

東京電力株式会社福島第一原子力発電所における  
事故を踏まえた大飯発電所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24年 1月

関西電力株式会社

## 目 次

1.	はじめに .....	2
2.	大飯発電所の概要 .....	3
3.	総合評価（一次評価）の手法 .....	6
	（1）評価対象時点 .....	6
	（2）評価項目 .....	6
	（3）評価の進め方 .....	6
4.	多重防護の強化策 .....	8
5.	個別評価項目に対する評価方法及び評価結果 .....	12
	5. 1 地震 .....	12
	5. 2 津波 .....	29
	5. 3 地震と津波の重畳 .....	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 その他のシビアアクシデント・マネジメント .....	84
6.	まとめ .....	117

## 1. はじめに

平成 23 年 7 月 22 日、原子力安全・保安院から当社に対し、「東京電力株式会社福島第一原子力発電所における事故を踏まえた既設の発電用原子炉施設の安全性に関する総合評価の実施について（指示）」（平成 23 年 7 月 22 日付け平成 23・07・20 原院第 1 号）（以下、指示文書という。）が発出され、既設の発電用原子炉施設について、設計上の想定を超える外部事象に対する頑健性に関して、総合的に評価を行うよう要請された。

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

## 2. 大飯発電所の概要

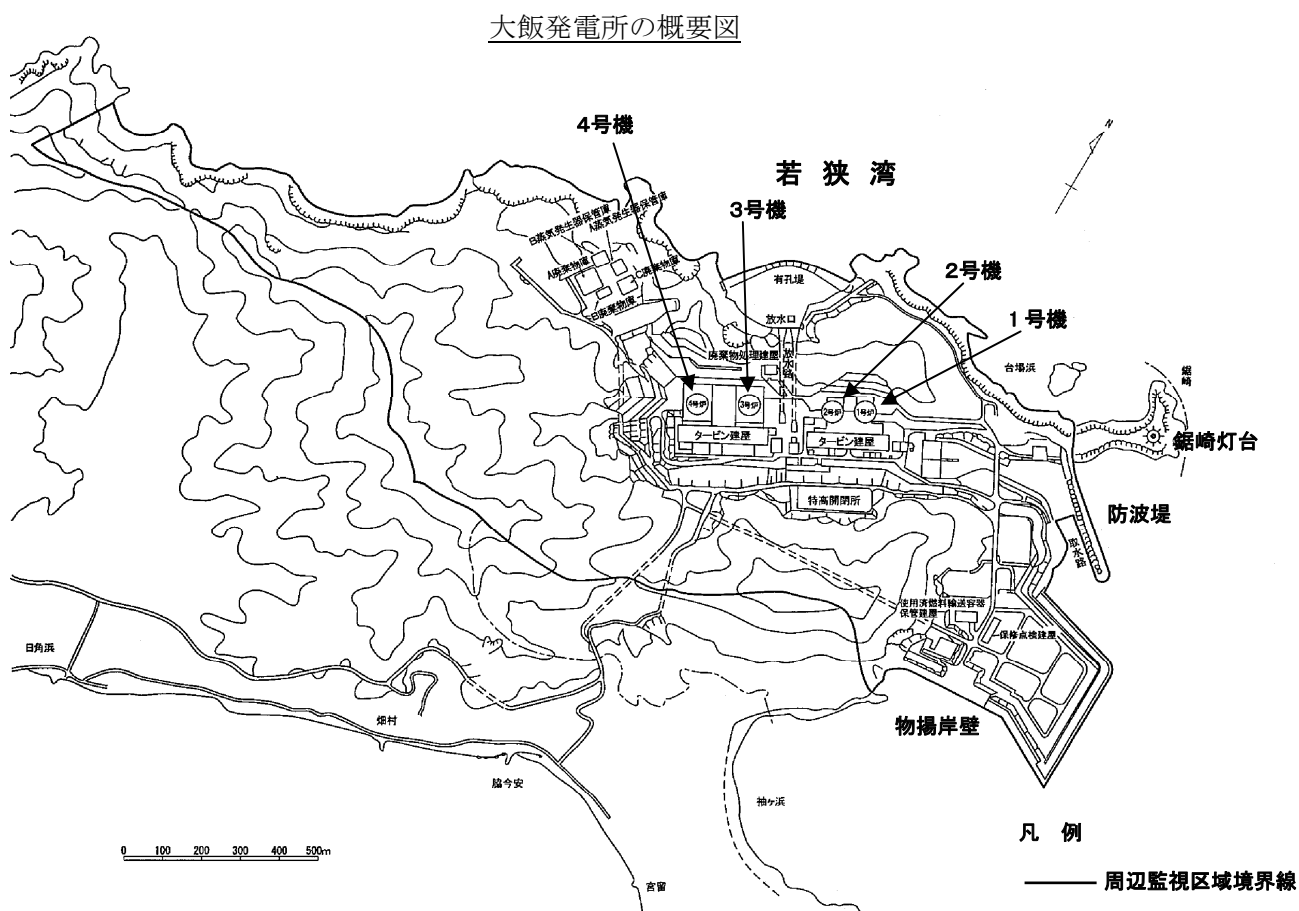
大飯発電所は、昭和 54 年 3 月に 1 号機、昭和 54 年 12 月に 2 号機が営業運転を開始した後、平成 3 年 12 月に 3 号機、平成 5 年 2 月に 4 号機が営業運転を開始し、4 基合計の電気出力（定格）は 471.0 万 kW の原子力発電所である。

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

### (1) 発電所の配置

大飯発電所は、大島半島の最先端部にある、おおい町大島に立地しており、1 号機～4 号機を含めた敷地面積は約 188 万 m<sup>2</sup> である。

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



(2) 大飯発電所 1 号機の主要な設備概要

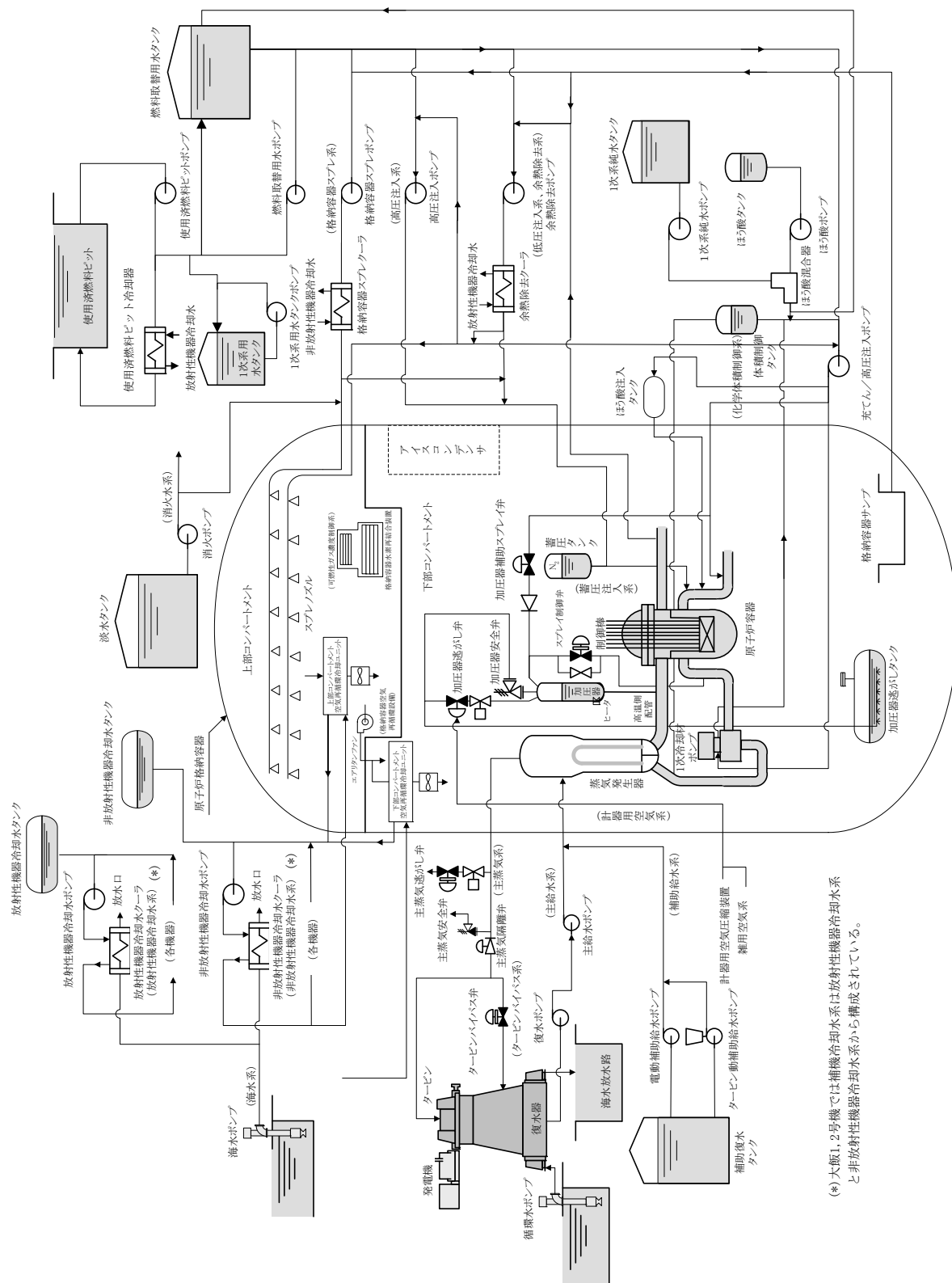
大飯発電所 1 号機の原子炉設置許可は昭和 47 年 7 月、初臨界は昭和 52 年 12 月である。

大飯発電所 1 号機は、アイスコンデンサ式原子炉格納容器を採用している。

大飯発電所 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。

大飯発電所 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 342.3 万 kW
定格電気出力		117.5 万 kW
炉心	燃料集合体	193 体
	炉心全ウラン量	約 91 トン
	制御棒クラスタ	53 体
原子炉容器	高さ	約 13m
	内径	約 4.4m
原子炉格納容器	高さ	約 52m
	内径	約 37m
ECCS	蓄圧注入系	蓄圧タンク (4 基)
	高圧注入系	充てん／高圧注入ポンプ (2 台) 高圧注入ポンプ (2 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) (1,2 号炉共用) ほう酸ポンプ (2 台) 充てん／高圧注入ポンプ (2 台) (再掲) 充てんポンプ (1 台)
原子炉補機冷却水設備		放射性機器冷却水ポンプ (3 台) 非放射性機器冷却水ポンプ (2 台) 放射性機器冷却水クーラ (2 基) 非放射性機器冷却水クーラ (2 基)
原子炉補機冷却海水設備		海水ポンプ(4 台) (1,2 号炉共用)
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 (2 台)
使用済燃料貯蔵設備の貯蔵能力		704 体 (1,2 号炉共用) (全炉心燃料の約 360%相当分)



(\*)大飯1,2号機では補機冷却水系は放射性機器冷却水系と非放射性機器冷却水系から構成されている。

図 2-1 大飯発電所 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

大飯発電所 1 号機における総合評価（一次評価）は、平成 23 年 12 月 1 日時点における施設と管理状態を対象とする。

#### (2) 評価項目

評価項目は、指示文書に基づき、自然現象として、地震、津波及び地震と津波の重畳、また、安全機能の喪失として、全交流電源喪失及び最終的な熱の逃し場（最終ヒートシンク）の喪失、さらに、その他のシビアアクシデント・マネジメントの 6 項目とする。

##### 【個別評価項目】

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

#### (3) 評価の進め方

安全上重要な施設・機器等について、設計上の想定を超える事象に対し、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。

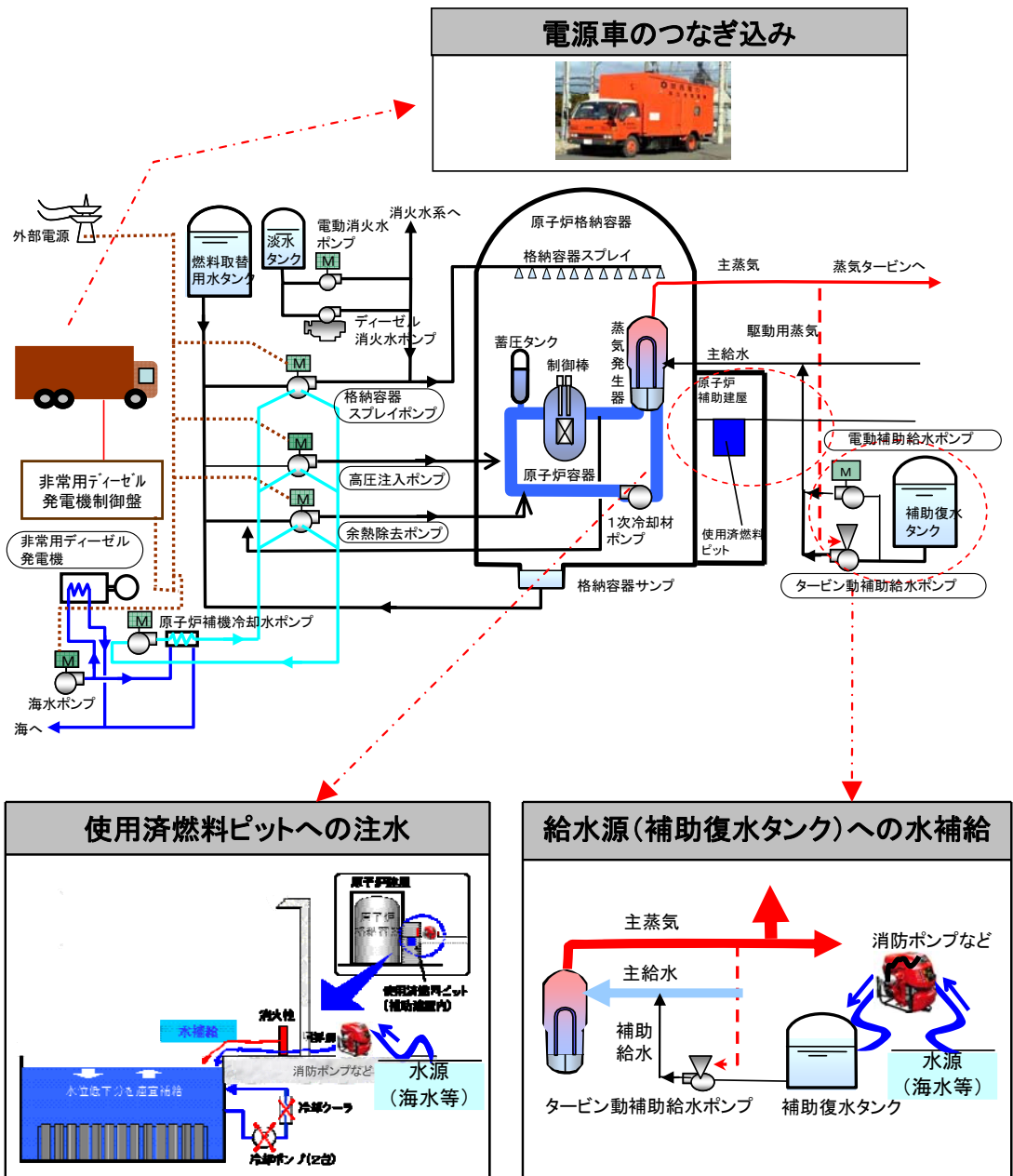
このため、平成 23 年 3 月 30 日付け指示文書「平成 23 年福島第一・第二原子力発電所事故を踏まえた他の発電所の緊急安全対策の実施について（指示）」に基づき、津波により 3 つの機能（全交流電源、海水冷却機能、使用済燃料貯蔵プールの冷却機能）を全て喪失したとしても炉心損傷や使用済燃料の損傷を防止し、放射性物質の放出を抑制しつつ冷却機能の回復を図るために緊急安全対策を立案・整備してきた。緊急安全対策の概要を図 4-1 に示す。

