順書であるのに対し、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ものとして整備されている。具体的には、事故の起因事象やそこに至る事象の経過にかかわらず、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。

(d)-2-2 フェーズⅡAM 用手順書

事象がさらに進展し、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、主に格納容器の健全性の維持を目的に整備している。

①事故時影響緩和操作評価マニュアル

・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安全管理班が使用し、事故の進展防止、影響緩和のために実施すべき AM 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。

・知識データベース

支援組織において技術評価を行う安全管理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 AM 策を選択するために必要な、様々な技術的な情報等の知識データを整理してとりまとめている。

②事故時操作所則（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。

(d)-2-3 緊急安全対策において新たに整備した手順書

「美浜発電所電源機能等喪失時における原子炉施設の保全のための活動に係る対応所達」に、津波によって交流電源を供給する全ての設備、海水を使用して原子炉施設を冷却する全ての設備及び SFP を冷却する全ての設備が喪失した場合における原子炉施設の保全のための活動について、以下の手順を定めている。

- ・ 空冷式非常用発電装置による電源応急復旧のための手順
- ・ 非常用ディーゼル発電機 代替冷却海水供給のための手順
- ・ SG への給水確保のための手順
- ・ SFP への給水確保のための手順

(d)-3 教育及び訓練の状況

シビアアクシデント・マネジメントの実施組織における要員の役割に応じて、必要な知識の習得、維持及び向上を図るために、シビアアクシデント・マネジメントに関する教育・訓練を実施している。

(d)-3-1 運転員

運転員に対しては、机上教育にて AM 策実施時のプラント挙動、事故時操作所則（第二部、第三部）、シビアアクシデント時の物理挙動やプラント挙動等の教育を年 1 回実施している。また、当社及び株式会社原子力発電訓練センターのフルスコープシミュレータでシミュレーション可能な範囲において、対応操作訓練を年 2 回実施している。

なお、緊急時安全対策等により新たに追加された教育・訓練内容についても既存の教育・訓練において実施している。

(d)-3-2 支援組織の要員

支援組織の全要員を対象に、シビアアクシデントの概要、AM 策の概要、支援組織の位置付け及び手順書の構成についての教育を実施している。この教育は、新たに支援組織の要員に任命された時及びその後 3 年に 1 回の頻度で受講させることとしている。

なお、支援組織の要員となる可能性のある技術系新入社員に対しても、同様の教育を実施している。

また、支援組織の中でも、安全管理班及び発電班の要員の一部については、シビアアクシデント、AM 策等についての広範囲かつ高いレベルの知識が必要とされることから、これらの要員を対象に、事故時影

響緩和操作評価マニュアルを用いた代表的な事故シナリオ進展時の AM 策検討についての教育を年 1 回実施している。

(d)-3-3 緊急安全対策において新たに整備した訓練

津波によっ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 SFP を冷却する全ての設備の機能が喪失した場合における原子炉施設の保全のための活動のための訓練として、電源応急復旧、SG への給水確保及び SFP への給水確保に関する項目を年 1 回実施する旨を「美浜発電所電源機能等喪失時における原子炉施設の保全のための活動に係る対応所達」に定め、実施している。

b. 事象の過程の進展を防止する措置の効果の評価結果

本項では、炉心損傷の防止及び格納容器機能喪失の防止のそれぞれに対し、既存の安全機能と a. 項で特定した防護措置の関係について整理し、防護措置の効果を多重防護の観点から評価する。

既存の安全機能としては、炉心損傷の防止では原子炉の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-(7)-1～図 5-(7)-3 に示す。図中、既存の安全機能は二重枠の五角形、a. 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、a. 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-(7)-1 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をまとめたものである。a. 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格納容器内の冷却

・ 1 次系を用いた炉心及び格納容器内の冷却

となっている。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（⑦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（⑧ 2 次系水源補給及びⅡ）緊急時の最終的な除熱機能の確保）。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（⑩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（⑨フィードアンドブリード）、原子炉格納容器空気再循環設備、内部スプレイまたはその代替手段と組み合わせることで炉心及び格納容器内の冷却を実施する。他の安全機能でも同様に、防護措置は多重性の観点から整備されている。とりわけ、AM 検討報告書及び AM 整備報告書で整備した種々の対策（丸数字を付した防護措置）は、多重防護の観点から有効に整備されていると言える。

