

四国電力(株)伊方発電所 3号機の安全性に
関する総合的評価
(一次評価) に関する審査書

平成 24 年 3 月 26 日
原子力安全・保安院

目 次

1. はじめに	6
2. 伊方発電所の概要	9
2. 1 伊方発電所の概要	9
2. 2 発電所が位置する周辺の地勢の概要	9
2. 3 発電所の主要な設備の概要	10
2. 4 伊方発電所の緊急安全対策等の実施について	10
3. 当院による審査の方針	13
3. 1 審査の基本的な考え方	13
3. 2 審査の方法	13
3. 3 透明性の確保	13
3. 4 審査の時点	14
3. 5 審査の体制	14
3. 6 本審査書の構成	14
4. 品質保証体制に関する評価	15
4. 1 四国電力における品質保証体制	15
4. 2 当院の評価	17
5. 地震に関する評価	19
5. 1 機器等の耐震裕度の評価について	19
5. 2 クリフエッジの特定について	38
5. 3 緊急安全対策等の効果について	48
5. 4 当院の評価（まとめ）	49
6. 津波に関する評価	51
6. 1 機器等の津波に係る裕度の評価について	51
6. 2 クリフエッジの特定について	59
6. 3 緊急安全対策等の効果について	64
6. 4 当院の評価（まとめ）	65
7. 地震と津波の重畳に関する評価	67
7. 1 機器等の地震と津波の重畳に係る裕度の評価について	67

7. 2	クリフエッジの特定について	68
7. 3	緊急安全対策等の効果について	71
7. 4	当院の評価 (まとめ)	72
8.	全交流電源喪失に関する評価	74
8. 1	全交流電源喪失時の事象進展と冷却継続時間について	74
8. 2	クリフエッジの特定について	85
8. 3	緊急安全対策等の効果について	85
8. 4	当院の評価 (まとめ)	86
9.	最終ヒートシンク喪失に関する評価	87
9. 1	最終ヒートシンク喪失時の 事象進展と冷却継続時間について	87
9. 2	クリフエッジの特定について	92
9. 3	緊急安全対策等の効果について	92
9. 4	当院の評価 (まとめ)	93
10.	地震、津波及び地震・津波の重畳時における 原子炉及び使用済燃料ピットの冷却継続時間の評価	94
10. 1	地震、津波及び地震・津波の重畳時 の収束シナリオについて	94
10. 2	緊急安全対策に係る運転操作、作業の成立性について	95
10. 3	原子炉及び使用済燃料ピットの冷却継続時間について	99
10. 4	緊急安全対策等の効果について	102
10. 5	当院の評価 (まとめ)	103
11.	その他のシビアアクシデント・マネジメントの評価	105
11. 1	安全確保に必要な安全機能と 防護措置の整備状況について	105
11. 2	イベントツリーによる 事象進展シナリオの分析について	107
11. 3	事象の進展を防止する措置の効果について	113
11. 4	当院の評価 (まとめ)	113
12.	総合的評価に関する当院としての見解	116

図 表 一 覧

- 図 2-1 伊方発電所 敷地図
- 図 2-2 伊方発電所 3号機 断面図
- 図 2-3 伊方発電所 3号機 系統図
- 図 2-4 伊方発電所 3号機の緊急安全対策等に係る設備の概要
- 図 5-1 蒸気発生器伝熱管U字管部の構造
- 図 5-2 建屋応答の非線形性が設備の裕度評価に及ぼす影響について
- 表 5-1 各起因事象の対象設備及び裕度一覧（地震：炉心燃料損傷）
- 表 5-2 各収束シナリオの評価結果（地震：炉心燃料損傷）
- 図 5-3 地震時のクリフエッジを示すイベントツリー（炉心燃料損傷）
- 図 5-4 設備の設置場所及びアクセスルートの耐性に係る斜面の安定性評価
- 図 5-5 伊方発電所への社員の召集について
- 図 5-6 防護措置に係る要員配置等
- 図 5-7 緊急時対応業務実施体制
- 表 5-3 各起因事象の対象設備及び耐震裕度一覧（地震：SFPの燃料損傷）
- 表 5-4 各収束シナリオの評価結果（地震：SFPの燃料損傷）
- 図 5-8 地震時のクリフエッジを示すイベントツリー（SFPの燃料損傷）
- 図 6-1 構内配置図
- 図 6-2 扉に対する波圧の設定方法
- 図 6-3 浸水量評価結果
- 図 6-4 浸水対策
- 表 6-1 各起因事象の発生に係る設備の許容津波高さ（津波：炉心燃料損傷）
- 表 6-2 各収束シナリオの評価結果（津波：炉心燃料損傷）
- 図 6-5 津波時のクリフエッジを示すイベントツリー（炉心燃料損傷）
- 表 6-3 各起因事象の発生に係る設備の許容津波高さ（津波：SFPの燃料損傷）
- 表 6-4 各収束シナリオの評価結果（津波：SFPの燃料損傷）
- 図 6-6 津波時のクリフエッジを示すイベントツリー（SFPの燃料損傷）
- 表 7-1 地震と津波の重畳に関するクリフエッジ評価結果（重畳：炉心燃料損傷）
- 表 7-2 地震と津波の重畳に関するクリフエッジ評価結果（重畳：SFPの燃料損傷）
- 図 7-1 地震と津波の重畳時のクリフエッジを示すイベントツリー（炉心燃料損傷）

- 図 7-2 地震と津波の重畳時のクリフエッジを示すイベントツリー (SFP
の燃料損傷)
- 図 8-1 全交流電源喪失から燃料の重大な損傷に至る事象の過程 (炉心)
- 図 8-2 イベントツリー (比較図)
- 図 8-3 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)
- 図 8-4 ウラン・プルトニウム混合酸化物 (MOX) 燃料に関する評価
- 表 8-1 評価条件の選定理由について (全交流電源喪失時)
- 図 8-5 全交流電源喪失時における炉心及びSFPの冷却継続時間 (運転中)
- 図 8-6 1次冷却材ポンプ (RCP) 漏えい量評価方法について
- 図 8-7 全交流電源喪失時におけるRCPシール部の健全性確認
- 図 8-8 全交流電源喪失時のプラント冷却シナリオの成立性確認
- 図 8-9 全交流電源喪失時におけるSFPの冷却継続時間 (停止中)
- 図 9-1 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)
- 図 9-2 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 (S
FP)
- 表 9-1 評価条件の選定理由について (最終ヒートシンク喪失時)
- 図 9-3 最終ヒートシンク喪失時における炉心及びSFPの冷却継続時間
(運転中)
- 図 9-4 最終ヒートシンク喪失時におけるSFPの冷却継続時間 (停止中)
- 図 10-1 全交流電源喪失時 (地震・津波の重畳) において使用する設備・
機器の配置
- 表 10-1 全交流電源喪失時 (地震・津波の重畳) における緊急安全対策の
成立性について
- 図 10-2 全交流電源喪失時 (地震・津波の重畳) における対応時間 (電源
確保)
- 図 10-3 全交流電源喪失時 (地震・津波の重畳) における対応時間 (SG
への給水確保、SFPへの給水確保)
- 表 10-2 緊急安全対策に係る訓練実績
- 表 10-3 評価条件の選定理由について (地震・津波の重畳)
- 表 10-4 地震、津波及び地震・津波の重畳時における炉心及びSFP冷却
継続時間の評価結果
- 図 10-4 地震・津波の重畳時における炉心の冷却継続時間
- 図 10-5 地震・津波の重畳時におけるSFPの冷却継続時間 (運転中)
- 図 10-6 地震・津波の重畳時におけるSFPの冷却継続時間 (停止中)
- 表 11-1 安全機能別のAM策、緊急安全対策等の整備状況

表 1 1 - 2 炉心損傷に係るイベントツリーと防護措置との関係

表 1 1 - 3 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

別添資料

- 別添 1 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的評価に関する報告について（平成 23 年 7 月 6 日、原子力安全委員会）
- 別添 2 我が国原子力発電所の安全性の確認について（ストレステストを参考にした安全評価の導入等）（平成 23 年 7 月 11 日、内閣官房長官 枝野幸男、経済産業大臣 海江田万里、内閣府特命担当大臣 細野豪志）
- 別添 3 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的評価に関する評価手法及び実施計画（平成 23 年 7 月 21 日、原子力安全・保安院）
- 別添 4 ストレステスト（一次評価）に関する審査の視点（案）（平成 23 年 11 月 14 日、原子力安全・保安院、（独）原子力安全基盤機構）
- 別添 5 伊方発電所 3 号機に対する現地調査について
- 別添 6 IAEA MISSION TO REVIEW NISA' S APPROACH TO THE "COMPREHENSIVE ASSESSMENTS FOR THE SAFETY OF EXISTING POWER REACTOR FACILITIES"
（Tokyo and Ohi, Japan 23-31 January 2012）（Preliminary Summary）
- 別添 7 日本への IAEA レビューミッション 予備的な要旨 2012 年 1 月 31 日（別添 6 の日本語仮訳）

1. はじめに

平成23年3月11日に東京電力株式会社（以下「東京電力」という。）福島第一原子力発電所で発生した事故を踏まえ、原子力安全・保安院（以下「当院」という。）は、同年3月30日、各事業者に対して、同程度の津波により全交流電源喪失に至ったとしても、炉心損傷など深刻な事態を回避し、冷温停止状態に繋げるための対策として、緊急安全対策の実施を指示し、同年5月6日にはそれらの実施状況に対する確認結果を公表した。また、その後も各事業者に対して外部電源の信頼性向上や万一シビアアクシデントが発生した場合の対策を指示し、それらの実施状況を確認してきた。

こうした中、平成23年7月6日、班目春樹原子力安全委員会委員長より海江田万里経済産業大臣に対し、「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的評価に関する報告について」（平成23年7月6日付け23安委決第7号）により、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こと、また、このための総合的な評価手法及び実施計画を作成し原子力安全委員会（以下「安全委員会」という。）に対して報告するよう要請があった（別添1）。

同月11日には、枝野幸男内閣官房長官、海江田万里経済産業大臣及び細野豪志内閣府特命担当大臣の連名により、「我が国原子力発電所の安全性の確認について」が公表され、新たな手続き、ルールに基づく安全評価を実施することとされ、同評価は一次評価と二次評価により行うこと、一次評価は定期検査中で起動準備の整った原子力発電所について順次、安全上重要な施設・機器等が設計上の想定を超える事象に対し、どの程度の安全裕度を有するかの評価を実施することとされた（別添2）。

これらを受けて、当院は、総合的な安全評価に関する評価手法及び実施計画案を作成し、同月15日と21日の二度にわたり安全委員会に報告し、同月21日に安全委員会の了承を得たため、翌22日に、各発電用原子炉設置者に対して、「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的評価に関する評価手法及び実施計画」（以下「実施計画」という、別添3。）に基づき、発電用原子炉施設の安全性に関する総合的評価（以下「ストレステスト」という。）を行い、その結果について、当院に対して報告することを求めた。

これを受けて、同年11月14日に、四国電力株式会社（以下「四国電力」という。）より、「東京電力株式会社福島第一原子力発電所における事故を踏まえた伊方発電所3号機の安全性に関する総合評価（一次評価）の結果について（報告）」（以下「事業者報告書」という。）が当院に提出された。

当院では、「発電用原子炉施設の安全性に関する総合的評価に係る意見聴取会」（以下「意見聴取会」という。）を設置・開催し、専門家からの意見聴取を行いつつ、四国電力へのヒアリングや現地調査により審査を行った。

本審査書は、四国電力より提出のあった事業者報告書について、当院の審査結果をとりまとめたものである。なお、これまでの審査の主な経緯は、以下のとおりである。

<審査の主な経緯>

平成23年11月14日 第1回意見聴取会を開催。当院からストレステスト（一次評価）に関する審査の視点（案）について説明し、委員から意見を聴取した。

平成23年11月17日 ストレステストに関する国際セミナーを開催。欧州をはじめとする海外の専門家を招へいし、各国のストレステストに関する取組の紹介及び意見交換（パネルディスカッション）を実施。

平成23年11月18日 第2回意見聴取会を開催。前日の国際セミナーに参加された海外の専門家にも参加していただき、各国のストレステストに関する取組の紹介と意見交換を実施。

平成23年11月29日 第3回意見聴取会を開催。四国電力より伊方発電所3号機のストレステスト評価について説明がなされ、委員から意見を聴取した。

平成23年12月8日 第4回意見聴取会を開催。四国電力より伊方発電所3号機のストレステスト評価について説明がなされ、委員から意見を聴取した。

平成24年1月18日 第7回意見聴取会を開催。当院より伊方発電所3号機の審査における主要な論点整理について説明し、委員から意見を聴取した。

平成24年2月8日 第8回意見聴取会を開催。当院より伊方発電所3号機の審査における主要な論点整理について説明し、委員から意見を聴取した。

平成24年2月20日 第9回意見聴取会を開催。当院より伊方発電所3号機の審査における主要な論点整理について説明し、委員から意見を聴取した。

平成24年2月24、25日 当院及び独立行政法人原子力安全基盤機構（以下「基盤機構」という。）により、伊方発電所において現地調査を実施した。

平成24年3月9日 第10回意見聴取会を開催。当院より伊方発電所3号機の審査書（案）について説明し、委員から意見を聴取した。

平成24年3月19日 第11回意見聴取会を開催。当院より伊方発電所3号機の審査書（案）について説明し、委員から意見を聴取した。

また、当院における審査にあたっては、基盤機構の技術支援を受けた。具体的な支援内容は以下のとおりである。

- 意見聴取会の机上資料として用いたプラント整理表（案）等の原案作成
- 審査のためのヒアリングにおける四国電力からの説明に対する技術的なコメント及び評価
- 審査における主要な論点整理の作成段階における技術的なコメント
- 平成24年2月24、25日に実施した伊方発電所3号機の現地調査への同行
- 審査書(案)の原案作成段階における技術的な協力

2. 伊方発電所の概要

2. 1 伊方発電所の概要

伊方発電所は、昭和52年9月に1号機（電気出力56.6万kW）、昭和57年3月に2号機（同56.6万kW）、平成6年12月に3号機（同89.0万kW）が営業運転を開始した。3基合計の電気出力（定格）は202.2万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、3号機は、蒸気発生器（以下「SG」という。）を3つ有する3ループである。

また、伊方発電所3号機は、平成22年3月から、ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料（以下「MOX燃料」という。）を装荷した運転を行っている。

2. 2 発電所が位置する周辺の地勢の概要

伊方発電所は、伊方町に立地し、四国の西北端から九州に向かって細長く伸びた佐田岬半島の瀬戸内海に面した付根に位置している。敷地面積は約86万 m^2 であり、西側に1号機及び2号機、東側に3号機が配置されている。敷地の形状は、標高200m前後の山に囲まれた起伏の多い丘陵地であり、敷地の西側及び北側が瀬戸内海に面し、取水口及び放水口が配置されている。（図2-1、図2-2）

2. 3 発電所の主要な設備の概要

伊方発電所3号機の主要な仕様は以下のとおりである。また、系統は、図2-3のとおりである。

項目		仕様
原子炉熱出力		約265.2万kW
定格電気出力		89.0万kW
炉心	燃料集合体	157体
	炉心全ウラン量	約74トン
	炉心全ウラン・プルトニウム量	約74トン
	制御棒クラスタ	48体
原子炉容器	高さ	約12m
	内径	約4.0m
原子炉格納容器	高さ	約77m
	内径	約40m
ECCS	蓄圧注入系	蓄圧タンク(3基)
	高圧注入系	高圧注入ポンプ(2台) 燃料取替用水タンク(1基)
	低圧注入系	余熱除去ポンプ(2台)
化学体積制御設備		ほう酸タンク(2基) ほう酸ポンプ(2台) 充てんポンプ(3台)
原子炉補機冷却水設備		原子炉補機冷却水ポンプ(4台) 原子炉補機冷却水冷却器(4基)
原子炉補機冷却海水設備		海水ポンプ(4台)
非常用ディーゼル発電機		2台
補助給水ポンプ		電動(2台)、タービン動(1台)
使用済燃料貯蔵設備の貯蔵能力		1,805体 (全炉心燃料の約1,150%相当分)

2. 4 伊方発電所の緊急安全対策等の実施について

(1) 当院の指示への対応

当院は、平成23年3月30日に「平成23年福島第一・第二原子力発電所事故を踏まえた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、

津波により全交流電源の喪失、原子炉及び使用済燃料貯蔵プールの冷却機能の喪失が生じた場合においても、炉心損傷など深刻な事態を避けるために必要な対策を講じることを指示した。

四国電力は、同指示を踏まえ、300kVAの電源車（3台）、消防自動車（2台）及び可搬型消防ポンプ（2台）の配備、消防自動車燃料用の軽油約20,000リットルの備蓄、並びに3号機に関して東京湾平均海面（以下「T.P.」という。）+14.2mまでの範囲について浸水対策の実施等を講じたとしている。当院は、同年4月25日に、四国電力より、この実施結果について「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」により報告を受け、立入検査を実施し、その実施内容を確認した。

また、当院は、同年6月7日に「平成23年福島第一原子力発電所事故を踏まえた他の原子力発電所におけるシビアアクシデントへの対応に関する措置の実施について（指示）」に基づき、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の実施を指示した。

四国電力は、同年6月14日、同指示を踏まえた対策を「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」として当院に報告し、当院は立入検査によりその実施内容を確認した。

（2）その後の強化対策

四国電力は、当院の指示への対応に加え、炉心や使用済燃料の損傷防止に対する一層の信頼性向上のため、平成23年7月、3号機のためにより電源容量の大きい電源車（4,500kVA 1台）を配備したとしている。その後、各号機に配備した電源車に代えて、燃費性能の向上の観点から、1,825kVAの電源車4台（1号機：1台、2号機：1台、3号機：2台）を配備し、その運用を開始したとしている。同年7月以降、同設備により、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としている。同設備は、津波の影響を受けない発電所内の高台に設置するとともに、電源系統に容易に接続できるようケーブル等を一部恒設化したとしている。

また、海水ポンプが機能喪失した場合の代替として海水取水用水中ポンプ（1号機：8台、2号機：配備していない（平成23年12月22日時点の状況であり、平成24年3月末には配備予定）、3号機：12台）の配備、消防自動車

が使用不可となった場合の代替として可搬型消防ポンプを予備も含め6台配備したとしている。更に、可搬型消防ポンプの燃料であるガソリンについては、平成24年1月31日に、新たに発電所の高台に屋外貯蔵所を設けて1リットル缶1,980個を配備したとしている。

これら強化後の緊急安全対策等に係る設備の概要を、図2-4に示す。

3. 当院による審査の方針

3. 1 審査の基本的な考え方

当院は、事業者報告書について、当院が策定した実施計画に記載されている実施方法や実施事項に沿っているか、その内容が適切であるかについて確認を行い、確認結果について審査書にとりまとめた。なお、審査にあたっては、関西電力株式会社大飯発電所3号機及び4号機に対する審査と同様の考え方をを用いた。

審査にあたっては、「ストレステスト（一次評価）に関する審査の視点（案）」（別添4）を策定し、意見聴取会において専門家からの意見を聴取した上でこれを定め、これを中心に確認することとした。

3. 2 審査の方法

当院及び基盤機構により、四国電力からヒアリングを行うとともに、必要に応じ追加資料の提出を求め、審査を進めた。また、伊方発電所において、地震に対する防護措置の耐性、津波が設備に及ぼす影響、運転員等のアクセスルート及び操作・作業現場の状況、要員の参集ルートの状況、緊急安全対策等において整備した設備等の保管状況並びに品質保証体制に関して現地調査による確認を実施した。現地調査では、改善が必要と考えられる点について指摘を行い、指摘を踏まえた措置に関する四国電力からの回答を審査に反映した。

更に、専門家による意見聴取会を設置し、専門家から技術的意見を聴取するとともに、四国電力への質問、四国電力からの説明の聴取、当院がとりまとめた論点に対する審議等を実施した。

なお、当院は、本審査書を安全委員会に報告し、その妥当性の確認を求める。

3. 3 透明性の確保

審査過程の透明性確保の観点から、意見聴取会は公開で実施するとともに、当院のホームページには本件に係る情報を一括して掲載する専用のホームページを設け、意見聴取会の配布資料や議事録を掲載するとともに、当院及び基盤機構による四国電力からのヒアリングについても、ヒアリング終了後に議事概要等を掲載した。また、当院のホームページには、ストレステストの審査で確認すべき技術的事項について、一般の方々からの質問や要望を常時受け付ける窓口を設け、寄せられた質問は、とりまとめて公表するとともに、当院の評価がまとまった段階で、寄せられた意見に対する考え方を公表することとした。また、これらの意見については意見聴取会の委員にも共有した。

3. 4 審査の時点

事業者報告書においては、平成23年9月30日を評価時点とするとされており、基本的にその時点における施設と管理状況を審査の対象とするが、その時点以降に、四国電力自らが講じた措置や、当院の指摘に基づいて実施した措置等があることから、ヒアリングや現地調査において、その内容が確認された場合には、これらを評価の対象に含めることとした。

3. 5 審査の体制

事業者報告書の審査は、当院及び基盤機構によって実施し、当院においては、吉野統括安全審査官以下4名のチームが、また、基盤機構においては、原子力システム安全部及び耐震安全部が主に対応し、最終的には、当院の責任において確認結果を本審査書にとりまとめた。

3. 6 本審査書の構成

本報告書においては、4章以降に事業者報告書に対する確認結果を記載する。

4章においては、ストレステスト評価作業を実施するにあたっての四国電力の品質保証体制について記載した。

5章から7章においては、設計上の想定を超える外的事象（地震及び津波）に対する評価を扱い、5章においては地震を、6章においては津波を、7章においては地震と津波の重畳について記載した。

8章から10章においては、全交流電源喪失事象及び最終的な熱の逃し場（最終ヒートシンク）の喪失（以下「最終ヒートシンク喪失」という。）事象に対する評価を扱い、8章においては全交流電源喪失事象を、9章においては最終ヒートシンク喪失事象を、10章においては、これらの事象と地震・津波が重畳した場合に冷却が継続できる時間の評価を記載した。

11章においては、これまでに講じられたシビアアクシデント・マネジメントの評価について記載した。

12章においては、前章までの評価を踏まえ、伊方発電所3号機のストレステスト結果に対する当院の見解を記載した。

なお、伊方発電所において実施した現地調査で確認した内容等については、上記の関係する箇所にそれぞれ記載した（別添5）。

4. 品質保証体制に関する評価

本章においては、四国電力がストレステストに関する作業を実施するにあたり、品質を保証するための取組が適切になされているかどうかを確認した。

その結果、四国電力には、品質保証のために定めた文書が存在していること、調達先に委託して実施する作業及び四国電力が自社内で実施する作業のそれぞれについて、計画や手順が業務文書として定められ、検証等が適切に実施されていることなどから、当院としては、ストレステストに係る四国電力の品質保証の取組は適切なものと判断する。

以下、当院が確認した内容の詳細について記載する。

4. 1 四国電力における品質保証体制

(1) 計画書の策定

四国電力においては、ストレステスト及び事業者報告書の作成業務を実施するにあたり、「原子力発電所における安全のための品質保証規程（J E A C 4 1 1 1 - 2 0 0 9（日本電気協会の原子力規格委員会が発行する学協会規格のひとつ。以下「J E A C 品質保証規程」という。））」を適用した伊方発電所原子炉施設保安規定に基づく社内規定「原子力発電所品質保証基準」、社内規定（「原子力部 設計/調達管理標準」及び「土木建築部 設計/調達管理標準（原子力発電所）」）（以下「社内規定「設計/調達管理標準」」という。）により実施したとしている。また、品質保証担当部署が、「伊方発電所の安全性に関する総合的評価に係る品質保証活動の取り組みについて」（以下「総合的評価に係る計画」という。）を策定し、目的、評価体制、解析業務の検証、事業者報告書の検証等を明確化したとしている。

更に解析業務を受注者から調達する場合は、「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（J A N T I - G Q A - 0 1 - 第 1 版（日本原子力技術協会が定める民間規格のひとつ）」を反映して定められた社内規定「設計/調達管理標準」に記載された取組を適用し、総合的評価に係る計画において、一連のプロセス（解析業務の計画、計算機プログラムの検証、入力根拠の作成、入力結果の確認、解析結果の検証等）の確認のため、チェックシートを用いて検証方法を明確にしたとしている。

また、解析業務を自社で実施する場合には、総合的評価に係る計画において、一連のプロセス（計算式の検証、入力根拠、入力結果及び解析結果の検証）の確認のため、チェックシートを用いて検証方法を明確にしたとしている。

(2) 解析業務等の検証について

四国電力は、調達先及び四国電力での解析業務（過去の解析結果等を引用している場合も含む）が、社内規定に定める要求事項を遵守しているかについて、以下のとおり検証したとしている。

1) 調達先での解析業務の場合

調達先での解析業務については、調達先からの関係文書の徴収及び調達先へ調査に赴くことにより検証を行ったとしている。

受注者が作成する解析業務の計画書については、解析プロセスにおける計算機プログラムの検証等の手順が明確に定められていることを確認したとしている。

解析プロセスの確認については、受注者が解析業務の一連のプロセスを適切に実施していることをチェックシートに基づき、全数確認したとしている。

また、これに加え、調達先に赴き、調達先の解析業務の実績などを勘案して、入力根拠などについて出典元との照合等を抜き取りで確認したとしている。

四国電力の担当者は、上記の解析プロセスの全数確認及び出典元との照合等による抜き取り確認により、四国電力からの調達要求事項が遵守されていることを確認し、各個別評価項目等の責任者（以下「担当GL」という。）がその確認結果を承認したとしている。

2) 四国電力での解析業務の場合

自社での解析業務については、計算機プログラムを使用したものではなく、汎用表計算ソフトウェアによる簡易なものであるものの、調達先での解析業務と同様の検証となるよう、総合的評価に係る計画に基づくチェックシートにより、担当者及び担当者以外の者が、一連のプロセスが適切に実施されていることや入力根拠について出典元との照合等をダブルチェックにより全数確認し、担当GLがその確認結果を承認したとしている。

また、複数のグループ間でデータの受け渡しを行う場合は、同一の汎用表計算ソフトウェアのシートを用いることにより、単位等の整合が図られているとしている。

3) 過去の解析結果等を引用している場合

i) 耐震バックチェック報告書の内容を用いた部分

事業者報告書のうち、個別評価項目「地震」については、耐震バックチェック報告書における評価結果を用いたとしている。耐震バックチェック報告書については、当院の指示に基づき、計算機プログラムの検証、入力結果の

確認及び解析結果の検証等の再点検を実施し、その結果について、当院は、四国電力の再点検結果が妥当なものと判断しているものであり、解析データの入力等に誤り等がないものとしている。

ii) 緊急安全対策等の報告書の内容を用いた部分

事業者報告書のうち、緊急時の運転監視継続のために必要な機器類の電源容量等については、緊急安全対策等の報告書における内容を用いたとしている。緊急安全対策等の報告書については、当院の指示に基づき、誤りの有無を調査し、その結果については、当院より、確認した範囲では問題がなく、四国電力の調査方法等で十分な調査が行われていると認められたものとしている。

また、事業者報告書において、大容量電源車の配備容量等の緊急安全対策等の報告書以降に新たに配備した設備の数値等については、総合的評価に係る計画に従って、担当者及び担当者以外の者が、出典元との照合及びダブルチェックによる確認を実施したとしている。

(3) 事業者報告書に関する確認について

解析結果等が事業者報告書に確実に反映されていること及び事業者報告書に記載された評価方法、評価条件及び評価結果等の全ての記載内容に不備がないことを確認したとしている。

具体的には、チェックシートにより、系統図などの出典元（解析業務を含むエビデンス資料は、キングファイル（8cm）9冊）と照合し、記載内容に不備がないことを担当者及び担当者以外の者によるダブルチェックにより確認し、担当GLは、これらの内容を確認したチェックシートにより、確認項目が全てチェックできていることを確認し、承認したとしている。

4. 2 当院の評価

当院は、事業者報告書に関し、業務文書が適切に策定されたものであることを確認し、それに基づき評価や検証等が行われていることを四国電力が示す資料及び現地調査により、以下のとおり確認したことから、ストレステストに係る四国電力の品質保証の取組は妥当なものと判断した。

- 四国電力が、ストレステスト及び事業者報告書の作成にあたって、JEAC品質保証規程を適用して構築した品質マネジメント・システムに基づく社内規定「設計/調達管理標準」により実施し、更に総合的評価に係る計画を策定し、同計画には責任と権限を含めた評価の実施体制や、個々の作業の検証手法等が定められていることを確認した。
- 解析業務に関しては、社内規定「設計/調達管理標準」に基づき、調達先に

依頼する業務及び四国電力が実施する業務について品質保証の取組を明確にし、検証を実施していることを確認した。

- 複数の部署が関与して評価を行う作業については、データの受け渡しについて同一の汎用表計算ソフトウェアのシートを用いることで、単位等の整合が図られていることを、総合的評価に係る計画に基づき、チェックシートを用いて確認をしていることを確認した。
- 調達先に依頼する解析業務については、社内規定「設計/調達管理標準」に基づき、受注先を選定評価し、解析業務の計画書が調達先において作成されており、同計画書の中で解析業務に関する品質管理が明確化され、四国電力に提出されていることを確認した。また、四国電力は、総合的評価に係る計画に基づき、チェックシートを用いて、調達先において一連の解析プロセスが適切に行われているか否かをチェックし、調達先の解析業務の実施状況の確認結果として記録していることを確認した。
- 四国電力での解析業務については、総合的評価に係る計画に基づき、チェックシートを用いて一連のプロセスが適切に行われているか否かをチェックし、評価結果の確認結果として記録していることを確認した。
- 事業者報告書においては、耐震バックチェック報告書及び緊急安全対策等の報告書の内容を用いていることを確認した。これらは、当院による確認を受けたものであり、緊急安全対策等の報告書以降に、新たに設備を配備するなどで見直した数値等については、出典元との照合等による確認をしていることを確認した。
- 事業者報告書については、評価方法、評価条件、評価結果等の全ての記載内容に不備がないこと等を調査するため、総合的評価に係る計画に基づき、評価条件及び評価結果等の全ての記載内容について、系統図などの出典元との照合、本文と添付資料の整合性の確認等を担当者及び担当者以外の者がダブルチェックを行い、事業者報告書の調査結果の確認結果を記録していることを確認した。

5. 地震に関する評価

本章においては、四国電力により、設計上の想定を超える地震動が発電所に来襲した場合に、燃料の重大な損傷に至ることなく、どの程度の地震動まで耐えられることができるかの評価が適切に行われたかどうかを確認した。

四国電力の評価においては、まず、建屋、機器等が単体で有する裕度が評価され、その上で、これらの組合せにより伊方発電所3号機のシステム全体として有する裕度が評価されており、システム全体としての評価はイベントツリーを用いて行われ、クリフエッジの所在の特定、限界となるイベント過程、その時の地震動の大きさについて評価がなされている。

建屋、機器等が単体で有する裕度の評価については、評価のベースとなる地震動が適切に設定されているか、検討対象とすべき機器等の設備が適切に選定されているか、評価の手法は適切か、経年劣化は適切に評価されているか等を確認した上で、裕度が適切に算出されているかを確認した。

システム全体としての評価については、想定を超える地震動により引き起こされる事象（起因事象）やその場合の収束シナリオの特定、クリフエッジの特定等が適切になされているかを確認した。なお、確認は、運転中の原子炉に対する評価及び使用済燃料ピット（以下「SFP」という。）に対する評価のそれぞれについて実施した。

また、燃料の重大な損傷防止のための措置や対策の効果についても確認した。その際は、当院の指示に基づいて実施した緊急安全対策等の効果を確認するとともに、その後に実施した対策の効果も合わせて確認した。

その結果、当院は、四国電力が実施した設計上の想定を超える地震動が発電所に来襲した場合の評価について、適切に実施されたと考える。以下、当院が確認した内容の詳細を記載する。

なお、検討対象とすべき機器や燃料の重大な損傷を防止するための措置等に対して波及的な影響を及ぼす可能性がある地震随件事象、例えば、原子炉建屋の周辺斜面の安定性や、原子炉格納容器内及びSFPへのクレーン類の落下等についても、システム全体の評価に及ぼす影響の観点から検討を行った。

5. 1 機器等の耐震裕度の評価について

(1) 評価に用いる地震動について

四国電力は、本評価に用いる地震動は「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針（平成18年9月19日、原子力安全委員会決定）」（以下「耐震指針」という。）及び「新耐震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及び確認にあたっての基本的な考え方並びに評価手法及び確認基準につい

て（平成18年9月20日、原子力安全・保安院）」に基づき策定した基準地震動（以下「S_s」という。）としている。

当院としては、ストレステストにおいては、どの程度の地震動まで燃料の重大な損傷を発生させることなく耐えられるか、また、設計上の想定に比べその裕度はどの程度のものかを調べるものであり、その地震に関する評価のベースとして伊方発電所に対して設定されたS_sを用いることは妥当なものとする。

ストレステストで用いられ、耐震バックチェック（平成18年9月20日に当院が各電力会社等に対して実施を指示した、稼働中及び建設中の発電用原子炉施設等に対する耐震指針に照らした耐震安全性評価）に係る審議において耐震指針等に照らして妥当なものとして判断したS_sの策定方法及びその結果は以下のとおりである。

- 伊方発電所に関する基準地震動S_sの策定については、詳細な地質調査等に基づき耐震設計上考慮すべき地震を評価した上で、複数の地震について、敷地への影響の大きさを比較し、特に影響の大きな地震を、S_s策定のための検討用地震として複数抽出している。複数の検討用地震に対して、応答スペクトルに基づく地震動評価及び断層モデルを用いた手法に基づく地震動評価の双方を実施し、これらの地震動評価結果を比較し包絡する等してS_sを策定している。
- 検討用地震については、耐震設計上考慮すべき地震のうち敷地への影響の大きなものとして、中央構造線断層帯による地震（敷地前面海域の断層群）、安芸・伊予灘地震、想定南海地震が抽出されている。
- S_s-1（最大加速度：水平570ガル、鉛直330ガル）については、検討用地震に対する応答スペクトルに基づく地震動評価の結果から、これらを包絡するよう策定されている。
- S_s-2（最大加速度：水平318ガル（NS方向）及び413ガル（EW方向）、鉛直285ガル）については、敷地前面海域の断層群の検討用地震に対して、断層傾斜角の不確かさを考慮して、断層モデルを用いた手法に基づき地震動評価を行った結果とS_s-1を比較した上で、S_s-1を一部の周期帯で超えるものが策定されている。

また、平成23年3月11日に発生した平成23年東北地方太平洋沖地震を受け、当院は、「地震・津波に関する意見聴取会」を開催し、東京電力福島第一原子力発電所及び福島第二原子力発電所、東北電力株式会社女川原子力発電所並びに日本原子力発電株式会社東海第二発電所における地震動の解析及び評価

を行うとともに、平成23年東北地方太平洋沖地震から得られた知見について整理し、原子力発電所等の耐震安全性評価に反映すべき事項を検討してきた。当院は、地震・津波に関する意見聴取会、関係機関等における検討、調査等を踏まえ、原子力発電所の速やかな耐震安全性確保の観点から、耐震安全性評価にあたって検討すべきものとして、以下の事項を中間的にとりまとめ、原子力事業者等に対して、これらを踏まえ活断層の連動性について検討を実施し、平成24年2月29日までに当院に検討結果を報告することを指示した。

- ▶ 内陸地殻内の活断層の連動性の検討において、活断層間の離隔距離が約5キロメートルを超える活断層等その連動性を否定していたものに関し、地形及び地質構造の形成過程（テクトニクス）、応力の状況等を考慮して、連動の可能性について検討すること。
- ▶ 上の項目の検討にあたって、活断層の連動を否定する場合は、過去に当該地域において発生した最大規模の地震から推定される断層の長さを主な根拠としないこと。

これに対し、四国電力は、平成24年2月29日に、当院に対し、今回の知見に基づいて新たに連動性を考慮すべきものはないとする検討結果を報告した。当院としては、四国電力からの報告について、「地震・津波に関する意見聴取会（活断層関係）」において厳正に確認する。

また、現在、中央防災会議において、南海トラフの巨大地震のモデルについて検討が行われている。当院は、南海トラフにおける最大クラスの地震・津波により、伊方発電所の基準地震動及び設計津波高さに影響があるか否かについて、中央防災会議の議論を注視するとともに、四国電力は、巨大地震のモデル（震源断層、津波波源モデル）の構築がなされた段階で影響の検討を行うとしていることから、その結果の報告がなされた際に、「地震・津波に関する意見聴取会」において厳正に確認する。

したがって、現行の伊方発電所に関する S_s については、耐震バックチェックに係る審議において耐震指針等に照らして妥当なものと判断されたものであるが、今後、 S_s の見直しが行われた場合は、本ストレステストで評価された裕度に変更される可能性があるものとする。

（2）検討対象設備について

四国電力は、評価対象とする建屋、系統、機器（以下「設備等」という。）を、燃料の重大な損傷に係わる耐震Sクラス設備等及びその他のクラスの設備等とし、各起因事象に直接関係する設備等に加え、フロントライン系（各イベントツリーの安全機能の達成に直接必要な緩和機能）及びサポート系（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)のそれぞれに必要な設備等を選出したとし、耐震裕度を算定するための基礎データとして損傷モード、発生値及び許容値等を抽出し、全ての裕度を確認した。

なお、耐震Sクラスの設備等のうち、「支持構造物」、「クレーン」及び「原子炉トリップ遮断器」については、地震により安全機能の喪失に至ることが極めて考えにくいこと、また、「制御棒挿入性及び関連する設備」及び「支持構造物」については、安全機能を失うまでの耐震裕度について、既往の知見等から少なくとも2倍以上の裕度が存在することが明らかであることから、これらの設備等については、ストレステストの結果に影響を及ぼすことはないとし、裕度評価の対象外としたとしている。

また、耐震Sクラス以外の設備で評価対象設備としたものとして、緊急安全対策等で整備した電源車、消防自動車等を挙げている。

当院は、全ての耐震Sクラス設備等、緊急安全対策等で整備された設備等及び機能を期待する下位クラス設備等の中から、燃料の重大な損傷に係わる設備等が裕度評価の対象として選定されているか、一部の耐震Sクラス設備等を対象外としていることは適切かということについて、その妥当性を確認した。

具体的には、耐震裕度評価における対象設備の選定の考え方、選定プロセスの妥当性を確認した上で、全ての耐震Sクラス設備等、緊急安全対策等で整備された設備及び機能を期待する下位クラス設備等について、損傷モード(構造的な損傷、機能的な損傷等)、 S_s に対して発生する応力等の値、許容値等を確認した。また、耐震裕度評価の対象外とされた耐震Sクラス設備等については、対象外として扱う具体的な理由と根拠が妥当であることを確認した。その結果は以下のとおりである。

- 耐震バックチェックで対象とした耐震Sクラス設備等に加え、ストレステストにおける各起因事象に関連する設備等及び各起因事象の緩和シナリオにおいて必要な設備等が全て選定され、耐震裕度を算定するための基礎データとして損傷モード、発生値、許容値等が一覧表に全て示されていることを確認した。
- 耐震裕度評価の対象外とされた耐震Sクラス設備等については、地震の揺れに伴う荷重や変形等が安全機能喪失に直接に結びつくものではなく、かつ、安全機能の喪失や波及的影響の発生に至るまでに大きな余裕がありストレステストの結果に影響を及ぼさないことを、既往の試験や解析の成果等によって確認した。詳細は以下のとおりである。なお、安全機能の喪失や波及的影響の発生に至るまでの余裕が2倍の S_s 以上あれば、後述(「5. 2 クリフエッジの特定」)のとおりにクリフエッジとして特定した設備等の耐震裕

度である1.50倍の S_s を上回っていることから、ストレステストの結果に影響を及ぼさないものとして扱った。

✓ 「制御棒挿入性及び関連する設備」については、既往の制御棒挿入試験や実機条件での解析結果において、設計に用いる地震動を大きく超えるような地震動に対して制御棒が全挿入される等、安全機能喪失に至るまでには大きな余裕があることが確認されている。その詳細については以下のとおりである。

- 既往の制御棒挿入試験や実機条件での解析結果から、設計に用いる地震動を大きく超えるような地震動（ S_s の2倍を超える約1.560ガルの地震動）に対して制御棒が全挿入されることが確認されている。
- 上記の既往の制御棒挿入試験や実機条件での解析結果から、挿入経路の設備（制御棒駆動装置、制御棒クラスタ案内管、燃料集合体）について構造強度面での耐力評価に大きな余裕（ S_s の4倍を超える約2.280ガル以上の地震動に対する発生応力が許容値以内）があること等が確認されている。

なお、四国電力は、伊方発電所3号機の耐震バックチェック最終報告における S_s に対する制御棒挿入性評価の結果において、許認可上の許容時間（2.2秒）に対して1.91秒（地震による遅れ時間0.34秒を含む）で挿入されるとしている。この評価結果については、上記の既往の試験及び解析結果から、挿入遅れ時間が地震動に対して線形に増加する傾向にあると仮定すると、後述のとおりクリフエッジとして特定した設備等の耐震裕度である $1.50 \times S_s$ に対する評価の結果では、許容値2.2秒に対して2.08秒（地震による遅れ時間0.51秒を含む）で挿入され、余裕があることを確認している。また、同様の傾向を仮定する場合、 S_s の2倍程度の地震に対しては許容値2.2秒に対して2.25秒（地震による遅れ時間0.68秒を含む）で挿入され、許容値を若干上回る。これに対しては、(i) 四国電力が用いた解析手法では、挿入時間の算出において、各挿入経路の設備に地震時の最大変位に基づく抗力を設定するなど保守的な評価となっていること、また、(ii) 上記の既往の試験及び解析における試験体の仕様は、伊方発電所3号機の制御棒挿入機構や燃料集合体の型式と同一であり、その試験結果において、少なくとも S_s の2倍に相当する地震動（約1.180ガル）に対して許容値2.2秒以内で制御棒が全挿入されることを確認しており問題ないと考える。

✓ 「支持構造物」については、配管系耐震試験等、既往の実証試験におい

て、設計荷重を超えるような地震荷重に対して、損傷が本体の安全機能喪失に至るまでには大きな余裕があることが確認されている。また、対象外とする「支持構造物」については、既往の実証試験等において実績があるものが選定されている。その詳細については以下のとおりである。

- 伊方発電所3号機に用いている配管スナバについては、既往研究等により、 S_s の2倍以上の余裕が見込まれる。
 - 静的機器の基礎ボルトについては、解析的な検討により、基礎ボルト応力が許容値に達する荷重の更に2倍の荷重を負荷しても引張強さ以下であることが見込まれ、コンクリート定着部についても、引張荷重において設計許容荷重が限界荷重に対し有する安全余裕(1/0.66≒1.66)、コンクリート圧縮強度の実強度と設計基準との間の余裕(1.5以上)から S_s の2倍以上の余裕が見込まれる。
 - ✓ 「クレーン」(ポーラクレーン及びSFPクレーン)については、落下による波及的影響の防止を検討する必要があるが、クレーンガーダの全長が、ランウェイガーダ(クレーンの両端をそれぞれ支持する梁)間の開口寸法より大きく、また、クレーンガーダと建屋の躯体との隙間が小さいことから、転倒・浮上りによる落下が極めて考え難い構造である。更に、耐震バックチェックにおける評価結果等に基づき、クレーンガーダの浮上り量やトロリの転倒(浮上り)防止装置の健全性については、 S_s に対するクレーンガーダの浮上り量が落下に必要な浮上り量に達するまでに2倍を大きく超える余裕があり、トロリの転倒防止装置の損傷に対しても S_s の2倍以上の余裕がある。また、ランウェイガーダ等の支持性能については、 S_s に対する発生値が許容値に対して2倍以上の余裕がある。これらのことから、後述のとおりクリフエッジとして特定した設備の耐震裕度である1.5倍の S_s が発生した場合であっても、クレーンガーダ及びトロリが転倒、落下することはない。なお、燃料取扱棟クレーンは、燃料取扱棟内に設置されているが、SFP上には移動しない。このことから、使用済燃料へクレーンが落下し波及的影響を及ぼすことはない。
 - ✓ 「原子炉トリップ遮断器」については、既往の機器耐力試験において、耐震許容値を超えた場合の挙動として、操作機構部が損傷することなく、かつ、遮断器の投入状態を保持できなくなるにより開放し、その結果としてトリップボタンが作動する安全側の動作となる構造である。
- 原子炉建屋外周コンクリート壁ドーム部及び燃料取扱棟鉄骨部については、波及的影響の防止を検討する必要があるが、 $2 \times S_s$ に対する地震応答解析

結果から算定される応力等の発生値が許容値を下回る。

以上を確認した結果、当院は、耐震裕度評価の対象設備の選定は妥当なものと考える。

(3) 評価手法及び評価条件について

四国電力は、耐震裕度の評価にあたって、原子炉建屋及び原子炉補助建屋の解析モデル、並びに機器・配管系の解析モデルとして応答性状を適切に表現できる解析モデルを設定した上で応答解析を行ったとし、解析諸元については、設計時の値を基本とするが、実寸法、実測の物性値及び試験研究等で得られた知見も適用したとしている。

当院は、解析モデル、解析手法及び解析諸元の妥当性について確認した。

まず、原子炉建屋、原子炉補助建屋、機器・配管等に関する耐震裕度の評価が、既往の評価等において実績のある解析手法及び解析条件を基本的に適用して行われており妥当なものであることを、四国電力が示す資料によって確認した。主に確認した点は以下のとおりである。

- 原子炉建屋及び原子炉補助建屋の地震応答解析モデルについては、耐震パックチェックに適用したモデルが用いられている。具体的には、原子炉建屋は、建屋と大型機器を連成させた多軸の質点系曲げせん断棒モデルとし、地盤を等価なばねで評価した建屋－地盤連成モデルとし、原子炉補助建屋は、建屋を多軸の質点系曲げせん断棒モデルとし、地盤を等価なばねで評価した建屋－地盤連成モデルとしている。また、いずれの建屋のモデルにおいても剛床の仮定を基本としている。
- 機器・配管系の地震応答解析モデルについては、既往の評価等において実績のあるモデルが適用され、機器・配管系の応答性状を適切に表現できるモデルが設定されている。具体的には、1次冷却設備の地震応答解析においては、1次冷却設備を構成する、原子炉容器を中心としたSG・1次冷却材ポンプ・1次冷却材配管からなる複数の1次冷却ループをモデル化した3次元はり質点系とし、建屋モデルと連成させた解析モデルとしている。
- 水平方向及び鉛直方向の地震力の組合せ方法については、原子炉容器、SG及び1次冷却材ポンプ等の評価にあたっては、水平方向及び鉛直方向について、それぞれ建屋－機器・配管系の連成応答解析が行われ、また、比較的小型の機器の評価にあたっては、当該設備の据付床の水平方向及び鉛直方向それぞれの床応答スペクトルを用いた応答解析等が行われ、その後、二乗和平方根（SRSS）法等により組み合わされている。

- 構造強度評価については、当該設備の地震時の機能保持を確認する観点から重要な評価箇所が選定され、既往評価等において実績のある手法としてスペクトルモーダル解析または時刻歴応答解析法等により評価がなされ、解析諸元については設計時の値が基本とされている。
- 動的機能維持評価については、地震時に動的機能が要求される動的機器の設置位置における S_s による応答加速度と許容値の比較により評価を行うとされており、機能確認済加速度が設定されていない機器、 S_s による応答加速度が機能確認済加速度を上回る機器もしくは裕度をより精緻に求めている機器については、「原子力発電所耐震設計技術指針 J E A G 4 6 0 1—1 9 9 1 追補版」等における考え方にに基づき、対象部位毎の構造強度評価または動的機能維持評価が行われている。
- 減衰定数については、既往の評価等において妥当性が確認されている値が用いられている。

次に、耐震バックチェックにおける評価結果があるものの、敢えて、耐震バックチェックと異なる評価部位・解析条件等を用いているものについて、その妥当性を確認した。また、耐震バックチェックで対象としていない耐震Sクラス以外の設備等が評価対象とされていることについて、当該設備等に係る評価内容の妥当性を、四国電力が示す資料によって確認した。その結果は以下のとおりである。

- 耐震バックチェックと異なる評価を用いていることについては、以下のとおり、ストレステストの目的である耐震裕度の把握をより実状に近づけ、精緻化するためになされたものと考えられることから、妥当なものとする。
 - ✓ 評価部位に相違のある設備としては、原子炉容器、SG 等がある。これらについては、耐震バックチェックでは、地震荷重と地震以外の荷重（常時荷重、運転時荷重等）を組み合わせた場合の発生値と許容値を比較し最も耐震裕度が小さい部位を特定している。一方、ストレステストでは、荷重分析等を基に、地震荷重による発生値と地震以外の荷重による発生値を分離し、地震荷重だけがどれだけ増加すれば許容値に達するかを考慮して、地震荷重に対する耐震裕度をより詳細に算定した上で、最も耐震裕度の小さい評価部位が抽出されているため、評価部位が異なっている。
 - ✓ 解析条件及び手法に相違のある設備としては、以下の設備がある。
 - SG 伝熱管については、床応答スペクトルを拡張しないでスペクトルモーダル解析を実施しているが、これは、設備の実力をより忠実に反映する観点から、実機の構造を踏まえ実機の振動特性を適切に

模擬できる解析モデル（後述（「（４）許容値」）のとおり。）を用いた上で、時刻歴解析に準じる手法として採用している。

- SG管群外筒支持金物については、耐震バックチェックで実施しているはり理論による評価では、支持片から伝わる荷重が全て管群外筒支持金物の先端に集中荷重としてかかるとしているが、ストレステストでは、実機にかかる荷重についてより実状を踏まえて評価できる3次元FEMモデルを使用することにより、荷重が管群外筒支持金物と支持片との接触面に分布して付加するものとなり、実機の形状と荷重条件を踏まえより精緻に評価している。
 - 燃料取替用水タンクポンプ、タービン動補助給水ポンプ駆動用タービン及び一般弁については、耐震バックチェックでは機能確認済加速度により評価しているが、設備の実力をより忠実に反映する観点から、JEAC4601-2008等に規定される考え方に基づき、対象部位毎の構造強度評価を行っている。また、主蒸気隔離弁操作用電磁弁については、基盤機構の公開文献において機能維持が確認された値を許容値として用いている。
 - 海水ポンプ室、海水管ダクトについて、耐震バックチェックで実施した線形の梁モデルを用いた等価線形解析に変えて、非線形を考慮した梁モデルを用いた材料非線形解析を行い、「原子力発電所屋外重要土木構造物の耐震性能照査指針・マニュアル」（土木学会、2005）により評価している。
- 耐震Sクラス以外の設備等に関し、緊急安全対策等で整備した設備のうち消防自動車及び電源車については、 S_s の2.5倍の地震動を入力値とした地震応答解析を実施し、その結果から地震時に対して転倒することはなく、また、電源車については、機能上の損傷もないことが確認されている。

以上のことから、当院は、設備等に関する地震応答解析手法及び応力評価手法、並びに評価条件は妥当なものとする。

（４）許容値について

四国電力は、設備等の安全裕度評価に用いる許容値について、設計基準上の許容値を用いることを基本としつつ、構造強度に係る許容値については、必要に応じ、基準で規定されている以外の許容値を、その妥当性を示した上で用いたとしている。また、動的機能に係る許容値について、既往の評価等で実績の

あるものを機能確認済加速度として用い、設備の実力をより忠実に反映する観点で詳細評価を実施する場合には、部位毎の動的機能維持に係る許容値として、個別に試験等で妥当性が確認されている値を用いたとしている。

当院は、設備等の耐震裕度評価に用いる許容値の妥当性について、構造強度に関するもの、動的機能に関するものそれぞれについて確認した。

まず、既往の評価等で実績のある許容値、すなわち、構造強度については基準で定められた許容値、また、動的機能については機能確認済加速度を用いている設備等に関しては、妥当なものであることを、四国電力が示す資料によって確認した。その結果は以下のとおりである。

- 構造強度評価の評価基準値については「原子力発電所耐震設計技術指針 J E A G 4 6 0 1・補-1984, J E A G 4 6 0 1-1991 追補版」及び「発電用原子力設備規格 設計・建設規格 J S M E S N C I-2005」等に準拠しており、既往の評価等で実績のあるものが基本的に用いられている。
- 動的機能維持の評価基準値については、「原子力発電所耐震設計技術指針 J E A G 4 6 0 1-1991 追補版」に基づく値または既往の試験において確認された値等、既往の評価等で実績のあるものが基本的に用いられている。
- 動的機能維持に係る詳細評価については、構造強度評価の評価基準値として既往の評価等で認められている値が用いられ、部位毎の動的機能維持の許容値については、「原子力発電所耐震設計技術指針 J E A G 4 6 0 1-1991 追補版」における考え方にに基づき、個別に試験等で妥当性が確認されている値が用いられている。

次に、耐震バックチェックにおける評価結果があるものの、敢えて、耐震バックチェックと異なる許容値を用いているもの、すなわち、設計基準上の許容値を用いていないものについて、その妥当性を確認した。

設計基準上の許容値を用いていないもののうち、原子炉建屋及び原子炉補助建屋と S G 伝熱管については、以下のとおり、ストレステストの目的である耐震裕度の把握をより実状に近づけ、精緻化するためになされたものと考えられ、また、既往の試験、解析等の知見を必要に応じて参照・整理し、精緻化した解析手法や解析モデル等により分析した設備等の応答性状を踏まえた上で、適用可能であることが示されていることから妥当なものとする。その結果は、以下のとおりである。

- 「原子炉建屋及び原子炉補助建屋」について、耐震バックチェックにおいては、耐震壁の機能維持限界のせん断ひずみ度 2.0×10^{-3} が使用されている。

るのに対して、ストレステストにおける耐震裕度の評価においては、耐震壁の終局せん断ひずみ度 4.0×10^{-3} が使用されている。これらの限界については、いずれも既往の評価等で実績があるが、建屋に求められる機能維持に係る耐震裕度評価において終局せん断ひずみ度を用いて差し支えないか検討した。建屋に求められる機能は、安全上重要な設備への波及的影響の防止、支持機能の保持、漏えい防止機能の保持であり、これらの機能それぞれに関して、既往の試験・解析等の知見を整理した結果を確認し、終局せん断ひずみ度においても、建屋に求められる機能の実耐力が確保されるものと考ええる。なお、耐震壁の終局せん断ひずみ度 4.0×10^{-3} については、複数の形状の壁（ボックス型、円筒型等）に対する既往の試験成果から、最大耐力時のせん断ひずみの平均値（約 6.0×10^{-3} ）に対して 1σ 程度の余裕を考慮して設計上の終局値として設定されたものである。

- ▶ ストレステストにおける「SG伝熱管」の強度評価においては、J E A C 4 6 0 1 - 2 0 0 8 に定められた許容値（ $2.4 S m^*$ または $2/3 S u^*$ のうち小さい方の α （形状係数）倍）の代わりに $S u$ の α 倍を使用している。これに関し、実機の構造や模擬試験体による振動試験等に基づき、解析モデルを3次元モデルとして精緻化し、地震応答解析を実施した上で構造強度を適切に評価している。SG伝熱管は、曲げ半径の異なる数多くの逆U字形状の細管を組み合わせて半球状に束ねた管群を成すものであり、逆U字形の半径方向（面内）と半径方向に対し直角方向（面外）の振動特性がある。また、同一面内の管群は、振止め金具で拘束され、かつ、各振止め金具は外周部に他の管群と保持金具で連結されているため、面内振動及び面外振動ともに伝熱管が一体となって振動する。ここで、SG伝熱管の許容値として $S u$ を用いているが、面外振動により最大応力が発生する外周部の曲げ半径の小さな伝熱管は、曲げ半径の大きな伝熱管が多くを占める中央部（全伝熱管数の97%以上）による変位を強制的に受けることで応力が発生し（図5-1）、曲げ半径の大きな伝熱管は弾性挙動を示す範囲に応力が留まっている。また、規格における $S u$ 値については、材料試験による実力値を基に1%破損確率限界値を上回らないように設定されており、それ自身に高い信頼性を持つものである。したがって、中央部の管群が、最大応力となる曲げ半径の小さい伝熱管に生じる変形（ひずみ）を抑制し、荷重を負担するため、最大応力となる伝熱管の発生応力を規格における $S u$ 値に制限できれば、破壊状態に対して十分な保守性と信頼性を有した評価であることから、SG伝熱管の耐震裕度を算定するための許容値として $S u$ を用いることができるものと考ええる。

※ $S m$ ：J S M E 設計・建設規格に定められる設計応力強さ

Su : JSME設計・建設規格に定められる設計引張強さ

また、設計基準上の許容値を用いていないもののうち、制御棒クラスタ駆動装置耐震サポートタイロッドUリンク及び再生熱交換器支持脚についてはミルシートを用いた許容値の算出を行っており、また炉内計装引出管については評価温度をより実状に近づけており、それぞれ設備の実力をより忠実に反映する観点から妥当なものとする。