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

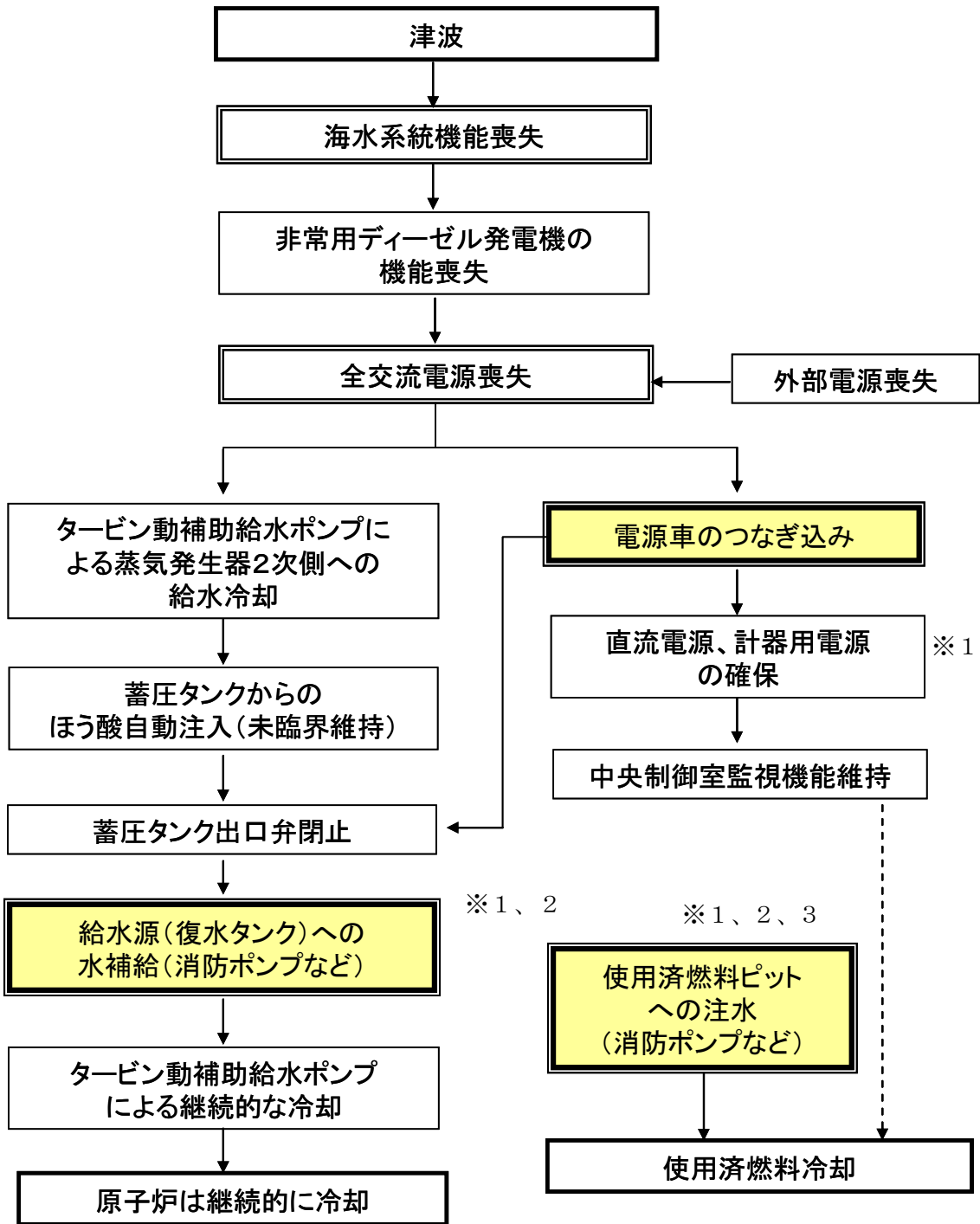
平成 23 年 4 月 27 日には「平成 23 年福島第一・第二原子力発電所事故を踏まえた緊急安全対策に係る実施状況報告書（改訂版）（大飯発電所）」において、緊急安全対策及び設備強化対策として、①緊急時の電源確保、②緊急時の最終的な除熱機能の確保、③緊急時の使用済燃料貯蔵槽の冷却確保、④各原子力発電所における構造等を踏まえた当面必要となる対策の実施について報告して、平成 23 年 9 月 15 日には、報告書の記載の誤りを訂正して報告している。緊急安全対策及び設備強化対策の概要を添付 4-1 に示す。

さらに、平成 23 年 6 月 7 日付け指示文書「平成 23 年福島第一原子力発電所事故を踏まえた他の原子力発電所におけるシビアアクシデントへの対応に関する措置の実施について（指示）」を受け、平成 23 年 6 月 14 日にその実施状況として、①中央制御室の作業環境の確保、②緊急時における発電所構内通信手段の確保、③高線量対応防護服等の資機材の確保及び放射線管理のための体制の整備、④水素爆発防止対策、⑤がれき撤去用の重機の配備について報告しており、その概要を添付 4-2 に示す。



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

図 4-1 緊急安全対策の概要 (緊急安全対策実施後のイメージ)



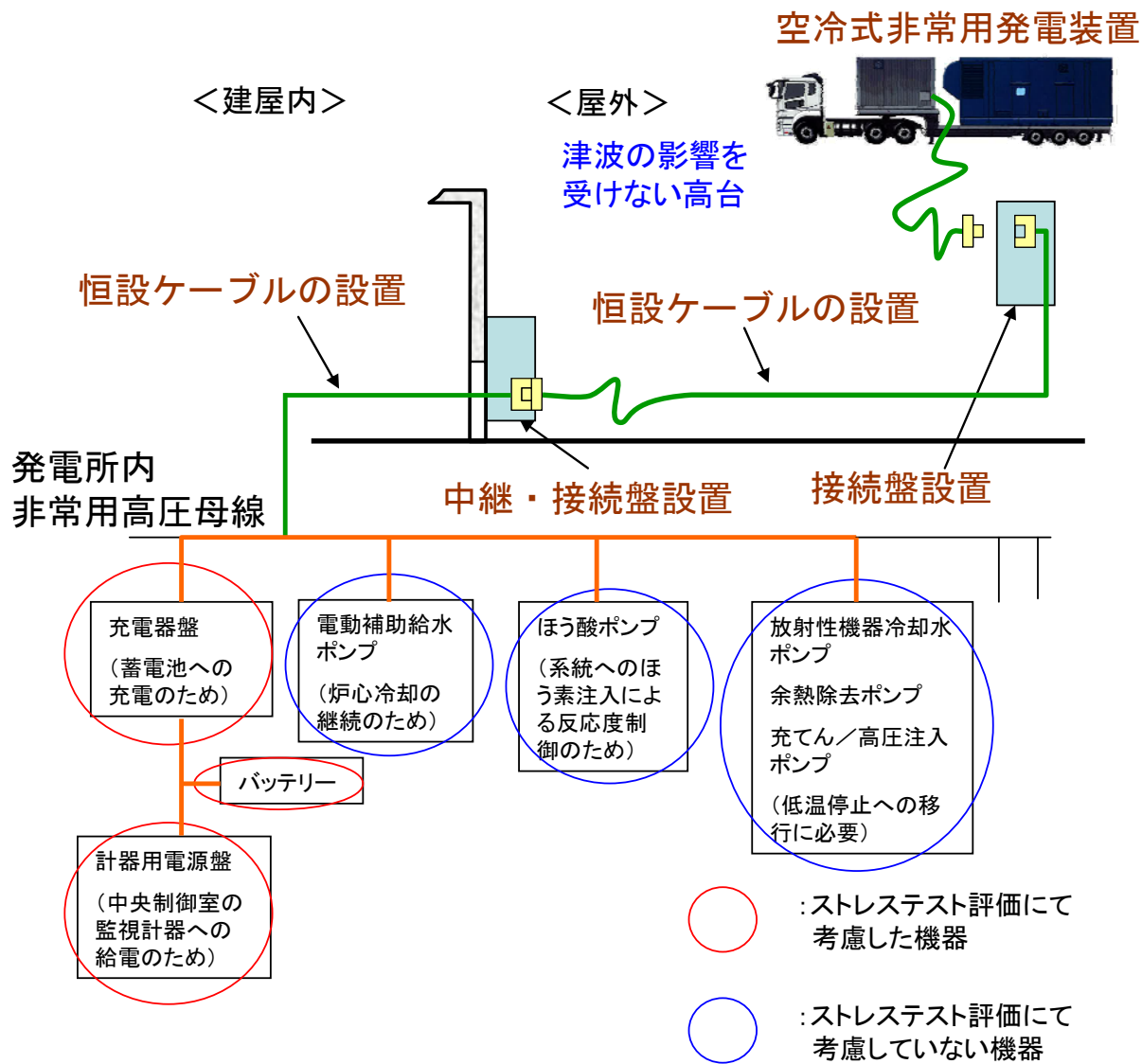
【補足】 3つの機能喪失を想定した緊急安全対策による対応

※1：全交流電源、※2：海水冷却機能、※3：使用済燃料貯蔵プールの冷却機能

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

図4-2 原子炉とSFPを継続的に冷却するためのシナリオ（緊急安全対策実施後）

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



○空冷式非常用発電装置(1825kVA)を大飯発電所に配備

○接続盤および中継・接続盤と発電所内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に基づき、地震動による建物・構造物等の損傷、格納容器バイパス\*、原子炉冷却材喪失（以下、LOCA という。）発生等のステップ毎にその有無を分類し、起因事象を選定する。

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

###### (b) SFP にある燃料

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

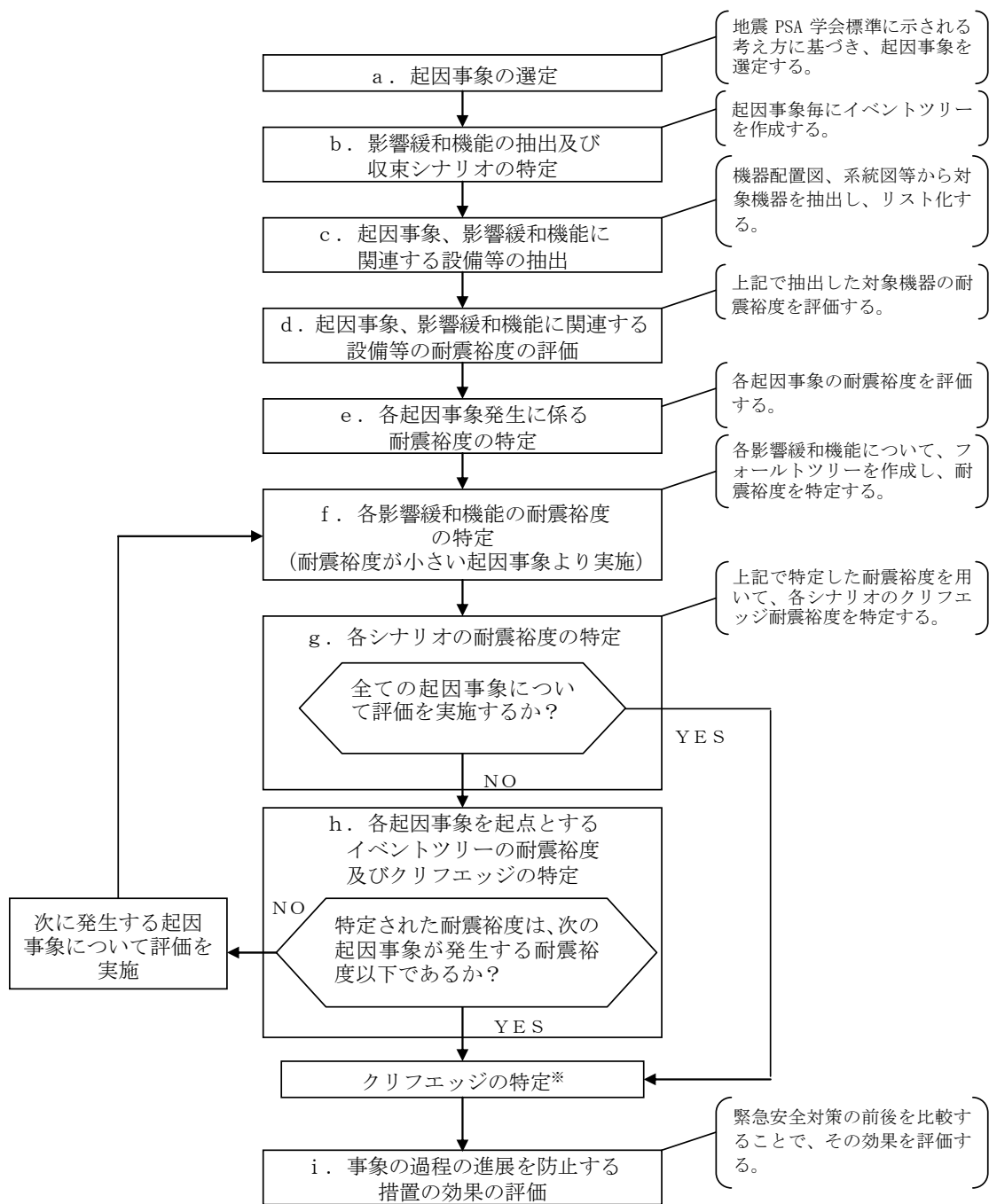


図 5-(1)-1 クリフエッジ評価に係るフロー図 (地震)

b. 影響緩和機能の抽出及び収束シナリオの特定

選定した各起回事象に対して、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回事象に対するイベントツリーを基本にして作成する。

c. 起回事象、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回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、各起回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