図 5-(7)-2 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-(7)-1 と同様に、a. 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「原子炉格納容器空気再循環設備、内部スプレイ」である。これは、格納容器機能喪失を防止するためには、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、「アニュラス排気設備による浄化」の代替として挙げた「iv)水素爆発防止対策」は、アニュラスの排気によりアニュラス部での水素滞留を防止するものであり、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ため、枠を点線としている。

図 5-(7)-3 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-(7)-1 及び図 5-(7)-2 と同様に、a. 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「1 次系冷却水」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。

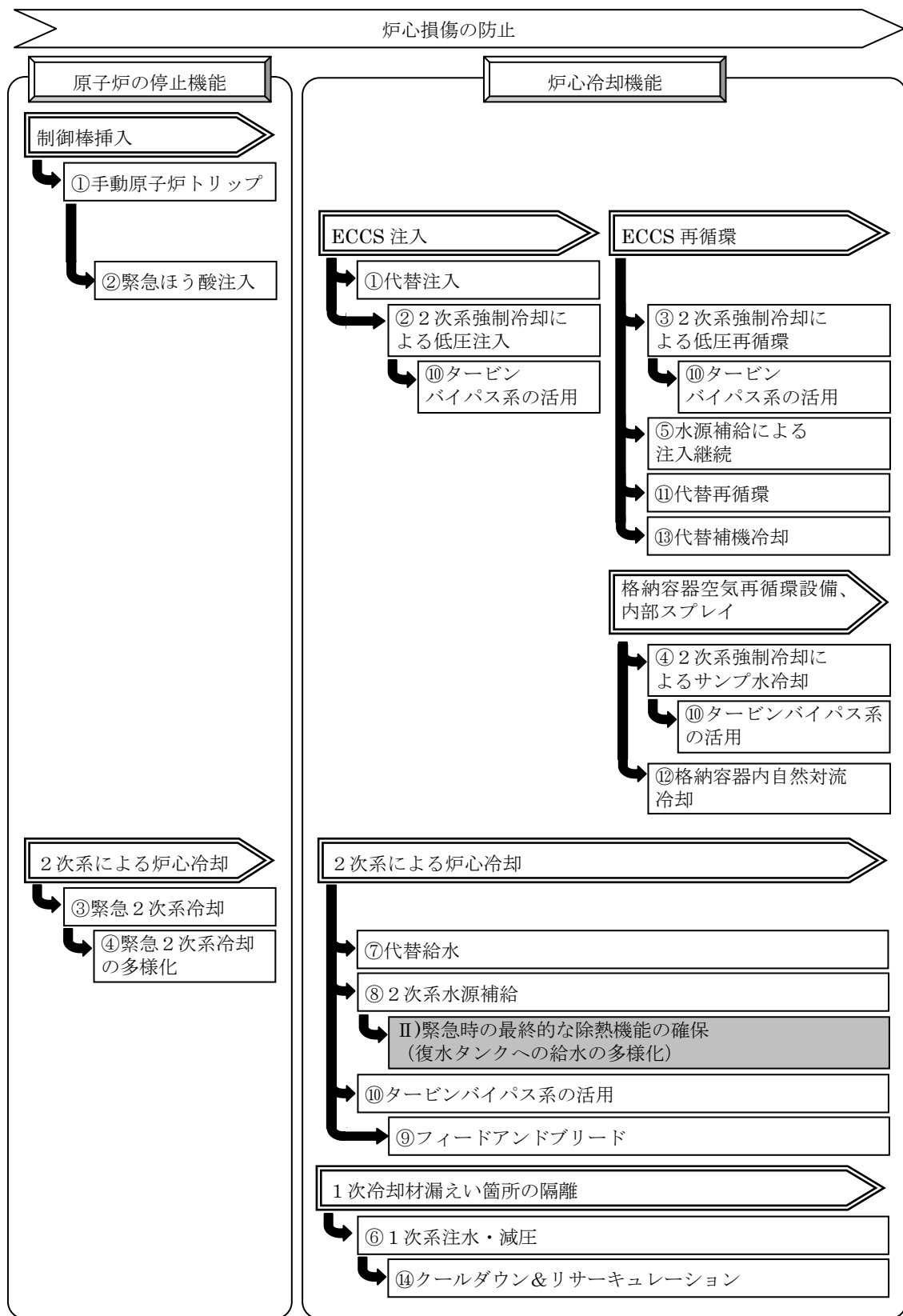
図中、東日本大震災後新たに整備した防護措置は、網掛けで示している。当該防護措置の多くは、個別の段階及び機能に対する代替措置ではなく、