その結果は、以下のとおりである。

- ▶ 制御棒クラスタ駆動装置耐震サポートタイロッドUリンクの許容値の算出にあたっては、設備の実力をより忠実に反映する観点から、JSME設計・建設規格に定められる設計降伏点 S_y 、設計引張強さ S_u の代わりに、ミルシートにある当該機器の素材の実測値を温度補正した上で使用されている。
- ▶ 再生熱交換器支持脚の許容値の算出にあたっては、設備の実力をより忠実に反映する観点から、評価温度を最高使用温度から実運転温度に見直すとともに、JSME設計・建設規格に定められる設計降伏点 S_y 、設計引張強さ S_u の代わりに、ミルシートにある当該機器の素材の実測値を温度補正した上で使用されている。
- ▶ 炉内計装引出管の許容値の算出にあたっては、耐震バックチェックでは評価温度を最高使用温度として評価したが、今回の評価では、設備の実力をより忠実に反映する観点から、評価温度を最高使用温度から実運転温度に見直している。本来、地震時の評価としては、地震の従属事象による過渡の温度もしくは通常運転温度を組み合わせるべきところであるが、耐震バックチェックでは最高使用温度を使用しているため、それを本来の温度条件で評価しているものである。

また、電気盤の動的機能に係る許容値については、BWR型の原子炉施設においては既往の評価等で実績があるが、PWR型の原子炉施設においては既往の評価等の実績が不足していることから、その許容値の妥当性を、四国電力が示す資料によって確認した。その結果は以下のとおりである。

- ▶ 電気盤の動的機能維持に関する評価は、JEAC4601-2008に基づく手順により検討されている。
- ▶ 耐震裕度が S_s の2.1倍程度以下である①パワーセンタ、②充電器盤及び③ドロップ盤を対象とし、それらの機能維持確認済加速度の設定について、評価対象とする器具（内部部品）、各器具の機能維持確認試験の概要、機能維持確認済加速度の設定値を精査した。その結果、評価に用いられた試験結果の出典や試験方法が明らかであり、それらの内容が信頼性を有していると

考えられることから、ストレステストに用いる判定根拠として妥当なものとする。なお、機能維持確認済加速度には、試験の条件（試験の目的に応じた試験仕様、試験装置の限界性能等）により、機能限界に達していないが、当該加速度まで機能が確保されたとして設定されるものと、実際に器具の機能限界に達した加速度を確認することにより設定されるものがあるが、後述においてクリフエッジとして特定した設備である充電器盤の耐震裕度評価において用いられている機能確認済加速度は、実際に器具の機能限界に達した加速度を確認することにより設定されるものである。

なお、IAEAの勧告において「適切な信頼性を有する許容安全余裕の定義が明確にされ、事業者に伝えられることを確実にすべきである。」とされていることを踏まえ、設備等の評価における保守性について以下のとおり考察した。

- 原子力施設等の耐震設計体系における保守性は、基準地震動の設定後においては、設備等の応答評価及び許容限界の設定の各段階に存在する。具体的には、設備等の応答評価の段階では、入力する地震動に対して応答を大きく算出するような評価方法、評価条件が採用されていることに、また、許容限界の設定の段階では、実際に機能喪失する限界に対して相当の裕度をもった限界が設定されていることに、保守性が存在する。
- 設備等の応答評価において保守性を与える要素として、主なものを以下に例示する。
 - ✓ 建屋の応答解析においては、コンクリート強度として実強度より低い設計基準強度を用いていること、せん断応力とせん断ひずみの復元力特性としてエネルギーの吸収による減衰効果を期待していないこと等、ひずみ等の応答が大きく算出されるよう設定されている。
 - ✓ 機器・配管の応答解析においては、減衰定数として実験データの下限值に余裕をとった値を採用する等、加速度、応力等の応答が大きく算出されるよう設定されている。
- 許容限界の設定において保守性を与える要素として、構造強度に対する許容値及び動的機能維持に関する許容値に関するものを以下に例示する。
 - ✓ 構造強度に対する許容値はJSME 設計・建設規格、JEAG4601等によるものが用いられているが、これらの許容値は元々ASMEの規定を基に設定されており、諸外国で広く用いられている信頼性の高いものである。なお、規格におけるSu値については、材料試験値を基に1%破損確率限界値を上回らないように設定されており、それ自身に高い信頼性を持つものである。
 - ✓ 動的機能維持に関する許容値は、試験装置の限界性能によるものが多く、

限界値までに相当の余裕がある値が設定されているものとする。

したがって、ストレステストの評価においては、これらの保守性を含む耐震裕度の評価が実施されており、信頼性を有するものとなっていると考える。ただし、全てが定量的に把握されているわけではなく、今後の二次評価も含めて段階ごとに整理、考察して検討していくことが必要である。

以上のことから、当院は、本評価で用いる構造強度及び動的機能に係る許容値は妥当なものとする。

(5) 経年劣化について

四国電力は、伊方発電所1号機及び2号機における高経年化対策（以下「PLM」という。）の評価実績等を踏まえ、耐震安全上考慮すべき経年変化事象を抽出し、これらのうち、本評価時点で当該プラントにおいて事象の発生が認められていないもの、更に、プラント運転と地震による影響を比較した結果として耐震裕度の値に影響しにくいものを対象外とした上で、考慮する経年変化要素と対象設備及び部位を抽出し、経年変化の影響を加味した耐震裕度を算出したとしている。

当院は、考慮すべき地震に係る経年変化が網羅されているかどうかを確認するため、評価対象外とした事象の考え方が妥当か、また評価対象とした設備等に対する経年変化の考慮の仕方が妥当かを検討した。

具体的には、同型炉のPLMの評価実績を踏まえて、経年変化要素の網羅性、耐震性への影響度合いを考慮した要素の選定、当該要素が顕在化する可能性がある設備及び部位の選定が適切に実施されていること、また、評価にあたって考慮すべき要素ごとの評価条件、評価方法が適切に適用されていることを、四国電力が示す資料によって確認した。その結果は以下のとおりである。

- ▶ 伊方発電所3号機については、運転開始後約17年超であり、運転開始後30年を超える高経年プラントに対して実施されるPLM評価は未実施であるが、四国電力の伊方発電所1号機及び2号機に対する既往のPLM評価実績を踏まえ、評価対象設備の主要な部位に想定される経年変化事象を網羅的に検討し、耐震安全性評価上着目すべき経年変化事象（応力腐食割れ、腐食、靱性低下（中性子照射脆化や熱時効など）、疲労割れ、摩耗）が適切に抽出されている。
- ▶ ストレステストの目的を勘案した上で、評価対象機器・部位に対して想定される経年変化事象に当該プラントの保全実績及び耐震裕度への影響を考慮

し、当該プラントにおいて事象の発生が認められていないもの（応力腐食割れ、靱性低下（中性子照射脆化や熱時効など）、摩耗）、及びプラント運転と地震による影響を比較した結果として耐震裕度の値に影響しにくいもの（疲労割れ）を対象外として、ストレステストにおいて考慮すべき経年変化事象（流れ加速型腐食）が適切に抽出されている。詳細は以下のとおりである。

- ✓ 応力腐食割れについては、定期的に試験、検査を実施し、有意な欠陥がないことが確認されている。なお、600系ニッケル基合金使用部位の応力腐食割れについては、発生が懸念される箇所に対して測定、調査を実施した結果を踏まえて予防保全工事が実施されている。
 - ✓ 靱性低下については、中性子照射脆化に対して超音波探傷検査を実施し、有意な欠陥がないことが確認されているとともに、監視試験片による試験等を実施し運転管理上の制限を設け運用がなされている。
 - ✓ 摩耗については、定期的に摩耗等による異常がないことが確認されているとともに、摩耗が僅かに生じたとしても設備に求められる機能に影響がないことが試験等により確認されている。
 - ✓ 疲労割れについては、定期的に超音波探傷検査を実施し、有意な欠陥がないことが確認されているとともに、運転による累積疲労が設計時に設定された条件に対して小さいことが確認されている。
 - ✓ 配管の流れ加速型腐食については、減肉配管の管理指針に基づき肉厚管理を行い、必要最小厚さを下回らないよう管理されているが、主給水系配管については、「J S M E 配管減肉管理に関する技術規格」で管理が要求される、環境の厳しい配管であるため、評価対象事象、設備として抽出されている。
- 以上を踏まえ、考慮すべき経年変化事象としては、主給水系配管の流れ加速型腐食による減肉事象が抽出され、当該事象を反映した耐震裕度評価がされている。また、その具体的な反映方法については、減肉想定部位（主給水系配管のエルボ部、弁及びその下流部）について、通常的设计解析で用いる公称厚さではなく、必要最小厚さまで一様に減肉させた状態で配管系をモデル化し、設計評価と同等の荷重条件、応答解析手法、許容値を用いて、応答解析及び評価を行っており、これまでのPLM評価の実績と整合している。なお、考慮すべき経年変化事象を反映して算定した主給水系配管の耐震裕度は S_s の2.87倍であり、後述においてクリフエッジとして特定した設備等の耐震裕度である S_s の1.5倍に影響を与えるものではない。

以上のことから、当院は、地震に係る経年変化の考慮は妥当なものとする。

(6) 裕度の算出方法について

四国電力は、設備等の S_s に対する裕度として、当該評価対象設備の損傷モードに応じた S_s に対する評価値と許容値から、評価対象設備毎に耐震裕度を求め、評価値が許容値に達する値を S_s との比で算出したとしている。なお、 S_s に対する評価値と許容値から耐震裕度を算定しにくい一部の設備等については、 S_s を係数倍した地震動を用いた地震応答解析を実施して、直接、耐震裕度を算定したとしている。

当院は、設備等の耐震裕度の算出方法の妥当性について、四国電力が示す資料によって確認した。

設備等の耐震裕度の算出方法については、平成23年7月に当院が示した際には、設計上の想定を超える程度に応じて、設備等の発生値と許容値等を比較し、機能喪失するか否かを評価して、その限界となる値を求め、これを裕度として算出することとしている。四国電力は、地震動の増加に伴って設備等の地震応答解析による発生値が線形的に増加していく傾向にあるものについては、 S_s に対する評価値と許容値の比較から耐震裕度を算出する一方、そのような傾向にないもの（一般的には、入力に対して応答が比例しないような場合、応答が非線形であるという。）について、 S_s を係数倍した地震動に対する評価値と許容値の比較から耐震裕度を算出している。

これらのうち、 S_s に対する評価値と許容値の比較から耐震裕度を算出する方法については、「(3) 評価手法及び評価条件について」及び「(4) 許容値について」で当院が確認した値を算出根拠としていることから、妥当なものと考えられる。

また、 S_s を係数倍した地震動に対する評価値と許容値の比較から耐震裕度を算出しているものとしては、原子炉建屋及び原子炉補助建屋があり、これらについては水平方向に関して2倍の S_s に対する地震応答解析が実施され、鉄筋コンクリート造耐震壁のせん断ひずみが終局限界付近であることにより、この2倍の S_s が耐震裕度とされている。当院は、このように設計レベルを大きく超える範囲の評価であることから、当該解析の条件、手法の適用性、結果等の詳細を提示するよう四国電力に指摘した。

その結果、原子炉建屋及び原子炉補助建屋ともに、設計レベルを大きく超える範囲であっても適用可能な解析の条件、手法が採用されているが、基礎の接地率等については、基礎浮上りによる誘発上下動の影響を検討するための目安値である65%を下回ることから、基礎浮上りによる誘発上下動が設備の耐震裕度の評価に及ぼす影響を、四国電力が示す資料によって確認した。

また、原子炉建屋及び原子炉補助建屋ともに、2倍の S_s に対する応答が非

線形の領域に達しており、建屋の剛性低下等の影響により建屋の床応答スペクトルの特性が変わり建屋に設置している機器・配管系の耐震裕度の評価結果や後述のクリフエッジの特定結果が変動する可能性があることから、建屋応答の非線形性（建屋の剛性低下により振動特性が変化し応答が非線形となる。）がストレステストに及ぼす影響を、四国電力が示す資料によって確認した。

これら2点について重点的に確認した結果は以下のとおりである。

1) 基礎浮上りによる誘発上下動が設備の耐震裕度の評価に及ぼす影響

原子炉建屋及び原子炉補助建屋について、当初、事業者報告書において炉心損傷に係るクリフエッジの地震動が $1.86 \times S_s$ であったことから、当該地震動（ $1.86 \times S_s$ ）を入力動とし、建屋、地盤間の相互作用ばねに誘発上下動を考慮できるモデルに変更して解析を行うことにより、誘発上下動が設備の耐震裕度評価等に及ぼす影響について確認した。その結果は、以下のとおりである。

- ▶ 原子炉建屋及び原子炉補助建屋について解析した結果、いずれも基礎の接地率等が、誘発上下動を考慮できる解析モデルの適用範囲である50%を上回る数値となったこと。
- ▶ 原子炉建屋及び原子炉補助建屋について解析した結果、いずれも誘発上下動を考慮したものとそうでないモデルによる床応答の差異が小さいこと。
- ▶ 更に、クリフエッジ評価に用いているイベントツリーにおける、イベントヘディングごとの最低裕度機器を対象として、 $1.86 \times S_s$ の地震動を入力動として誘発上下動を考慮した裕度評価を行った結果、機器の裕度の変化はわずかであること。

以上より、 $1.86 \times S_s$ の地震動に対して、基礎浮上りによる誘発上下動が設備の耐震裕度評価等に及ぼす影響は極めて小さいものとする。

なお、後述（「2）建屋応答の非線形性がストレステストに及ぼす影響」）の検討において、炉心損傷に係るクリフエッジとなる地震動が、 $1.86 \times S_s$ から $1.50 \times S_s$ に変更されているが、基礎浮上りによる誘発上下動が設備の耐震裕度評価等に及ぼす影響については、 $1.86 \times S_s$ の入力動の絶対値が $1.50 \times S_s$ の入力動に比べて大きいことから、 $1.86 \times S_s$ の耐震裕度評価等で包含されるため、影響は極めて小さいものとする。

2) 建屋応答の非線形性がストレステストに及ぼす影響

当初、事業者報告書においては、炉心損傷に係るクリフエッジの地震動が $1.86 \times S_s$ であったことから、当該地震動（ $1.86 \times S_s$ ）を入力動

とした原子炉建屋及び原子炉補助建屋に対する水平方向の地震応答解析を行うことにより建屋応答の非線形性を確認するとともに、それぞれの建屋に設置してある各設備の耐震裕度、並びにクリフエッジ評価に及ぼす影響について確認した。その結果、 $1.0 \times S_s$ による建屋応答を線形倍（ 1.86 倍）した建屋応答（以下「 1.86 倍した建屋応答」という。）により評価した設備の耐震裕度と $1.86 \times S_s$ を入力動として建屋の非線形性を考慮した地震応答解析から求めた建屋応答（以下「 $1.86 \times S_s$ による建屋非線形応答」という。）により評価した設備の耐震裕度を比較したところ、一部の設備においては、建屋応答の非線形性による局所的な影響により、耐震裕度の減少が確認された。このため、一部設備の耐震裕度の減少がクリフエッジの特定に及ぼす影響を確認したところ、炉心損傷に係るクリフエッジとなる耐震裕度は $1.86 \times S_s$ から $1.50 \times S_s$ に変更され、炉心損傷に係る機能喪失の原因となる設備等は、事業者報告書においてはドロップ盤であったものが充電器盤に変更されることを確認した（図5-2）。また、SFP燃料損傷に関して、当初の事業者報告書においてクリフエッジとなる耐震裕度は $2.0 \times S_s$ 、機能喪失の原因はSFP損傷とされていたが、建屋応答の非線形性の影響を考慮した場合でも、当初の事業者報告書における評価から変更されないことを確認した。その詳細は以下のとおりである。

①建屋応答の非線形性が設備の耐震裕度に及ぼす影響の有無に関する確認

（図5-2（2））

- $1.86 \times S_s$ による建屋非線形応答と 1.86 倍した建屋応答を比較した結果、 $1.86 \times S_s$ による建屋非線形応答は長周期側にシフトし、また、建屋の非線形性の増大に伴う減衰効果の増大により、全体的には建屋応答が減少する傾向にあることを確認した。
- 一方、 $1.86 \times S_s$ による建屋非線形応答が、一部の周期帯において 1.86 倍した建屋応答を局所的に上回ることを確認した。
- 建屋応答の非線形性が設備の耐震裕度及びクリフエッジ評価に及ぼす影響を確認するために、原子炉建屋及び原子炉補助建屋に設置されている全ての設備の主要固有周期における建屋応答の増減について確認した結果、 $1.86 \times S_s$ による建屋非線形応答が 1.86 倍した建屋応答を上回る設備が抽出され、これらの設備については建屋応答の非線形性の影響を受ける可能性があることを確認した。

②影響を受ける可能性のある設備に係る耐震裕度の再評価（図5-2（3））

- 上記で抽出された設備について、 $1.86 \times S_s$ による建屋非線形応答に対する耐震裕度評価を行った結果、建屋応答の非線形性の影響により

耐震裕度が減少する設備として、4設備（ドロツパ盤：1.86→1.52、充電器盤：1.97→1.45、ディーゼル機関本体：1.88→1.82、再生熱交換器：1.63→1.24）の耐震裕度が1.86未満となることを確認した。

- 上記4設備のうち、クリフエッジの特定に影響を及ぼす設備であるドロツパ盤及び充電器盤の耐震裕度の評価結果（ドロツパ盤：1.52、充電器盤：1.45）を基に、入力地震動を $1.50 \times S_s$ と再設定し、再度、建屋の非線形性を考慮した地震応答解析を行うことにより、4設備の耐震裕度を再評価した。その結果、4設備の再評価値は、許容値内に収まり、1.5以上の耐震裕度（ドロツパ盤：1.57、充電器盤：1.50、ディーゼル機関本体：1.82、再生熱交換器：1.54）があることを確認した。

③クリフエッジの特定に及ぼす影響の確認（図5-2（4））

- 上記②の耐震裕度の再評価の結果から、耐震裕度が減少した4設備の耐震裕度についてはその値を、また他の設備の耐震裕度については保守的な値であることを確認した上で事業者報告書の値をそれぞれ用いることにより、イベントツリーを再構築し、炉心損傷に対するクリフエッジの特定への影響を検討した。その結果、炉心損傷に対するクリフエッジについては、クリフエッジとなる耐震裕度が $1.86 \times S_s$ から $1.50 \times S_s$ に変更され、機能喪失の原因となる設備等がドロツパ盤から充電器盤に変更されることを確認した。
- SFP燃料損傷に対するクリフエッジについては、機能喪失の原因はSFPの構造損傷であり、クリフエッジとなる耐震裕度は $2.0 \times S_s$ から変更されないことを確認した。

なお、上記の炉心損傷に対するクリフエッジが変更されたことの確認にあたっては、以下の事項について分析及び確認を行った。

- クリフエッジとして特定された地震動（ $1.50 \times S_s$ ）の妥当性を検討するため、 $1.0 \sim 1.86 \times S_s$ に対する建屋非線形性を考慮した建屋応答の変化について傾向を分析した。具体的には、 $1.5 \times S_s$ 及び $1.86 \times S_s$ を入力動とした建屋の非線形性を考慮した地震応答解析から得られた建屋応答と、 $1.0 \times S_s$ による建屋応答を線形倍（1.5倍又は1.86倍）した建屋応答との比較を行った。その結果、(i) 建屋の非線形性を考慮した建屋応答が $1.0 \times S_s$ による建屋応答を線形倍した建屋応答よりも大きくなる周期帯は、1.5倍及び1.86倍に対していずれも同様であること、また、(ii) 建屋の非線形性を考慮

した建屋応答が $1.0 \times S_s$ による建屋応答を線形倍した建屋応答よりも大きくなる割合は、入力地震動が小さくなるにつれて小さくなる傾向にあることを確認した(図5-2(5))。更に、これらの傾向に加え、 $1.50 \times S_s$ を入力動とした建屋応答の非線形性を考慮した地震応答解析の結果、4設備の再評価値は許容値内に収まることを確認した。よって、4設備を含めた対象設備の耐震裕度は 1.5 未満に減少することはないと考える。

以上より、建屋応答の非線形性を考慮して再評価した炉心損傷及びSFP燃料損傷に係る設備の耐震裕度及びクリフエッジの評価は妥当なものとする。

なお、今回の審査において確認された建屋応答の非線形特性による局所的な応答変化(建屋の非線形化による建屋応答の増加現象)については、建屋の構造特性(振動特性)や S_s の周期特性等の組合せにより発生する可能性がある。このことから、今後、各プラントのストレステスト評価においても、建屋の非線形に係る応答特性について傾向を把握するとともに、応答の特異性の有無について留意し、必要に応じた詳細な分析を実施しつつ、建屋応答の非線形性がストレステストに及ぼす影響について評価を実施していく。

5. 2 クリフエッジの特定について

(1) 炉心に対する評価について

1) 四国電力による評価

地震を起因として炉心損傷に至る事象(以下「起因事象」という。)を、(社)日本原子力学会が策定した「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選定した上で、各起因事象の影響緩和に必要な機能(以下「影響緩和機能」という。)を抽出し、各起因事象が発生した場合にも炉心損傷に至らない場合のシナリオ(以下「収束シナリオ」という。)を、イベントツリーを用いて特定したとしている(表5-1、表5-2)。

各起因事象の発生に直接関係する設備等の耐震裕度を評価した結果、起因事象発生までの耐震裕度が最も小さいのは「主給水喪失」及び「外部電源喪失」であり、それぞれ S_s 未満の地震動においても耐震Cクラスの設備等(それぞれ主給水ポンプ、碍子等:発電所構内の母線などの電線を支持し、絶縁する磁器製の支持構造物等)の破損により当該事象が発生するとし、また、主給水喪失事象のイベントツリーを構成する影響緩和機能は外部電源喪失のイベントツ

リーに含まれることから、外部電源喪失について評価を行ったとしている。

外部電源喪失の収束シナリオを特定した上で、収束に活用される全ての影響緩和機能の裕度を評価した結果、耐震裕度は1.5倍の $S_s^{(*)}$ であるとしている(図5-3)。なお、次に大きな地震動で発生する起因事象は、「炉心損傷直結」であるが、この場合の耐震裕度は、外部電源喪失の収束シナリオの耐震裕度を上回る2倍の S_s であったとしている。

外部電源喪失の収束シナリオでは、起因事象発生後、原子炉の停止に成功するものの、非常用所内電源からの電源供給の喪失により全交流電源喪失に至る。この際、タービン動補助給水ポンプによるSGへの給水と、主蒸気逃がし弁を現場で手動操作で開放することで熱を放出し、2次系による冷却を行う。また、蓄圧タンクのほう酸水の注入を行うことで未臨界性を確保し、蓄電池が枯渇するまでに電源車を繋ぎこみ給電を行うことにより原子炉圧力や1次冷却材温度等のプラント監視機能を確保する。その後、蓄圧タンク出口弁を中央制御室からの手動操作にて閉止し、補助給水タンクの水が枯渇するまでに、消防自動車等を用いた海水の給水を行うことにより水源を確保し、2次系冷却を継続することにより炉心損傷を防止するとしている。

また、この収束シナリオの中で最も裕度の小さい影響緩和機能及び当該影響緩和機能失敗の要因(以下「クリフエッジ」という。)の所在は、補助給水によるSGへの給水(タービン駆動(消防自動車等による補助給水タンクへの給水含む))等の失敗であるが、当該影響緩和機能失敗の原因は充電器盤の機能損傷であり、その耐震裕度は1.5倍の $S_s^{(*)}$ であると特定している。

(※) 四国電力は、前述(「5.1」(6)耐震裕度の算出方法について)の耐震裕度の再評価結果から、耐震裕度が減少した4設備(ドロップ盤、充電器盤、ディーゼル機関本体及び再生熱交換器)の耐震裕度についてはその値を、また他の設備の耐震裕度については保守的な値であることを確認した上で事業者報告書の値をそれぞれ用いることにより、イベントツリーを再構築し、炉心損傷に対するクリフエッジの特定への影響を検討した。その結果、炉心損傷に対するクリフエッジについては、クリフエッジとなる耐震裕度が $1.86 \times S_s$ から $1.50 \times S_s$ に変更され、機能喪失の原因となる設備がドロップ盤から充電器盤に変更されることを確認した。

2) 当院の評価

当院は、地震による起因事象の選定やクリフエッジの特定の妥当性を確認するため、ストレステストのクリフエッジ評価のための手順、起因事象の選定方法、イベントツリー、フォールトツリーの構築方法及びそれらの結果について、

四国電力が示す資料によって確認した。確認したポイントは以下のとおり。

①起因事象の選定方法について

- ✓ 地震の起因事象は、安全評価審査指針における起因事象、既往の内的事象PSAで選定している事象に、地震により発生が誘因される可能性がある事象を加え選定している。
- ✓ 今回の評価では、内的事象PSAの起因事象の他に、地震PSAにおける起因事象の考え方を踏まえ、設備等の損傷によって影響緩和に期待できない事象を「炉心損傷直結」として追加している。
- ✓ 内的事象PSAの起因事象のうち、「手動停止」については、ストレステストで対象とする地震動レベルでは原子炉は既に自動停止しているため対象外としている。なお、地震時に原子炉自動停止に失敗した場合には「ATWS」となるが、制御用地震計の機能損傷以外の要因による「ATWS」は先に定めた「炉心損傷直結」に含めている。
- ✓ 「過渡事象」については、地震時には、まず耐震クラスの低い主給水系が喪失すること等によって発生するため、「主給水喪失」に含めている。
- ✓ 「余熱除去隔離弁LOCA」及び「SG伝熱管破損」については、地震時の起因事象として考えれば、いずれも放射性物質を含む1次冷却材が格納容器を経由せずに直接環境に放出される事象となるため、「格納容器バイパス」という起因事象を新たに定義した上で含めている。

以上の考察を経て、地震による起因事象として、主給水喪失、外部電源喪失、2次冷却系の破断、格納容器バイパス、大・中・小破断LOCA、補機冷却水の喪失、炉心損傷直結を選択しており、これはこれまでのPSA等の知見に照らして妥当なものとする。

②イベントツリー、フォールトツリー、評価対象設備の関連について

- ✓ 選定した各起因事象に対して、既往の知見等を参考に、影響緩和に必要な機能を抽出し、シナリオの特定、イベントツリーを作成している。作成したイベントツリーの各ヘディング（フロントライン系）が要求される機能を満足するために必要となる設備を抽出するとともに、各設備の機能達成に必要なサポート系（電源、補機冷却水、制御用空気など）の設備を抽出し、系統図上で整理している。
- ✓ 機器リストの耐震裕度をインプットして、フォールトツリーを展開することで、イベントツリーの各ヘディングの耐震裕度を評価することにより、地震におけるクリフエッジ評価を行っている。
- ✓ クリフエッジ評価について事業者報告書において明確でない事項であって、地震評価について重要と考えられる、非常用電源の種類及び裕度

の考え方、SGへの補助給水に係る影響緩和機能の裕度の考え方、中央制御室からの操作と現場操作との相違について確認した結果、いずれも給電機能の達成に必要な直流電源装置（充電器盤）に依存することを確認している。

- ✓ なお、クリフエッジの特定については、各設備等の耐震裕度が基準値を超えた時点で、当該装置は装置全体が機能不全となるとの保守的な考え方で評価を行っているが、今回特定された直流電源装置（充電器盤）については、当該装置を通じて充電された蓄電池により約5時間程度は直流負荷に給電が可能である。
- ✓ 更に、クリフエッジと評価された部位はタイマーリレー（数cm程度の大きさ：3個）であるため、点検・復旧操作等や予備のタイマーリレーとの交換作業を含め、蓄電池からの給電時間内である約1時間で完了できると想定していることや、予備の充電器盤を近傍に用意しており、緊急時の復旧及び復旧手段が示されている。
- ✓ 今後、四国電力においては、直流電源装置（ドロップ盤、充電器盤）について、安全上重要な機器の耐震裕度の確保策の一環として補強工事を実施する計画があることを確認した。

以上より、各起因事象のイベントツリーの各ヘディングとなるフロントライン系、及び、当該フロントライン系の達成に必要なサポート系が適切に抽出されていること、評価対象設備の耐震裕度の評価結果からフォールトツリーを展開した上で各ヘディングの耐震裕度が適切に評価され、それらの耐震裕度として最小の値が抽出されていること等から、イベントツリー、フォールトツリーの作成及びこれらと評価対象設備の関連については妥当なものと考える。

③防護措置の成立性について

緊急安全対策等、事象の進展に応じて必要となる防護措置に関して、防護措置の成立性や信頼性を確認するため、措置に係る設備、その設置場所、アクセスルート等の地震に対する耐性、防護措置に係る体制等について、四国電力が示す資料及び現地調査によって確認した。その結果は以下のとおりである。

➤ 防護措置に係る設備の地震に対する耐性

防護措置に係る設備の地震に対する耐性については、前述（「(3) 評価手法及び評価条件について」）のとおり、SG及びSFPへ冷却水を給水する消防自動車及び電源車の転倒並びに電源車の機能保持に係る裕度がSsの2.5倍であり、炉心燃料のクリフエッジとして特定された充電器盤の耐震

裕度(1.50)よりも大きいことから、措置の実施に支障はないと考える。
また、重点的に確認した内容は以下のとおりである。

- ✓ 補助給水タンクは、原子炉建屋屋上(E.L. 26m)に設置されており、耐震裕度は2以上を確保している。
 - ✓ 海水取水用水中ポンプは、運搬のためのトラック及びレッカー車とともにE.L. 32m盤の屋外に保管している。なお、取水は3号機補機冷却系取水ピットから行うものとしているが、取水ピットの耐震裕度は2以上を確保している。
 - ✓ 消防自動車に用いる軽油は、E.L. 84m盤の屋外にドラム缶を平置き保管している。ドラム缶は、1.2mの落下試験と約600kgの積重試験に合格したものである。またドラム缶は数本単位で固縛しており、地震時の転倒防止を図っている。
 - ✓ 電源車に用いる重油は、E.L. 10m盤の屋外地下埋設タンクに保管している。タンクは耐震Sクラス施設であり、耐震裕度は6.94を確保している。
 - ✓ 重油の運搬は、ミニローリー車を用いて行うが、ミニローリー車はE.L. 32m盤の屋外に保管している。また、転倒に係る裕度がSsの2.5倍を確保している。
- 防護措置に係る設備の設置場所の地震に対する耐性
- 防護措置に係る設備の設置場所の地震に対する耐性については、設置場所や周辺の状況を踏まえて被害想定をした上で、設備等の損傷を最小限に抑えるための対策等を適切に施しており、措置の実施に支障はないと考える。重点的に確認した内容は以下のとおりである。
- ✓ 消防自動車及び電源車等の設置場所であるE.L. 32m盤については、盤面に相当の強度を有しており支持性能が確保されているものと考えられる。また、当該設置場所は周辺の斜面に面しているが、消防自動車及び電源車等の設備は当該斜面から20m以上の離隔距離が確保されている。当該設置場所の被害想定における斜面の安定性については後述のとおり確認している。なお、現地調査を踏まえて指摘した内容は以下のとおりである。
 - E.L. 32m盤については、耐震Cクラスである淡水タンクが設置されていることから、これらのタンクが損傷することによる緊急安全対策等に係る資機材への2次的影響について検討するよう指摘した。この指摘への対応としては、E.L. 32m盤は台地状の地形であり、北側、東側、南側は低地に向けて開けており、堰き止めるものがない地形であるとともに、常用の排水路が自然流下方式により集中豪雨に対して処理可能な

設計となっていることから大量の水が滞留するおそれはないこと等について回答があり、電源車は車高から90cm程度の浸水まで、電気盤は脚付であるため60cm程度の浸水まで影響を受けないことを確認した。

- 消防自動車及び電源車等の緊急安全対策に係る資機材はE.L. 32m盤に集中して保管してあるため、独立性の観点から分散配置等を検討するよう指摘した。この指摘への対応としては、E.L. 32m盤は、地震、津波に対する耐性及びアクセス性の観点において、緊急安全対策等資機材の配置場所として構内において最適な場所であると考えているが、消防自動車については、すでに当該設置場所以外の地震、津波に対する耐性を有した場所に分散配置をしていること、また、電源車については、離隔距離3mにて並列配置していた3号機用電源車の転倒に係る裕度は S_s の2.5倍であることを確認しているものの、平成24年3月6日より、万一の転倒に備え、電源車の車高を考慮した上で6m程度離隔して配置したことを確認した。更に、予備として、平成24年3月5日より、300kVAの電源車を、E.L. 32m盤とは別にアクセスルート上に配置することとした。

▶ 防護措置に係るアクセスルートの地震に対する耐性

防護措置に係るアクセスルートの地震に対する耐性については、アクセスルート周辺の地形やこれまでの維持管理状況等を踏まえて、地震による道路面の不同沈下、周辺の地山のすべりによる道路面への土砂等の流れ込み、地震による道路面へのがれきの散乱などの被害想定を行った上で、不同沈下による段差の解消、周辺から流れ込んだ土砂及び散乱したがれき等の撤去などの復旧想定や、「道路土工施工指針」（昭和61年、社団法人日本道路協会）を用いた復旧時間の算定を行っており、これらの被害想定、復旧想定、復旧時間の算定の考え方は、適切なものとする。

ただし、被害想定において、防護措置に係る設備の設置場所及びアクセスルートが地震によって影響を受けるか否かについて評価するにあたっては、当該発電所の立地条件として敷地の建屋エリア背後の斜面における地震時の安定性を確認する必要があるが、当該斜面については、より実状を踏まえ精緻化を図る観点から、斜面形状や想定すべり面に対する片理面の方向を考慮した上で地震時の安定性評価の結果が示され、 S_s に対する余裕（少なくとも1.6倍）を有していることに加え、以下のとおり、斜面の性状、これまでの表面補強対策及び適切な維持管理の実施状況を踏まえると、その安定性は確保されていると考える。（図5-4）

- ✓ 当該斜面の性状は、堅硬で新鮮な岩盤であり、結晶片岩片理面方向が斜面

に対して受け盤となっており、すべり難い地盤となっている。

- ✓ 当該斜面には表面保護工やロックボルト工・ロックアンカー工が施され、定期的に斜面の維持管理計画に基づき、綿密な保守管理が徹底されていることから、斜面は健全な状態が適切に維持されているものと考えられる。

なお、防護措置に係るアクセスルート等に関連して、原子炉建屋近辺の地盤の状況についても基礎地盤における地震時の安定性評価結果が示され、 S_s に対する余裕（2倍程度）を有していることから、安定性は確保されていると考える。

また、算定した時間内の復旧の実現性に関しては、人員、重機性能を確認するとともに、現地調査において、アクセスルートへ流入した土砂の撤去に係る訓練の実施状況を確認し、人員の重機操作能力や目標時間内に撤去完了できることを確認した。今後も、実際の被災時の状況での復旧の実現性や復旧措置後の使用性を高めるため、訓練等を継続して実施することが必要と考える。

なお、E L. 32m盤と3号機原子炉建屋をつなぐ橋梁について、現地調査において、地震に対する耐性を検討するよう指摘した。この指摘への対応として、 $2 \times S_s$ 入力時における建屋-地盤間の相対変位は最大7cm程度であり、これに対し、栈橋は十分な桁係り長（90cm）を設けるとともに、栈橋の周囲を擁壁や建屋等により囲んでいることから、落下を防止する構造となっていることを確認した。また、栈橋全てが使用できない不測の事態になったとしても、屋外E L. 10m盤からアクセスすることは可能であることを確認した。

➤ 防護措置に係る体制や役割分担、要員配置

防護措置に係る体制や役割分担、要員配置については、直流電源が喪失するまでに代替の交流電源を確保すること、炉心やSFPの冷却のために必要な給水確保など、必要な作業が抽出され、この作業を遂行するために必要な要員数について評価が行われていることを確認した。

- ✓ 電源車の起動・接続等の初動対応において防護措置を行う要員は、発電所に常駐する30名（運転員19名（1号機及び2号機11名、3号機8名）、緊急安全対策要員11名（社員3名、協力会社要員8名））で行い、炉心等の冷却の給水確保等は発電所外からの召集要員約80名が加わる計画としている（平成23年12月29日現在）。
- ✓ 発電所災害対策本部長（発電所長）の指揮の下に課長クラス以上を班長とする体制が構成され、それぞれ、防護措置として必要な作業が割り振られていることを確認した（図5-5、図5-6）。発電所外からの召

集要員の確保については、発電所までのアクセスルートや手段の確保などについて実現性のある評価を行っていること、今後も電源ケーブル等の恒設化を進め防護措置に係る作業の負担軽減を図るとともに、引き続き発電所の常駐者の増強や発電所近傍の宿舍（E.L. 86m）からの参集者を加えるなど体制の強化を図る予定であることを確認した。

- ✓ 四国電力は、休日・夜間に事象が発生した場合、発電所に常駐する連絡責任者（課長クラス以上）と当直長が連携して対応することとしており、防護措置に係る主要な初動作業は、当直長からの指示に従い行われるものであることを確認した（図5-7）。なお、地震や津波が発生した場合における発電所災害対策本部の召集要員の確保の方法についての追加的な検討や、3機同時に被災した場合における指揮所機能についての訓練の実施等により、より合理的、効果的な活動を実施できるよう継続的な取組をすべきと考える。

▶ 事故時における指揮所の成立性

- ✓ 事故時における指揮所の成立性については、放射線被ばくを防止する機能を備えた緊急時対策所が、2号機横の免震棟（新事務所）の2階にあり、 S_s の1.5倍までの地震動に対しても構造的に問題ないことを確認した。
- ✓ 伊方発電所3号機の中央制御室及び運転員控え室等における放射線被ばくを防止する機能は、放射線遮へい設備及び換気空調設備による。換気空調設備は、通常は、外気の一部取入れと屋外への放出により行っているが、事故時は、中央制御室非常用給気ファンが自動起動するとともに、外気取入れ口及び放出口が閉止し、閉回路循環運転に切り替わる。また、循環空気の一部をよう素フィルタが装着された中央制御室非常用給気フィルタユニットに通すことにより中央制御室及び同運転員控え室等の空気を浄化する。伊方発電所3号機は、平成23年6月に当院より指示したシビアアクシデントへの対応に関する措置として、全交流電源喪失時においても電源車から非常用の換気空調設備へ電力を供給できるよう対策を実施している。

以上のことから、緊急安全対策に係る運転操作、作業の成立性があることを確認した。

なお、IAEAの勧告では「耐震安全余裕評価において、基本的安全機能の成功パスの完全性をチェックするためのシステムウォークダウン、及び安全余裕の計算に使用するために相互の影響を特定し、竣工時及び運転時の情報を収集するための地震／洪水耐性ウォークダウンが含まれることを確実にすべきで

ある。」とされている（別添6、別添7）。そこで、四国電力により実施されている現場確認の概要について整理した。その結果は以下のとおりである。

- 建設時の使用前検査等における確認や運転開始以降の定期検査等における現場確認に加え、四国電力が別途実施している地震P S A実施に向けた確認において、日本原子力学会の地震P S A学会標準等に基づき、耐震安全性に係る確認として、対象機器、配管について設計図面等と相違ないこと、基礎部分を含めて異常がないこと、周辺の設備等が波及的影響を及ぼさないことが確認されている。また、リカバリー操作の確認として、現場操作のためのアクセスが可能であること、現場操作が可能であることが確認されている。
- また、緊急安全対策等の実施にあたり、原子炉建屋外及び原子炉補助建屋外の浸水領域からそれぞれの建屋内の浸水対策範囲への浸水経路となりうる扉、配管貫通部、ドレン配管、トレンチ等が網羅的に点検されるとともに、浸水対策箇所と処置方法が決定され、扉や貫通部へのシール施工やドレン配管への逆止弁の設置等の浸水対策工事が実施されている。また、工事完了段階において、計画どおりに施工され、所定の機能が達成されることが確認されている。

したがって、四国電力においては、建設時、運転開始以降のそれぞれの段階における現場確認の内容を基に適切に評価が実施されているものとする。また、当院では、今回、事業者とは別に現地調査によって、補助給水タンクから補助給水ポンプまでの配管や設備の保全状況について、設計図面と運転中の実機との照合等を行った。このような現地調査は、I A E Aの勧告においても推奨されていることから、引き続き事業者において実施されることが望ましい。なお、事業者は、今後の二次評価も含めてそれぞれの段階でI A E Aの指針等及び地震P S A学会標準等に基づき現場確認を体系的に整理・報告するとともに、その結果を当院が確認していくことが、信頼性、説明性のより一層の向上の観点から必要である。

以上のことから、当院は、炉心の燃料に対する評価における、地震による起因事象の選定やクリフエッジの特定、また防護措置の成立性については妥当なものとする。

(2) S F Pの燃料に対する評価について

1) 四国電力による評価

地震を起因としてS F Pにある燃料の損傷に至る事象を、S F Pの保有水の

流出、SFP冷却系の機能喪失に伴う崩壊熱除去失敗を考慮して選定した上で、各起因事象の影響緩和機能を抽出し、イベントツリーを用いて収束シナリオを特定したとしている（表5-3、表5-4）。

各起因事象の発生に直接関係する設備等の耐震裕度を評価した結果、起因事象発生までの耐震裕度が最も小さいのは「外部電源喪失」と「SFP冷却機能喪失」であり、 S_s 未滿の地震動においても耐震B、Cクラスの設備等（碍子等：発電所構内の母線などの電線を支持し、絶縁する磁器製の支持構造物等）の破損により当該事象が発生するとし、また、「外部電源喪失」及び「SFP冷却機能喪失」についてはイベントツリーが同様のものとなることから、これら2つの起因事象の評価は「外部電源喪失」にまとめて行ったとしている。

外部電源喪失の収束シナリオを特定した上で、海水供給に必要な消防自動車（ $2.5S_s$ ）が最小裕度となり機能喪失することにより、海水をSFPに供給できなくなる可能性があるため、燃料の重大な損傷に至ると評価されたとしている。外部電源喪失の次に大きな地震動で発生する起因事象は影響緩和機能を期待できないSFPの構造損傷（以下「SFP損傷」という。）であることから、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2倍の S_s に特定されたとしている。選定された主な収束シナリオは、起因事象発生後、非常用所内電源からの給電、燃料取替用水タンクポンプによる注水、燃料取替用水タンクによる水源の確保に失敗し、消防自動車等による注水を行うシナリオである（図5-8）。

クリフエッジの所在は、SFPの構造損傷であり、その耐震裕度は2倍の S_s であると特定している。

2) 当院の評価

当院は、地震による起因事象の選定やクリフエッジの特定の妥当性を確認するため、ストレステストのクリフエッジ評価のための手順、起因事象の選定方法、イベントツリー、フォールトツリーの構築方法及びそれらの結果について確認した。その結果は以下のとおりである。

①起因事象の選定方法について

地震によりSFPに貯蔵中の燃料の健全性を脅かす要因として、SFPの冷却機能喪失による燃料の異常な過熱が考えられ、これに至る要因として、「SFP冷却機能喪失」及び「SFP損傷」のようなフロントライン系の故障または損傷、「外部電源喪失」及び「補機冷却水の喪失」のようなサポート系の喪失が挙げられることから、「外部電源喪失」、「SFP冷却機能喪失」、「補機冷却水の喪失」及び「SFP損傷」を起因事象として選定していることは妥当なもの

考える。それぞれの事象が発生する原因となる設備及びその耐震裕度等を表5-3に示す。

②イベントツリー、フォールトツリー、評価対象設備の関連について

イベントツリーは、影響緩和機能を期待せず、燃料の重大な損傷に至るとする「SFP損傷」を除く3つの起因事象、「外部電源喪失」、「SFP冷却機能喪失」及び「補機冷却水の喪失」について、また、フォールトツリーは、評価を実施している「外部電源喪失」について、影響緩和機能の地震による機能喪失を考慮して適切に展開していることを確認した。ここで、成功パスとして、i) 燃料取替用水タンクによる水源の確保、ii) 消防自動車等による注水が設定されていることは、各起因事象の事象進展に対して適切と考える。

構築したイベントツリーに関連する影響緩和機能の評価対象設備として、非常用所内電源（6.6kVAC、440VAC、125VDC、115VAC計装用電源を含む。）からの給電、燃料取替用水タンクポンプによる注水、燃料取替用水タンクによる水源の確保、消防自動車等による注水が選定され、それらの耐震裕度として、それぞれのフォールトツリーを構成する設備の耐震裕度のうち最小の値が抽出されていることを確認した。

以上に加え、防護措置の成立性については、5.2(1)で記載したとおりであることから、当院は、SFPの燃料に対する評価における地震による起因事象の選定やクリフェッジの特定、また防護措置の成立性については妥当なものと考えられる。

5.3 緊急安全対策等の効果について

(1) 炉心の燃料に対する評価について

四国電力は、緊急安全対策等の効果の確認の観点から、収束シナリオの耐震裕度評価結果を踏まえ、「外部電源喪失」の緊急安全対策等実施前後のイベントツリーを作成し比較を行った結果、緊急安全対策等実施前後で、耐震裕度は変わらないものの緊急安全対策の効果を確認できたとしている。

当院は、緊急安全対策等実施前後のイベントツリーを比較し、緊急安全対策等により、燃料の重大な損傷に至ることを防止するための多重かつ多様な防護措置がとられていることを確認した。その結果は以下のとおりである。

▶ 緊急安全対策等実施前には、最大の耐震裕度となる収束シナリオにおいても充電器盤が機能喪失することにより、フィードアンドブリードによる炉心冷

却に必要な複数のフロントライン系の機器の機能が喪失する結果、燃料の重大な損傷に至り、そのクリフエッジは1.50Ss（原因は充電器盤の機能損傷）であった。

- 緊急安全対策等実施後には、フィードアンドブリードによる炉心冷却に失敗した場合でも、タービン動補助給水ポンプによるSGへの給水と併せて、消防自動車等による補助給水タンクへの給水を継続するとともに、主蒸気逃がし弁による熱放出を現場手動で行うこと、更に電源車から監視計器や蓄圧タンク出口弁の電源を確保することにより、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、炉心冷却手段の多様化がなされた。
- 緊急安全対策等の実施により、収束シナリオが従前の2シナリオから3シナリオとなり、多重性・多様性が向上した。

(2) SFPの燃料に対する評価について

四国電力は、緊急安全対策等の効果の確認の観点から、収束シナリオの耐震裕度評価結果を踏まえ、「外部電源喪失」の緊急安全対策実施前後のイベントツリーを作成し比較を行った結果、緊急安全対策等前後で、地震によるクリフエッジは改善されると評価され、緊急安全対策等の効果について把握することができたとしている。

当院は、緊急安全対策等実施前後のイベントツリーを比較し、緊急安全対策等により、燃料が重大な損傷に至ることを防止するための多重かつ多様な防護措置がとられていることを確認した。その結果は以下のとおりである。

- 緊急安全対策等実施前には、最大の耐震裕度となる収束シナリオにおいても燃料取替用水タンクポンプを用いたSFPへの給水機能が喪失する結果、燃料の重大な損傷に至り、そのクリフエッジは1.50Ssであった。
- 緊急安全対策等実施後には、燃料取替用水タンクポンプの機能が喪失した場合においても緊急安全対策等で整備した消防自動車等を用いたSFPへの海水の補給により、燃料取替用水タンクポンプに頼らない冷却が可能となった。
- 緊急安全対策等の実施により、クリフエッジが従前の1.50Ssから2Ss（SFPの構造損傷）に向上するとともに、「外部電源喪失事象」の収束シナリオの総数が、耐震裕度を評価しない収束シナリオを含め、従前の1シナリオから2シナリオとなり、多重性・多様性が向上した。

5.4 当院の評価（まとめ）

以上のとおり、当院は、四国電力が実施した設計上の想定を超える地震動が発

電所に来襲した場合の評価について、当院の指示に沿って適切に実施されたと考える。すなわち、設備等が単体で有する裕度の評価においては、地震動の設定、検討対象とすべき設備等の選定、評価手法、経年劣化の評価、裕度の算出については妥当なものとする。ただし、裕度の算出においては、建屋応答の非線形性がストレステストに及ぼす影響について確認したところ、炉心損傷に係る設備等がクリフエッジとなる地震動は $1.86 \times S_s$ から $1.50 \times S_s$ に変更されるとともに、設備についてもドロップ盤から充電器盤に変更となった。また、これらの組合せにより伊方発電所3号機がシステム全体として有する裕度の評価にあたっては、起因事象の設定、イベントツリーを用いた収束シナリオの特定、クリフエッジの所在の特定についても妥当なものとする。また、緊急安全対策等の防護措置の成立性について、措置に用いる設備の保管場所の耐震性や措置を行うための要員召集計画の実現性も含めて現地調査等により確認した結果、クリフエッジ未満の地震動に対する防護措置の成立性に関する四国電力の評価は概ね妥当なものとする。また、燃料の重大な損傷防止のために実施した緊急安全対策等の効果についても適切に評価されていると考える。

したがって、想定を超える地震に対するクリフエッジは、運転中の原子炉については、「 S_s の1.5倍（855ガル）において、充電器盤の損傷のため、プラント監視機能の電源が供給されないため補助給水によるSGへの給水に失敗し、炉心の重大な損傷を防止するための措置が講じられなくなる可能性がある」とし、SFPについては、「 S_s の2倍（1,140ガル）において、SFP損傷のため、SFPにある水が大量に失われ、燃料の重大な損傷を防止するための措置が講じられなくなる可能性がある」とする四国電力の評価は妥当なものとする。

また、これまで実施されてきた緊急安全対策等により、地震に対する裕度が向上するとともに、電源車による給電機能及び消防自動車による水源確保の多様化と事象収束シナリオの追加がなされ多重化・多様化が向上されたと評価する。

6. 津波に関する評価

本章においては、四国電力により、設計上の想定を超える津波が発電所に来襲した場合に、燃料の重大な損傷に至ることなく、どの程度の津波高さまで耐えられることができるかの評価が適切に行われたかどうかを確認した。四国電力の評価においては、まず、建屋、機器等が単体で有する裕度が評価され、その上で、これらの組合せにより伊方発電所3号機のシステム全体として有する裕度が評価されている。システム全体としての評価はイベントツリーを用いて行われ、クリフエッジの所在の特定、限界となるイベント過程、その時の津波高さについて評価がなされている。

建屋、機器等が単体で有する裕度の評価については、評価のベースとなる設計津波高さが適切に設定されているか、検討対象とすべき機器等の設備が適切に選定されているか、対象とする設備への浸水口及び当該設備の許容津波高さが適切に設定されているか、裕度が適切に算定されているかを確認した。

システム全体としての評価については、設計上の想定を超える津波高さにより引き起こされる事象（起因事象）やその場合の収束シナリオの特定、クリフエッジの特定等が適切になされているかを確認した。なお、確認は、運転中の原子炉に対する評価及びSFPに対する評価のそれぞれについて実施した。

また、燃料の重大な損傷防止のための措置や対策の効果についても確認した。その際は、当院の指示に基づいて実施した緊急安全対策等の効果を確認するとともに、その後に実施した対策の効果を合わせて確認した。

その結果、当院は、四国電力が実施した設計上の想定を超える津波が発電所に来襲した場合の評価について、適切に実施されたと考える。以下、当院が確認した内容の詳細を記載する。

6. 1 機器等の津波に係る裕度の評価について

(1) 評価に用いる設計津波高さについて

四国電力は、本評価に用いる設計津波高さは「原子力発電所の津波評価技術」（平成14年、社団法人土木学会。以下「平成14年土木学会手法」という。）を用いて評価した津波高さとしている。

当院としては、ストレステストにおいては、どの程度の津波高さまで燃料の健全性を保つことが出来るか、また設計上の想定に比べその裕度はどの程度のものかを調べるものであり、その評価のベースとして伊方発電所に対して平成14年土木学会手法を用いて設定された設計津波高さを用いることは妥当なものとする。

ストレステストで用いられた伊方発電所の設計津波高さの評価方法及びその結果は以下のとおりである。

- ▶ 伊方発電所に関する設計津波高さの評価方法については、文献調査等を基に敷地に影響を及ぼしたと考えられる既往津波を対象にして数値シミュレーションのモデルや手法の妥当性が検証されている。
- ▶ その上で、津波の想定は、文献調査に基づいて過去に敷地に影響を及ぼしたと考えられる既往津波と、既往津波の記録は存在しないものの敷地に影響を及ぼすと考えられる海域の活断層に想定される津波を考慮して行なわれている。
- ▶ 検討用津波については、想定東南海・南海地震による津波と敷地前面海域の断層群の地震による津波を対象津波として選定し、数値シミュレーションによる検討の結果、敷地前面海域の断層群の地震による津波で最大の水位上昇及び最大の水位下降が生じるとしている。
- ▶ 設計津波高さについては、3号機の敷地前面及び3号機補機冷却水取水口エリアにて算定される水位変動を基に、上昇側の設計津波高さは、朔望平均満潮位（T. P. +1.62m）を考慮してT. P. +3.49m程度、下降側の設計津波高さ（水位）は、朔望平均干潮位（T. P. -1.69m）を考慮してT. P. -3.05m程度としている。なお、四国電力が平成14年当時に、平成14年土木学会手法を用いて津波評価を行った結果、上昇側の設計津波高さはT. P. +3.66mであったが、平成23年3月に提出した耐震バックチェック最終報告においては、津波解析の諸元について、平成14年の評価以降に四国電力が実施した地質調査結果等を反映したことによりT. P. +3.49mと変更しており、ストレステストにおいてもこのT. P. +3.49mを設計津波高さとしている。

なお、上記の波源選定で想定した東南海・南海地震による津波は、「内閣府中央防災会議東南海、南海地震等に関する専門調査会（2003）」の断層モデルで検討したものであるが、現在、中央防災会議において、南海トラフの巨大地震のモデルについて検討が行われている。当院は、南海トラフにおける最大クラスの地震・津波により、伊方発電所の基準地震動及び設計津波高さに影響があるか否かについて、中央防災会議の議論を注視するとともに、四国電力は、巨大地震のモデル（震源断層、津波波源モデル）の構築がなされた段階で影響の検討を行うとしていることから、その結果の報告がなされた際に、「地震・津波に関する意見聴取会」において厳正に確認する。

したがって、現行の伊方発電所に関する設計津波高さについては、耐震バックチェックに係る審議においてS_sの策定に際し考慮した敷地前面海域活断層

群等を踏まえて波源を想定して最新の評価としているが、今後、新たな知見が得られ設計津波高さの見直しが行われた場合は、ストレステストで評価された裕度に変更される可能性があるものとする。

(2) 検討対象設備について

四国電力は、評価対象とする設備等を、燃料の重大な損傷に係わる耐震Sクラス設備等及びその他のクラスの設備等とし、各起因事象に直接関係する設備等に加え、影響緩和機能のフロントライン系（各イベントツリーの安全機能の達成に直接必要な緩和機能）及びサポート系（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）のそれぞれに必要な設備等を抽出したとしている。

なお、耐震Sクラスの設備等のうち、「原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器・配管系設備」並びに「原子炉の緊急停止のために急激に負の反応度を付加するための施設、及び原子炉の停止状態を維持するための施設」である制御棒クラスタ及び制御棒駆動装置については、原子炉格納容器が水密化されており津波単独の事象で機能喪失することはないことから、評価対象外としている。

当院は、全ての耐震Sクラス設備等、緊急安全対策等で整備された設備及び機能を期待する下位クラス設備等の中から、燃料の重大な損傷に係わる設備等が裕度評価の対象として選定されているか、一部の耐震Sクラス設備等を対象外としていることは適切かということについて、その妥当性を確認した。

具体的には、津波に対する裕度評価における対象設備の選定の考え方の妥当性を確認した上で、燃料の重大な損傷に関係し得る耐震Sクラス及びその他のクラスの設備等が対象設備として選定されていること、また、津波に対する裕度評価の対象外とされた設備等については、対象外として扱う理由を確認した。その結果は以下のとおりである。

- 耐震重要度分類における機能分類を参照し、機能を構成する設備ごとに津波による浸水が機能に影響するもの等を抽出した結果として、ストレステストにおける各起因事象に関連する設備等及び各起因事象の緩和シナリオにおいて必要な設備等が全て選定されていることを確認した。
- 津波単独事象で機能喪失しないものとして対象外とした設備等及び対象外として扱う理由については以下のとおりであることを確認した。
 - ✓ 原子炉容器、SG、1次冷却材ポンプ、加圧器、制御棒クラスタ及び制御棒駆動装置等については、水密化された原子炉格納容器内にある。
 - ✓ 原子炉格納容器本体については、原子炉建屋低層部において原子炉建屋

の耐震壁に囲まれており、構造強度等が浸水や波力等によって直接影響を受けないと評価している。

- ✓ 原子炉建屋及び原子炉補助建屋の建屋内にあるSFP、各種タンク及び冷却器等、並びに建屋外の地下に設置した燃料油貯油槽については、それぞれの設備の構造強度等が浸水によって直接影響を受けないと評価している。

以上のことから、当院は、津波に対する裕度評価の対象設備の選定は妥当なものとする。

(3) 許容津波高さの算出について

四国電力は、各設備等の津波に対する損傷モード（水位上昇による浸水等）を考慮した上で、「設計津波高さ」と、設備が機能維持できる高さで定義される「許容津波高さ」の比較により、設計津波高さに対する裕度（設計津波高さを何m超える津波で設備が損傷・機能喪失するか）を評価している。ここでいう「許容津波高さ」については、津波が敷地を遡上し、設備等の設置エリア等に到達した位置における海面からの津波高さである。