(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。

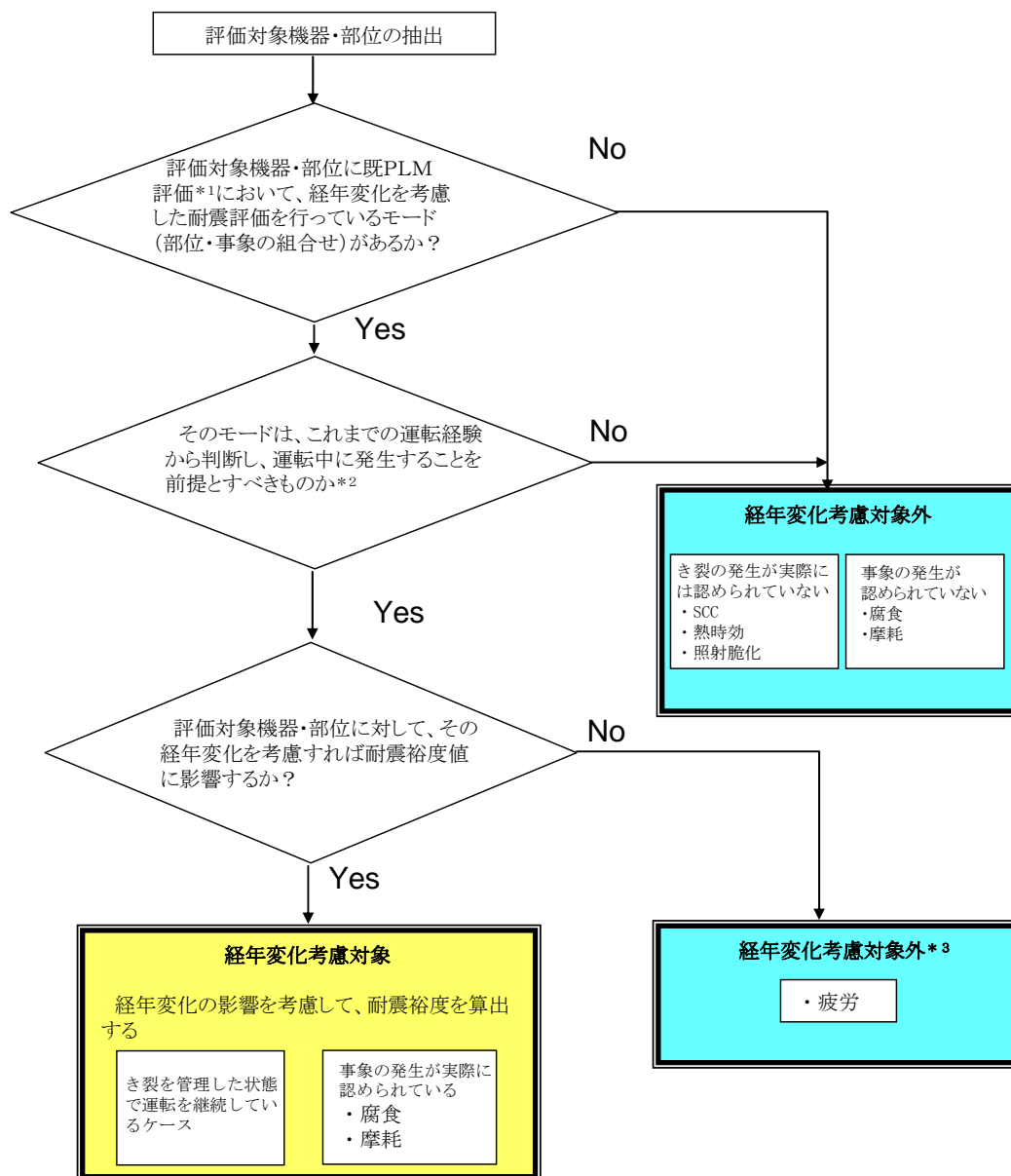
- ① **PWR** プラントの高経年化技術評価における耐震安全性評価の知見を踏まえ、耐震安全上考慮すべき経年変化事象を抽出\*する。

\*：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し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。

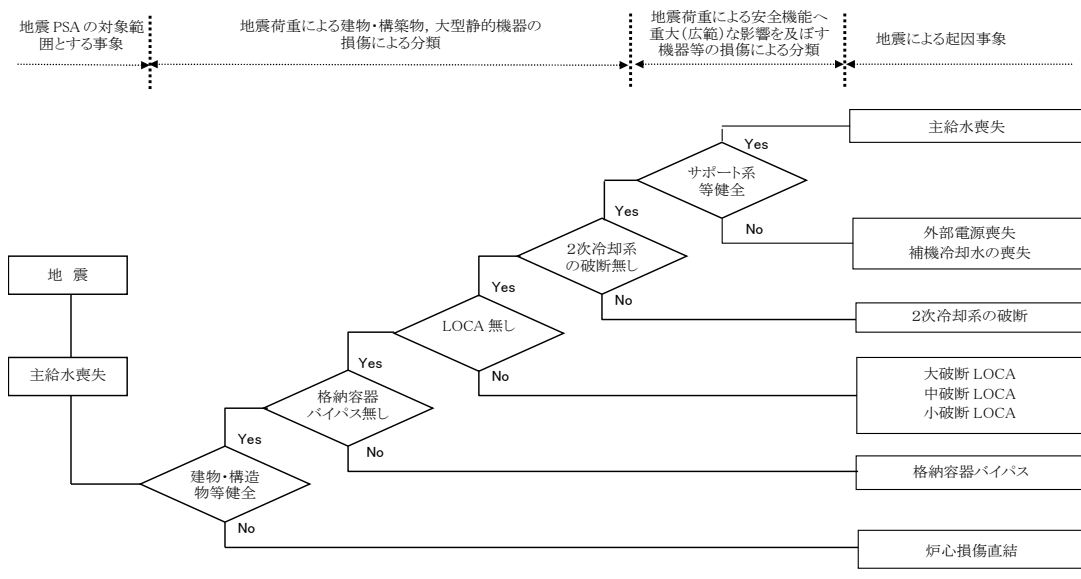


図 5-(1)-3 炉心損傷に至る起因事象選定フロー

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. 各起回事象発生に係る耐震裕度の特定結果

各起回事象について、各設備等の耐震裕度の評価結果を用いて、 $S_s$  の何倍でどのような起回事象が発生するか、表 5-(1)-1 のとおり、特定した。「主給水喪失」「外部電源喪失」については耐震 B、C クラス設備等の破損により発生することから、 $S_s$  までの地震動で発生すると考えられる。一方、耐震 S クラス設備等の破損により発生する起回事象については、全て  $1.52S_s$  以上の耐震裕度がある結果となった。

起回事象として、まずは、 $S_s$  までの地震動で発生する「主給水喪失」、「外部電源喪失」を対象に評価を実施することとした。なお、 $S_s$  の地震動下において外部電源が期待できないことを考えると「主給水喪失」と「外部電源喪失」のイベントツリーは添付 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 各起回事象の対象設備及び耐震裕度一覧（地震：炉心損傷）

起回事象	設 備	裕度( $\times S_s$ )
主給水喪失	工学的判断*	1.0 未満
外部電源喪失	工学的判断*	1.0 未満
補機冷却水の喪失	海水ポンプ	1.52
中破断 LOCA	中破断 LOCA 関連配管	1.72
大破断 LOCA	加圧器	1.82
炉心損傷直結	原子炉盤	1.88
小破断 LOCA	小破断 LOCA 関連配管	2.06
格納容器バイパス	蒸気発生器（内部構造物）	2.16
2 次冷却系の破断	主給水配管	2.31

※ 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 起回事象発生の後、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 起回事象発生の後、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、高圧注入ポンプ及び充てん／高圧注入ポンプの起動、加圧器逃がし弁の開放、格納容器スプレ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、再循環切り替えを行い、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スプレによる継続した 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 の格納容器スプレによる再循環格納容器冷却に失敗した場合、余熱除去ポンプによる再循環格納容器冷却を行い継続した 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 起回事象発生の後、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、格納容器スプレによる格納容器除熱、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、余熱除去ポンプによる再循環格納容器冷却のいずれかに失敗した場合、タービン動補助給水ポンプによる SG への給水が行われ、現場での手動操作により主蒸気逃がし弁を開放し、2 次系による冷却が行われる。蓄圧タンクのほう酸水を注入し、未臨界性を確保し、蓄電池の枯渇までに空冷式非常用発電装置による給電を行うと共に、蓄圧タンク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、補助復水タンク枯渇までに海水の補助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 1.63Ss 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. 各起回事象を起点とするイベントツリーの耐震裕度及びクリフエッジの特定結果

「外部電源喪失」のイベントツリーの耐震裕度は 1.63Ss となるが、次に大きな地震動で発生する起回事象は「補機冷却水の喪失」であり、その発生に係る耐震裕度（1.52Ss）は「外部電源喪失」のイベントツリーの耐震裕度の 1.63Ss 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。補機冷却水システムの機能喪失により計器用空気システムが使用できないことから、主蒸気逃がし弁は現場の手動操作により開放され、2 次系による冷却が行われる。蓄圧タンクのほう酸水を注入し、未臨界性を確保すると共に、その後蓄圧タンク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、補助復水タンク枯渇までに海水の補助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 1.63Ss 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「中破断 LOCA」であり、その発生に係る耐震裕度は 1.72Ss である。「中破断 LOCA」のイベントツリーの耐震裕度は 1.72Ss 以上となることから、炉心にある燃料に対する重大な損傷を防止する観点では、「外部電源喪失」、「補機冷却水の喪失」のイベントツリーの耐震裕度である 1.63Ss がクリフェ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ェッジは 1.63Ss であると特定された。このクリフェ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。「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）においても海水ポンプが機能喪失することにより、複数の補機の冷却不全により複数の機能が喪失し、海へ熱を逃がす機能について喪失する結果、燃料の重大な損傷に至ると評価され、そのクリフエッジは 1.52Ss 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、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. 各起回事象発生に係る耐震裕度の特定結果  
 各起回事象について、各設備等の耐震裕度評価結果を用いて、 $S_s$  の何倍でどのような起回事象が発生するか、表 5-(1)-2 のとおり、特定した。「外部電源喪失」については耐震 B、C クラス設備等の破損により発生し、 $S_s$  までの地震動で発生すると考えられる。一方、耐震 S クラス設備等の破損により発生する起回事象については、全て  $1.52S_s$  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」それぞれの起回事象について評価を実施した。

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

起回事象	設 備	裕度( $\times S_s$ )
外部電源喪失	工学的判断*	1.0 未満
SFP 冷却機能喪失	海水ポンプ	1.52
補機冷却水の喪失	海水ポンプ	1.52
SFP 損傷	使用済燃料ピット	2

※ 基準地震動以上の場合、碍子等の設備が必ず損傷に至ると想定する。

f. 各影響緩和機能の耐震裕度の特定結果  
 「外部電源喪失」、「SFP 冷却機能喪失」、「補機冷却水の喪失」、「SFP 損傷」の各影響緩和機能のフロントライン系とサポート系の耐震裕度を

整理（添付 5-(1)-20 参照）の上、各影響緩和機能をフォールトツリーに展開し、各影響緩和機能を構成する機能の耐震裕度を求める（添付 5-(1)-21 参照）と共に、それぞれの影響緩和機能に対する耐震裕度評価を行った（添付 5-(1)-22 参照）。なお、「SFP 損傷」は影響緩和機能に期待しない事象であることから、起回事象対象機器である SFP の耐震裕度が当該起回事象の耐震裕度となる（「SFP 損傷」の耐震裕度は 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 起回事象発生の後、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 起回事象発生の後、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 起回事象発生の後、地震により非常用所内電源からの電源供給が喪失することにより、SFP 冷却系の冷却が困難となるため、消防ポンプを用いて海水を SFP に供給することにより、海水供給による安定、継続的な冷却が行われ、燃料の重大な損傷に至る事態は回避される。

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

- ① 「外部電源喪失」の収束シナリオ（成功パス②）と同じ。
- ② 「外部電源喪失」の収束シナリオ（成功パス③）と同じ。

その結果、いずれの起回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. 各起回事象を起点とするイベントツリーの耐震裕度及びクリフエッジの特定結果

「外部電源喪失」、「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、②）においても海水ポンプが機能喪失することにより、複数の補機の冷却不全により複数の機能が喪失し、海へ熱を逃がす機能について喪失する結果、燃料の重大な損傷に至ると評価され、そのクリフエッジは 1.52Ss と特定された。一方、緊急安全対策整備後は、海水ポンプが機能喪失した場合においても消防ポンプを用いた SFP への海水の補給により、SFP 冷却系による冷却に頼らない冷却が可能であり、さらにクリフエッジが大きくなった。

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

(4) 評価結果のまとめ

地震に対するクリフエッジは、炉心にある燃料に対しては 1.63Ss 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 1.63Ss 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  $S_s$  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ていく。さらに、今回の耐震裕度の算出に用いた評価手法及び許容値は、許認可における評価や耐震バックチェック評価などで実績のあるものを基本としており、一般的に相当の保守性を持つものであることから、研究等により、設備の耐震裕度をより正確に把握する取組みを継続する。また、クリフエッジ機器となるメタクラについては、複数のしゃ断器があり、使用予定のしゃ断器が損傷等により投入できなかった場合においても、使用可能な他のしゃ断器を使用することにより、クリフエッジへの対応を可能なものとしている。

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

## 5. 2 津波

### (1) 評価実施事項

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

### (2) 評価方法

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

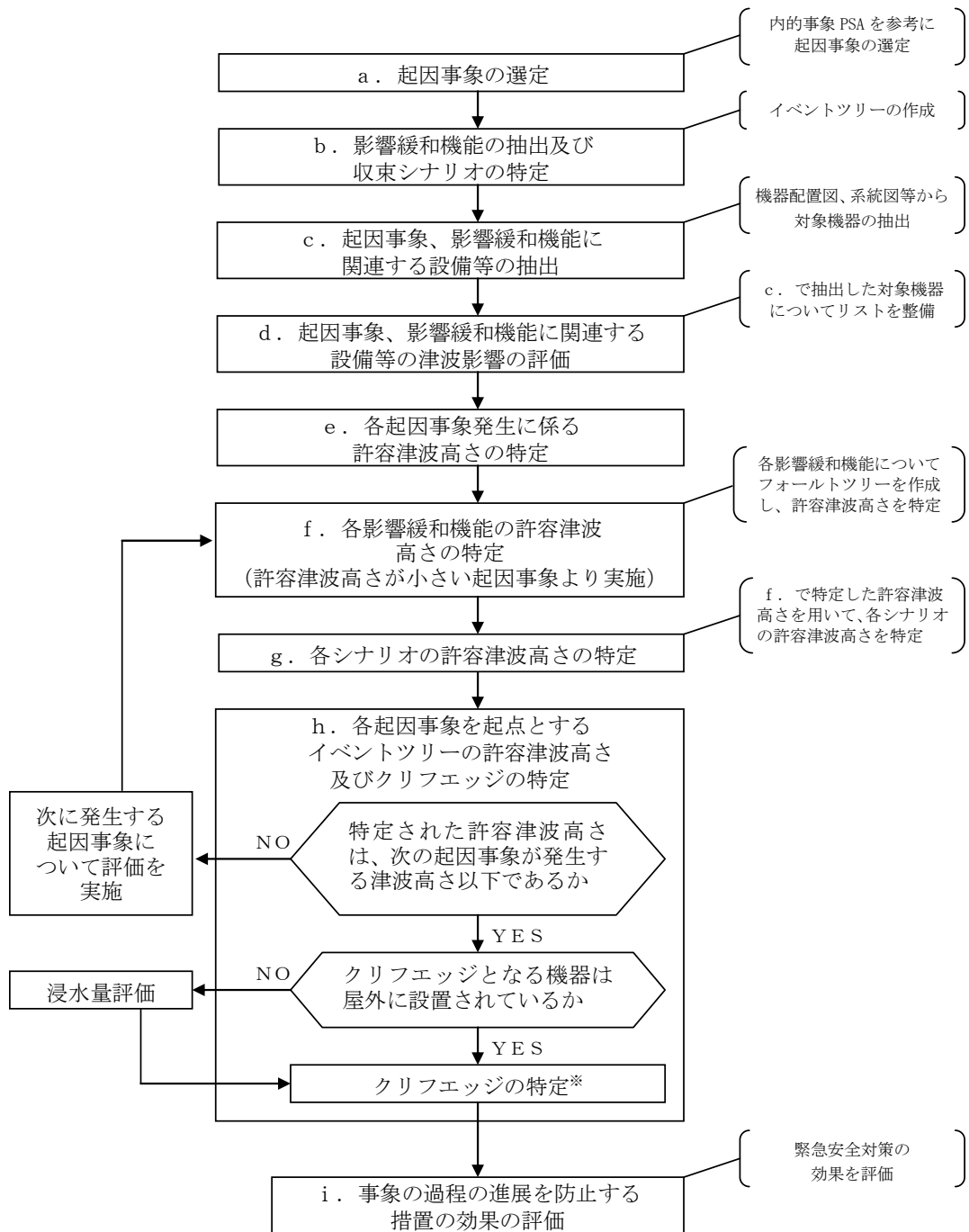
#### a. 起因事象の選定

##### (a) 炉心にある燃料

安全評価指針に示される安全評価事象、定期安全レビューやアクシデントマネジメント整備有効性評価等でこれまで実施している内的事象 PSA での起因事象、及び津波の影響として固有で考慮すべき事象について勘案した上で、津波を起因として炉心損傷に至る起因事象を選定する。