横断的な措置として整備されている。

これらにより、

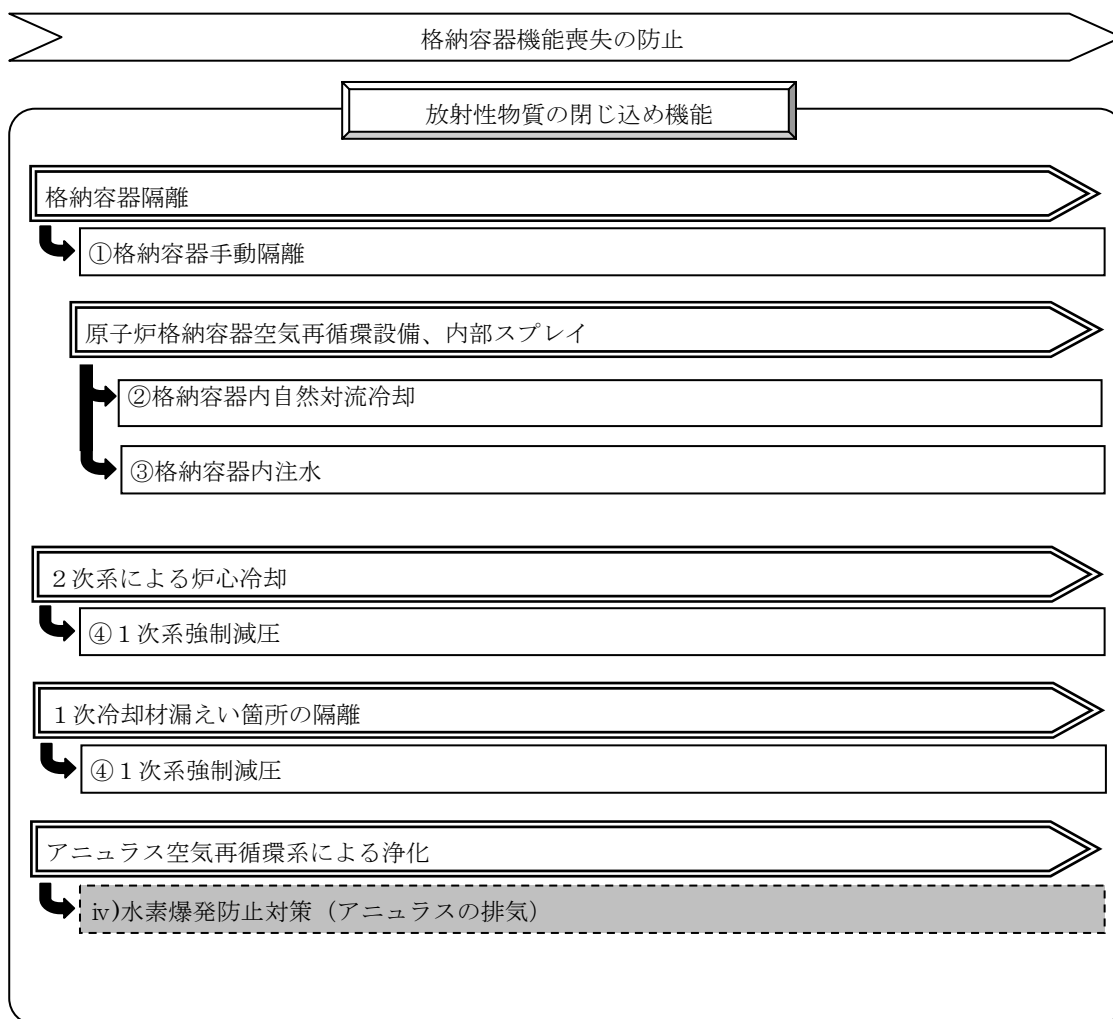
- ・ AM 検討報告書及び AM 整備報告書で整備した防護措置は、原子炉の停止機能、炉心冷却機能、放射性物質の閉じ込め機能及び安全機能のサポート機能のそれぞれについて、多様性を持たせた形で整備されていること
- ・ 緊急安全対策に係る実施状況報告書の対策は、炉心冷却機能としての 2 次系による炉心冷却や安全機能のサポート機能としての非常用電源について一層の強化がなされていること
- ・ SA 対応措置報告書の対策は、シビアアクシデントが発生した場合でも迅速に対応するための措置として整理されたものであり、シビアアクシデントに対する防護措置の強化が図られていること