屋外設備の許容津波高さについては、基本的に設備の設置レベルとし、屋内設備の許容津波高さについては、基本的に浸水口の下端レベルとし、津波による浸水高さがこれらのレベルを上回った場合に当該設備が損傷・機能喪失するものとしている。ただし、屋内設備の許容津波高さの設定にあたっては、緊急安全対策等として実施した扉や貫通部のシール施工等（T. P. +14. 2m）の効果を考慮するとしている。また、後述（「6. 2 クリフエッジの特定」）のとおり、影響緩和機能のうち特に重要なタービン動補助給水ポンプ等に対して、許容津波高さ（浸水口となる扉等のシール施工範囲であるT. P. +14. 2m）の設定の検証として、津波による敷地内浸水高さ及び浸水継続時間から建屋内の当該設備設置位置の浸水高さを計算し、当該設備の機能に影響を与えないことを確認している。

当院は、各設備の許容津波高さの算出の妥当性を確認した。

まず、設備の設置位置（平面的な位置とその高さ）、設備の設置位置に対して浸水経路となる浸水口の位置とその高さ及び仕様が網羅されて示されていること、それらの基礎データに基づいて、設備が浸水等により機能を喪失する許容津波高さが適切に設定されていることについて、四国電力が示す資料及び現地調査によって確認した。その結果は以下のとおりである。

- 各設備の設置位置については、屋内設備に対して、建屋名及び設置階（設置

高さ)と当該階における平面位置を、また、屋外設備に対して、敷地における設置位置とその高さを、建屋内の設備配置図または敷地内の設備配置図等と照合し、事業者報告書の記載と一致していることを確認した。

- 浸水口の位置については、建屋内の設備の設置階及び平面位置と、建屋に複数ある浸水口との関係を設備配置図で確認するとともに、緊急安全対策等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した上で、浸水経路となる浸水口が適切に選定されていることを確認した。
- 浸水口の高さについては、選定された扉においてシール施工等が実施されている場合はシール施工範囲の上限であるT. P. +14. 2m、シール施工等が実施されていない場合は扉の下端の高さとしており、その考え方や設定の結果は適切なものとする。
- なお、緊急安全対策等として実施した扉や貫通部のシール施工や緊急安全対策等実施後に対策した扉については、建屋内の設備配置図等や現地調査により、位置、構造及び施工状況について確認した。
- 許容津波高さの設定方法については、基本的に、建屋内の設備については上記の浸水口高さとし、建屋外の設備については設置高さとしていることは適切なものとする。

次に、許容津波高さの設定の検証方法及びその結果の妥当性について、四国電力が示す資料及び現地調査によって確認した。

事業者報告書を確認する過程で把握した課題は以下のとおりである。

- 課題①-1：影響緩和機能として特に重要と考えられるタービン動補助給水ポンプ及び電気設備（パワーセンタ等）に対して浸水口となることが想定される扉としては、タービン動補助給水ポンプ側に4つ（D13、D14、D15及びD16扉）、電気設備（パワーセンタ等）側に4つ（D17、D18、D19及びD20扉）あり、これらはすべてシール施工された扉であるが、そのうち外部扉のD13扉を除く7つの扉（D14、D15、D16、D17、D18、D19、D20扉）は隣接するタービン建屋との連絡通路であり、建屋の内面にある扉である。主な浸水口となることが想定されるD13扉は、原子炉建屋と脱気器建屋の狭隘部にあるものの、原子炉建屋の外面の扉であるため（図6-1、2）、動水圧による影響を受けやすいと考えられるが、動水圧を考慮した浸水量計算が実施されておらず、浸水による当該設備の機能喪失の可能性がある。
- 課題①-2：シール施工した扉の浸水量計算に用いる定数は、設置された扉と同仕様の扉の試験結果に基づいているが、試験は1.0mまでの浸水深における静水圧を考慮したものであり、適用範囲が限定されるため、動水圧に

よる水圧増分を考慮した浸水量計算に適用できない可能性がある。

- 課題②：配管貫通部等のシール材は、地震によって止水性能が低下する可能性がある。

これらの課題①、②に対し、津波時の動水圧の作用を踏まえ保守性を有した浸水量評価、シール施工した扉からの浸水の可能性及び地震による配管貫通部等の止水性能低下の可能性について、重点的に検討するよう四国電力に指摘した。その結果、緩和機能として特に重要と考えられるタービン動補助給水ポンプ及び電気設備（パワーセンタ等）とその許容津波高さT. P. +14.2m（浸水口はシール施工等）を対象に、動水圧を考慮し、かつ、シール施工を考慮しないという厳しい条件（扉の隙間から浸水するものと仮定）で浸水量評価を実施した場合であっても、タービン動補助給水ポンプ及び電気設備（パワーセンタ等）の機能が保持できること等から、当該設備の許容津波高さをT. P. +14.2mと設定していることは妥当なものとする。また、地震によって配管貫通部等の止水性能が低下する可能性は低いものとする。検討の詳細は以下のとおりである。

課題①：津波時の動水圧の作用を踏まえるなど保守性を有した浸水量評価：

- ✓ 保守性を有した浸水量評価の方法については、国土交通省が平成23年東北地方太平洋沖地震後に策定した暫定指針を参考に、建屋間の狭隘部にある扉（D13扉）等に対して、動水圧として浸水深の2.0倍の静水圧を考慮する等、保守的な波圧を設定した上で、扉が有する強度に応じて破損の有無を判断し、必要に応じて、扉本体に作用する波圧を軽減するための閉鎖板（鋼板）の設置（D13扉前面）又は水密扉化するまでの間における暫定的な扉の閉鎖運用（D13本体、D14、D15、D18、D19、D20扉）を実施（図6-2）するとともに、残りの浸水口となる扉（D16及びD17扉）に対しては浸水時間を保守的に考慮した浸水量が計算されている（課題①-1への対応）。なお、津波の襲来方向や建屋配置などを考慮して上記のような波圧が設定されている。
- ✓ 浸水量の計算においては、試験範囲を超える浸水深（圧力）に対する適用性が確認できなかった定数を用いず、止水処理を無効とし、シール施工した扉の隙間から水が流入するものとされている（課題①-2への対応）。
- ✓ 上記の手法に基づき、緩和機能のうち特に重要なタービン動補助給水ポンプ（設置レベルT. P. +10.0m）、同起動盤（設置レベルT. P. +10.0m）及び電気室（設置レベルT. P. +10.3m）を

対象として、許容津波高さである T. P. +14.2m の妥当性を検証するため、保守性を有した浸水量評価が実施された結果（図 6-3）、建屋外から浸水するものの、タービン動補助給水ポンプ室前区画の浸水高さは 5.6cm であり、タービン動補助給水ポンプ室入口扉の敷居高さ約 10cm を下回ることから同ポンプ区画には浸水しないこと、タービン動補助給水ポンプ室前区画にある同起動盤及び電気室（パワーセンタ等）については、当該設備の区画に浸水するものの、ポンプ室前区画の同起動盤及び電気室のパワーセンタ盤の浸水高さは、それぞれ 5.6cm、4.3cm であり、それぞれの設備が機能喪失する浸水高さ 15cm 及び 6.3cm を下回ることから、機能には影響しないものと評価される。

課題②：地震による配管貫通部等の止水性能低下の可能性：

- ✓ 配管貫通部については、配管が貫通部の両側で建屋に支持されており地震時に相対変位が発生しにくく、貫通部シール部への影響は軽微であり地震後に止水性能が低下する可能性は低いものと評価された（図 6-4）。ただし、地震と津波の重畳を踏まえた更なる信頼性向上のため、今後もブーツラバーの追加設置等の止水処理の多重化等について継続的に検討する必要がある。

また、現地調査において、津波が設備に及ぼす影響を調査し、敷地への浸水経路、敷地内の浸水経路について確認するとともに（図 6-1）、漂流物による 2 次的影響に対する防護策について確認した。その結果等は以下のとおりである。

- 敷地への浸水経路としては、1、2号機の海側及び1号機と3号機の間の T. P. +10m 盤の海側が考えられ、3号機に対する敷地内の浸水経路としては、3号機北西の海側 T. P. +10m 盤から3号機へ向かって遡上する経路となることを確認した。安全上重要な原子炉建屋及び原子炉補助建屋は津波襲来方向に対してタービン建屋等の背後に設置されているため、津波波力による影響をある程度軽減される配置にあることを確認した。
- 3号機に向かって浸水経路を遡上してくる津波は、3号機原子炉建屋等の側面を經由して背面まで回り込む可能性があるが、3号機原子炉建屋の背面には浸水口となる開口部がないことを確認した。
- D13扉前面の閉鎖板に作用する波圧の設定においては、脱気器建屋による波圧の軽減を考慮して静水圧の2倍を設定しているが、脱気器建屋の外壁がスレート構造であるため、津波及び2次的な影響によって破壊される可能性があると考えられる。このため、脱気器建屋外壁の破壊を考慮した場合、D

13扉前面の閉鎖板に作用する波圧の設定においては、静水圧の3倍を考慮することの必要性について指摘した。この指摘への対応としては、脱気器建屋外壁が破壊されたとしても、更に建屋内には脱気器の鉄筋コンクリート基礎が津波方向にほぼ正対する位置に8体あるため、それらによる波圧の軽減効果が見込まれることから、静水圧の2倍を設定しているものの、仮に静水圧の3倍を考慮した場合においてもD13扉前面の閉鎖板は十分な強度を有することを確認した。

- 原子炉補助建屋の地下階（T. P. +3. 3m）には、隣接するタービン建屋との連絡通路等10箇所の扉がある。これらの扉については、順次、水密扉化を進めており、一部の扉（D3扉）を除き、水密扉化又はコーキング施工（止水のために隙間を充填剤で施工すること）等による止水処理を実施した上で、その実効性を高めるために暫定的な閉鎖運用を実施していることを確認した。ただし、一部の扉（D3扉）については、水密扉化又は止水処理等を実施した上での閉鎖運用を実施していないことから浸水する可能性があり、上階（設置レベルT. P. +10. 3m）の電気室区画へ、階段室を介して浸水する可能性があることから、浸水量評価を行うよう指摘した。この指摘への対応としては、D3扉については、ゴムシール施工による浸水対策を実施しているが、シール効果を考慮せず、保守的な浸水量評価を実施した結果、D3扉から浸水した水は全て階段室に滞留すると仮定した場合においても、浸水高さは約2.5mであり、電気室区画（設置レベルT. P. +10. 3m）に達することはないことを確認した。
- 津波の影響を受けやすいと考えられるD13扉近傍の原子炉建屋外壁において、タービン動補助給水ポンプ室にブローアウトパネル（下端はT. P. +13. 5m）が設置されていることを確認した。このため、クリフエッジとして特定された許容津波高さ（T. P. +14. 2m）におけるブローアウトパネルからの浸水によるタービン動補助給水ポンプ室への影響及び漂流物等の二次的な影響について検討するよう指摘した。この指摘への対応としては、ブローアウトパネルはゴムシール施工されているが、シール効果を考慮せず、静水圧の3倍を考慮して、保守的な浸水量評価を実施した結果においても、浸水高さは約38cmであり、タービン動補助給水ポンプの基礎部高さ（約40cm）達することはないことを確認した。更に、漂流物への対策として、平成24年3月末に、ブローアウトパネルの建屋内側に鋼板による堰を設置する予定であることを確認した。
- 漂流物による二次的な影響として、3号機海側のT. P. +10m盤にある補助ボイラ燃料タンク（T. P. +10m）の漂流及びタンク内の燃料（重油）の流出による火災の可能性とその対策について検討するよう指摘した。

この指摘への対応としては、補助ボイラ燃料タンクの重油漏えい等による2次災害（火災）に対処するため、火災発生の未然防止対策として、周囲からの火気・可燃物の排除及び貯蔵量の低減（貯蔵可能量約500キロリットルの約3分の1）、火災の早期検知・消火対策として、万一の重油火災に有効である泡消火薬剤の確保、火災影響の低減対策として、貯蔵量に対して十分な容量である防油堤（容量約550キロリットル）を設置していることを確認した。

- また、漂流物による2次的な影響として、3号機海側の駐車場にある車等が漂流物となることにより、屋外にある3号機DG燃料油貯油槽（T. P. + 10m）の換気孔が破損し、換気孔から海水が入り込むことにより、DG燃料油貯油槽が使用できない可能性とその対策について検討するよう指摘した。この指摘への対応としては、3号機DG燃料油貯油槽の前面には堅固な構造のゲートがあり、相応の防護効果が期待できるとともに、3号機事務所付近に駐車している業務用車両を削減する計画であることを確認した。更に、平成24年3月5日には、発電所高所（T. P. + 38m）に新たに重油貯蔵所（20キロリットル）を整備し運用を開始したことを確認した。

以上のことから、当院は、許容津波高さの算出は妥当なものとする。

6. 2 クリフエッジの特定について

(1) 炉心の燃料に対する評価について

1) 四国電力による評価

津波を起因として炉心損傷に至る事象（以下「起因事象」という。）を、発電用原子炉施設の安全評価審査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に考慮すべき事象について勘案して選定した上で、各起因事象の影響緩和機能を抽出し、イベントツリーを用いて収束シナリオを特定したとしている（表6-1、表6-2）。

各起因事象の発生に直接関係する設備等の許容津波高さを評価した結果、起因事象発生までの許容津波高さが最も小さいのは「過渡事象」であり許容津波高さT. P. + 5. 5mで循環水ポンプが浸水することにより発生としている。考慮すべき起因事象として「過渡事象」、「過渡事象+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+外部電源喪失」についてイベントツリーによる評価を行ったとしている。（図6-5）

「過渡事象＋補機冷却水の喪失＋主給水喪失＋外部電源喪失」の収束シナリオを特定した上で、収束に用いられる全ての影響緩和機能の許容津波高さを評価し、収束シナリオの許容津波高さを特定した結果、許容津波高さはT. P. +14. 2mであるとしている（図6-5）。

本シナリオでは、起因事象発生後、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するため、タービン動補助給水ポンプによるSGへの給水が行われ、主蒸気逃がし弁を現場での手動操作で開放し大気への熱放出を行う。また、蓄圧タンクのほう酸水を注水し、未臨界性を確保するとともに、蓄電池の枯渇までに電源車による給電により原子炉圧力や1次冷却材温度等のプラント監視機能を確保する。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て閉止し、補助給水タンク、2次系純水タンク、淡水タンク、海水の順で補給を行うことにより、SG 2次側からの冷却を継続し、炉心損傷を防止することとしている。

クリフエッジの所在は、補助給水によるSGへの給水の失敗であり、当該影響緩和機能失敗の原因は、「タービン動補助給水ポンプの浸水」、「タービン動補助給水ポンプ起動盤の浸水」及び「関連弁の浸水」によると特定している。これらの設備は建屋内に設置されていることから、設置区画への浸水量等を算出し許容津波高さを再評価した結果、クリフエッジとしての許容津波高さは浸水口の扉等において止水処理を施工した高さであるT. P. +14. 2mとしている。

2) 当院の評価

当院は、津波による起因事象の選定やクリフエッジの特定の妥当性を確認するため、ストレステストのクリフエッジ評価のための手順、起因事象の選定方法、イベントツリー、フォールトツリーの構築方法及びそれらの結果について確認した。確認したポイントは、以下のとおりである。

①起因事象の選定方法について

起因事象の選定は、安全評価審査指針での想定事象、内的事象PSAで考慮している起因事象を基に、津波に特有な事象を追加、または津波により発生しないと考えられる事象を除外することで行っていることを確認した。

内的事象PSAでは、主給水喪失、外部電源喪失、過渡事象、2次冷却系の破断、SG伝熱管破損、大・中・小破断LOCA、ATWS、補機冷却水の喪失、余熱除去系隔離弁LOCA、手動停止の12事象を挙げている。

➤ 今回の評価では、内的事象PSAの起因事象の他に、津波により、原子炉建屋（原子炉格納容器内）に設置された原子炉の重要な制御・保護に係る系統の設備が浸水又は水没し、原子炉制御不能または保護機能喪失に至ることが

考えられるため、これらを、「炉心損傷直結」として定義し追加している。
なお、「炉心損傷直結」については、事象の進展に冗長性があったとしても状態の把握や制御が困難であるものと位置付け、評価上、ただちに炉心損傷に至るものとして、保守的に扱っている。

- 他方、内的事象PSAの起因事象のうち、「ATWS」については、津波の影響で直接的に発生するものではないため、対象外としている。
- 「手動停止」については、津波時にプラントに影響を与える可能性がある場合は自動停止されることから対象外としている。
- 「2次冷却系の破断」、「大・中・小破断LOCA」、「余熱除去系隔離弁LOCA」、「SG伝熱管破損」は、津波による影響で起因事象となることは考え難い等のため、対象外としている。
- 引き津波時の水位低下による取水性への影響については、ストレステストにおける津波に係る評価において明示的に対象としていないが、引き津波により水位下降側の設計津波高さを継続して過度に下回り、運転マニュアルにおける海水ポンプ停止手順が潮位の監視機能の喪失等が原因で失敗した場合に発生する起因事象は、海水ポンプの損傷による「補機冷却水の喪失」であり、これは、寄せ津波時の水位上昇により海水ポンプが損傷した場合と同じ起因事象であることから、寄せ津波時の「補機冷却水の喪失」に包絡される。

以上の考察のもと、津波による起因事象として、主給水喪失、外部電源喪失、過渡事象、補機冷却水の喪失、炉心損傷直結を選択しており、これはこれまでのPSA等の知見に照らして妥当なものとする。それぞれの事象が発生する原因となる設備及びその設置高さ等を表6-1に示す。

②イベントツリー、フォールトツリー、評価対象設備の関連について

- 選定した各起因事象に対して、地震の場合と同様な手順で、イベントツリー、フォールトツリーを作成している。
- 作成したイベントツリーの各ヘディング（フロントライン系）が、要求される機能を満足するために必要となる設備を抽出するとともに、各設備の機能達成に必要なサポート系（電源、補機冷却水、制御用空気など）の設備を抽出し、系統図上で整理している。
- 上記の作業により抽出された関連設備に対して、許容津波高さ評価を行い、評価結果とあわせて、機器リストとして策定している。
- 機器リストの許容津波高さとフォールトツリー用いて、イベントツリーの各ヘディングの許容津波高さを評価することにより、津波におけるクリフエッジ評価を行っている。

以上より、各起因事象のイベントツリーの各ヘディングとなるフロントライン系、及び、当該フロントライン系の達成に必要なサポート系が適切に抽出されていること、評価対象設備の許容津波高さの評価結果とフォールトツリーを用いて各ヘディングの許容津波高さが適切に評価されていること等から、イベントツリー、フォールトツリーの作成及びこれらと評価対象設備の関連については妥当なものとする。

③防護措置の成立性について

緊急安全対策等、事象の進展に応じて必要となる防護措置に関して、防護措置の成立性や信頼性を確認するため、措置に係る設備、その設置場所及びアクセスルート等の津波に対する耐性について、四国電力が示す資料及び現地調査によって確認した。その結果は以下のとおりである。

- ▶ 防護措置に係る設備、その設置場所の津波に対する耐性については、防護措置に係る屋外設備が、クリフエッジとして特定された許容津波高さ（炉心燃料の場合 T. P. +14.2m）よりも高い位置に設置されていること、また、屋内設備、地下埋設物が津波の影響を受けない設置状況であることから、措置の実施に支障はないと考える。
- ▶ 防護措置に係るアクセスルートの津波に対する耐性については、地震による道路面へのがれきの散乱などの被害想定を基に、漂流物を含めたがれき等の撤去などの復旧想定を行っている。

以上のことから、5.2(1)における、IAEA勧告を踏まえた現場確認に係る記載を踏まえ、当院は、炉心の燃料に対する評価における津波による起因事象の選定やクリフエッジの特定、また防護措置の成立性については妥当なものとする。

(2) SFPの燃料に対する評価について

1) 四国電力による評価

津波を起因としてSFPにある燃料の損傷に至る事象を、SFP冷却系の機能喪失に伴う崩壊熱除去失敗を考慮して選定した上で、各起因事象の影響緩和機能を抽出し、イベントツリーを用いて収束シナリオを特定したとしている（表6-3、表6-4）。

各起因事象の発生に直接関係する設備等の許容津波高さを評価した結果、起因事象発生までの許容津波高さが最も小さいのは「補機冷却水の喪失」であり、許容津波高さ T. P. +10.2mで海水ポンプが浸水することにより発生し、

SFP冷却器が使用できなくなることにより、従属的に「SFP冷却機能喪失」が発生するとしている。また、SFP冷却機能喪失のイベントツリーを構成する影響緩和機能は、補機冷却水の喪失のイベントツリーに含まれることから、補機冷却水の喪失について評価を行ったとしている。

補機冷却水の喪失の収束シナリオを特定した上で、収束に用いられる全ての影響緩和機能の許容津波高さを評価した結果、シナリオの許容津波高さとして特定されるものはないとしている。なお、他の起因事象の「補機冷却水の喪失＋外部電源喪失」の収束シナリオの裕度を特定した結果でも、シナリオの許容津波高さとして特定されるものはないとしている。選定された収束シナリオは、起因事象発生後、非常用所内電源からの給電が喪失することにより燃料取替用水タンクポンプによりほう酸水をSFPへ注水する機能が喪失し、消防自動車等により注入を行うシナリオである（図6-6）。

「補機冷却水の喪失」、「補機冷却水の喪失＋外部電源喪失」とも、緊急安全対策として整備したSFPへの水の補給手段により、津波高さの影響を受けず、継続的にSFPの冷却が行われ、燃料の重大な損傷に至る事態は回避されることから、クリフエッジとして特定されるものはないとしている。

2) 当院の評価

当院は、津波による起因事象の選定やクリフエッジの特定の妥当性を確認するため、ストレステストのクリフエッジ評価のための手順、起因事象の選定方法、イベントツリー、フォールトツリーの構築方法及びそれらの結果について確認した。その結果は、以下のとおりである。

①起因事象の選定方法について

津波によりSFPに貯蔵中の燃料の健全性を脅かす要因として、SFPの冷却機能喪失による燃料の異常な過熱が考えられ、これに至る要因として、「SFP冷却機能喪失」のようなフロントライン系の故障、「外部電源喪失」及び「補機冷却水の喪失」のようなサポート系の喪失が挙げられることから、「外部電源喪失」、「SFP冷却機能喪失」及び「補機冷却水の喪失」を起因事象として選定していることは妥当なものと考えられる。それぞれの事象が発生する原因となる設備及びその設置高さ等を表6-3に示す。

②イベントツリー、フォールトツリー、評価対象設備の関連について

イベントツリー、フォールトツリーは、上記の3つの起因事象について、緩和機能の津波による機能喪失を考慮して適切に展開していることを確認した。なお、「SFP冷却機能喪失」及び「補機冷却水の喪失」については、同一の事

象進展となることから、イベントツリーを区別していないことを確認した。ここで、「補機冷却水の喪失+外部電源喪失」の成功パスとして、「消防自動車等による注水」を設定し、「SFP冷却機能喪失」及び「補機冷却水の喪失」については、「燃料取替用水タンクポンプによる注水、燃料取替用水タンクによる水源の確保」、「消防自動車等による注水」を設定していることは、許容津波高さの低い海水ポンプの水没による非常用所内電源及び補機冷却水系喪失を前提として考えれば妥当なものとする。

構築したイベントツリーに関連する影響緩和機能として、非常用所内電源（6.6 kV AC電源、440 V AC電源、125 V DC電源、115 V AC電源及び蓄電池を含む）からの給電、燃料取替用水タンクポンプによる注水、燃料取替用水タンクによる水源の確保、消防自動車等による注水が選定され、それらの影響緩和機能の許容津波高さとして、それぞれのフォールトツリーを構成する設備の許容津波高さのうち最小の値が抽出されていることを確認した。

以上に加え、防護措置の成立性については、5.2(1)で記載したとおりであることから、当院は、SFPの燃料に対する評価における津波による起因事象の選定やクリフエッジの特定、また防護措置の成立性については妥当なものとする。

6.3 緊急安全対策等の効果について

(1) 炉心の燃料に対する評価について

四国電力は、緊急安全対策等の効果の確認の観点から、収束シナリオの裕度評価結果を踏まえ、緊急安全対策等実施前後のイベントツリーを作成し比較を行った結果、緊急安全対策等実施前後で、津波によるクリフエッジは改善されると評価され、緊急安全対策等の効果について確認することができたとしている。

当院は、緊急安全対策等実施前後のイベントツリーを比較し、緊急安全対策等により、燃料の重大な損傷に至ることを防止するための多重かつ多様な防護措置がとられていることを確認した。その結果は以下のとおりである。

- 緊急安全対策等実施前には、起因事象「過渡事象+補機冷却水の喪失」において海水ポンプが機能喪失することより、燃料の重大な損傷に至り、そのクリフエッジはT. P. +10.2mであった。
- 緊急安全対策等実施後には、電源車等の配備によりプラント監視機能等を確保し、タービン動補助給水ポンプによりSGに給水する冷却が可能となり、また、既存扉及び建屋貫通部の隙間にシール施工を実施したことにより、ク

リフエッジがT. P. +10. 2mからT. P. +14. 2m (タービン動補助給水ポンプ等の許容津波高さがT. P. +10. 3mからT. P. +14. 2mに向上) と裕度が向上した。

(2) SFPの燃料に対する評価について

四国電力は、緊急安全対策等の効果の確認の観点から、収束シナリオの裕度評価結果を踏まえ、緊急安全対策等実施前後のイベントツリーを作成し比較を行った結果、緊急安全対策等前後で、津波によるクリフエッジは改善されると評価され、緊急安全対策等の効果について確認することができたとしている。

当院は、緊急安全対策実施前後のイベントツリーを比較し、緊急安全対策等により、燃料の重大な損傷に至ることを防止するための多重かつ多様な防護措置がとられていることを確認した。その結果は以下のとおりである。

- 緊急安全対策等実施前には、燃料取替用水タンクポンプを用いたSFPへの給水機能が喪失する結果、燃料の重大な損傷に至り、そのクリフエッジはT. P. +10. 3m (原因は440VAC電源の機能喪失) であった。
- 緊急安全対策等実施後には、燃料取替用水タンクポンプの機能が喪失した場合においても、消防自動車等を津波の影響を受けない高台に配備し、海水からSFPへの注水等により、燃料取替用水タンクポンプに頼らない冷却水補給が可能となり、クリフエッジがT. P. +10. 3mから特定されるものはない状態に向上した。

以上のことから、当院は、これまで実施されてきた緊急安全対策等により、津波に対する裕度が向上するとともに、電源車による給電機能及び消防自動車等による水源確保の多様化が図られたと評価する。

6. 4 当院の評価 (まとめ)

以上のとおり、当院は、四国電力が実施した設計上の想定を超える津波が発電所に来襲した場合の評価について、当院の指示に沿って適切に実施されたと考える。すなわち、設備等が単体で有する裕度の評価においては、設計津波高さの設定、検討対象とすべき設備等の選定、評価手法、許容津波高さの算出については妥当なものとする。また、これらの組合せにより伊方発電所3号機がシステム全体として有する裕度の評価にあたっては、起因事象の設定、イベントツリーを用いた収束シナリオの特定、クリフエッジの所在の特定についても妥当なものとする。また、燃料の重大な損傷防止のために実施した緊急安全対策等の効果についても適切に評価されていると考える。

したがって、想定を超える津波に対するクリフエッジは、運転中の原子炉については、「設計津波高さ3.49mを約10.7m上回る津波高さT.P. + 14.2mにおいて、タービン動補助給水ポンプ等の浸水のため、2次系による冷却に失敗し、炉心の重大な損傷を防止するための措置が講じられなくなる可能性がある」とし、SFPについては、「緊急安全対策として整備したSFPへの水の補給手段により、津波高さの影響を受けず、継続的にSFPの冷却が行われ、燃料の重大な損傷に至る事態は回避されることから、クリフエッジとして特定されるものはない。」とする四国電力の評価は妥当なものとする。

また、これまで実施されてきた緊急安全対策等により、津波に対する裕度が向上するとともに、電源車による給電機能及び消防自動車による水源確保の多様化と事象収束シナリオの追加がなされ多重化・多様化が向上されたと評価する。

7. 地震と津波の重畳に関する評価

本章においては、四国電力により、設計上の想定を超える地震動と設計上の想定を超える津波が発電所に来襲した場合に、燃料の重大な損傷に至ることなく、どの程度の地震動及び津波高さまで耐えられることができるかの評価が適切に行われたかどうかを確認した。四国電力の評価においては、まず、地震と津波の事象としての重畳の考え方が設定されるとともに、建屋、機器等が単体で有する裕度が評価され、その上で、これらの組合せにより伊方発電所3号機のシステム全体として有する裕度が評価されている。システム全体としての評価はイベントツリーを用いて行われ、クリフエッジの所在の特定、限界となるイベント過程、その時の地震動及び津波高さについて評価がなされている。

建屋、機器等が単体で有する裕度の評価及びシステム全体としての評価については、「5. 地震に関する評価について」及び「6. 津波に関する評価について」において妥当性を確認した評価結果をそれぞれ用いた。

また、燃料の重大な損傷防止のための措置や対策の効果についても確認した。その際は、当院の指示に基づいて実施した緊急安全対策等の効果を確認するとともに、その後に実施した対策の効果を合わせて確認した。

その結果、当院は、四国電力が実施した設計上の想定を超える地震動とそれに引き続く設計上の想定を超える津波が発電所に来襲した場合の評価について、適切に実施されたと考える。以下、当院が確認した内容の詳細を記載する。

7. 1 機器等の地震と津波の重畳に係る裕度の評価について

(1) 地震と津波の重畳に係る評価方法について

四国電力は、本評価に用いる地震動及び津波高さについて、「5. 1 (1) 評価に用いる地震動について」に記載した S_s 及び「6. 1 (1) 評価に用いる設計津波高さについて」に記載した設計津波高さとしている。

これらの事象に係る重畳の想定について、伊方発電所における地震動及び津波高さを評価する際に支配的となる断層は、どちらも中央構造線断層帯(敷地前面海域の断層群)であるが、地震の震源又は津波の波源としての不確かさを考慮して評価を行った結果、地震動評価においては断層傾斜角が緩い場合、また津波評価においては断層傾斜角が鉛直に近い場合に厳しい結果となるため、最も厳しい結果となる震源と波源のモデルは異なるとしている。地震に伴い発生する津波を考えた場合、その震源と波源、また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、それらの相関性を適切に考慮することが困難であるとしている。このため、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合せを考慮するとしている。また、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合せを考慮しており、相関性を考慮した場合に比べて安全側の評価となるとしている。

当院は、当該サイトでは S_s の策定に支配的な地震と設計津波高さの設定に支配的な津波は、双方とも中央構造線断層帯（敷地前面海域の断層群）によるものであるが、その大きさの相関性を定量的かつ適切に考慮することは困難であることを踏まえ、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、設備ごとにそれぞれのパラメータの最も厳しい組合せを抽出し、地震、津波、どちらかによる機能喪失を重畳時の機能喪失として評価することにより、安全側の評価となっていることから、地震と津波の重畳に係る評価方法は妥当なものと考ええる。

7. 2 クリフエッジの特定について

四国電力は、「5. 地震に関する評価について」及び「6. 津波に関する評価について」の評価結果から、特定されたクリフエッジとしての耐震裕度までの範囲並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した上で、各起因事象について、特定された収束シナリオの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算定し、それらの組合せを当該収束シナリオに対する地震と津波との重畳への耐力とし、全ての収束シナリオから、最も耐力を有するシナリオを抽出し、そのシナリオの耐力を地震と津波の重畳によるクリフエッジとして特定したとしている。

(1) 炉心の燃料に対する評価について

四国電力は、地震と津波の重畳に対して炉心損傷に至る事象について、地震側の起因事象である「主給水喪失」、「外部電源喪失」、及び、津波側の起因事象である「過渡事象」、「過渡事象+補機冷却水の喪失」、「過渡事象+補機冷却水の喪失+主給水喪失+外部電源喪失」を対象としている。

地震による起因事象をベースとした場合には、前述（5. 2（1））のとおり「外部電源喪失」にまとめて評価できることから、これらの起因事象に対して既に特定されている収束シナリオを対象に評価を行っている。

津波による起因事象をベースとした場合には、津波側の起因事象の「過渡事象」は耐震Cクラス機器である循環水ポンプの機能喪失により発生し、地震との重畳では同じく耐震Cクラス機器の機能喪失により発生する「外部電源喪失」の評価に包絡される。また、「過渡事象+補機冷却水の喪失」は地震との重畳で

は「外部電源喪失」を考慮する必要があり「過渡事象+補機冷却水の喪失+主給水喪失+外部電源喪失」と同じイベントツリーとなることから、この起因事象に対して既に特定されている収束シナリオを対象に評価を行っている。

この結果、耐震裕度が1.50Ssかつ津波高さがT.P.+14.2mまでの地震と津波との重畳に対しては、外部電源喪失等が発生したとしても、炉心にある燃料の重大な損傷を回避することができるため、この組合せをクリフエッジと特定している（表7-1）。

当院は、地震と津波の重畳によるクリフエッジの特定の妥当性を確認するため、「5.地震に関する評価について」及び「6.津波に関する評価について」において確認した、それぞれの起因事象の選定結果及び収束シナリオの評価結果を踏まえて、地震と津波が重畳した場合の収束シナリオとその耐震裕度及び許容津波高さが、地震及び津波の双方の影響を考慮した耐力の組合せとして適切に抽出され、その結果として最も高い耐力を有する収束シナリオの裕度がクリフエッジとして特定されていることを確認した。その結果は、以下のとおりである。

①地震による起因事象をベースとした評価

地震側の起因事象である「外部電源喪失」及び「主給水喪失」のイベントツリーにおける各成功パスの各影響緩和機能の評価結果に、各影響緩和機能の許容津波高さの評価結果を加えて評価していることを確認した（図7-1）。

②津波による起因事象をベースとした評価

「過渡事象+補機冷却水の喪失+主給水喪失+外部電源喪失」のイベントツリーにおける成功パスの各影響緩和機能の評価結果に、各影響緩和機能の耐震裕度の評価結果を加えて評価していることを確認した。ただし、「過渡事象+補機冷却水の喪失」を包絡できるように、津波高さがT.P.+10.2mを超えると起因事象が発生するものとして評価していることを確認した。

以上に加え、防護措置の成立性については、5.2(1)及び6.2(1)で記載したとおりであることから、当院は、地震と津波が重畳した場合の炉心の燃料に対する評価における起因事象の選定やクリフエッジの特定、また防護措置の成立性については妥当なものとする。

(2) SFPの燃料に対する評価について

四国電力は、地震と津波の重畳に対してSFPにある燃料の損傷に至る事象

として、地震側の起因事象である「外部電源喪失」、「SFP冷却機能喪失」、「SFP損傷」及び、津波側の起因事象である「補機冷却水の喪失」、「補機冷却水の喪失+外部電源喪失」を対象としている。

地震による起因事象をベースとした場合には、前述（5.2（2））のとおり「外部電源喪失」、「SFP冷却機能喪失」については「外部電源喪失」にまとめて評価できることから、これらの起因事象に対して既に特定されている収束シナリオを対象に評価を行っている。

津波による起因事象をベースとした場合には、前述（6.2（2））のとおり「補機冷却水の喪失」については、地震との重畳においては「外部電源喪失」を考慮する必要があり、「補機冷却水の喪失+外部電源喪失」にまとめて評価できるとしている。ただし、「補機冷却水の喪失」を包絡できるように、津波高さがT.P. +10.2mを超えると起因事象が発生するものとして評価している。

この結果、耐震裕度が2Ssを超える領域では、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、その境界線をクリフエッジと特定している（表7-2）。

当院は、地震と津波の重畳によるクリフエッジの特定の妥当性を確認するため、「5.地震に関する評価について」及び「6.津波に関する評価について」において確認した、起因事象の選定結果及びクリフエッジの特定結果を踏まえて、収束シナリオとその耐震裕度及び許容津波高さが、地震及び津波の双方の影響を考慮した耐力の組合せとして適切に抽出され、その結果として最も高い耐力を有する収束シナリオの裕度がクリフエッジとして特定されていることを確認した。その結果は、以下のとおりである。

①地震による起因事象をベースとした評価

地震側の起因事象である「SFP冷却機能喪失」、「外部電源喪失」に対するイベントツリーで示される全ての成功パスにおける影響緩和機能の各々の耐力として、耐震裕度及び許容津波高さの評価を行い、地震及び津波に対して最も耐力を有する成功パスのシナリオが抽出されていることを確認した（図7-2）。

②津波による起因事象をベースとした評価

「補機冷却水の喪失+外部電源喪失」のイベントツリーを用いて、津波単独の評価において既に特定されている成功パスのシナリオを対象に評価を行っており、地震及び津波に対して最も耐力を有する成功パスのシナリオが抽出されていることを確認した。

以上に加え、防護措置の成立性については、5. 2 (1) 及び6. 2 (1) で議論したとおりであることから、当院は、地震と津波が重畳した場合のSFPの燃料に対する評価における起因事象の選定やクリフエッジの特定、また防護措置の成立性については妥当なものとする。

7. 3 緊急安全対策等の効果について

(1) 炉心の燃料に対する評価について

四国電力は、緊急安全対策等の効果の確認の観点から、収束シナリオの特定及びプラント全体の裕度評価を踏まえ、緊急安全対策等実施前後のイベントツリーを作成し比較を行った結果、地震と津波の重畳によるクリフエッジが改善されると評価され、緊急安全対策等の効果について確認することができたとしている。

当院は、緊急安全対策等実施前後のイベントツリーを比較し、緊急安全対策等により、燃料の重大な損傷に至ることを防止するための多重かつ多様な防護措置がとられていることを確認した。その結果は以下のとおりである。

- ▶ 緊急安全対策等実施前では、1. 50 S sを超える地震により、非常用所内電源からの給電に失敗（充電器盤の機能損傷）した場合、または、T. P. +10. 2 mを超える津波により、海水系の機能喪失に伴う「補機冷却水の喪失」（海水ポンプの機能損傷）が発生した場合、非常用所内電源が喪失するため燃料の重大な損傷に至る。
- ▶ 緊急安全対策等実施後では、電源車等を配備しプラント監視機能を確保するとともに、消防自動車等を配備し海水を水源とした給水手段の確保したことにより、タービン動補助給水ポンプによりSGに給水して冷却を継続する。既存扉及び建屋貫通部の隙間へのシール施工等により、耐震裕度1. 50 S s（充電器盤の機能損傷）までの範囲、及び許容津波高さT. P. +14. 2 m（タービン動補助給水ポンプ等の機能損傷）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、クリフエッジとなる裕度が向上した。

(2) SFPの燃料に対する評価について

四国電力は、緊急安全対策等の効果の確認の観点から、収束シナリオの特定及びプラント全体の裕度評価を踏まえ、緊急安全対策前後のイベントツリーを作成し比較を行った結果、地震と津波の重畳によるクリフエッジが改善される

と評価され、緊急安全対策等の効果について確認することができたとしている。

当院は、緊急安全対策実施前後のイベントツリーを比較し、緊急安全対策により、燃料の重大な損傷に至ることを防止するための多重かつ多様な防護措置がとられていることを確認した。その結果は以下のとおりである。

- 緊急安全対策等実施前では、1. 50 Ssを超える地震、あるいはT. P. +10. 2mを超える津波により、「SFP冷却機能の喪失」が発生した場合、「非常用所内電源からの給電」に失敗しているため、燃料の重大な損傷に至る。
- 緊急安全対策等実施後では、消防自動車等を津波の影響を受けない高台に配備したことにより、耐震裕度2. 0 Ss（SFPの構造損傷）までの範囲、及びクリフエッジとなる津波高さについては特定されるものがない状態においては、SFPへ海水等の水源から消防自動車等を用いて直接水を供給することが可能となり、クリフエッジとなる裕度が向上した。

以上のことから、当院は、これまで実施されてきた緊急安全対策等により、地震と津波の重畳に対する裕度が向上するとともに、電源車による給電機能及び消防自動車等による水源確保の多様化と事象収束シナリオの追加がなされ、多重化・多様化が向上されたと評価する。

7. 4 当院の評価（まとめ）

以上のとおり、当院は、四国電力が実施した設計上の想定を超える地震と設計上の想定を超える津波が発電所に来襲した場合の評価について、適切に実施されたと考える。すなわち、地震と津波の事象を独立のものとして安全側の評価を実施していること、設備等が単体で有する裕度の評価においては、「5. 地震に関する評価について」及び「6. 津波に関する評価について」において妥当性を確認した評価を用いていることは妥当なものとする。また、これらの組合せにより伊方発電所3号機がシステム全体として有する裕度の評価にあたっては、「5. 地震に関する評価について」及び「6. 津波に関する評価について」において確認した、それぞれの起因事象の選定結果及び収束シナリオの評価結果を踏まえて、地震と津波が重畳した場合のクリフエッジを特定することについても妥当なものとする。また、燃料の重大な損傷防止のために実施した緊急安全対策等の効果についても適切に評価されていると考える。

したがって、想定を超える地震と津波に対するクリフエッジは、運転中の原子炉については、「Ssの1. 5倍を超える地震動または設計津波高さT. P. +3. 49mを約10. 7m上回る津波高さT. P. +14. 2mにおいて、

充電器盤の機能損傷によりプラント監視機能の電源が供給されないため補助給水によるSGへの給水に失敗し、またはタービン動補助給水ポンプ等の浸水のため2次系による冷却に失敗し、炉心の重大な損傷を防止するための措置が講じられなくなる可能性がある」とし、SFPについては、「津波高さの影響を受けず、S_sの2倍を超える地震動において、SFP損傷のため、SFPにある水が大量に失われ、SFPにある燃料の重大な損傷を防止するための措置が講じられなくなる可能性がある」とする四国電力の評価は妥当なものとする。

また、これまで実施されてきた緊急安全対策等により、地震と津波の重畳に対する裕度が向上するとともに、電源車による給電機能及び消防自動車等による水源確保の多様化と事象収束シナリオの追加がなされ多重化・多様化が向上されたと評価する。

8. 全交流電源喪失に関する評価

本章においては、四国電力により、全交流電源喪失事象が発生した場合の事象の進展が特定され、燃料の重大な損傷に至ることなく原子炉及びSFPの冷却を継続できる時間の評価が適切に行われたかどうかを確認した。

全交流電源喪失事象は、送電系統の故障等により外部電源が全て喪失し、加えて、発電所内に設置されているDG全台の機能が確保できないことにより、所内の全ての交流電源が喪失する事象である。全交流電源喪失事象が発生した場合には、原子炉については、蒸気を駆動源とするタービン動補助給水ポンプにより、SG2次側への給水を行うことにより原子炉の冷却を行い、SFPについては、燃料の崩壊熱により失われるピット水を外部から補給することにより冷却を行うことが必要になる。

当院は、原子炉及びSFPの冷却を継続できる時間については、発電所内の3機全てで全交流電源喪失が発生することを前提として、原子炉が運転中の場合と停止中の場合に区別して確認を行うとともに、原子炉とSFPのそれぞれについて確認を行った。また、全交流電源喪失時に懸念される1次冷却材ポンプのシール部からの冷却材の漏えいについても影響の確認を行った。更に、これまでに講じた防護対策の有効性についても確認を行った。

その結果、当院は、四国電力が実施した全交流電源喪失が発生した場合の事象進展の特定、原子炉及びSFPの冷却継続時間の評価については、原子炉運転中及び原子炉停止中の条件の下で、適切に実施されたと考える。以下、当院が確認した内容の詳細を記載する。

なお、本章における冷却継続時間の確認は、全交流電源喪失事象のみが単独で発生したと仮定するものであり、地震や津波の影響は考慮されていない。地震や津波の影響を受けた場合に、全交流電源喪失事象が発生した場合の冷却継続時間の確認は、10章において別途記載する。

8. 1 全交流電源喪失時の事象進展と冷却継続時間について

(1) 外部電源喪失から全交流電源喪失までの事象進展

ここでは、全交流電源喪失事象発生時の確認に先立ち、外部電源喪失から全交流電源喪失に至るまでの期間について、3号機について利用可能な電源設備等と利用可能な時間について確認を行った。

四国電力は、外部電源喪失から全交流電源喪失までの過程について、外部電源系の構成や主蒸気ダンプ容量などのプラントの特性を反映し、イベントツリーで特定するとともに、2台のDGが運転継続でき原子炉を冷却できる期間を、

燃料（重油）の保有量と原子炉の冷却に必要な系統・機器の燃料消費量と燃費に基づき、約7日間と評価したとしている。

当院は、当該プラントの外部電源系が500kV 2回線と187kV 4回線で構成されていること、DGを2台設置していること、また、主蒸気ダンプ容量が約40%であり、所内単独運転が期待できる設計となっていることを確認した。これらのプラント設計に関連する設備はイベントツリーのヘディングに反映されていることを確認した。

また、DG燃料油貯油槽の管理容量が258キロリットルであること、外部電源喪失時にDGから給電を受け約20時間で冷温停止を達成し、これを維持するために必要な電動補助給水ポンプ、余熱除去ポンプ、原子炉補機冷却水ポンプ及び海水ポンプ等を運転した場合のDGの燃費に基づき、約7日間の運転継続時間を算定していることを確認した。

以上のことから、外部電源喪失から全交流電源喪失までの事象進展の特定とDGが運転継続可能な時間の評価は問題ないと考える。

（2）全交流電源喪失時の事象進展

1) 原子炉の冷却

四国電力は、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までの事象進展をイベントツリーにより評価し、この場合に使用できる防護措置を明らかにしたとしている。具体的には、全交流電源喪失後、タービン動補助給水ポンプによりSG2次側への給水を行い原子炉の冷却を継続するとし、SG2次側への給水継続に失敗した場合には、燃料の重大な損傷に至るとしている。

また、タービン動補助給水ポンプによるSG2次側への給水については、SGの水位監視が必要であり、電源が確保できず、監視機器への電源の給電に失敗した場合には、SGの水位制御ができず、最終的には燃料の重大な損傷に至るとしている（図8-1）。

当院は、四国電力が作成したイベントツリーについて、給水手段の確保、除熱手段の確保、水源の確保、SG水位の監視機器への給電、使用できる防護措置の区分に着目して以下のとおり確認した結果、全交流電源喪失事象から燃料の重大な損傷までの事象進展の特定が適切になされており問題ないと考える。

なお、四国電力が作成したイベントツリーにおいては、4つの安全機能（給水手段の確保、水源確保、除熱手段の確保、電源確保）の個別の安全機能に着

目して、当該安全機能を有する各設備に応じて安全機能を確保できる期間を示すために成功と失敗の分岐を用いており、PSAで一般的に使用されるイベントツリーの分岐の考え方とは異なった取扱いをしていることについても確認した。

- 全交流電源喪失時の炉心冷却に必要なタービン動補助給水ポンプの利用にあたり、水源として、補助給水タンクに加えて、2次系純水タンク3号、淡水タンク及び海水を利用することが示されている。
- 全交流電源喪失時にはSGの水位制御のために監視機器等へ、更には原子炉冷却のために余熱除去系への給電が必要であるが、蓄電池からの給電が期待でき、蓄電池が枯渇する前に、電源車の繋ぎ込みによる電源の確保が必要であることが示されている。
- その後、電源車から安全系の海水ポンプに給電し、ポンプを起動することにより余熱除去系を用いた原子炉の冷却が可能であることが示されている。
- 工事計画で対象とした設備、アクシデントマネジメント（以下「AM」という。）設備、緊急安全対策として整備した設備が区別されており、使用できる防護措置の区分が明確になっている。
- 四国電力が作成したイベントツリー（2つの安全機能（除熱機能、電源確保）を個々に評価したイベントツリー）と、実際の事象進展及び運転操作を踏まえたイベントツリーとを比較した結果、評価結果が変わらないことを確認している。（図8-2）

2) SFPの冷却

四国電力は、全交流電源喪失によりSFPの冷却機能が喪失するため、SFPへの給水を実施することにより燃料を冷却するとしている。SFPへの給水が停止し、燃料の崩壊熱が除去できなくなると、最終的には燃料の重大な損傷に至るとしている（図8-3）。

当院は、四国電力のイベントツリーについて、水源の確保、除熱手段の確保、使用できる防護措置の区分に着目し、以下のとおり確認した結果、SFPの冷却については、全交流電源喪失事象から燃料の重大な損傷までの事象進展の特定が適切になされており問題ないと考えます。

なお、四国電力が作成したイベントツリーにおいては、SFPへの給水・除熱機能を有する各設備に応じて給水・除熱機能を確保できる期間を示すために成功と失敗の分岐を用いており、PSAで一般的に使用されるイベントツリーの分岐の考え方とは異なった取扱いをしていることについても確認した。

- 全交流電源喪失時にSFPへの給水を実施するために、2次系純水タンク3

号を水源として1次系純水サービスポンプを使用した給水、淡水タンクを水源として消防自動車及び1次系純水サービスポンプを使用した給水、淡水タンクを水源として消防自動車を使用した給水及び海水を水源として消防自動車を使用した給水を行うこと、更にはSFP水浄化冷却系を用いたSFPの冷却（停止時）が可能であることが示されている。

- ▶ イベントツリーのヘディングでは、これらが工事計画で対象とした設備あるいは緊急安全対策等として整備した設備であることが示されており、使用できる防護措置の区分が明確になっている。

(3) 全交流電源喪失時の原子炉及びSFPの冷却継続時間の評価（原子炉運転中）

1) 評価条件

四国電力は、原子炉及びSFPの冷却に必要な給水量の評価において、想定する燃料の仕様を高燃焼度ステップ2ウラン燃料（濃縮度約4.8wt%）及びMOX燃料（プルトニウム含有率：4.1wt%濃縮ウラン相当）とし、MOX燃料が許認可上の最大量である1/4炉心相当装荷されているとしている。ウラン燃料としては1回照射（燃焼度18,300MWd/t）、2回照射（36,700MWd/t）、3回照射（55,000MWd/t）の燃料、MOX燃料としては1回照射（燃焼度15,000MWd/t）、2回照射（35,000MWd/t）、3回照射（45,000MWd/t）の燃料が炉心に装荷され、約1年間運転した状態を仮定したとしている。

また、SFPについては、ウラン燃料より崩壊熱の高いMOX燃料が選択的にSFPに貯蔵されていると仮定し最も崩壊熱が高くなる条件を考慮している。SFPを共用する1号機・2号機（ともにウラン燃料装荷）から輸送される使用済燃料についても、最高燃焼度を55,000MWd/tとする高燃焼度ステップ2ウラン燃料が1号機・2号機からそれぞれ約1/3炉心分ずつ定期的に3号機SFPに輸送されてくると仮定したとしている。なお、SFP貯蔵燃料の崩壊熱への影響が大きい取出直後の燃料の冷却期間30日は、これまでの定期検査の実績と比較して保守的な値であるとしている。

崩壊熱については、平成2年に日本原子力学会がとりまとめたデータブック「崩壊熱の推奨値とその使用法」に与えられている推奨値（不確定性（3σ）を考慮したもの）を使用したとしている。また、アクチニド崩壊熱についてはORIGEN2コード（不確定性（20%）を考慮）の評価値を用いたとしている。（図8-4）

当院は、四国電力が設定した評価条件について、原子炉及びSFPの燃料に係る燃焼度の想定、使用した崩壊熱に着目して、以下のとおり確認した結果、問題ないとする。

- 原子炉の燃料については、ウラン燃料に対し最新の高燃焼度ステップ2燃料としている。また、最高燃焼度である55,000MWd/tを想定しており、実際の炉心設計で採用されている3バッチ方式と濃縮度(約4.8wt%)を反映している。MOX燃料に対しては、最高燃焼度である45,000MWd/tを想定し、許認可上の最大量である1/4炉心相当の装荷とプルトニウム含有率(4.1wt%濃縮ウラン相当)を反映している。
- SFPの燃料については、運転時に想定される最大数の使用済燃料が貯蔵され、かつウラン燃料より崩壊熱の高いMOX燃料が選択的にSFPに貯蔵されていると仮定している。
- 崩壊熱に用いたデータの設定については、原子力安全委員会の「軽水型動力炉の非常用炉心冷却系の性能評価指針」の解説Ⅲにおいて安全解析で使用する事が妥当と認められており、また、アクチニド崩壊熱の寄与についても実績のあるORIGEN2コードに適切な保守性を考慮した評価値を用いている。
- 他号機の運転状態については、評価が最も厳しくなる条件(1、2号機停止中、(3号機運転中))を選定している(表8-1)。

2) 原子炉の冷却について

四国電力は、運転時に全交流電源喪失事象が発生した場合に期待する水源として、補助給水タンク、2次系純水タンク3号、淡水タンクの順に切り替え、最終的には海水を取水し補助給水タンクまたは2次系純水タンク3号に補給することで給水を継続できるとしている。更に、海水系統は健全であることから電源車からの給電により海水ポンプ等を起動することで、余熱除去系を用いた原子炉の冷却が可能であるとしている。各水源が枯渇する時間については、各水源の保有水量と原子炉の崩壊熱に対応する必要給水量から算定し、補助給水タンクは約9時間後、2次系純水タンク3号は約4日後になるとしている。更に、余熱除去系を用いた原子炉の冷却に切り替えるため水源に係る継続時間の制限はないとしている。

また、運転時に全交流電源喪失事象が発生した場合、SGの水位制御を行いながら給水するために、水位監視機器等への給電が必要であり、蓄電池から直流電源への給電が停止するまでに、電源車による電源の供給が必要であるとしている。蓄電池については約5時間の給電が可能であり、電源車については、燃料である重油の発電所内貯蔵量と電源車の100%負荷運転時の燃費に基づ

き、約17.4日後までの運転が可能であるとしている(図8-5)。

当院は、原子炉の冷却継続時間の評価に関して、水源の保有水量、除熱手段、蓄電池の給電継続時間、電源車の設計条件に着目して、以下の点を確認した結果、発電所内の3機全てで全交流電源喪失が発生することを前提とした場合の原子炉の冷却継続時間として、約17.4日後までが算定されていることについては問題ないと考える。

- ▶ 補助給水タンク、2次系純水タンク3号の保有水量については、各々、610m³、2,600m³が評価で用いられているが、運転関係内規により、水量はこの数値以上で管理されている。なお、2次系純水タンク3号からはSG2次側及びSFPへ同時に給水するとしている。また、各水源が枯渇する時間については、各水源の保有水量とその時点での崩壊熱から算定される必要給水量から評価されている。更に、余熱除去系を用いた原子炉の冷却に切り替えるため水源に係る継続時間の制限はない。
- ▶ 蓄電池の継続運転時間である約5時間については、蓄電池の設計仕様を前提として、不要負荷を切離すことにより確保される。
- ▶ 1号機及び2号機用に1台ずつ、3号機用に2台配備された電源車の容量は、1台当たり1,825kVA(報告書提出時点では1号機:300kVA 1台、2号機:300kVA 1台、3号機:4,500kVA 1台、予備:300kVA 1台)であり、他方、3号機の原子炉及びSFPの両方の冷却を実施する場合に必要な系統負荷(直流電源、計装用電源、中央制御室空調設備、アニュラス空気再循環、低温停止に必要な補機類設備等)の合計値が約3,000kVAであり、電源車の容量に比べ小さい。
- ▶ 電源車の燃料(重油)は、1号機、2号機及び3号機のDG燃料油貯油槽(530キロリットル)及び3号機補助ボイラ燃料タンク(102キロリットル)で貯蔵され、貯蔵量は運転関係内規で管理されている。
- ▶ 電源車の運転継続時間については、3機同時に全交流電源喪失が発生した場合に、1号機及び2号機で1台ずつ、3号機で2台運転すると仮定した容量(4台で合計容量7,300kVA)に対する必要な系統負荷割合から判断し、最も保守的である100%負荷運転時の燃費(約378kg/時)に基づき算定されている。

なお、本評価結果は、全交流電源喪失事象のみが単独で発生した場合の評価であり、地震や津波の影響を受けて全交流電源喪失事象が発生した場合の評価は、10章において別途記載する。

3) SFPの冷却について

四国電力は、原子炉運転中に全交流電源喪失が発生した場合に、SFPへの給水のための水源としては、2次系純水タンク3号、淡水タンク及び海水を利用できるとしている。各水源の枯渇時間については、各水源の保有水量とSFPにある燃料の崩壊熱で決まる必要給水量から算定し、2次系純水タンク3号は約4日後、淡水タンクは約28日後としている。なお、海水の取水については、消防自動車に期待する約45.3日後の時点では、発電所内に備蓄し、1～3号機で共用する消防自動車燃料の軽油が全て消費されていることから使用できないとしている。

また、2次系純水タンク3号からの給水は、同タンクが枯渇するまでに、電源車により給電される1次系純水サービスポンプを用いて2次系純水タンク3号水をSFPへ給水するとしている。淡水タンクからの消防自動車及び1次系純水サービスポンプを使用した給水は、電源を必要としない消防自動車及び電源車により給電される1次系純水サービスポンプを用いて淡水タンク水をSFPへ給水するとしている。電源車の燃料である重油は約17.4日後までに枯渇し、1次系純水サービスポンプは使用できなくなるので、淡水タンク水からSFPへの給水は、電源を必要としない消防自動車を使用した給水へ切り替え、消防車の燃料である軽油が枯渇するまでの約45.3日後までの運転が可能としている(図8-5)。