##### (b) SFP にある燃料

SFP の燃料の損傷に至る事象として、SFP 冷却系の機能喪失、SFP 保有水の流出を考慮する。SFP 冷却系の機能喪失の原因として、SFP ポンプ・SFP 冷却器等の故障及び SFP 冷却系の運転をサポートする機器の故障を考慮して起因事象を選定する。なお、SFP 保有水の流出の原因として、ピットの本体損傷等が考えられるものの、津波を起因としてピットが破損することは考えにくいいため、起因事象としては考慮しない。



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

図 5-(2)-1 クリフエッジ評価に係るフロー図 (津波)

b. 影響緩和機能の抽出及び収束シナリオの特定

選定した各起因事象に対して、事象の影響緩和に必要な機能を抽出し、イベントツリーを作成の上、事象の進展を収束させる収束シナリオを特定する。なお、炉心にある燃料に対するイベントツリーは、これまでの PSA で用いられている成功基準、事故シーケンス分析の結果に基づき展開された各起因事象に対するイベントツリーを基本にして作成する。

c. 起因事象、影響緩和機能に関連する設備等の抽出

評価対象とする設備等は、燃料の重大な損傷に係わる耐震 S クラス設備及び燃料の重大な損傷に関係し得るその他のクラスの設備等とする（添付 5-(2)-1 参照）。具体的には、a.項にて選定した各起因事象に直接関連する設備等に加え、フロントライン系に必要な設備等及びサポート系に必要な設備等について、各起因事象を収束させるのに必要なものを対象として抽出する。

d. 起因事象、影響緩和機能に関連する設備等の津波影響の評価

抽出した各設備等について、津波に対する損傷モード（水位上昇による浸水、水位低下による取水性への影響等）を考慮の上、設備が機能維持できる津波高さ（以下、許容津波高さという。）を、以下の方法及び検討条件で評価する。ここで、津波高さとは、設備の評価地点（設置場所や浸水口の位置）における水位を表現している。

- ① 当該評価に必要な設備等について、設置場所、設置高さ及び浸水口高さを調査する。
- ② 津波の高さが許容津波高さを超えると、当該設備等は機能喪失するものとし、設計津波高さの何倍の津波で設備が損傷・機能喪失するか設備毎に評価する。この評価に当たって、緊急安全対策として実施した扉や貫通部のシール施工等の効果を考慮する。なお、大飯発電所については、海拔（以下、T.P.または EL.という。）11.4mの高さまで上記シール施工等を実施している。
- ③ 設計津波高さは、土木学会「原子力発電所の津波評価技術」（平成 14 年）を用いて評価する。

e. 各起因事象発生に係る許容津波高さの特定

a.項において選定した各起因事象について、d.項で求めた各設備等の許容津波高さの評価結果を用いて、どの程度の津波高さでどのような起因事象が発生するかを特定する。



f. 各影響緩和機能の許容津波高さの特定

e.項で求めた各起因事象発生の許容津波高さが小さい起因事象から順に、d.項で求めた各設備等の許容津波高さの評価結果を使用し、当該起因事象のイベントツリーに含まれる影響緩和機能の許容津波高さを特定する。具体的には、各影響緩和機能のフォールトツリーを作成し、各影響緩和機能を構成する各設備等の許容津波高さから、各影響緩和機能の許容津波高さを特定する。

g. 各シナリオの許容津波高さの特定

f.項で求めた各収束シナリオの影響緩和機能の許容津波高さから、各収束シナリオの許容津波高さを特定する。許容津波高さは、収束シナリオに必要な各影響緩和機能の許容津波高さの内、最も小さいものとなる。

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

g.項で求めた収束シナリオの許容津波高さから、当該起因事象を起点とするイベントツリーの許容津波高さ（以下、イベントツリーの許容津波高さという。）を特定する。当該イベントツリーの許容津波高さは、収束シナリオが複数ある場合には、各シナリオの許容津波高さの内、最も大きいものとなる。

各イベントツリーの許容津波高さの中から、クリフエッジを特定する。クリフエッジは各イベントツリーの許容津波高さの中の最も小さいものとなる。

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

クリフエッジとして特定することができる。

また、クリフエッジとなる許容津波高さで影響を受ける設備等が屋内に設置されている場合は、当該設備の設置区画への浸水量等を詳細に評価することで、クリフエッジとしての許容津波高さを以下のとおり再評価する。

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

i. 事象の過程の進展を防止する措置の効果の評価

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

(3) 評価結果

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

(3)-1 炉心にある燃料に対する評価結果

a. 起因事象の選定結果

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

設置許可添付士における起回事象 (被ばく評価を除く)

内的事象 PSA における起回事象 (大飯 1 号機 PSR 報告書より)

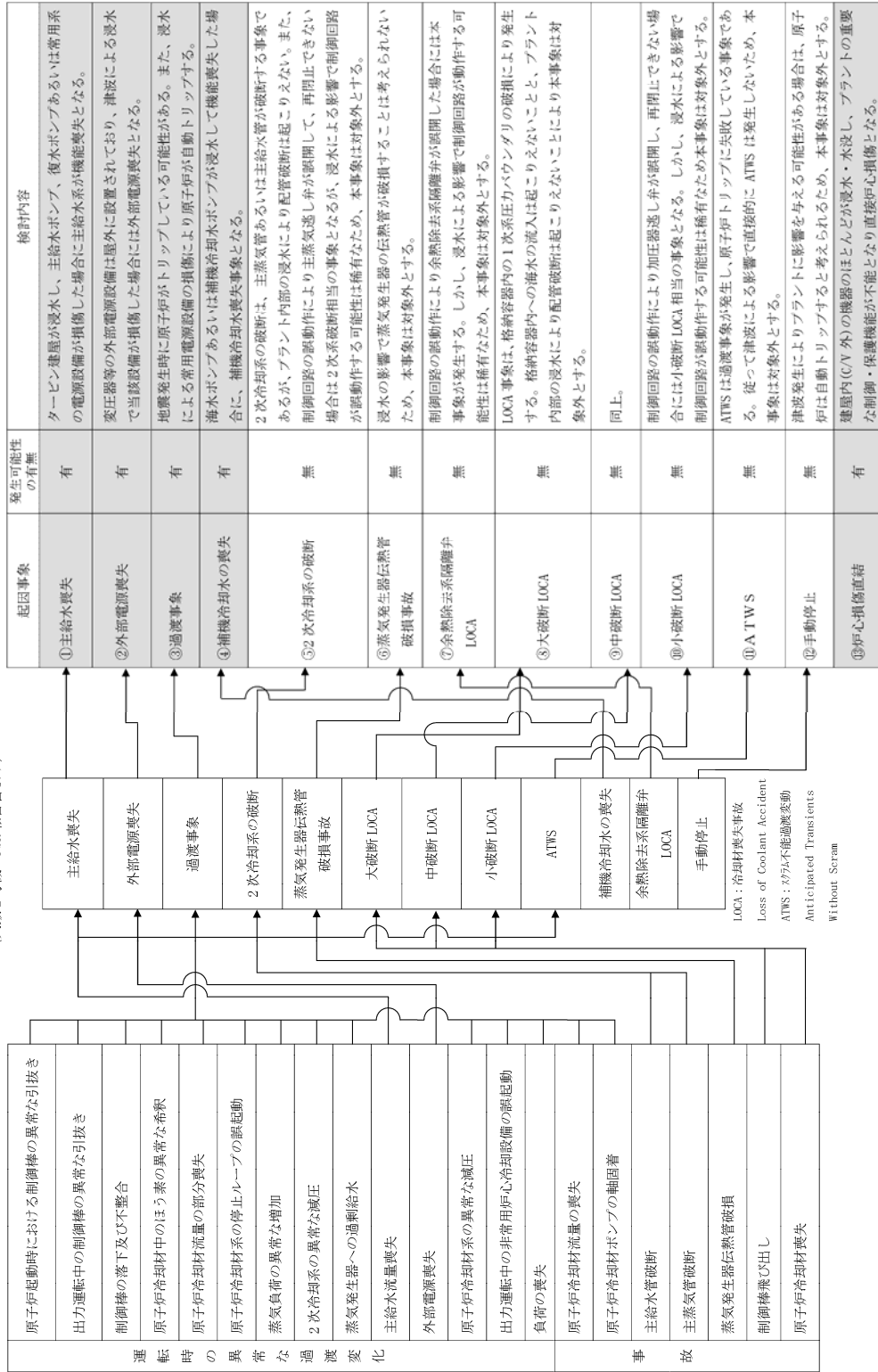


図 5-(2)-2 津波を起因とした炉心損傷に至る起回事象

### 【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、クリフエッジ評価に影響を及ぼさないと考えられ、抽出対象としない一部の設備及び理由についても示す。

#### d. 起因事象、影響緩和機能に関連する設備等の津波影響の評価結果

c.項にて抽出した設備等の、設置場所、損傷モード、設置高さ、浸水口高さ、許容津波高さ及び裕度について、添付 5-(2)-5 の右の各欄のとおり整理した。また、フロントライン系とそれに必要なサポート系の関連を整理した表を添付 5-(2)-6 に示すと共に、これらの設備等の関係については、添付 5-(2)-7 のとおり図示する。

#### e. 各起因事象発生に係る許容津波高さの特定結果

各起因事象について、各設備等の許容津波高さの評価結果を用いて、どの津波高さでどの起因事象が発生するか、表 5-(2)-1 のとおり特定した。起因事象としては、まず「補機冷却水の喪失」が許容津波高さ 5.55m

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、9.8m 以上では「外部電源喪失」が発生し、さらに 11.4m 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 大飯 1 号機クリフエッジ評価（津波：炉心損傷）－津波高さ起因事象－

津波高さ(m)	発生する起因事象	備考
～5.55 未満	－	－
5.55～9.75 未満	補機冷却水の喪失 (過渡事象) (主給水喪失)	「補機冷却水の喪失」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。
9.75～9.8 未満	補機冷却水の喪失 過渡事象 (主給水喪失)	－
9.8～11.4 未満	補機冷却水の喪失 過渡事象 主給水喪失 外部電源喪失	－
11.4～	補機冷却水の喪失 過渡事象 主給水喪失 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。蓄圧タンクのほう酸水を注入し、未臨界性を確保すると共に、その後、蓄圧タンク出口隔離弁を中央制御室からの手動操作により閉止する。また、補助復水タンク枯渇までに淡水タンク、主復水タンク、海水の順に補助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11.4m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<sup>\*</sup>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起動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エッジの特定結果

「補機冷却水の喪失」のイベントツリーの許容津波高さは11.4mとなるが、次に大きな津波高さで発生する起因事象は「外部電源喪失」であり、この発生に係る許容津波高さである9.8m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11.4mよりも小さいことから、「外部電源喪失」について、上記f.項及びg.項と同様に以下の収束シナリオ（成功パス）について評価を行った。

（「外部電源喪失」の収束シナリオ（成功パス））

起因事象発生の後、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。蓄圧タンクのほう酸水を注入し、未臨界性を確保し、バッテリーの枯渇までに空冷式非常用発電装置からの給電を行うと共に、その後、蓄圧タンク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、補助復水タンク枯渇までに淡水タンク、主復水タンク、海水の順に補助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11.4m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11.4m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11.4m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11.4mがクリフエッジと特定された。

ただし、この許容津波高さで影響を受ける設備は、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、11.4mと評価された。

以上より、炉心にある燃料の重大な損傷を防止する観点では、津波に係るクリフエッジが存在し、設計津波高さ（2.85m）に対する裕度は、約4.0倍と評価される。

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」の起回事象に対して作成したイベントツリー及び各影響緩和機能の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」の起回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 5.55m 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. 起回事象の選定結果

津波を起因として SFP の燃料損傷に至る起回事象として、以下の 3 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

#### 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-(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 5.55m で発生し、従属的に「SFP 冷却機能喪失」が発生する。また、9.8m 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 大飯 1 号機クリフェッジ評価（津波：SFP 燃料損傷）－津波高さ起因事象－

津波高さ(m)	発生する起因事象	備考
～5.55 未満	－	－
5.55～9.8 未満	補機冷却水の喪失 (SFP 冷却機能喪失)	「補機冷却水の喪失」の発生に伴い、使用済燃料ピット冷却器が使用不可となり、従属的に「SFP 冷却機能喪失」が発生する。
9.8～11.4 未満	補機冷却水の喪失 (SFP 冷却機能喪失) 外部電源喪失	－
11.4～	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、淡水タンクや 1 次系純水タンクを水源とした水、もしくは消防ポンプを用いて海水を SFP に供給することにより、安定、継続的な冷却が行われ、燃料の重大な損傷に至る事態は回避される。

その結果、「補機冷却水の喪失」の収束シナリオ（成功パス②）の許

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

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

「補機冷却水の喪失」のイベントツリーの許容津波高さは 14.4m となるが、これらの次に大きな許容津波高さで発生する起因事象は「外部電源喪失」であり、この発生に係る許容津波高さである 9.8m 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 14.4m よりも小さいことから、「外部電源喪失」について、上記 f. 項及び g. 項と同様に以下の収束シナリオ（成功パス）について評価を行った。

（「外部電源喪失」の収束シナリオ（成功パス））

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

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

以上より、SFP にある燃料の重大な損傷を防止する観点では、津波に係るクリフエッジが存在し、設計津波高さ（2.85m）に対する裕度は、約 5.0 倍と評価される。

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」、「SFP 冷却機能喪失」「外部電源喪失」の起因事象に対して作成したイベントツリー及び各影響緩和機能の許容津波高さを添付 5-(2)-17 に示す。

緊急安全対策整備前の収束シナリオ（成功パス）においては、燃料取替用水ポンプを用いた SFP への給水機能が喪失する結果、燃料の重大な損傷に至ると評価され、そのクリフェッジは 9.8m 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。

#### （４）評価結果のまとめ

津波に対するクリフェッジは、炉心にある燃料については許容津波高さとして 11.4m であり、裕度として約 4.0 倍である。また、SFP にある燃料については、許容津波高さとして 14.4m であり、裕度として約 5.0 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ェッジは、許容津波高さとして 11.4m であり、裕度として約 4.0 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、クリフェ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ェ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、既存防波堤のかさ上げや防潮堤の設置を行うと共に、海水ポンプエリアに防護壁の設置を行うこ

