

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第1号機の安全性に関する
総合評価（一次評価）の結果について（報告）

平成24年5月

四国電力株式会社

目 次

1. はじめに	1-1
2. 総合評価（一次評価）の手法	2-1
2. 1 評価対象時点	2-1
2. 2 評価対象事象	2-1
2. 3 評価の進め方	2-1
2. 4 品質保証活動	2-3
3. 設備概要および多重防護	3-1
3. 1 設備概要	3-1
3. 2 安全設計の適合性	3-9
3. 3 AM検討報告書およびAM整備報告書における対策	3-12
3. 4 緊急安全対策	3-21
3. 5 シビアアクシデントへの対応	3-33
3. 6 防護措置の成立性	3-37
4. 個別評価項目に対する評価方法および評価結果	4-1-1
4. 1 地震	4-1-1
4. 2 津波	4-2-1
4. 3 地震と津波との重畳	4-3-1
4. 4 全交流電源喪失	4-4-1
4. 5 最終的な熱の逃し場（最終ヒートシンク）の喪失	4-5-1
4. 6 地震と津波との重畳時における炉心および 使用済燃料ピットの除熱継続時間の評価	4-6-1
4. 7 その他のシビアアクシデント・マネジメント	4-7-1
5. まとめ	5-1

添 付 資 料

- 添付資料－ 2. 3. 1 総合評価（地震）における経年変化の考慮について
- 添付資料－ 2. 3. 2 伊方発電所第 1～3 号機の共通事項
- 添付資料－ 2. 4. 1 原子力発電所品質保証文書体系
- 添付資料－ 2. 4. 2 設計／調達管理標準（抜粋）
- 添付資料－ 2. 4. 3 伊方発電所の安全性に関する総合評価に係る品質保証活動について
- 添付資料－ 3. 1. 1 伊方発電所位置図
- 添付資料－ 3. 1. 2 制御棒クラスタ配置図
- 添付資料－ 3. 1. 3 化学体積制御系
- 添付資料－ 3. 1. 4 1 次冷却系
- 添付資料－ 3. 1. 5 非常用炉心冷却系
- 添付資料－ 3. 1. 6 余熱除去系
- 添付資料－ 3. 1. 7 2 次系設備
- 添付資料－ 3. 1. 8 原子炉格納容器
- 添付資料－ 3. 1. 9 格納容器スプレイ系
- 添付資料－ 3. 1. 10 アニュラス空気再循環系
- 添付資料－ 3. 1. 11 電源系
- 添付資料－ 3. 1. 12 原子炉補機冷却水系
- 添付資料－ 3. 1. 13 原子炉補機冷却海水系
- 添付資料－ 3. 1. 14 制御用空気系
- 添付資料－ 3. 1. 15 使用済燃料ピット水浄化冷却系
- 添付資料－ 3. 3. 1 発電所災害対策本部分掌業務
- 添付資料－ 3. 3. 2 発電所災害対策本部員の非常招集連絡経路
- 添付資料－ 3. 3. 3 総合事務所の概要
- 添付資料－ 3. 3. 4 非常事態発生時の連絡経路
- 添付資料－ 3. 3. 5 アクシデントマネジメント関連手順書類等の構成概要
- 添付資料－ 3. 3. 6 アクシデントマネジメントに関する教育等の内容、方法および頻度
- 添付資料－ 3. 4. 1 全交流電源喪失事象時の冷却シナリオの成立性確認に係る解析条件と解析結果について
- 添付資料－ 3. 4. 2 電源車等による給電方法（伊方 1 号機）

- 添付資料－ 3. 4. 3 タービン動補助給水ポンプによる蒸気発生器への給水方法（伊方 1 号機）
- 添付資料－ 3. 4. 4 使用済燃料ピットへの水補給方法（伊方 1 号機）
- 添付資料－ 3. 4. 5 代替海水供給対策
- 添付資料－ 3. 4. 6 電源車の配備（伊方 1 号機）
- 添付資料－ 3. 4. 7 消防自動車等の配備
- 添付資料－ 3. 4. 8 緊急安全対策に係る資機材配置図
- 添付資料－ 3. 4. 9 緊急時対応業務実施体制
- 添付資料－ 3. 4. 10 緊急安全対策に係る教育・訓練
- 添付資料－ 3. 4. 11 訓練実施結果
- 添付資料－ 3. 4. 12 緊急安全対策用資機材の点検頻度
- 添付資料－ 3. 5. 1 中央制御室の作業環境の確保
- 添付資料－ 3. 5. 2 緊急時における発電所構内通信手段の確保
- 添付資料－ 3. 5. 3 通信設備等の点検頻度
- 添付資料－ 3. 5. 4 高線量対応防護服等の資機材の確保および放射線管理のための体制の整備
- 添付資料－ 3. 5. 5 水素爆発防止対策
- 添付資料－ 3. 6. 1 緊急安全対策設備の地震・津波に対する耐性
- 添付資料－ 3. 6. 2 全交流電源喪失時（地震および津波の重畳）における作業の成立性評価
- 添付資料－ 3. 6. 3 使用済燃料ピット水位確認および作業環境
- 添付資料－ 3. 6. 4 全交流電源喪失時（地震および津波の重畳）における対応時間
- 添付資料－ 3. 6. 5 全交流電源喪失時（地震および津波の重畳）における緊急安全対策の成立性について
- 添付資料－ 3. 6. 6 外部からの支援体制
- 添付資料－ 4. 1. 1 耐震評価設備等リスト
- 添付資料－ 4. 1. 2 伊方発電所の基準地震動 S_s
- 添付資料－ 4. 1. 3 総合評価における耐震裕度の評価について
- 添付資料－ 4. 1. 4 各起因事象におけるイベントツリー（地震：炉心損傷）
- 添付資料－ 4. 1. 5 耐震裕度評価結果（地震：炉心損傷）
- 添付資料－ 4. 1. 6 フロントライン系とサポート系の関連表（地震：炉心損傷）
- 添付資料－ 4. 1. 7 各影響緩和機能の系統図（地震：炉心損傷）

- 添付資料－４．１．８ クリフエッジ評価において耐震裕度を算定しない設備について
- 添付資料－４．１．９ 各影響緩和機能の耐震裕度評価結果一覧（地震：炉心損傷）：外部電源喪失
- 添付資料－４．１．１０ 各影響緩和機能のフォールトツリー（外部電源喪失）（地震：炉心損傷）
- 添付資料－４．１．１１ イベントツリーの耐震裕度およびクリフエッジ評価（外部電源喪失）（地震：炉心損傷）
- 添付資料－４．１．１２ イベントツリーの耐震裕度およびクリフエッジ評価（外部電源喪失 緊急安全対策前）（地震：炉心損傷）
- 添付資料－４．１．１３ 各起因事象におけるイベントツリー（地震：S F P 燃料損傷）
- 添付資料－４．１．１４ 耐震裕度評価結果（地震：S F P 燃料損傷）
- 添付資料－４．１．１５ フロントライン系とサポート系の関連表（地震：S F P 燃料損傷）
- 添付資料－４．１．１６ 各影響緩和機能の系統図（地震：S F P 燃料損傷）
- 添付資料－４．１．１７ 各影響緩和機能の耐震裕度評価結果一覧（地震：S F P 燃料損傷）：外部電源喪失
- 添付資料－４．１．１８ 各影響緩和機能のフォールトツリー（外部電源喪失）（地震：S F P 燃料損傷）
- 添付資料－４．１．１９ イベントツリーの耐震裕度およびクリフエッジ評価（外部電源喪失）（地震：S F P 燃料損傷）
- 添付資料－４．１．２０ イベントツリーの耐震裕度およびクリフエッジ評価（外部電源喪失 緊急安全対策前）（地震：S F P 燃料損傷）
- 添付資料－４．１．２１ 総合評価における建屋の誘発上下動と非線形応答の影響について
- 添付資料－４．２．１ 伊方発電所１・２号機
津波に対する安全性評価 説明資料
- 添付資料－４．２．２ 本評価における対象設備等の耐震重要度分類と評価上の扱い
- 添付資料－４．２．３ 各起因事象におけるイベントツリー（津波：炉心損傷）
- 添付資料－４．２．４ 各影響緩和機能のフォールトツリー（津波：炉心損傷）

- 添付資料－４．２．５ 各影響緩和機能の系統図（津波：炉心損傷）
- 添付資料－４．２．６ 許容津波高さ評価結果
- 添付資料－４．２．７ 津波高さ毎の起因事象におけるイベントツリー（津波：炉心損傷）
- 添付資料－４．２．８ 各影響緩和機能の許容津波高さ
- 添付資料－４．２．９ イベントツリーの許容津波高さおよびクリフエッジ評価（津波：炉心損傷）
- 添付資料－４．２．１０ 浸水量評価を用いたクリフエッジとしての許容津波高さの再評価について
- 添付資料－４．２．１１ イベントツリーの許容津波高さおよびクリフエッジ評価（津波：炉心損傷）（緊急安全対策前）
- 添付資料－４．２．１２ 各起因事象におけるイベントツリー（津波：ＳＦＰ燃料損傷）
- 添付資料－４．２．１３ 各影響緩和機能のフォールトツリー（津波：ＳＦＰ燃料損傷）
- 添付資料－４．２．１４ 各影響緩和機能の系統図（津波：ＳＦＰ燃料損傷）
- 添付資料－４．２．１５ 津波高さ毎の起因事象におけるイベントツリー（津波：ＳＦＰ燃料損傷）
- 添付資料－４．２．１６ 各影響緩和機能の許容津波高さ
- 添付資料－４．２．１７ イベントツリーの許容津波高さおよびクリフエッジ評価（津波：ＳＦＰ燃料損傷）
- 添付資料－４．２．１８ イベントツリーの許容津波高さおよびクリフエッジ評価（津波：ＳＦＰ燃料損傷）（緊急安全対策前）
- 添付資料－４．３．１ 地震と津波との重畳への耐力の評価結果（重畳：炉心損傷）＜地震による起因事象をベースとした評価＞（緊急安全対策後）
- 添付資料－４．３．２ 地震と津波との重畳への耐力の評価結果（重畳：炉心損傷）＜津波による起因事象をベースとした評価＞（緊急安全対策後）
- 添付資料－４．３．３ 地震と津波との重畳への耐力の評価結果（重畳：炉心損傷）＜地震による起因事象をベースとした評価＞（緊急安全対策前）
- 添付資料－４．３．４ 地震と津波との重畳への耐力の評価結果（重畳：炉心損傷）＜津波による起因事象をベースとした評価＞（緊急安全対策前）

- 添付資料－ 4. 3. 5 地震と津波との重畳への耐力の評価結果（重畳：S F P）＜地震による起因事象をベースとした評価＞（緊急安全対策後）
- 添付資料－ 4. 3. 6 地震と津波との重畳への耐力の評価結果（重畳：S F P）＜津波による起因事象をベースとした評価＞（緊急安全対策後）
- 添付資料－ 4. 3. 7 地震と津波との重畳への耐力の評価結果（重畳：S F P）＜地震による起因事象をベースとした評価＞（緊急安全対策前）
- 添付資料－ 4. 3. 8 地震と津波との重畳への耐力の評価結果（重畳：S F P）＜津波による起因事象をベースとした評価＞（緊急安全対策前）
- 添付資料－ 4. 4. 1 全交流電源喪失時に必要な水量の妥当性
- 添付資料－ 4. 4. 2 電源機能および除熱機能の継続時間評価に用いた燃料消費率等の条件について
- 添付資料－ 4. 4. 3 伊方1号機 電源構成概要図
- 添付資料－ 4. 4. 4 伊方1号機 非常用ディーゼル発電機の運転継続可能時間
- 添付資料－ 4. 4. 5 伊方発電所の使用可能な水源の割り当て
- 添付資料－ 4. 4. 6 全交流電源喪失時に必要な蓄電池容量の妥当性
- 添付資料－ 4. 4. 7 全交流電源喪失時のプラント運転状態による燃料枯渇時間
- 添付資料－ 4. 5. 1 最終ヒートシンク喪失時に必要な水量の妥当性
- 添付資料－ 4. 5. 2 除熱機能の継続時間評価に用いた燃料消費率等の条件について
- 添付資料－ 4. 5. 3 伊方発電所の使用可能な水源の割り当て
- 添付資料－ 4. 5. 4 最終ヒートシンク喪失時のプラント運転状態による燃料枯渇時間
- 添付資料－ 4. 6. 1 電源機能および除熱機能の継続時間評価に用いた燃料消費率等の条件について
- 添付資料－ 4. 6. 2 地震と津波との重畳に起因する全交流電源喪失および最終ヒートシンク喪失発生時のプラント運転状態による燃料枯渇時間
- 添付資料－ 4. 7. 1 事象進展に係るカテゴリー分類
- 添付資料－ 4. 7. 2 安全評価審査指針、内的事象 P S A の関連

- 添付資料－ 4. 7. 3 AM検討報告書およびAM整備報告書で整備した防護措置
- 添付資料－ 4. 7. 4 防護措置に係る系統概要
- 添付資料－ 4. 7. 5 防護措置の整備状況
- 添付資料－ 4. 7. 6 原子炉格納容器内での事象進展に係る物理現象

1. はじめに

当社は、平成 23 年 3 月 11 日に発生した東北地方太平洋沖地震とそれが引き起こした津波に起因する東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故について、同じ原子力事業に携わる者として重く受け止め、伊方発電所における安全運転およびそれを支える設備の保全に引き続き万全を期すとともに、地震発生直後から、国より指示を受けた緊急安全対策等の対応処置の速やかな実施に加え、耐震安全性評価における余裕の向上等の当社独自の対策を展開し、より一層の安全性向上を目指してきているところである。

平成 23 年 7 月 22 日、原子力安全・保安院から当社に対し、「東京電力株式会社福島第一原子力発電所における事故を踏まえた既設の発電用原子炉施設の安全性に関する総合評価の実施について（指示）」（平成 23 年 7 月 22 日付平成 23・07・20 原院第 1 号）（以下、「総合評価指示文書」という。）が発出され、起動準備の整った原子炉から、一次評価として、安全上重要な施設・機器等について、設計上の想定を超える事象に対して、どの程度の安全裕度が確保されているか評価することとの指示があった。

この指示を受け、当社は伊方発電所第 1 号機について評価を実施することとした。

上記の評価を行うにあたり、伊方発電所第 1 号機における安全上重要な施設・機器等が現状の設備と管理状況において、国の定める指針へ適合していること、また、シビアアクシデント・マネジメント対策が整備されていること、福島第一原子力発電所事故を踏まえた緊急安全対策等が適切に実施されていることについて明らかにすることとした。

次に、設計上の想定を超える地震、津波、全交流電源喪失、最終的な熱の逃し場の喪失等を起因事象として想定する事故に対する頑健性、すなわちこれらの安全上重要な施設・機器等が安全機能を喪失するまでにどの程度の裕度が確保されているか、また、これらの起因事象ごとに、事象が進展、急変し、燃料の重大な損傷に至る状態（クリフエッジ）を明らかにすることとした。

また、評価においては、設計上の想定を超える事象に対して、安全性を確保するためにとられている措置について、多重防護の観点からその効果を示し、必要な安全水準に一定の安全裕度が上乘せされていることを確認することとした。