当院は、SFPの冷却継続時間の評価に関して、水源の保有水量、消防自動車の運転可能性に着目して、以下の点を確認した結果、冷却継続時間として約45.3日後までが算定されていることについては、問題ないとする。

- ▶ 水源である、2次系純水タンク3号、淡水タンクの保有水量については、SG2次側及びSFPへ同時に給水するとし、各々、 $2,600\text{m}^3$ 、 $5,200\text{m}^3$ が評価で用いられているが、これらは運転関係内規により、水量はこの数値以上で管理されている。また、各水源が枯渇する時間については、使用順位が定められた各水源の保有水量とその時点での崩壊熱から算定されている。
- ▶ 消防自動車の運転継続時間約45.3日後までは、1～3号機とも全交流電源喪失が発生し発電所に備蓄してある消防自動車燃料の軽油が全て消費されているとして算定されている。

なお、本評価結果は、全交流電源喪失事象のみが単独で発生した場合の評価であり、地震や津波の影響により全交流電源喪失事象が発生した場合の評価は、10章において別途記載する。

4) 1次冷却材ポンプのシール部からの漏えいの取扱い

当院は、審査の過程において四国電力に対して、全交流電源喪失時に1次冷却材ポンプ（以下「RCP」という。）のシール部からの漏えいの評価について説明を求め、当該事象の取扱いについての確認を行った。

四国電力は、全交流電源喪失時に、RCPへの封水注入機能及びRCPシール部の冷却機能（サーマルバリアへの冷却水通水）が失われた場合のシール部からの漏えい率として、1次冷却材圧力15.4MPaにおいてRCP1台当たり約1.5m³/hを想定している。RCPからの漏えい率1.5m³/hの想定については、RCPシールの構造、特性等の設計条件、全交流電源喪失時におけるRCPシール部の挙動を明らかにしたうえで、機械工学便覧に示されている評価式等を用いて、No.1シール、No.2シール及び封水戻りラインバイパスオリフィスにおける各々の流量を差圧-流量特性に基づく解析によって求めたとしている。(図8-6)

また、全交流電源喪失時には、RCPシール部は一時的には通常運転時の1次冷却材温度（約290℃）に晒されるものの、シール部品としての金属材料等は十分な耐熱性能を有していること、シール部品間に用いているリングについては、RCP製造メーカーにより全交流電源喪失時に想定される1次冷却材の温度、圧力を模擬したリングの検証試験によって、全ての試験体（24個）について、健全性が維持されていることが確認されているとしている。(図8-7)

四国電力は、全交流電源喪失時には、タービン動補助給水ポンプの運転及び主蒸気逃がし弁開放による2次系からの冷却により、1次冷却系を約170℃、約0.7MPaまで減温、減圧しプラントを安定させる操作手順を作成しているが、この場合のプラントの挙動について熱流動解析コードRELAP5を用いて解析し、RCPシール部からの漏えい率1.5m³/hを考慮しても、炉心冷却が適切に実施され、操作手順を実現できることを確認したとしている。(図8-8)

当院は、四国電力の実施したシール部からの漏えい評価に関して、リングの検証試験結果、漏えいを反映したプラント挙動解析に着目し、以下の点を確認した結果、RCPシール部からの漏えいの取扱いについては、問題ないと考えられる。

- ▶ RCP1台当たり1.5m³/hに設定した漏えい率は、No.1シール、No.2シール及び封水戻りラインバイパスオリフィスの差圧-流量特性に基づ

いて評価しているが、評価手法の妥当性について過去の実験データによる検証結果も含めて提示するよう要求したところ、検証結果等の提示があり、以下の事項を確認できたことから、漏えい率の評価は適切に行われていると考える。

- ✓ No. 1 シールは非接触式の限定漏えい型のシールであり、高温、高圧環境下におけるシール構成部品の変形量を、汎用コード (ABAQUS) を用いた有限要素法 (FEM) 解析により求め、この変形量を用いて隙間の形状を評価した上で、層流の基本式 (機械工学便覧) を用いて No. 1 シールの差圧—流量特性の評価が行われていること、No. 2 シールは接触式のバランス型メカニカルシールであり、シール出口部で減圧沸騰が生じ、臨界流であることをもとに、微小隙間流れの流量計算式 (同便覧) 及び臨界流の式を用いた No. 2 シールの差圧—流量特性の評価が行われていること、封水戻りラインバイパスオリフィスについては、水単相及び気液二相流の圧力損失式 (気液二相流技術ハンドブック等) を用いて差圧—流量特性を算出していること、RCPシール部からの漏えい量については、No. 1 シールにおける流量が、No. 2 シールにおける流量及び封水戻りラインバイパスオリフィスにおける流量とバランスする点として算出していること。
- ✓ 評価方法については、過去の実験データの試験条件に基づき評価した漏えい量との比較検証を行い、評価結果と実験結果がよく一致していることを確認していること。
- Oリングの耐熱性能については、当初の報告においては、全交流電源喪失が短期間継続 (5 及び 20 時間) することを想定した試験結果での評価であり、四国電力は、自主的に炉心の安定的な定常状態の維持を想定した全交流電源喪失が長期間継続することを想定した追加試験 (4 個) を準備しているとのことであったことから、それらの温度、圧力条件、保持時間の適切性を示した上で試験結果を提示するよう要求したところ、試験結果の提示がなされ、以下の事項を確認したことから、Oリングの性能が適切に評価されているとともに、試験結果の試料数が及ぼす影響は小さいものであることが確認できた。
 - ✓ 長期間保持 (7 日間) を想定した試験結果により Oリングは破損することなく健全性は維持できることが確認されたこと。
 - ✓ 長期間保持に係る検証試験の内容については、全交流電源喪失発生後のプラント挙動として、主蒸気逃がし弁、タービン動補助給水ポンプを用いた減温、減圧操作により、約 39 時間で安定な状態 (1 次冷却材温度：約 170℃、圧力：約 0.7 MPa) に移行するものの、その状態を上

回る状態で、約7日間まで保持した結果、Oリングの健全性が維持できる結果が示されたこと。

- ✓ Oリング性能試験結果の妥当性への試料数による影響については、品質管理状況の確認方法を示すよう要求したところ、四国電力が実施した調査において、計268体のOリング製造データを確認し、バラツキの程度が小さく均一な製品が供給されており、Oリング性能試験に用いた試料数で実機において使用されているOリングを代表できることが確認されたこと。
- RCPシール部からの1次冷却材の漏えいを考慮して、主蒸気逃がし弁、タービン動補助給水ポンプを用いた1次冷却系の減温、減圧操作により炉心損傷に至ることなく、プラントが安定な状態に移行できることを示すことについて要求したところ、四国電力から熱流動解析コードRELAP5を用いた解析結果の提示があり、この解析結果について以下の事項を確認したことから、漏えい発生時のプラント挙動評価は適切に評価されていると考える。
- ✓ 国内外の実験施設で実施されたPWRの小破断LOCA及び過渡事象を模擬した実験に対して検証がなされ、適用性が確認された解析コードが使用されていること。
- ✓ 全交流電源喪失時の運転操作を含め、適切な解析条件が用いられていることが確認できたこと。
- ✓ 旧日本原子力研究所で実施された自然循環実験の結果と比較し、RCPシール部からの1次冷却材漏えいが自然循環維持に与える影響はないことが示されていること。

(4) 全交流電源喪失時のSFPの冷却継続時間の評価（原子炉停止中）

- 四国電力は、プラント停止中の当該評価においては、(3) 1) で示したようにウラン燃料より崩壊熱の高いMOX燃料が選択的にSFPに貯蔵されていると仮定し最も崩壊熱が高くなる条件を考慮している。SFPを共用する1号機・2号機（ともにウラン燃料装荷）から輸送される使用済燃料についても、最高燃焼度を55,000MWd/tとする高燃焼度ステップ2ウラン燃料が1号機・2号機からそれぞれ約1/3炉心分ずつ定期的に3号機SFPに輸送されてくると仮定したとしている。なお、SFP貯蔵燃料の崩壊熱への影響が大きい取出直後の燃料の冷却期間7.5日は、これまでの定期検査の実績と比較して保守的な値であるとしている。また、崩壊熱についても(3) 1) で示したものを使用したとしている。他号機の運転状態については、評価が最も厳しくなる条件（1、2号機停止中、(3号機停止中)）を選定している。（表8-1）

SFPへ注水するための水源としては、2次系純水タンク3号、淡水タンク及び海水を利用すること、更に除熱手段としてはSFP水浄化冷却系を用いたSFPの冷却が可能であるとしている。2次系純水タンク3号の水源の枯渇時間については、同水源の保有水量とSFPにある燃料の崩壊熱から算定し、約6日後であるとしている。更に、海水系統は健全であることから、電源車により海水ポンプ等を起動することでSFP水浄化冷却系を用いたSFPの冷却に切り替えることが可能であるとしている。電源車の燃料である重油は、約17.4日後に枯渇するので、淡水タンクを水源とし電源を必要としない消防自動車を使用した給水によるSFPの冷却に切り替え、その後は電源供給機能の継続時間の制限はないとしている。淡水タンクの水源の枯渇時間については、同水源の保有水量とSFPにある燃料の崩壊熱から算定し、約28日後であるとしている。この後は、水源を海水に切り替え、消防自動車を使用した給水によるSFPの冷却を行うとしている。なお、海水の取水については、消防自動車に期待する約40.3日後の時点では、発電所内に備蓄し、1～3号機で共用する消防自動車燃料の軽油が全て消費されていることから使用できないとしている。

また、電源供給が必要な負荷は、1次系純水サービスパンプ及びSFPで除熱機能の継続に必要なSFP水浄化冷却系であり、電源車の燃料である重油が枯渇するまでの約17.4日後まで電源車からの給電により対応できるとしている(図8-9)。

当院は、四国電力が実施したSFPの冷却継続時間の評価に関して、燃料の想定、水源の保有水量、除熱手段の確保に着目して、以下の点を確認した結果、約40.3日までが算定されていることについては、問題ないとする。

- SFPに貯蔵する燃料の評価条件については、(3)1)で確認したとおり問題ない。
- 水源である、2次系純水タンク3号、淡水タンクの保有水量については、各々、 $2,600\text{m}^3$ 、 $5,200\text{m}^3$ が評価で用いられているが、これらは運転関係内規により、水量はこの数値以上で管理されている。また、各水源が枯渇する時間については、使用順位が定められた各水源の保有水量とその時点でのSFPにある燃料の崩壊熱で決まる必要給水量及び除熱手段であるSFP水浄化冷却系を用いたSFP冷却の期間から算定されている。
- 海水取水については、発電所の1～3号機で共用する軽油を燃料とする消防自動車を使用するため燃料が消費される約40.3日後までと制限されている。

なお、本評価結果は、全交流電源喪失事象のみが単独で発生した場合の評価であり、地震や津波の影響により全交流電源喪失が発生した場合の評価は、10章において別途記載する。

8. 2 クリフエッジの特定について

8. 1の確認結果を踏まえ、原子炉運転中及び原子炉停止中の全交流電源喪失事象に対して、原子炉及びSFPの燃料を対象として、緊急安全対策等実施後の冷却継続時間の確認結果を以下に示す。

(1) 原子炉運転中の冷却継続時間の確認結果

原子炉運転中の原子炉に対する冷却継続時間は、電源供給機能（電源車の燃料（重油））の喪失により決まる約17.4日後までとなり、SFPに対する冷却継続時間は、給水機能（消防自動車の燃料（軽油））の喪失により決まる約45.3日後までとなる。

(2) 原子炉停止中の冷却継続時間の確認結果

原子炉停止中のSFPに対する冷却継続時間は給水・除熱機能（消防自動車の燃料（軽油））の喪失により決まる約40.3日後までとなる。

8. 3 緊急安全対策等の効果について

原子炉運転中及び原子炉停止中の全交流電源喪失事象に対して、原子炉及びSFPの燃料を対象として、緊急安全対策等実施前後の冷却継続時間に着目して効果の確認を行った。

四国電力は、原子炉の冷却継続時間については、緊急安全対策等実施前には蓄電池の容量である約5時間後までであったが、緊急安全対策等において設置された電源車による給電時間の延長により約17.4日後までに延長できたとしている。SFPの冷却継続時間については、緊急安全対策等実施前には、ピット水温度が100℃になるまでの約8時間後（原子炉停止中）までであったが、緊急安全対策等において設置された消防自動車による給水時間の延長により、約40.3日後までに延長できたとしている。

また、今後、防護措置が確実に実行できるよう、教育、訓練を通じて改善を図りながら実効性を維持・向上させていく計画であるとしている。

当院は、以上のとおり、実施済の緊急安全対策等について効果があることを確認した。また、四国電力においては、将来的に継続して防護対策について、

運用面で、一層の充実を図る計画を有しており、継続的に安全性の向上が図られることを確認した。

8. 4 当院の評価（まとめ）

当院は、四国電力が実施した全交流電源喪失が発生した場合の事象進展の特定、原子炉及びSFPの冷却継続時間の評価については、発電所内の3機全てで全交流電源喪失が発生することを前提として、原子炉運転中及び原子炉停止中の条件の下で、適切に実施されたと考える。すなわち、事象進展の特定についてはイベントツリーにより適切に評価されており、また、冷却継続時間の評価条件や評価方法等についても妥当なものとする。

従って、原子炉運転中に全交流電源喪失が発生した場合に、原子炉の冷却継続時間は約17.4日後まで、SFPの冷却継続時間は約40.3日後までであるとし、また、緊急安全対策等の実施により、原子炉の冷却継続時間は約5時間後までから約17.4日後までに、SFPの冷却継続時間は約8時間後までから約40.3日後までに延長できるとする四国電力の評価は妥当なものとする。

また、四国電力が、防護措置の実効性を一層向上させるため、今後、防護措置が確実に実行できるよう、教育、訓練を通じて改善を図りながら実効性を維持・向上させていく計画を有していること等、安全性の向上に向けて運用面で一層の充実を目指していることは望ましいこととする。

なお、本章の議論は、全交流電源喪失事象のみが単独で発生した場合の評価であり、地震や津波の影響により全交流電源喪失事象が発生した場合の評価は、10章において別途記載する。

9. 最終ヒートシンク喪失に関する評価

本章においては、四国電力により、最終ヒートシンク喪失事象が発生した場合の事象の進展が特定され、燃料の重大な損傷に至ることなく原子炉及びSFPの冷却を継続できる時間の評価が適切に行われたかどうかを確認した。

最終ヒートシンク喪失事象は、原子炉の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、海水による冷却系統が全て機能喪失する事象である。

最終ヒートシンク喪失事象が発生した場合には、原子炉については、蒸気を駆動源とするタービン動補助給水ポンプまたは電動補助給水ポンプによりSG 2次側に給水を行うことにより原子炉の冷却を行い、SFPについては、燃料の崩壊熱により失われるピット水を外部から補給することにより冷却を行うことが必要になる。

当院は、原子炉及びSFPの冷却を継続できる時間については、発電所内の3機全てで最終ヒートシンク喪失が発生することを前提として、原子炉が運転中の場合と停止中の場合に区別して確認を行うとともに、原子炉とSFPのそれぞれについて確認を行った。また、最終ヒートシンク喪失時に懸念される1次冷却材ポンプのシール部からの冷却材の漏えいについても影響の確認を行った。更に、これまでに講じた防護対策の有効性についても確認を行った。

その結果、当院は、四国電力が実施した最終ヒートシンク喪失事象が発生した場合の事象進展の特定、原子炉及びSFPの冷却継続時間の評価については、原子炉運転中及び原子炉停止中の条件の下で、適切に実施されたと考える。以下、当院が確認した内容の詳細を記載する。

なお、本章における冷却継続時間の確認は最終ヒートシンク喪失事象のみが単独で発生したと仮定するものであり、地震や津波の影響は考慮されていない。地震や津波の影響を受けた場合に、最終ヒートシンク喪失事象が発生した場合の冷却継続時間の確認は、10章において別途記載する。

9. 1 最終ヒートシンク喪失時の事象進展と冷却継続時間について

(1) 最終ヒートシンク喪失時の事象進展

1) 原子炉の冷却

四国電力は、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までの事象進展をイベントツリーにより評価し、この場合に使用できる防護措置を明らかにしたとしている。具体的には、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によりSG 2次側への給水

を行い原子炉の冷却を継続するとし、SG 2次側への給水継続に失敗した場合には、燃料の重大な損傷に至るとしている。

また、タービン動補助給水ポンプまたは電動補助給水ポンプによるSG 2次側への給水については、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たとしている（図9-1）。

当院は、四国電力が作成したイベントツリーについて、給水手段の確保、水源の確保、除熱手段の確保及び使用できる防護措置の区分に着目して以下のとおり確認した結果、最終ヒートシンク喪失事象から燃料の重大な損傷までの事象進展の特定が適切になされており問題ないとする。

なお、四国電力の作成したイベントツリーにおいては、給水手段の確保、水源の確保及び除熱手段の確保に係る安全機能に着目して、当該安全機能を有する各設備に応じて安全機能を確保できる期間を示すために成功と失敗の分岐を用いており、PSAで一般的に使用されるイベントツリーの分岐の考え方とは異なった取扱いをしていることについても確認した。

- ▶ 最終ヒートシンク喪失時の炉心冷却に必要なタービン動補助給水ポンプまたは電動補助給水ポンプの利用にあたり、水源として、補助給水タンクに加えて、2次系純水タンク3号、淡水タンク及び海水を利用すること、更には海水取水用水中ポンプによる余熱除去系を用いた原子炉の冷却が可能であることが示されている。
- ▶ 工事計画で対象とした設備、AM設備、緊急安全対策設備が区分されており、使用できる防護措置の区分が明確になっている。

2) SFPの冷却

四国電力は、最終ヒートシンク喪失によりSFPの冷却機能が喪失するため、SFPへの給水を実施することにより燃料を冷却するとしている。SFPへの給水が停止し、燃料の崩壊熱が除去できなくなると、最終的には燃料の重大な損傷に至るとしている（図9-2）。

当院は、四国電力のイベントツリーにおいて、水源の確保、除熱手段の確保及び使用できる防護措置の区分に着目し、以下とおり確認した結果、SFPの冷却については、最終ヒートシンク喪失事象から燃料の重大な損傷までの事象進展の特定が適切になされており問題ないとする。

なお、四国電力が作成したイベントツリーにおいては、SFPへの給水・除熱機能を有する各設備に応じて給水・除熱機能を確保できる期間を示すために成功と失敗の分岐を用いており、PSAで一般的に使用されるイベントツリー

とは異なった取扱いをしていることについても確認した。

- ▶ 最終ヒートシンク喪失後にSFPへの給水を実施するために、2次系純水タンク3号を水源として1次系純水サービスポンプを使用した給水、淡水タンクを水源として消防自動車及び1次系純水サービスポンプを使用した給水、淡水タンクを水源として消防自動車を使用した給水及び海水を水源として消防自動車を使用した給水を行うこと、更にはSFP水浄化冷却系を用いたSFPの冷却（停止時）が可能であることが示されている。
- ▶ イベントツリーのヘディングでは、これらの水源は、工事計画で対象とした設備あるいは緊急安全対策設備であることが示されており、使用できる防護措置の区分が明確になっている。

（2）最終ヒートシンク喪失時の原子炉及びSFPの冷却継続時間の評価（原子炉運転中）

1）評価条件

四国電力は、最終ヒートシンク喪失時の原子炉及びSFPの冷却に必要な給水量の評価において、想定する燃料の仕様及び崩壊熱に関する評価条件は、全交流電源喪失時と同じ取扱いとしており、8.1(3)1)のとおり問題ないとする。他号機の運転状態については、評価が最も厳しくなる条件（1号機運転中、2号機停止中、（3号機運転中））を選定している。（表9-1）

2）原子炉の冷却について

四国電力は、運転時に最終ヒートシンク喪失が発生した場合に期待する水源として、補助給水タンク、2次系純水タンク3号、淡水タンクの順に切り替え、最終的には海水を取水し補助給水タンクまたは2次系純水タンク3号に補給することで給水を継続できるとしている。更に、海水取水用水中ポンプを用いた余熱除去系による原子炉の冷却により早期に冷温停止状態への移行が可能であるとしている。各水源が枯渇する時間については、各水源の保有水量と原子炉の崩壊熱に対応する必要給水量から算定し、補助給水タンクは約9時間後、2次系純水タンク3号は約4日後になるとしている。枯渇までに、余熱除去系を用いた原子炉の冷却に切り替えるため、継続時間の制限はないとしている。

また、運転時に最終ヒートシンク喪失が発生した場合、SGの水位制御を行いながら給水するために、水位監視機器等へ、給水に使用する1次系純水サービスポンプへ、更に、原子炉の冷却に用いる余熱除去系への給電が必要であるが、外部電源により給電が維持されるとしている。（図9-3）

当院は、原子炉の冷却継続時間の評価に関して、水源の保有水量と余熱除去系を用いた原子炉の冷却に着目して、以下の点を確認した結果、冷却継続時間として制限がないとしていることについては問題ないとする。

- 補助給水タンク、2次系純水タンク3号の保有水量については、各々、610m³、2,600m³が評価で用いられているが、運転関係内規により、水量はこの数値以上で管理されている。なお、2次系純水タンク3号からはSG2次側及びSFPへ同時に給水するとしている。また、各水源が枯渇する時間については、各水源の保有水量とその時点での崩壊熱から算定される必要給水量から評価されている。枯渇までに、海水取水用水中ポンプによる余熱除去系を用いた原子炉の冷却に切り替えるため、継続時間の制限はないとしている。

なお、この値は、最終ヒートシンク喪失事象のみが単独で発生した場合の評価結果であり、地震や津波の影響を受けて最終ヒートシンク喪失事象が発生した場合の評価は、10章において別途記載する。

3) SFPの冷却について

四国電力は、運転時に最終ヒートシンク喪失が発生した場合に、SFPへの給水のための水源としては、2次系純水タンク3号、淡水タンク及び海水を利用できるとしている。各水源の枯渇時間については、各水源の保有水量とSFPにある燃料の崩壊熱で決まる必要給水量から算定し、2次系純水タンク3号は約4日後、淡水タンクは約28日後としている。なお、海水の取水については、消防自動車に期待する約47.6日後の時点では、発電所内の1～3号機で共用する消防自動車燃料の軽油が全て消費されていることから使用できないとしている(図9-3)。

当院は、SFPの冷却継続時間の評価に関して、水源の保有水量、消防自動車の運転可能性に着目して、以下の点を確認した結果、冷却継続時間として約47.6日後までが算定されていることについては、問題ないとする。

- 水源である2次系純水タンク3号、淡水タンクの保有水量については、SG2次側及びSFPへ同時に給水するとし、各々、2,600m³、5,200m³が評価で用いられているが、運転関係内規により水量はこの数値以上で管理されている。また、各水源が枯渇する時間については、使用順位が定められた各水源の保有水量と水源切替時点での崩壊熱から算定される必要

給水量から評価されている。

- 消防自動車の運転継続時間約47.6日後までは、1～3号機とも最終ヒートシンク喪失が発生し発電所に備蓄してある消防自動車燃料の軽油が全て消費されているとして算定されている。

なお、この値は、最終ヒートシンク喪失事象のみが単独で発生した場合の評価結果であり、地震や津波の影響により最終ヒートシンク喪失事象が発生した場合の評価は、10章において別途記載する。

4) 1次冷却材ポンプのシール部からの漏えいの取り扱い

四国電力は、最終ヒートシンク喪失時におけるRCPのシール部からの漏えいの取扱いについては、全交流電源喪失時と同じであるとしていることから、当院としては、8.1(3)4)に示すとおり、問題ないとする。

(3) 最終ヒートシンク喪失時のSFPの冷却継続時間の評価(原子炉停止中)

四国電力は、プラント停止中の当該評価においては、8.1(3)1)で示したようにウラン燃料より崩壊熱の高いMOX燃料が選択的にSFPに貯蔵されていると仮定し最も崩壊熱が高くなる条件を考慮している。SFPを共用する1号機・2号機(ともにウラン燃料装荷)から輸送される使用済燃料についても、最高燃焼度を55,000MWd/tとする高燃焼度ステップ2ウラン燃料が1号機・2号機からそれぞれ約1/3炉心分ずつ定期的に3号機SFPに輸送されてくると仮定したとしている。なお、SFP貯蔵燃料の崩壊熱への影響が大きい取出直後の燃料の冷却期間7.5日は、これまでの定期検査の実績と比較して保守的な値であるとしている。また、崩壊熱についても8.1(3)1)で示したものを使用したとしている。他号機の運転状態については、評価が最も厳しくなる条件(1号機運転中、2号機停止中、(3号機停止中))を選定している。(表9-1)

SFPへ注水するための水源としては、2次系純水タンク3号、淡水タンク及び海水を利用すること、更に、除熱手段としては、海水取水用水中ポンプを用いたSFP水浄化冷却系を用いたSFPの冷却が可能であるとしている。2次系純水タンク3号の水源の枯渇時間については、同水源の保有水量とSFPにある燃料の崩壊熱から算定し、約6日後であるとしている。次に、海水取水用水中ポンプによるSFP水浄化冷却系を用いたSFPの冷却に切り替えるため継続時間の制限はないとしている(図9-4)。

当院は、四国電力が実施したSFPの冷却継続時間の評価に関して、燃料の

想定、水源の保有水量、除熱手段の確保、海水取水の設定に着目して、以下の点を確認した結果、SFPの冷却の継続時間の制限はないとしていることについては、問題ないとする。

- SFPに貯蔵する燃料の評価条件については、8.1(3)1)で確認したとおり問題はない。
- 2次系純水タンク3号の保有水量については、2,600m³が評価で用いられているが、運転関係内規により水量はこの数値以上で管理されている。また、水源が枯渇する時間については、その保有水量とその時点での燃料の崩壊熱で決まる必要給水量から算定されている。枯渇までに、海水取水用水中ポンプによるSFP水浄化冷却系を用いたSFPの冷却に切り替えるため、継続時間の制限はないとしている。

なお、この値は、最終ヒートシンク喪失事象のみが単独で発生した場合の評価結果であり、地震や津波の影響を受けて最終ヒートシンク事象が発生した場合の評価は、10章において別途記載する。

9.2 クリフエッジの特定について

9.1の確認結果を踏まえ、原子炉運転中及び原子炉停止中の最終ヒートシンク喪失事象に対して、原子炉及びSFPの燃料を対象として、緊急安全対策等実施後の冷却継続時間の確認結果を以下に示す。

(1) 原子炉運転中の原子炉及びSFPの冷却継続時間の確認結果

原子炉運転中の原子炉に対する冷却継続時間については、海水取水用水中ポンプによるSFP水浄化冷却系を用いた給水・除熱機能が確保できることから継続時間の制限はなく、SFPに対する冷却継続時間は、給水機能（消防自動車の燃料（軽油））の喪失により決まる約47.6日後までとなる。

(2) 原子炉停止中のSFPの冷却継続時間の確認結果

原子炉停止中のSFPに対する冷却継続時間については、海水取水用水中ポンプによるSFP水浄化冷却系を用いた給水・除熱機能が確保できることから、継続時間の制限はない。

9.3 緊急安全対策等の効果について

原子炉運転中及び原子炉停止中の最終ヒートシンク喪失事象に対して、原子炉及びSFPの燃料を対象として、緊急安全対策等実施前後の冷却継続時間に着目して効果の確認を行った。

四国電力は、原子炉運転中の原子炉の冷却継続時間については、緊急安全対策等実施前には補助給水タンク及び2次系純水タンク3号の水源で定まる約4日後までであったが、海水ポンプの代替である海水取水用水中ポンプを用いて余熱除去系による冷却に切り替えることで、継続時間の制限はないとしている。SFPの冷却継続時間については、緊急安全対策等実施前には、2次系純水タンク3号の水源で定まる約4日後までであったが、緊急安全対策等として設置された淡水タンク及び消防自動車を用いた海水取水を活用した水源の増加により、約47.6日後までに延長できたとしている。

9.4 当院の評価（まとめ）

当院は、四国電力が実施した最終ヒートシンク喪失が発生した場合の事象進展の特定、原子炉及びSFPの冷却継続時間の評価については、発電所内の3機全てで最終ヒートシンク喪失が発生することを前提として、原子炉運転中及び原子炉停止中の条件の下で、適切に実施されたと考える。すなわち、事象進展の特定についてはイベントツリーにより適切に評価されており、また、冷却継続時間の評価条件や評価方法等についても妥当なものとする。

従って、原子炉運転中に最終ヒートシンク喪失事象が発生した場合に、原子炉の冷却継続時間については継続時間の制限はなく、SFPの冷却継続時間は約47.6日後までであるとし、また、緊急安全対策等により、原子炉の冷却継続時間は約4日後までから継続時間の制限なしに、SFPの冷却継続時間は、約4日後までから約47.6日後までに延長できるとする四国電力の評価は妥当なものとする。

また、四国電力においては、最終ヒートシンク喪失時の対応として、将来的に継続して防護対策について、海水ポンプモータの配備等一層の充実を図る計画を有しており、継続的に安全性の向上が図られていることは望ましいことと考える。

なお、本章の議論は、最終ヒートシンク喪失事象のみが単独で発生した場合の評価であり、地震や津波の影響により最終ヒートシンク喪失事象が発生した場合の評価は、10章において別途記載する。

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

本章においては、地震、津波及び地震・津波の重畳時における原子炉及びSFPの冷却継続時間の確認を行った。これは、8章及び9章における全交流電源喪失や最終ヒートシンク喪失に関する評価に、地震、津波を重ね合わせた事象について評価するものである。

このため、地震、津波及び地震・津波の重畳時のそれぞれの発生時において、原子炉及びSFPの冷却に使用する各設備・機器に対して、耐震クラス、津波時の浸水高さの観点から使用の可否が適切に判断されているかを確認した上で、事象発生時に期待されている緊急安全対策等に係る運転操作、作業について、電源供給、SGへの給水、SFPへの給水の3つの安全機能に着目して、必要な運転操作や作業項目が適切に抽出されているか、一連の運転操作、作業が許容される時間内に実施できるかの観点から、成立性の確認を行った。

地震、津波及び地震・津波の重畳時の原子炉及びSFPの冷却継続時間の評価については、発電所内の3機全てが被災することを前提として評価に用いた評価条件が、5章、6章及び7章のクリフエッジ評価結果を反映したものであるか、耐震クラスの低い水源タンクの取扱いや津波高さ以下に設置されている設備・機器の使用可否の判断が適切かについて確認を行った。

その結果、地震、津波及び地震・津波の重畳時における事故シナリオの成立性に問題はなく、また四国電力が実施した原子炉及びSFPの冷却継続時間の評価は適切に実施されており、その結果についても問題ないとする。以下、当院が確認した内容の詳細を記載する。

10.1 地震、津波及び地震・津波の重畳時の収束シナリオについて

四国電力は、地震時においては、原子炉の冷却については、 $1.50 \times S_s$ までの地震に対しては、電源車から監視機器等への給電を行いつつ、タービン動補助給水ポンプにより補助給水タンクの水を、更にタンク水が枯渇するまでに、消防自動車によりタンクに給水した海水をSG2次側に注水することにより冷却を継続することが可能であるとしている。更に、海水取水用水中ポンプを利用した余熱除去系による炉心冷却（運転時）が可能であるとしている。SFPの冷却については、プラントとしての耐性を評価する観点から、地震時のクリフエッジを原子炉と同様のクリフエッジで評価し、 $1.50 \times S_s$ までは、消防自動車により給水した海水をSFPに注水することで冷却が可能であるとしている。

また、津波時においては、原子炉の冷却については、津波高さT.P.+14.2mまでは、電源車から給電し、タービン動補助給水ポンプにより補助給水タ

ンクの水を、タンク水枯渇後は2次系純水タンク3号の水をSG2次側に注水する。更に海水取水用水中ポンプを用いた余熱除去系による原子炉の冷却（運転時）が可能であるとしている。SFPの冷却については、プラントとしての耐性を評価する観点から、津波時のクリフエッジを炉心と同様のクリフエッジ（津波高さT.P.+14.2m）で評価し、2次系純水タンク3号及び淡水タンクがこのクリフエッジ高さよりも高い位置に設置されているため使用可能であるとしている。このため、電源車から給電することによる1次系純水サービスポンプ、あるいは消防自動車による淡水の注水が可能である。更に、海水取水用水中ポンプを用いたSFP水浄化冷却系（停止時）による冷却及び消防自動車を利用した海水の注水によるSFPの冷却が可能であるとしている。

更に、地震・津波の重畳時においては、原子炉の冷却については、1.50×Ssまでの地震及び津波高さT.P.+14.2mまでは、電源車から監視機器等へ給電を行いつつ、タービン動補給水ポンプにより補助給水タンク水を、タンク水枯渇後は、消防自動車によりタンクに給水した海水をSG2次側に注水することにより原子炉の冷却を継続することが可能であるとしている。更に、海水取水用水中ポンプを用いた余熱除去系による原子炉冷却が可能であるとしている。SFPの冷却については、クリフエッジの1.50×Ssの地震及び津波高さT.P.+14.2mまでは、消防自動車により給水した海水をSFPに注水することで冷却が可能であるとしている。

当院は、地震、津波及び地震・津波の重畳時の事象シナリオについては、地震時、津波時及び地震・津波重畳時のそれぞれに対して、5章、6章及び7章で議論したとおり、電源供給に係る設備・機器及び水源確保に係る設備・機器について、耐震クラス、津波時の浸水高さの観点から使用可否が適切に判断され、原子炉の冷却及びSFPの冷却に係る事象進展に反映されていることから、問題ないと考える。

10.2 緊急安全対策に係る運転操作、作業の成立性について

四国電力は、緊急安全対策に係る運転操作、作業の成立性に係る評価において、対象とする事故シナリオとして、発電所内の3機全てが被災することを前提に地震・津波の重畳した全交流電源喪失を選定したとしている。また、具体的な運転操作、作業項目については、電源確保、蒸気発生器への給水確保及びSFPへの給水確保に分類し、以下に示すものを選定したとしている。

▶ 電源確保

- ①不要直流電源負荷の切離し、②電源車から6.6kVメタクラと電源ケーブルの接続、③電源車起動前点検及び起動時間、④がれきの撤去、⑤電源車へ

の給油（重油）

➤ 蒸気発生器への給水

①主蒸気逃し弁の開度調整、②タービン動補助給水ポンプの流量調整、③1次冷却材ポンプシール戻り隔離弁等閉止操作、④蓄圧タンク出口弁の閉止操作、⑤消防自動車及び消火ホースの搬出、設置、運転、⑥消防自動車が移動困難な場合の対策、⑦補助給水タンクへの海水給水、⑧消防自動車への給油（軽油）

➤ SFPへの給水

①消防自動車（軽油）及び消火ホースの搬出、設置、運転、②SFPへの海水給水、③燃料の給油（軽油）

四国電力は、各運転操作、作業項目に必要な対応時間については、伊方発電所で実施された訓練実績に基づき、各運転操作、作業項目別に実測時間等を割り当て、これを積算して算定したとしている。また、運転操作、作業に必要な対応時間に対して、許容される時間を設定し、両者を比較することにより、成立性を判断したとしている。（図10-1、表10-1）。

具体的には、電源確保に必要な時間については、①不要直流電源負荷の切離し、②電源車から6.6kVメタクラと電源ケーブルの接続、③電源車の起動を含め、電源供給に必要な時間として、約2.2時間が算定されており、これらの一連の作業が蓄電池の枯渇時間である約5時間以内に行えるとしている。また、電源車の燃料タンクへの給油（重油）に必要な時間として、ホイールローダによるがれき撤去作業に要する時間約4.8時間とミニローリーによる燃料の運搬及び電源車4台への給油時間約2.5時間の合計として、約7.3時間が算定されており、これらの一連の作業が、電源車の燃料タンクが枯渇する電源車起動後約9時間以内に行えるとしている（図10-2）。

SG2次側への給水に必要な時間については、①主蒸気逃し弁の開度調整、②タービン動補助給水ポンプの流量調整、③1次冷却材ポンプシール戻り隔離弁等閉止操作、④蓄圧タンク出口弁閉止操作、⑤ホイールローダによるがれき撤去、⑥消防自動車及び消火ホースの搬出、運搬、設置、運転、⑦補助給水タンクへの海水給水の確保作業に必要な時間が約5.3時間と算定されており、これらの一連の作業が、補助給水タンクが枯渇する約11時間以内に行えるとしている（図10-3）。更に、アクセスルートの確保が困難な場合を想定し、消防自動車等の移動を伴わないで給水を確保する対策を講じているとしている。

SFPへの給水については、SGへの給水作業を終了した後に、同様に実施するとしており、①消防自動車及び消火ホースの搬出、運搬、設置、運転、②SFPへの海水給水の確保作業に必要な時間が約5.3時間と算定されており、これらの一連の作業がSFPの水位が通常から20cm低下する約10時間ま

で行うことができるとしている（図10-3）。

発電所の全号機同時被災時における上記3作業の初動対応（事象発生後電源車への1回目の給油完了まで）は、参集人員が期待できない場合を想定して、発電所当直員のみで運転操作及び作業を許容される制限時間内に完了できる体制をとっているとしている。要員の召集については、発電所近隣に居住する約300名を対象に要員召集の仕組みを構築しているとともに、徒歩で発電所に召集するまでの時間と召集率（居住人員の約30%を想定）を考慮し、緊急安全対策態勢を12時間で整えられるとしている。

当院は、緊急安全対策に係る運転操作、作業の成立性の評価において、地震・津波の重畳した全交流電源喪失シナリオを対象とすることは、地震、津波の単独の事象に起因する事故シナリオと比較した場合に、運転操作、作業等に許容される時間的余裕が短くなること及び建屋外での要員や車両の移動ルート障害として、道路損壊、がれきの散乱等が同時に想定されることから、より厳しい条件となり得ることから、問題ないと考える。

具体的な運転操作、作業項目の抽出については、電源確保、SGへの給水確保及びSFPへの給水確保の3つの安全機能に着目し、事象進展の解析結果も参考として、運転員、緊急安全対策要員が実施する運転操作、作業を時系列で分類・整理して抽出していることから、問題ないと考える。

また、対応時間の評価については、運転員及び緊急安全対策要員により伊方発電所で実施された訓練実績に基づき、各運転操作、作業項目別に訓練で確認された実績時間等を割り当てて算定されている。対応完了が許容される制限時間については、蓄電池の枯渇時間である約5時間、電源車燃料タンクの重油の枯渇時間である電源車起動後約9時間、補助給水タンク水が枯渇する時間である約11時間及びSFPへの給水開始時間である約10時間の選定について時間算定の根拠が示されており、両方の時間を比較することで成立性を判断していることから評価方法及び評価結果については問題ないと考える。（表10-2）

更に、当院は、事象発生直後に実施する運転員操作を対象として、現地調査により、以下の確認を行い、問題ないことを確認した。

- インバータ室で行う不要直流電源負荷の切離し作業については、直流コントロールセンター（2台）、補助建屋直流分電盤（2台）及び計装用分電盤（8台）のブレーカーが、蓄光テープで明示され、夜間においても識別でき、ブレーカーの切断作業が短時間でできる。
- 主蒸気管室で行う主蒸気逃し弁の開度調整作業については、当該弁に操作ハ

ハンドル及び開度計が設置されており、手動で開度調整ができる。

- 配管室エリアで行う1次冷却材ポンプシール戻りライン隔離弁等の閉止作業については、隔離が必要な6個の隔離弁全てに操作用ハンドルが設置されており、手動で隔離操作が実施できる。
- 補助給水ポンプエリアで行うタービン動補助給水ポンプの流量調整作業については、流量調整弁に操作ハンドル及び開度計が設置されており、手動で調整ができる。

現地調査では、事象発生後直後に実施する運転操作以外にも、安全確保の観点から重要な以下の項目について確認を行い、問題のないことを確認した。

- 蓄圧タンク出口弁の閉止操作は蓄圧タンク内の N_2 が炉内に混入し、SG伝熱管頂部に滞留し、1次系の自然循環を防げることを避けるために実施する。本操作は、電源車からの給電により、6.6kV母線が確保されており、中央制御室から運転員が閉止操作を行うことができる。なお、蓄圧タンクは、反応度の制御及び1次系インベントリ確保の観点から重要な設備である。
- 原子炉冷却の際に、タービン動補助給水ポンプの第一水源となる補助給水タンクの水位については、中央制御室に多重化された水位計が設置されており、運転員は水位の確認を容易に行うことができる。

また、当院は、緊急安全対策要員が実施する電源車と中継端子盤1(6.6kV高圧中継端子盤3号-1)との接続作業及び電源車の起動作業並びに召集要員が実施する消防自動車を用いた補助給水タンク及びSFPへの海水給水作業についても、現地で実施された模擬訓練を確認し、問題なく実施されたことを確認した。

これらの建屋内で実施する作業及び屋外で実施する作業については、中央操作室との連絡が必要となるが、地震、津波が重畳した状況においては、通常の発電所内の通信手段であるページングやPHSが使用できないことが想定されるため、模擬訓練では、屋内作業に対しては、現場に設置してある携帯式通信装置を用いて実施し、また、屋外作業に対しては、緊急時通信有線ケーブル及び携帯式通信装置を携行して実施していることを確認した。

伊方発電所周辺に居住する要員の召集については、約10km圏内に立地する伊方町内の寮、アパート、社宅・自宅に142名の技術系社員が居住していること、昼間で道路状態良好時に実際に徒歩による踏査を試みた結果、約2時間で発電所に到着できたこと、また、主参集ルートの国道197号にある6つの橋梁及び5つのトンネルは現地踏査によって橋梁・トンネルの健全性について確認したことから、これらの要員については、約12時間以内には、発電所

に召集できる可能性が高いことを確認した（図5-5）。

なお、四国電力は、審査における当院の指摘を踏まえ、平成23年12月29日以降は、発電所内に当番者（宿直）での対応体制を充実させているとともに、SFPの現場での水位確認に計測器の多様化を図っており、緊急安全対策の成立性の信頼性が向上していることについても確認した。

以上のことから、緊急安全対策に係る運転操作、作業の成立性については問題ないと考える。

10.3 原子炉及び使用済燃料ピットの冷却継続時間について

(1) 評価条件

四国電力は、地震、津波及び地震・津波の重畳時の原子炉及びSFP冷却継続時間の評価において、発電所内の3機全てが被災することを前提として以下に示す評価条件を採用するとしている。それ以外の評価条件は地震、津波を起因事象として考慮しない場合の全交流電源喪失、最終ヒートシンク喪失の評価（8章及び9章の基本シナリオ）で用いたものと同じであるとしている。また評価ではMOX燃料の崩壊熱を考慮した炉心及びSFPを対象としている。

- 各号機の運転状態については、最も評価が厳しくなる条件（原子炉：1号機停止中、2号機運転中、（3号機運転中）、SFP：1号機停止中、2号機運転中、（3号機停止中））を選定している。（表10-3）
- 地震時には、耐震Sクラスより下位の設備等は使用できないものとし、利用可能な水源は原子炉で補助給水タンク及び海水（消防自動車利用）、SFPで海水とする。
- 津波時には、クリフエッジとなる津波高さ（T.P.+14.2m）以下に設置されている設備、機器は使用できないものとする。伊方発電所ではSG2次側、SFP給水に用いる全てのタンクがクリフエッジ高さよりも高い位置に設置されているため使用可能である。また、海水も使用可能である。
- 伊方発電所3号機における海水取水用水中ポンプを用いた余熱除去系による原子炉冷却（運転時）及びSFP水浄化冷却系によるSFP冷却（津波評価における停止時）は、海水ピット内へのポンプ設置作業完了後に開始するものとする。評価において、原子炉冷却は全交流電源喪失・最終ヒートシンク喪失発生から4日経過後、SFP冷却は6日経過後に開始とする。

当院は、地震、津波及び地震・津波の重畳時の原子炉及びSFPの冷却継続

時間の評価に用いた評価条件については、耐震クラスの低い2次系純水タンク3号及び淡水タンクは損傷して使用できないと保守的に仮定していること、クリフエッジとなる津波高さ以下に設置されている設備・機器については使用できないと仮定していること及び重油の備蓄量については、平成23年12月22日時点の最新の備蓄量が反映されていることから、評価条件の設定は適切に行われていることを確認した。

SFPの水位の仮定に関しては、遮へい計算を行い、作業上問題ないこと（プール水面上で0.15mSv/h以下）、燃料頂部から約7.4m上までプール水位が確保されており、燃料の冷却に支障がないことから、問題ないことを確認した。

以上のことから、評価条件については問題ないと考える。

（2）評価結果

四国電力が実施した地震、津波及び地震・津波の重畳時における原子炉及びSFPの冷却継続時間の評価結果のまとめを表10-4に示す。

四国電力は、地震時の原子炉の冷却は、耐震クラスの低い2次系純水タンク3号及び淡水タンクが使用できなくなるため、耐震Sクラスの補助給水タンクが枯渇した後は消防自動車により補助給水タンクへ給水した海水をSG2次側へ注水し、その後、余熱除去系を用いた冷却に切り替えるとしている。この場合、電源車の燃料である重油の枯渇が制約条件となり約14.6日後までの冷却継続時間になるとしている。また、SFPの冷却についても、海水を燃料ピットに給水する消防自動車の燃料である軽油が制約条件となり、約18.6日後（原子炉停止時）までの冷却継続時間になるとしている。

津波時の原子炉の冷却は、SG2次側給水に用いる補助給水タンク及び2次系純水タンク3号がクリフエッジ高さよりも高い位置に設置されているため使用可能であり、これらが枯渇した後は、余熱除去系を用いた冷却に切り替えるとしている。この場合、電源車の燃料である重油の枯渇が制約条件となり約14.6日後までの冷却継続時間になるとしている。また、SFPの冷却については、2次系純水タンク3号及び淡水タンクがクリフエッジ高さよりも高い位置に設置されているため使用可能である。このため、電源車から給電することによる1次系純水サービスポンプ、あるいは電源を必要としない消防自動車による淡水の注水が可能である。更に、SFP水浄化冷却系による冷却及び消防自動車を利用した海水の注水による冷却が可能である。この場合、電源車の燃料である重油及び消防自動車の燃料である軽油の枯渇が制約条件となり約36.1日後（停止時）までの冷却継続時間になるとしている。

地震・津波の重畳時の原子炉の冷却については、地震の評価と同じ結果となり、約14.6日後までの冷却継続時間となるとしている。また、SFPの冷却についても、地震の評価と同じ結果となり、約18.6日後（原子炉停止時の評価結果。原子炉運転時は約23.5日後）までの冷却継続時間となるとしている（図10-4、図10-5、図10-6）。

当院は、当該評価結果について、最も厳しい地震・津波の重畳を想定した場合でも、クリフエッジを原子炉とSFPで比較し、より小さい原子炉のクリフエッジで代表させた1.50×S_sの地震及び津波高さT.P.+14.2mまでの耐性が適切な手法を用いて確認されていること、原子炉及びSFPの冷却継続時間の評価については、発電所内の3機全てが被災することを前提として、評価に用いた評価条件が、5章、6章及び7章の評価結果を反映したものであり、耐震クラスの低い水源タンクの取扱いや津波高さ以下に設置されている設備・機器の使用可否の判断が適切であることから、問題ないものとする。

また、信頼性向上のために導入された可搬型消防ポンプについて、以下のことを確認した。

- ✓ 可搬型消防ポンプは、2号機補助建屋（E.L.10m）内にホース、運搬用台車とともに平置き保管している。また、コンクリート壁面に固定用フックで取り付け転倒防止のロープで固縛している。なお、取水は3号機補助機冷却系取水ピットから行うものとしているが、取水ピットの耐震裕度は2以上を確保している。
- ✓ 可搬型消防ポンプに用いるガソリンの保管庫は、軽量鉄骨構造の平屋とし、屋根は鋼板（厚さ0.5mm）であり、重量は45kgと軽量であることから、落下したとしても大きな荷重がかかることはない。ガソリンは、鉄製の容器（1リットル）に密封された状態で保管している。鉄製の容器は（独）製品評価技術基盤機構にて90cmの落下試験に合格しており、また性能は消防庁にて確認を得たものである。保管庫内では容器を敷き詰めて配置しているため転倒する可能性は低い。

また、当院は、四国電力のヘリコプターによる軽油の空輸及びタグボートによる重油の海上輸送に関して、原子炉及びSFPの冷却が継続している期間内に実施できるか等の観点から、成立性の確認を行った。

ヘリコプターによる軽油及び重油の空輸については、伊方発電所のある佐田岬半島とは異なる高松市の内陸部に位置する高松空港に常駐する自社ヘリコプターを使用し、全交流電源喪失・最終ヒートシンク喪失発生後、高松空港から同じく内陸部にある松山市郊外の四国電力の松山場外ヘリポートに移動するとしている。松山場外ヘリポートにて軽油を荷吊りし、伊方発電所構内臨時ヘリ

ポートへ空輸し荷降ろしした後、沿岸部にある松山空港へ飛行し同空港でヘリコプターへ給油し、松山場外ヘリポートに戻り軽油を荷吊りする空輸を繰返し実施するとしている。なお、平成23年東北地方太平洋沖地震において仙台空港が約4日間利用不可となったことに鑑み、松山空港が津波により冠水した際には、代替として広島空港を利用して給油を行うこととしている。

高松空港から松山場外ヘリポートまでの飛行時間は50分程度、松山場外ヘリポート、伊方発電所構内臨時ヘリポート及び松山空港間の往復時間は、荷吊・荷降・ヘリコプターへの給油の一連の作業時間を含めて1.5時間程度であるとしている。過去10年間（平成13年度～平成22年度）の高松空港、松山空港及び伊方発電所の気象記録により、いずれかで飛行不可の評価（視界については飛行視程5,000m未満または雲高300m未満、風速について、最大風速15m/s超）をした日は、最大で3日連続が3回（3回/10年）であり、軽油が枯渇する約18.6日以内及び重油が枯渇する約14.6日以内に調達可能であることを確認した。

タグボートによる重油の海上輸送については、瀬戸内海の各港湾に配備されているタグボート自体に積載の燃料（重油）を輸送し、タグボート付属の燃料ポンプにより陸揚げして重油を供給するとしている。伊方発電所から5時間程度で重油が調達可能な港湾と調達時間は、松山：2時間45分、大分：3時間20分、岩国：3時間30分、徳山：4時間10分、今治：5時間、広島：5時間であり、複数の調達先を確保していることを確認した。このうち、今治については、敷地前面海域の断層群の地震による津波水位は、伊方発電所に比べ相当低く、タグボートの被害が少ないとしている。更に、福岡県門司、高知県須崎などの瀬戸内海以外からも調達が可能としている。

また、過去10年間（平成13年度～22年度）の気象記録から伊方発電所に連続して入港不可能（風速については、最大10m/s超）となった期間については、最大で8日間連続が1回（1回/10年）あり、重油が枯渇する約14.6日以内に調達可能であることを確認した。

四国電力においては、引き続き気象観測データの分析等様々な気象条件を想定して運行の可否について評価するとともに、発電所構内にある軽トラック等（10台）による迂回路等を活用した運搬、燃料調達に係る訓練の実施等、継続的に外部調達に係る実効性の向上に努めていく計画であることを確認した。

10.4 緊急安全対策等の効果について

地震、津波及び地震・津波の重畳時における原子炉及びSFPの冷却継続時間に着目して、防護対策に係る効果の確認を行った。

緊急安全対策等実施前の原子炉の冷却継続時間は、蓄電池の容量で定まる約

5時間後までであったが、緊急安全対策等実施後の原子炉の冷却継続時間は、最も時間が短くなる地震及び地震・津波の重畳時においても、緊急安全対策等として設置された電源車による給電時間の延長、消防自動車を利用した海水給水により約14.6日後までに延長できるため、緊急安全対策等の効果があることを確認した。

また、緊急安全対策前のSFPの冷却継続時間は、ピット水温度が100℃になるまでの約8時間後（原子炉停止中）までであったが、緊急安全対策等実施後のSFPの冷却継続時間は、最も時間が短くなる地震及び地震・津波の重畳時においても、緊急安全対策等として設置された消防自動車を用いたピットへの海水給水により、約18.6日後（原子炉停止時の評価結果。原子炉運転時は約23.5日後）までに延長できるため、緊急安全対策等の効果があることを確認した。

なお、四国電力は、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、段階的に教育、訓練を通じて改善を図りながら実効性を維持・向上させていく計画であることを確認した。

10.5 当院の評価（まとめ）

当院は審査の過程において四国電力に対して、発電所内の3機全てが被災することを前提として、地震、津波及び地震・津波の重畳時における原子炉及びSFPの冷却継続時間の評価を求め、四国電力から、地震、津波及び地震・津波の重畳時の事故シナリオ、緊急安全対策に係る運転操作、作業の成立性に係る評価、原子炉及びSFPの冷却継続時間の評価について確認した。

その結果、地震、津波及び地震・津波の重畳時の原子炉及びSFPの事故シナリオについては、地震時、津波時及び地震・津波重畳時のそれぞれに対して、クリフエッジ評価結果に基づき、電源供給に係る設備・機器及び水源確保に係る設備・機器について、耐震クラス、津波時の浸水高さの観点から使用可否を適切に判断し、原子炉の冷却及びSFPの冷却に係る事故シナリオに反映していることから、妥当なものとする。

緊急安全対策に係る運転操作、作業の成立性に係る評価については、電源供給、SGへの給水、SFPへの給水の安全機能に着目して、必要な運転操作や作業項目が適切に抽出されていること、必要な対応時間が訓練実績などに基づき算定され、許容される時間と比較され成立性が判断されていることから、妥当なものとする。

また、地震、津波及び地震・津波の重畳時の原子炉及びSFPの冷却継続時間の評価に用いた評価条件については、以下のことを確認しており、妥当なもの

と考える。

- 耐震クラスの低い2次系純水タンク3号及び淡水タンクは損傷して使用できないと仮定している。
- 津波高さ以下に設置されている設備・機器については使用できないと仮定している。
- その他の評価条件についても設定の考え方とその根拠に問題がない。

原子炉及びSFPの冷却継続時間の評価結果は、最も短くなる地震及び地震・津波の重畳時において、原子炉の冷却については約14.6日後まで、また、SFPの冷却については約18.6日後（原子炉停止時の評価結果。原子炉運転中は約23.5日後）までとなり、緊急安全対策等実施前の原子炉及びSFPの冷却継続時間である約5時間後まで及び約8時間後までから延長されていることから、緊急安全対策等の効果があるものと考ええる。

また、原子炉及びSFPの冷却継続時間の評価結果については、最も厳しい地震・津波の重畳を想定した場合でも、クリフエッジを原子炉とSFPで比較し、より小さい原子炉のクリフエッジで代表させた $1.50 \times S_s$ の地震及び津波高さT.P.+14.2mまでの耐性が5章、6章、7章に示す適切な手法を用いて確認されていること、原子炉及びSFPの冷却が継続できる期間内にヘリコプター及びタグボートにより、軽油・重油供給等の支援が期待できる可能性が高いと考えられることから、妥当なものと考ええる。

なお、当院は、四国電力が将来的にも継続して防護対策について、運用面で一層の充実を図るとしていることは望ましいものと考ええる。

11. その他のシビアアクシデント・マネジメントの評価

本章においては、これまでに四国電力が実施してきたアクシデントマネジメント（以下「AM」という。）の有効性を多重防護の観点から評価するとともに、緊急安全対策等として整備した事項のAM上の有効性について評価した。

当院は、四国電力が、「伊方発電所3号炉のアクシデントマネジメント検討報告書」（平成6年3月）及び「伊方発電所のアクシデントマネジメント整備報告書」（平成14年5月）に基づき、PSA手法を用いて、炉心損傷防止及び大量の放射性物質の放出抑制の観点から有効と判断して整備したAM策について、安全機能である「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」に着目して、各安全機能を有する系統・機器が機能喪失した場合においても、これを代替する系統・設備または手順が複数準備されており、多重防護の観点から有効であるかについて確認した。その結果、当院は、これらのAM策は安全機能毎に整理され、12の起因事象に対して、炉心損傷に至るまでの期間及び炉心損傷以降の期間における事象進展に係るイベントツリーに反映されており、それぞれが有効であることを確認した。

また、当院は、今般整備した緊急安全対策等について、安全機能との対応を考慮して、炉心損傷防止及び大量の放射性物質の放出抑制の観点から、その効果について確認した。その結果、当院は、緊急安全対策等のうち「電源車等による電源応急復旧（電源車の配備、外部電源の多様化）」及び「SGへの給水確保」については、外部電源喪失を起因事象として、全交流電源喪失に至った後の給電及び冷却手段として有効であることを確認した。また、「SFPへの水補給」及び「水素爆発防止対策（全交流電源喪失時のアニュラスの排気）」については、直接的に格納容器機能喪失の防止に関与するものではないが、SFPへの継続的な給水がピット内に保管されている燃料集合体の破損を防止する手段として有効であること、及びアニュラスの排気がアニュラス部での水素滞留を防止する手段として有効であることを確認した。以下、当院が確認した内容の詳細を記載する。

11.1 安全確保に必要な安全機能と防護措置の整備状況について

(1) 安全確保に必要な安全機能

四国電力は、伊方発電所3号機の安全確保に必要な安全機能を、「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」に分類し、各機能を有する設備・機器は以下のとおりであるとしている。