が確認できる。



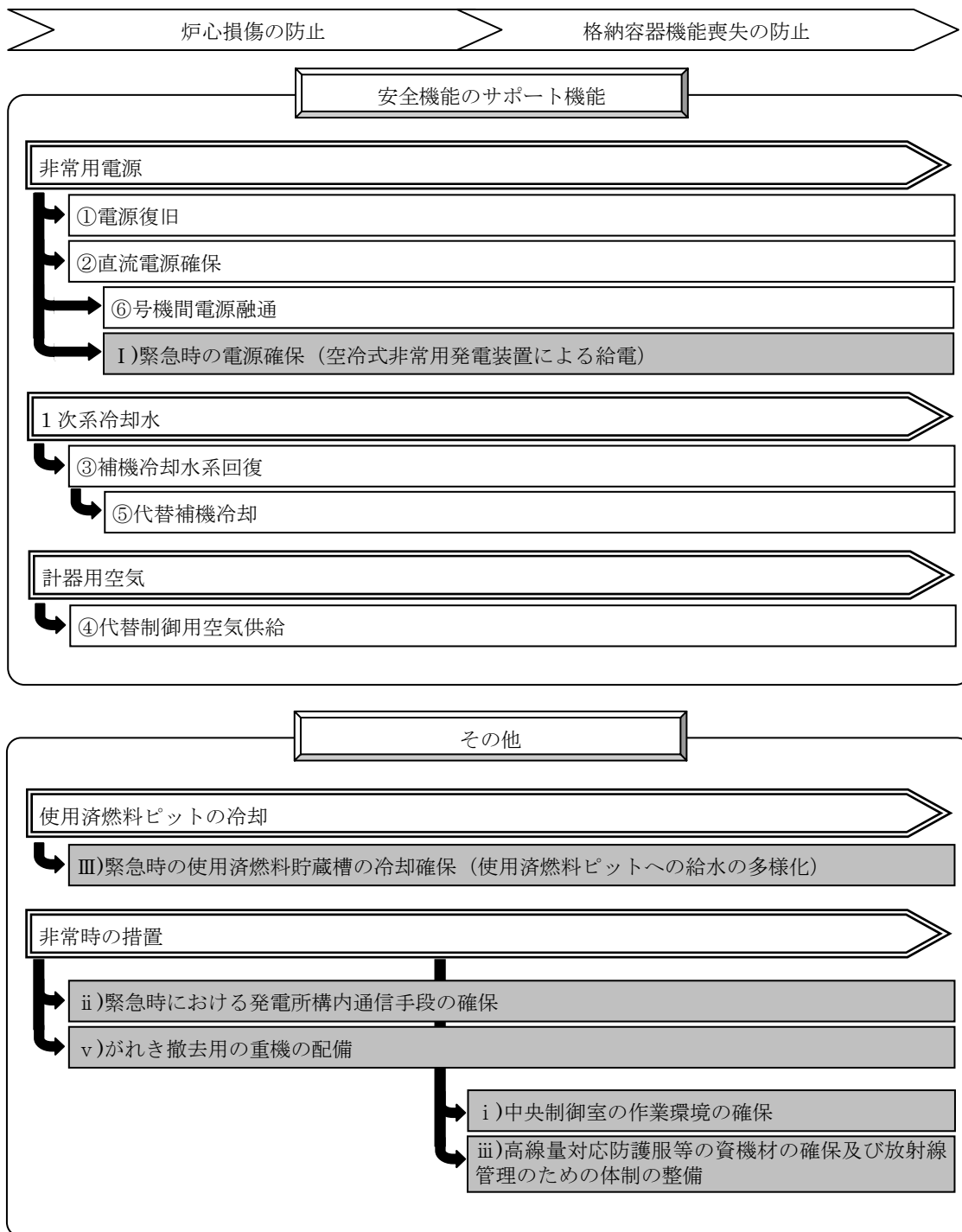
※網掛けは、緊急安全対策またはシビアアクシデントへの対応に関する措置として、東日本大震災後新たに整備したもの。