本報告書は、伊方発電所第1号機の安全性に関する総合評価のうち、一次評価について、その結果を取りまとめ、原子力安全・保安院に報告するものである。

2. 総合評価（一次評価）の手法

伊方発電所第1号機の安全上重要な施設・機器等について、設計上の想定を超える事象に対して、どの程度の安全裕度が確保されているか、以下に示す評価対象時点、評価対象事象、評価の進め方等に基づき評価を実施する。

2.1 評価対象時点

伊方発電所第1号機における総合評価（一次評価）は、平成24年4月30日時点における施設と管理状態を対象とする。

2.2 評価対象事象

評価対象事象については、総合評価指示文書に基づき、自然現象として、「地震」、「津波」および「地震と津波との重畳」、また、安全機能の喪失として、「全交流電源喪失」および「最終的な熱の逃し場（最終ヒートシンク）の喪失」、さらに、「その他のシビアアクシデント・マネジメント」の6項目について評価を実施する。加えて、「地震と津波との重畳時における炉心および使用済燃料ピットの除熱継続時間の評価」もあわせて実施する。

2.3 評価の進め方

安全上重要な施設・機器等について、設計上の想定を超える事象に対して、どの程度の安全裕度が確保されているか評価する。評価は、許容値に対し、どの程度の裕度を有するかという観点から行う。また、設計上の想定を超える事象に対し安全性を確保するためにとられている措置について、多重防護の観点からその効果を示す。これにより必要な安全水準に一定の安全裕度が上乘せされていることを確認する。

評価において、事象の進展過程については、イベントツリーの形式で示すこととし、イベントツリーの各段階において、その段階で使用可能な防護措置について検討し、それぞれの有効性および限界を示す。

2.3.1 共通的な前提条件および留意点

評価にあたって、各個別評価項目における共通的な前提条件および留意点については以下のとおりとする。

- (1) 評価は、平成24年4月30日時点の施設と管理状態を対象に実施することとし、東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故の後に緊急安全対策として実施した措置の成果（余裕度向上の程度など）についても評価・明示する。なお、将来的に更なる措置を行う場合は、その措置内容と措置の成果（余裕度向上の程度など）についても参考としてまとめる。

- (2) 起因事象発生時の状況として、最大出力下での運転など最も厳しい運転条件を想定すると共に、使用済燃料ピット（以下、「SFP」という。）が使用済燃料で満たされるなど最も厳しいプラント状況を設定する。
- (3) 事象の過程の検討においては、事象の進展や作業に要する時間を合わせて検討する。
- (4) 伊方発電所第1～3号機間の相互作用の可能性についても考慮する。
- (5) 原子炉およびSFPが同時に影響を受けると想定する。また、防護措置の評価にあたっては合理的な想定により機能回復を期待できる場合を除き、一度機能を失った機能は回復しない、プラント外部からの支援は受けられない等、厳しい状況を仮定する。
- (6) 決定論的な手法を用い、過度の保守性を考慮することなく現実的な評価を行う。

2.3.2 経年変化に関する事項

原子力プラントの機器等については、通常の保全活動による取替や手入れ等により、建設時からの経年変化に対して、適切に機能維持されており、総合評価（地震、津波、全交流電源喪失、最終ヒートシンクの喪失）における経年変化の影響は、一部の経年変化事象を除き、現実的には問題にならないと考える。

一部の経年変化事象として、その進展により、「振動応答特性上または構造・強度上「軽微もしくは無視」できない経年変化事象」については、機器等に与える応力を増加させる可能性があるため、「地震」に対する安全裕度を詳細評価する際、必要に応じて、個別に経年変化を考慮する。

（添付資料－2.3.1）

その他、「津波」に係る評価においては、機器等の最下部が浸水すれば直ちに機能喪失するとの評価を行うため、強度的な評価を伴わないこと、また、それ以外の「全交流電源喪失」等に係る評価においては、事象の進展を防止するための緩和手段に係るリソース等に着目した評価を行うことから、経年変化の影響は、これらの評価結果に影響を及ぼさない。したがって、「地震」に係る評価以外においては、経年変化の影響は、考慮を必要としない。

2.3.3 伊方発電所第1～3号機の共通事項

伊方発電所第3号機と同じ評価手法とする項目ならびに施設と管理状態が共通であるものについて、1～3号機の共通事項として添付資料のとおり整理した。
(添付資料－2.3.2)

2.4 品質保証活動

品質保証活動の取り組みについては、原子力発電所の安全を達成・維持・向上させるため、社長をトップマネジメントとし、原子力安全に関する品質マネジメントシステムを確立し、実施し、評価確認し、継続的に改善することとしている。

当社における品質保証活動は、「原子力発電所における安全のための品質保証規程（JEAC4111-2009）」を適用規格として策定した伊方発電所原子炉施設保安規定（以下、「保安規定」という。）第3条（品質保証計画）に基づき具体的な手順を定め実施しており、伊方発電所の安全性に関する総合評価に係る品質保証活動においても、これら確立された品質マネジメントシステムのもとで実施する。
(添付資料－2.4.1)

また、解析業務をプラントメーカー等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（JANTI-GQA-01-第1版 平成22年12月）」（以下、「解析ガイドライン」という。）を反映した当社の設計／調達管理標準に基づき、受注者に入力根拠の明確化、入力結果の確認および解析結果の検証等を要求し、当社は受注者がこれら要求した事項を確実に実施していることを確認する。

(添付資料－2.4.2)

報告書の作成にあたっては、要求事項、適用範囲、評価体制・責任と権限等を定めた計画書を作成し、その計画書に従って適切な記載となっていることを確認する。
(添付資料－2.4.3)

総合評価（地震）における経年変化の考慮について

【経年変化の耐震安全性評価への影響の検討方針】

- 原子力発電所は、運転に伴う設備や部品の経年変化等の知見を踏まえた保全計画に基づく点検や部品交換、補修等の保守管理が継続的に行われており、経年変化による機能維持・耐震安全性評価への影響は小さいものと考えているが、参考として、現時点における経年変化による影響についても検討する。
- 伊方発電所第1号機は、営業運転開始から約35年を経過しており、高経年化技術評価（以下、「PLM」という。）の実績があることから、PLM評価実績および長期保守管理方針の実施状況等を踏まえ、経年変化による影響の検討を行う。
- 現時点における経年変化状況の確認は、これまでの点検記録や運転実績等から行う。

【参考】 伊方発電所の運転実績

号機	営業運転開始	営業運転年数	PLMの実施状況
1号機	昭和52年9月30日	約35年	済 (平成19年8月6日)
2号機	昭和57年3月19日	約30年	済 (平成24年3月15日)
3号機	平成6年12月15日	約17年	—

【経年変化の耐震安全性評価への影響】

●耐震安全性への影響の観点から着目すべき経年変化事象

1号機のPLM^{※1}では、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、安全上重要な機器等における耐震安全性への影響の観点から着目すべき経年変化事象として、以下を抽出している。

耐震安全性への影響の観点から着目すべき経年変化事象、すなわち、その進展により、『振動応答特性上または構造・強度上「軽微もしくは無視」できない経年変化事象』^{※2}とは、

- ・ 構造物の断面積の減少を伴う事象
- ・ 材料強度の低下等の構造強度に影響する経年変化事象

であり、具体的には、腐食（流れ加速型腐食を含む）、応力腐食割れ、中性子照射脆化、中性子照射による靱性低下、熱時効による靱性低下、疲労割れ、摩耗、アルカリ骨材反応による強度低下が考えられる。（図－1）

※1：1号機のPLMでは、安全上重要な機器等の経年変化を考慮した耐震安全性について、60年の供用を仮定しても、現在実施している保全内容を継続することにより、経年変化事象が耐震安全性に影響を及ぼさないように対処できるものであると評価している。

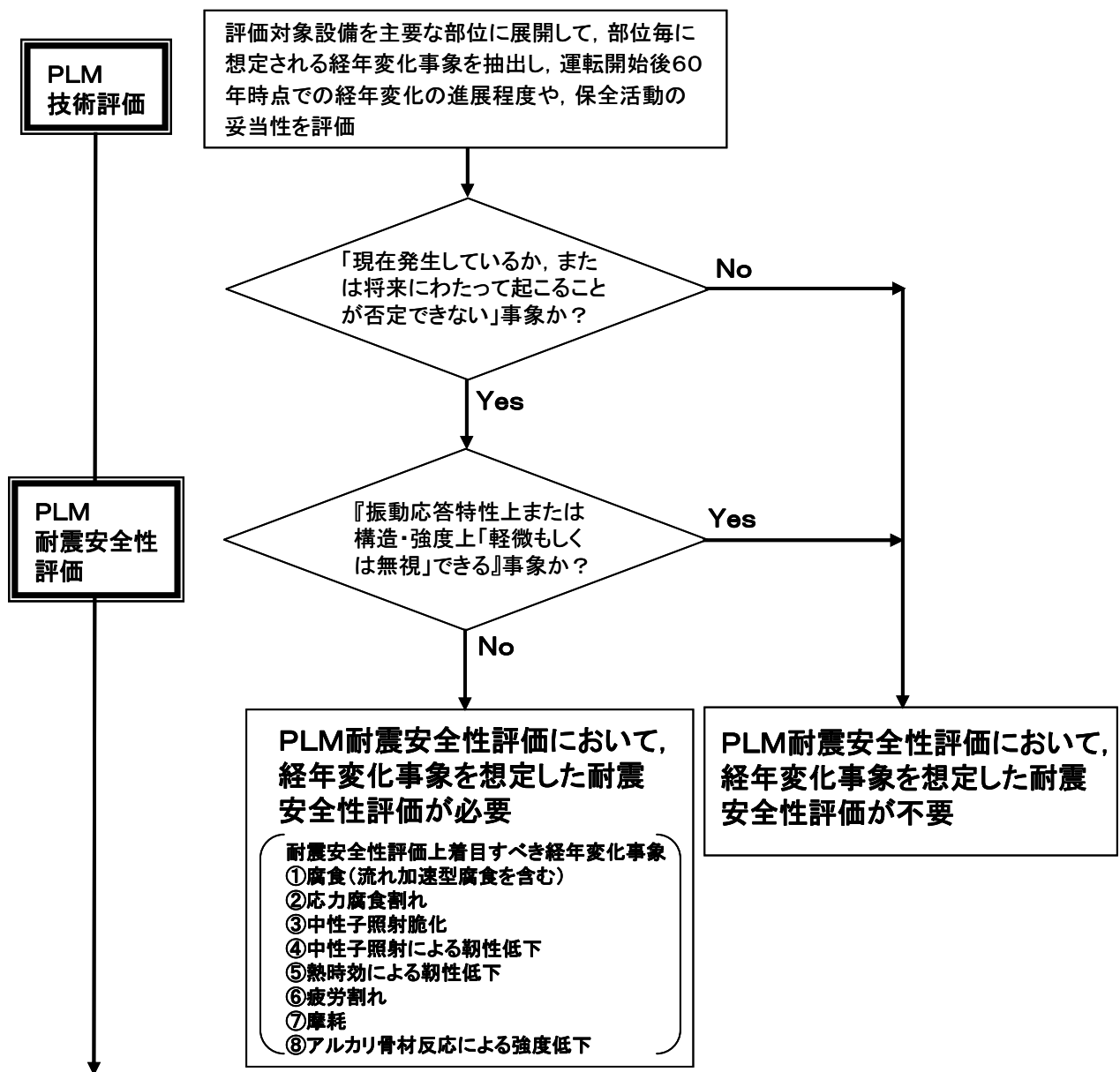
※2：「絶縁低下」および「特性変化」については、発生する部位によらず、機器等の振動応答特性上または構造・強度上「軽微もしくは無視」できる経年変化事象であり、耐震安全性に影響を与えないと判断している。



●経年変化による1号機評価への影響

総合評価（地震）の目的に照らして、考慮すべき経年変化事象を選定するため、耐震安全性への影響の観点から着目すべき経年変化事象が想定される設備の保全項目および状況を確認した。

その結果、腐食（流れ加速型腐食を含む）、応力腐食割れ、中性子照射脆化、中性子照射による靱性低下、熱時効による靱性低下、疲労割れ、摩耗、アルカリ骨材反応による強度低下のいずれの事象に対しても適切に維持管理されており、現時点で機能維持・耐震安全性に影響を与える可能性はない、もしくは小さいことを確認した。（表－1）



図－1 耐震安全性への影響の観点から着目すべき経年変化事象抽出の考え方

表－1 耐震安全性への影響の観点から着目すべき経年変化事象および1号機評価への影響（1／3）

耐震安全性への影響の観点から 着目すべき経年変化事象	経年変化事象の概要	1号機評価への影響
腐食 (流れ加速型腐食を含む)	<p>①流れ加速型腐食 水単相流または配管管壁に液膜が形成されるような二相流の流体条件において、配管壁面近傍の流れにより物質移動が促進されて腐食が加速する事象をいう。</p> <p>②全面腐食 金属材料表面が均一に腐食する状態をいう。 一般に腐食速度が小さいとき、あるいは金属表面を保護性皮膜が覆わない時に生じる。</p>	<p>①流れ加速型腐食<炭素鋼配管（主給水設備配管等）、銅合金系伝熱管（原子炉補機冷却水冷却器等）> 主給水設備配管等は、「発電用原子力設備規格 加圧水型原子力発電所 配管減肉管理に関する技術規格（JSME S NG1-2006）」等を踏まえて、頻度を定めて配管減肉調査（肉厚測定）を行っており、適切に維持管理されている。 したがって、減肉状況を継続的に把握し、取替基準肉厚に達する前に取替える等、維持管理が継続されれば、耐震安全性への影響は小さいと考えられる。 原子炉補機冷却水冷却器等の伝熱管については、定期的に渦流探傷検査を実施しており、有意な減肉信号が確認された場合には、伝熱管の取替・施栓等の予防措置を実施している。 したがって、機能維持・耐震安全性への影響はないものと考えられる。</p> <p>②全面腐食<基礎ボルト（床置き機器、配管サポート等）> 各種基礎ボルトのコンクリート直上部ならびにメカニカルアンカーのコンクリート埋設部に対しては、巡視点検や定期検査時の試運転にて機器に異常な振動等がないことにより、支持機能に異常がないことを確認している。 したがって、機能維持・耐震安全性への影響はないものと考えられる。</p>
応力腐食割れ	<p>特定の腐食環境中におかれた金属材料が、持続的な引張応力のもとで時間依存型の脆性的割れを起こす現象をいう。代表的なものとして、600系ニッケル基合金の応力腐食割れ、オーステナイト系ステンレス鋼の照射誘起型応力腐食割れがある。</p>	<p><原子炉容器（冷却材出入口管台等）、蒸気発生器（伝熱管等）> 蒸気発生器および原子炉容器上部ふたについては、それぞれ第17回定期検査（平成10年1月21日～6月4日）および第19回定期検査（平成12年9月5日～平成13年2月8日）において、改良型のものに取替済である。さらに、原子炉容器本体の600系ニッケル基合金使用部位については、690系ニッケル基合金を用いたクラディング溶接による環境遮断（冷却材出口管台）およびレーザビーミングによる応力緩和措置（冷却材入口管台、安全注入管台および炉内計装筒）を行っている。 原子炉容器および蒸気発生器のニッケル基合金使用部位等における応力腐食割れについては、定期的に目視確認および超音波探傷検査等を実施し、異常がないことを確認している。 したがって、機能維持・耐震安全性への影響はないものと考えられる。</p> <p><炉内構造物（バブルフォーマボルト等）> 炉内構造物については、第22回定期検査（平成16年9月5日～平成17年3月2日）において、改良型のものに取替済である。 バブルフォーマボルト等の照射誘起型応力腐食割れについては、定期的に上部炉内構造物および下部炉内構造物を取り出して、水中テレビカメラによる目視検査を実施し、異常がないことを確認している。 したがって、機能維持・耐震安全性への影響はないものと考えられる。</p>
中性子照射脆化 (2/3)に続く)	<p>一般的に金属材料は中性子の照射を受けると非常に微小な欠陥（析出物やマイクロボイド）が生じ、このような欠陥が存在すると材料の変形（転位の移動）の抵抗となり、破壊に対する耐性（靱性）の低下が生じる。 原子炉容器の胴部（炉心領域部）においては、中性子照射とともに関連温度（RT_{NDT}）が上昇し、上部棚吸収エネルギー（USE）が低下することは広く知られており、中性子照射脆化と呼ばれている。</p>	<p><原子炉容器（原子炉容器胴部（炉心領域部））> 原子炉容器は、定期的に炉心領域の溶接線に超音波探傷検査等を実施し、靱性低下時の不安定破壊に繋がる有意な欠陥がないことを確認している。 また、中性子照射脆化は材料のCu等の不純物の影響を受けるが、1号機ではこれらの不純物は低くなっており影響は受けにくいと考えられる。これまで第1回（昭和53年3月28日～7月26日）、第5回（昭和57年9月26日～昭和58年1月14日）および第15回（平成7年4月20日～8月8日）定期検査において、原子炉容器内に設置してある監視試験片を取り出し、試験を行った結果、当該部位の中性子照射脆化は、国内脆化予測式による予測値を逸脱しておらず、特異な脆化は認められていない。 したがって、機能維持・耐震安全性への影響はないものと考えられる。</p>