- 原子炉の停止機能
 - 制御棒クラスタ、安全保護系等
- 炉心冷却機能
 - 1次冷却系、ECCS（高圧注入系、蓄圧注入系、低圧注入系）、SG、補助給水系、主蒸気系の安全弁等
- 放射性物質の閉じ込め機能
 - 格納容器、格納容器スプレイ系等
- 安全機能のサポート機能
 - 電源系、原子炉補機冷却水系、制御用空気系等

（２）防護措置の整備状況

四国電力は、平成6年3月及び平成14年5月にとりまとめた「伊方発電所3号炉のアクシデントマネジメント検討報告書」及び「伊方発電所のアクシデントマネジメント整備報告書」において、PSA手法を用いて事象進展を分析することにより、炉心損傷防止及び大量の放射性物質の放出抑制の観点から有効と判断されたAM策を安全機能（「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」）別にまとめたとしている。

また、平成23年4月にとりまとめた「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」及び平成23年6月にとりまとめた「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」において整備された設備及びそれ以降に中長期の安全対策を前倒して設置した設備についても、同様に、安全機能別にまとめたとしている。

表11-1には、これらのAM策及び緊急安全対策等を、安全機能別に整理した結果を併せて示す。

なお、緊急安全対策等のうち「SFPへの水補給」については、SFPへの給水を継続するものであり、格納容器機能喪失防止に直接的に関与するものではない。

11.2 イベントツリーによる事象進展シナリオの分析について

四国電力は、平成6年3月及び平成14年5月にとりまとめた「伊方発電所3号炉のアクシデントマネジメント検討報告書」及び「伊方発電所のアクシデントマネジメント整備報告書」で用いた内的事象PSAで想定した、以下の12の起因事象を対象に、イベントツリーにより炉心損傷に至るまでの事象進展を評価し、炉心損傷防止の観点から整備したAM策の有効性を確認するとともに、炉心損傷に至ったシナリオについても、これらを5つのカテゴリに分類し、以降の事象進展をイベントツリーにより評価し、大量の放射性物質の放出抑制の観点から整備したAM策の有効性を確認したとしている。

①大破断LOCA、②中破断LOCA、③小破断LOCA、④余熱除去系隔離弁LOCA、⑤主給水喪失、⑥外部電源喪失、⑦ATWS、⑧2次冷却系の破断、⑨SG伝熱管破損、⑩過渡事象、⑪補機冷却水の喪失、⑫手動停止

また、四国電力は今般整備された緊急安全対策等の有効性についても、起因事象と安全機能との対応を考慮して、各イベントツリーの中で評価し、炉心損傷防止及び大量の放射性物質の放出抑制の観点から、その効果を確認したとしている。

当院は、以下に示すとおり、12の起因事象に対してその後の事象進展を示すイベントツリー及び5つのカテゴリに対して炉心損傷後の事象進展を示すイベントツリーにおいて、必要となる安全機能に対して、整備済のAM策と今般整備された緊急安全対策等がどのように反映されているか、また、炉心損傷防止及び大量の放射性物質の放出抑制の観点から有効であるかどうかについて、確認した。(表11-2)

(1) 炉心損傷防止の観点からの有効性の確認

①大破断LOCA

大破断LOCAでは事故直後の原子炉への給水による炉心冷却と再循環による炉心の継続的な除熱が必要になる。その後、格納容器スプレイによる格納容器からの除熱が必要になる。

AM策として整備された手段としては、「代替再循環」、「代替格納容器気相冷却」、及び「格納容器内自然対流冷却」がイベントツリーに反映されており、これらが有効であることを確認した。

②中破断LOCA

中破断LOCAは大破断LOCAに比べて1次系の圧力が高く推移するため、

高圧注入系による給水が重要となる。本事象では、原子炉への給水による炉心冷却と再循環による炉心の継続的な除熱、格納容器スプレイによる格納容器からの除熱が必要になる。

AM策として整備された手段としては、「2次系強制冷却による低圧注入」、「主蒸気ダンプ系の活用」、「2次系強制冷却による低圧再循環」、「代替再循環」、「2次系強制冷却によるサンプル水冷却」、「代替格納容器気相冷却」、及び「格納容器内自然対流冷却」がイベントツリーに反映されており、これらが有効であることを確認した。

③小破断LOCA

小破断LOCAでは原子炉停止に失敗するとATWSシナリオに移行する。原子炉トリップに成功した場合には、中破断LOCAよりも更に1次系圧力が高く推移するため、1次系の冷却・減圧操作と高圧注入系による給水が重要となり、その成否によりその後の冷却手段の組合せが異なる。

AM策として整備された手段としては、「2次系強制冷却による低圧注入」、「主蒸気ダンプ系の活用」、「2次系強制冷却による低圧再循環」、「代替再循環」、「2次系強制冷却によるサンプル水冷却」、「代替格納容器気相冷却」、「格納容器内自然対流冷却」、及び「フィードアンドブリード」がイベントツリーに反映されており、これらが有効であることを確認した。

④余熱除去系隔離弁LOCA

余熱除去系隔離弁LOCAでは原子炉停止、蓄圧注入系及び高圧注入系の作動が事故直後の炉心冷却のために重要である。また、隔離弁閉止と1次系の減圧が重要となり、その有無によりその後の冷却手段が異なることになる。

AM策として整備された手段としては、「1次系注水・減圧」、「クールダウン&リサーキュレーション」、「フィードアンドブリード」、「代替格納容器気相冷却」、「格納容器内自然対流冷却」、及び「代替再循環」がイベントツリーに反映されており、これらが有効であることを確認した。

⑤蒸気発生器伝熱管破損

SG伝熱管破損では、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には、2次系開放の有無によって冷却手段の組合せが異なることになる。

AM策として整備された手段としては、「1次系注水・減圧」、「クールダウン&リサーキュレーション」、「フィードアンドブリード」、「代替格納容器気相冷却」、「格納容器内自然対流冷却」、及び「代替再循環」がイベントツリーに反映

されており、これらが有効であることを確認した。

⑥ A T W S

A T W Sでは、プラントは炉心の出力フィードバックとS G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。安全に炉心を冷却するためには、A M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応じて、未臨界確保及び冷却手段の組合せが異なることになる。

A M策として整備された手段としては、「手動原子炉トリップ」、「緊急ほう酸注入」、「緊急2次系冷却」、「緊急2次系冷却の多様化」、「フィードアンドブリード」、「代替格納容器気相冷却」、「格納容器内自然対流冷却」、及び「代替再循環」がイベントツリーに反映されており、これらが有効であることを確認した。

⑦ 主給水喪失

主給水喪失では、原子炉停止に失敗するとA T W Sシナリオに移行する。原子炉停止に成功した場合は、その後は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。

A M策として整備された手段としては、「代替給水」、「フィードアンドブリード」、「代替格納容器気相冷却」、「格納容器内自然対流冷却」、及び「代替再循環」がイベントツリーに反映されており、これらが有効であることを確認した。

⑧ 2次冷却系の破断

2次冷却系の破断では、原子炉停止に失敗するとA T W Sシナリオに移行する。原子炉停止に成功した場合には、その後は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が、S Gを介した炉心の冷却には「主蒸気隔離」が必須となる。

A M策として整備された手段としては、「フィードアンドブリード」、「代替格納容器気相冷却」、「格納容器内自然対流冷却」、及び「代替再循環」がイベントツリーに反映されており、これらが有効であることを確認した。

⑨ 過渡事象

過渡事象については、「⑦主給水喪失」に示す事象進展と同様であり、A M策として整備された手段も同じであることを確認した。

⑩ 手動停止

手動停止については、「⑦主給水喪失」に示す原子炉停止後の事象進展と同様であり、A M策として整備された手段も同じであることを確認した。

⑪外部電源喪失

外部電源喪失では、非常用所内電源の確保が重要となる。非常用所内電源の確保に失敗した場合には「全交流電源喪失」となる。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、AC電源の回復により小破断LOCAに準じたシナリオが有効となる。

AM策として整備された手段としては、「2次系強制冷却による低圧注入」、「2次系強制冷却による低圧再循環」、「代替再循環」、「2次系強制冷却によるサンプ水冷却」、「代替格納容器気相冷却」、「格納容器内自然対流冷却」、「フィードアンドブリード」、「電源復旧」及び「号機間電源融通」が、また、緊急安全対策等として整備された手段としては、「SGへの給水確保」及び「電源車等による電源応急復旧（電源車の配備または外部電源の多様化）」がイベントツリーに反映されており、これらが有効であることを確認した。

⑫補機冷却水の喪失

補機冷却水の喪失では、原子炉補機冷却水系の回復が重要となる。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、原子炉補機冷却水系の回復により小破断LOCAに準じたシナリオが有効となる。

AM策として整備された手段としては、「2次系強制冷却による低圧注入」、「主蒸気ダンプ系の活用」、「2次系強制冷却による低圧再循環」、「代替補機冷却」、「代替再循環」、「2次系強制冷却によるサンプ水冷却」、「代替格納容器気相冷却」、「格納容器内自然対流冷却」、「フィードアンドブリード」、及び「補機冷却水系回復」がイベントツリーに反映されており、これらが有効であることを確認した。

(2) 大量の放射性物質の放出抑制の観点からの有効性の確認

四国電力は、12の起因事象について展開されたイベントツリーにより炉心損傷に至ったシナリオについて、炉心損傷状態（1次系の破損の有無、1次系圧力の状態、CV隔離の状態）の類似性に着目して、5つのカテゴリに分類し、炉心損傷後の格納容器機能確保の観点から、以降の事象進展をイベントツリーにより評価し、AM策及び緊急安全対策等による大量の放射性物質の放出抑制効果を分析したとしている。

当院は、下記の5つの分類に対して、各々の事象進展を示すイベントツリー

において、必要となる安全機能に対して、どのAM策及び緊急安全対策等が大量の放射性物質の放出抑制の観点から整理され、有効であるかどうかについて確認した。(表11-3)

① グループ1 (大破断LOCA等)

本グループは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次系の圧力が低く推移する場合を取り扱う。

炉心冷却に成功した場合において、格納容器に放出される炉心の崩壊熱の除去に失敗すれば格納容器の機能喪失に至り、その結果として炉心の冷却水が失われ、炉心損傷が発生(格納容器先行破損シナリオ)することになる。

この場合のAM策として整備された手段としては、「代替格納容器気相冷却」、「格納容器自然対流冷却」及び「代替再循環」がイベントツリーに反映されており、これらが有効であることを確認した。

一方、炉心冷却に失敗した場合において、炉心損傷発生後の格納容器隔離の失敗、原子炉容器破損前の可燃性ガスの高濃度での燃焼や原子炉容器内水蒸気爆発の発生により、格納容器の機能喪失に至ることがない場合には、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、格納容器スプレイによる再循環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とになる。

AM策として整備された手段としては、「代替格納容器気相冷却」、「格納容器内自然対流冷却」、「格納容器内注水」、「代替再循環」及び「格納容器手動隔離」がイベントツリーに反映されており、これらが有効であることを確認した。

② グループ2 (中破断LOCA)

本グループは、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次系の圧力が余熱除去ポンプ吐出圧力より高めで推移する中破断LOCAを取り扱う。

本グループにおいても、炉心冷却に成功した場合にはグループ1と同様に格納容器先行破損シナリオを考慮するが、低圧注入による再循環炉心冷却には期待できない。

この場合のAM策として整備された手段としては、「代替格納容器気相冷却」、「格納容器内自然対流冷却」、「2次系強制冷却によるサンプ水冷却」、「主蒸気ダンプ系の活用」及び「代替再循環」がイベントツリーに反映されており、これらが有効であることを確認した。

炉心冷却に失敗した場合の格納容器健全性を維持するための手段は、グループ1と同様である。

③ グループ3（小破断LOCA等）

本グループは、小破断LOCA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を取り扱う。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比較的高い圧力で推移する。

本カテゴリにおいても、炉心冷却に成功した場合にはグループ1及び2と同様に格納容器先行破損シナリオを考慮するが、グループ2と同様に低圧注入による再循環炉心冷却には期待できない。

この場合のAM策として整備された手段としては、「代替格納容器気相冷却」、「格納容器内自然対流冷却」、「2次系強制冷却によるサンプ水冷却」、「主蒸気ダンプ系の活用」及び「代替再循環」がイベントツリーに反映されており、これらが有効であることを確認した。

一方、炉心冷却に失敗した場合においては、1次系圧力の減圧に成功するかどうか重要となる。1次系圧力が高いまま推移した場合には、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可能性がある。

この場合のAM策として整備された手段としては、「1次系強制減圧」がイベントツリーに反映されており、これが有効であることを確認した。また、1次系が減圧された場合には、格納容器健全性を維持するための手段はグループ1及び2と同様である。

④ グループ4（主給水喪失等）

本グループは、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を取り扱う。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。

本グループでは、炉心冷却に成功した場合には格納容器先行破損シナリオを考慮する必要がない。これは、炉心冷却に成功していれば、炉心損傷はもとより格納容器機能喪失に至らないためである。

一方、炉心冷却に失敗した場合においては、1次系圧力の減圧に成功するかどうか重要となる。1次系圧力が高いまま推移した場合には、1次系配管のクリープ破損等の発生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される可能性がある。

この場合のAM策として整備された手段としては、「1次系強制減圧」がイベントツリーに反映されており、これが有効であることを確認した。また、1次

系が減圧された場合には、格納容器健全性を維持するための手段はグループ1及び2と同様である。

⑤ グループ5（蒸気発生器伝熱管破損等）

本グループは、SG伝熱管破損の場合及び余熱除去系隔離弁LOCAの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を取り扱う。いずれの事象においても、格納容器を介さずに1次系の放射性物質が大気中に放出される格納容器バイパスが発生する。

本グループについては、格納容器機能喪失防止の点から、炉心冷却以外の手段に期待できないので、イベントツリーの展開は実施していないことを確認した。

11.3 事象の進展を防止する措置の効果について

(1) 炉心損傷防止のための措置の効果

12の各起因事象の事象進展に応じて必要となる安全機能別に、炉心損傷を防止するためにAM策として整備された手段及び緊急安全対策等として整備済の防護措置の適用状況を整理した結果を表11-2に示す。各起因事象に対して、事象進展の過程において必要な安全機能を「原子炉の停止機能」、「炉心冷却機能」、「安全機能のサポート機能」、「放射性物質の閉じこめ機能」に分類し、各安全機能を有する系統・機器が機能喪失した場合においても、これを代替する系統・設備または手順が複数準備されており、多重防護の観点から有効であることを確認した。

(2) 大量の放射性物質の放出を抑制するための措置の効果

5つのカテゴリの各事象の事象進展に応じて必要となる安全機能別に、大量の放射性物質の放出を抑制するためのAM策として整備された手段及び緊急安全対策等として整備済の防護措置の適用状況を整理した結果を表11-3に示す。各プラント損傷状態に対して、必要な安全機能を喪失した場合においても、これを代替する系統・設備または手順が複数準備されており、多重防護の観点から有効であることを確認した。

なお、「水素爆発防止対策（全交流電源喪失時のアニュラスの排気）」はアニュラスの排気によりアニュラス部での水素滞留を防止するものであり、直接的に格納容器機能喪失の防止に関与するものではない。

11.4 当院の評価（まとめ）

当院は、四国電力が、「伊方発電所3号炉のアクシデントマネジメント検討報告書」（平成6年3月）及び「伊方発電所のアクシデントマネジメント整備報告書」（平成14年5月）に基づき、PSA手法を用いて、炉心損傷防止及び大量の放射性物質の放出抑制の観点から有効と判断したAM策を整備しており、これらのAM策は安全機能毎に整理され、12の起因事象に対して、炉心損傷に至るまでの期間及び炉心損傷以降の期間における事象進展におけるイベントツリーに反映されており、それぞれ有効であることを確認した。

また、当院は、四国電力が今般整備した緊急安全対策等についても、起因事象と安全機能との対応を考慮して、関連するイベントツリーの中に取り入れており、炉心損傷防止及び大量の放射性物質の放出抑制の観点から、有効であることを確認した。

具体的には、緊急安全対策等のうち「電源車等による電源応急復旧（電源車の配備、外部電源の多様化）」及び「SGへの給水確保」については、外部電源喪失を起因事象とするイベントツリーにおいて、全交流電源喪失に至った場合の給電及び冷却手段として分岐に反映されていることから、炉心損傷防止の観点から有効であることを確認した。また、「SFPへの水補給」及び「水素爆発防止対策（全交流電源喪失時のアニュラスの排気）」については、直接的に格納容器機能喪失の防止に関与するものではないが、SFPへの継続的な給水がピット内に保管されている燃料集合体の破損を防止する手段として有効であること、及びアニュラスの排気がアニュラス部での水素滞留を防止する手段として有効であることを確認した。

以上のとおり、想定される起因事象に必要となる安全機能である「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」について、各安全機能を有する系統・機器が機能喪失した場合においても、これを代替する系統・設備または手順が複数準備されており、多重防護の観点から有効であると考えられる。

なお、シビアアクシデント・マネジメントに関して、当院はIAEAから以下の勧告を受けた。

- ▶ 二次評価において、シビアアクシデントの緩和のための対策がより包括的に取り扱われることを確実にすべきである。そのような評価に基づいて事業者の中長期の実行計画が立てられるべきである。
- ▶ ストレステスト後の中長期的な取組として、事業者に対してシビアアクシデント・マネジメントの分野で最近公表されたIAEAの安全基準に準拠した包括的なアクシデントマネジメントプログラムの策定を求めらるべきである。

また、以下の助言を受けた。

- 二次評価において、関連する I A E A の安全基準及び欧州のストレステストから得られた教訓を考慮し、追加的な機器を検証することにより、アクシデントマネジメントと発電所内の緊急時対応手段とをより総合的に取り扱うことを検討すべきである。

当院は、一次評価において、これまでに整備済の AM 策及び緊急安全対策等により追加された AM 策の有効性について、主に燃料の重大な損傷を防止するとの観点から重点的に確認を行ったが、I A E A の勧告及び助言も踏まえて、二次評価においては、燃料が損傷した後の緩和手段の有効性やクリフエッジに至るまでの時間の評価等について確認していく。

また、当院はシビアアクシデント・マネジメントに係る中長期の取組として、東京電力福島第一原子力発電所事故から得られた技術的な知見、I A E A の安全基準や欧州のストレステストの実施状況等も参照の上、検討を進め事業者に対しても総合的なアクシデントマネジメントプログラムの策定を求めていくことを検討する。

12. 総合的評価に関する当院としての見解

前章までにおいては、四国電力より提出された事業者報告書等による「原子炉及び使用済燃料ピット（SFP）の燃料の健全性を維持できる最大の地震動や津波高さ」等の評価が、科学的合理的な仮定や手法に基づいてなされているかどうかに着目し、当院が四国電力へのヒアリングや現地調査により行った審査での確認結果を示してきた。

これらの確認に加え、当院がそれらの評価結果のどの部分について特に着目し、当該原子力発電所のストレステストの結果をどう評価したかを示すことが、安全性に関して国民・住民の理解を頂くための材料の提供につながると考える。

本章においては、伊方発電所3号機について、東京電力福島第一原子力発電所を襲ったような基準地震動を上回る地震動や設計上の想定を越える津波が来襲しても、同原子力発電所事故のような状況に至らないことを技術的観点から確認するとの考え方に立ち、当院が重要と考えて着目した点とそれらに対する評価を改めて示し、四国電力の評価結果に対する当院の見解とする。

(1) 地震と津波への耐性評価についての考え方

前章までに確認した評価を前提として、東京電力福島第一原子力発電所を襲ったような設計上の想定を上回る地震や津波が来襲しても、臨時的な措置を含め、あらかじめ準備された設備等により、燃料損傷に至ることを防止する対策が講じられているかどうか、また、そのシナリオ分析が適切になされているかどうかに着目した。

東京電力福島第一原子力発電所においては、基準地震動が最大加速度600ガルのところ約75ガル超過する地震動が来襲するとともに、設計上の想定を約9.5m超え最大遡上高さ15mに至る津波が来襲し、多くの安全機能が失われたことを踏まえ、各サイトでこれと同程度に設計上の想定を上回る地震と津波が来襲した場合の耐性に着目した。

その結果、伊方発電所3号機については、基準地震動（最大加速度570ガル）の1.5倍（同855ガル）の地震と、設計津波高さ約3.5mを約10.7m超過する14.2mの津波が来襲した場合でも、以下のとおり、炉心やSFPの冷却を継続し、燃料の損傷を防止するための対策が講じられていることを確認した。

- 津波対策として14.2mの高さまで浸水対策が施工された建屋内に設置されたタービン動補助給水系による原子炉の冷却が可能であること
- 14.2mを十分上回る高台に配備した電源車から速やかに電源供給を行うことにより電源の維持を行うとともに、タービン動補助給水系を代替できる電動補助給水系の活用等ができること

- 同じく高台に配備した消防自動車を用いて海水を補助給水タンクやSFPに移送し、原子炉とSFPの冷却が継続できること
- これらの措置に必要な設備等は基準地震動の1.5倍までは機能を喪失しないこと 等

なお、東京電力福島第一原子力発電所に来襲した地震は基準地震動を1割程度超えたものであったことを踏まえれば、伊方発電所において想定される基準地震動の1.5倍の地震はこれを上回っており、また、瀬戸内海近くに東京電力福島第一原子力発電所を来襲したような大規模な津波を引き起こすプレート境界はなく、14.2mの津波高さは、当該地域に関し歴史上記録のある津波を踏まえて検討された設計津波高さに対し余裕のある値である。

現在、中央防災会議において、南海トラフの巨大地震のモデルについて検討が行われている。当院は、南海トラフにおける最大クラスの地震・津波により、伊方発電所の基準地震動及び設計津波高さに影響があるか否かについて検討するため、中央防災会議の議論を注視している。四国電力では、巨大地震のモデル（震源断層、津波波源モデル）の構築がなされた段階で影響の検討を行うとしていることから、当院に対してその結果が報告された際に、「地震・津波に関する意見聴取会」において厳正に確認する。

また、当院は、内陸地殻内の活断層に関し、連動性の可能性について検討するよう事業者に対し指示しており、四国電力から平成24年2月29日に報告を受けた。今後、当院としては、四国電力からの報告内容について「地震・津波に関する意見聴取会（活断層関係）」において厳正に確認する。

また、これらの対策の実施可能性、すなわち、地震により電源車等及びその配置場所等が損傷しないか、定められた時間内に必要な措置が実施できるか、浸水対策の効果が無効とならないか等にも着目し、現地調査も実施した。

その結果、伊方発電所3号機においては、以下のとおり様々な措置が講じられており、対策を実施する上で特段の問題がないことを確認した。

- 電源車及び消防自動車等の設置場所は、3号機原子炉建屋の周辺斜面に面した32mの高台にあるが、斜面の安定性に問題がないこと
- 消防自動車の燃料（軽油）は、ドラム缶に詰めて津波の影響を受けない84mの高台に配置していること
- タービン動補助給水ポンプ及び必要な電源盤並びに蓄電池は、建屋内の低い位置にあるものの、建屋の浸水対策が14.2mの高さまで施工されており、津波による影響を受けないこと、また、これらは耐震性を有すること
- 津波評価にあたっては動水圧の影響を踏まえた浸水量評価を行うとともに、

- 浸水対策が地震の重畳によっても無効にならないと評価されること
- 代替冷却に必要な主蒸気逃がし弁開放操作等は手動により現場で開操作可能であること
 - 原子炉冷却に伴う反応度制御のために必要な蓄圧タンクからのほう酸水注入操作は、中央制御室から運転員が操作できること
 - 夜間休日を含め所内には30名以上の要員を確保しており、これにより電源確保や水源確保対策を講じることができること
 - 対策に要する時間は、訓練実績を踏まえ、損壊した敷地内の道路を復旧する時間等を考慮して評価しており、許容される時間を十分下回っていること
 - 早期に冷温停止状態に移行するために配備された海水取水用水中ポンプは、運搬のためのトラック及びレッカー車とともに32mの高台に保管していること
 - 海水の取水は3号機補機冷却系取水ピットから行うものとしているが、取水ピットは基準地震動に対して2倍の耐力を有すること
 - 耐震性を有する免震棟が建設されており、この中に緊急時対策所が置かれていること 等

なお、これらの評価にあたっては以下のとおり保守的な仮定を置いてなされていることを確認した。

- 1号機及び2号機も同時に同程度被災すること
- 外部からの支援は考慮しない等厳しい前提をおいて評価されていること
- 耐震クラスの低い燃料タンクや水源タンクは使用できないと仮定すること
- 機器類はその設置高さまで浸水高さが到達した段階で機能喪失することとしていること
- 冷却可能なパスが見込めなくなった段階で炉心損傷に至るとすること 等

ただし、評価は、基準地震動の1.5倍（最大加速度855ガル）までの地震動や14.2mまでの津波高さに対し、炉心損傷等に至ることを防止する対策が講じられていること、そのような成功パス（炉心損傷を回避するシナリオ）があることを確認したものであって、これらを超える地震や津波が来襲した場合の具体的かつ定量的評価や、成功パスの代替となるパスの実現可能性に関する定量的評価等は実施されていない。

（2）サイト外から支援がない場合の維持期間についての考え方

（1）の状況のように設計上の想定を超える地震と津波が発電所に来襲し、全交流電源喪失と最終ヒートシンク喪失が発生した場合に、サイト外からの重

油や軽油等の物資の補給がない状況で、すなわち、あらかじめ所内に用意された資機材によって、燃料損傷に至らない状態を一定期間維持できるかどうか、更に、その一定期間内に、確実にサイト外からの重油や軽油等の物資の補給を期待できるかどうかに着目した。

その結果、伊方発電所3号機においては、地震と津波により耐震性の低い燃料タンクや水源タンク等が利用できないという前提でも、サイト内の備蓄資材だけで燃料損傷に至らない状態を約14.6日間維持できることを確認した。また、この際の、各措置の実施可能性についても、(1)で記したとおり問題ないことを確認した。また、予め契約してあるヘリコプター等により、この期間内にサイト外からの重油や軽油等の供給が可能であるとする四国電力の評価が妥当であることを確認した。

(3) 安全性向上に向けた取組についての考え方

これまでに四国電力が整備したアクシデントマネジメント策や緊急安全対策等により、多重防護の観点からプラントの安全性が向上してきているかどうか、また、更に恒設の安全設備を設置する等、中長期的にプラントの安全性をより一層向上させる取組が行われているかどうかに着目した。

その結果、伊方発電所3号機においては、東京電力福島第一原子力発電所事故以前から整備してきたアクシデントマネジメント策に加え、以下の努力を継続して行っている。

- 東京電力福島第一原子力発電所事故を受けて直ちに電源車及び消防自動車の配備や建屋浸水対策等の緊急安全対策等を実施
- 最終ヒートシンク喪失時においても早期に冷温停止状態に移行させることを目的とした海水取水用水中ポンプを配備
- 電源車について発電所内の備蓄燃料に応じた変更を行い、連続運転時間を延長
- 消防自動車の代替として可搬型消防ポンプを配備し水源確保対策を強化
- 沿岸部に位置する3号補助ボイラ燃料タンク(重油)による2次災害(火災)の発生を想定し、プラント運転時に貯蔵容量の低減を行うことに運用を変更等

また、今般、ストレステストを実施することを通じて把握したプラントの弱点を克服するべく、報告書提出後も、当院の指摘を踏まえ、以下のとおり頑健性をより一層向上させるための取組が行われたことを確認した。

- 平成23年12月末に電源確保要員を2名増強し、休日・夜間の体制を最低30名に強化

- ▶ 原子炉建屋及び原子炉補助建屋の浸水対策として、浸水口となることが想定される両建屋1階及び地下1階の扉18箇所に対して、コーキング施工（止水のために隙間を充填剤で施工すること）等による止水処理を実施した上で、14箇所については暫定的な閉鎖運用を実施
- ▶ 除熱機能の多様性の観点から、可搬型消防ポンプの台数増強及び当該ポンプの燃料であるガソリンの貯蔵庫を新たに設置 等

なお、現地調査における電源車の起動訓練において、手順書の不備が確認された。電源車の起動は、緊急安全対策の成立性を確認する上でも重要なものであることから、当院は、直ちに是正するよう指摘し、その後、四国電力より、手順書改訂、教育訓練などの是正処置内容の報告を受け、適切に実施されていることを確認した。

更に、四国電力においては、元々発電所に設置されている非常用ディーゼル発電機及び東京電力福島第一原子力発電所事故後に配備した電源車に加え、今後、恒設の非常用発電機の設置、扉の水密化の推進、地震発生時にも安定した運転操作を行うための中央制御室制御盤への手すりの設置を検討するなど、自ら発電所の課題を見つけ自主的に安全向上を図る方向であることを確認した。

（４）一層の取組を求める事項についての考え方

他方で、安全向上を図る上で、一層の対応を図るべきと考える点もある。

緊急時の要員召集体制については、四国電力において強化を図ってきているものの、東京電力福島第一原子力発電所事故を踏まえれば、所内の限られた緊急対策要員により膨大な作業を行うこととなるため、作業効率の向上を図るとともに、所外からの召集要員の強化を検討することが必要である。なお、所外からの召集に際しては、社員寮等が津波による冠水などで被災した場合、地震によるトンネル崩落等によりアクセスルートが閉ざされた場合、被害が拡大し予想以上の要員が必要になる場合等、より厳しい状況を想定し、要員召集体制の構築等を図るべきである。

全交流電源喪失時における臨時措置による電源の確保は緊急時対策の要である。電源車を各号機に設置し冗長性を有していることは評価できるが、これらが同一箇所に待機していることについては、共通要因故障を避ける観点から、1号機及び2号機用の同装置の配置も含めサイト全体で分散配置するなど独立性を検討すべきである。また、恒設の非常用発電機を設置するなどの多様化を進めるべきである。

この他、審査の過程で、当院から四国電力に対して、

- ▶ 原子炉補助建屋のブローアウトパネルからの浸水対策及び漂流物等に対する防護策を講じること（四国電力は、3月末に防護策を実施予定）

- 伊方発電所3号機北東側の駐車場からの車両の漂流等、津波による漂流物に対する対策を強化すること（四国電力は、3月上旬に北側の駐車場について業務上やむを得ない場合を除き駐車禁止済み）
- 伊方町内の召集場所である社員寮から発電所までの召集ルートについて、夜間、雨天時など、より厳しい状況下での時間評価を行うこと（四国電力は、3月中に迂回ルート、4月中に夜間・雨天時の踏査を実施予定）
- 補助ボイラ燃料タンクの重油漏えいによる2次災害（火災）に対して消火活動を実施する要員の増員等の検討を進めること（四国電力は、4月中に要員の増員を予定）

等について指摘しており、これらについても今後の取組として確実に実施すべきである。

（5）当院の見解

当院としては、伊方発電所3号機について、現在の設備や体制によって、東京電力福島第一原子力発電所を襲ったような設計上の想定を上回る地震や津波が来襲しても、同原子力発電所事故のような状況に至らせないための対策が講じられているとともに、四国電力において、更に一層の安全性向上に向け改善に取り組んでいると評価する。

当院としては、引き続き絶え間なく、四国電力においてこれらの努力が継続されること、また、検討や対策の必要性を指摘した点について、これらが着実に実施されることを求める。また、本ストレステストは、現時点での知見をもとに評価したものであり、新たな知見等が得られた場合には、ストレステストを改めて実施することを含め、安全向上への継続的な改善、適切な反映をしていくことが必要であると考え。更には、本一次評価に留まらず、外部事象に対する頑健性について炉心損傷後までを含めより総合的に評価を行う二次評価の着実な実施を求めていく。

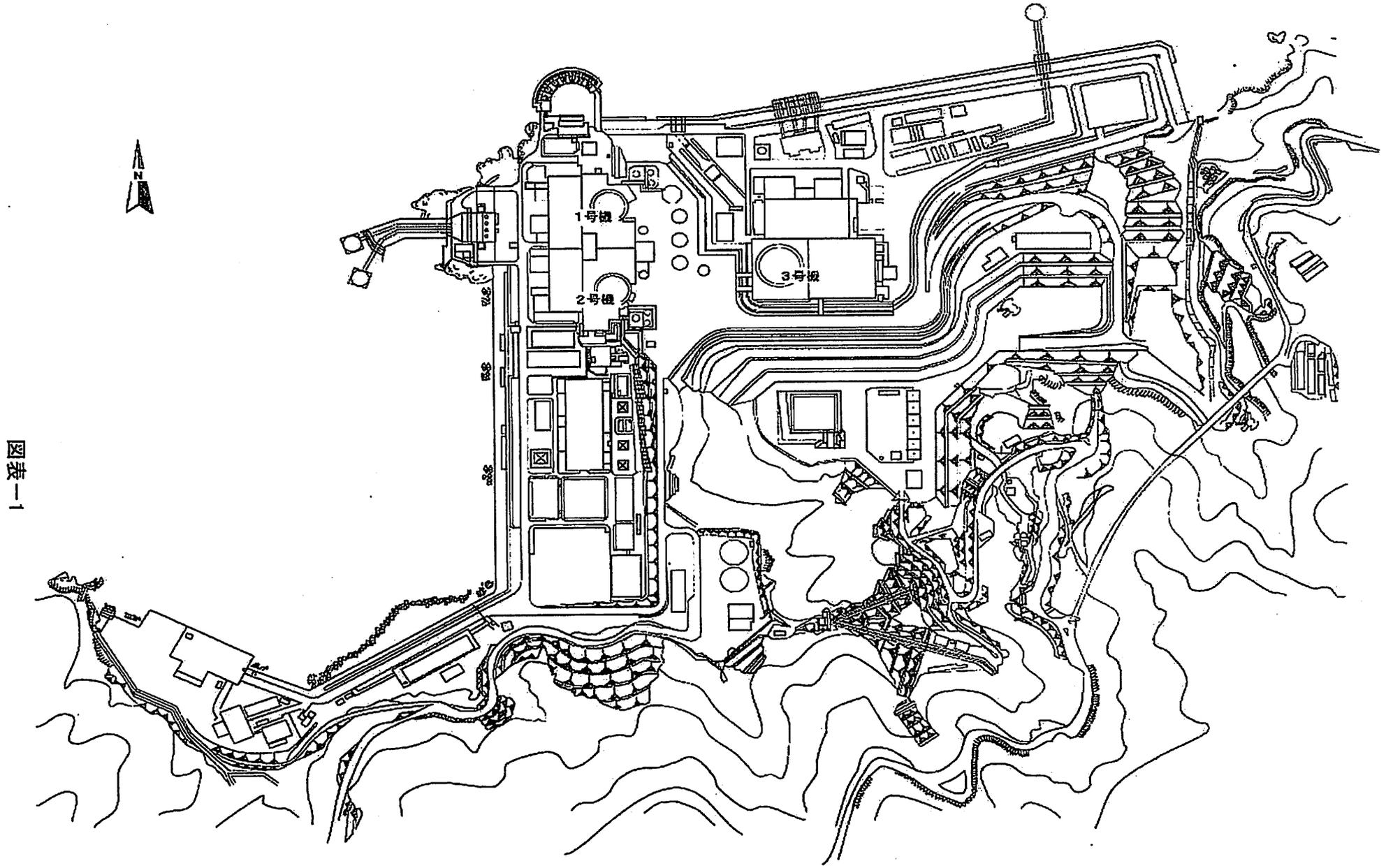
当院においても、今後の四国電力における取組の実施状況について、現地に駐在する保安検査官による継続的な現場確認等を通じ適切に確認していくとともに、IAEAからの指摘事項、また、関西電力大飯発電所3号機及び4号機のストレステスト一次評価に関する原子力安全委員会から示された見解も踏まえて検討を進め、ストレステスト二次評価を含む安全評価の実施、安全評価技術の蓄積を行うことによって、一層の安全性の向上を目指していく。

図 表 一 覧 目 次

図 2-1	伊方発電所 敷地図	1
図 2-2	伊方発電所 3号機 断面図	2
図 2-3	伊方発電所 3号機 系統図	3
図 2-4	伊方発電所 3号機の緊急安全対策等に係る設備の概要	4
図 5-1	蒸気発生器伝熱管U字管部の構造	5
図 5-2	建屋応答の非線形性が設備の裕度評価に及ぼす 影響について	6
表 5-1	各起因事象の対象設備及び 裕度一覧 (地震：炉心燃料損傷)	8
表 5-2	各収束シナリオの評価結果 (地震：炉心燃料損傷)	8
図 5-3	地震時のクリフエッジを示す イベントツリー (炉心燃料損傷)	9
図 5-4	設備の設置場所及びアクセスルートの耐性に 係る斜面の安定性評価	10
図 5-5	伊方発電所への社員の召集について	11
図 5-6	防護措置に係る要員配置等	12
図 5-7	緊急時対応業務実施体制	13
表 5-3	各起因事象の対象設備及び 耐震裕度一覧 (地震：SFPの燃料損傷)	14
表 5-4	各収束シナリオの評価結果 (地震：SFPの燃料損傷)	14
図 5-8	地震時のクリフエッジを示す イベントツリー (SFPの燃料損傷)	15
図 6-1	構内配置図	16
図 6-2	扉に対する波圧の設定方法	17
図 6-3	浸水量評価結果	18
図 6-4	浸水対策	19
表 6-1	各起因事象の発生に係る設備の許容津波高さ (津波：炉心燃料損傷)	20
表 6-2	各収束シナリオの評価結果 (津波：炉心燃料損傷)	20
図 6-5	津波時のクリフエッジを示す イベントツリー (炉心燃料損傷)	21
表 6-3	各起因事象の発生に係る設備の許容津波高さ (津波：SFPの燃料損傷)	22
表 6-4	各収束シナリオの評価結果 (津波：SFPの燃料損傷)	22

図6-6	津波時のクリフエッジを示す イベントツリー (SFPの燃料損傷)	23
表7-1	地震と津波の重畳に関するクリフエッジ 評価結果 (重畳: 炉心燃料損傷)	24
表7-2	地震と津波の重畳に関するクリフエッジ 評価結果 (重畳: SFPの燃料損傷)	24
図7-1	地震と津波の重畳時のクリフエッジを示す イベントツリー (炉心燃料損傷)	25
図7-2	地震と津波の重畳時のクリフエッジを示す イベントツリー (SFPの燃料損傷)	26
図8-1	全交流電源喪失から燃料の 重大な損傷に至る事象の過程 (炉心)	27
図8-2	イベントツリー (比較図)	28
図8-3	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)	29
図8-4	ウラン・プルトニウム混合酸化物 (MOX) 燃料 に関する評価	30
表8-1	評価条件の選定理由について (全交流電源喪失時)	31
図8-5	全交流電源喪失時における炉心及び SFPの冷却継続時間 (運転中)	33
図8-6	1次冷却材ポンプ (RCP) 漏えい量評価方法について	34
図8-7	全交流電源喪失時におけるRCPシール部の健全性確認	35
図8-8	全交流電源喪失時のプラント冷却シナリオの成立性確認	36
図8-9	全交流電源喪失時における SFPの冷却継続時間 (停止中)	37
図9-1	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)	38
図9-2	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)	39
表9-1	評価条件の選定理由について (最終ヒートシンク喪失時)	40
図9-3	最終ヒートシンク喪失時における炉心及び SFPの冷却継続時間 (運転中)	42
図9-4	最終ヒートシンク喪失時における SFPの冷却継続時間 (停止中)	43

図 10-1	全交流電源喪失時（地震・津波の重畳）に おいて使用する設備・機器の配置	44
表 10-1	全交流電源喪失時（地震・津波の重畳）における 緊急安全対策の成立性について	45
図 10-2	全交流電源喪失時（地震・津波の重畳）における 対応時間（電源確保）	46
図 10-3	全交流電源喪失時（地震・津波の重畳）における 対応時間（SGへの給水確保、SFPへの給水確保）	47
表 10-2	緊急安全対策に係る訓練実績	48
表 10-3	評価条件の選定理由について（地震・津波の重畳）	50
表 10-4	地震、津波及び地震・津波の重畳時における 炉心及びSFP冷却継続時間の評価結果	52
図 10-4	地震・津波の重畳時における炉心の冷却継続時間	53
図 10-5	地震・津波の重畳時におけるSFPの 冷却継続時間（運転中）	54
図 10-6	地震・津波の重畳時におけるSFPの 冷却継続時間（停止中）	55
表 11-1	安全機能別のAM策、緊急安全対策等の整備状況	56
表 11-2	炉心損傷に係るイベントツリーと防護措置の関係	57
表 11-3	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	58



图表一1

图2-1 伊方発電所 敷地図

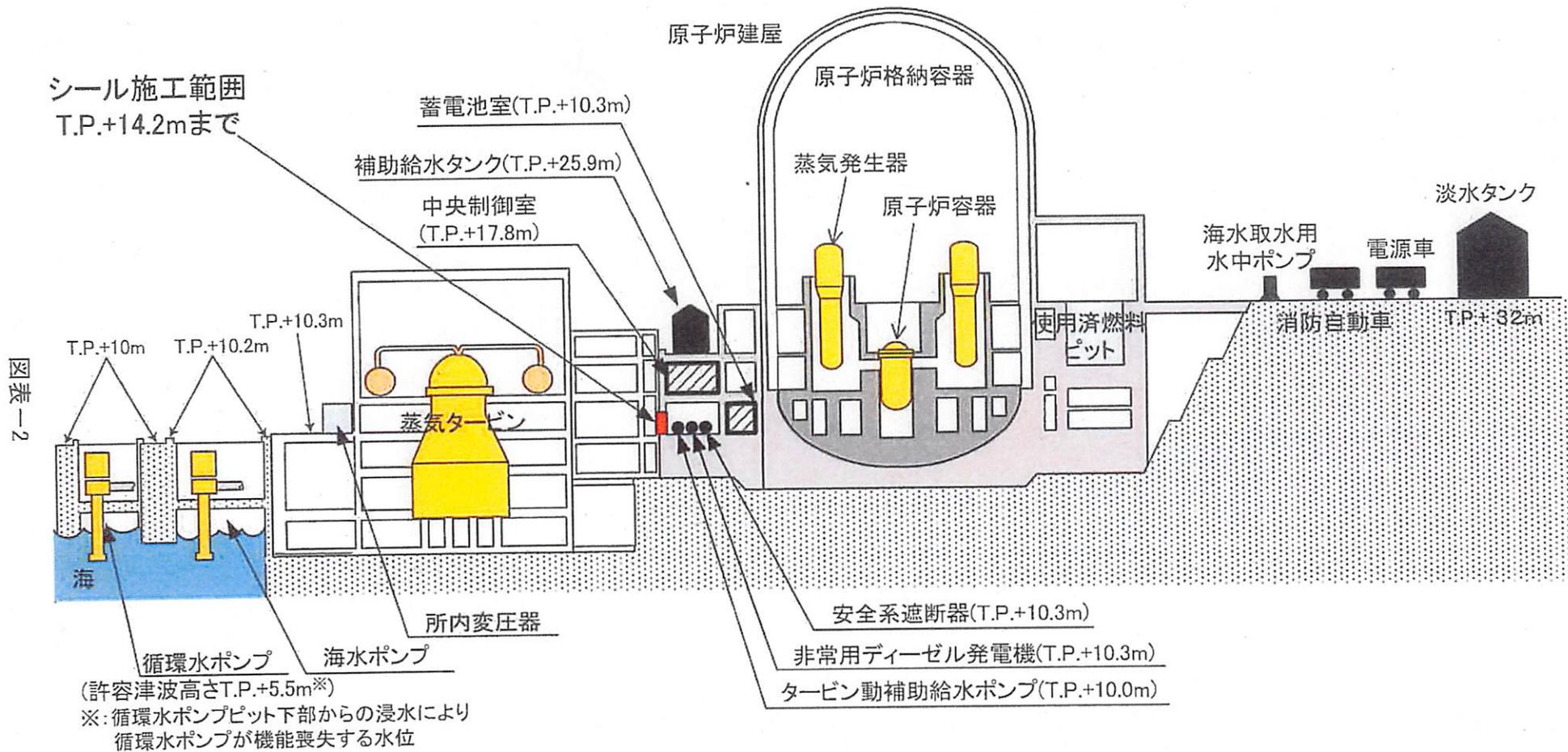


図2-2 伊方発電所3号機 断面図

図表-3

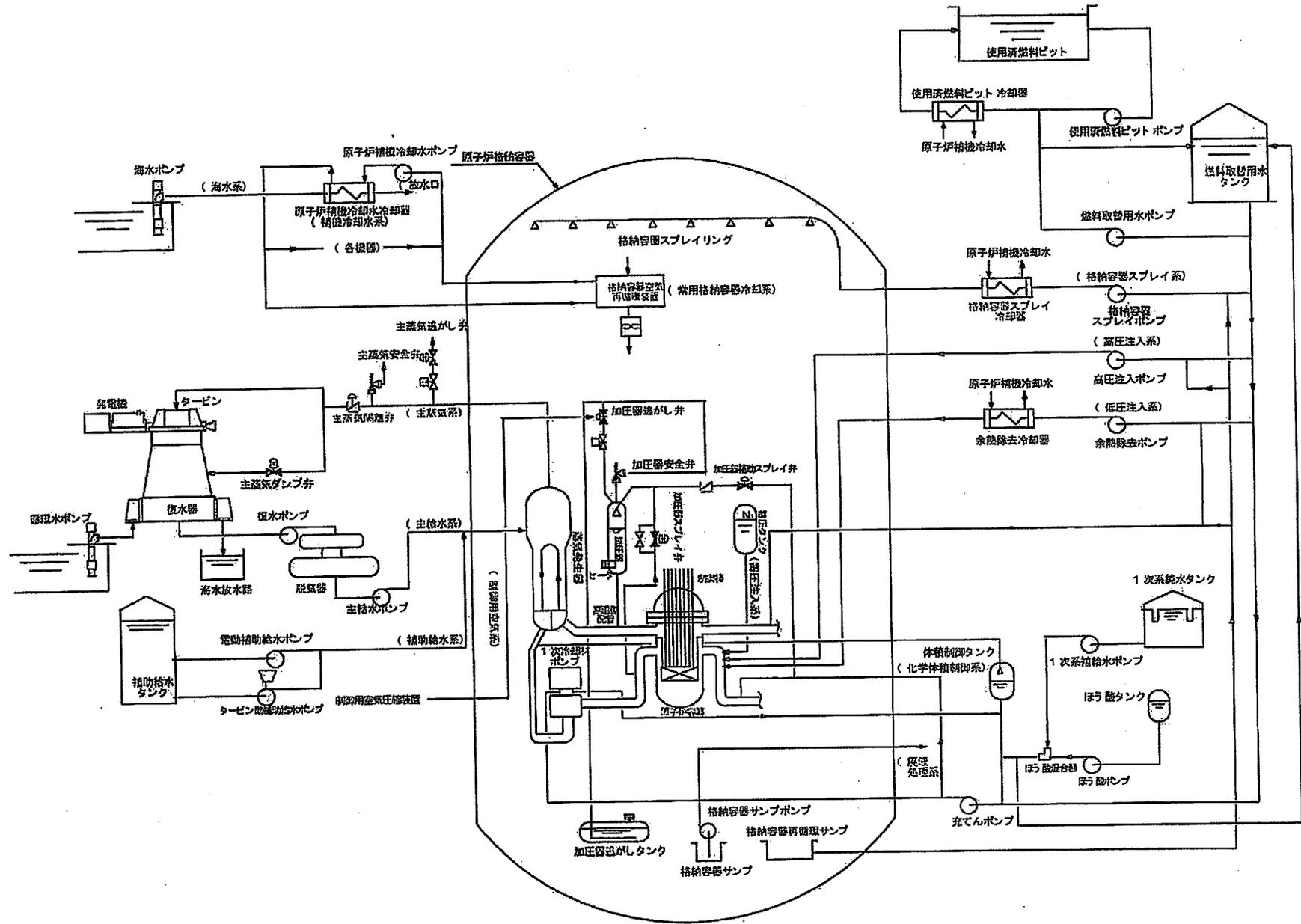
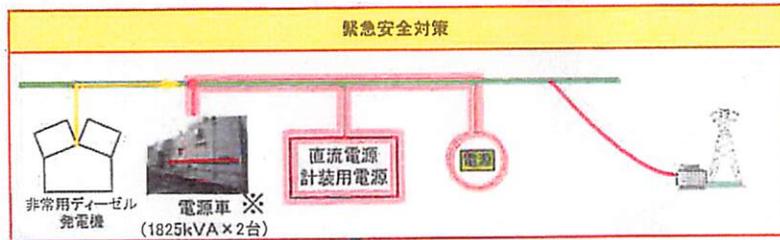


図2-3 伊方発電所3号機 系統図



※報告書提出時点は、4, 500kVA 1台

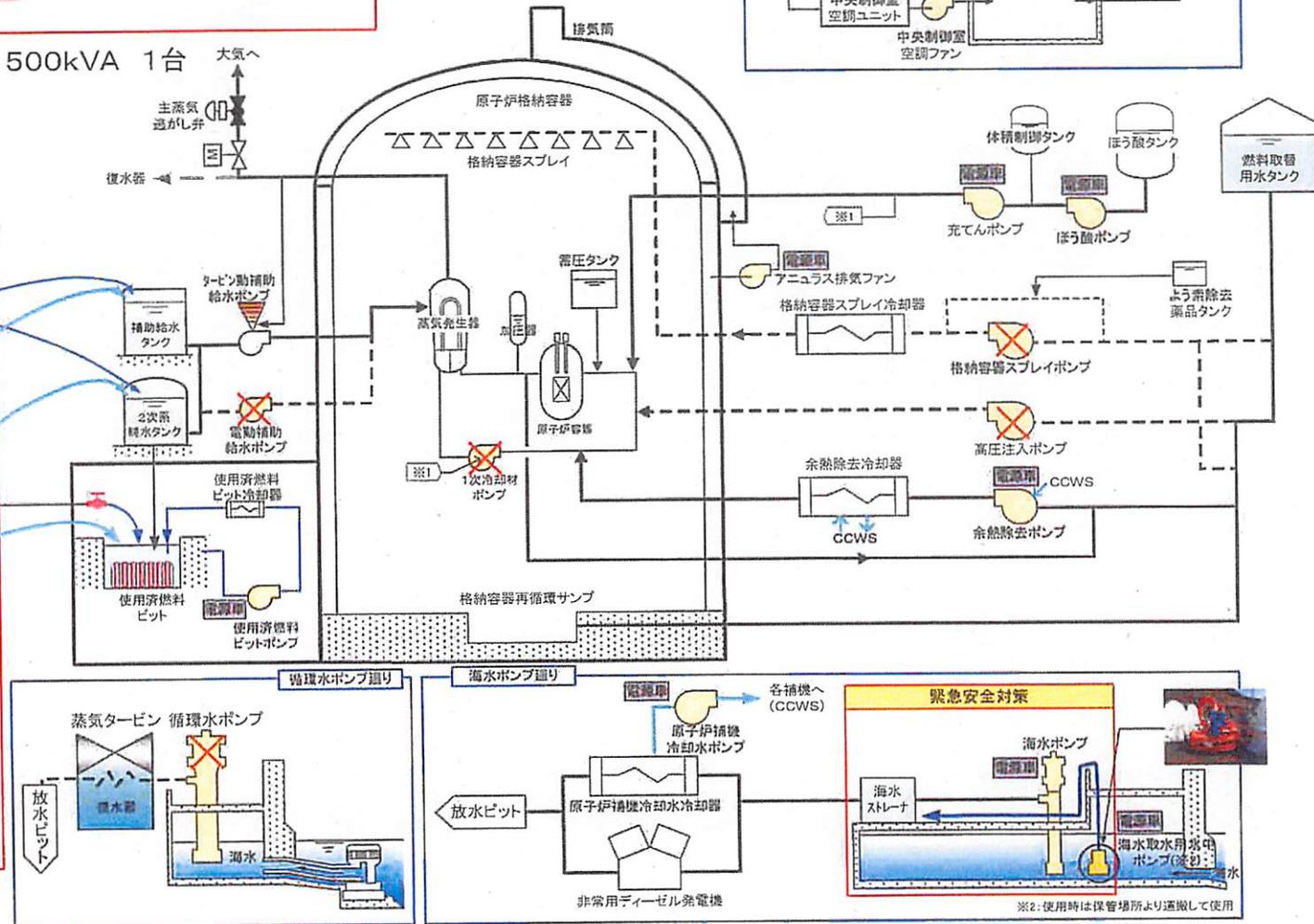
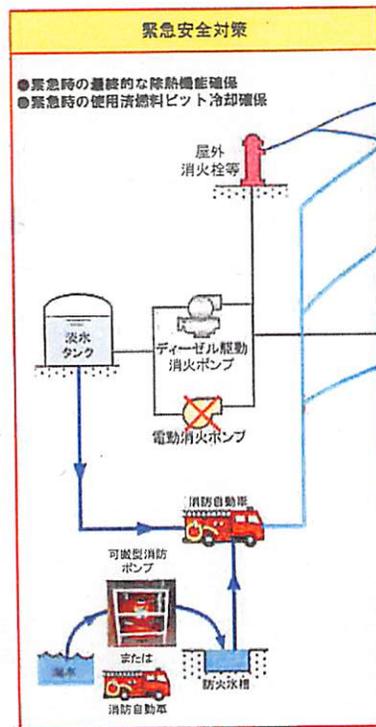
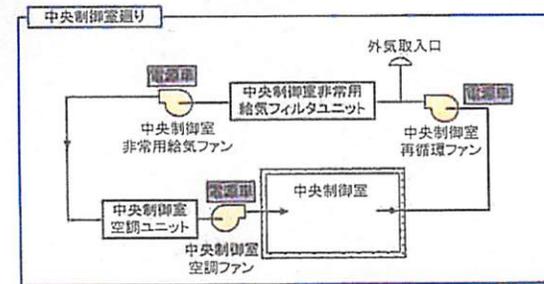


図2-4 伊方発電所3号機の緊急安全対策等に係る設備の概要

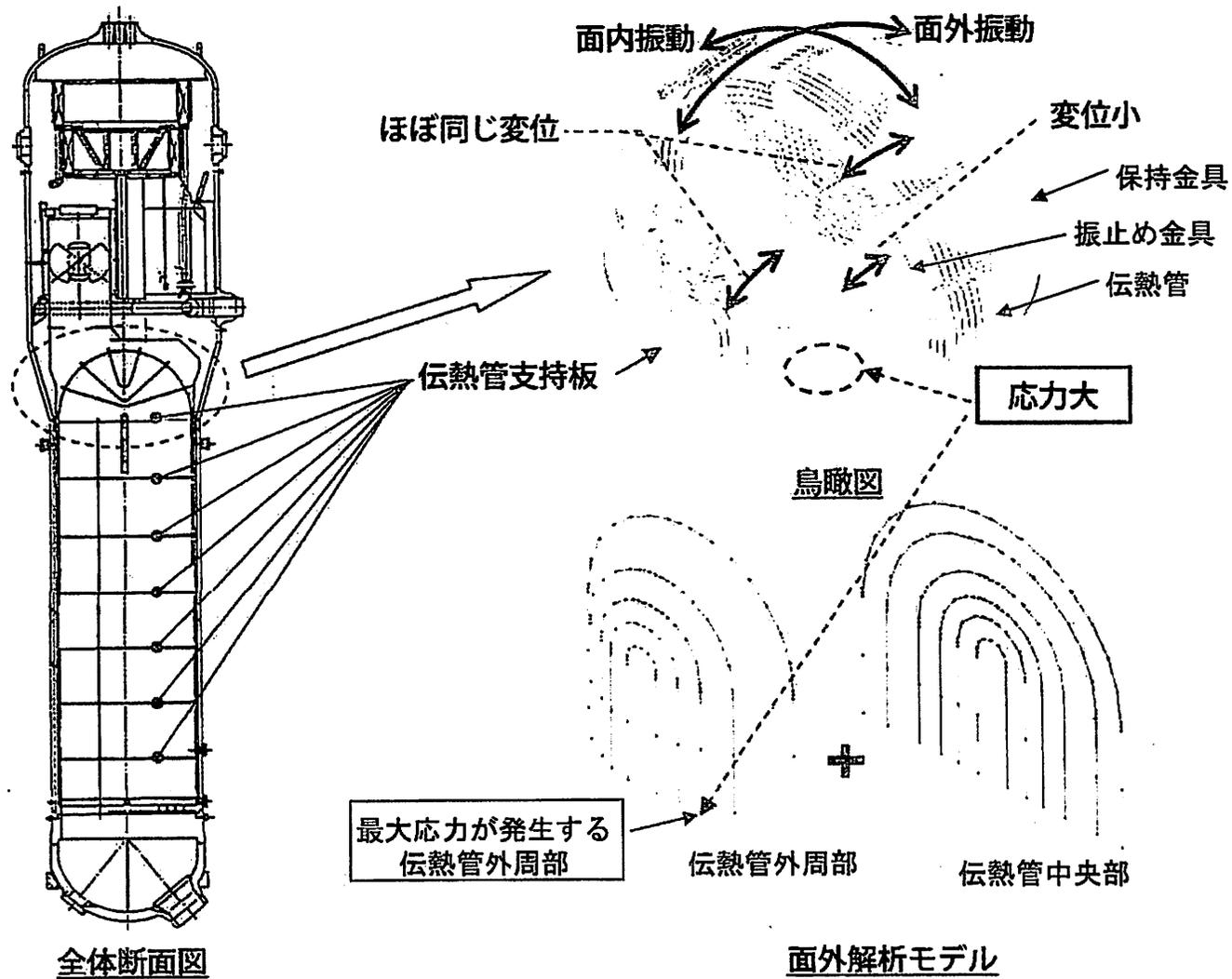
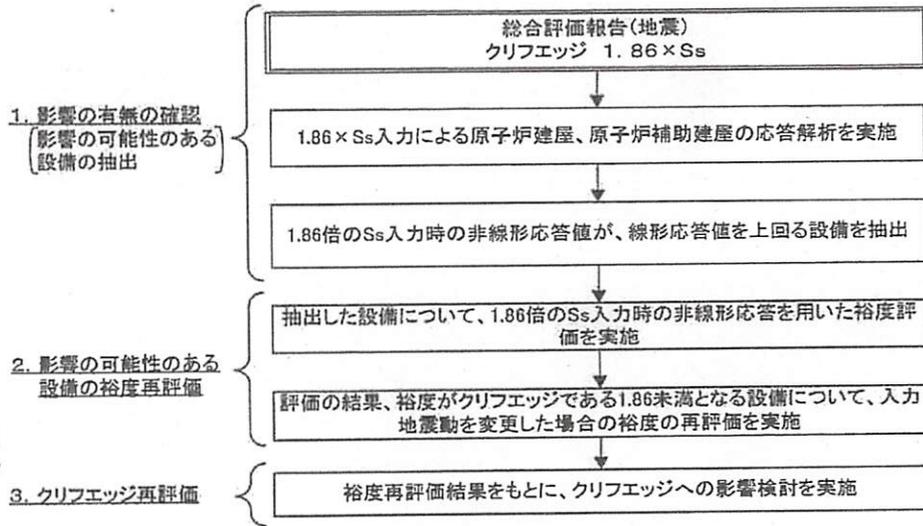