とにより、多重防護の観点での対策を充実することとしている。また、SFPにある燃料に対するクリフェッジとなる消防ポンプの燃料であるガソリンについては、分散して保管したり、ガソリン用のドラム缶が津波で持ち去られないように固縛すること等により、クリフェッジへの対応を確実にするための工夫をしている。

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

### 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。

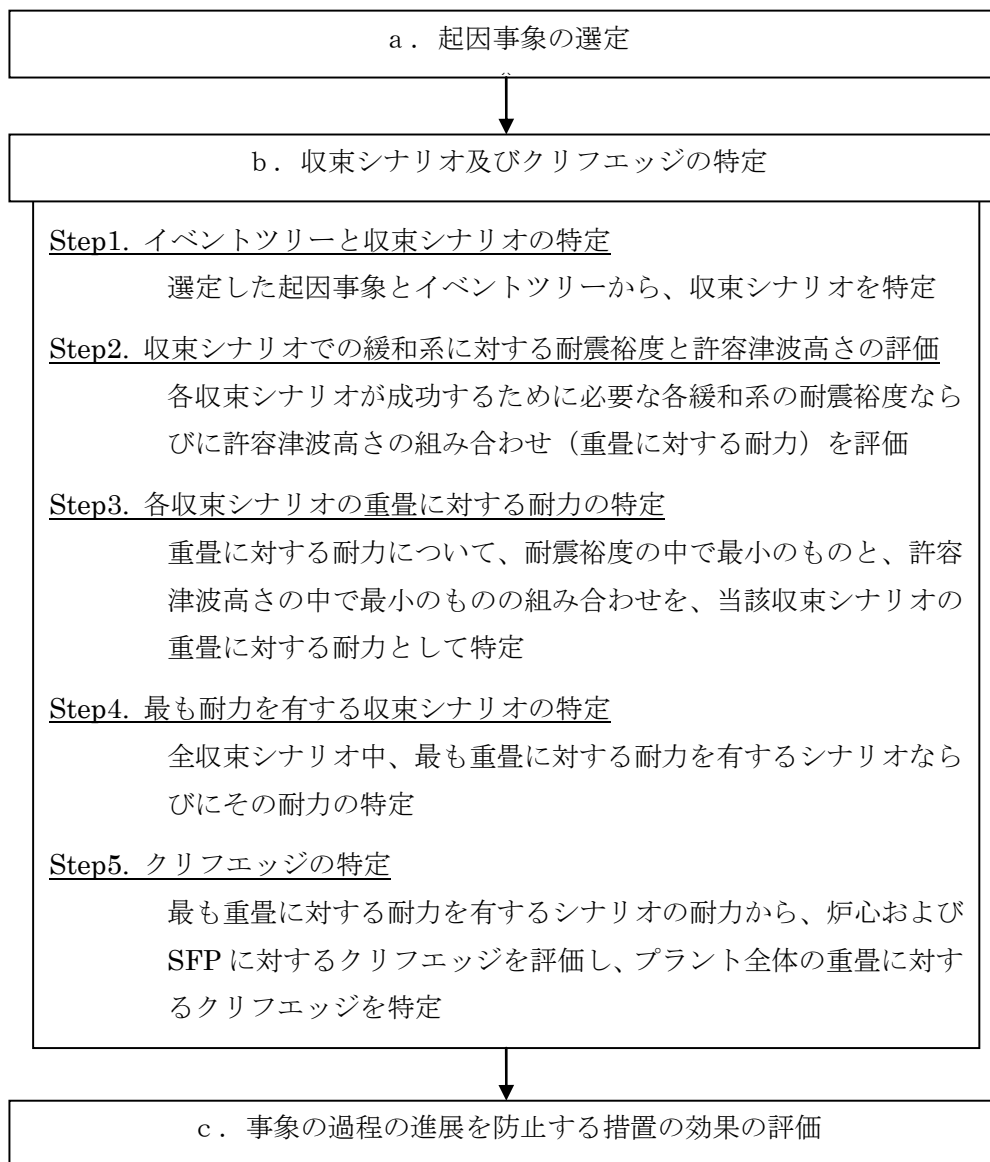


図 5-(3)-1 地震と津波の重畳のクリフエッジ評価に係るフロー図

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。

また、地震と津波の重畳評価では、浸水量評価における浸水口であるタービン建屋の建屋外部に面した扉等の破損想定が、津波評価の場合と異なるため、地震と津波の重畳時の浸水量評価を実施する。なお、評価方法については、津波評価におけるクリフェッジとしての許容津波高さの再評価方法と同様とする。

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、「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」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-(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 1.63Ss 以上または許容津波高さが 11.4m 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）。

ただし、このクリフエッジ（1.63Ss, 11.4m）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、ならびに津波評価において「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を算出し、許容津波高さを再評価した。その結果を添付 5-(3)-3 に示す。その結果、クリフエッジとしての許容津波高さは 11.4m と特定された。

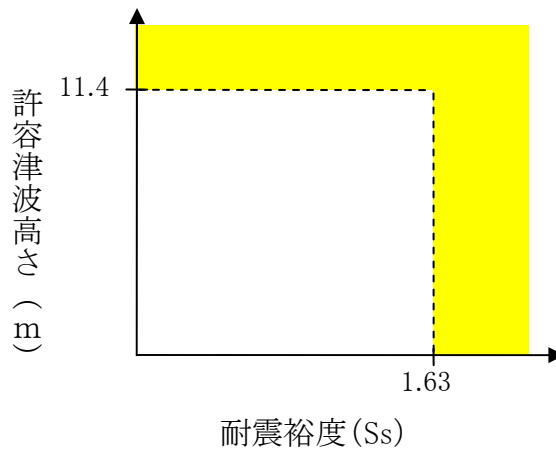


図 5-(3)-2 地震と津波の重畳に関するクリフエッジ評価結果  
(炉心)

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)-4、添付 5-(3)-5 参照）。

緊急安全対策整備前では、1.52Ss 以上の地震により「補機冷却水の喪失」が発生した場合、非常用所内電源からの給電に失敗し成功パスがなくなるため、燃料の重大な損傷に至ると評価される。また、5.55m 以上の津波により、海水系の機能喪失に伴う「補機冷却水の喪失」が発生した場合、地震の影響により外部電源が喪失し、かつ、津波の影響により非常用所内電源からの給電に期待できないため、燃料の重大な損傷に至ると評価される。つまり、耐震裕度が 1.52Ss 以上、または許容津波高さが 5.55m 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 1.63Ss までの範囲、及び許容津波高さ 11.4m 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)。

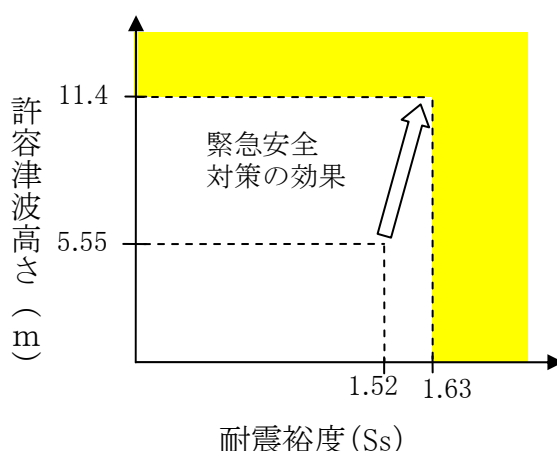


図 5-(3)-3 地震と津波の重畳に関するクリフエッジ評価結果  
(炉心：緊急時安全対策整備前後の比較)

### (3)-2 SFP における燃料に対する評価結果

#### a. 起回事象の選定結果

5.1 項ならびに 5.2 項の検討結果から、考慮すべき起回事象として、地震側の起回事象として、「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、津波側の起回事象として、「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)地震による起回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 で示した各起回事象に対するイベントツリーで示される全ての収束シナリオ (成功パス) に

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。

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)-7 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 2Ss 以上または許容津波高さが 14.4m 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）。

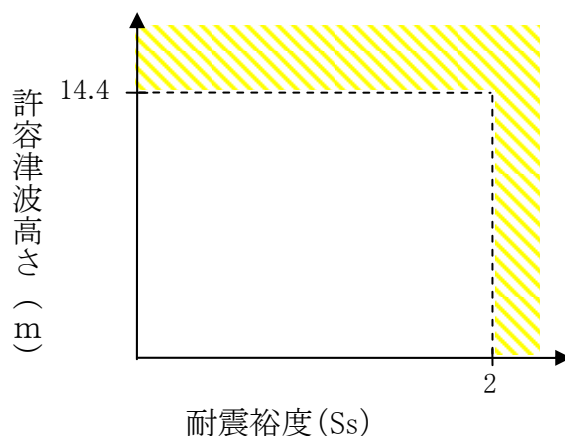


図 5-(3)-4 地震と津波の重畳に関するクリフエッジ評価結果 (SFP)

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)-8、添付 5-(3)-9 参照）。

緊急安全対策整備前では、1.52Ss 以上の地震により「補機冷却水の喪失」及び「SFP 冷却機能喪失」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、5.55m 以上の津波により、「補機冷却水の喪失」が発生した場合、津波の影響により非常用所内電源からの給電に期待できず、かつ、地震の影響により外部電源も喪失しているため、収束シナリオ（成功パス）は成立しなくなる。つまり、耐震裕度が 1.52Ss 以上、または許容津波高さが 5.55m 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 14.4m 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）。

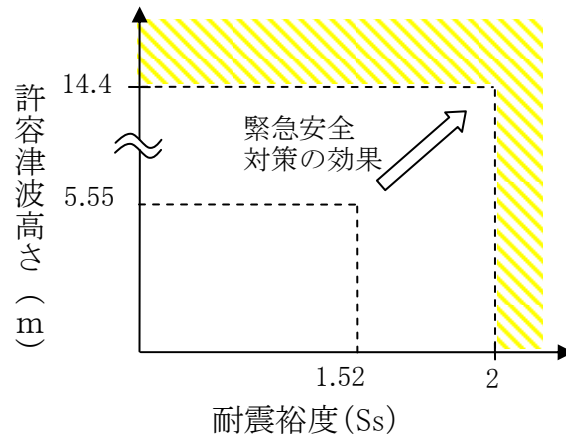


図 5-(3)-5 地震と津波の重畳に関するクリフエッジ評価結果  
(SFP：緊急安全対策整備前後の比較)

#### (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」であり、津波に対しては「外部電源喪失」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、 $[1.63Ss, 0m]$ 、 $[1.63Ss, 11.4m]$ 、 $[0Ss, 11.4m]$ 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」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、 $[2Ss, 0m]$ 、 $[2Ss, 14.4m]$ 、 $[0Ss, 14.4m]$ 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)。

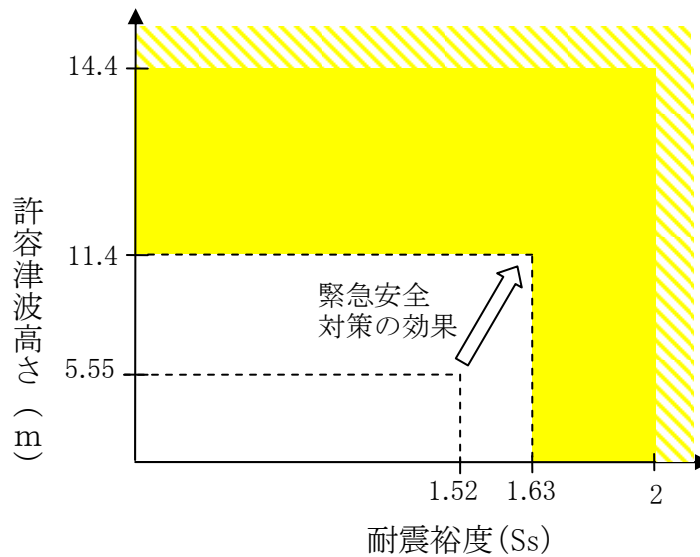


図 5-(3)-6 地震と津波の重畳に関するクリフエッジ評価結果  
(プラント全体：緊急安全対策の整備前後の比較)

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、放射性機器冷却水ポンプ、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、使用済燃料ピットポンプ及び冷却器により、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る。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。

大飯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 内の事象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2,3,4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 500 kV 送電線 2 ルート 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。

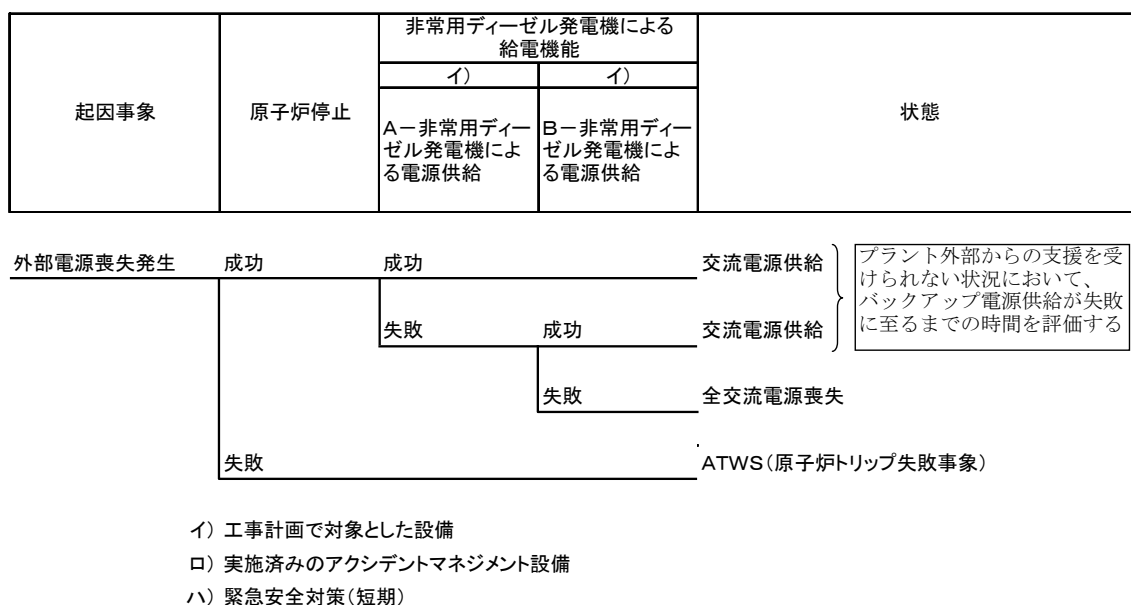


図 5-(4)-1 外部電源喪失から全交流電源喪失に至る事象の過程

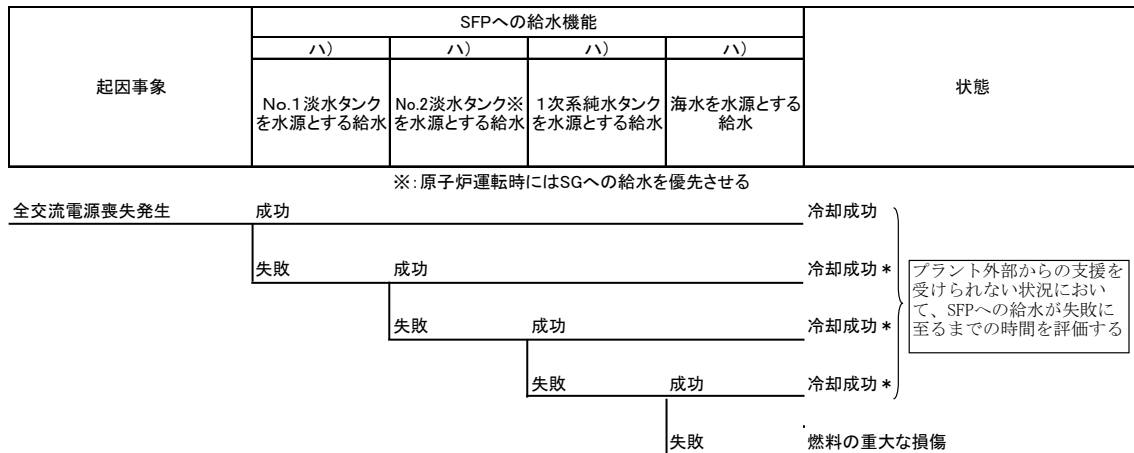
外部電源喪失時において非常用ディーゼル発電機は、原子炉を i) 「冷温停止に移行」させ、ii) 「冷却維持」するために必要な機器に給電する。