2-7

表－1 耐震安全性への影響の観点から着目すべき経年変化事象および1号機評価への影響（2／3）

耐震安全性への影響の観点から 着目すべき経年変化事象	経年変化事象の概要	1号機評価への影響
中性子照射脆化 （(1/3)からの続き）	（(1/3)と同じ）	<p><原子炉容器サポート（サポートシュー）> 原子炉容器サポートの健全性については、定期的に有意な変形等がないことを確認している。したがって、機能維持・耐震安全性への影響はないものと考えられる。</p>
中性子照射による靱性低下	<p>炉内構造物に使用しているオーステナイト系ステンレス鋼は、フェライト系鉄鋼材料とは金属結晶構造が異なり、靱性が高い材料である。しかし、（財）発電設備技術検査協会の「プラント長寿命化技術開発」報告書によると、オーステナイト系ステンレス鋼照射材の破壊靱性値 J_{IC} 試験の結果、運転開始後60年時点に相当する中性子照射量（照射量 $1 \times 10^{22} \text{n/cm}^2$）に対して、靱性値の低下が認められる。</p>	<p><炉内構造物（炉心そう）> 炉内構造物については、第22回定期検査（平成16年9月5日～平成17年3月2日）において、改良型のものに取替済である。 炉心そうについては、定期的に上部炉内構造物および下部炉内構造物を取り出して、水中テレビカメラによる目視検査を実施し、靱性低下時の不安定破壊に繋がる有意な欠陥がないことを確認している。したがって、機能維持・耐震安全性への影響はないものと考えられる。</p>
熱時効による靱性低下	<p>1次冷却材管の母管および管台に使用しているステンレス鋼は、オーステナイト相中に一部フェライト相を含む二相組織であるため、高温での長期間の使用に伴い、時間とともにフェライト相内でより熱力学的に安定な組織形態へ移行しようとし、相分離が起こることにより、靱性の低下、材料特性変化を起こす可能性がある。</p>	<p><1次冷却材管（母管、管台）> 母管および管台の熱時効に対しては、定期的に溶接部の超音波探傷検査を実施し、靱性低下時の不安定破壊に繋がる有意な欠陥がないことを確認している。したがって、機能維持・耐震安全性への影響はないものと考えられる。</p>
疲労割れ	<p>金属材料は、引張強さ以上の荷重がかかると破断するが、引張強さ以下の荷重でも繰り返して負荷されると破断することがある。この現象が「疲労」と称され、多くの場合、部材表面で微細なき裂（金属の結晶粒にすべり）が起こり、このき裂が次第に大きくなり、破断に至る現象である。</p>	<p><温度差のある流体の混合等により生ずる温度変動を受ける配管（余熱除去設備配管（余熱除去冷却器出口配管とバイパス配管の合流部）、1次冷却材管（母管と充てん配管の合流部）> 高サイクル熱疲労の発生する可能性の高い部位を「配管の高サイクル熱疲労に関する評価指針」（日本機械学会）に従って選定し、超音波探傷検査を実施して健全性を確認するとともに、念のために、高サイクル熱疲労を発生する可能性の低い構造に取替えている。したがって、機能維持・耐震安全性への影響はないものと考えられる。</p> <p><原子炉運転状態の変化による熱過渡の影響を受ける機器・配管・弁（1次冷却材ポンプ（ケーシング）、蒸気発生器（給水入口管台、管板廻り）、加圧器（スプレイライン用管台）、原子炉格納容器・機械ペネトレーション（主給水設備・伸縮継手）、1次冷却材管（加圧器サージライン用管台）、1次冷却設備配管（加圧器サージ配管、加圧器スプレイ配管）、弁（抽出ライン第一制御弁等）、加圧器下部スカート）> 設計で想定している過渡回数には十分な余裕があり、また、疲労累積係数が増加しても許容値の1を超えなければ疲労割れは発生しない。これまでの運転実績による過渡回数は、設計で想定した過渡回数を十分下回っている。したがって、機能維持・耐震安全性への影響はないものと考えられる。</p>

表－1 耐震安全性への影響の観点から着目すべき経年変化事象および1号機評価への影響（3／3）

耐震安全性への影響の観点から 着目すべき経年変化事象	経年変化事象の概要	1号機評価への影響
摩 耗	<p>摩耗とは、表面を接しながら相対運動する物質の一方あるいは双方の表面における減量（損失）事象をいう。摩耗形態、摩耗原因、摩耗程度、摩耗面などによる分類がなされている。</p>	<p><炉内構造物（制御棒クラスタ案内管（案内板））> 炉内構造物については、第22回定期検査（平成16年9月5日～平成17年3月2日）において、改良型のものに取替済である。 制御棒クラスタ案内管（案内板）の摩耗による制御棒の案内機能への影響は、定期的に全制御棒の落下試験を実施しており、挿入時間に問題ないことによりその健全性を確認している。 したがって、機能維持・耐震安全性への影響はないものと考えられる。</p> <p><制御棒クラスタ（被覆管）> 制御棒クラスタ（被覆管）の摩耗に対しては、予防保全的に摩耗深さが肉厚を超えないような管理を行うとともに、定期的に全制御棒クラスタの落下試験を実施し、挿入時間に問題ないことを確認している。 したがって、機能維持・耐震安全性への影響はないものと考えられる。</p> <p><炉内計装用シンプルチューブ> 炉内計装用シンプルチューブについては、定期的に渦流探傷検査を実施しており、検査結果に応じて予防保全的に摩耗による減肉が限界減肉率に至る前に摩耗箇所を下方にずらす位置変更を行うこととしており、炉内計装用シンプルチューブの摩耗による減肉は、限界減肉率に比べて小さい状態で管理されている。なお、炉内計装案内管については、第22回定期検査（平成16年9月5日～平成17年3月2日）時の炉内構造物取替工事に合わせて、炉内計装用シンプルチューブの耐摩耗性を向上したものに取替している。 したがって、機能維持・耐震安全性への影響はないものと考えられる。</p> <p><蒸気発生器支持脚，1次冷却材ポンプ支持脚（ヒンジ摺動部の摩耗）> 蒸気発生器支持脚，1次冷却材ポンプ支持脚のヒンジ摺動部の摩耗に対しては、定期的にかみ合い深さに異常がないことを目視確認している。 したがって、機能維持・耐震安全性への影響はないものと考えられる。</p>
アルカリ骨材反応による 強度低下 (コンクリート構造物)	<p>コンクリート中の反応性シリカ鉱物を含む骨材は、水の存在下でコンクリート中に含まれるアルカリと反応して、骨材の周囲にアルカリシリカゲルを生成する。これをアルカリ骨材反応という。アルカリシリカゲルは、吸水・膨潤する性質があり、コンクリートを膨張させ、それに伴ってコンクリート表面にひび割れが発生し、コンクリート構造物としての健全性が損なわれる可能性がある。</p>	<p><－（評価対象設備なし）> アルカリ骨材反応が顕在化している耐震安全上重要な構造物はない。</p> <p>コンクリートの強度低下に対しては、コンクリート構造物の健全性維持の観点から、定期的にコンクリート表面のひび割れや塗装の劣化に関する目視点検等を実施し、変状がないことを確認している。なお、変状が見られた場合には、原因の推定、健全性の評価を行い、必要に応じてひび割れ補修等の対応を実施することとしている。 したがって、機能維持・耐震安全性への影響はないものと考えられる。</p>

【総合評価（地震）において考慮すべき経年変化事象】

●総合評価（地震）において考慮すべき経年変化事象の選定

○1号機については、耐震安全性への影響の観点から着目すべき経年変化事象のうち、「流れ加速型腐食（炭素鋼配管）」以外の事象については、現在のところ異常は認められず、機能維持・耐震安全性への影響がないことが確認できた。

また、長期保守管理方針の有効性評価結果より、新たに耐震安全性への影響の観点から着目すべき経年変化事象として追加すべきものはないことを確認した。

○一方、「流れ加速型腐食（炭素鋼配管）」については、減肉状況を継続的に把握し、取替基準肉厚に達する前に取替える等の保全が必要であることから、1号機の耐震安全性に影響を与える可能性のある経年変化事象として選定した。



●総合評価（地震）において考慮すべき経年変化事象

○総合評価（地震）においては、耐震Sクラス施設で減肉管理が要求される配管系のうち、環境の厳しい主給水設備配管について、「流れ加速型腐食」を考慮した耐震安全性評価を行う。 (図－2)

なお、本評価方針は、これまで報告された、加圧水型（PWR）の高経年化プラントを含む「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」の改訂に伴う耐震安全性評価結果報告書と同様である。

【配管減肉（流れ加速型腐食）を考慮したモデル化の考え方】

配管減肉を考慮したモデル化は、PLM評価における実績および「発電用原子力設備規格 加圧水型原子力発電所 配管減肉管理に関する技術規格（JSME S NG1-2006）」等を参考に以下のとおりとしている。

- 減肉想定箇所（配管系内の全ての減肉想定箇所に設定）
 曲がり部，弁，レギュレーサ，分岐部は下流2D（D：外径）まで，オリフィス部は下流3Dまでの範囲を想定
- 減肉量
 必要最小厚さ（ t_{sr} ）までの減肉を想定
- 減肉形状
 周方向および軸方向に一様な減肉を想定

評価結果（1号機）			
評価対象設備	経年変化条件	一次応力（MPa）	
		発生応力	評価基準値
主給水設備配管	配管減肉（流れ加速型腐食）	185	380

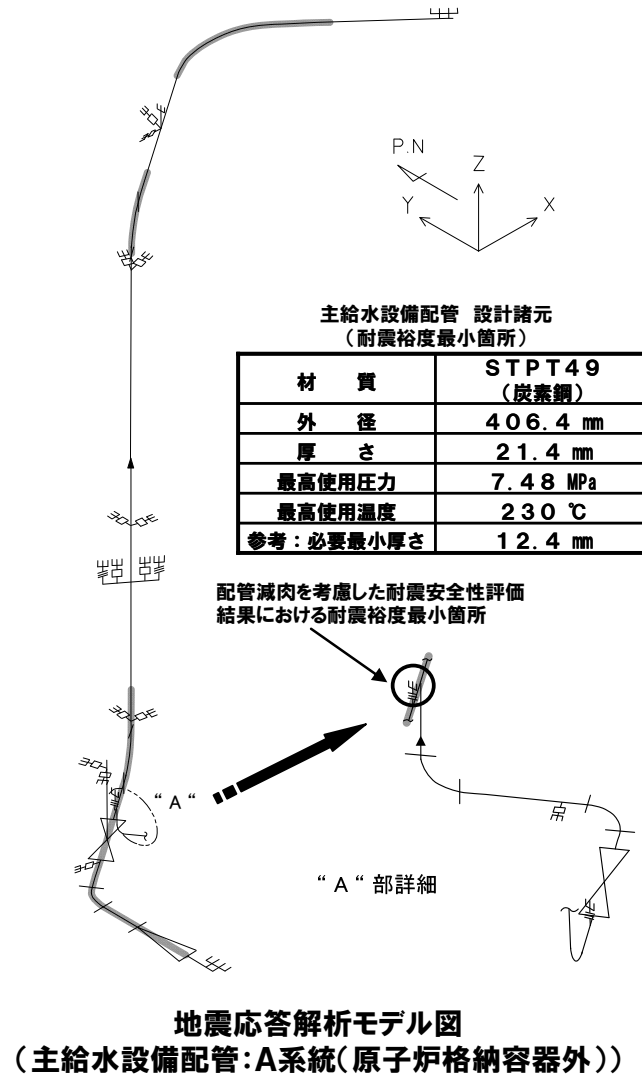


図-2 伊方発電所第1号機 配管系の減肉想定箇所に流れ加速型腐食を考慮したモデル化の考え方

伊方発電所第 1 ～ 3 号機の共通事項

共通事項	3号機ストレステスト報告書 ^{※1} または3号機審査質問回答 ^{※2}
品質保証活動に関する事項 (実績等は除く)	「3号機審査質問回答」の「(No. 1) 伊方発電所の安全性に関する総合評価に係る品質保証活動」 1頁～7頁、添付資料-1、添付資料-4～添付資料-6
1次冷却材ポンプシール部からの漏えい量評価	「3号機審査質問回答」の「(No. 14) 全交流電源喪失時における1次冷却材ポンプシール部の挙動とプラントの安全性」7頁～15頁
SBO時の冷却シナリオ成立性確認に用いた解析コードの検証	「3号機審査質問回答」の「(No. 14) 全交流電源喪失時における1次冷却材ポンプシール部の挙動とプラントの安全性」28頁～29頁
必要な措置に係る設備の地震及び津波に対する耐性に関する事項	「3号機審査質問回答」の「(No. 4) 緊急安全対策等の防護措置の成立性」(1/2) 3頁～4頁
アクセスルート及び操作現場の健全性及び必要な措置に関する事項	「3号機審査質問回答」の「(No. 4) 緊急安全対策等の防護措置の成立性」(1/2) 4頁～6頁
運転操作、電源確保、給水確保等の時系列に関する事項	「3号機審査質問回答」の「(No. 4) 緊急安全対策等の防護措置の成立性」(1/2) 6頁
必要な作業の実施体制、要員、連絡体制に関する事項	「3号機審査質問回答」の「(No. 4) 緊急安全対策等の防護措置の成立性」(1/2) 6頁～10頁
自然現象、火災対策に関する事項	「3号機審査質問回答」の「(No. 4) 緊急安全対策等の防護措置の成立性」(1/2) 11頁～12頁
発電所構外からの燃料調達に関する事項	「3号機審査質問回答」の「(No. 12) 地震、津波及び地震・津波の重畳時における冷却継続時間の評価」11頁～18頁
伊方発電所の基準地震動Ss	「3号機ストレステスト報告書」の「4. 1 地震」 4-1-22頁～4-1-39頁
地震荷重の分離の考え方	「3号機審査質問回答」の「(No. 9) 耐震裕度評価における対象設備の選定の考え方」59頁～60頁
ミルシートを用いた許容値の算出の考え方	「3号機審査質問回答」の「(No. 7) 耐震バックチェックとストレステストの相違」22頁
蒸気発生器内部構造物耐震評価に対する考え方	「3号機審査質問回答」の「(No. 9) 耐震裕度評価における対象設備の選定の考え方」55頁～58頁