図5-1 蒸気発生器伝熱管U字管部の構造

(1) 影響検討の概要

伊方発電所3号機においては、クリフエッジとして特定した設備の耐震裕度が1.86倍の S_s であることから、 $1.86 \times S_s$ 入力時の建屋の非線形性を考慮した設備の裕度評価を行い、クリフエッジの特定に与える影響について、下図のフローに基づき検討した。



影響検討フロー

(2) 影響の有無の確認(影響検討フロー1)

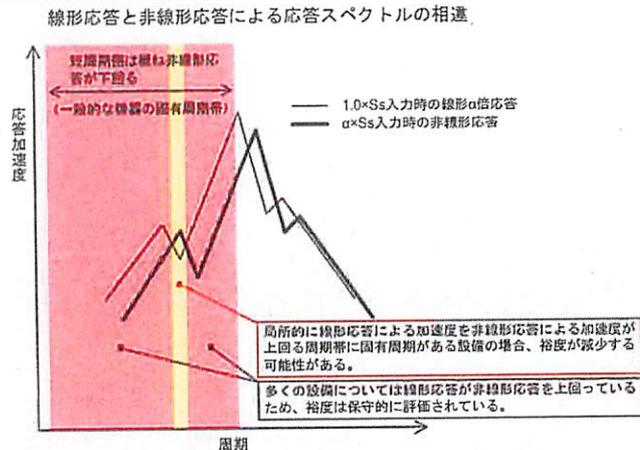


図5-2 建屋応答の非線形性が設備の裕度評価に及ぼす影響について(1/2)

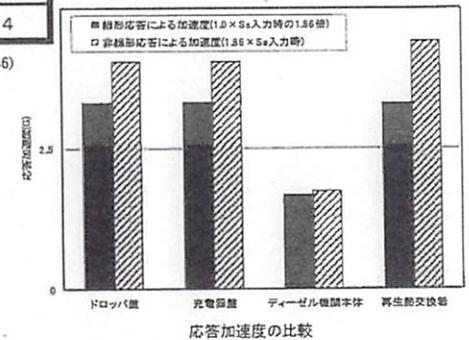
(3) 影響の可能性のある設備の裕度再評価(影響検討フロー2)

1) 1.86倍の S_s 入力時の非線形応答を用いた裕度評価

1.86× S_s 入力時の設備の裕度評価結果

機器	裕度 (報告値)	裕度※ (再評価値)
ドロップ盤	1.86	1.52
充電器盤	1.97	1.45
ディーゼル機関本体	1.88	1.82
再生熱交換器	1.63	1.24

※裕度=(許容値/評価値)×入力地震動(1.0× S_s)に対する倍率 α :1.86

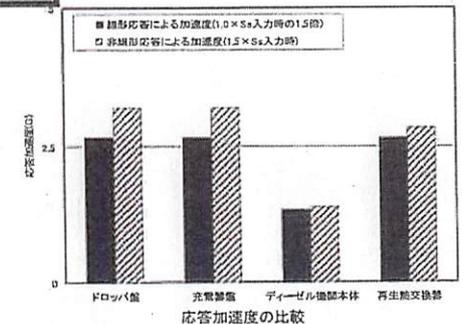


2) 入力地震動を1.5倍の S_s と再設定した場合の裕度再評価

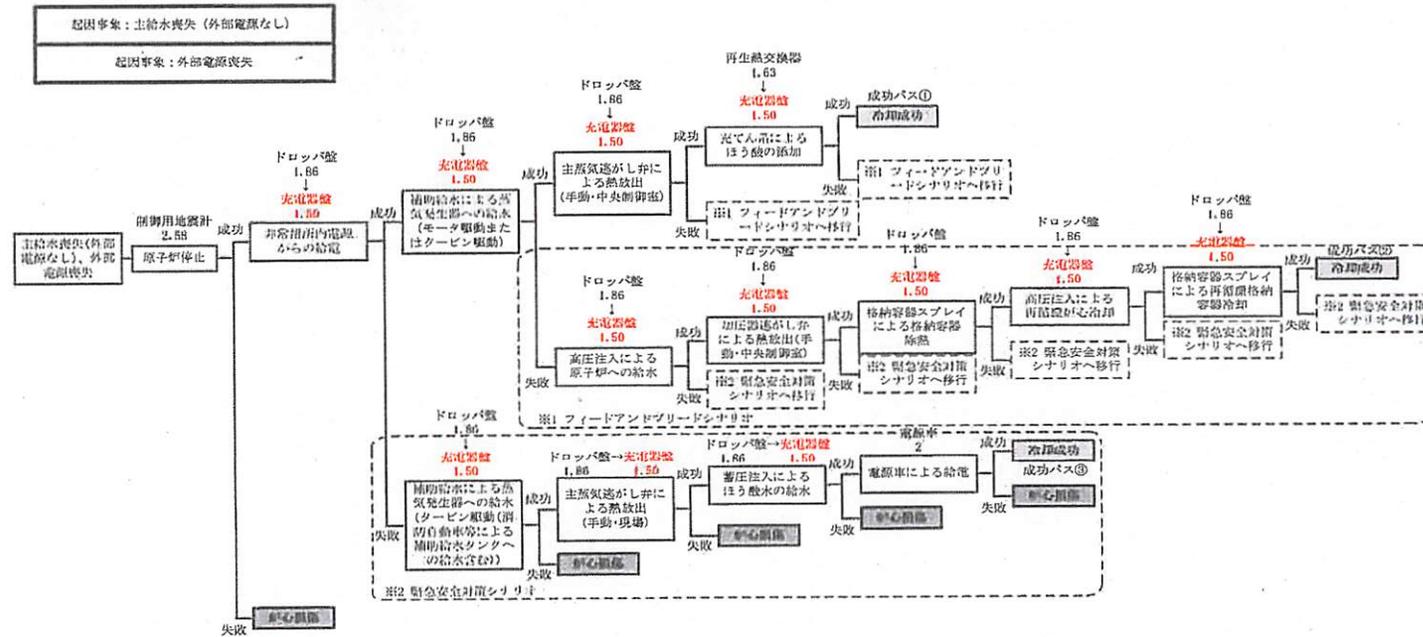
1.50× S_s 入力時の設備の裕度評価結果

機器	裕度 (報告値)	裕度※ (再評価値)
ドロップ盤	1.86	1.57
充電器盤	1.97	1.50
ディーゼル機関本体	1.88	1.82
再生熱交換器	1.63	1.54

※裕度=(許容値/評価値)×入力地震動(1.0× S_s)に対する倍率 α :1.5



(4) クリフエッジ再評価(影響検討フロー3)

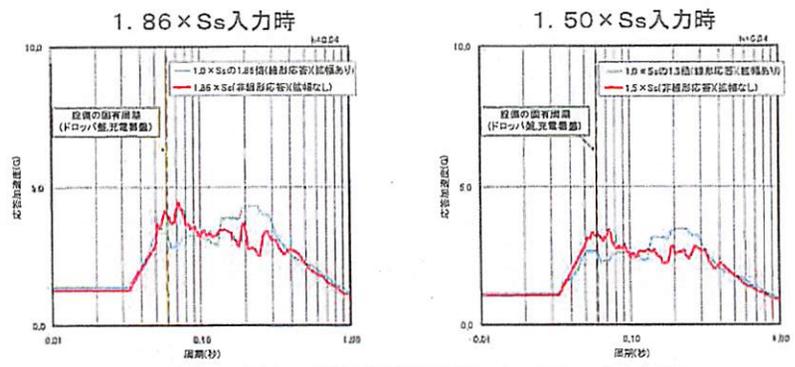


図表一七

クリフエッジにおける耐震裕度の値が1.86から1.50に減少し、機能喪失の原因となる設備がドロップ盤から充電器盤に変更となることを確認した。また、SFP燃料損傷に対するクリフエッジの特定については、建屋応答の非線形性を考慮しても影響がないことを確認した。

(5) 非線形応答と線形応答の傾向分析

- (i) 建屋の非線形性を考慮した建屋応答が1.0 × Ssによる建屋応答を線形化した建屋応答よりも大きくなる周期帯は、1.5倍及び1.86倍に対していずれも同様である。
- (ii) 1.86 × Ss入力時及び1.50 × Ss入力時の裕度評価結果や応答スペクトルの状況から、非線形応答と線形応答との差異は地震動の減少とともに小さくなる傾向にある。



応答スペクトル(原子炉補助建屋 EL+10.0m NS方向)

図5-2 建屋応答の非線形性が設備の裕度評価に及ぼす影響について(2/2)

表5-1 各起因事象の対象設備及び裕度一覧(地震:炉心燃料損傷)

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

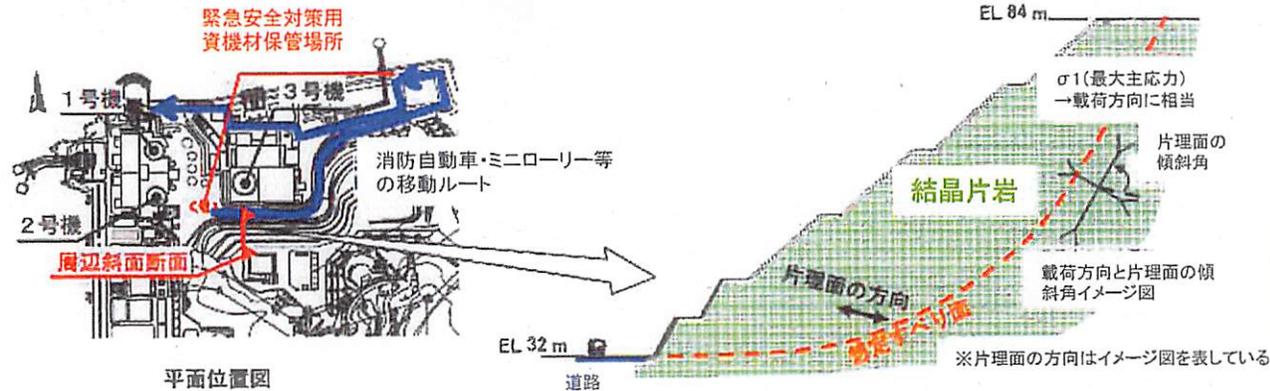
※Ss以上の場合、主給水ポンプ、碍子等の設備が必ず損傷に至ると想定する。

表5-2 各収束シナリオの評価結果(地震:炉心燃料損傷)

起因事象	収束シナリオ	耐震裕度	地震による機能喪失(箇所)
外部電源喪失	成功パス ①	1.50Ss*	非常用所内電源からの給電等 (直流電源装置(充電器盤*) 機能損傷)
	成功パス ②	1.50Ss*	非常用所内電源からの給電等 (直流電源装置(充電器盤*) 機能損傷)
	成功パス ③	1.50Ss*	補助給水による蒸気発生器への給水 (タービン駆動(消防自動車等による補助 給水タンクへの給水含む))等 (直流電源装置(充電器盤*) 機能損傷)

※:耐震評価において建屋応答の非線形性を考慮して見直したクリフエッジおよび機器

○斜面形状及び片理面の方向を考慮したすべり安定性解析の再評価



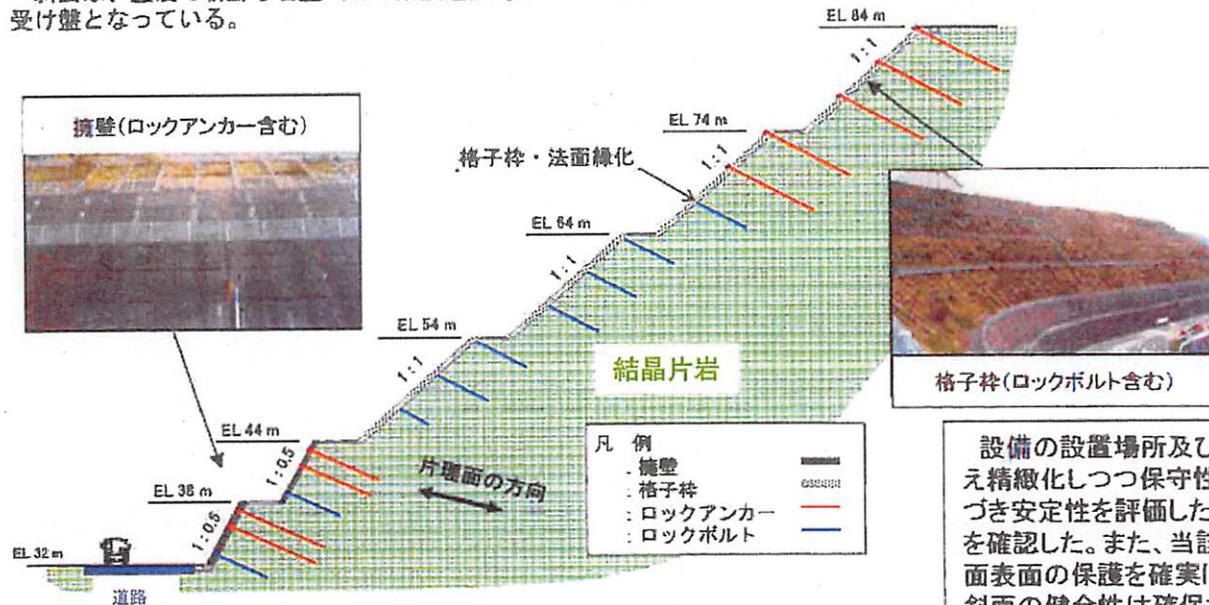
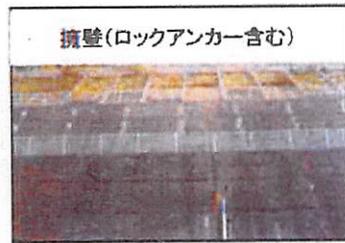
ストレステストにおいては、より実状を踏まえ精緻化を図る観点から、斜面形状、片理面の方向を考慮した上で、想定すべり面の角度に即した適切な解析評価用物性値（岩盤のせん断強度）を再評価して、すべり安定性解析を実施。

詳細な解析評価用物性値を用いて、周辺斜面の安定性を評価した結果、耐震バックチェック評価での最小すべり安全率に対して、少なくともすべり安全率1.6（約15%の余裕）を確認。



○斜面の性状

斜面は、堅硬で新鮮な岩盤（せん断波速度毎秒2 km程度）であり、結晶片岩の片理面方向は斜面に対して受け盤となっている。



○斜面の保護状況及び綿密な保守管理

斜面は、表面を鉄筋コンクリート製擁壁・格子枠やロックアンカーなどにより保護している。

また、以下のとおり、保守管理を行っている。

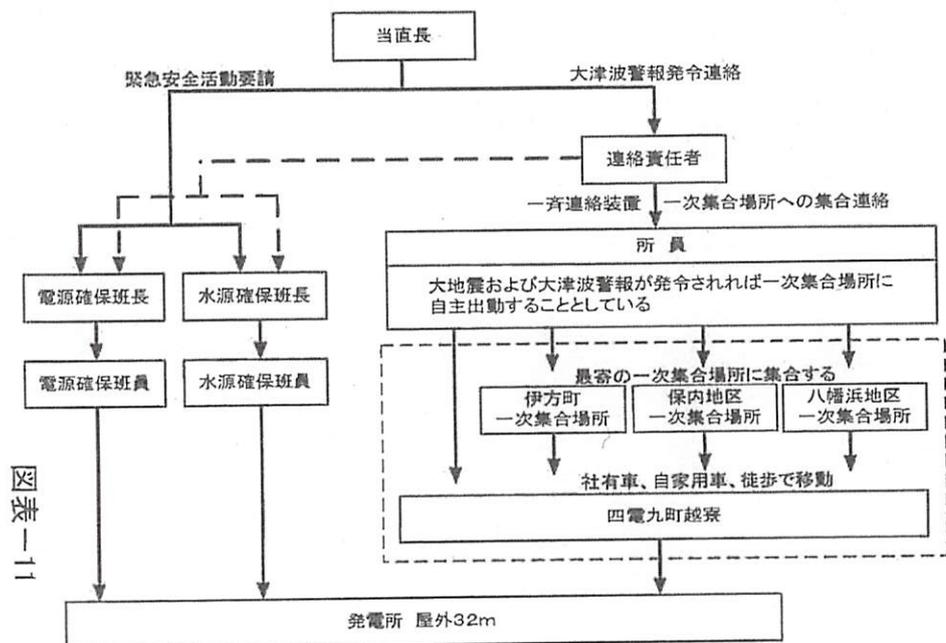
- ・1回/6ヶ月の外観点検
- ・1回/年の変状調査
- ・地震等の際に臨時点検
- ・緊張力のあるロックアンカーの代表箇所においては常時計測管理



設備の設置場所及びアクセスルートの周辺斜面について、より実状を踏まえ精緻化しつつ保守性を持たせた解析用物性値（岩盤のせん断強度）に基づき安定性を評価した結果、すべり安定性（すべり安全率1.6）を有することを確認した。また、当該斜面は、性状として堅硬で新鮮な岩盤であること、斜面表面の保護を確実に実施し、綿密な保守管理も徹底されていることから、斜面の健全性は確保されていると考える。

図5-4 設備の設置場所及びアクセスルートの耐性に係る斜面の安定性評価

社員招集の仕組み



図表-11

社員招集のルート



要員の所在				単位:(人)
	寮	アパート	社宅・自宅	合計
伊方町	102	34	6	142
保内地区 (八幡浜市)	15	21	32	68
八幡浜地区 (八幡浜市)	—	30	32	62
上記以外	—	—	28	28

伊方発電所技術系要員(四国電力社員): 300人

ルート	距離	歩行実績*
ルート①	約10km	約1時間35分
ルート②	約9km	約1時間45分

*: 昼間、道路状態良好時、日常歩行速度での実績

図5-5 伊方発電所への社員の召集について

休日夜間の運転員、緊急安全対策要員及び
参集要員の構成について※1

運転員	1, 2号機中央制御室	11名
	3号機中央制御室	8名
緊急安全 対策要員	社員	3名
	委託員(協力会社要員)	8名
小計		30名

参集要員※2 (技術系要員)	伊方町	42名
	保内地区	20名
	八幡浜地区	18名
小計		80名

※1: 通報連絡等の要員を除く
※2: 居住人員の約30%を想定

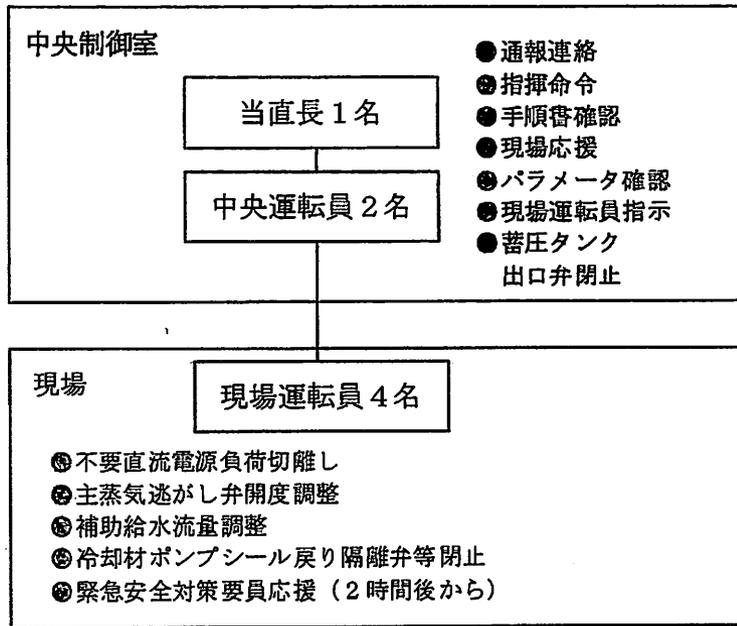
全交流電源喪失時における要員及び作業項目(地震、津波の重畳時)

要員	要員数	作業内容	作業項目
運転員 (8名/3号機)	1名	・不要直流電源負荷切離し ・補助給水流量調整	・電源確保 ・蒸気発生器への 給水確保
	1名	・不要直流電源負荷切離し ・主蒸気逃がし弁開度調整	
	1名	・主蒸気逃がし弁開度調整	
	1名	・蓄圧タンク出口弁閉止	
	1名※3	・冷却材ポンプシール戻り隔離弁 等閉止	
	1名※4	・ホイールローダによる瓦礫撤去 作業	・ホイールローダに よる瓦礫撤去作 業
緊急安全 対策要員 (1~3号機) ・社員 6名 ・委託員 8名	8名 (社員2名) (委託員4名) (運転員2名※5)	・ケーブル布設、接続 ・遮断器操作 ・電源車起動	・電源確保
	6名 (社員1名) (委託員4名) (運転員1名※5)	・消防車自動車操作 ・ホース布設 ・給水	・蒸気発生器、使用 済燃料ピットへの 給水確保
	7名※6	・電源車への給油	・電源確保
参集要員 (80名)	4名※6	・消防自動車への給油	・蒸気発生器、使用 済燃料ピットへの 給水確保
	1名	・ホイールローダによる瓦礫撤去 作業	・ホイールローダに よる瓦礫撤去作 業

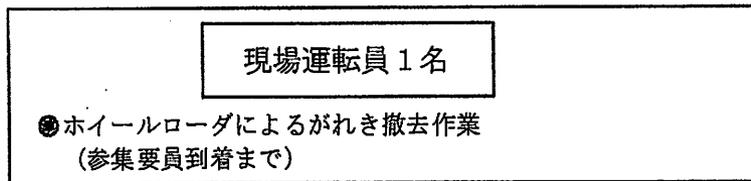
※3: 緊急安全対策要員応援, ※4: 参集要員到着まで
※5: 2時間後から, ※6: 参集要員到着までは、緊急安全対策要員(常駐)で対応

図5-6 防護措置に係る要員配置等

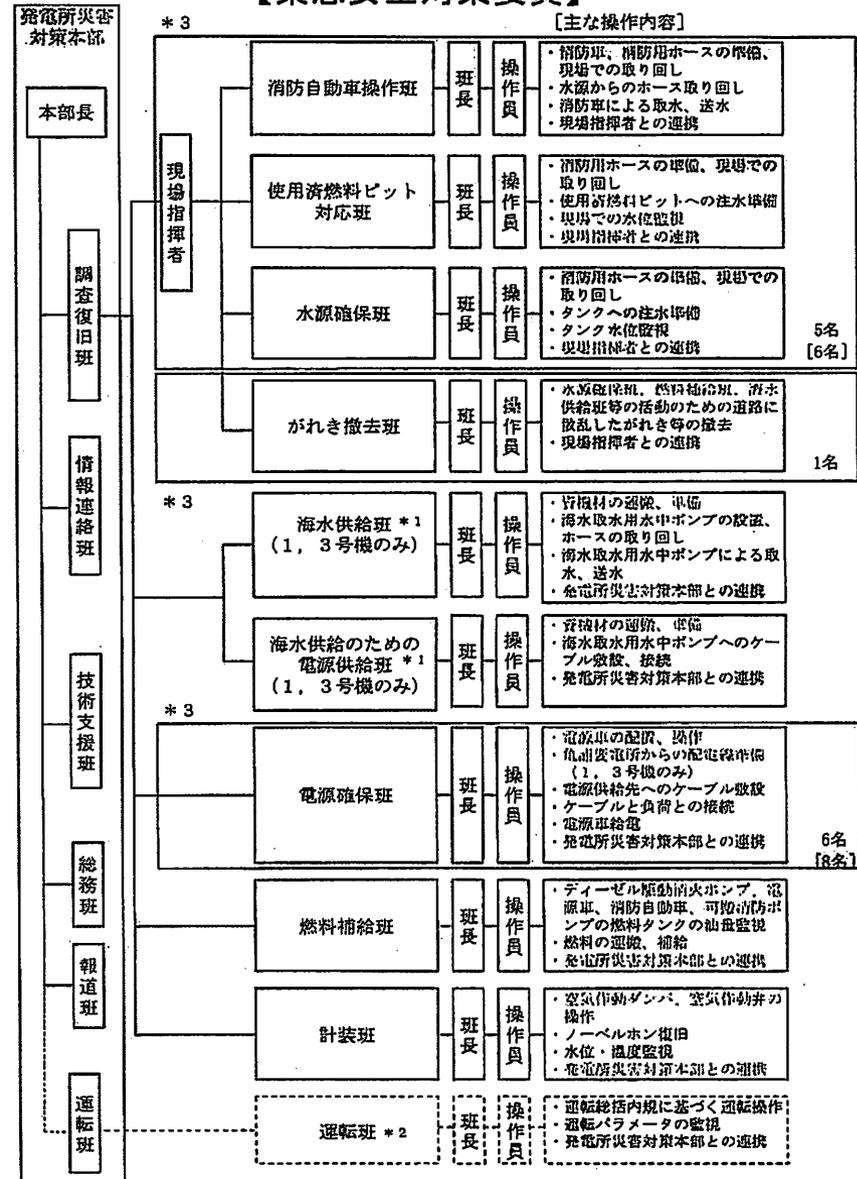
【運転員(3号機)】



【運転員(1~3号機全体)】



【緊急安全対策要員】



* 1 魚川変電所または1825kVA電源車からの給電時に活動する。
 * 2 運転班は「運転総括内規」による。
 * 3 必要人員数 ([]内は2時間後からの人員数)

図5-7 緊急時対応業務実施体制

図表-13

表5-3 各起因事象の対象設備及び耐震裕度一覧(地震:SFPの燃料損傷)

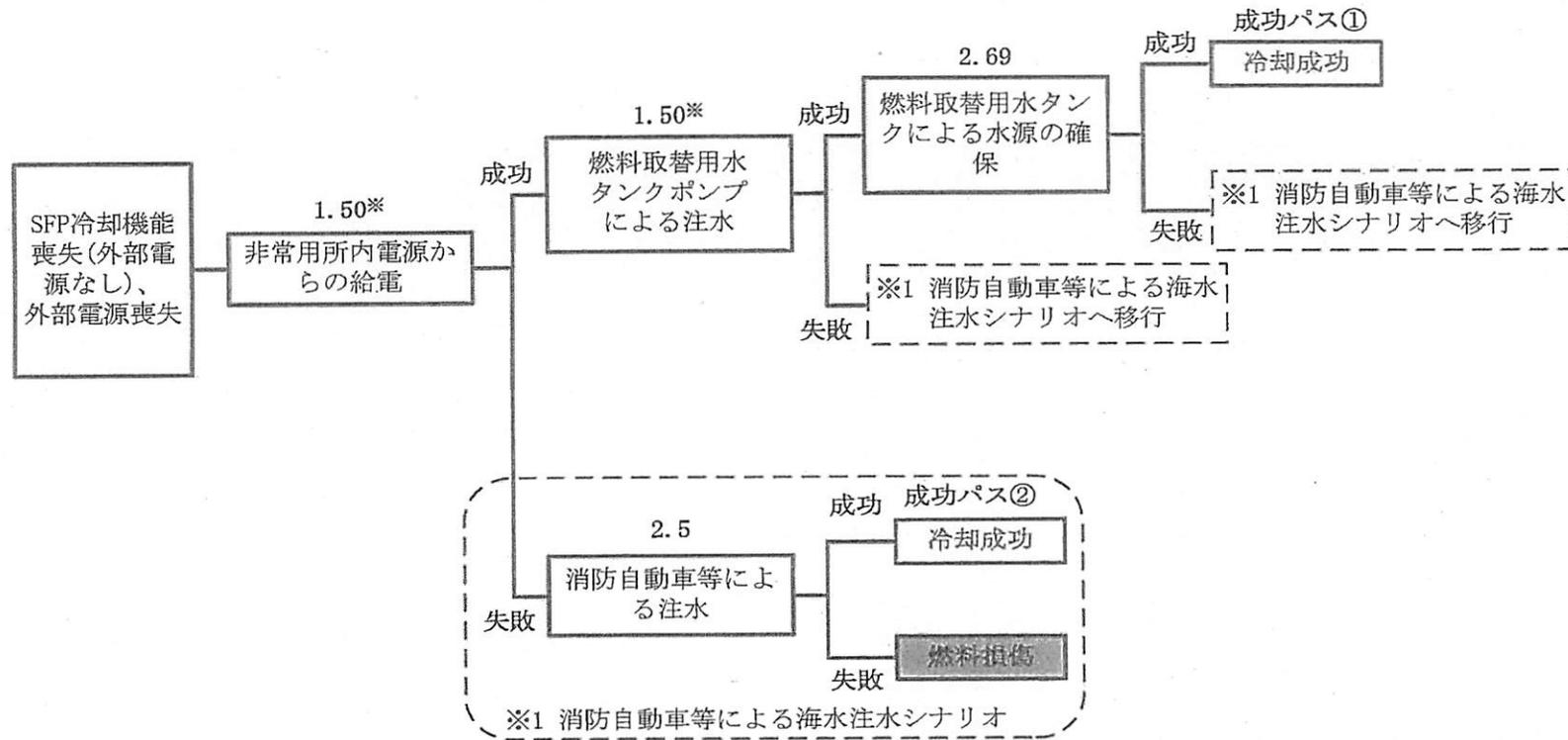
起因事象	設備	裕度(×Ss)
外部電源喪失	工学的判断※	1.00未満
SFP冷却機能喪失	工学的判断※	1.00未満
SFP損傷	SFP	2.00
補機冷却水の喪失	海水系配管,原子炉補機冷却水系配管	2.08

※Ss以上の場合、碍子、SFP冷却系配管等の設備が必ず損傷に至ると想定する。

表5-4 各収束シナリオの評価結果(地震:SFPの燃料損傷)

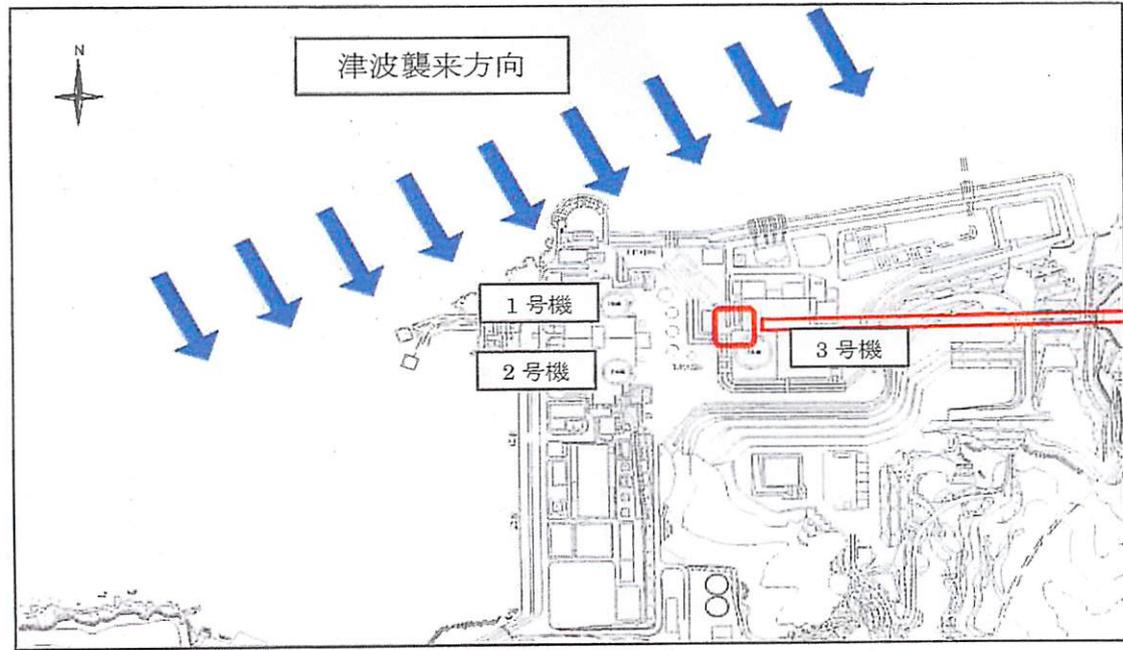
起因事象	収束シナリオ	耐震裕度	地震による機能喪失(箇所)
外部電源喪失	成功パス ①	1.50Ss※	非常用所内電源からの給電等 (直流電源装置(充電器盤※)機能損傷)
	成功パス ②	2.5Ss	消防自動車等による注水 (消防自動車 失敗)

※:耐震評価において建屋応答の非線形性を考慮して見直したクリフエッジおよび機器

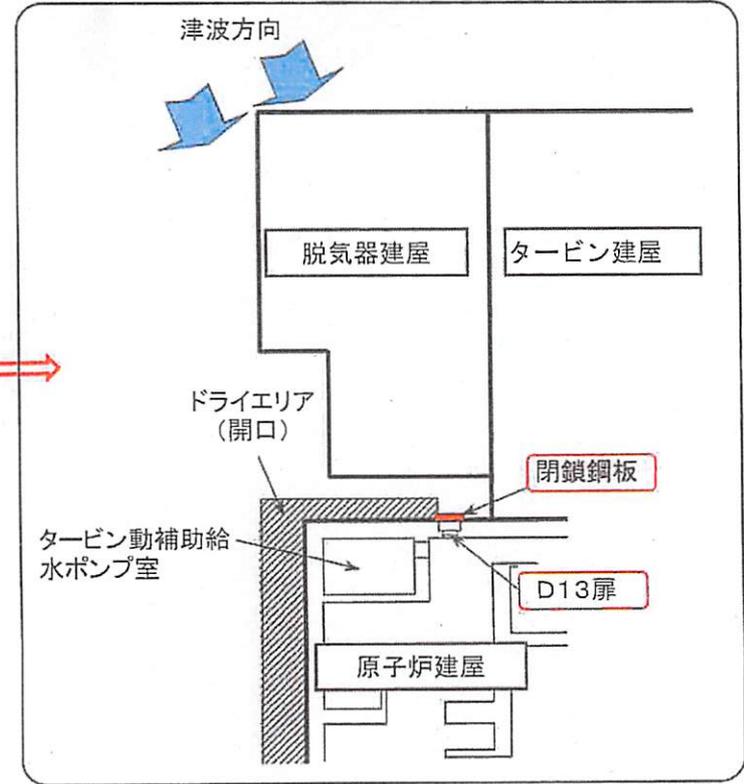


※:耐震評価において建屋応答の非線形性を考慮して見直した数値
 数字は S_s の倍数で当該機能が喪失する地震動の大きさ

図5-8 地震時のクリフエッジを示すイベントツリー(SFPの燃料損傷)



プラントレイアウトと津波の襲来方向



伊方発電所所在



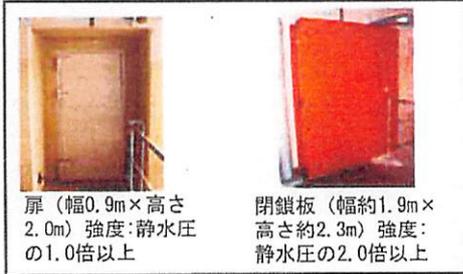
伊方発電所全体写真

図6-1 構内配置図

〔止水対策の充実〕

- 一部の扉については、鋼板およびシール材によるコーキング施工を行い、暫定的な閉鎖運用を実施(D14、D15、D18、D19、D20の扉)。
- 閉鎖運用しない両開き扉についても、扉片側にコーキング施工による止水処置を実施(D16、D17の扉)。

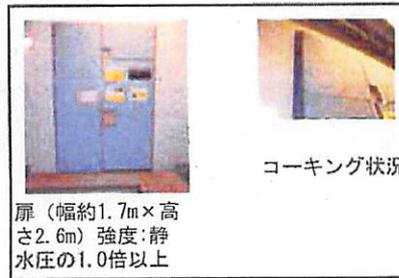
D13扉



扉(幅0.9m×高さ2.0m)強度:静水圧の1.0倍以上

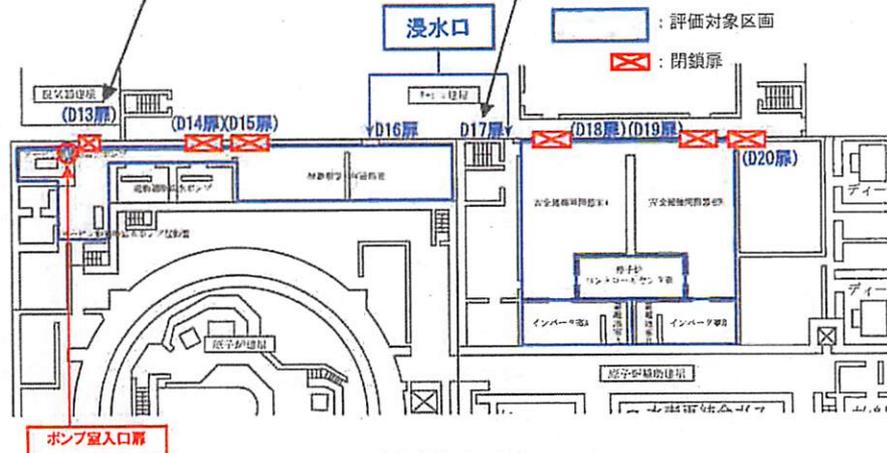
閉鎖板(幅約1.9m×高さ約2.3m)強度:静水圧の2.0倍以上

D17扉



扉(幅約1.7m×高さ2.6m)強度:静水圧の1.0倍以上

コーキング状況



浸水経路および浸水評価対象区画

〔波圧の設定の考え方〕

従来のガイドライン 実験に基づき定む 一律、最大深さ30cmの 止水	今回の震災 を踏まえ 合理化	1 震害や耐震の進展等による軽減効果が認められる場合	2.0倍
		2 1のうち、海岸等からの距離が離れている場合(500m以上)	1.5倍
		3 1、2に該当しない場合	3.0倍

東日本大震災における津波による建築物被害の調査を踏まえた暫定指針(国土交通省策定)(平成23年11月17日)

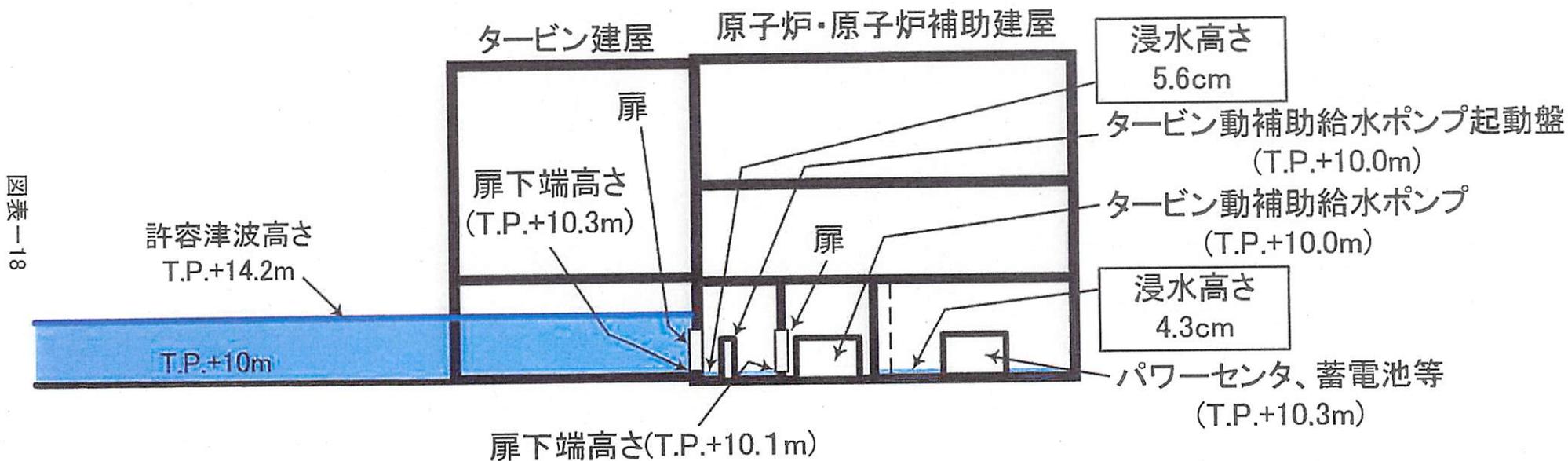
暫定指針を参考に、津波の襲来方向や建屋レイアウトを考慮して、浸水口となる扉の波圧を設定

対象扉		波圧の設定(静水圧に対する倍率)		運用
建屋外部扉	D13扉	扉本体	静水圧の1.0倍 〔閉鎖板により津波の影響を直接受けない〕	閉鎖
		閉鎖板	静水圧の2.0倍 〔脱気器建屋により津波の影響は軽減するが、建屋外部扉のため、暫定指針の①に準じる〕	
建屋内部扉	D14,15,18,19,20扉	静水圧の1.0倍 〔タービン建屋により津波の影響を直接受けない〕		閉鎖
	D16,17扉	静水圧の1.0倍 〔タービン建屋により津波の影響を直接受けない〕		通行可

各扉および閉鎖板は設定した波圧に対して強度を有する。

図6-2 扉に対する波圧の設定方法

タービン動補助給水ポンプ及びパワーセンタ、蓄電池等は浸水しない

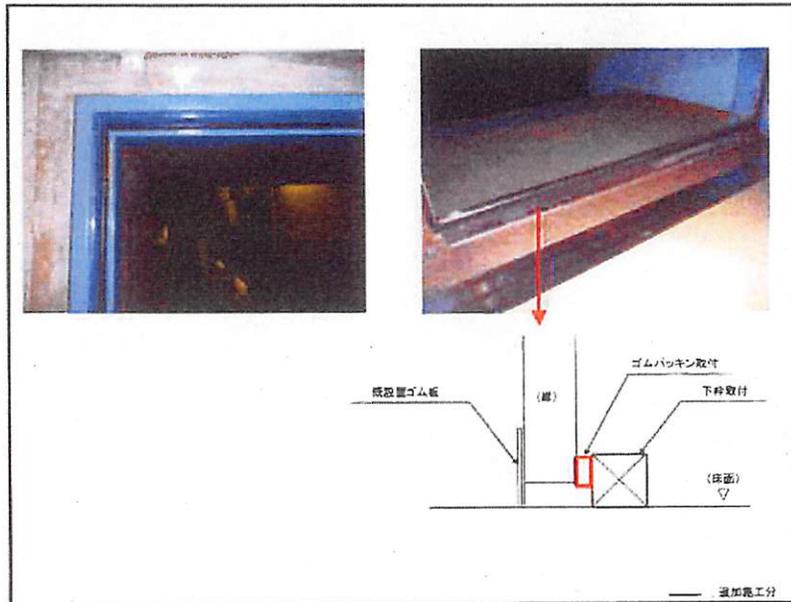


図表-18

図6-3 浸水量評価結果

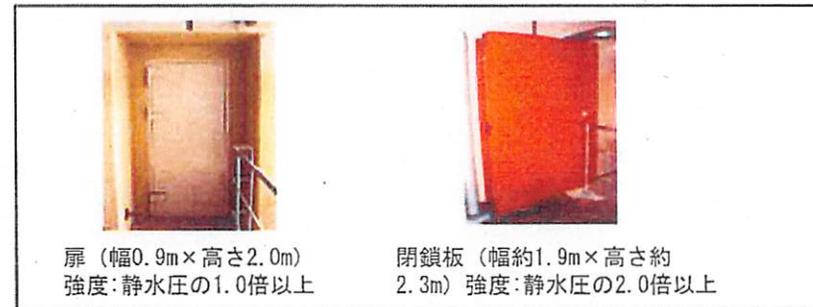
○建屋扉

扉合わせ面にシールゴム施工



シールゴム施工例

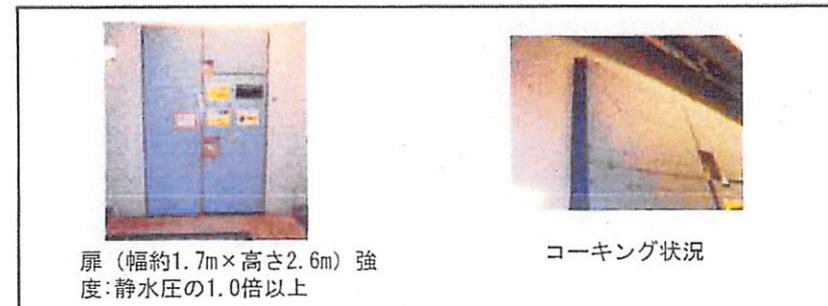
D13扉



扉 (幅0.9m×高さ2.0m)
強度: 静水圧の1.0倍以上

閉鎖板 (幅約1.9m×高さ約
2.3m) 強度: 静水圧の2.0倍以上

D17扉



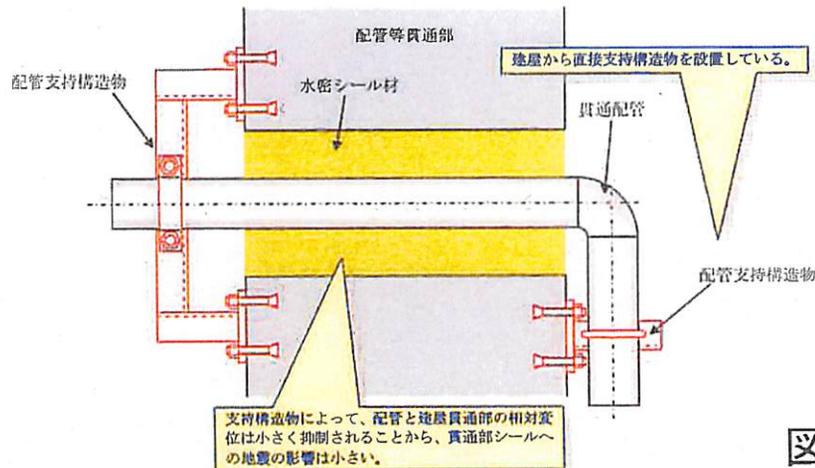
扉 (幅約1.7m×高さ2.6m) 強
度: 静水圧の1.0倍以上

コーキング状況

図表一19

○配管貫通部

T.P.+14.2mまで充てんタイプのシール材等を施工



支持構造物によって、配管と建屋貫通部の相対変位は小さく抑制されることから、貫通部シールへの地震の影響は小さい。

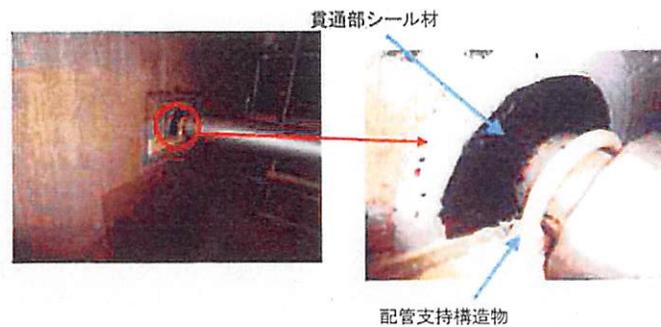


図6-4 浸水対策

表6-1 各起回事象の発生に係る設備の許容津波高さ(津波:
炉心燃料損傷)

起回事象	設備	設置場所	許容津波高さ	備考
主給水喪失	復水ポンプ	屋内	T.P.+10.3m	浸水経路レベル
外部電源喪失	所内変圧器	屋外	T.P.+10.3m	設置レベル
補機冷却水の喪失	海水ポンプ	屋外	T.P.+10.2m	浸水経路レベル
過渡事象	循環水ポンプ	屋外	T.P.+5.5m	設置レベル

表6-2 各収束シナリオの評価結果(津波:炉心燃料損傷)

起回事象	収束シナリオ	津波影響高さ	津波による機能喪失箇所
外部電源喪失等	成功パス ①	T.P.+14.2m	補助給水による蒸気発生器への給水 (タービン動補助給水ポンプ等の浸水)

表6-3 各起回事象の発生に係る設備の許容津波高さ
(津波:SFPの燃料損傷)

起回事象	設備	設置場所	許容津波高さ	備考
外部電源喪失	所内変圧器	屋外	T.P.+10.3m	設置レベル
補機冷却水の喪失	海水ポンプ	屋外	T.P.+10.2m	浸水経路 レベル
SFP冷却機能 喪失	使用済燃料 ピットポンプ	屋内	T.P.+14.2m	浸水経路 レベル

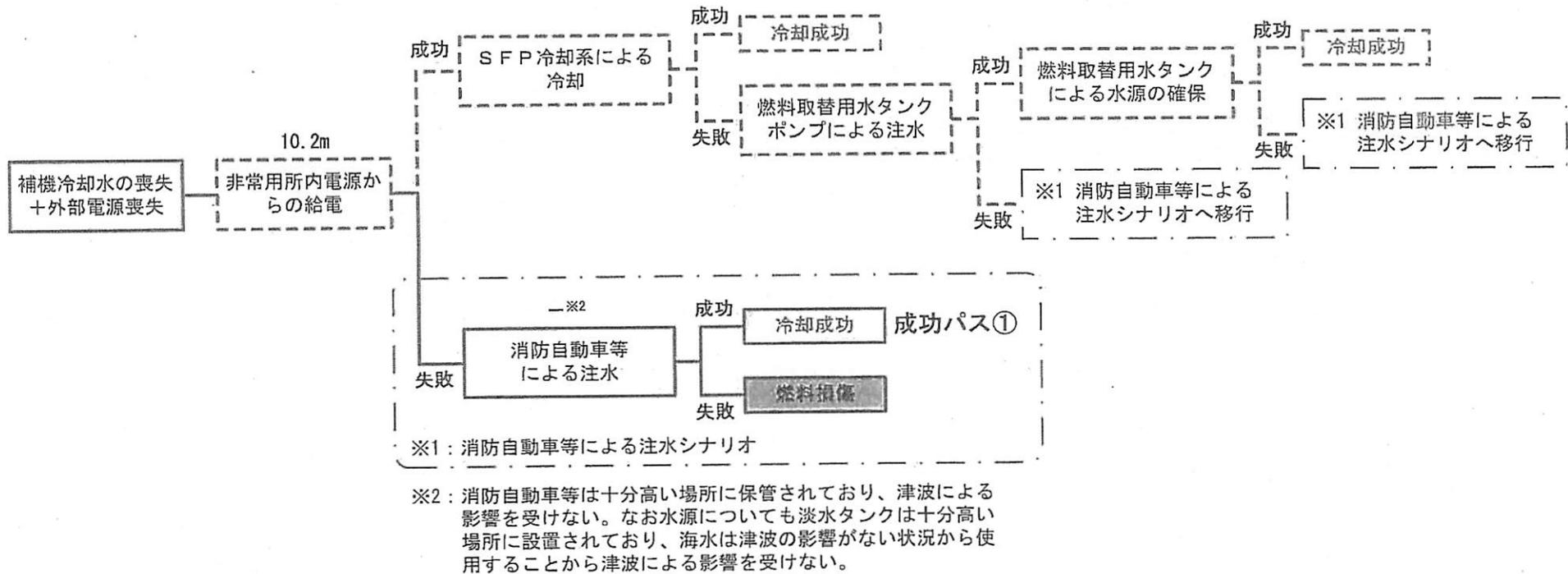
表6-4 各収束シナリオの評価結果(津波:SFPの燃料損傷)

起回事象	収束シナリオ	津波影響高さ	津波による機能喪失箇所
外部電源喪失等	成功パス ①	—	なし (消防自動車等は十分高い場所に 保管されており津波による影響を 受けない。)

起因事象:補機冷却水の喪失

起因事象:SFP冷却機能喪失

図表-23



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

数字は当該機能が喪失する津波高さ

図6-6 津波時のクリフエッジを示すイベントツリー(SFPの燃料損傷)

表7-1 地震と津波の重畳に関するクリフエッジ評価結果
(重畳:炉心燃料損傷)

地震	耐震裕度	起因事象の組合せ	
	1.50Ss*	【地震】 外部電源喪失 (+主給水喪失)	【津波】 過渡事象
		T.P.+10.2m	T.P.+14.2m
		許容津波高さ	
		津波	

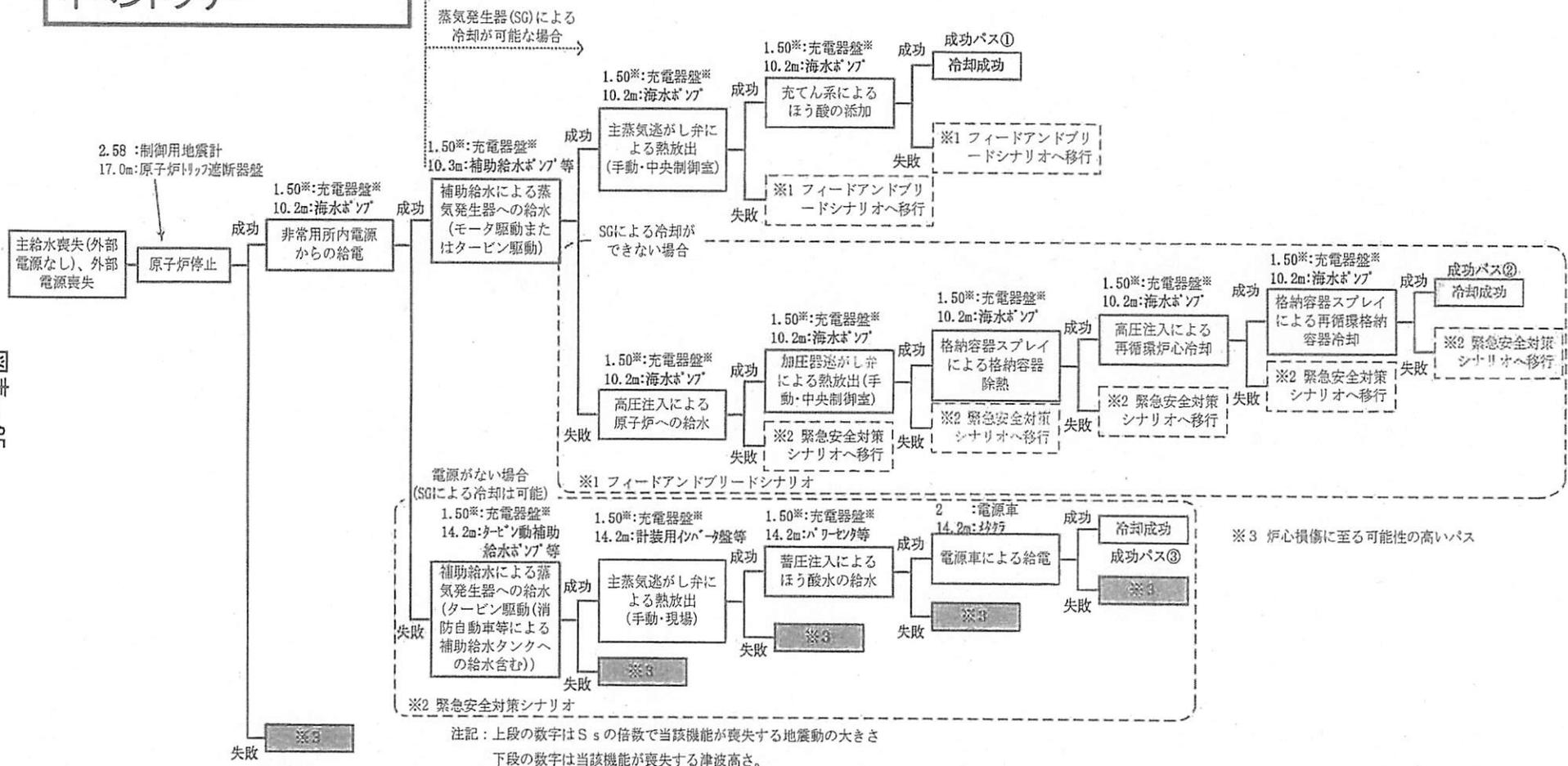
※:耐震評価において建屋応答の非線形性を考慮して見直したクリフエッジ

表7-2 地震と津波の重畳に関するクリフエッジ評価結果
(重畳:SFPの燃料損傷)