図 5-(7)-1 既存の安全機能と防護措置の関係 (炉心損傷の防止)



※網掛けは、緊急安全対策または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-(7)-2 既存の安全機能と防護措置の関係（格納容器機能喪失の防止）



※網掛けは、緊急安全対策または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-(7)-3 既存の安全機能と防護措置の関係（共通）

(4) 評価結果のまとめ

AM 検討報告書、AM 整備報告書、緊急安全対策に係る実施状況報告書及び SA 対応措置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共に、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の措置に再分類し整理した。

その結果、AM 検討報告書及び AM 整備報告書で整備した防護措置は、原子炉の停止機能、炉心冷却機能、放射性物質の閉じ込め機能及び安全機能のサポート機能のそれぞれについて、多様性を持たせた形で整備されていること、緊急安全対策に係る実施状況報告書の対策は、炉心冷却機能としての 2 次系による炉心冷却や安全機能のサポート機能としての非常用電源について一層の強化がなされていること、SA 対応措置報告書の対策は、シビアアクシデントが発生した場合でも迅速に対応するための措置として整理されたものであり、シビアアクシデントに対する防護措置の強化が図られていることより、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。

緊急安全対策に係る実施状況報告書で報告した種々の対策のうち、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貯蔵槽の冷却確保」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、SA 対応措置報告書で報告した種々の対策のうち、今後実施が計画されている諸対策については、通信設備の免震事務棟への移設により通信手段の信頼性向上が図られること、静的触媒式水素再結合装置の配備により水素爆発防止対策の充実が図られることになる。

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、美浜発電所1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検討した。

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、燃料の重大な損傷に至る時点を、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点もある。

地震については、基準地震動 S_s (750gal) の 1.67 倍 (1252.5gal) まで安全裕度があることを確認し、万一、美浜発電所において想定している地震動の 1.67 倍の大きさの地震が発生しても、燃料の重大な損傷に至ることなく、燃料を安定的、継続的に冷却できる多重防護措置が取られていることを確認した。

今回の評価では S_s 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、 S_s 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、 S_s 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た。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、複数のユニットがあり、使用予定のしゃ断器がリレーの損傷等により投入できなかった場合においても、使用可能な他のユニット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。

津波についても、緊急安全対策として実施した諸対策により、設計津波高さ（2.37m）の約 4.6 倍（11.1m）まで安全裕度があることを確認し、万一、美浜発電所において設計津波高さの約 4.6 倍の大きさの津波が発生しても、燃料の重大な損傷に至ることなく、燃料を安定的、継続的に冷却できることを確認した。

今回の評価は、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及び浸水対策の観点から、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。

地震と津波が同時に発生する重畳については、設計上の基準地震動 S_s の 1.67 倍の大きさの地震と、11.1m の高さの津波が同時に発生した場合を想定しても、燃料の重大な損傷に至ることなく、燃料を安定的、継続的に冷却できることを確認した。地震や津波が重畳して発生する状況においても、地震や津波に対するクリフエッジへの対応を強化する等の改善策を確実に推進することにより、適切な対応が取れるようにしていく。