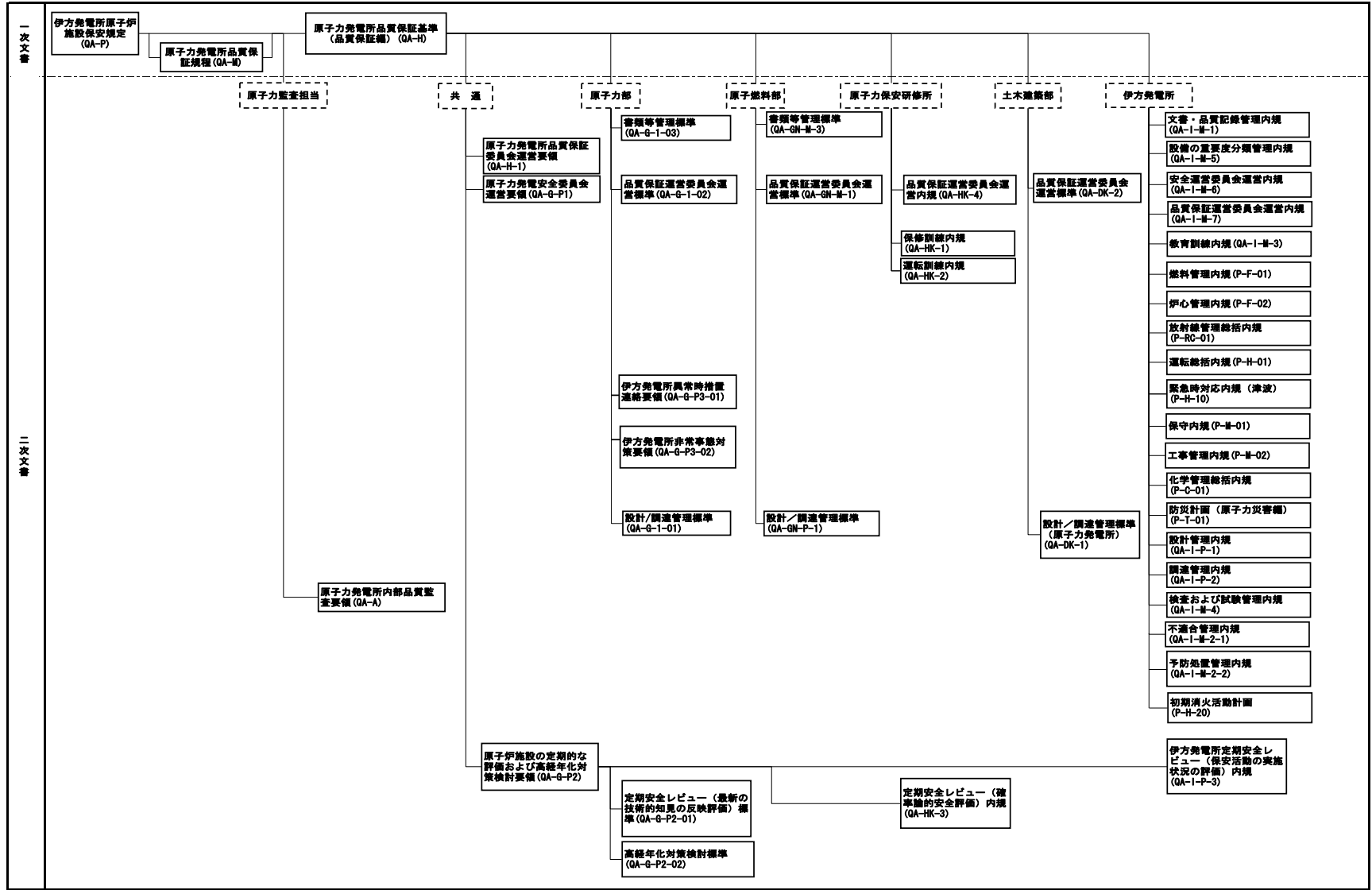
伊方発電所第1～3号機の共通事項

共通事項	3号機ストレステスト報告書 ^{※1} または3号機審査質問回答 ^{※2}
主蒸気隔離弁操作用電磁弁の機能確認済加速度に対する考え方	「3号機審査質問回答」の「(No. 9) 耐震裕度評価における対象設備の選定の考え方」68頁～69頁
建屋の許容値の考え方	「3号機審査質問回答」の「(No. 7) 耐震バックチェックとストレステストの相違」4頁～11頁
電源車の耐震評価	「3号機審査質問回答」の「(No. 7) 耐震バックチェックとストレステストの相違」31頁～34頁
消防自動車の耐震評価	「3号機審査質問回答」の「(No. 7) 耐震バックチェックとストレステストの相違」29頁～30頁
重機器支持構造物を評価対象外とする考え方	「3号機審査質問回答」の「(No. 9) 耐震裕度評価における対象設備の選定の考え方」20頁～21頁
配管支持構造物を評価対象外とする考え方	「3号機審査質問回答」の「(No. 9) 耐震裕度評価における対象設備の選定の考え方」22頁～30頁
炉心支持構造物(上部炉心支持柱および下部炉心支持柱の取付ボルト類)を評価対象外とする考え方	「3号機審査質問回答」の「(No. 9) 耐震裕度評価における対象設備の選定の考え方」31頁～33頁
炉内構造物(ラジアルサポート)を評価対象外とする考え方	「3号機審査質問回答」の「(No. 9) 耐震裕度評価における対象設備の選定の考え方」34頁～35頁
タンク、熱交換器等 補機類基礎ボルトを評価対象外とする考え方	「3号機審査質問回答」の「(No. 9) 耐震裕度評価における対象設備の選定の考え方」36頁～44頁
原子炉トリップ遮断器を評価対象外とする考え方	「3号機審査質問回答」の「(No. 9) 耐震裕度評価における対象設備の選定の考え方」54頁
浸水量の算定方法	「3号機審査質問回答」の「(No. 11) 津波評価における許容津波高さ等の設定方法他」12頁～14頁

※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伊方発電所第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)」(平成23年11月14日提出)

※2 「伊方発電所第3号機の安全性に関する総合評価(一次評価)の報告書に対する原子力安全・保安院の審査における質問回答」

原子力発電所品質保証文書体系



設計／調達管理標準 (抜粋)

3. 調達要求事項

担当GL等は、調達文書に、適宜、以下の調達要求事項を明確に記載するとともに、新規供給者に品質重要度A、Bクラスの製品または役務を調達する場合は、「伊方発電所調達管理内規」に定める「新規メーカー発注時の手引き」に示す注意点やチェックポイントに留意して調達要求事項を明確にする。

(9) 許認可申請等に係る解析業務に関する事項

a. 以下の解析業務は「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」((社)日本原子力技術協会制定)(以下、「解析ガイドライン」という。)に従って行うことを要求する。

- a) 原子炉設置変更許可申請に係る解析業務
- b) 工事計画認可申請(届出)に係る解析業務
- c) 高経年化技術評価に係る解析業務
- d) 原子力安全・保安院からの指示文書に基づく報告書に係る解析業務(耐震評価、安全性評価など)

また、供給者が使用前検査に係り解析業務を実施する場合、定期事業者検査、保安規定の確認項目に影響を及ぼし得る解析業務を実施する場合についても、解析ガイドラインに従って行うことを要求する。

6. 調達製品の検証

(1) 担当GL等は、調達製品および役務が調達要求事項を満足していることを次の事項のうち、該当する事項に基づき確認する。

e. 許認可申請等に係る解析業務の確認

(a) 「3 調達要求事項(9) a」項で要求した許認可申請等に係る解析業務について、担当GLは、解析ガイドラインに従って以下の事項を立入調査等にて確認し、その結果を記録する。この品質記録は書類等管理標準に従い管理する。

- a) 解析業務の計画書の確認
- b) 計算機プログラムの検証状況の確認(抜き取り確認)
- c) 入力根拠の作成状況の確認(抜き取り確認)
- d) 入力結果の確認状況の確認(抜き取り確認)
- e) 解析結果の検証状況(審査の実施状況、デザインレビュー等の実施状況を含む)の確認(抜き取り確認)
- f) 業務報告書の確認状況(抜き取り確認)

伊方発電所の安全性に関する総合評価に係る品質保証活動について

伊方発電所の安全性に関する総合評価に係る品質保証活動については、保安規定第3条（品質保証計画）に基づく社内規定（「原子力発電所品質保証基準」、「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、「設計／調達管理標準」という。）」）により実施するとともに、品質保証を担当している運営グループが以下のとおり「伊方発電所の安全性に関する総合評価に係る品質保証活動の取り組みについて」（以下、「計画書」という。）を作成（原子力部長承認）し、計画書に基づき解析業務の検証や総合評価の報告書の検証を実施する。

1. 計画書の策定

総合評価の報告書作成における要求事項、適用範囲、評価体制・責任と権限等を明確にするとともに、また、解析業務の検証や総合評価の報告書の検証を確実に実施するため、チェックシートの策定や解析業務について計画書に定める。

(1) チェックシートの策定

- ①「総合評価に係る解析業務の実施状況確認チェックシート」（以下、「受注者解析チェックシート」という。）（添付－1）

【使用目的】

- ・解析業務を受注者から調達する場合に受注者が解析業務を適切に実施していることを確認するためのチェックシート

- ②「総合評価に係る評価結果の確認チェックシート」（以下、「報告書等チェックシート」という。）（添付－2）

【使用目的】

- ・解析業務を自社で実施する場合に当社の担当者が解析業務を適切に実施していることを確認するためのチェックシート
- ・解析結果（解析業務を受注者及び自社でそれぞれ実施する場合）が総合評価の報告書に確実に反映されていることを確認するためのチェックシート
- ・総合評価の報告書の全般において記載内容の不備がないことを確認するためのチェックシート

(2) 解析業務

a. 受注者実施分

受注者への委託については、設計／調達管理標準に基づき受注者を選定評価し、委託手続きを実施する。

受注者が実施する解析業務の委託において品質保証向上のために遵守すべき要求事項については、設計／調達管理標準の調達要求事項を受注者に要求し、受注者が作成する業務計画書を当社は確認する。

また、受注者が実施する解析業務の検証においては、設計／調達管理標準及び計画書に基づき、受注者解析チェックシートにより検証する。

b. 自社実施分

自社で実施する解析業務については、計算機プログラムを使用する解析業務ではなく、汎用表計算ソフトウェアによる簡易な解析業務であり、個別評価項目に対する評価内容、確認箇所及び検証等を明確にした計画書に基づき実施する。

2. 解析業務等の検証

(1) 解析業務を受注者から調達する場合

解析ガイドラインを反映した設計／調達管理標準に基づき、受注者に入力根拠の作成、入力結果の確認及び解析結果の検証等を要求する。

受注者は、当社からの要求事項に基づき解析業務の手順（チェックシート）等を定めた計画書を作成し、これに基づき入力根拠の作成、入力結果の確認及び解析結果の検証等について適切に解析業務を実施する。

当社は、一連の解析プロセス（以下の①～⑥）が適切に実施されていることを全数確認する。

a. 解析プロセス

- ①解析業務の計画書の確認
- ②計算機プログラムの検証状況の確認
- ③入力根拠の作成状況の確認
- ④入力結果の確認状況の確認
- ⑤解析結果の検証状況の確認
- ⑥業務報告書の確認状況の確認

b. 解析プロセスの検証

(a)受注者が作成する解析業務の計画書の確認 （上記①）

- ・受注者は、解析プロセスにおける計算機プログラムの検証や入力結果の確認等を誰がどのような手順（チェックシート）で実施するのかなどを解析業務の計画書で明確にする。

- ・当社は、受注者が作成する解析業務の計画書の内容が、解析ガイドラインに従い解析業務の作業手順及び解析結果の検証等を計画していることを確認する。

(b) 受注者が実施する解析プロセスの確認 (上記②～⑥)

- ・受注者は、解析業務の計画書に規定された手順(チェックシート)に基づき、適切に解析プロセスが実施されていることを確認する。
- ・当社は、受注者が解析業務の計画書に規定された手順(チェックシート)に基づき、一連の解析プロセスを実施していることを全数確認する。
- ・当社は、受注者の解析業務の実績や解析業務に係る不適合事象も勘案して、上記②～⑥の解析プロセスについて、念のため出典元との照合等を抜き取りで確認する。

当社の担当者は、解析プロセスの検証結果を受注者解析チェックシートに記録し、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する。(添付－3)

(2) 解析業務を自社で実施する場合

自社で実施する解析業務は、計算機プログラムを使用する解析業務ではなく、汎用表計算ソフトウェアによる簡易な解析業務であり、上記の2.(1)項と同等の検証となるよう、計画書に基づく報告書等チェックシートにより、一連の解析プロセス(以下の①～④)が適切に実施されていることをダブルチェックで全数確認する。

- ① 計算式の検証
- ② 入力根拠の確認
- ③ 入力結果の確認
- ④ 解析結果の検証

また、解析プロセス(上記②)について、出典元との照合等をダブルチェックで全数確認するとともに、解析プロセスの検証結果を報告書等チェックシートに記録し、担当GLがその確認結果を承認する。(添付－4)

なお、解析業務の担当者間で解析データを受け渡す場合は、解析データの受け渡し前後で不整合がないように実施する。(添付－5)

(3) 既に国に報告した報告書の内容を用いる場合

a. 耐震バックチェック報告書^{*1}の報告内容を用いる場合

今回の総合評価の報告書のうち、個別評価項目の「地震」については、耐震バックチェック報告書における基準地震動を用いている。

- ・耐震バックチェック報告書については、他社の耐震安全性評価における入力データの誤りによる国からの指示文書^{*2,3}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、耐震安全性評価に問題ないことを原子力安全・保安院に報告した。(平成23年10月6日)
 - ・その後、原子力安全・保安院から当社の再点検結果は妥当なものと判断された。(平成23年11月9日)
- したがって、耐震バックチェック報告書における耐震安全性評価は解析データの入力に誤り等がなく、妥当なものであることが確認されている。