地震	耐震裕度	起因事象の組合せ	
	2Ss	【地震】 外部電源喪失	【津波】 起因事象なし
			【津波】 補機冷却水の喪失 (SFP冷却機能喪失)
1.50Ss*	【地震】 外部電源喪失	【津波】 起因事象なし	【地震】 外部電源喪失
			【津波】 補機冷却水の喪失 (SFP冷却機能喪失)
		T.P.+10.2m	津波高さによらない
		許容津波高さ	
		津波	

※:耐震評価において建屋応答の非線形性を考慮して見直したクリフエッジ

燃料を冷却するためのイベントツリー

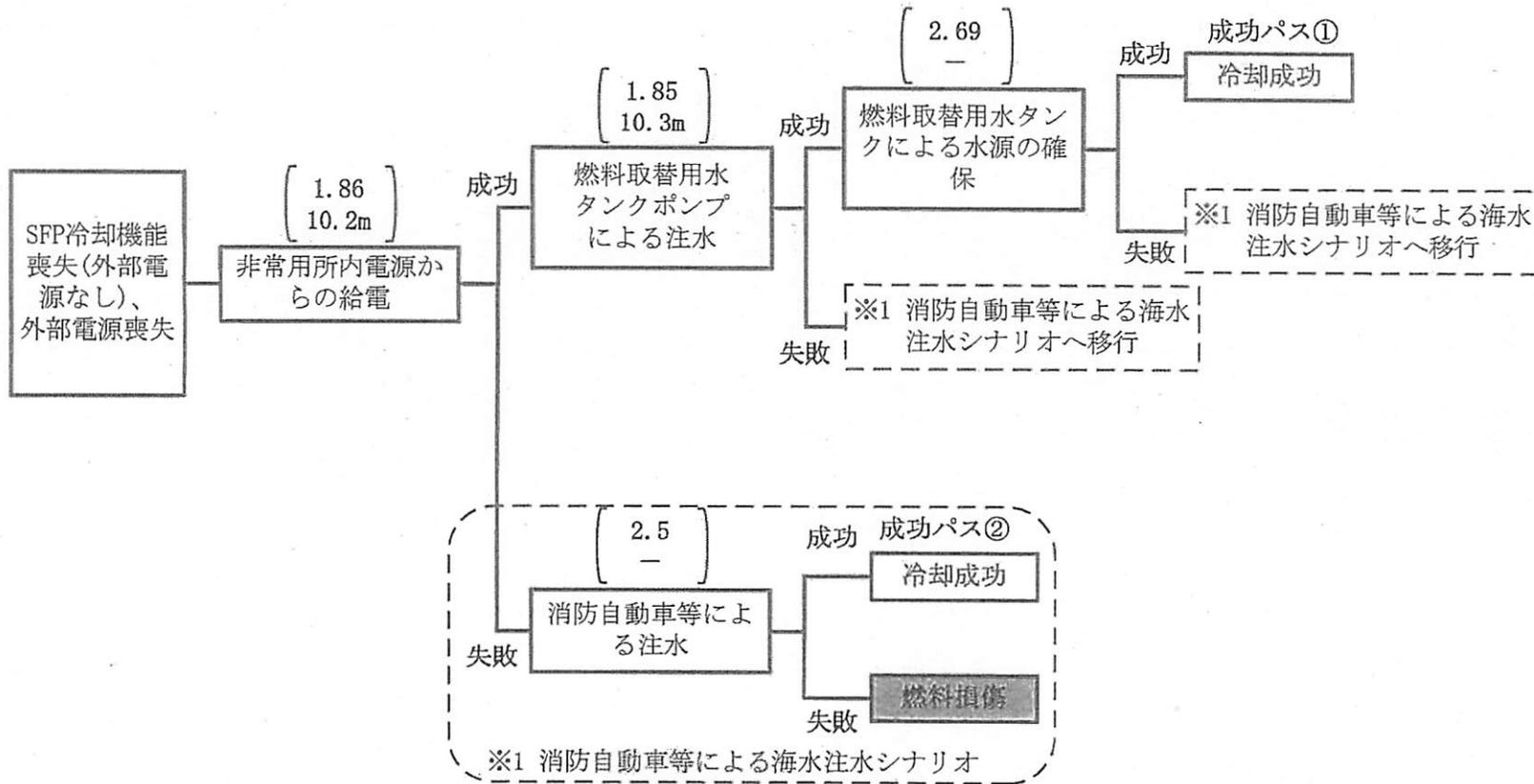


※: 耐震評価において建屋応答の非線形性を考慮して見直した数値および機器

図7-1 地震と津波の重畳時のクリフエッジを示すイベントツリー (炉心燃料損傷)

図表-25

起因事象:外部電源喪失



注記:上段の数字は、Ssの倍数で当該機能が喪失する地震動の大きさ
下段の数字は、当該機能が喪失する津波高さ

図7-2 地震と津波の重畳時のクリフェッジを示すイベントツリー(SFPの燃料損傷)

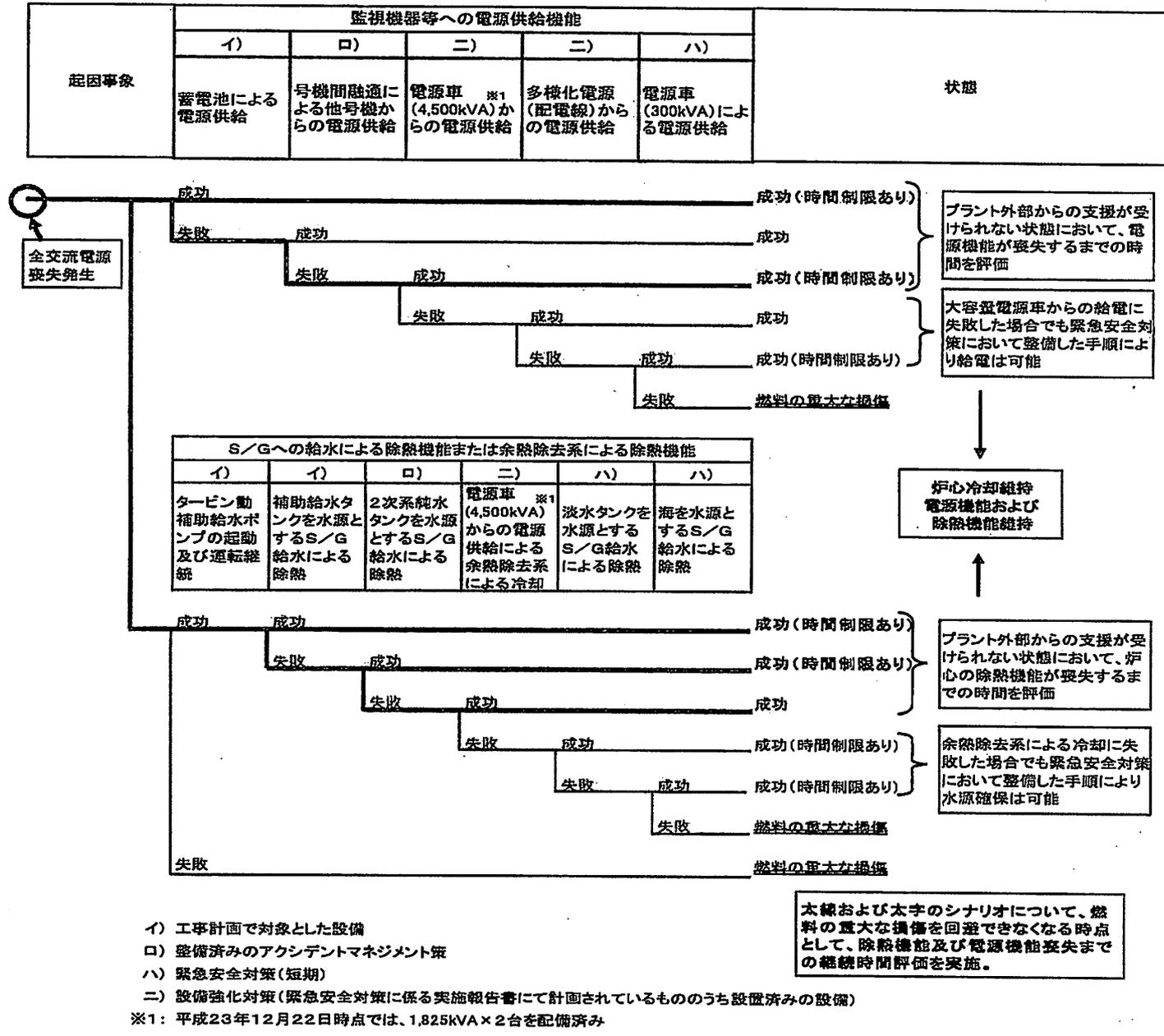
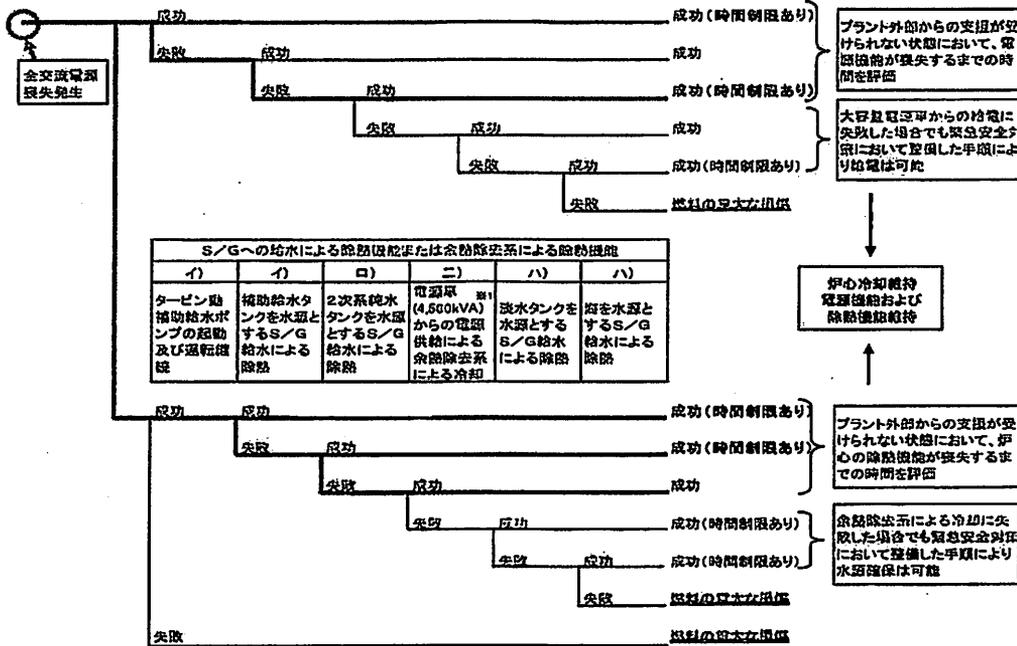


図8-1 全交流電源喪失から燃料の重大な損傷に至る事象の過程 (炉心)

起因事象	監視機器等への電源供給機能					状態
	イ)	ロ)	三)	ニ)	ハ)	
蓄電池による電源供給	号機間融通による他号機からの電源供給	電源車 ^{※1} (4,500kVA)からの電源供給	多機化電源(配電機)からの電源供給	電源車(300kVA)による電源供給		

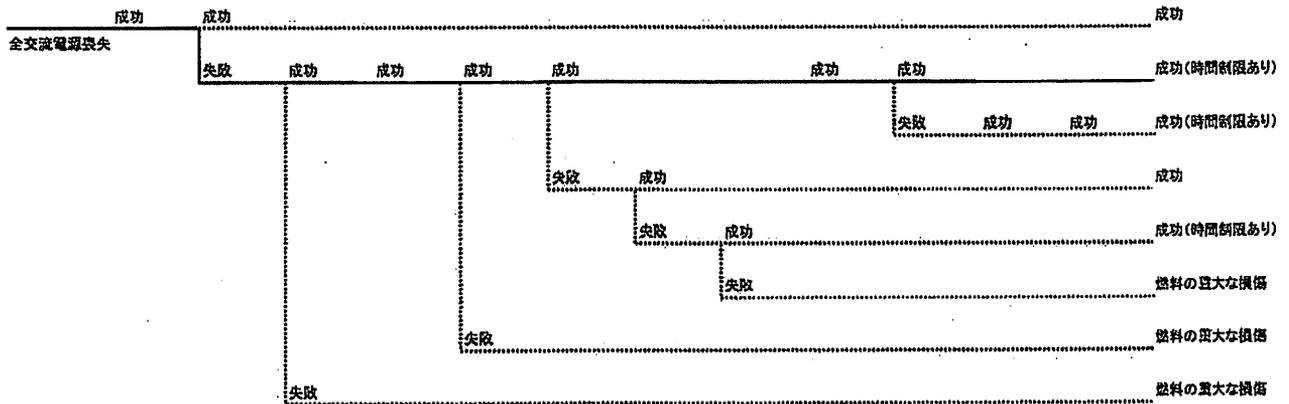


S/Gへの給水による除熱機能または余熱除去系による除熱機能					
イ)	イ)	ロ)	ニ)	ハ)	ハ)
タービン駆動補助給水ポンプの起動及び運転継続	補助給水タンクを水源とするS/G給水による除熱	2次系統水タンクを水源とするS/G給水による除熱	電源車 ^{※1} (4,500kVA)からの電源供給による余熱除去系による冷却	淡水タンクを水源とするS/G給水による除熱	海水を水源とするS/G給水による除熱

- イ) 工事計画で対象とした設備
 - ロ) 整備済みのアクシデントマネジメント策
 - ハ) 緊急安全対策(短期)
 - ニ) 設備強化対策(緊急安全対策に係る実施報告書にて計画されているものうち設備済みの設備)
- ※1: 平成23年12月22日時点では、1,825kVA×2台を配備済み

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

起因事象	イ)	ロ)	イ)	イ)	イ)	ニ)	ニ)	ハ)	ロ)	ニ)	ハ)	ハ)	状態
蓄電池による電源供給	蓄電池容量	○	-	-	-	○	○	○	-	-	-	-	
電源機能	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	
除熱機能	-	-	○	○	-	-	-	-	○	○	○	○	



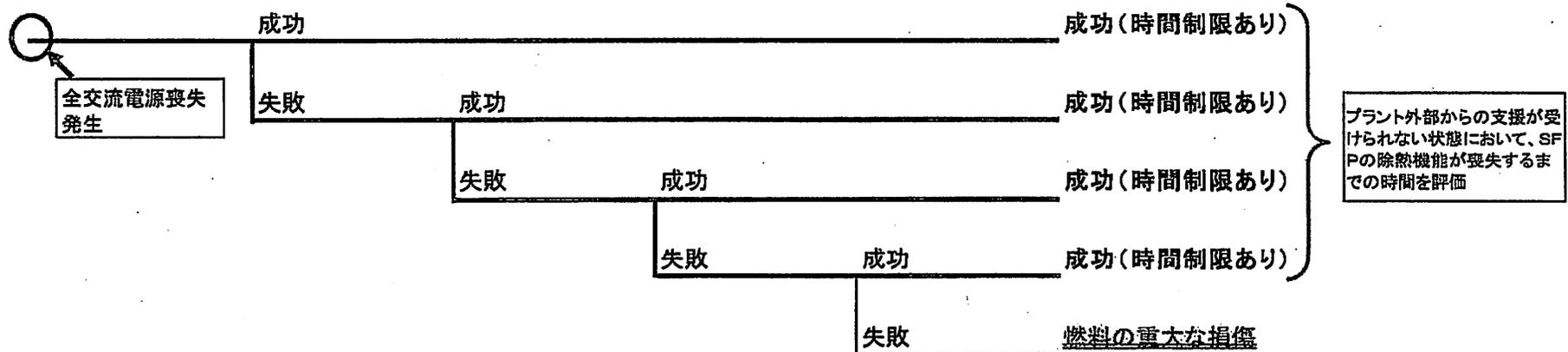
- イ) 工事計画で対象とした設備
- ロ) 整備済みのアクシデントマネジメント策
- ハ) 緊急安全対策(短期)
- ニ) 設備強化対策(緊急安全対策に係る実施報告書にて計画されているものうち設備済みの設備)

注)・本イベントツリーに記載されているイベントのうち、実録のイベントについて電源機能および除熱機能の継続時間を評価した。
・電源機能、除熱機能の各防層措置のうち○の防護措置を用いた継続時間評価を実施した。

※1: 平成23年12月22日時点では、1,825kVA×2台を配備済み

図8-2 イベントツリー (比較図)
図表-28

起因事象	SFPの給水による除熱機能またはSFP水浄化冷却系による除熱機能				状態
	イ)	ニ)	ハ)	ハ)	
	2次系純水タンクを水源とするSFP給水による除熱	電源車(4,500kVA) ^{※1} からの電源供給によるSFP水浄化冷却系による冷却【停止時のみ】	淡水タンクを水源とするSFP給水による除熱	海を水源とするSFP給水による除熱	



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

※1: 平成23年12月22日時点では、1,825kVA×2台を配備済み

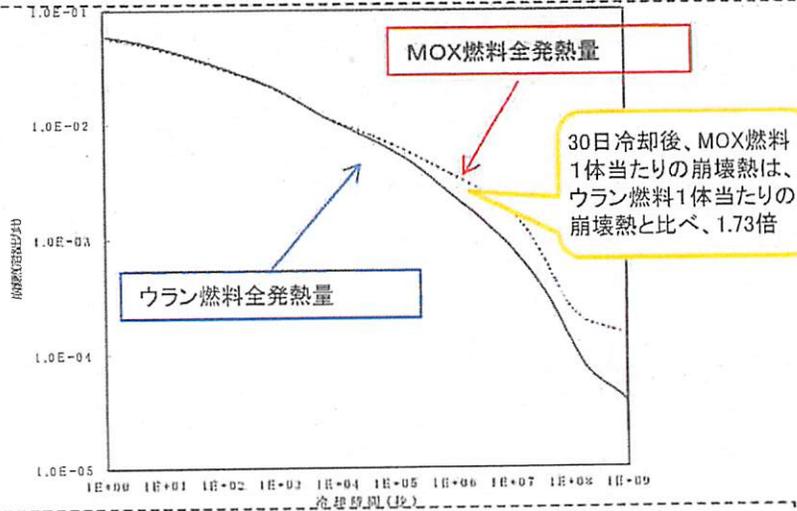
太線および太字のシナリオについて、燃料の重大な損傷を回避できなくなる時点として、除熱機能喪失までの継続時間評価を実施。

図8-3 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)

ウラン・プルトニウム混合酸化物(MOX)燃料は、以下の特徴を踏まえた条件を考慮。

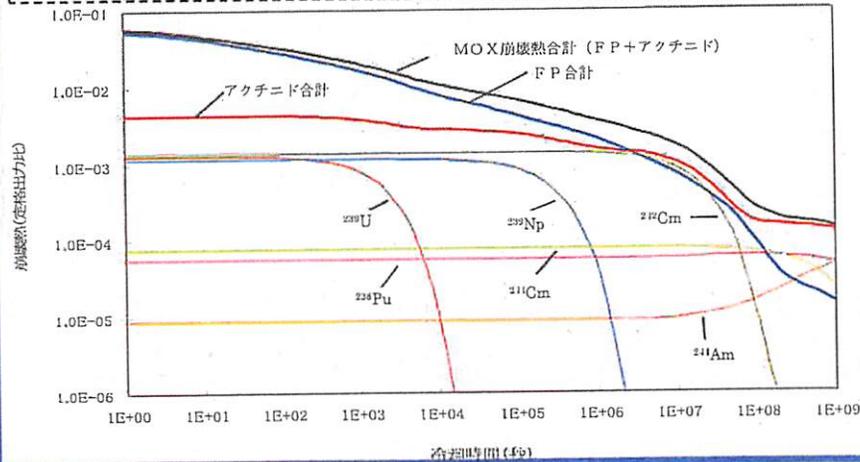
【特徴(その1)】

MOX燃料は、ウラン燃料よりも崩壊熱が大きい。



【特徴(その2)】

使用済燃料の長期冷却において、Cm、Am等の長半減期のアクチニド核種が崩壊熱の多くを占めるようになる。



【評価内容(その1)】

使用済燃料ピット(SFP)の崩壊熱の想定について、MOX燃料を1/4炉心相当装荷した運用を長期に継続した場合を想定し、かつ、ウラン燃料より崩壊熱の高いMOX燃料を選択的にSFPに貯蔵したと仮定し、使用済み燃料ピット内で最も崩壊熱が高くなる条件を考慮

	ストレステスト評価条件	現在の貯蔵状況 (2012年1月1日現在)
MOX燃料	1,168体	0体*
ウラン燃料	637体	1,055体
合計	1,805体 (SFPが満杯となる体数)	1,055体

* MOX新燃料5体を貯蔵中

【評価内容(その2)】

使用済み燃料ピットの崩壊熱について、アクチニド核種の崩壊熱は、これまでの安全審査と同様、ORIGEN-2コードを用いて評価しており、ウラン燃料、MOX燃料ともに、ORIGEN-2で取り扱える全てのアクチニド核種(85核種)を対象としている。崩壊熱評価において考慮したアクチニド核種のうち代表的な核種としては、短い冷却期間での崩壊熱が大きい²³⁹U、²³⁹Np、並びに半減期が長く崩壊熱も大きい²³⁸Pu、²⁴¹Am、²⁴²Cm、²⁴⁴Cmがある。

図8-4 ウラン・プルトニウム混合酸化物(MOX)燃料に関する評価

表8-1 評価条件の選定理由について(全交流電源喪失時)運転中(1/2)
 燃料消費と運転状態の関係において、軽油(消防自動車用)については給水量に応じて燃料消費量が変化するため最も早く枯渇する条件(青枠)を選定。重油(電源車用)については定格運転するため運転状態の差異はない。

1号機
(運転中)

<p>【炉心】 <冷却手段>タービン動補助給水ポンプによる、復水タンク水及び2次系純水タンク水を用いたSGへの給水、5日目以降は、海水系による余熱除去系を用いた除熱(重油) <必要給水流量>約21m³/h(初期)→約9m³/h(4日後) <除熱手段>主蒸気逃がし弁からの大気放出及び海水との熱交換</p>
<p>【SFP】 <冷却手段>純水サービスポンプによる、2次系純水タンク水を用いたSFPへの給水(重油)、5日目以降は、純水サービスポンプ及び消防自動車による淡水タンク水を用いた給水(重油、軽油)、重油枯渇(約17.4日後)後は、消防自動車による淡水タンク水及び海水を用いた給水(軽油) <必要給水流量>約2m³/h <除熱手段>蒸発分を補給</p>

(停止中)

<p>【SFP】 <冷却手段>純水サービスポンプによる、2次系純水タンク水を用いたSFPへの給水(重油)、7日目以降は、海水系によるSFP水浄化冷却系を用いた除熱(重油)、重油枯渇(約17.4日後)後は、消防自動車による淡水タンク水及び海水を用いた給水(軽油) <必要給水流量>約7.7m³/h <除熱手段>蒸発分を補給及び海水との熱交換</p>

2号機
(運転中)

<p>【炉心】 <冷却手段>タービン動補助給水ポンプによる、復水タンク水及び2次系純水タンク水を用いたSGへの給水、5日目以降は、海水系による余熱除去系を用いた除熱(重油) <必要給水流量>約21m³/h(初期)→約9m³/h(4日後) <除熱手段>主蒸気逃がし弁からの大気放出及び海水との熱交換</p>
<p>【SFP】 <冷却手段>純水サービスポンプによる、2次系純水タンク水を用いたSFPへの給水(重油)、5日目以降は、純水サービスポンプ及び消防自動車による淡水タンク水を用いた給水(重油、軽油)、重油枯渇(約17.4日後)後は、消防自動車による淡水タンク水及び海水を用いた給水(軽油) <必要給水流量>約2m³/h <除熱手段>蒸発分を補給</p>

(停止中)

<p>【SFP】 <冷却手段>純水サービスポンプによる、2次系純水タンク水を用いたSFPへの給水(重油)、7日目以降は、海水系によるSFP水浄化冷却系を用いた除熱(重油)、重油枯渇(約17.4日後)後は、消防自動車による淡水タンク水及び海水を用いた給水(軽油) <必要給水流量>約7.8m³/h <除熱手段>蒸発分を補給及び海水との熱交換</p>

3号機
(運転中)

<p>【炉心】 <冷却手段>タービン動補助給水ポンプによる、補助給水タンク水及び2次系純水タンク水を用いた給水、5日目以降は、海水系による余熱除去系を用いた除熱(重油) <必要給水流量>約29m³/h(初期)→約15m³/h(4日後) <除熱手段>主蒸気逃がし弁からの大気放出及び海水との熱交換</p>
<p>【SFP】 <冷却手段>1次系純水サービスポンプによる、2次系純水タンク水を用いたSFPへの給水(重油)、5日目以降は、1次系純水サービスポンプ及び消防自動車による淡水タンク水を用いた給水(重油、軽油)、重油枯渇(約17.4日後)後は、消防自動車による淡水タンク水及び海水を用いた給水(軽油) <必要給水流量>約9m³/h <除熱手段>蒸発分を補給</p>

(停止中)

--

図表-31

表8-1 評価条件の選定理由について(全交流電源喪失時)停止中(2/2)

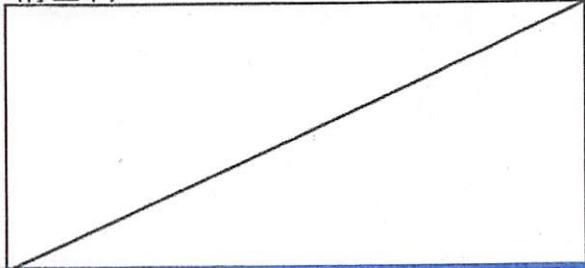
燃料消費と運転状態の関係において、軽油(消防自動車用)については給水量に応じて燃料消費量に変化するため最も早く枯渇する条件(青枠)を選定。重油(電源車用)については定格運転するため運転状態の差異はない。

1号機
(運転中)

【炉心】
 <冷却手段>タービン動補助給水ポンプによる、復水タンク水及び2次系純水タンク水を用いたSGへの給水、5日目以降は、海水系による余熱除去系を用いた除熱(重油)
 <必要給水流量>約21m³/h(初期)→約9m³/h(4日後)
 <除熱手段>主蒸気逃がし弁からの大気放出及び海水との熱交換

【SFP】
 <冷却手段>純水サービスポンプによる、2次系純水タンク水を用いたSFPへの給水(重油)、5日目以降は、純水サービスポンプ及び消防自動車による淡水タンク水を用いた給水(重油、軽油)、重油枯渇(約17.4日後)後は、消防自動車による淡水タンク水及び海水を用いた給水(軽油)
 <必要給水流量>約2m³/h
 <除熱手段>蒸発分を補給

(停止中)



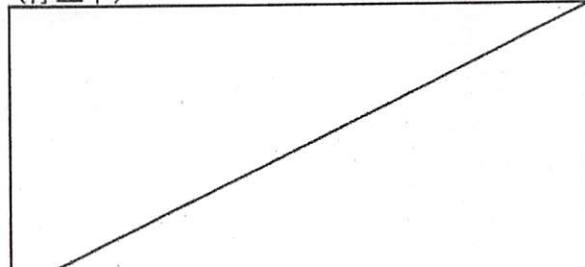
【SFP】
 <冷却手段>純水サービスポンプによる、2次系純水タンク水を用いたSFPへの給水(重油)、7日目以降は、海水系によるSFP水浄化冷却系を用いた除熱(重油)、重油枯渇(約17.4日後)後は、消防自動車による淡水タンク水及び海水を用いた給水(軽油)
 <必要給水流量>約7.7m³/h
 <除熱手段>蒸発分を補給及び海水との熱交換

2号機
(運転中)

【炉心】
 <冷却手段>タービン動補助給水ポンプによる、復水タンク水及び2次系純水タンク水を用いたSGへの給水、5日目以降は、海水系による余熱除去系を用いた除熱(重油)
 <必要給水流量>約21m³/h(初期)→約9m³/h(4日後)
 <除熱手段>主蒸気逃がし弁からの大気放出及び海水との熱交換

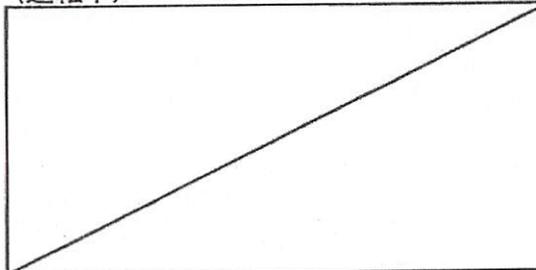
【SFP】
 <冷却手段>純水サービスポンプによる、2次系純水タンク水を用いたSFPへの給水(重油)、5日目以降は、純水サービスポンプ及び消防自動車による淡水タンク水を用いた給水(重油、軽油)、重油枯渇(約17.4日後)後は、消防自動車による淡水タンク水及び海水を用いた給水(軽油)
 <必要給水流量>約2m³/h
 <除熱手段>蒸発分を補給

(停止中)



【SFP】
 <冷却手段>純水サービスポンプによる、2次系純水タンク水を用いたSFPへの給水(重油)、7日目以降は、海水系によるSFP水浄化冷却系を用いた除熱(重油)、重油枯渇(約17.4日後)後は、消防自動車による淡水タンク水及び海水を用いた給水(軽油)
 <必要給水流量>約7.8m³/h
 <除熱手段>蒸発分を補給及び海水との熱交換

3号機
(運転中)



(停止中)

【SFP】
 <冷却手段>1次系純水サービスポンプによる、2次系純水タンク水を用いたSFPへの給水(重油)、7日目以降は、海水系によるSFP水浄化冷却系を用いた除熱(重油)、重油枯渇(約17.4日後)後は、消防自動車による淡水タンク水及び海水を用いた給水(軽油)
 <必要給水流量>約19.5m³/h
 <除熱手段>蒸発分を補給及び海水との熱交換

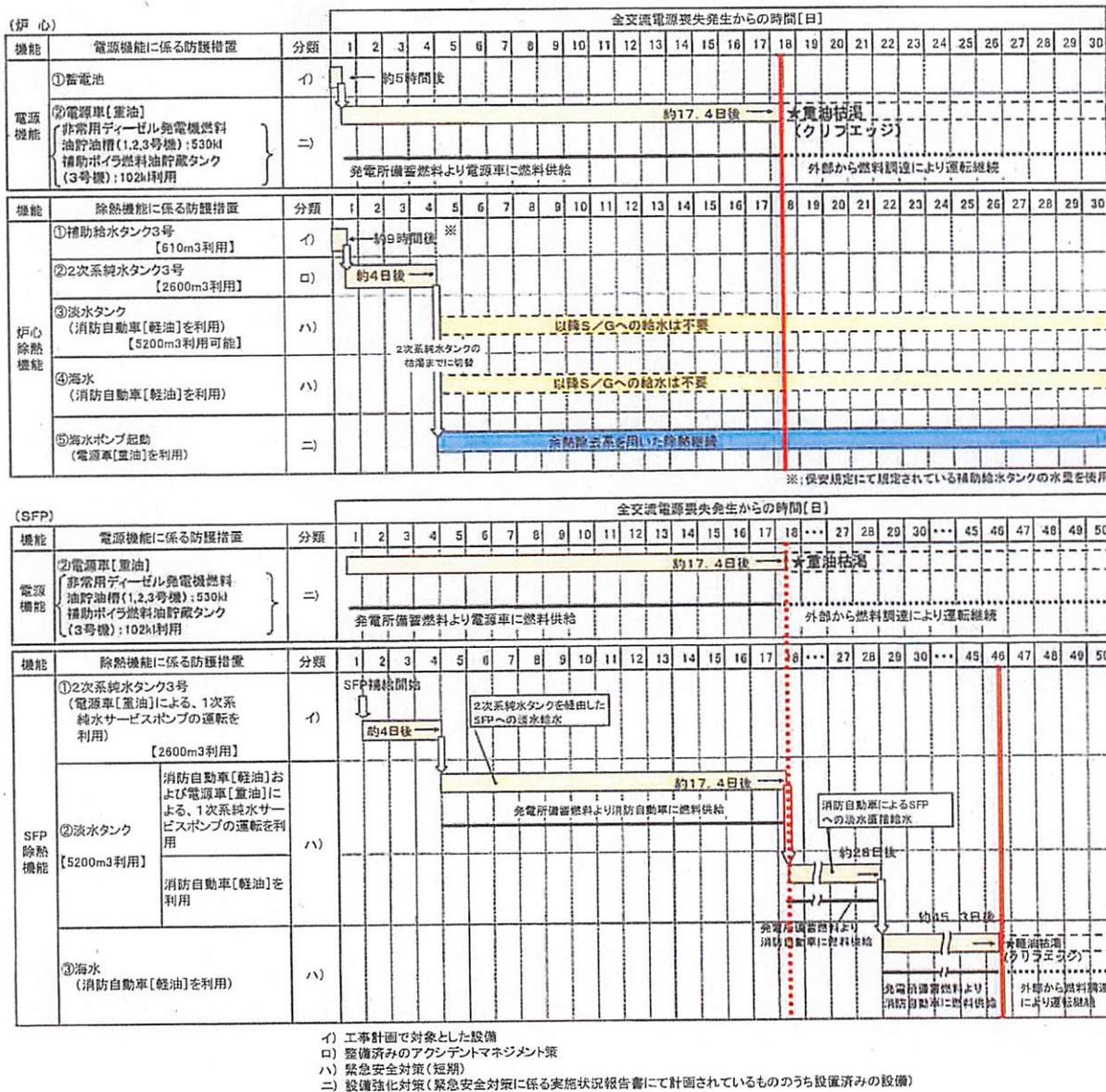
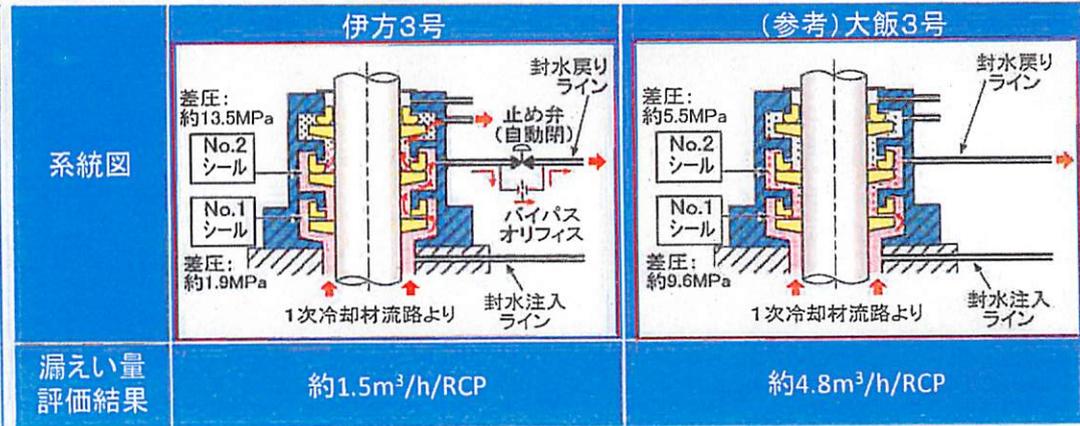


図 8 - 5 全交流電源喪失時における炉心及びSFPの冷却継続時間(運転中)
(平成23年12月22日時点)

伊方3号機のRCPポンプ封水系統は、大飯3号機の系統と設計・構造が異なっているため、保安院及び基盤機構では、以下の3項目につき追加検討を指示した。

- ・漏えい量の評価方法の妥当性
- ・SBO時におけるシール部の健全性確認
- ・SBO時のプラント冷却シナリオの成立性確認



漏えい量の評価方法の妥当性

- ・各シール部、バイパスオリフィス部を通過する流量については、根拠が明確な解析・評価方法で算出
- ・実機を模擬した実証試験(既往のRCPシールフルスケールモックアップ(伊方3号と基本的構造が同じ)試験)の結果と、今回漏えい量の評価に用いた方法に当該試験条件を適用した場合の計算結果とを比較することにより、妥当性を確認

図表-34

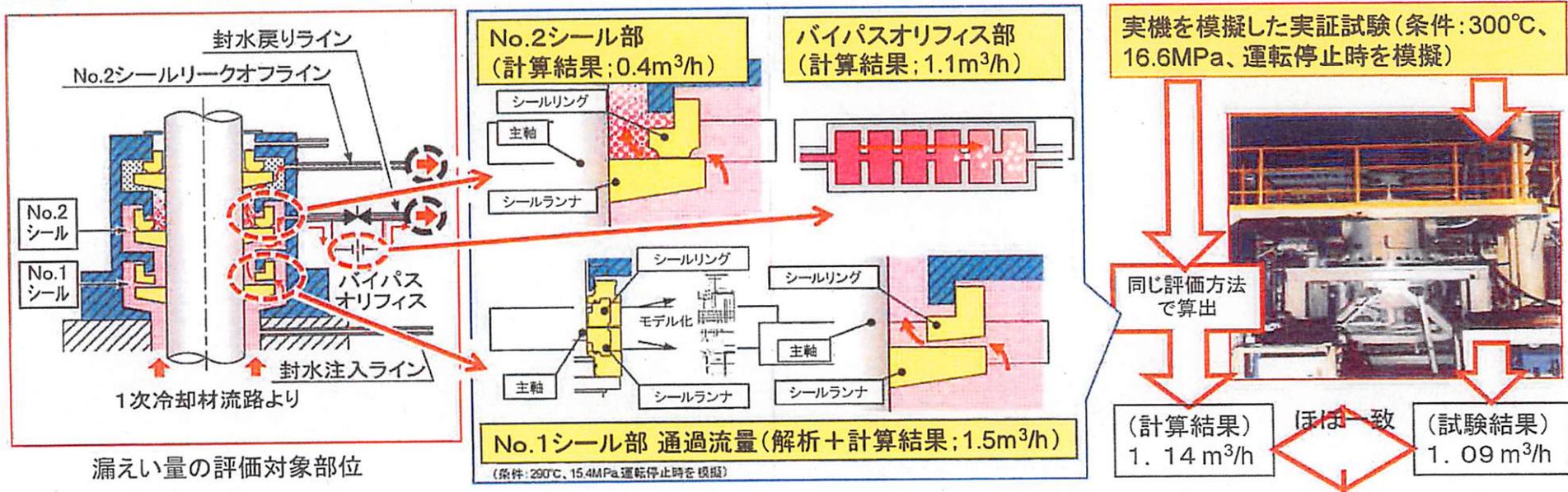


図8-6 1次冷却材ポンプ(RCP)漏えい量評価方法について

【試験条件】

SBO発生時のRCPシール部からの漏えい量を考慮したプラント挙動(温度、圧力)を解析、評価し、それを包絡する条件にて短期および追加試験として長期の検証試験を実施。(図-1, 2)

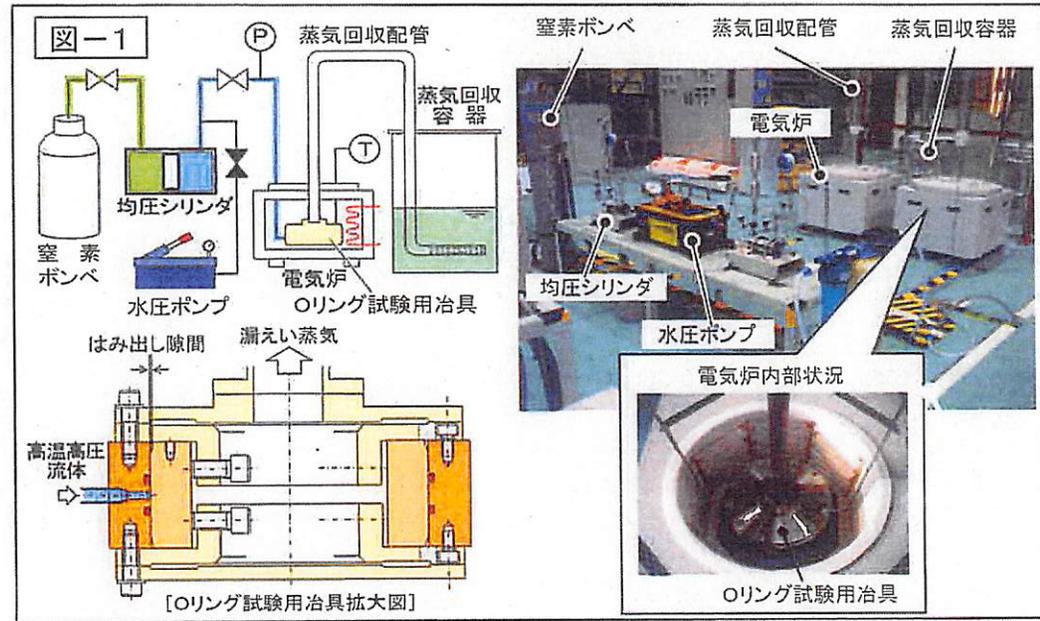
【試験結果】

	温度 (°C)	圧力 (MPa)	保持時間 (h)	試料数 (個)	結果	
短期	①	290	15.4	5	12	破損なし
	②	270	8.0	20	12	破損なし
長期 (追加試験)	解析結果に基づく温度、圧力条件		168 (7日間)	4	破損なし	

【品質調査結果】

リング製造メーカーにおける管理状況の調査を行い、徹底した品質管理がなされていることを確認。

さらに、伊方発電所に納入された過去5年分のRCPシールリングおよび今回の検証試験に使用したリング計268体の検査記録を調査し、寸法、物性値が均一な製品が提供されていることを確認。

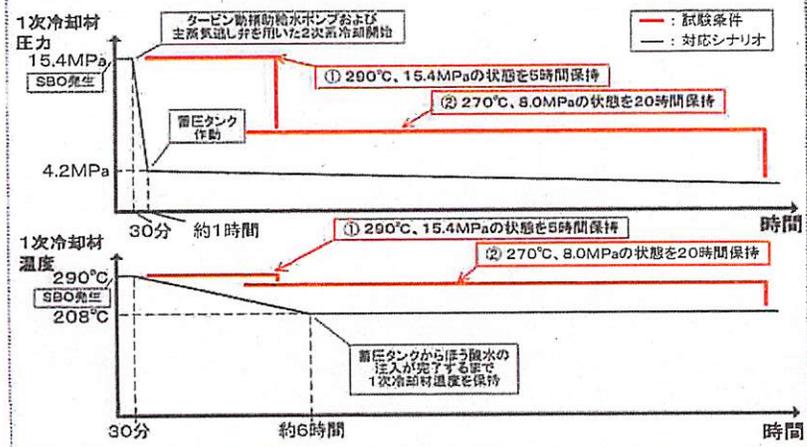


図表-35

【図-2】

【短期検証試験】

約290°Cの1次冷却材がシール部に流入した最も厳しい条件および1次冷却システムの減温、減圧段階を考慮し試験条件を設定



【長期検証試験(追加試験)】

安定な状態に移行した(約39時間)後、安定状態を維持する期間も含め試験条件を設定

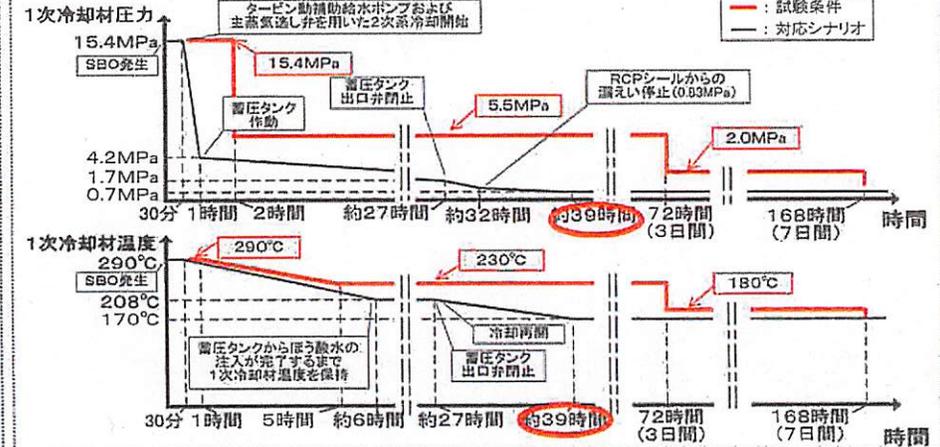


図8-7 全交流電源喪失時におけるRCPシール部の健全性確認

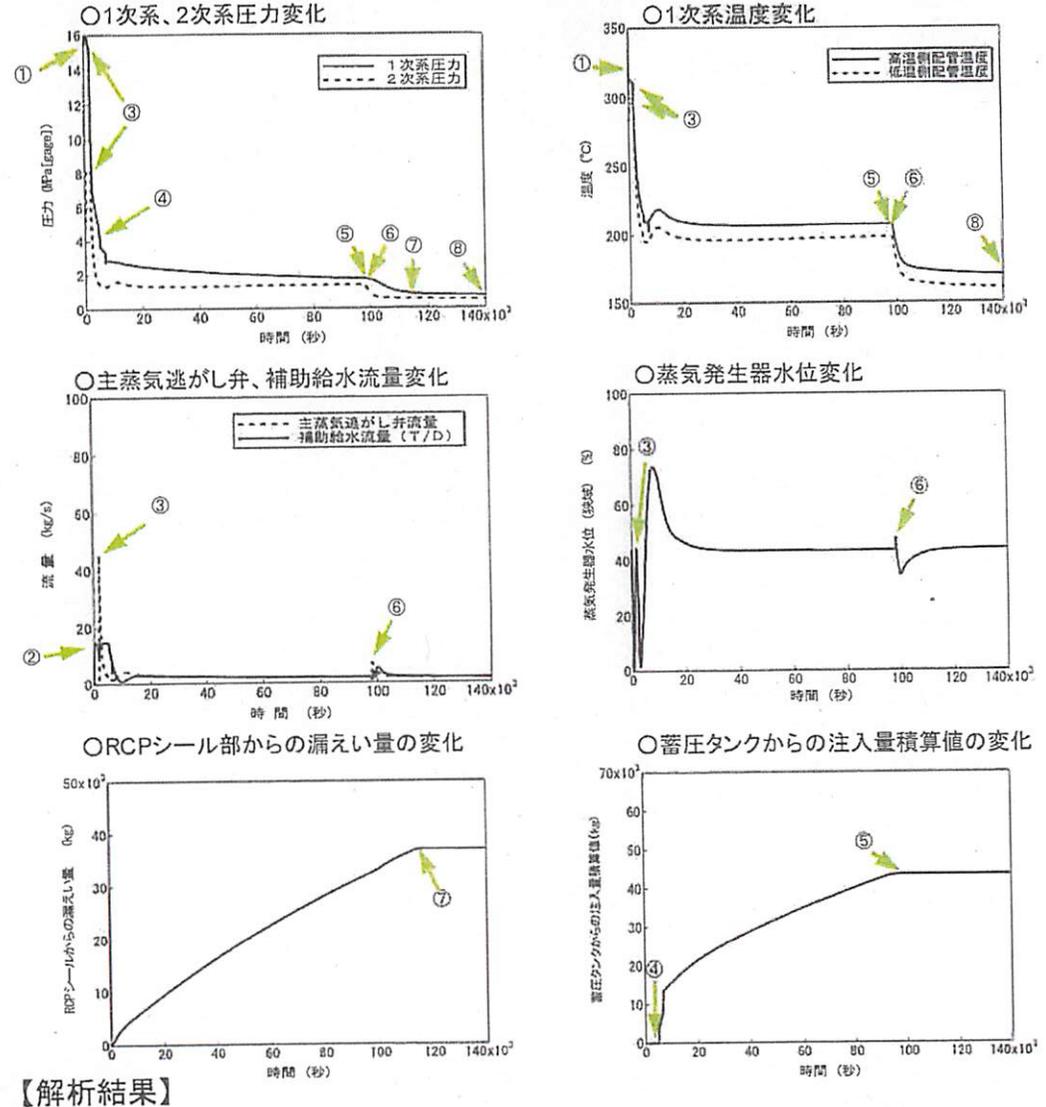
【解析条件】

項目	解析条件
対象プラント	・3ループプラント
初期条件	・原子炉出力、原子炉圧力、1次冷却材平均温度等の初期条件は設計最確値
外乱	・時刻0秒で外部電源喪失の発生を想定し、タービントリップ、主給水喪失、1次冷却材ポンプのコストダウンを仮定する。 ・1次冷却材ポンプ電源電圧低信号による原子炉トリップを仮定。
補助給水流量	・1分後に補助給水を開始する。(蒸気発生器3基へ) ・補助給水流量は蒸気発生器水位が狭域水位内に維持できるよう流量を調整する。
運転員操作	・30分後に主蒸気逃がし弁を全開にして強制冷却を開始する。
蓄圧タンク	・原子炉圧力の低下に伴いほう酸水が1次冷却系統に注入される。 ・1次冷却材圧力が1.7MPa[gage]まで低下した時点で蓄圧タンクの出口弁を閉止する。
崩壊熱	・FP: 日本原子力学会推奨値 ・アクチニド: ORIGEN2
漏えい量	・定格運転状態(圧力約15.4MPa、温度約284°C)において、1.5m ³ /h/RCP相当の漏洩量となる口径を仮定

【解析結果(主要操作と時系列)】

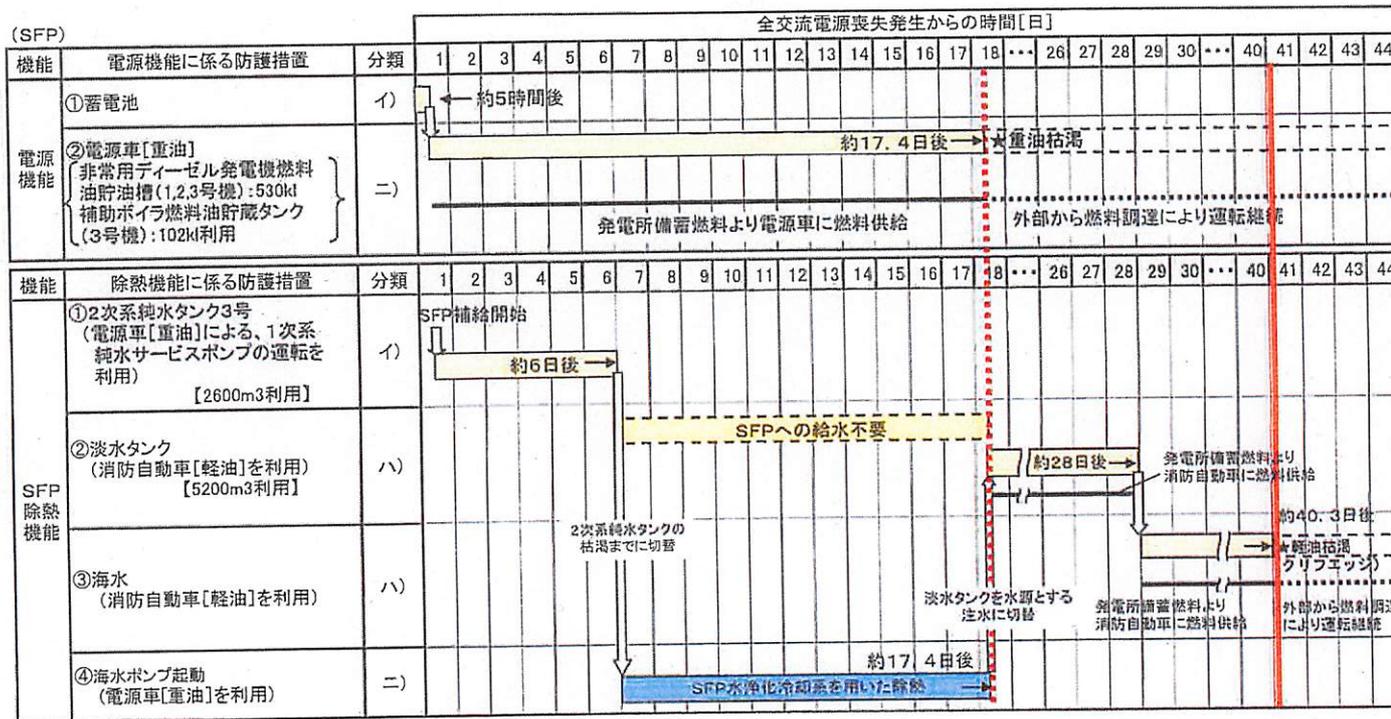
番号	主要な事象進展・運転操作	経過時間	備考
	・全交流電源喪失事象発生	0秒	
①	・原子炉トリップ	1.5秒	
②	・補助給水ポンプ起動	1分	
③	・主蒸気逃がし弁手動操作開始	30分	RCS温度208°Cを目標に冷却
④	・蓄圧タンク作動	約1時間	RCS圧力4.2MPa[gage]
⑤	・蓄圧タンクの出口弁を手動閉止	約27時間	RCS圧力1.7MPa[gage]
⑥	・主蒸気逃がし弁手動操作	約27時間	RCS温度170°Cを目標に冷却
⑦	・1次冷却材ポンプからの漏えい停止	約32時間	RCS圧力0.83MPa[gage]
⑧	・安定な冷却状態到達	約39時間	RCS圧力0.7MPa[gage] (RCS温度170°C)

【解析結果(主要パラメータ)】



【解析結果】

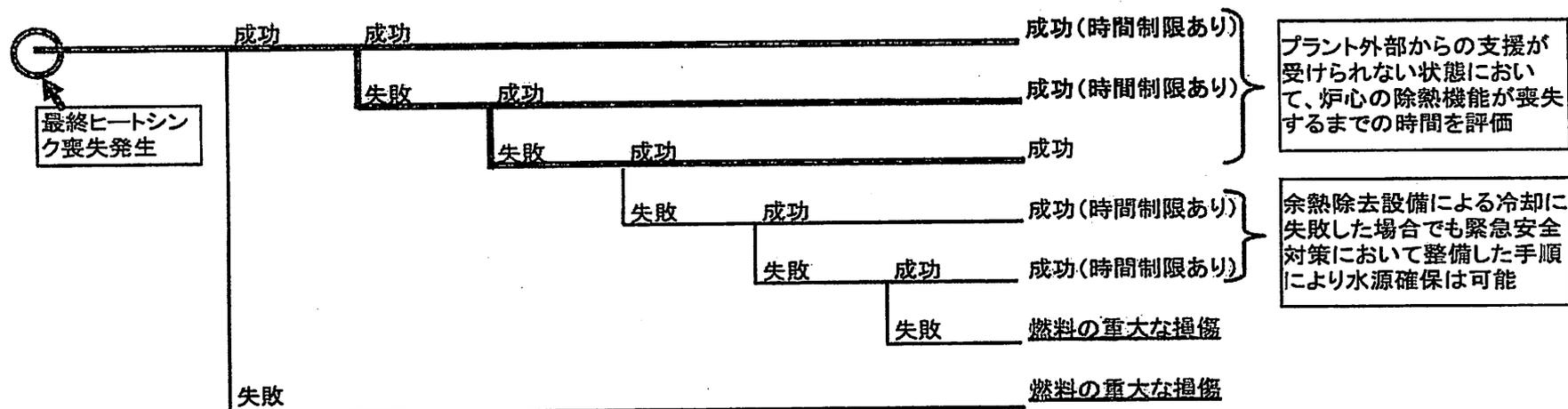
図8-8 全交流電源喪失時のプラント冷却シナリオの成立性確認



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

図 8-9 全交流電源喪失時におけるSFPの冷却継続時間(停止中)
(平成23年12月22日時点)

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

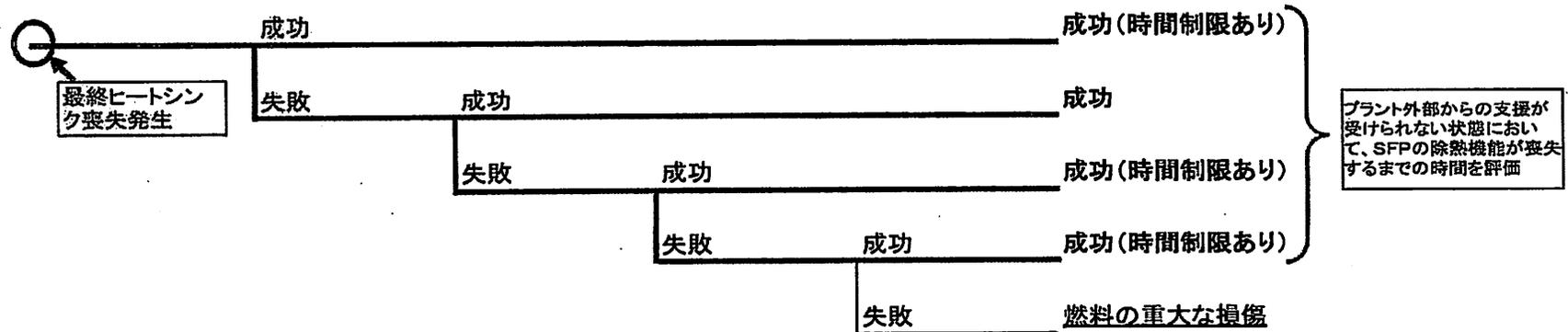


- イ) 工事計画で対象とした設備
- ロ) 整備済みのアクシデントマネジメント策
- ハ) 緊急安全対策(短期)
- ニ) 設備強化対策(緊急安全対策に係る実施報告書にて計画されているものうち設置済みの設備)