全交流電源喪失については、プラント外部からの支援（ガソリン等の補給）がない場合でも、多重防護の観点から複数の手段を備えていることにより、燃料は重大な損傷に至ることなく、炉心で約 20 日間、SFP で約 13 日間冷却を継続できることを確認した。最終ヒートシンク喪失についても、プラント外部からの支援がない場合でも、多重防護の観点から複数の手段を備えていることにより、燃料は重大な損傷に至ることなく、炉心で約 20 日間、SFP で約 13 日間冷却を継続できることを確認した。さらに、クリフエッジとなる地震、津波及び地震・津波の重畳時において燃料の冷却継続時間を評価し、最も厳しい地震・津波の重畳の場合においても、燃料は重大な損傷に至ることなく、炉心で約 8.3 日間、SFP で約 8.5 日間冷却を継続できることを確認した。プラント外部からの支援については、陸路による補給のほか、陸路での補給が困難な場合を想定し、ヘリコプターによるガソリン空輸の仕組みを既に構築している。よって、現実的には、上記の冷却を継続する期間であれば、その間にプラント外部からの支援が期待できる。

交流電源については、空冷式非常用発電装置を配備したことから、電動補助

給水ポンプなどの使用が可能となり冷却機能が多様化された。今後、恒設非常用発電機を設置して外部電源喪失時のバックアップ電源の多様化を図ることにしている。また、最終ヒートシンクについては、ディーゼル駆動の大容量ポンプを配備したことから、1次系冷却水クーラに海水を供給して余熱除去クーラを介して燃料の崩壊熱を除去することが可能となり、最終ヒートシンクが多様化された。また、海水ポンプ電動機の予備品を確保しており、海水ポンプの早期復旧に寄与している。

全交流電源喪失あるいは最終ヒートシンク喪失の際には、これら防護措置が確実に実行できることが重要であることから、現状の措置について教育、訓練を通じて改善を図りながら実行性を維持向上させると共に今後追加する措置に対しても教育、訓練を通じて実行性を確保していくことにしている。

その他のシビアアクシデント・マネジメント策については、原子炉の停止機能、炉心冷却機能、放射性物質の閉じ込め機能及び安全機能のサポート機能のそれぞれについて、多様性を持たせた形で整備されていることを確認した。更に、緊急安全対策等によって、炉心冷却機能としての2次系による炉心冷却や、安全機能のサポート機能としての非常用電源について一層の強化がなされると共に、シビアアクシデントに対する防護措置の強化が図られていることを確認した。

また、緊急安全対策として計画されている諸対策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を図っていく。さらに、シビアアクシデントへの対応に関する措置として計画されている諸対策の着実な実施により通信手段の信頼性向上や水素爆発防止対策の充実を図ることにしている。

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、若狭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、美浜発電所1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共に、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。なお、緊急安全対策を円滑に行うために以下のような様々な創意・工夫を計画・実施している。

- ・ 空冷式非常用発電装置のケーブルの誤接続を防止するため接続する中継接続盤のケーブルコネクタを赤色、白色、青色に相識別
- ・ 空冷式非常用発電装置のケーブルコネクタが確実に締められていることを確認するため隙間を計測するゲージを作成し中継接続盤に据付
- ・ 現場と中央制御室との連絡を容易にするため携行型通話装置用の専用ケ

- ケーブルを敷設して接続端子を空冷式非常用発電装置の近傍に設置
- ・海水を取水する放水路ピットの蓋に取水ホース投入用の開口部を設置
- ・消防ポンプの配置位置を道路に表示し、消防ポンプの運搬経路の狭隘な箇所を拡張
- ・消防ポンプの種類により使用目的が異なるため消防ポンプ本体に使用目的を表示
- ・消防ポンプ、タンクローリー等の資機材の保管箇所図を作成し、発電所内で情報共有
- ・シール施工を施した扉が津波対策用の扉であることを従業員が認識し確実に閉止するように、対象扉の両面に「水密性向上対策扉」と表示
- ・構内の備蓄ガソリンの増量

原子力発電事業は、安全確保が大前提であり、地元ならびに国民の皆様のご理解とご信頼をいただくことが不可欠である。本評価においては、これまで実施してきた緊急安全対策の有効性について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、本評価結果も踏まえた改善を継続的に実施していく必要があり、SFP冷却系に耐震Sクラス設計と同等の耐震裕度を持たせるような設備対策の実施、津波の衝撃力緩和及び浸水対策の観点からの防潮堤の設置、恒設非常用発電機の設置によるバックアップ電源の多様化等の様々な対策について推進していくことにしている。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組みを行っていく。