- ※1 「伊方発電所3号機「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」の改訂に伴う耐震安全性評価結果 報告書(改訂版)」 (平成23年3月4日提出)
- ※2 「九州電力株式会社玄海原子力発電所第3号機の原子炉建屋及び原子炉補助建屋の耐震安全性評価における入力データの誤りを踏まえた対応について(指示)」(平成23年7月22日付)
- ※3 「耐震安全性評価報告書の再点検について(指示)」 (平成23年8月22日付)

b. 緊急安全対策等の報告書の報告内容を用いる場合

緊急安全対策等の報告書のうち、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などについては、今回の総合評価の報告書に用いている。

- ①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 (平成23年4月25日提出)
- ②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 (平成23年6月14日提出)
- ・上記の報告書については、当社及び他社の報告内容の誤りによる国からの指示文書^{*1,2}に基づき、報告書の記載内容の誤り有無を調査し、誤りがないことを原子力安全・保安院に報告した。(平成23年11月2日)
- ・その後、原子力安全・保安院が確認した範囲では問題点はなく、当社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。(平成23年11月11日)

また、今回の総合評価の報告書にて、あらたに記載した数字や見直した数字については、計画書に基づき出典元との照合等をダブルチェックにより確認する。

- ・大容量電源車の配備容量
- ・低温停止に必要な補機類の負荷
- ・蓄電池の負荷 など

- ※1 「緊急安全対策等の報告書における誤りの有無の調査等について(指示)」 (平成23年9月15日付)
- ※2 「緊急安全対策等の報告書における誤りの有無の再調査等について(指示)」 (平成23年10月26日付)

c. 3号機ストレステスト報告書等の報告内容を用いる場合

3号機ストレステスト報告書または3号機審査質問回答のうち、伊方発電所第1～3号機の共通項目を今回の総合評価の報告書に用いる場合は、総合評価の報告書のエビデンスに識別表示し、記載内容に不備がないことを計画書に基づく報告書等チェックシートを用いてダブルチェックにより確認する。

3. 総合評価の報告書の検証

前項の2.(1)項～(3)項の解析結果等が総合評価の報告書に確実に反映されていること、及び総合評価の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計画書に基づく報告書等チェックシートにより以下のとおり確認する。

①概要等の共通事項、地震または津波等の個別評価項目における報告書等チェックシートの確認観点により、総合評価の報告書に記載された以下の内容について、原子力安全・保安院の指示文書、発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針、当社の文書管理の対象となっている文書（社内規定、系統図、完成図書など）、メーカ資料（委託報告書など）等の出典元と照合し、記載内容に不備がないことをダブルチェックにより確認する。

- ・評価の概要
- ・評価実施事項
- ・評価方法
- ・評価条件
- ・評価結果
- ・結論
- ・添付資料（イベントツリー、機器リスト、フォルトツリー等）

②担当GLは、上記①にて確認した報告書等チェックシートにより、確認項目（内容）が漏れなくチェックできていることを確認し、承認する。

以 上

- 添付－1 総合的評価に係る解析業務の実施状況確認チェックシート
- 添付－2 総合的評価に係る評価結果の確認チェックシート
- 添付－3 総合的評価の報告書作成フロー（解析業務を受注者から調達する場合）
- 添付－4 総合的評価の報告書作成フロー（解析業務を自社で実施する場合）
- 添付－5 解析業務の担当者間の解析データ受け渡しについて

担当グループ名：

平成 年 月 日

担当	副リーダー	グループリーダー

総合的評価に係る解析業務の実施状況確認チェックシート

解析業務の実施状況の確認は、「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」((社)日本原子力技術協会制定)の発注者の実施事項に基づき、受注者(解析者)の実施状況を確認する。

1. 発注件名： _____
2. 個別評価項目： _____
3. 解析業務： _____

確認者： _____

項目	確認した資料名	確認結果		備考
		チェック：レ	確認日	
解析業務の計画書の確認 ※1				
計算機プログラムの検証状況の確認(抜き取り確認)				
入力根拠の作成状況の確認(抜き取り確認) ※2				
入力結果の確認状況の確認(抜き取り確認) ※3、4				
解析結果の検証状況の確認(抜き取り確認)				
業務報告書の確認状況の確認(抜き取り確認)				
特記事項：				

注1) データセットの設定、改定等をした場合は、以下を含めて確認し、備考欄にデータセットに関する確認を実施したことを記載する。

※1 下記事項が計画書にて明確にされていること

- ・変更あるいは追加する具体的数値データ(あるいは数値データが格納されたファイル名)
- ・数値データの根拠
- ・数値データの入力が正確に実施されたことを確認する方法

※2 数値データが明確な根拠に基づき設定されていること。

※3 データ入力が行われていることが、チェックシートにより確認されていること。

※4 入力データが計画段階での設定値と一致していること。

注2) 受注者が解析業務を受注者の調達先に発注する場合は、その発注する業務に対応して、受注者が上記の項目について調達先の実施状況を確認していることの確認をもって、当社の確認とする。

sample

担当グループ名： _____
 平成 _____ 年 _____ 月 _____ 日

作成	審査	承認

総合的評価に係る評価結果の確認チェックシート

【確認者1】
 (担当)
 氏名：
 確認日：

【確認者2】
 (上位職位を含む担当以外の者)
 氏名：
 確認日：

1. 共通事項 (伊方発電所の概要等)

項目	観点	確認した資料名	確認状況 [チェック:レ]		備考 (※1等と記入し、詳細は欄外に記載)
			確認者1	確認者2	
本文	1章 概要の記載内容は指示文書に対して適切であり、誤記等はないか	・報告書 ・指示文書			
	2章 総合的評価の手法の構成および記載内容は指示文書に対して適切であり、誤記等はないか	・報告書 ・指示文書			
	3章 設備概要および多重防護の記載内容は適切であり、誤記はないか	・報告書 ・ a. 項～ b. 項の確認			
	a. 設備概要、系統等に転記ミスはないか	・原子炉設置許可変更申請書 ・緊急安全対策に係る実施状況報告書等			
	b. 評価対象時点での手順書類、設備状況となっているか	・関係手順書類 ・原子炉設置許可変更申請書 ・緊急安全対策に係る実施状況報告書等			
添付資料	2章 添付資料は適切であり、誤記はないか	・報告書 ・ a. 項～ b. 項の確認			
	a. 必要な添付資料となっているか (添付資料に漏れはないか)	・報告書本文			
	b. 評価対象時点での手順書類となっているか	・関係手順書類			
	3章 添付資料は適切であり、誤記はないか	・報告書 ・ a. 項～ d. 項の確認			
	a. 必要な添付資料となっているか (添付資料に漏れはないか)	・報告書本文			
	b. 設備概要、系統等に転記ミスはないか	・原子炉設置許可変更申請書 ・緊急安全対策に係る実施状況報告書等 ・系統図			
	c. 評価対象時点での手順書類、設備状況となっているか	・関係手順書類 ・原子炉設置許可変更申請書 ・緊急安全対策に係る実施状況報告書等			
	d. 添付資料における評価結果に影響する数値、内容は根拠のあるものであるか	・関係手順書類 ・緊急安全対策に係る実施状況報告書等 ・完本等			

備考〔特記事項等〕
※1：
※2：
※3：
※4：

2. 評価内容 (個別評価項目毎に確認すること)

個別評価項目:

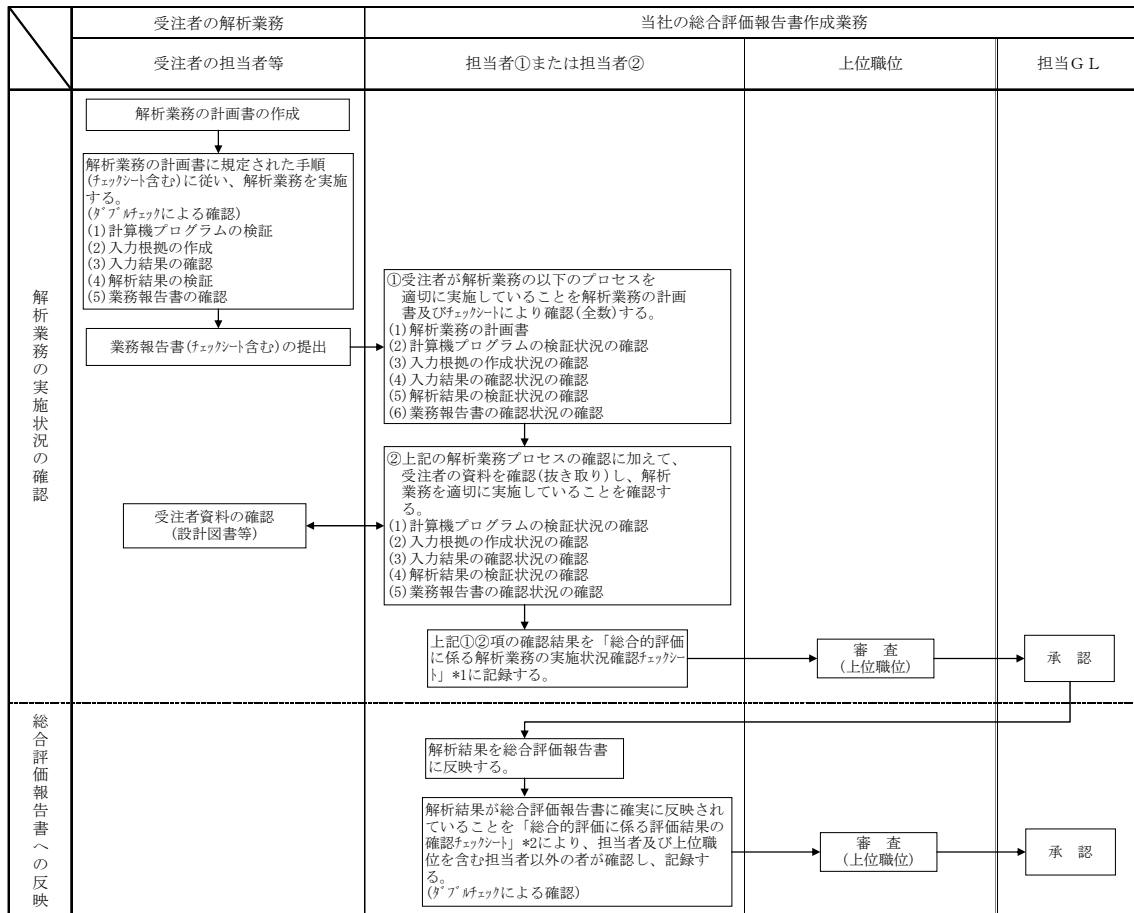
項目	観点	確認した資料名	確認状況 〔チェック:レ〕		備考 (※1等と記入し、詳細は欄外に記載)
			確認者1	確認者2	
本文	(1) 事象の概要の記載内容は適切か	・指示文書			
	(2) 評価実施事項に漏れはないか	・指示文書			
	(3) 評価方法の記載内容は適切か	・指示文書			
	(4) 評価条件は適切に設定されているか	・指示文書 ・設計・建設規格 ・審査指針			
	(5) 評価結果は適切か	・(1)項～(4)項の確認 ・a. 項～d. 項の確認			
	a. 事象の過程の特定は適切か	・工事計画書 ・原子炉設置許可変更申請書			
	b. クリフエッジの特定は適切か	・イベントツリー			
	c. 事象の過程の進展を防止する措置の効果の評価結果は適切か	・工事計画書 ・緊急安全対策に係る実施状況報告書			
	d. 評価に必要な解析は適切に実施されているか	・(a)項または(b)項の確認			
	(a) プラントメーカー等の調達先が実施した解析業務が適切に実施されているか	・「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」((社)日本原子力技術協会制定) ・総合的評価に係る解析業務の実施状況の確認結果			
	(b) 自社が実施した解析業務が適切に実施されているか (解析業務名: _____)	・①～④の確認			
	① 計算式が適正なものとなっているか (例: 手計算による検証、理論解による検証他)	・使用した汎用表計算ソフトウェア名			
	② 入力(値)の根拠を明確にしているか (例: 出典や選定方法、算出過程など)	・設計・建設規格 ・設計図書			
	③ 汎用表計算ソフトウェアへの入力(値)が正確に実施されているか	・入力リスト			
	④ 解析結果が適切であることが確認されているか (例: 手計算による検証他)	・汎用表計算ソフトウェアのアウトプット			
	(6) 評価結果、結論およびまとめを含み必要な内容が記載され、全体的に記載の不備がないか	・報告書			
添付資料	(1) 必要な添付資料(イベントツリー、機器リスト、フォールトツリー等)となっているか (添付資料に漏れはないか)	・報告書			
	(2) 添付資料の内容は適切か	・添付資料 ・設計図書 等			

備考〔特記事項等〕

- ※1:
- ※2:
- ※3:
- ※4:

注1: チェックシートの使用にあたっては、個別評価項目の内容に応じて適切に見直すこと
 注2: 指示文書は「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の実施について(指示)」(平成23年7月22日付け平成23・07・20原院第1号)をいう。

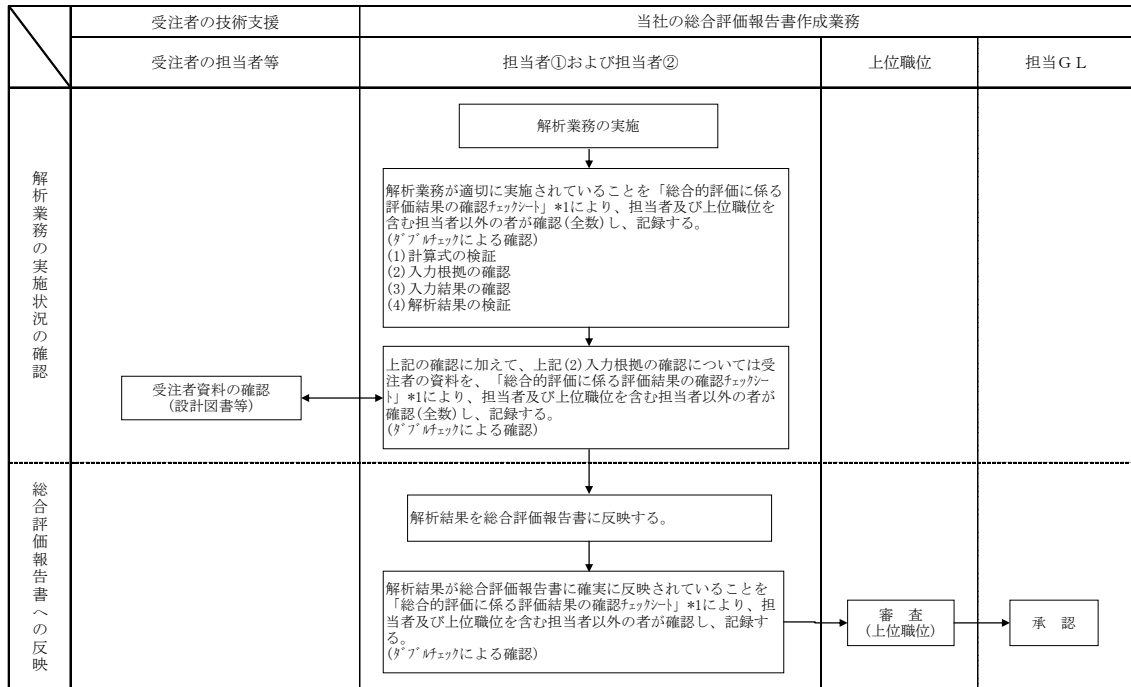
総合的評価の報告書作成フロー（解析業務を受注者から調達する場合）



- * 1 : 「総合的評価に係る解析業務の実施状況確認チェックシート」を添付-1に示す。
- * 2 : 「総合的評価に係る評価結果の確認チェックシート」を添付-2に示す。
- * 3 : 「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」((社)日本原子力技術協会制定)の解析業務の確認の観点を下表に示す。(抜粋)