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

図9-1 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)

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



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

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

図9-2 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)

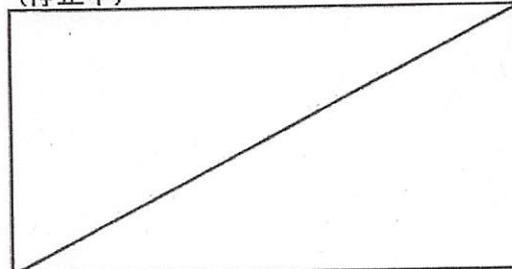
表9-1 評価条件の選定理由について(最終ヒートシンク喪失時)運転中(1/2)
 燃料消費と運転状態の関係において、軽油(消防自動車用)については給水量に応じて燃料消費量が変化するため最も早く枯渇する条件(青枠)を選定。重油(電源車用)については定格運転するため運転状態の差異はない。

1号機

(運転中)

<p>【炉心】 <冷却手段> タービン動補助給水ポンプによる、復水タンク水及び2次系純水タンク水を用いたSGへの給水、5日目以降は、海水取水用水中ポンプによる余熱除去系を用いた除熱 <必要給水流量> 約21m³/h(初期)→約9m³/h(4日後) <除熱手段> 主蒸気逃がし弁からの大気放出及び海水との熱交換</p>
<p>【SFP】 <冷却手段> 純水サービスポンプによる、2次系純水タンク水を用いたSFPへの給水、5日目以降は、純水サービスポンプ及び消防自動車による淡水タンク水及び海水を用いた給水(軽油) <必要給水流量> 約2m³/h <除熱手段> 蒸発分を補給</p>

(停止中)

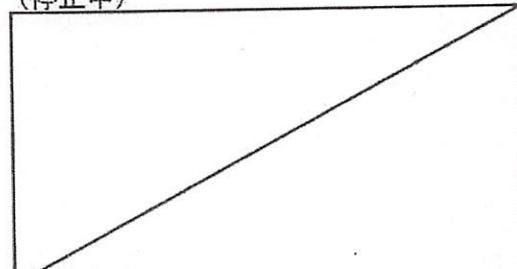

<p>【SFP】 <冷却手段> 純水サービスポンプによる、2次系純水タンク水を用いたSFPへの給水、7日目以降は、海水取水用水中ポンプによるSFP水浄化冷却系を用いた除熱 <必要給水流量> 約7.7m³/h <除熱手段> 蒸発分を補給及び海水との熱交換</p>

2号機

(運転中)

<p>【炉心】 <冷却手段> タービン動補助給水ポンプによる、復水タンク水及び2次系純水タンク水を用いたSGへの給水、5日目以降は、タービン動補助給水ポンプおよび消防自動車による、淡水タンク水及び海水を用いたSGへの給水(軽油) <必要給水流量> 約21m³/h(初期)→約9m³/h(4日後)→3m³/h(40日後) <除熱手段> 主蒸気逃がし弁からの大気放出</p>
<p>【SFP】 <冷却手段> 純水サービスポンプによる、2次系純水タンク水を用いたSFPへの給水、5日目以降は、純水サービスポンプ及び消防自動車による淡水タンク水及び海水を用いた給水(軽油) <必要給水流量> 約2m³/h <除熱手段> 蒸発分を補給</p>

(停止中)

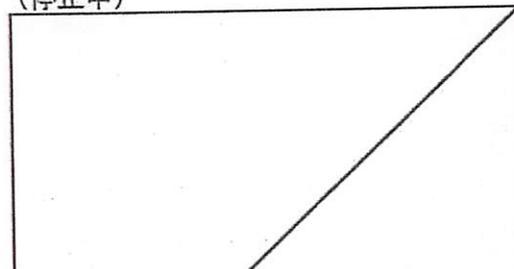

<p>【SFP】 <冷却手段> 純水サービスポンプによる、2次系純水タンク水を用いたSFPへの給水、7日目以降は、純水サービスポンプ及び消防自動車による淡水タンク水及び海水を用いた給水(軽油) <必要給水流量> 約7.8m³/h <除熱手段> 蒸発分を補給</p>

3号機

(運転中)

<p>【炉心】 <冷却手段> タービン動補助給水ポンプによる、補助給水タンク水及び2次系純水タンク水を用いたSGへの給水、5日目以降は、海水取水用水中ポンプによる余熱除去系を用いた除熱 <必要給水流量> 約29m³/h(初期)→約15m³/h(4日後) <除熱手段> 主蒸気逃がし弁からの大気放出及び海水との熱交換</p>
<p>【SFP】 <冷却手段> 1次系純水サービスポンプによる、2次系純水タンク水を用いたSFPへの給水、5日目以降は、1次系純水サービスポンプ及び消防自動車による淡水タンク水及び海水を用いた給水(軽油) <必要給水流量> 約9m³/h <除熱手段> 蒸発分を補給</p>

(停止中)


--

図表-40

表9-1 評価条件の選定理由について(最終ヒートシンク喪失時)停止中(2/2)

燃料消費と運転状態の関係において、軽油(消防自動車用)については給水量に応じて燃料消費量に変化するため最も早く枯渇する条件(青枠)を選定。重油(電源車用)については定格運転するため運転状態の差異はない。

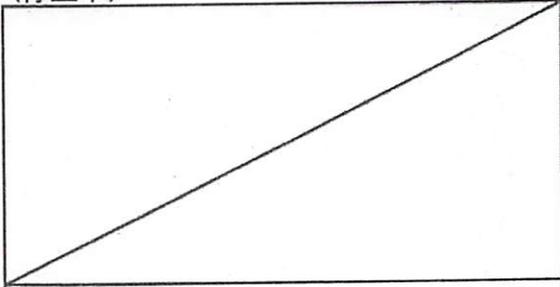
1号機

(運転中)

【炉心】
 <冷却手段> タービン動補助給水ポンプによる、復水タンク水及び2次系純水タンク水を用いたSGへの給水、5日目以降は、海水取水用水中ポンプによる余熱除去系を用いた除熱
 <必要給水流量> 約21m³/h(初期)→約9m³/h(4日後)
 <除熱手段> 主蒸気逃がし弁からの大気放出及び海水との熱交換

【SFP】
 <冷却手段> 純水サービスポンプによる、2次系純水タンク水を用いたSFPへの給水、5日目以降は、純水サービスポンプ及び消防自動車による淡水タンク水及び海水を用いた給水(軽油)
 <必要給水流量> 約2m³/h
 <除熱手段> 蒸発分を補給

(停止中)



【SFP】
 <冷却手段> 純水サービスポンプによる、2次系純水タンク水を用いたSFPへの給水、7日目以降は、海水取水用水中ポンプによるSFP水浄化冷却系を用いた除熱
 <必要給水流量> 約7.7m³/h
 <除熱手段> 蒸発分を補給及び海水との熱交換

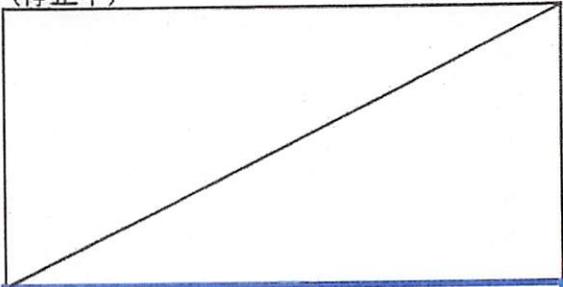
2号機

(運転中)

【炉心】
 <冷却手段> タービン動補助給水ポンプによる、復水タンク水及び2次系純水タンク水を用いたSGへの給水、5日目以降は、タービン動補助給水ポンプおよび消防自動車による、淡水タンク水及び海水を用いたSGへの給水(軽油)
 <必要給水流量> 約21m³/h(初期)→約9m³/h(4日後)→3m³/h(40日後)
 <除熱手段> 主蒸気逃がし弁からの大気放出

【SFP】
 <冷却手段> 純水サービスポンプによる、2次系純水タンク水を用いたSFPへの給水、5日目以降は、純水サービスポンプ及び消防自動車による淡水タンク水及び海水を用いた給水(軽油)
 <必要給水流量> 約2m³/h
 <除熱手段> 蒸発分を補給

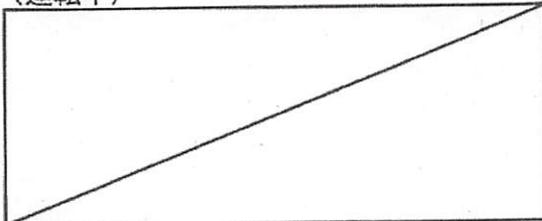
(停止中)



【SFP】
 <冷却手段> 純水サービスポンプによる、2次系純水タンク水を用いたSFPへの給水、7日目以降は、純水サービスポンプ及び消防自動車による淡水タンク水及び海水を用いた給水(軽油)
 <必要給水流量> 約7.8m³/h
 <除熱手段> 蒸発分を補給

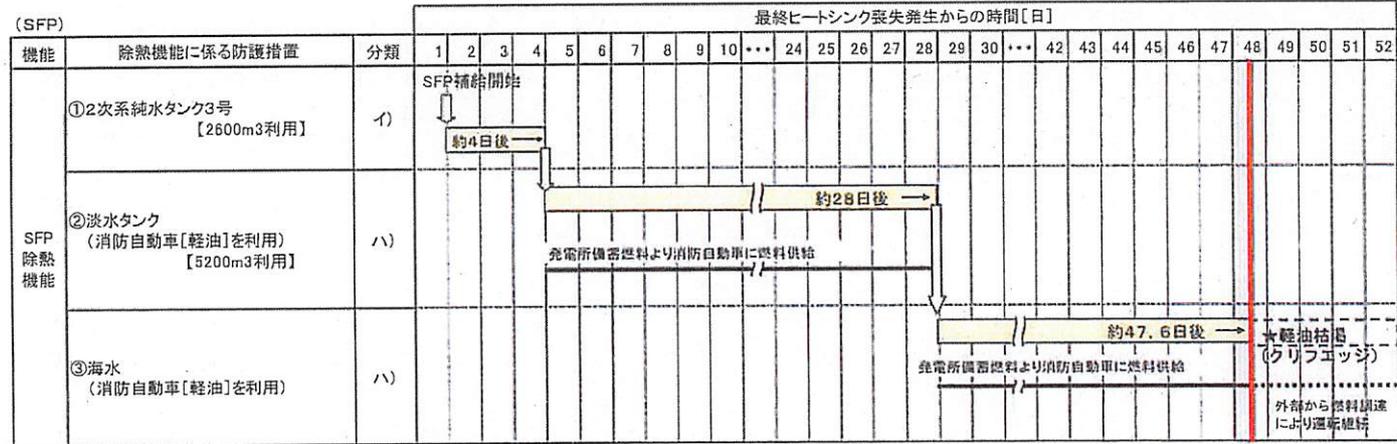
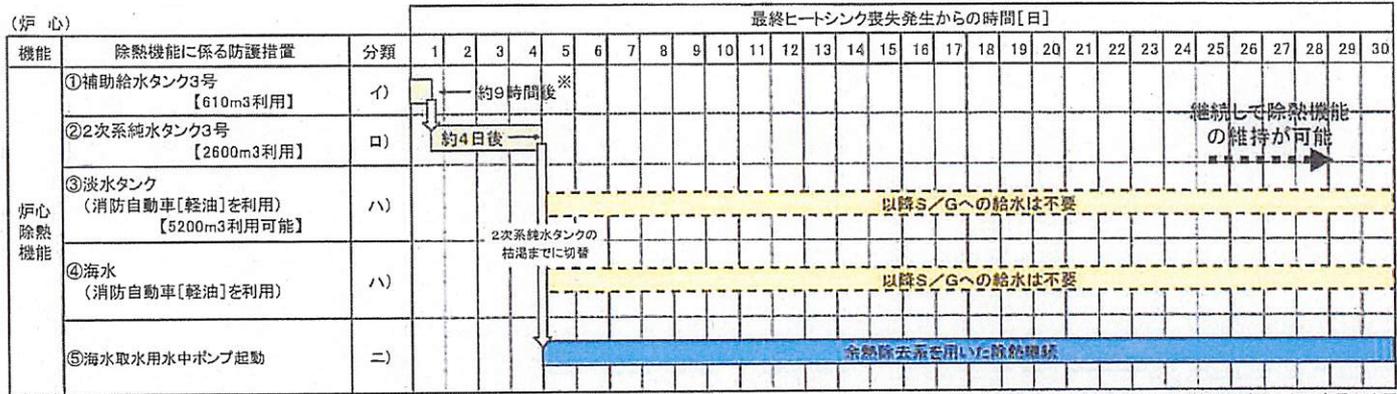
3号機

(運転中)



(停止中)

【SFP】
 <冷却手段> 1次系純水サービスポンプによる、2次系純水タンク水を用いたSFPへの給水、7日目以降は、海水取水用水中ポンプによるSFP水浄化冷却系を用いた除熱
 <必要給水流量> 約19.5m³/h
 <除熱手段> 蒸発分を補給及び海水との熱交換



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

図9-3 最終ヒートシンク喪失時における炉心及びSFPの冷却継続時間 (運転中)
(平成23年12月22日時点)

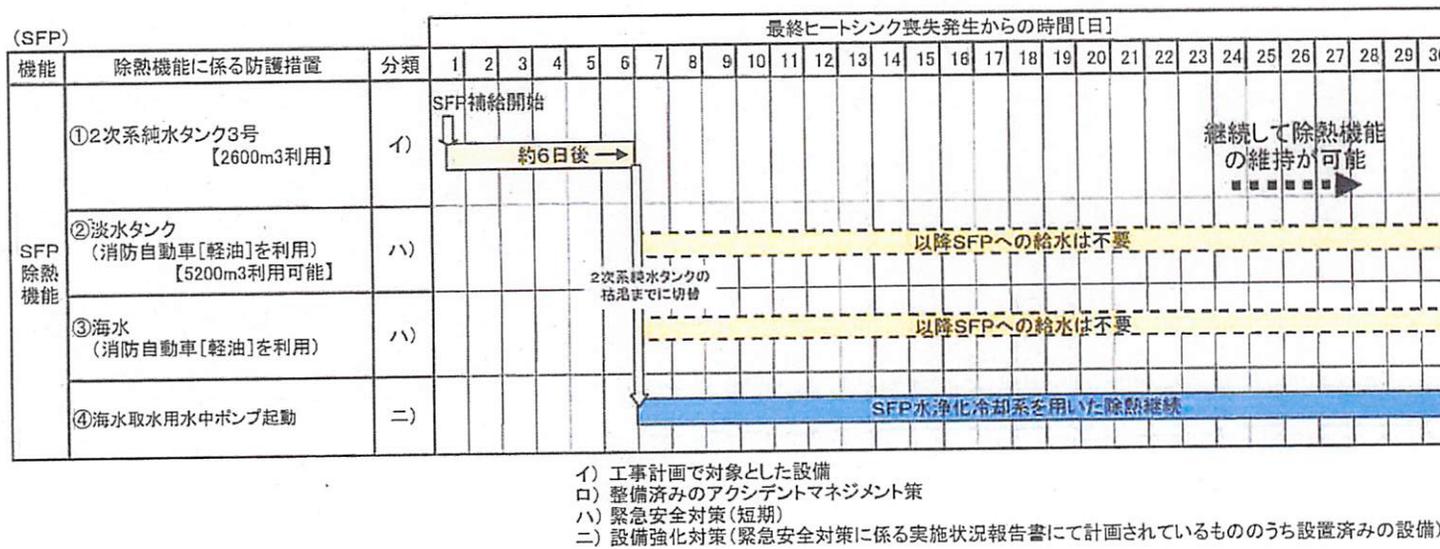


図9-4 最終ヒートシンク喪失時におけるSFPの冷却継続時間(停止中)
(平成23年12月22日時点)

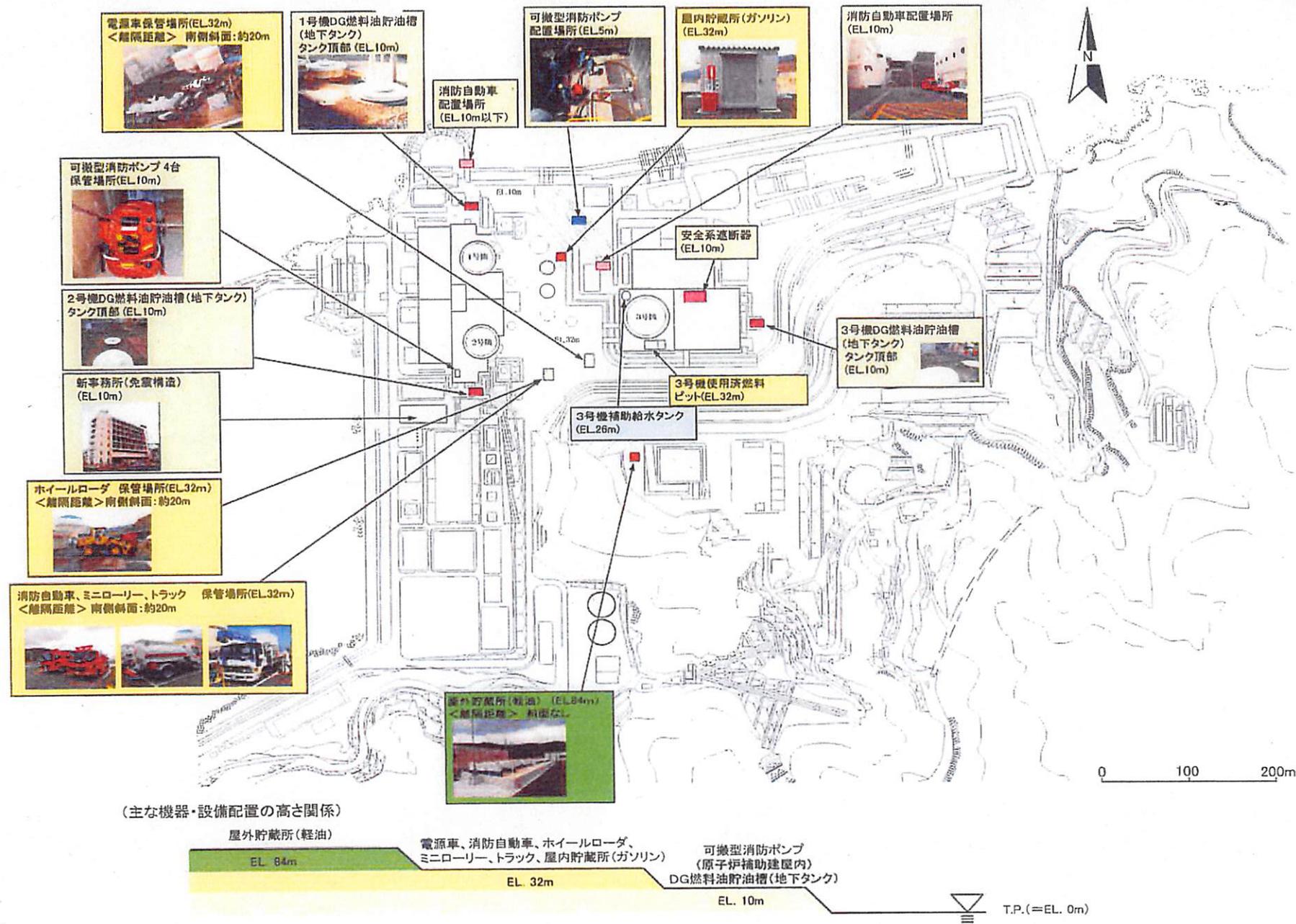


図10-1 全交流電源喪失時(地震・津波の重畳)において使用する設備・機器の配置

表10-1 全交流電源喪失時（地震・津波の重畳）における
緊急安全対策の成立性について

安全機能の分類	運転操作・作業のタイミング	具体的な運転操作・作業内容	アクセスの可否	必要時間 (訓練ベース)	許容時間
電源確保	短期	不要直流電源負荷切離し	建屋内の移動で作業環境も問題なし	約27分	30分
		電源車のケーブル布設、接続、起動	安定した高台及び建屋内の移動で作業環境も問題なく、時間内に可能	約2.2時間 (3号) 約3.1時間 (1, 2号)	5時間
	長期	電源車への給油（重油）	アクセス道路の瓦礫等撤去時間を考慮しても時間内に可能	約4.8時間 +給油時間 (約2.5時間)	14時間
蒸気発生器への 給水確保	短期	主蒸気逃がし弁開度調整	建屋内の移動で作業環境も問題なし	約3分 ^{※1}	30分
		補助給水流量調整		約5分 ^{※1}	約1時間
		冷却材ポンプシール戻り隔離弁等閉止		約26分	速やかに
	長期	蓄圧タンク出口弁閉止	中央制御室での操作であり問題なし	約5分	約27時間
	短期	消防自動車、ホースによる補助給水タンク等への海水給水	アクセス道路の瓦礫等撤去時間を考慮しても時間内に作業が可能	約5.3時間	8時間 ^{※2, ※3} (1, 2号)
		消防自動車への給油（軽油）		約4.8時間 +給油時間 (約0.5時間)	9.5時間
使用済燃料ピットへの 給水確保	短期	消防自動車、ホースによる使用済燃料ピットへの海水給水	アクセス道路の瓦礫等撤去時間を考慮しても時間内に作業が可能	約5.3時間	10時間 ^{※2, ※4} (3号)
		消防自動車への給油（軽油）		約4.8時間 +給油時間 (約0.5時間)	11.5時間

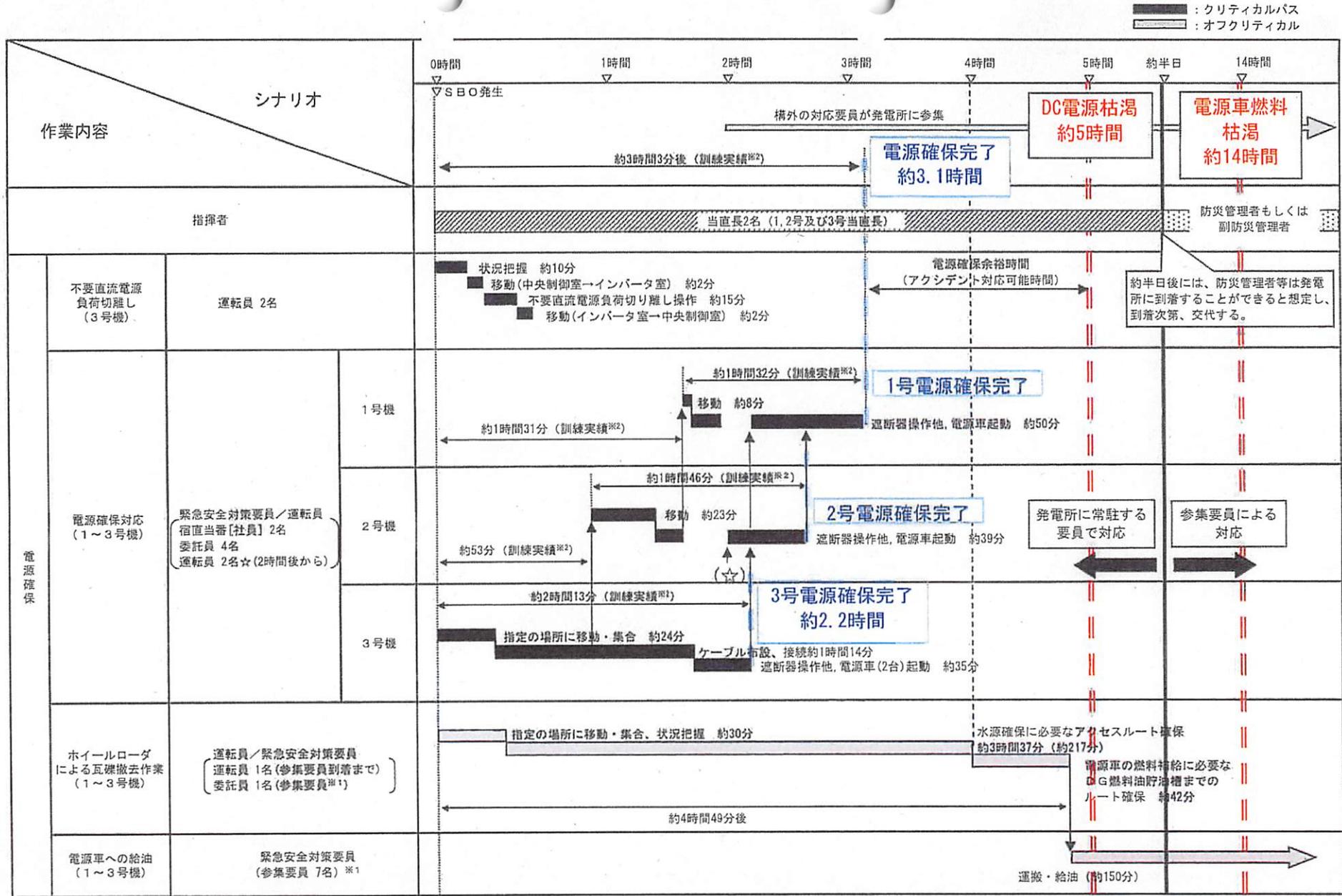
※1: 移動時間

※2: 許容時間は号機により異なるため保守側の時間を記載

※3: 3号は補助給水タンク(1,2号復水タンク)の枯渇時間(タンク水位は警報設定値等での評価)

※4: 停止時SFP水位が通常水位から0.2m低下するまでの時間

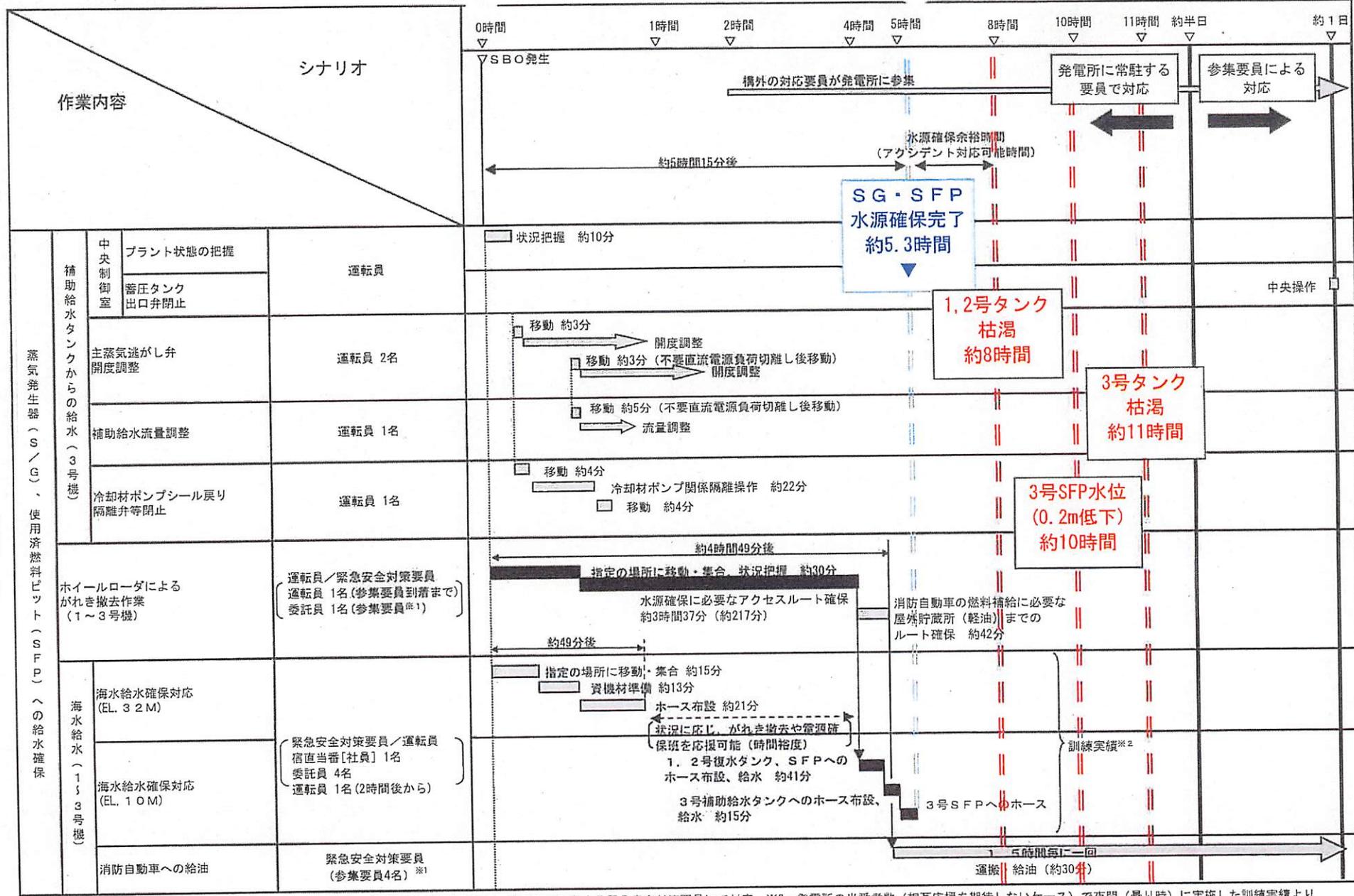
図表-46



※1: 外部からの要員が参集するまでは、発電所に駐在する緊急安全対策要員にて対応 ※2: 発電所の当番者数 (相互応援を期待しないケース) で夜間 (曇り時) に実施した訓練実績より

図10-2 全交流電源喪失時(地震・津波の重畳)における対応時間(電源確保)

■ : クリティカルパス
 □ : オフクリティカル



※1: 外部からの要員が参集するまでは、発電所に駐在する緊急安全対策要員にて対応 ※2: 発電所の当番者数 (相互応援を期待しないケース) で夜間 (曇り時) に実施した訓練実績より

図 10-3 全交流電源喪失時 (地震・津波の重畳) における対応時間 (SGへの給水確保、SFPへの給水確保)

図表-47

表10-2 緊急安全対策に係る訓練実績(1/2)

訓練内容		訓練実施日 (特記がない場合は平成23年)	備考
電源車による 電源応急復旧	・300kVA電源車の移動・配置 ・給電回路の準備、ケーブル接続、給電開始	1号:4月20日、4月28日 ^{※1} 2号:4月19日、4月28日 ^{※1} 3号:4月18日、4月28日 ^{※1} 、6月21日 ^{※2}	※1:1~3号機総合・同時訓練にて実施 ※2:夜間訓練にて実施
	・4500kVA電源車からの中継盤・安全系母線へのケーブル接続 ・給電回路の絶縁抵抗測定 ・電源車起動	3号:6月28日	・3号機総合訓練にて実施
	・1825kVA電源車からの中継盤・安全系母線へのケーブル接続 ・給電回路の絶縁抵抗測定 ・電源車起動	1号:11月18日、11月22日 ^{※1} 、 12月22日 ^{※2} 2号:11月24日、12月22日 ^{※2} 3号:12月14日、12月22日 ^{※2}	※1:1号機総合訓練にて実施 ※2:1~3号機総合・同時訓練にて実施
蒸気発生器への 給水確保	淡水タンクからの水補給 (ディーゼル駆動消火ポンプ)	1号:4月19日 2号:4月19日 3号:4月18日、4月28日 [※]	※:1~3号機総合・同時訓練にて実施
	淡水タンクからの水補給 (消防自動車)	1号:4月19日、11月22日 ^{※1} 2号:4月19日 3号:4月18日、6月28日 ^{※2}	※1:1号機総合訓練にて実施 ※2:3号機総合訓練にて実施
	海水からの水補給 (可搬型消防ポンプ、消防自動車)	1号:4月20日、4月28日 ^{※1} 、12月22日 ^{※1} 2号:4月20日、4月28日 ^{※1} 、12月22日 ^{※1} 3号:4月18日、6月21日 ^{※2} 、12月22日 ^{※1} 平成24年1月26日	※1:1~3号機総合・同時訓練にて実施 ※2:夜間訓練にて実施
使用済燃料ピットへの 給水確保	淡水タンクからの水補給 (ディーゼル駆動消火ポンプ)	1号:4月19日 2号:4月19日 3号:4月18日、4月28日 [※]	※:1~3号機総合・同時訓練にて実施
	淡水タンクからの水補給 (消防自動車)	1号:4月19日、11月22日 ^{※1} 2号:4月19日 3号:4月18日、6月28日 ^{※2}	※1:1号機総合訓練にて実施 ※2:3号機総合訓練にて実施
	海水からの水補給 (可搬型消防ポンプ、消防自動車)	1号:4月20日、4月28日 ^{※1} 、12月22日 ^{※1} 2号:4月20日、4月28日 ^{※1} 、12月22日 ^{※1} 3号:4月18日、6月21日 ^{※2} 、12月22日 ^{※1}	※1:1~3号機総合・同時訓練にて実施 ※2:夜間訓練にて実施
配電線からの給電	亀浦変電所からの給電	1号:11月18日、11月22日 ^{※1} 3号:6月28日 ^{※2}	※1:1号機総合訓練にて実施 ※2:3号機総合訓練にて実施
冷却用海水供給	・資機材運搬 (T.P.+32m→海水取水箇所) ・ホース敷設および水中ポンプ設置 ・ケーブル敷設および変圧器・制御盤設置	1号:11月18日、11月22日 ^{※1} 3号:6月23日、6月28日 ^{※2}	※1:1号機総合訓練にて実施 ※2:3号機総合訓練にて実施

表10-2 緊急安全対策に係る訓練実績(2/2)

訓練内容		訓練実施日 (特記がない場合は平成23年)	備考
低温停止移行 (蒸気発生器給排水)	・海水ピットから防火水槽へのホース敷設、ポンプ設置 ・消防自動車から連結送水管へのホース敷設 ・消火栓から蒸気発生器へ給水	1、2、3号:5月6日	
計装設備復旧	脱塩水タンク水位および使用済燃料ピット水位・温度監視	1、2、3号:5月6日	
電源車等への 燃料補給	ドラム缶→300kVA電源車 ガソリン缶 → 可搬型消防ポンプ等への燃料補給	1、2、3号:4月20日、平成24年1月26日 3号:4月28日 ^{※1} 、6月21日 ^{※2}	※1:1~3号機総合・同時訓練にて実施 ※2:夜間訓練にて実施
	ドラム缶→消防自動車等への燃料補給(軽油)	1号:11月22日 ^{※1} 3号:6月21日 ^{※2} 、6月28日 ^{※3}	※1:1号機総合訓練にて実施 ※2:夜間訓練にて実施 ※3:3号機総合訓練にて実施
	ミニローリー車→電源車 ^{※1} への燃料補給(重油)	1号:11月22日 ^{※2} 3号:6月28日 ^{※3} 、平成24年2月27日	※1:1号機においては1825kVA電源車、3号機においては4500kVAまたは1825kVA電源車 ※2:1号機総合訓練にて実施 ※3:3号機総合訓練にて実施
がれき撤去	・走行訓練 ・基本動作訓練 ・土砂撤去訓練	平成24年 1月11日、1月13日、1月14日	・ホイールローダ運転習熟訓練を実施
夜間	・300kVA電源車による給電 ・蒸気発生器への給水確保および使用済燃料ピットへの水補給(海水) ・電源車等への燃料補給	3号:6月21日	
総合	・電源車 [※] および亀浦変電所からの給電 ・蒸気発生器への給水確保および使用済燃料ピットへの水補給(海水) ・冷却用海水供給 ・電源車等への燃料補給	1号:11月22日 3号:6月28日	※:1号機においては1825kVA電源車、3号機においては4500kVA電源車
総合 (1~3号機同時)	・300kVA電源車による給電 ・蒸気発生器への給水確保および使用済燃料ピットへの水補給(淡水・海水) ・電源車等への燃料補給	1、2、3号:4月28日	・1~3号機同時での緊急時対応総合訓練を実施
	・夜間訓練 ・1825kVA電源車による給電 ・蒸気発生器への給水確保および使用済燃料ピットへの水補給(海水)	1、2、3号:12月22日	・1~3号機同時、夜間における発電所の当番者数での緊急時対応総合訓練を実施 ・1~3号機全てにおける作業が終了するまでの所要時間は以下のとおり (訓練実施後の対策(ケーブル常時反接続等)を反映した時間) 電源車による給電:約3.1時間 海水からの水補給:約5.3時間

表10-3 評価条件の選定理由について(地震・津波の重畳時)運転中(1/2)

燃料消費と運転状態の関係において、軽油(消防自動車用)については給水量に応じて燃料消費量に変化するため最も早く枯渇する条件(青枠)を選定。重油(電源車用)については定格運転するため運転状態の差異はない。

1号機

(運転中)

<p>【炉心】 <冷却手段>タービン動補助給水ポンプによる、復水タンク水を用いたSGへの給水、タービン動補助給水ポンプ及び消防自動車による、海水を用いたSGへの給水(軽油)、5日目以降は、海水取水用水中ポンプによる余熱除去系を用いた除熱(重油) <必要給水流量>約21m³/h(初期)→約9m³/h(4日後) <除熱手段>主蒸気逃がし弁からの大気放出及び海水との熱交換</p>
<p>【SFP】 <冷却手段>消防自動車による海水を用いた給水(軽油) <必要給水流量>約2m³/h <除熱手段>蒸発分を補給</p>

(停止中)

<p>【SFP】 <冷却手段>消防自動車による海水を用いた給水(軽油) <必要給水流量>約7.7m³/h <除熱手段>蒸発分を補給</p>

2号機

(運転中)

<p>【炉心】 <冷却手段>タービン動補助給水ポンプによる、復水タンク水を用いたSGへの給水、タービン動補助給水ポンプ及び消防自動車による、海水を用いたSGへの給水(軽油)[*] <必要給水流量>約21m³/h(初期)→約9m³/h(4日後)→3m³/h(40日後) <除熱手段>主蒸気逃がし弁からの大気放出</p>
<p>【SFP】 <冷却手段>消防自動車による海水を用いた給水(軽油) <必要給水流量>約2m³/h <除熱手段>蒸発分を補給</p>

(停止中)

<p>【SFP】 <冷却手段>消防自動車による海水を用いた給水(軽油) <必要給水流量>約7.8m³/h <除熱手段>蒸発分を補給</p>

※2次系純水タンクは耐震Cクラスのため使用不能であり、SG(炉心冷却)へ多くの給水が必要。また、海水取水用水中ポンプの配備が完了していないことから、SGへの給水継続が必要。

3号機

(運転中)

<p>【炉心】 <冷却手段>タービン動補助給水ポンプによる、補助給水タンク水を用いたSGへの給水、タービン動補助給水ポンプ及び消防自動車による、海水を用いたSGへの給水(軽油)、5日目以降は、海水取水用水中ポンプによる余熱除去系を用いた除熱(重油) <必要給水流量>約29m³/h(初期)→約15m³/h(4日後) <除熱手段>主蒸気逃がし弁からの大気放出及び海水との熱交換</p>
<p>【SFP】 <冷却手段>消防自動車による海水を用いた給水(軽油) <必要給水流量>約9m³/h <除熱手段>蒸発分を補給</p>

(停止中)

--

図表-50

表10-3 評価条件の選定理由について(地震・津波の重畳時)停止中(2/2)

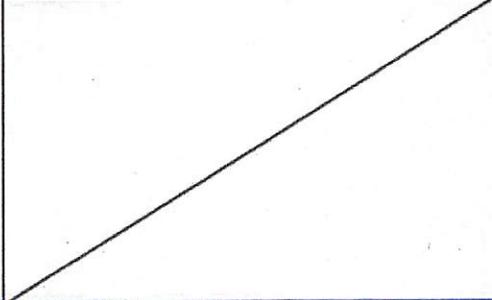
燃料消費と運転状態の関係において、軽油(消防自動車用)については給水量に応じて燃料消費量が増えるため最も早く枯渇する条件(青枠)を選定。重油(電源車用)については定格運転するため運転状態の差異はない。

1号機
(運転中)

【炉心】
 <冷却手段> タービン動補助給水ポンプによる、復水タンク水を用いたSGへの給水、タービン動補助給水ポンプ及び消防自動車による、海水を用いたSGへの給水(軽油)、5日目以降は、海水取水用水中ポンプによる余熱除去系を用いた除熱(重油)
 <必要給水流量> 約21m³/h(初期)→約9m³/h(4日後)
 <除熱手段> 主蒸気逃がし弁からの大気放出及び海水との熱交換

【SFP】
 <冷却手段> 消防自動車による海水を用いた給水(軽油)
 <必要給水流量> 約2m³/h
 <除熱手段> 蒸発分を補給

(停止中)



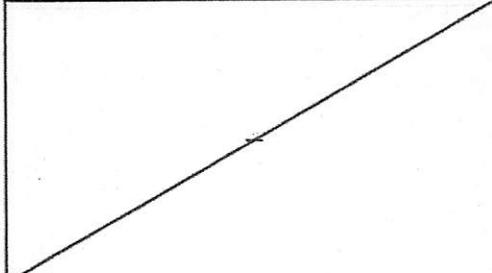
【SFP】
 <冷却手段> 消防自動車による海水を用いた給水(軽油)
 <必要給水流量> 約7.7m³/h
 <除熱手段> 蒸発分を補給

2号機
(運転中)

【炉心】
 <冷却手段> タービン動補助給水ポンプによる、復水タンク水を用いたSGへの給水、タービン動補助給水ポンプ及び消防自動車による、海水を用いたSGへの給水(軽油)^{*}
 <必要給水流量> 約21m³/h(初期)→約9m³/h(4日後)→3m³/h(40日後)
 <除熱手段> 主蒸気逃がし弁からの大気放出

【SFP】
 <冷却手段> 消防自動車による海水を用いた給水(軽油)
 <必要給水流量> 約2m³/h
 <除熱手段> 蒸発分を補給

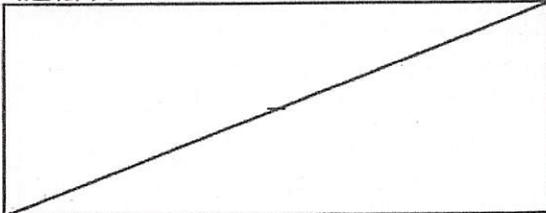
(停止中)



【SFP】
 <冷却手段> 消防自動車による海水を用いた給水(軽油)
 <必要給水流量> 約7.8m³/h
 <除熱手段> 蒸発分を補給

※2次系純水タンクは耐震Cクラスのため使用不能であり、SG(炉心冷却)へ多くの給水が必要。また、海水取水用水中ポンプの配備が完了していないことから、SGへの給水継続が必要。

3号機
(運転中)



(停止中)

【SFP】
 <冷却手段> 消防自動車による海水を用いた給水(軽油)
 <必要給水流量> 約19.5m³/h
 <除熱手段> 蒸発分を補給

表 10-4 地震、津波及び地震・津波の重畳時における炉心及びSFP冷却継続時間の評価結果

		地震	津波	地震・津波の重畳
クリフエッジ	炉心及びSFP	地震 1.50Ss*1	津波高さ T.P.+14.2 m	地震 1.50Ss *1 津波高さ T.P.+14.2 m
冷却継続時間	炉心	約14.6日後	約14.6日後	約14.6日後
	SFP	約18.6日後*2	約36.1日後*3	約18.6日後*2

*1:耐震評価において建屋応答の非線形性を考慮して見直したクリフエッジ。

*2:プラント停止時の評価結果であり、プラント運転時は約23.5日後となる。

*3:プラント停止時の評価結果であり、プラント運転時は約42.1日後となる。

全交流電源喪失と最終ヒートシンク喪失の重畳 ※1

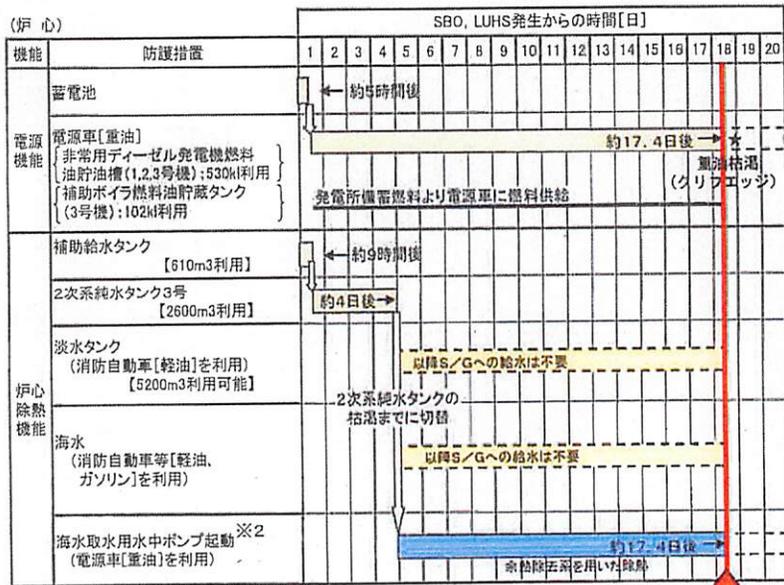
[平成23年12月22日時点]

全交流電源喪失と最終ヒートシンク喪失の重畳

(地震・津波の重畳)

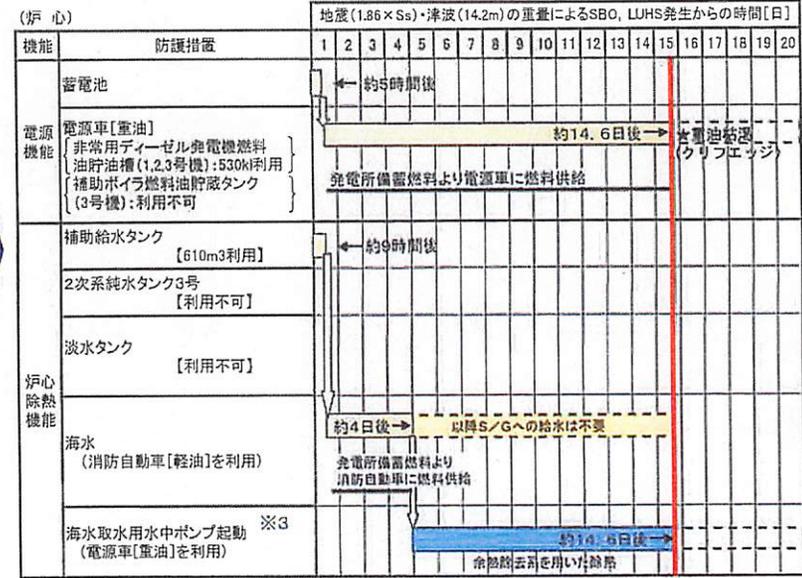
[平成23年12月22日時点]

図表-53



約17.4日後

地震・津波の重畳時の使用可否
○
○
× (耐震設計Cクラス)
○
× (耐震設計Cクラス)
○
○



約14.6日後

※1: 報告書提出時点(9月30日)における全交流電源喪失と最終ヒートシンク喪失の重畳の評価は、約10.7日後である。

※2: 海水ポンプは使用できないが、設備強化対策として配備した海水取水用水中ポンプを使用することで余熱除去系による炉心冷却が可能。

※3: 海水ポンプは使用できないが、設備強化対策として配備した海水取水用水中ポンプを使用することで余熱除去系による炉心冷却が可能。

図10-4 地震・津波の重畳時における炉心の冷却継続時間

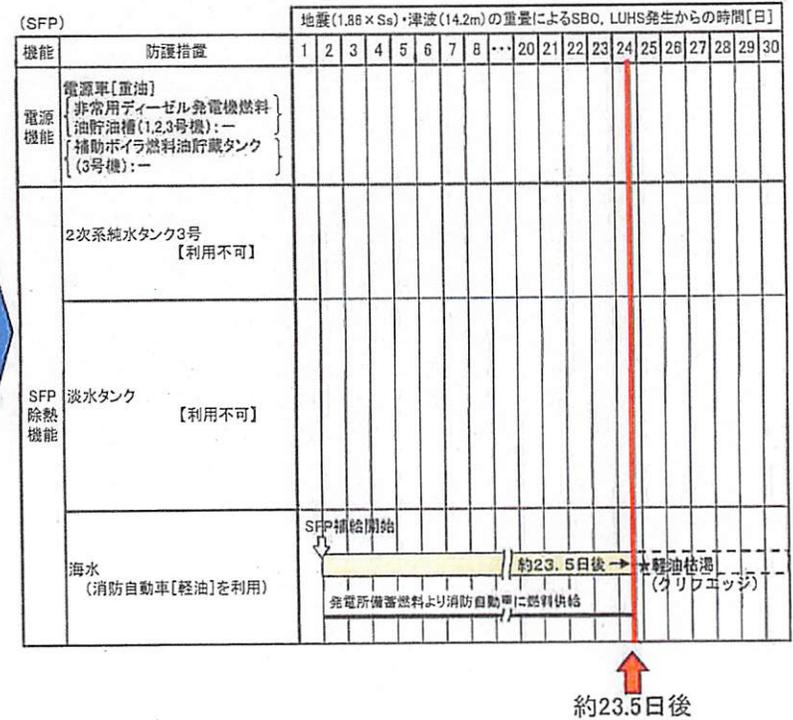
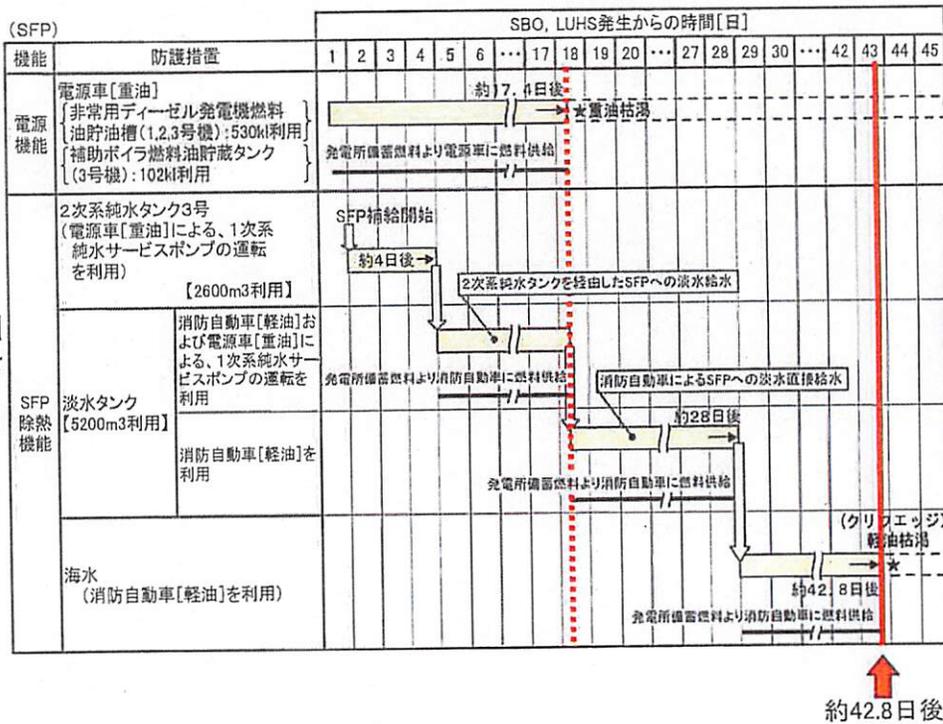
全交流電源喪失と最終ヒートシンク喪失の重畳^{※1}

[平成23年12月22日時点]

全交流電源喪失と最終ヒートシンク喪失の重畳
(地震・津波の重畳)

[平成23年12月22日時点]

図表-54



※報告書提出時点(9月30日)における全交流電源喪失と最終ヒートシンク喪失の重畳の評価は、約8.2日後である。

図10-5 地震・津波の重畳時におけるSFPの冷却継続時間(運転中)

表 1 1 - 1 安全機能別のAM策、緊急安全対策等の整備状況

機能	AM策	緊急安全対策等
原子炉の停止機能	① 手動原子炉トリップ	
	② 緊急ほう酸注入	
	③ 緊急2次系冷却	
	④ 緊急2次系冷却の多様化	
炉心冷却機能	① 代替注入	・ S / G への給水確保
	② 2次系強制冷却による低圧注入	
	③ 2次系強制冷却による低圧再循環	
	④ 2次系強制冷却によるサンプ水冷却	
	⑤ 水源補給による注入継続	
	⑥ 代替格納容器気相冷却	
	⑦ 1次系注水・減圧	
	⑧ 代替給水	
	⑨ 2次系水源補給	
	⑩ フィードアンドブリード	
	⑪ 主蒸気ダンプ系の活用	
	⑫ 代替再循環	
	⑬ 格納容器内自然対流冷却	
	⑭ 代替補機冷却	
	⑮ クールダウン&リサーキュレーション	
放射性物質の閉じ込め機能	① 代替格納容器気相冷却	・ S F P への水補給 (注) ・ 水素爆発防止対策 (全交流電源喪失時のアニュラスの排気)
	② 格納容器手動隔離	
	③ 格納容器内自然対流冷却	
	④ 格納容器内注水	
	⑤ 1次系強制減圧	
安全機能のサポート機能	① 電源復旧	・ 電源車等による電源応急復旧 (電源車の配備、外部電源の多様化) ・ 代替海水供給
	② 直流電源確保	
	③ 補機冷却水系回復	
	④ 代替制御用空気供給	
	⑤ 代替補機冷却	
	⑥ 号機間電源融通	

(注) S F P への給水を継続するものであり、格納容器機能喪失防止に直接的に関与するものではない。

表 1 1 - 2 炉心損傷に係るイベントツリーと防護措置の関係

機能	目的	防護措置	大破断 LOCA	中破断 LOCA	小破断 LOCA	余熱除去系 隔離弁 LOCA	蒸気発生 器伝熱管 破損	ATWS	主給水 喪失	2次冷却 系の破断	過渡事象	手動停止	外部電源 喪失	補機冷却 水の喪失	
原子炉の 停止機能	制御棒挿入の 代替	手動原子炉トリップ						○							
		緊急ほう酸注入						○							
	2次系による 炉心冷却の代替	緊急2次系冷却						○							
		緊急2次系冷却の多様化						○							
炉心冷却 機能	ECCS注入 の代替	代替注入※1													
		2次系強制冷却による低圧注入		○	○								○	○	
		主蒸気ダンプ系の活用		○	○									○	
	ECCS再循環 の代替	2次系強制冷却による低圧再循環		○	○									○	○
		水源補給による注入継続※2												○	○
		主蒸気ダンプ系の活用		○	○										○
		代替再循環 代替補機冷却		○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
	格納容器 スプレイの代替	2次系強制冷却によるサンプ水冷却		○	○									○	○
		代替格納容器気相冷却		○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
		主蒸気ダンプ系の活用		○	○										○
		格納容器内自然対流冷却		○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
	1次冷却材 漏えい箇所の 隔離の代替	1次系注水・減圧					○	○							
		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	代替給水								○		○	○		
		2次系水源補給※3													
		フィードアンドブリード				○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
主蒸気ダンプ系の活用 S/Gへの給水確保				○	○								○	○	
安全機能の サポート 機能	非常用電源の 代替	電源復旧											○		
		直流電源確保※4											○		
		号機間電源融通											○		
	補機冷却水の 代替	電源車等による電源応急復旧											○		
		補機冷却水系回復												○	
		代替補機冷却												○	
		代替海水供給※5													
制御用空気 の代替	代替制御用空気供給※6														

※1 ECCSが自動起動しない場合および高圧注入系の代替として充てん系が使用できる場合の防護措置として有効である。

※2 ECCS再循環機能復旧の時間余裕を確保するための防護措置として有効である。

※3 蒸気発生器を介した2次系からの除熱を継続するための防護措置として有効である。

※4 蓄電池を効果的に利用するための防護措置として有効である。

※5 低温停止状態まで冷却するための防護措置として有効である。

※6 空気作動弁の作動等、制御用空気が要求される場合の防護措置として有効である。

表 1 1 - 3 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

機能	目的	防護措置	カテゴリ1	カテゴリ2	カテゴリ3	カテゴリ4	カテゴリ5
炉心冷却機能	EGCS再循環の代替	代替再循環	○	○	○	○	○
	格納容器スプレイの代替	2次系強制冷却によるサンプ水冷却		○	○		
		代替格納容器気相冷却	○	○	○		○
		主蒸気ダンプ系の活用		○	○		
		格納容器内自然対流冷却	○	○	○		○
放射性物質の閉じ込め機能	格納容器スプレイの代替	代替格納容器気相冷却	○	○	○	○	
		格納容器内自然対流冷却	○	○	○	○	
		格納容器内注水	○	○	○	○	
	2次系による炉心冷却の代替、 1次冷却材漏えい箇所の隔離の代替	1次系強制減圧			○	○	
	格納容器隔離の代替	格納容器手動隔離	○	○	○	○	
	水素爆発防止	水素爆発防止対策 (全交流電源喪失時のアニユラスの排気)	格納容器外に水素が漏えいした場合の防護措置として有効である。				