添付資料

添付 4-1	緊急安全対策及び設備強化対策の概要
添付 4-2	シビアアクシデントへの対応に関する措置に係る実施状況
添付 5-(1)-1	耐震評価設備等リスト
添付 5-(1)-2	美浜発電所の基準地震動 S_s
添付 5-(1)-3	総合的安全評価における耐震裕度の評価について
添付 5-(1)-4	地震を起因とした炉心損傷に至る起因事象
添付 5-(1)-5	各起因事象におけるイベントツリー（地震：炉心損傷）
添付 5-(1)-6	耐震裕度評価結果（地震：炉心損傷）
添付 5-(1)-7	フロントライン系とサポート系の関連表（地震：炉心損傷）
添付 5-(1)-8	各影響緩和機能の系統図（地震：炉心損傷）
添付 5-(1)-9	クリフエッジ評価において耐震裕度を算定しない設備について
添付 5-(1)-10	各影響緩和機能の耐震裕度評価結果一覧（地震：炉心損傷）（外部電源喪失）
添付 5-(1)-11	各影響緩和機能のフォールトツリー（地震：炉心損傷）
添付 5-(1)-12	イベントツリーの耐震裕度及びクリフエッジ評価（外部電源喪失）（地震：炉心損傷）
添付 5-(1)-13	各影響緩和機能の耐震裕度評価結果一覧（地震：炉心損傷）（補機冷却水の喪失）
添付 5-(1)-14	イベントツリーの耐震裕度及びクリフエッジ評価（補機冷却水の喪失）（地震：炉心損傷）
添付 5-(1)-15	イベントツリーの耐震裕度及びクリフエッジ評価（緊急安全対策前）（地震：炉心損傷）
添付 5-(1)-16	各起因事象におけるイベントツリー（地震：SFP 燃料損傷）
添付 5-(1)-17	耐震裕度評価結果（地震：SFP 燃料損傷）
添付 5-(1)-18	フロントライン系とサポート系の関連表（地震：SFP 燃料損傷）
添付 5-(1)-19	各影響緩和機能の系統図（地震：SFP 燃料損傷）
添付 5-(1)-20	各影響緩和機能の耐震裕度評価結果一覧（地震：SFP 燃料損傷）（外部電源喪失）
添付 5-(1)-21	各影響緩和機能のフォールトツリー（地震：SFP 燃料損傷）
添付 5-(1)-22	イベントツリーの耐震裕度及びクリフエッジ評価

	(地震：SFP 燃料損傷)
添付 5-(1)-23	イベントツリーの耐震裕度及びクリフエッジ評価 (緊急安全対策前) (地震：SFP 燃料損傷)
添付 5-(2)-1	本評価における対象設備等の耐震重要度分類と評価上の扱い
添付 5-(2)-2	美浜発電所 設計津波高さに関する算定根拠説明資料
添付 5-(2)-3	美浜 1 号機の敷地レベルと主要な機器等の配置レベル
添付 5-(2)-4	各起因事象におけるイベントツリー (津波：炉心損傷)
添付 5-(2)-5	許容津波高さ評価結果 (津波)
添付 5-(2)-6	フロントライン系とサポート系の関連表 (津波：炉心損傷)
添付 5-(2)-7	各影響緩和機能の系統図 (津波：炉心損傷)
添付 5-(2)-8	各影響緩和機能のフォールトツリー (津波：炉心損傷)
添付 5-(2)-9	イベントツリーの許容津波高さ及びクリフエッジ評価 (津波：炉心損傷)
添付 5-(2)-10	浸水量評価を用いたクリフエッジとしての許容津波高さの再評価について
添付 5-(2)-11	イベントツリーの許容津波高さ及びクリフエッジ評価 (緊急安全対策前) (津波：炉心損傷)
添付 5-(2)-12	各起因事象におけるイベントツリー (津波：SFP 燃料損傷)
添付 5-(2)-13	フロントライン系とサポート系の関連表 (津波：SFP 燃料損傷)
添付 5-(2)-14	各影響緩和機能の系統図 (津波：SFP 燃料損傷)
添付 5-(2)-15	各影響緩和機能のフォールトツリー (津波：SFP 燃料損傷)
添付 5-(2)-16	イベントツリーの許容津波高さ及びクリフエッジ評価 (津波：SFP 燃料損傷)
添付 5-(2)-17	イベントツリーの許容津波高さ及びクリフエッジ評価 (緊急安全対策前) (津波：SFP 燃料損傷)
添付 5-(3)-1	各シナリオの重畳に対する耐力の評価結果 (重畳：炉心損傷 (地震による起因事象をベースとした評価))
添付 5-(3)-2	各シナリオの重畳に対する耐力の評価結果 (重畳：炉心損傷 (津波による起因事象をベースとした評価))
添付 5-(3)-3	各シナリオの重畳に対する耐力の評価結果 (重畳：炉心損傷 (地震による起因事象をベースとした評価))