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 4.1 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





- 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)
- \*: 一定期間は冷却継続

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、補助復水タンク、No.2 淡水タンク、主復水タンク、消防ポンプ

○SFP への給水機能

No.1 淡水タンク、No.2 淡水タンク※、1 次系純水タンク、消火栓、1 次系純水ポンプ、消防ポンプ

※: 原子炉運転時には SG への給水を優先し、SFP への給水には使用しない。

○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貯蔵タンク

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、緊急安全対策策定時に他号機も含めた割り当てを設定しており、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、補助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エッジの所在の特定結果

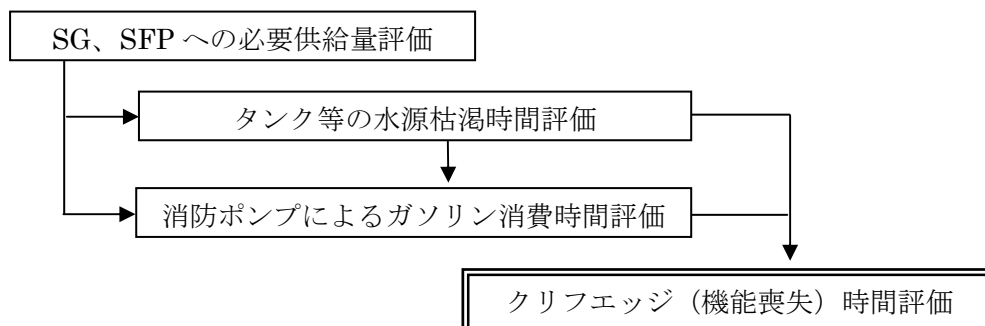
①-2 項において特定した事象の過程を踏まえ、全交流電源喪失時の継続時間評価は、(2) 評価方法 ②項に記載のとおり「運転時」及び「停止時」において給水機能の継続時間、電源機能の継続時間の評価を実施し、クリフエッジの所在の特定を行った。

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。

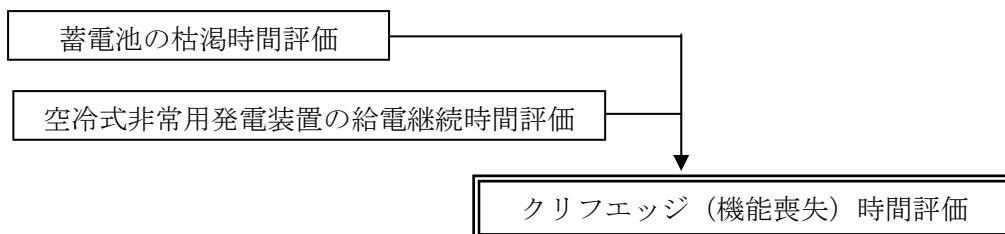
電源機能の継続時間評価は、蓄電池の枯渇時間、空冷式非常用発電装置の給電継続時間を踏まえ、クリフエッジとなる時間評価を行った。

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 >



< 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、補助復水タンク、No.2 淡水タンク、主復水タンクの順に切り替え、最終的には消防ポンプを用いて海水を取水し、補助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、補助復水タンクは約 5 時間、No.2 淡水タンクは約 29 日間、主復水タンクは約 2 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 4,400 リットル（平成 23 年 12 月 1 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、3,4 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 11 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 31 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、消火栓を用いて No.1 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海水を取水することで、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 淡水タンクは約 14 日間、1 次系純水タンクは約 27 時間である（添付 5-(4)-8 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 11 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 15 日間継続できる（添付 5-(4)-7 参照）。



※:消防ポンプはガソリンにより稼動。消防ポンプに期待する16日目以降においては、発電所備蓄ガソリンは他号機に使用して枯渇しており使用できない。

← 使用開始(他号機) 枯渇  
→ 発電所備蓄ガソリンの使用状況

- 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)
- 二) 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)-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貯蔵タンク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 85 日間の時間余裕がある(添付 5-(4)-9 参照)。



		全交流電源喪失発生からの時間(日数)																											
		1	2	...	7	8	9	10	11	12	13	14	15	16	...	29	30	31	32	...	85	86							
電源機能	蓄電池	イ)	←約5時間																										
	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貯蔵タンク利用)	ニ)																											

- 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)-5 運転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、運転時のクリフエッジは炉心で約 31 日後、SFP で約 15 日後になる。

(炉心)

		全交流電源喪失発生からの時間(日数)																																							
		1	2	...	7	8	9	10	11	12	13	14	15	16	...	29	30	31	32	...	85	86																			
SG 給水機能	補助復水タンク	イ)	←約5時間																																						
	No.2淡水タンク	ロ)	約29日間(約693時間)																																						
	主復水タンク	ロ)																																							
	海水(消防ポンプ利用)※1	ハ)																																							
電源機能	蓄電池	イ)	←約5時間																																						
	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貯蔵タンク利用)	ニ)	約85日間(約2036時間)																																						

約31日後(約746時間後)

(SFP)

		全交流電源喪失発生からの時間(日数)																											
		1	2	...	7	8	9	10	11	12	13	14	15	16	...	29	30	31	32	...	85	86							
SFP 給水機能	No.1淡水タンク (消火栓利用)	ハ)	約14日間(約337時間)																										
	1次系純水タンク (1次系純水ポンプ利用)	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貯蔵タンク利用)	ニ)																											

約15日後(約364時間後)

※1: 消防ポンプはガソリンにより稼動。消防ポンプに期待する16日目以降において  
は、発電所備蓄ガソリンは他号機に使用して枯渇しており使用できない。

※2: 1次系純水タンクの保有水量に制約され、約27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)-6 運転時のクリフエッジ所在の特定結果

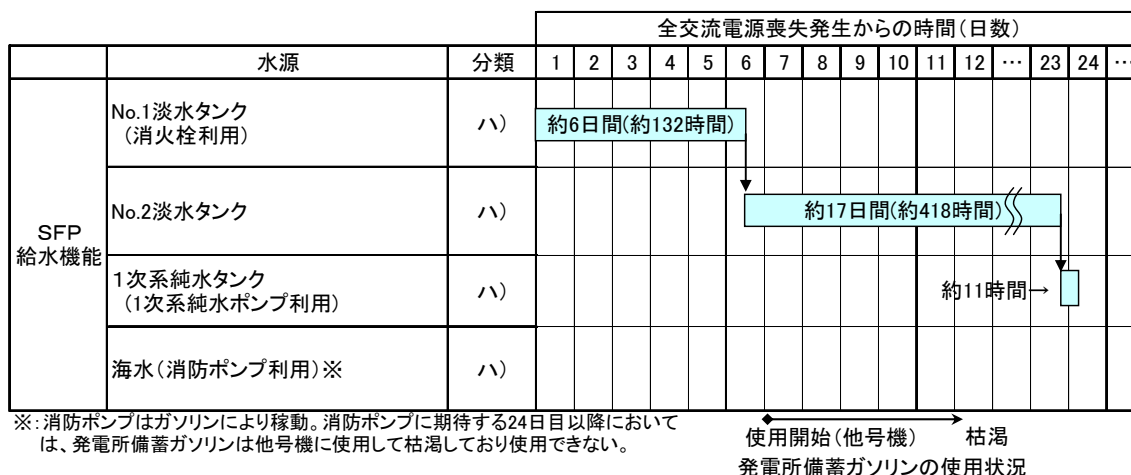
b. 停止時の継続時間に係る評価及びクリフェッジの特定

(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、消火栓を用いて No.1 淡水タンク、既設配管を用いて No.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海水を取水することで、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 淡水タンクは約 6 日間、No.2 淡水タンクは約 17 日間、1 次系純水タンクは約 11 時間である（添付 5-(4)-8 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 4,400 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、3,4 号機を停止時とした。また 2 号機は設計を考慮して運転時とした。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 11 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 23 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)
- 二) 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。

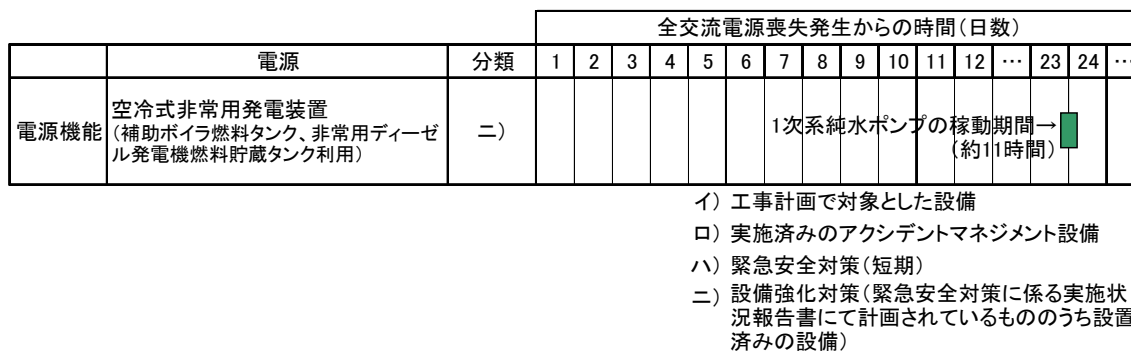


図 5-(4)-8 停止時の電源機能継続時間に係る評価結果

(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23日後になる。







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 85 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新たに配備したが、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、使用済燃料ピットポンプ及び冷却器により、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。

大飯 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2,3,4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。

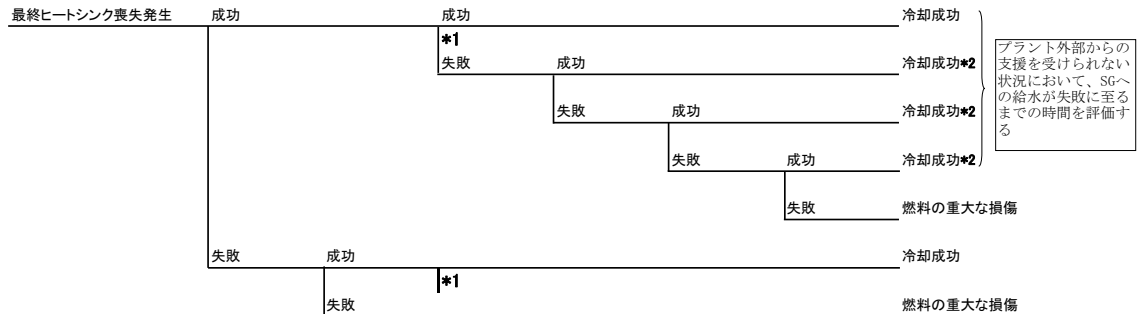
## (3) 評価結果

### 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。なお、イベントツリーの成功、失敗については、機能毎に代表的に示している。

起因事象	2次系冷却機能 SGへの給水機能						状態
	イ)	イ)	イ)	ロ)	ロ)	ハ)	
	タービン補助給水ポンプ	電動補助給水ポンプ	補助復水タンクを水源とする給水	No.2淡水タンクを水源とする給水	主復水タンクを水源とする給水	海水を水源とする給水	



- 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)
- \*1: 「電動補助給水ポンプによる給水」も同様に、冷却成功には「水源」が必要であるが、省略している。
- \*2: 一定期間は冷却継続

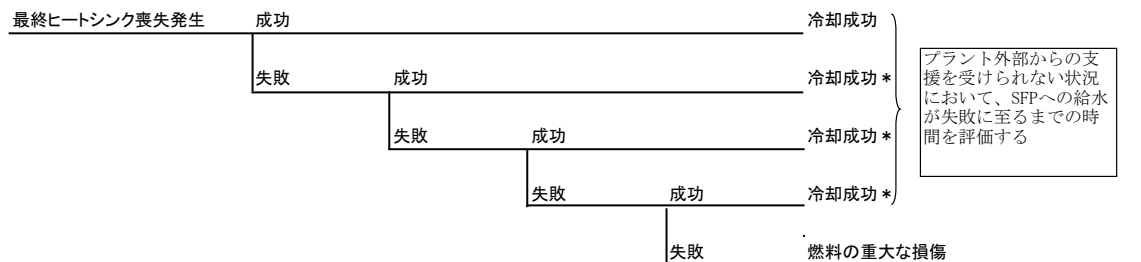
図 5-5-1 最終ヒートシンク喪失から燃料の重大な損傷に至る事象の過程 (炉心)

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。

起因事象	SFPへの給水機能				状態
	ハ)	ハ)	ハ)	ハ)	
	No.1淡水タンクを水源とする給水	No.2淡水タンク※を水源とする給水	1次系純水タンクを水源とする給水	海水を水源とする給水	

※: 原子炉運転時にはSGへの給水を優先させる



- 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)
- \*: 一定期間は冷却継続

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、補助復水タンク、No.2 淡水タンク、主復水タンク、消防ポンプ

○SFPへの給水機能

No.1 淡水タンク、No.2 淡水タンク※、1次系純水タンク、消火栓、1次系純水ポンプ、消防ポンプ

※：原子炉運転時にはSGへの給水を優先し、SFPへの給水には使用しない。

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、緊急安全対策策定時に他号機も含めた割り当てを設定しており、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、補助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。

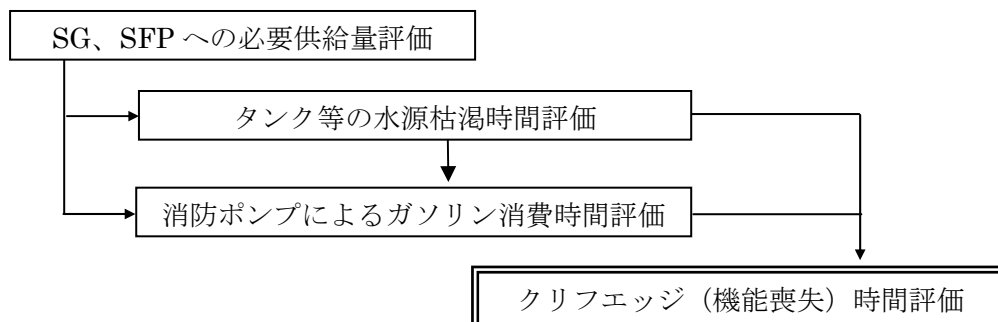
② 最終ヒートシンク喪失の継続時間及びクリフェッジの所在の特定結果

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。

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、補助復水タンク、No.2淡水タンク、主復水タンクの順に切り替え、最終的には消防ポンプを用いて海水を取水し、補助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、補助復水タンクは約5時間、No.2淡水タンクは約29日間、主復水タンクは約2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4,400リットル（平成23年12月1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、3,4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11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31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、消火栓を用いて No.1 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海水を取水することで、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 淡水タンクは約 14 日間、1 次系純水タンクは約 27 時間である（添付 5-(5)-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 11 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 15 日間継続できる（添付 5-(5)-5 参照）。