確認項目	品質保証活動の実施状況の確認の観点
(1) 解析業務の計画書の確認	・ 解析業務の作業手順、解析結果の検証、業務報告書の確認等を明確にしているか。
(2) 計算機プログラムの検証状況の確認	・ 解析に使用する計算機プログラムが適性であることを確認しているか。 ・ 解析に使用する計算機プログラムの名称、バージョンは明確にしているか。
(3) 入力根拠の作成状況の確認	・ 解析毎に入力根拠を明確にしているか。
(4) 入力結果の確認状況の確認	・ 計算機プログラムへの入力が正確に実施されたことを確認しているか。
(5) 解析結果の検証状況の確認	・ 解析結果の検証を実施しているか。
(6) 業務報告書の確認状況の確認	・ 業務報告書に解析結果が適切に反映されていることを確認しているか。

総合的評価の報告書作成フロー（解析業務を自社で実施する場合）

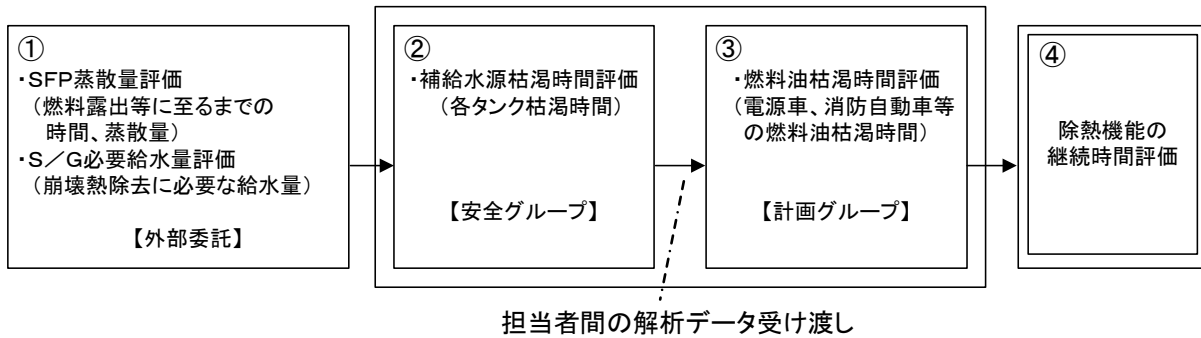


*1：「総合的評価に係る評価結果の確認チェックシート」を添付-2に示す。
 *2：「原子力施設における許認可申請等に係る解析業務の品質向上ガイドライン」(社)日本原子力技術協会制定)の解析業務の確認の観点を下表に示す。(抜粋)

確認項目	品質保証活動の実施状況の確認の観点
(1) 計算式の検証	<ul style="list-style-type: none"> 解析に使用する計算式が適性であることを確認しているか。 解析に使用する計算式の名称、バージョンは明確にしているか。
(2) 入力根拠の確認	<ul style="list-style-type: none"> 解析毎に入力根拠を明確にしているか。
(3) 入力結果の確認	<ul style="list-style-type: none"> 計算式への入力が正確に実施されたことを確認しているか。
(4) 解析結果の検証	<ul style="list-style-type: none"> 解析結果の検証を実施しているか。

解析業務の担当者間の解析データ受け渡しについて

【全交流電源喪失及び最終的な熱の逃し場(最終ヒートシンク)の喪失】



担当者間の解析データ受け渡し

汎用表計算ソフトウェアの同一Excelシートにて評価

◎SBO及びLUHSにおける水源枯渇までの時間及び必要給水流量評価

炉停止後経過時間 [日数]	SG必要給水量積算 [m3]	SG必要給水流量 [m3/h]	SFP必要給水量積算 [m3]	SFP必要給水流量 [m3/h]	全体必要水量積算値 [m3]	全体必要給水流量 [m3/h]	消防車等による注水量 [m3]	備考
0.400	△△△	△△	□□□	□□	○○○	○○		補助給水タンク枯渇 9.6時間
4.000	△△△	△△	□□□	□□	○○○	○○		2次系純水タンク枯渇 → 約4日
4.500	△△△	△△	□□□	□□	○○○	○○		
5.000	△△△	△△	□□□	□□	○○○	○○	●●●	→5日目注水量
5.500	△△△	△△	□□□	□□	○○○	○○	●●●	→6日目注水量
6.000	△△△	△△	□□□	□□	○○○	○○	●●●	→7日目注水量
6.500	△△△	△△	□□□	□□	○○○	○○		
7.000	△△△	△△	□□□	□□	○○○	○○		

安全グループ作成 (SG/SFP必要給水量積算)

計画グループ作成 (全体必要水量積算値)

上記①～④の検証については、以下のとおり

- ① 「総合的評価に係る解析業務の実施状況確認チェックシート」により、受注者が解析業務を適切に実施されていることを確認 (安全グループ)
- ② 「総合的評価に係る評価結果の確認チェックシート」(以下、「報告書等チェックシート」という。)により、自社で実施した解析業務が適切に実施していることを確認 (安全グループ)
- ③ 報告書等チェックシートにより、自社で実施した解析業務が適切に実施していることを確認 (計画グループ)
- ④ 報告書等チェックシートにより、解析結果が総合的評価の報告書に確実に反映していることを確認 (安全グループ)

上記のとおり、解析を実施する複数のグループ(担当者)間で解析データの受け渡しをする場合は、受け渡しデータを同一の汎用表計算ソフトウェア(Excelシート)で実施するなど、解析データの受け渡し前後で、桁数や単位などの整合を図ること

3. 設備概要および多重防護

原子力発電所の安全確保のために各種の技術的措置が講じられており、安全技術の土台を形成するものとして「多重防護」の考え方に立つ安全対策がとられている。

本章では、まず伊方発電所第1号機の設備概要について述べ、従来からとられてきた多重防護3層（第1層：異常発生の防止、第2層：異常の拡大防止、第3層：事故時の影響緩和）による設計基準事象への適合性について説明する。

その後で、設計基準事象を超えるシビアアクシデント対策（第4層）としてこれまで整備してきたシビアアクシデント・マネジメント対策（以下、「AM策」という。）について述べ、今回の福島第一原子力発電所事故を踏まえて、多重防護の強化策としてとられた緊急安全対策等について説明する。

3.1 設備概要

3.1.1 伊方発電所の概要

伊方発電所は、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。（添付資料－3. 1. 1）

伊方発電所には1号機から3号機の3基の原子炉があり、いずれも加圧水型原子力発電所である。3基合計の定格電気出力は202.2万kWである。

図3.1.1に伊方発電所の概要を示す。

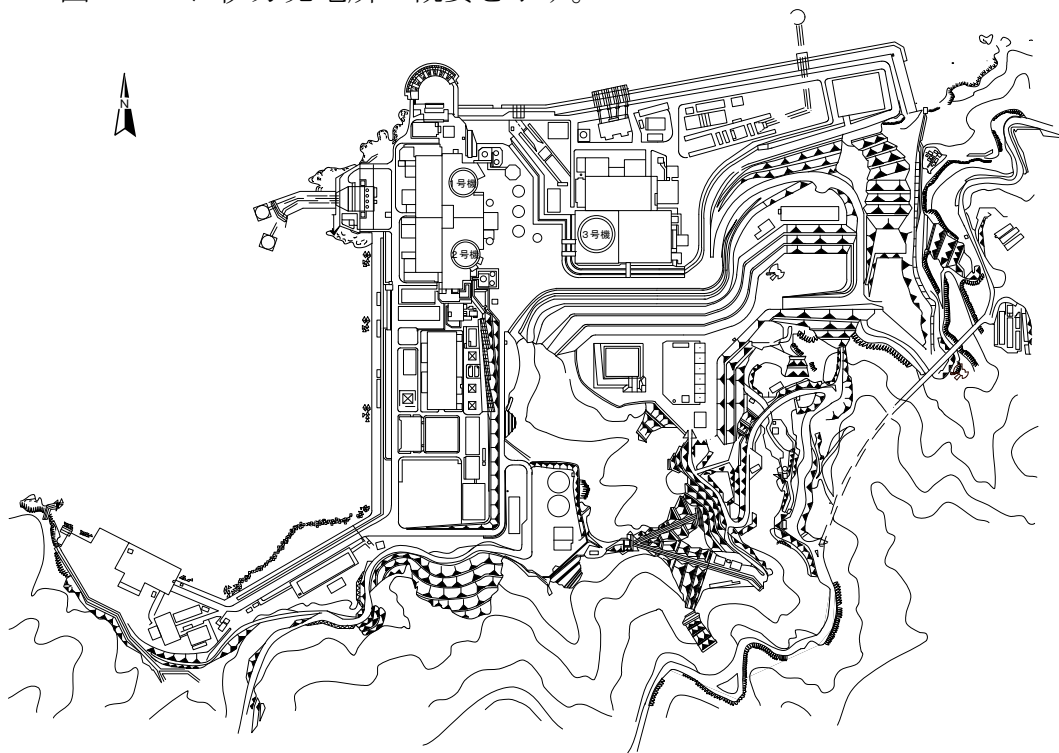


図 3.1.1 伊方発電所の概要

伊方発電所の主要な設置経緯や諸元については以下のとおりである。

【原子炉設置許可日】

- ① 伊方発電所第1号機：昭和47年11月29日
- ② 伊方発電所第2号機：昭和52年3月30日
- ③ 伊方発電所第3号機：昭和61年5月26日

【初臨界日】

- ① 伊方発電所第1号機：昭和52年1月29日
- ② 伊方発電所第2号機：昭和56年7月31日
- ③ 伊方発電所第3号機：平成6年2月23日

【営業運転開始日】

- ① 伊方発電所第1号機：昭和52年9月30日
- ② 伊方発電所第2号機：昭和57年3月19日
- ③ 伊方発電所第3号機：平成6年12月15日

【定格電気出力】

- ① 伊方発電所第1号機：56.6万kW
- ② 伊方発電所第2号機：56.6万kW
- ③ 伊方発電所第3号機：89.0万kW

3.1.2 伊方発電所第1号機の設備概要

伊方発電所第1号機は、電気出力56.6万kWのドライ型鋼製原子炉格納容器を持つ2ループ構成の加圧水型軽水炉であり、燃料には低濃縮ウランを使用している。伊方発電所第1号機の主要仕様は次のとおりである。

表 3.1 伊方発電所第1号機の主要仕様

項目		仕様
原子炉熱出力		約 165.0 万 kW
定格電気出力		56.6 万 kW
炉心	燃料集合体	121 体
	炉心全ウラン量	約 49t
	制御棒クラスタ	33 本
原子炉容器	高さ	約 11m
	内径	約 3.4m
原子炉格納容器	高さ	約 67m
	内径	約 33m
ECCS	蓄圧注入系	蓄圧タンク (2 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) ほう酸注入タンク (1 基)
	低圧注入系	余熱除去ポンプ (2 台)
化学体積制御設備		ほう酸タンク (2 基) ほう酸ポンプ (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)
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		約 360 体 (全炉心燃料の約 300%相当分)

本原子炉施設では、原子炉の停止に関する系統として自重落下式の制御棒および安全保護系等を、炉心の冷却に関する系統として1次冷却設備(以下、「1次冷却系」という。)、高圧注入系、蓄圧注入系および低圧注入系からなる非常用炉心冷却設備(以下、「ECCS」という。)、蒸気発生器(以下、「S/G」という。)、補助給水系、主蒸気系の安全弁等からなる2次系設備等を、放射性物質の閉じ込めに関する系統として原子炉格納容器、格納容器スプレイ系等を、さらにこれら安全機能をサポートする系統として電源系、原子炉補機冷却水系、制御用空気系等を備えている。伊方発電所第1号機基本系統図を図3.1.2に示す。

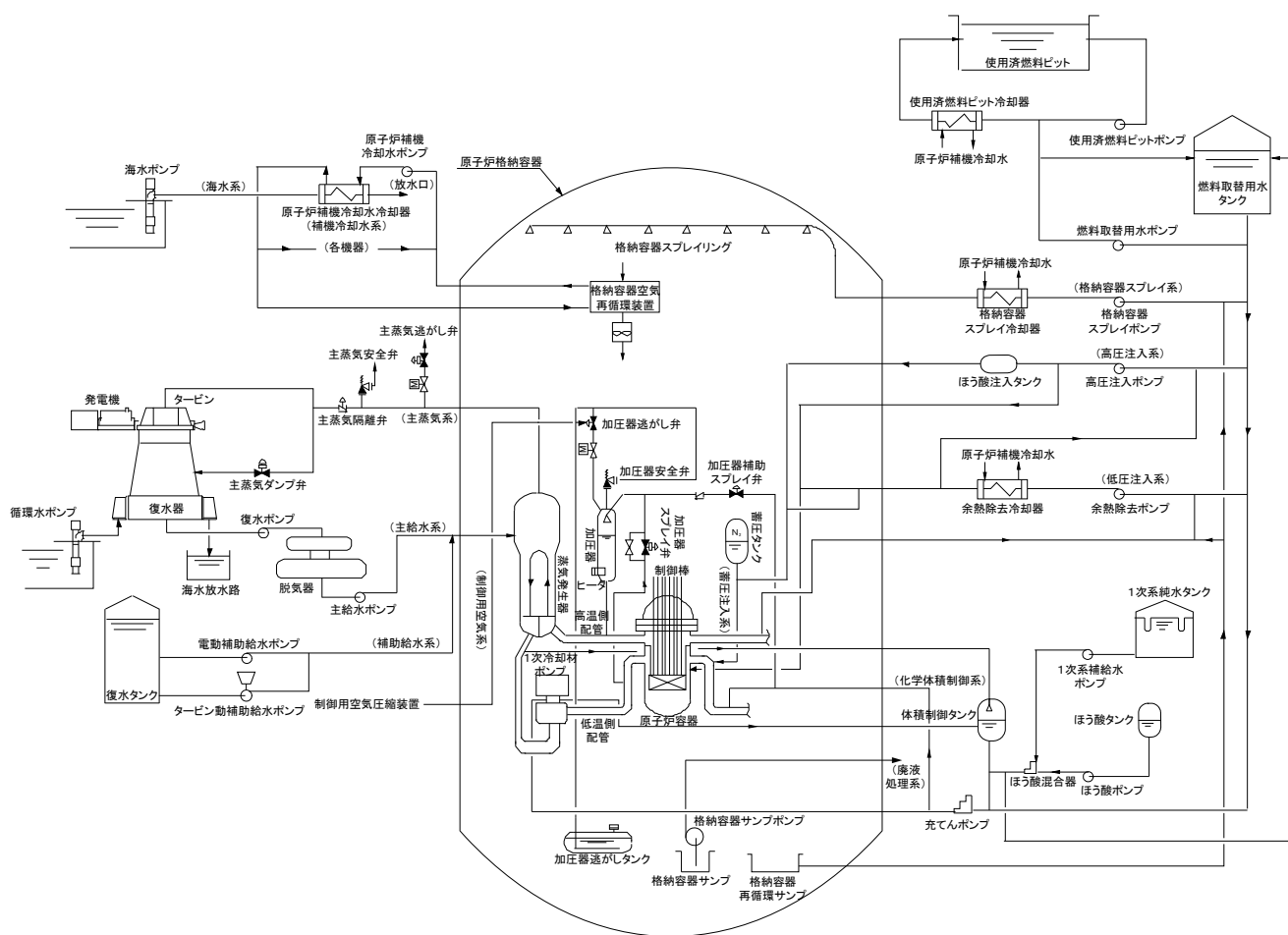


図 3.1.2 伊方発電所第1号機基本系統図

(1) 原子炉の停止に関する系統

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

a. 制御棒クラスタ

制御棒クラスタは 16 本の制御棒をスパイダ継手で一体化した構造で、原子炉内に 33 体配置している。異常状態を検知して安全保護系の信号により制御棒駆動系の電源を遮断すると、自重で落下して負の反応度を与え、原子炉を停止させる。 (添付資料－3. 1. 2)

b. 化学体積制御系

化学体積制御系は 3 台の充てんポンプによりほう酸タンクの高濃度ほう酸水を 1 次冷却系に注入するラインと燃料取替用水タンク (以下、「R W S T」という。) のほう酸水を 1 次冷却系に注入するラインにより構成され、1 次冷却系にほう酸水を注入して負の反応度を与え、原子炉を停止させる。 (添付資料－3. 1. 3)