	＝緊急安全対策前＝
添付 5-(3)-4	各シナリオの重畳に対する耐力の評価結果（重畳：炉心損傷（津波による起因事象をベースとした評価））
	＝緊急安全対策前＝
添付 5-(3)-5	各シナリオの重畳に対する耐力の評価結果（重畳：SFP（地震による起因事象をベースとした評価））
添付 5-(3)-6	各シナリオの重畳に対する耐力の評価結果（重畳：SFP（津波による起因事象をベースとした評価））
添付 5-(3)-7	各シナリオの重畳に対する耐力の評価結果（重畳：SFP（地震による起因事象をベースとした評価））
	＝緊急安全対策前＝
添付 5-(3)-8	各シナリオの重畳に対する耐力の評価結果（重畳：SFP（津波による起因事象をベースとした評価））
	＝緊急安全対策前＝
添付 5-(4)-1	電源構成概要図
添付 5-(4)-2	非常用ディーゼル発電機の継続運転時間
添付 5-(4)-3	設備の概要及び保全内容
添付 5-(4)-4	美浜発電所のタンクの使用割り当て
添付 5-(4)-5	防護措置の実施に係る組織等の状況確認
添付 5-(4)-6	蒸気発生器への給水機能（美浜 1 号機）
添付 5-(4)-7	給水機能と消防ポンプ燃料（ガソリン）消費量の関係（1 号機運転時）
添付 5-(4)-8	使用済燃料ピット（SFP）への給水機能（美浜 1 号機）
添付 5-(4)-9	電源容量と継続時間評価
添付 5-(4)-10	給水機能と消防ポンプ燃料（ガソリン）消費量の関係（1 号機停止時）
添付 5-(4)-11	設備強化対策で今後設置を計画している設備の効果
添付 5-(5)-1	設備の概要及び保全内容
添付 5-(5)-2	美浜発電所のタンクの使用割り当て
添付 5-(5)-3	防護措置の実施に係る組織等の状況確認
添付 5-(5)-4	蒸気発生器への給水機能（美浜 1 号機）
添付 5-(5)-5	給水機能と消防ポンプ燃料（ガソリン）消費量の関係（1 号機運転時）
添付 5-(5)-6	使用済燃料ピット（SFP）への給水機能（美浜 1 号機）

添付 5-(5)-7	給水機能と消防ポンプ燃料（ガソリン）消費量の関係 （1 号機停止時）
添付 5-(6)-1	美浜 1 号機 SFP 保有水高さと遮へい機能
添付 5-(6)-2	復水タンク水の枯渇時間評価
添付 5-(6)-3	ヘリコプターによるガソリン等の空輸
添付 5-(7)-1	美浜発電所 1 号機の系統構成
添付 5-(7)-2	事象進展に係る分類
添付 5-(7)-3	AM 検討報告書及び AM 整備報告書で整備した防護措置
添付 5-(7)-4	防護措置に係る系統概要
添付 5-(7)-5	防護措置の整備状況
添付 5-(7)-6	炉心損傷に係るイベントツリー
添付 5-(7)-7	炉心損傷に係るイベントツリーと防護措置の関係
添付 5-(7)-8	格納容器内での事象進展に係る物理現象
添付 5-(7)-9	格納容器機能喪失に係るイベントツリー
添付 5-(7)-10	格納容器機能喪失に係るイベントツリーと防護措置の関係
添付 5-(7)-11	シビアアクシデント・マネジメントの実施組織の概要
添付 5-(7)-12	シビアアクシデント・マネジメント関連手順書類の構成 概要