		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	...	7	8	9	10	11	12	13	14	15	16	...	29	30	31	32	33	34	...							
SG 給水機能	補助復水タンク	イ)	← 約5時間																											
	No.2淡水タンク	ロ)	約29日間(約693時間)																											
	主復水タンク	ロ)	約2日間(約48時間)→																											
	海水(消防ポンプ利用)※	ハ)																												
SFP 給水機能	No.1淡水タンク (消火栓利用)	ハ)	約14日間(約337時間)																											
	1次系純水タンク (1次系純水ポンプ利用)	ハ)	約27時間→																											
	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。消防ポンプに期待する16日目以降においては、発電所備蓄ガソリンは他号機に使用して枯渇しており使用できない。

← 使用開始(他号機) 枯渇  
→ 発電所備蓄ガソリンの使用状況

- 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 31 日後、SFP で約 15 日後になる。







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 31 日後	—
SFP	約 15 日後	約 23 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）、緊急安全対策（防護措置の分類ハ）後で約 31 日後であるが、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。

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 30 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 淡水タンク、1 次系純水タンク、海水の 3 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 15 日後に増加することとなった。



(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	...	23	24	...									
SFP 給水機能	No.1 淡水タンク (消火栓利用)	ハ	約6日間(約132時間)																							
	No.2 淡水タンク	ハ																								
	1次系純水タンク (1次系純水ポンプ利用)	ハ																								
	海水(消防ポンプ利用)※	ハ																								
			約10時間後 (緊急安全対策前)												約23日後(約561時間後) (緊急安全対策後)											

※: 消防ポンプはガソリンにより稼動。消防ポンプに期待する24日目を降においてハは、発電所備蓄ガソリンは他号機に使用して枯渇しており使用できない。

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 31 日間、SFP で約 15 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、大飯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つた日数は過去 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。

また、本評価では事後保全の設備であるため考慮しなかったが、大飯発電所には敷地低部に設置された淡水タンク A,B から電動ポンプを用いて SFP 給水機能の水源である No.1 淡水タンクに水を補給するラインがあり、参考までにこれを活用した場合には SFP は計 30 日以上冷却を継続できる（添付 5-(5)-8 参照）。

なお、添付 4-1 に示す設備強化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-(5)-9 に示す。海水ポンプ電動機予備品を確保し、海水ポンプの早期復旧を図ると共に、放射性機器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できるようディーゼル駆動の大容量ポンプを配備して、最終ヒートシンクの多様化を図ることにしている。

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 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5.5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 で想定した起回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

大飯発電所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放射性機器冷却水系、非放射性機器冷却水系及び所内電源系の系統構成を、添付5-(6)-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、アイスコンデンサ、内部スプレイ系等(余熱除去ポンプによる格納容器冷却を含む)及び可燃性ガス濃度制御系

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、放射性機器冷却水系、非放射性機器冷却水系、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「大飯発電所 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「大飯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、内の事象 PSA で想定した起回事象を対象に主要な事象進展を想定し、添付 5-(6)-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-(6)-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-(6)-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。

- ・①～⑮：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-(6)-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」に係る余熱除去系と内部スプレイ系を接続するライン
- ・「格納容器内自然対流冷却」に係る格納容器圧力計、エアリタンファンと下部コンパートメント空気再循環冷却ユニットを接続するライン及びダクト開放機構
- ・「代替補機冷却」に係る非放射性機器冷却水系と余熱除去ポンプの放射性機器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
- ・「水素の計画燃焼」に係る格納容器水素燃焼装置（イグナイタ）の設置

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 12 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、アイスコンデンサ、内部スプレイ等 (余熱除去ポンプによる格納容器冷却を含む) 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、過渡事象及び手

動停止が分類される。いずれの起因事象においても、その発生により原子炉を停止し、1次系の圧力が高い状態において崩壊熱除去を確実に実施していくことになる。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、

- ・ 非常用電源または放射性機器冷却水（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-(6)-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-(6)-6（1/12）参照）

大破断 LOCA に対しては、「アイスコンデンサによる格納容器冷却」（以下、「アイスコンデンサ」という。）、「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。）

がある。AM 策を考慮した場合には

- (イ)「高圧注入または充てん／高圧注入による原子炉への給水」（以下、「高圧注入」という。）＋「内部スプレイによる再循環格納容器冷却」（以下、「内部スプレイ再循環」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。）

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「⑫代替再循環」

がある。

#### (c)-1-1(2) 中破断 LOCA（添付 5-(6)-6（2/12）参照）

中破断 LOCA に対しては、「アイスコンデンサ」及び「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。）

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) 「高圧注入または充てん／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) 「健全 SG による強制冷却」＋「低圧再循環」
- (ウ) 「健全 SG による強制冷却」＋「代替再循環」

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

- ・ 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「⑪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」）、「⑪タービンバイパス系の活用」及び「⑫代替再循環」
- ・ 2 次系による炉心冷却の代替として「⑪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-(6)-6 (3/12) 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、「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。)、 「アイスコンデンサ」及び「高圧注入」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、「補助給水による冷却」、「アイスコンデンサ」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」

がある。AM 策を考慮した場合には

(イ) 「健全 SG による強制冷却」 + 「低圧再循環」

(ウ) 「健全 SG による強制冷却」 + 「代替再循環」

の 4 つのシナリオが加わり、合計 5 つになる。

また、「アイスコンデンサ」に成功、「補助給水による冷却」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「補助給水による冷却」に成功、「高圧注入」に失敗したシナリオでは

(エ) 「健全 SG による強制冷却」 + 「蓄圧注入」 + 「低圧再循環」

「補助給水による冷却」に失敗、「高圧注入」に成功したシナリオでは

(オ) 「高圧注入」 + 「加圧器逃がし弁による熱放出」(以下、「フイードアンドブリード」という。) + 「高圧再循環」

の 3 つのシナリオが有効になる。

さらに、「アイスコンデンサ」に失敗した場合でも、「内部スプレイ再循環」、「余熱除去ポンプによる再循環格納容器冷却」、「低圧再循環」等の組み合わせにより冷却成功となる(別紙 A,B 参照)。

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「⑫  
 代替再循環」
- ・ 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「⑩フィードアンドブリード」
- ・ アイスコンデンサ、内部スプレー等の代替として「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「⑬格納容器内自然対流冷却」(「⑥代替格納  
 容器気相冷却」)

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-(6)-6 (4/12) 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」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」+「アイスコンデンサ」+「高圧  
 再循環」

のシナリオが加わることとなる。

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

(ウ)「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」

(エ)「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」＋「アイスコンデンサ」＋「高圧再循環」

の合計 8(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。

さらに、「アイスコンデンサ」に失敗した場合でも、「内部スプレー再循環」、「余熱除去ポンプによる再循環格納容器冷却」等の組み合わせにより冷却成功となる(別紙 B 参照)。

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「⑦1次系注水・減圧」及び「⑮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「⑩フィードアンドブリード」
- ・ アイスコンデンサ、内部スプレー等の代替として「⑬格納容器内自然対流冷却」(「⑥代替格納容器気相冷却」)

がある。

#### (c)-1-2(2) 蒸気発生器伝熱管破損(添付 5-(6)-6 (5/12) 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-(6)-6 (6/12) 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」＋「アイスコンデンサ」＋「高圧再循環」

の6つがある。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、

- (カ)「手動トリップ」
- (キ)「緊急ほう酸注入」

の2つのシナリオが有効になる。

さらに、「アイスコンデンサ」に失敗した場合でも、「内部スプレー再循環」、「余熱除去ポンプによる再循環格納容器冷却」等の組み合わせにより冷却成功となる（別紙B参照）。

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「⑩フィードアンドブリード」がある。
- ・アイスコンデンサ、内部スプレー等の代替として「⑬格納容器内

自然対流冷却」(「⑥代替格納容器気相冷却」)

(c)-1-4 カテゴリ 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-(6)-6 (7/12) 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」+「アイスコンデンサ」+「高圧再循環」

の 2 つのシナリオが加わり、合計 3 つになる。

さらに、「アイスコンデンサ」に失敗した場合でも、「内部スプレイ再循環」、「余熱除去ポンプによる再循環格納容器冷却」等の組み合わせにより冷却成功となる (別紙 B 参照)。

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「⑧代替給水」(「主給水による冷却」) 及び「⑩フィードアンドブリード」
- ・ アイスコンデンサ、内部スプレイ等の代替として「⑬格納容器内自然対流冷却」(「⑥代替格納容器気相冷却」)

がある。

(c)-1-4(2) 2 次冷却系の破断 (添付 5-(6)-6 (8/12) 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」+「アイスコンデンサ」+「高圧再循環」

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「⑩フィードアンドブリード」がある。

(c)-1-4(3) 過渡事象 (添付 5-(6)-6 (9/12) 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-(6)-6 (10/12) 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)-1-5 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-(6)-6 (11/12) 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」+「アイスコンデンサ」+「高圧再循環」

のシナリオが加わることとなる。

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

(ウ)「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 (消防ポンプによる補助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」

(エ)「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、消防ポンプによる補助復水タンクへの給水を含む))」+「2次系強制冷却」+「蓄圧注入」

(オ)「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。)

(カ)「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」＋「アイスコンデンサ」＋「高圧再循環」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 や内部スプレイ系等を使用可能とする。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。

さらに、「アイスコンデンサ」に失敗した場合でも、「内部スプレイ再循環」、「余熱除去ポンプによる再循環格納容器冷却」等の組み合わせにより冷却成功となる（別紙 B,C 参照）。

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」）
- ・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」）及び「⑫代替再循環」
- ・2次系による炉心冷却の代替として「⑩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（消防ポンプによる補助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、消防ポンプによる補助復水タンクへの給水を含む））
- ・アイスコンデンサ、内部スプレイ等の代替として「④2次系強制冷却によるサンプ水冷却」（「2次系強制冷却」）及び「⑬格納容器内自然対流冷却」（「⑥代替格納容器気相冷却」）

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（消防ポンプによる補助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、消防ポンプによる補助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-(6)-6（12/12）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」により放射性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」＋「アイスコンデンサ」＋「高圧再循環」

のシナリオが加わることとなる。

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、放射性機器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「② 2 次系強制冷却による低圧注入」（「2 次系強制冷却」）及び「⑪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」）、「⑪タービンバイパス系の活用」、「⑭代替補機冷却」及び「⑫代替再循環」
- ・2 次系による炉心冷却の代替として「⑪タービンバイパス系の活用」及び「⑩フィードアンドブリード」
- ・アイスコンデンサ、内部スプレー等の代替として「④ 2 次系強制冷却によるサンプ水冷却」（「2 次系強制冷却」）、「⑪タービンバイパス系の活用」及び「⑬格納容器内自然対流冷却」（「⑥代替格納容器気相冷却」）

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

- ・放射性機器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-(6)-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-(6)-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、アイスコンデンサによる格納容器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。

#### ○ 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。

#### ○ 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も、グループ 1、2 と同様に格納容器先行破損シナリオを考慮する。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。本グループにおいても、グループ1～3と同様に格納容器先行破損シナリオを考慮する。

#### ○ 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-(6)-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) アイスコンデンサによる格納容器除熱に成功した場合

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エアリタンファンによる格納容器雰囲気混合の失敗（可燃性ガスの局所燃焼）、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。なお、「イグナイタによる水素の計画燃焼」が可燃性ガスの燃焼による格納容器機能喪失を防ぐ上で重要である。イグナイタは非常用所内電源から給電する他、全交流電源喪失が発生した場合でも空冷式非常用発電装置から給電することにより、水素を燃焼させることが可能である。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」または「余熱除去ポンプによる再循環格納容器冷却」、「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、「エアリタンファンによる格納容器雰囲気混合」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) 「余熱除去ポンプによる再循環格納容器冷却」
- (ウ) 「内部スプレイまたは余熱除去ポンプによる格納容器冷却の回復」

の3つがある。AM 策を考慮した場合には

- (エ) 「代替格納容器冷却」
- (オ) 「格納容器内液相部への蓄熱」 + 「内部スプレイまたは余熱除去ポンプによる格納容器冷却の遅い回復」

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、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

- ・アイスコンデンサ、内部スプレイ等の代替として「③格納容器内自然対流冷却」（「①代替格納容器気相冷却」）及び「④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、充てん／高圧注入、低圧注入、内部スプレーまたは余熱除去ポンプによる格納容器冷却での 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溶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溶融炉心と水との相互作用による原子炉容器外水蒸気爆発（以下、「炉外水蒸気爆発」という。）が発生するシナリオ、及び「格納容器内注水」に失敗してベースマットの溶融貫通が発生するシナリオでは、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、及びベースマット溶融貫通・炉外水蒸気爆発による格納容器機能喪失の回避

があり、これによりシナリオ 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、及びベースマット溶融貫通・炉外水蒸気爆発による格納容器機能喪失の回避

のシナリオが加わり、これによりシナリオ 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

- ・アイスコンデンサ、内部スプレー等の代替として「④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。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。

ここで、「⑤1 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) アイスコンデンサによる格納容器除熱に失敗した場合

グループ 1～4 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は存在しない。

#### (c)-2-1(3) 炉心冷却に成功した場合

グループ 3 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

(カ)「アイスコンデンサ」

(キ)「内部スプレイ再循環」

(ク)「余熱除去ポンプによる再循環格納容器冷却」

がある。AM 策を考慮した場合には

(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)

(コ)「代替格納容器冷却」

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

- ・アイスコンデンサ、内部スプレイ等の代替として「④2次系強制冷却によるサンプ水冷却」、「⑪タービンバイパス系の活用」及び「⑬格納容器内自然対流冷却」(「⑥代替格納容器気相冷却」)がある。

#### (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)

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 策の有効性と同等である。

##### ○グループ2 (中破断 LOCA)

グループ1と同様である。

##### ○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、「⑤1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。

**【2 次冷却系の破断以外の起因事象において炉心冷却に成功した場合】**

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「⑥、⑬代替格納容器冷却」及び「④、⑪2 次系強制冷却によるサンプ水冷却」である。

○グループ 4（主給水喪失等）

グループ 3 における【炉心冷却に失敗した場合】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-(6)-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-(6)-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できることが必要であり、また、既存の組織との重複等の組織上の混乱をもたらす要因を排除する観点から、支援組織が通報連絡、技術評価、放射線測定等を実施することによって中央制御室の運転員を支援する。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ける 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わらず、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 II AM 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、発電所長は大飯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、「大飯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-(6)-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 I AM 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