(2) 炉心の冷却に関する系統

通常時に炉心で発生する熱は、1 次冷却系から S / G を介して蒸気を作りタービン発電機を駆動する。異常時にあつては、以下の系統により炉心を冷却する。

a. 1 次冷却系

1 次冷却系は、2 ループで構成され各ループに 1 次冷却材ポンプおよび S / G を設け、1 基の加圧器を設置している。1 次冷却系は、E C C S、余熱除去系またはタービンおよび付属設備を介して炉心を冷却することができる。この他に 1 次冷却系の過圧防止のため、加圧器安全弁、加圧器逃がし弁がある。

(添付資料－3. 1. 4)

b. 非常用炉心冷却系

E C C S は、高圧注入系 2 系統、蓄圧注入系 2 系統、低圧注入系 2 系統を設置し、高圧注入系および低圧注入系は異常状態を検知して安全保護系の信号により自動的に起動する。 (添付資料－3. 1. 5)

(a) 高圧注入系

高圧注入系は、注入時には、高圧注入ポンプによりほう酸注入タンクの高濃度ほう酸水と R W S T のほう酸水を注入し、負の反応度を与

えるとともに炉心を冷却する。再循環時には原子炉格納容器内に持ち込まれたほう酸水を、低圧注入系を介して循環し、炉心を冷却する。

(b) 蓄圧注入系

蓄圧注入系は、原子炉格納容器内に設置され、窒素ガスで加圧された蓄圧タンクにより、原子炉圧力が所定の圧力以下に低下するとほう酸水を自動的に注入し炉心を冷却する。

(c) 低圧注入系

低圧注入系は、注入時には、余熱除去ポンプによりRWS Tのほう酸水を注入し、炉心を冷却する。再循環時には、原子炉格納容器内に持ち込まれたほう酸水を熱交換器で冷却して循環し、炉心を冷却する。

c. 余熱除去系

余熱除去系は、2 系統により構成し、原子炉停止時には1次冷却材を循環して、原子炉の崩壊熱および他の残留熱を熱交換器で除熱し、炉心を冷却する。本系統は、弁の切り替えにより低圧注入系としても使用できる。
(添付資料－3. 1. 6)

d. 2次系設備

2次系設備は、S/Gを介して1次冷却系と熱交換を行うため給水系統と主蒸気系統を設けている。給水系統は電動機駆動の主給水系および安全保護系信号等により自動的に起動する2台の電動機駆動と1台の蒸気タービン駆動の補助給水系を、主蒸気系統は14台の主蒸気安全弁および2台の主蒸気逃がし弁と主蒸気ダンプ系を設置し、炉心発生熱および炉心崩壊熱を除去して炉心を冷却する。蒸気タービン駆動の補助給水系および主蒸気安全弁は、発電所内の全ての交流電源が喪失しても炉心を冷却できる。この他にタービン系への蒸気ラインを隔離するための主蒸気隔離弁とタービンを停止させるタービントリップ機能がある。

(添付資料－3. 1. 7)

(3) 放射性物質の閉じ込めに関する系統

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

a. 原子炉格納容器

原子炉格納容器は、内径約33m、高さ約67mの上部半球下部半だ円鏡円筒形（ドライ型）の鋼製格納容器である。その外周は円筒形鉄筋コン

クリートで囲まれている。原子炉格納容器内自由体積は約 40,200 m³あり原子炉冷却材喪失事故（以下、「LOCA」という。）時に放出される水蒸気および可燃性ガスは原子炉格納容器内に蓄積される。原子炉格納容器は通常運転中においても内部の巡回点検が可能である。

（添付資料－3. 1. 8）

b. 原子炉格納容器隔離弁

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

c. 格納容器スプレイ系

格納容器スプレイ系は、2系統設置し、異常状態を検知して安全保護系の信号により自動的に起動し、水蒸気を凝縮して原子炉格納容器内を除熱し放射性物質を閉じ込める。注入時は、RWS Tのほう酸水を原子炉格納容器内に配置したスプレイリングからスプレイする。再循環時は、原子炉格納容器内に持ち込まれたほう酸水を熱交換器で冷却してスプレイする。

（添付資料－3. 1. 9）

d. アニュラス空気再循環系

アニュラス空気再循環系は、アニュラス排気ファン、アニュラス排気フィルタユニット等により構成されている。

この設備は、放射性物質放出事故時に、アニュラス部を負圧に保つことによつて、二重格納の機能を果たし、またアニュラス部内空気をフィルタを通して再循環し、原子炉格納容器からの漏えい物質中に混入する放射性物質の濃度を減少させる。

（添付資料－3. 1. 10）

(4) 安全機能のサポートに関する系統

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

a. 電源系

電源系は、187kV 送電線 4 回線により送受電するとともに、非常用電源として 66kV 送電線 1 回線からも受電できる。所内電源設備は、通常時に使用する常用母線と非常時に使用する非常用母線に分離され、非常用母線は独立した 2 系統で構成される。それぞれ独立した非常用母線 2 系

統は必要な安全系機器を運転するのに十分な容量を持つ非常用ディーゼル発電機（以下、「D/G」という。）を設置し、非常用母線の電圧低下を検知して自動的に起動する。発電所の安全のため確実な電源を必要とするものは、2系統の蓄電池から直流電源を供給できる。

（添付資料－3. 1. 11）

b. 原子炉補機冷却水系

原子炉補機冷却水系は、2系統があり、主系統に冷却水を供給するためのポンプと熱交換器を配置し、熱交換器において原子炉補機冷却海水系と熱交換を行っている。

（添付資料－3. 1. 12）

c. 原子炉補機冷却海水系

原子炉補機冷却海水系は、原子炉補機冷却水系等に海水を供給するため独立した2系統がある。

（添付資料－3. 1. 13）

d. 制御用空気系

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

（添付資料－3. 1. 14）

(5) 使用済燃料の貯蔵に関する設備

a. 使用済燃料ピット

SFPは原子炉補助建家内に設け鉄筋コンクリート造とし、内面は漏水を防ぎ保守を容易にするためにステンレス鋼板で内張りした構造としている。使用済燃料は、ほう素濃度3,000ppm以上のほう酸水中で貯蔵される。

SFPの貯蔵容量は、全炉心の約300%相当分である。

b. SFP水浄化冷却系

SFP水浄化冷却系は、SFP冷却器、SFPポンプ、SFP脱塩塔、SFPフィルタ等からなり、閉回路を構成している。

この設備は、SFP内に貯蔵した使用済燃料から発生する崩壊熱の除去、SFP水の浄化機能を有する。

（添付資料－3. 1. 15）

3.2 安全設計の適合性

伊方発電所第1号機の安全設計の基本方針の妥当性は「発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針」（以下、「安全設計審査指針」という。）により判断されている。

3.2.1 自然現象に対する安全設計

自然現象に対する設計上の考慮としては、原子炉施設の安全機能を有する構築物、系統および機器は、適切と考えられる設計用地震力に十分耐えられる設計であること、地震以外の想定される自然現象（洪水・津波等）によって原子炉施設の安全性が損なわれない設計であることが要求されている。

このうち、地震に関しては、「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」（以下、「耐震設計審査指針」という。）において設計方針の妥当性について判断する際の基本方針が示されている。耐震設計上重要な施設は、敷地周辺の地質構造ならびに地震活動性等の地震学および地震工学的見地から施設の供用期間中に極めてまれにはあるが発生する可能性があり、施設に大きな影響を与えるおそれがあると想定することが適切な地震動による地震力に対して、その安全機能が損なわれないように設計されなければならないとされている。

また、地震随伴事象の津波に関しても、耐震設計審査指針の中で、施設の供用期間中に極めてまれであるが発生する可能性があると想定することが適切な津波によっても、施設の安全機能が重大な影響を受けるおそれがないことが求められている。

伊方発電所第1号機の安全設計においては、耐震設計審査指針に従って定められた設計用地震力に十分耐えられる設計であること、地震以外の想定される自然現象（洪水・津波等）によって原子炉施設の安全性が損なわれないように設計されていることを確認している。

3.2.2 設計基準事象に対する安全設計

安全機能を有する構築物、系統および機器は、通常運転の状態のみならず、これを超える異常状態においても安全確保の観点から所定の機能を果たすべきことが安全設計審査指針において求められており、異常状態、すなわち「運転時の異常な過渡変化」および「事故」について解析し、安全設計評価が行われている。

この安全設計評価は、「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」（以下、「安全評価審査指針」という。）、「軽水型動力炉の非常用炉心

冷却系の性能評価指針」および「発電用軽水型原子炉施設の反応度投入事象に関する評価指針」等に基づいて行われる。

伊方発電所第1号機の安全設計においては、上記各種指針に基づき、これら「運転時の異常な過渡変化」および「事故」について、表3.2に示す代表的な事象に対して、十分厳しい結果を与える仮定をした解析を行い、安全設計の基本方針が妥当であることを確認している。

表 3.2 設計基準事象

運転時の異常な過渡変化	a.	炉心内の反応度または出力分布の異常な変化	
		・原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き	
		・出力運転中の制御棒の異常な引き抜き	
		・制御棒の落下および不整合	
		・原子炉冷却材中のほう素の異常な希釈	
	b.	炉心内の熱発生または熱除去の異常な変化	
		・原子炉冷却材流量の部分喪失	
		・原子炉冷却材系の停止ループの誤起動	
		・外部電源喪失	
		・主給水流量喪失	
		・蒸気負荷の異常な増加	
		・2次冷却系の異常な減圧	
		・蒸気発生器への過剰給水	
		c.	原子炉冷却材圧力または原子炉冷却材保有量の異常な変化
		・負荷の喪失	
	・原子炉冷却材系の異常な減圧		
	・出力運転中の非常用炉心冷却系の誤起動		
事故	a.	原子炉冷却材の喪失または炉心冷却状態の著しい変化	
		・原子炉冷却材喪失	
		・原子炉冷却材流量の喪失	
		・原子炉冷却材ポンプの軸固着	
		・主給水管破断	
		・主蒸気管破断	
	b.	反応度の異常な投入または原子炉出力の急激な変化	
		・制御棒飛び出し	

事故	c. 環境への放射性物質の異常な放出
	・放射性気体廃棄物処理施設の破損
	・蒸気発生器伝熱管破損
	・燃料集合体の落下
	・原子炉冷却材喪失
	・制御棒飛び出し
	d. 原子炉格納容器内圧力、雰囲気等の異常な変化
	・原子炉冷却材喪失
	・可燃性ガスの発生

3.3 AM検討報告書およびAM整備報告書における対策

平成6年3月に通商産業省（当時）へ提出した「伊方発電所1号炉のアクシデントマネジメント検討報告書」（以下、「AM検討報告書」という。）および平成14年5月に経済産業省原子力安全・保安院へ提出した「伊方発電所のアクシデントマネジメント整備報告書」（以下、「AM整備報告書」という。）において整備したAM策について説明する。

3.3.1 整備したAM策

AM検討報告書およびAM整備報告書において、AM策としては、原子炉の停止機能、炉心冷却機能、放射性物質の閉じ込め機能および安全機能のサポート機能の4つの機能に分類され、以下に示す対策が整備されている。

(1) 原子炉の停止機能に係る対策

原子炉停止が必要となる異常時には、安全保護系が作動し、制御棒が自重で落下して原子炉に挿入されることにより、原子炉停止機能が確保される。この原子炉停止機能が喪失し、さらに炉心の発生熱の除去に失敗すると最終的に燃料の重大な損傷に至る。この場合の対応として、次の対策を整備している。

a. 手動原子炉トリップ

負の反応度の投入機能の観点から、手動により制御棒を落下させるとともにタービンを停止する。

b. 緊急ほう酸注入

負の反応度の投入機能の観点から、ECCSまたは化学体積制御系の高濃度のほう酸水を原子炉に注水する。

c. 緊急2次系冷却

炉心発生熱の除去機能の観点から、補助給水系を手動起動する。

d. 緊急2次系冷却の多様化

原子炉の自動停止および補助給水系の起動に失敗した場合に、主給水系を手動起動し、S/Gにより炉心発生熱を除去する。

(2) 炉心冷却機能に係る対策

原子炉停止後、炉心の冷却が必要となる異常時には、ECCS注入、ECCS再循環、漏えい箇所との隔離およびS/Gによる除熱を適切に実施することにより炉心冷却機能が確保される。この炉心冷却機能が喪失した場合、炉心からの崩壊熱除去が不十分となり、最終的に燃料の重大な損傷に至る。この場合の対応として、次の対策を整備している。