「大飯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「大飯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-(6)-1～図 5-(6)-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-(6)-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（⑧代替給水）、補助給水系を長期にわたって利用する場合は水源を確保する（⑨ 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（⑩フィードアンドブリード）、アイスコンデンサ、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-(6)-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-(6)-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「アイスコンデンサ、内部スプレイ等」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、「可燃性ガスの濃度制御（水素再結合装置）」の機能強化として挙げた「iv)水素爆発防止対策」は、「⑥水素の計画燃焼」で用いるイグナイタの信頼性向上について整備したものであり、全交流電源喪失が発生した場合でも空冷式非常用発電装置から給電することにより格納容器内での水素爆発の発生を防止するとともに、格納容器内の水素濃度を低減することにより、格納容器からの水素の漏えいを低減し、格納容器外で水素が多量に滞留することを防止するものである。

図 5-(6)-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-(6)-1 及び図 5-(6)-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「放射性機器冷却水」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。

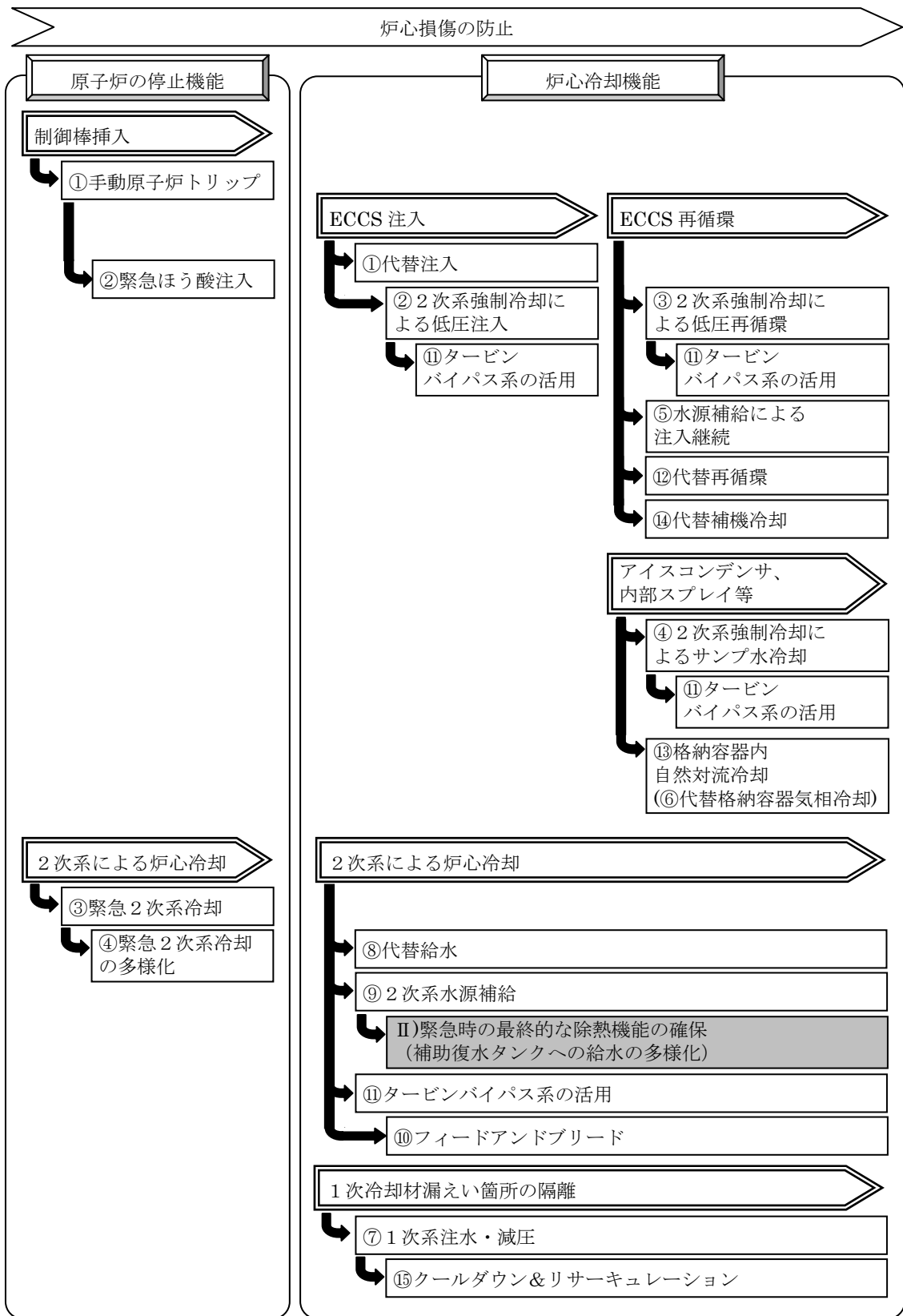
これらにより、

- ・ 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



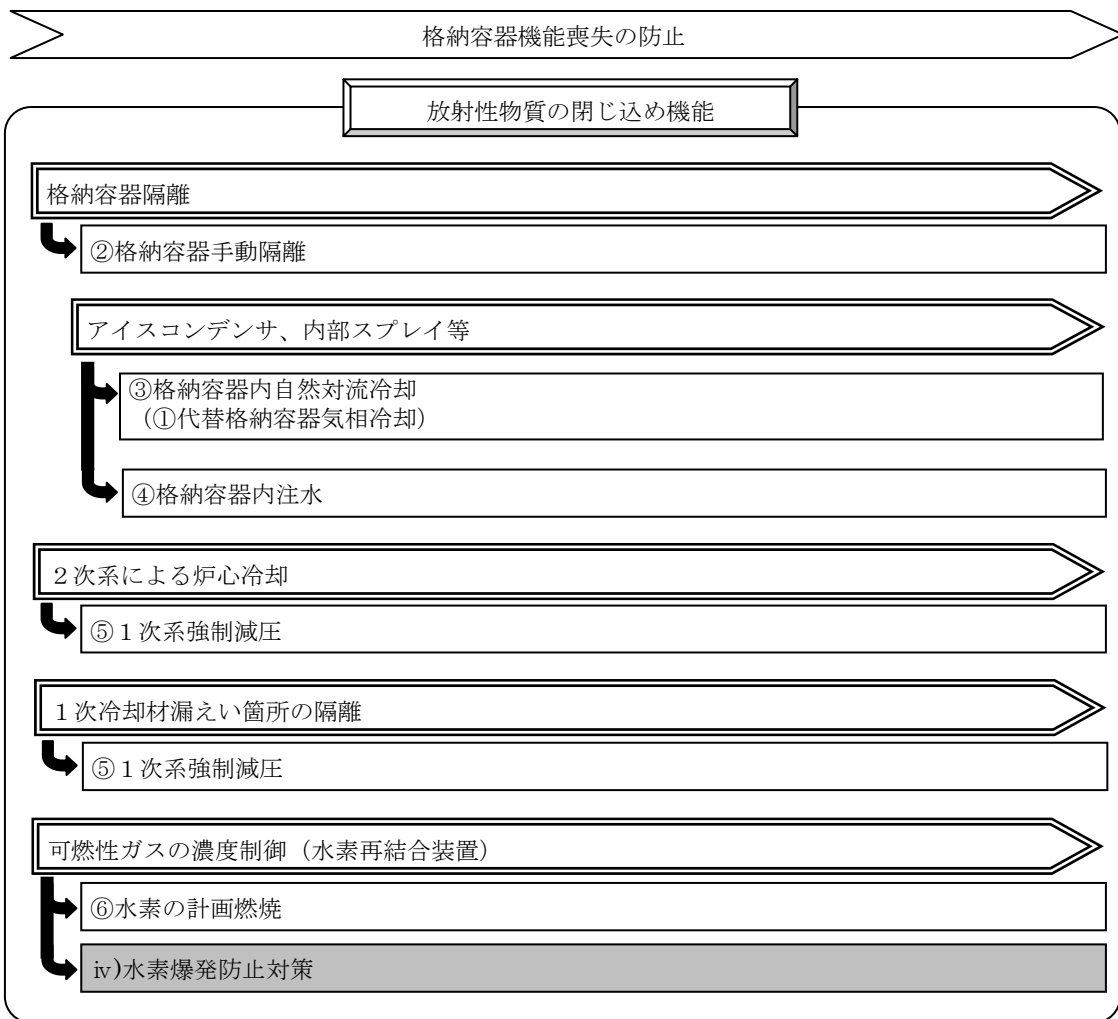
ついて一層の強化がなされていること

- 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。



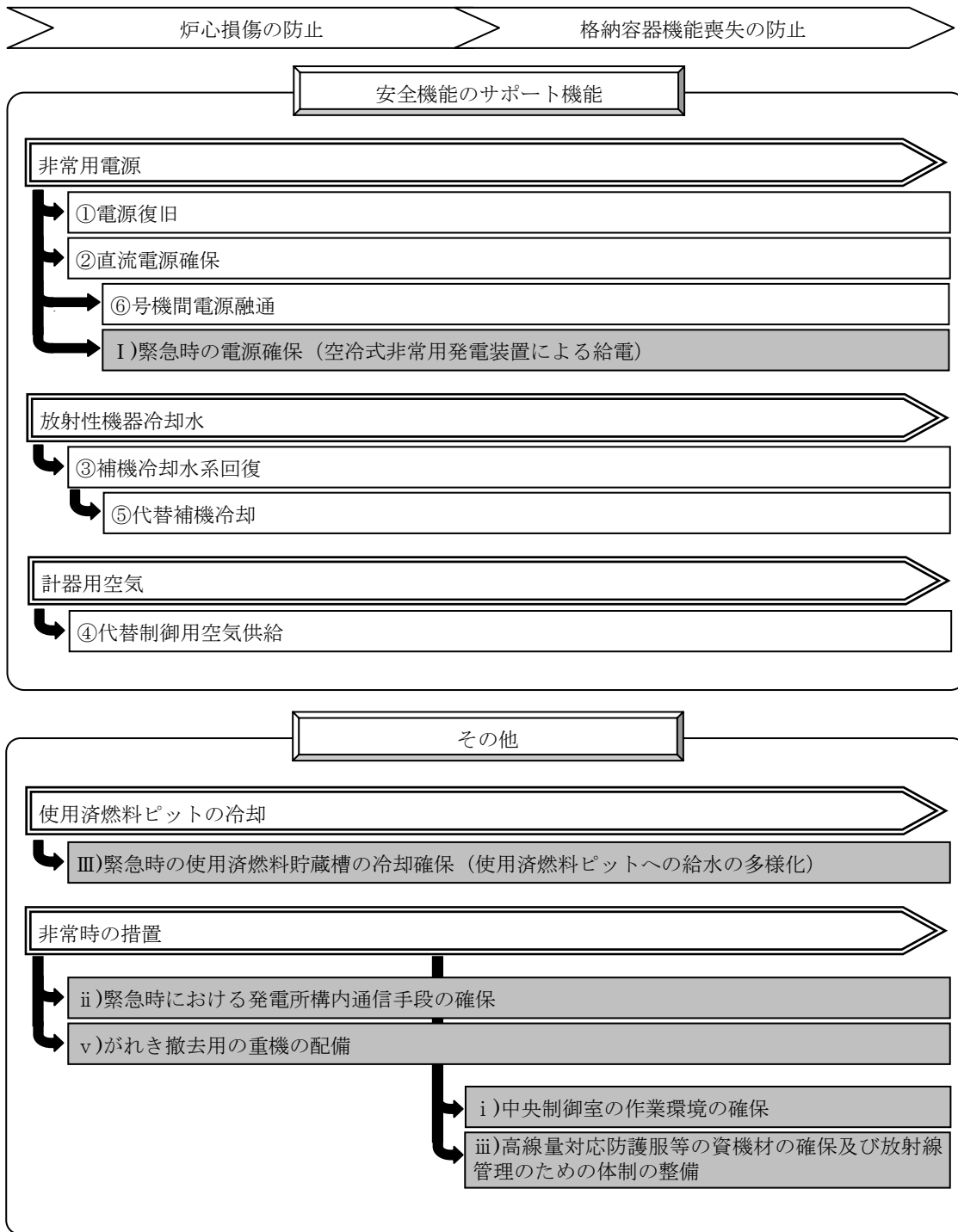
※網掛けは、緊急安全対策またはシビアアクシデントへの対応に関する措置として、東日本大震災後新たに整備したものの。

図 5-(6)-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の。

図 5-(6)-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-(6)-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、大飯発電所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、緊急安全対策として実施した諸対策により、基準地震動  $S_s$  (700gal) の 1.63 倍 (1141gal) まで安全裕度があることを確認し、万一、大飯発電所において想定している地震動の 1.63 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ていく。さらに、今回の耐震裕度の算出に用いた評価手法及び許容値は、許認可における評価や耐震バックチェック評価などで実績のあるものを基本としており、一般的に相当の保守性を持つものであることから、研究等により、設備の耐震裕度をより正確に把握する取組みを継続する。また、クリフエッジ機器となるメタクラについては、複数のしゃ断器があり、使用予定のしゃ断器が損傷等により投入できなかった場合においても、使用可能な他のし

や断器を使用することにより、クリフエッジへの対応を可能なものとしている。

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（2.85m）の約 4.0 倍（11.4m）まで安全裕度があることを確認し、万一、大飯発電所において設計津波高さの約 4.0 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、既存防波堤のかさ上げや防潮堤の設置を行うと共に、海水ポンプエリアに防護壁の設置を行うことにより、多重防護の観点での対策を充実することとしている。また、SFP にある燃料に対するクリフエッジとなる消防ポンプの燃料であるガソリンについては、分散して保管したり、ガソリン用のドラム缶が津波で持ち去られないように固縛すること等により、クリフエッジへの対応を確実にするための工夫をしている。

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 1.63 倍の大きさの地震と、11.4m 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 31 日間、SFP で約 15 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 31 日間、SFP で約 15 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としている。また、最終ヒートシンクについては、海水ポンプ電動機予備品を確保し、海水ポンプの早期復旧を図ると共に、放射性機器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できるようディーゼル駆動の大容量ポンプを配備して、最終ヒートシンクの多様化を図っていく。

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としている。

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種々の対策のうち、今後実施が計画されている対策として、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を図ることとしている。

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、大飯発電所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メタクラ盤を明示すると共に、ケーブル端子を赤色、白色、青色に相識別
- ・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
- ・タンクローリー及びホイールローダーの駐車場周辺に駐車禁止である旨を表示



- ・海水を取水する取水口のフェンス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脇に表示
- ・消防ポンプ等の資機材を吉見トンネルに保管する一方、予備の資機材については陀羅山トンネルに分散して保管
- ・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及びカバーに使用目的を表示すると共に、吉見トンネル入口に配置図を掲示
- ・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、ディーゼル駆動の大容量ポンプの配備による最終ヒートシンク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	大飯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	大飯発電所 設計津波高さに関する算定根拠説明資料
添付 5-(2)-3	大飯 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	地震と津波重畳時における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-(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（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)-5	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)-6	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)-7	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)-8	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)-9	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	大飯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（大飯 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（大飯 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	大飯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（大飯 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 (大飯 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-(5)-8	敷地低部のタンクを利用した場合のクリフエッジ
添付 5-(5)-9	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-(6)-1	大飯発電所 1号機の系統構成
添付 5-(6)-2	事象進展に係る分類
添付 5-(6)-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-(6)-4	防護措置に係る系統概要
添付 5-(6)-5	防護措置の整備状況
添付 5-(6)-6	炉心損傷に係るイベントツリー
添付 5-(6)-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-(6)-8	格納容器内での事象進展に係る物理現象
添付 5-(6)-9	格納容器機能喪失に係るイベントツリー
添付 5-(6)-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-(6)-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-(6)-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