- a. 代替注入
運転員が手動でE C C Sや化学体積制御系のポンプを起動して原子炉へ注水する。
- b. 2次系強制冷却による低圧注入
原子炉が高圧状態において高圧注入系による注水に失敗した場合の対応として、主蒸気逃がし弁を使用した2次系からの除熱で原子炉を冷却・減圧し、蓄圧注入系および低圧注入系により原子炉へ注水する。
- c. 2次系強制冷却による低圧再循環
高圧注入系の再循環に失敗した場合の対応として、主蒸気逃がし弁を使用した2次系からの除熱で原子炉を冷却・減圧し、低圧注入系の再循環により原子炉へ注水する。
- d. 2次系強制冷却によるサンプル水冷却
原子炉が高圧状態において格納容器スプレイ系が作動失敗した場合の対応として、主蒸気逃がし弁を使用した2次系からの除熱で1次系を通じて原子炉格納容器に流出する再循環水を冷却し、沸騰を防止する。
- e. 水源補給による注入継続
注入水源であるR W S Tへほう酸水を補給し、E C C S注入機能により原子炉へ注水して、E C C S再循環機能の復旧のための時間余裕を確保する。
- f. 代替格納容器気相冷却
余熱除去冷却器の機能喪失に対応できるように、格納容器スプレイ系が作動失敗した場合でも、原子炉格納容器空気再循環系を起動して除熱し、E C C S再循環機能の復旧のための時間余裕を確保する。
- g. 1次系注水・減圧
原子炉へほう酸水を補給しながら冷却・減圧して漏えいを抑制し、余熱除去系により長期的に冷却する。
- h. 代替給水
補助給水系が故障した場合に、主給水系を手動起動する。
- i. 2次系水源補給
補助給水系の水源へ水を補給または別の水源から水を供給する。
- j. フィードアンドブリード（炉心への給水および排水）
原子炉への高圧注入系による注水と加圧器逃がし弁からの排水により、炉心崩壊熱を除去する。
- k. 主蒸気ダンプ系の活用
高圧注入系の多重故障等により炉心の冷却に失敗し、さらに主蒸気逃

がし弁を用いたS/Gによる除熱に失敗した場合に、主蒸気ダンプ系を用いてS/Gによる除熱を行い、原子炉を冷却、減圧することにより、低圧注入系で注水または再循環を行う。

l. 代替再循環

ECCS再循環に失敗した場合に、代替再循環ポンプによる炉心注入を行う。

m. 格納容器内自然対流冷却

格納容器スプレイ系の作動に失敗し、原子炉格納容器圧力が異常に上昇した場合に、原子炉格納容器空気再循環系に原子炉補機冷却水を通水し、原子炉格納容器内の水蒸気を凝縮させ原子炉格納容器内の雰囲気冷却する。

n. 代替補機冷却

原子炉補機冷却水系の機能が喪失した場合に、原子炉補機冷却水系で冷却している高圧注入ポンプ、余熱除去ポンプ等の機器の停止および2次系強制冷却を実施するとともに、必要に応じてポンプ間欠運転を行うことにより時間余裕を確保し、その間に消火水系を余熱除去ポンプの原子炉補機冷却水系に接続し、余熱除去ポンプの運転を再開する。

o. クールダウン&リサーキュレーション

S/G伝熱管損傷等が発生し、漏えい箇所の隔離に失敗した場合に、ECCS等により原子炉への注水を確保しつつ、主蒸気逃がし弁等を用いたS/Gによる除熱および加圧器逃がし弁等による原子炉の減圧を実施して漏えいを抑制するとともに、余熱除去系により長期的に炉心を冷却する。さらに、余熱除去系による冷却に失敗した場合はRWS Tへほう酸水の補給を行い、フィードアンドブリードによりECCS再循環を実施する。

(3) 放射性物質の閉じ込め機能に係る対策

放射性物質の閉じ込めが必要となる異常時には、原子炉格納容器からの除熱、原子炉格納容器隔離を適切に実施することにより放射性物質の閉じ込め機能が確保される。この放射性物質の閉じ込め機能が喪失した場合、原子炉格納容器内の圧力上昇等により原子炉格納容器の健全性が脅かされる。この場合の対応として、次の対策を整備している。

a. 代替格納容器気相冷却

原子炉格納容器空気再循環系を起動して除熱し、格納容器スプレイ系の復旧のための時間余裕を確保する。

b. 格納容器手動隔離

原子炉格納容器隔離弁が自動的に閉止されていない場合に手動で閉止する。

c. 格納容器内自然対流冷却

(2) m. と同様。

d. 格納容器内注水

炉心損傷を検知し、さらに格納容器スプレイ系の作動に失敗した場合に、ろ過水タンクの水を消火ポンプにより、あるいは原水貯槽の水を重力により格納容器スプレイ系のスプレイリングからスプレイすることにより、原子炉格納容器内に注水し、崩壊熱により発生する水蒸気を格納容器内自然対流冷却等により凝縮する。

さらに、格納容器スプレイおよび格納容器内自然対流冷却の両方に失敗した場合でも、前述の水源を使用してスプレイリングからスプレイすることで、崩壊熱をそのスプレイ水に蓄熱して圧力上昇を抑制することができる。これにより、格納容器スプレイ系または格納容器内自然対流冷却の復旧のための時間余裕を確保する。

e. 1次系強制減圧

高圧注入系の作動失敗およびS/Gによる除熱失敗により原子炉が高圧状態になった場合に、加圧器逃がし弁を手動で開放して原子炉を減圧することにより原子炉格納容器雰囲気直接加熱^{*}の発生を防止する。

※：原子炉格納容器雰囲気直接加熱とは、1次系が高圧状態で原子炉容器が破損することにより、高温の溶融物が噴出・分散放出され、溶融物の微細化により雰囲気ガスへの熱移動および化学反応が促進され、格納容器内雰囲気が溶融物から直接加熱される現象をいう。このとき、雰囲気の急速な加圧が生じ、格納容器が過圧破損する可能性がある。

(4) 安全機能のサポート機能に係る対策

安全機能が要求される異常時には、非常用所内電源系、直流電源系、原子炉補機冷却水系、原子炉補機冷却海水系および制御用空気系等により、安全機能のサポート機能を確保する。この安全機能のサポート機能が喪失した場合、電源、冷却水および制御用空気等サポート機能に依存する機器に期待できなくなる。この場合の対応として、次の対策を整備している。

a. 電源復旧

動力用の交流電源が全て喪失した場合に、中央制御室あるいは現地においてD/Gの起動等により非常用母線への電源回復を試みる。

b. 直流電源確保

動力用の交流電源が全て喪失した場合に、事象収束に不要な直流電源

からの負荷を切り離して蓄電池を効果的に利用する。

c. 号機間電源融通

電源系の復旧が遅れた場合でも安全機能を支えることができるように、隣接する原子炉施設間で動力用の交流電源を融通する。

d. 補機冷却水系回復

原子炉補機冷却水系に異常が発生した場合に、原子炉補機冷却水系の回復を図るとともに必要な機器への冷却水を確保する。

e. 代替補機冷却

(2) n. と同様。

f. 代替制御用空気供給

制御用空気系喪失時に所内用空気系から供給を受ける。

3.3.2 実施体制の整備

伊方発電所においては、異常兆候発生段階から必要に応じて発電所内に対応組織を招集する体制を整えており、また、発電所周辺に異常に放射性物質が放出されるような災害が発生した場合、あるいはそのおそれがあるような万一の事態に備えて伊方発電所原子力事業者防災業務計画を定め、このような事態に対応する組織（以下、「災害対策本部」という。）の設置やその際の指揮命令系統を明確にするとともに、災害対策本部の設置場所や対応に必要なと考えられる設備、資機材の準備等を行っている。

(1) 実施組織

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

(添付資料－3. 3. 1)

a. 対応操作を行う組織

当直長以下の運転員は、中央制御室に24時間の当直体制で常にプラントの監視、運転操作等を行っており、異常兆候が発生した場合の事態収束およびシビアアクシデント・マネジメントに係わる対応操作を行う。

b. 支援組織

シビアアクシデント・マネジメントを実施する組織は、異常事態の深刻さに応じて連続的に対応することが必要であり、また、既存の組織との重複などの組織上の混乱をもたらす要因を排除する観点から、支援

組織が通報連絡、技術評価、放射線測定等を実施することによって中央制御室の運転員を支援する。

(2) 要員の招集

運転員は24時間の当直体制を行っており、異常兆候が発生したことを中央制御室の当直長が確認した場合には、必要な措置を講ずるとともに、平日、夜間、休日を問わず、あらかじめ定めた連絡体制に基づき、必要な要員が招集され、中央制御室とは別に、技術支援等を行う体制を確立する。さらに、この異常兆候が拡大し原子力災害が発生するおそれがある場合あるいは発生した場合には、発電所長は伊方発電所原子力事業者防災業務計画に基づき、要員を招集し、災害対策本部を設置する。災害対策本部が設置された場合、中央制御室の運転員を除く災害対策本部全体が支援組織として機能することとなり、シビアアクシデント・マネジメントのための体制が確立される。

伊方発電所では、24時間体制で連絡責任者および連絡当番者を選任し、災害対策本部要員の招集が必要な際に、一斉連絡装置等を用い、招集を行うこととしている。また、連絡訓練等を適宜実施し、円滑な要員の招集が可能なことを確認している。
(添付資料－3. 3. 2)

(3) 施設、設備等

伊方発電所において、発電所災害対策本部は、以下の特徴を持つ総合事務所2階(EL. 14.3m)の緊急時対策所に設置される。なお、総合事務所はSsの1.5倍までの地震動に対しても問題ないことを確認している。

(添付資料－3. 3. 3)

- ・大地震直後においても、初動対応や執務機能を維持できる免震構造の採用
- ・緊急時対策所には、放射線遮へい設計に加え、放射性ヨウ素除去フィルタを有する換気空調設備を設置
- ・災害時におけるライフラインを確保するため、災害対策活動に必要な電力、給水、排水の機能が維持できる設備を設置

また、緊急時対策所には、プラント状態の把握、技術評価、AM策の検討、線量評価、外部への通報連絡等、シビアアクシデント・マネジメントの実施に必要な以下の資機材をあらかじめ整備している。

a. 通信連絡設備

電話（社内、社外への専用連絡回線）、FAX（社内、社外への専用連絡回線）、運転指令装置、無線設備、一斉連絡装置（主要要員の所持する携帯電話に一斉呼び出しするシステム）

b. 安全パラメータ表示装置

原子炉出力、1次冷却系圧力・温度、原子炉格納容器圧力・温度等のプラント運転データの収集、VDU表示するシステム

c. 放射線総合管理システム

放射線モニタ、気象データの収集、VDU表示をするとともに、収集した情報等に基づき、環境への放射能影響評価を行うシステム

d. 手順書類

故障・事故処理内規、アクシデントマネジメントガイドライン等の必要な手順書類

e. 技術図書類

系統図、安全保護系ロジック一覧、プラント配置図等

この他、原子炉施設内での作業、防護活動に必要な放射線測定器、マスク、作業服等を緊急時対策所、放射線管理区域への出入管理室等に整備している。

(4) 計測設備の利用可能性

シビアアクシデント時には、パラメータの計測範囲や計測設備のおかれる環境が通常時と異なることが予想されるため、AM策を実施する上で必要となるパラメータについては、計測範囲や耐環境性を確認するとともに、必要な計測設備を整備している。また、安全上特に重要なパラメータについては、緊急時対策所にも表示できる。

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

(5) 通報連絡等

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

設置される。

(添付資料－ 3. 3. 4)

3.3.3 手順書類の整備

シビアアクシデント・マネジメントが必要な状況では、中央制御室の運転員が対応操作を行い、支援組織がさまざまな形で運転員を支援する活動を行う。このため、シビアアクシデント発生時に使用する手順書としては、役割分担および事象の進展状況に応じ、中央制御室の運転員用、支援組織用として以下のとおり整備している。(添付資料－ 3. 3. 5)

(1) フェーズ I AM用手順書

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

(2) フェーズ II AM用手順書

事象の進展が急速であり支援組織からの支援が期待できない場合等を考慮して、中央制御室の運転員が炉心損傷の影響を緩和するための対応を実施する手順について故障・事故処理内規（第三部）に記載している。

また、炉心損傷に至った際に支援組織において技術評価を行う調査復旧班および運転班が使用し、事故の進展防止、影響緩和のために実施すべき AM策を、総合的観点から判断、選択できるようアクシデントマネジメントガイドラインを整備している。また、適切な AM策を選択するために必要な、様々な技術的情報等を知識データベースに整理してとりまとめている。

3.3.4 教育等の実施

伊方発電所災害対策本部員に対し、シビアアクシデント・マネジメントを実施する際の役割に応じたアクシデントマネジメントに関する教育等を実施している。(添付資料－ 3. 3. 6)

(1) 中央制御室の運転員

中央制御室の運転員を対象に、机上教育にて、シビアアクシデント時の

物理現象やプラント挙動、AM策の概要等の教育を年1回実施している。
また、班長以上を対象に、アクシデントマネジメントガイドラインを用いた代表的な事故シナリオ進行時のAM策検討についての教育や炉心損傷以降において運転員に必要な知識に関する教育を年1回実施している。

さらに、当社や株式会社原子力発電訓練センターのシミュレータにおいて、対応操作訓練を実施している。

(2) 支援組織の要員

支援組織の全要員を対象に、シビアアクシデントの概要、AM策の概要、支援組織の位置付けおよび手順書の構成等についての教育を年1回実施している。

また、支援組織の中でも、調査復旧班および運転班等については、アクシデントマネジメントガイドラインを用いた代表的な事故シナリオ進行時のAM策検討についての教育を年1回実施している。

さらに、支援組織の中でも、総括および運転班については、炉心損傷以降において運転員に必要な知識に関する教育を年1回実施している。

3.4 緊急安全対策

原子力発電所は、多重防護の考え方に基づき安全を確保する設計としている。しかしながら、福島第一原子力発電所事故では、東北地方太平洋沖地震とそれが引き起こした津波により安全機能の広範な喪失が一時に生じ、多重防護の各層が次々と破られたため、炉心の損傷にまで至る結果となった。

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

以下に、平成23年4月25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緊急安全対策に係る実施状況報告書」（以下、「実施報告書」という。）で報告した伊方発電所第1号機に係る安全対策に加え、実施報告書提出以降に実施した安全対策の実施状況の概要についても示す。

3.4.1 津波発生によるPWRプラントにおける想定事象

極めて大きな津波により、3つの機能喪失を想定した場合のPWRプラント挙動について検討した。

全交流電源喪失に伴い、蓄電池から中央制御室等のプラント監視上必要な箇所に給電が開始されるが、蓄電池容量には限りがあるため、一定時間が経過した以降は蓄電池が枯渇し、プラント監視機能の喪失が考えられる。

また、全交流電源喪失とほぼ同時に、タービン動補助給水ポンプが起動し、S/G 2次側への給水が行われ、S/Gを介して原子炉の冷却が行われる。当該ポンプは復水タンク等を水源としているが、タンクへの新たな給水がなければ、タンクの水は枯渇し、以降、S/Gによる冷却は期待できなくなる。その結果、1次冷却材の温度および圧力が上昇することにより炉心内の冷却材が減少し、最終的には炉心が露出し、損傷に至ることが考えられる。

一方、SFPについては、冷却機能が喪失することによりピット水温は徐々に上昇し、沸騰状態となると水量は次第に減少し、SFPへの新たな給水がなければ使用済燃料が露出し、損傷に至ることが考えられる。

津波発生時の想定事象（緊急安全対策実施前）を図3.4.1に示す。

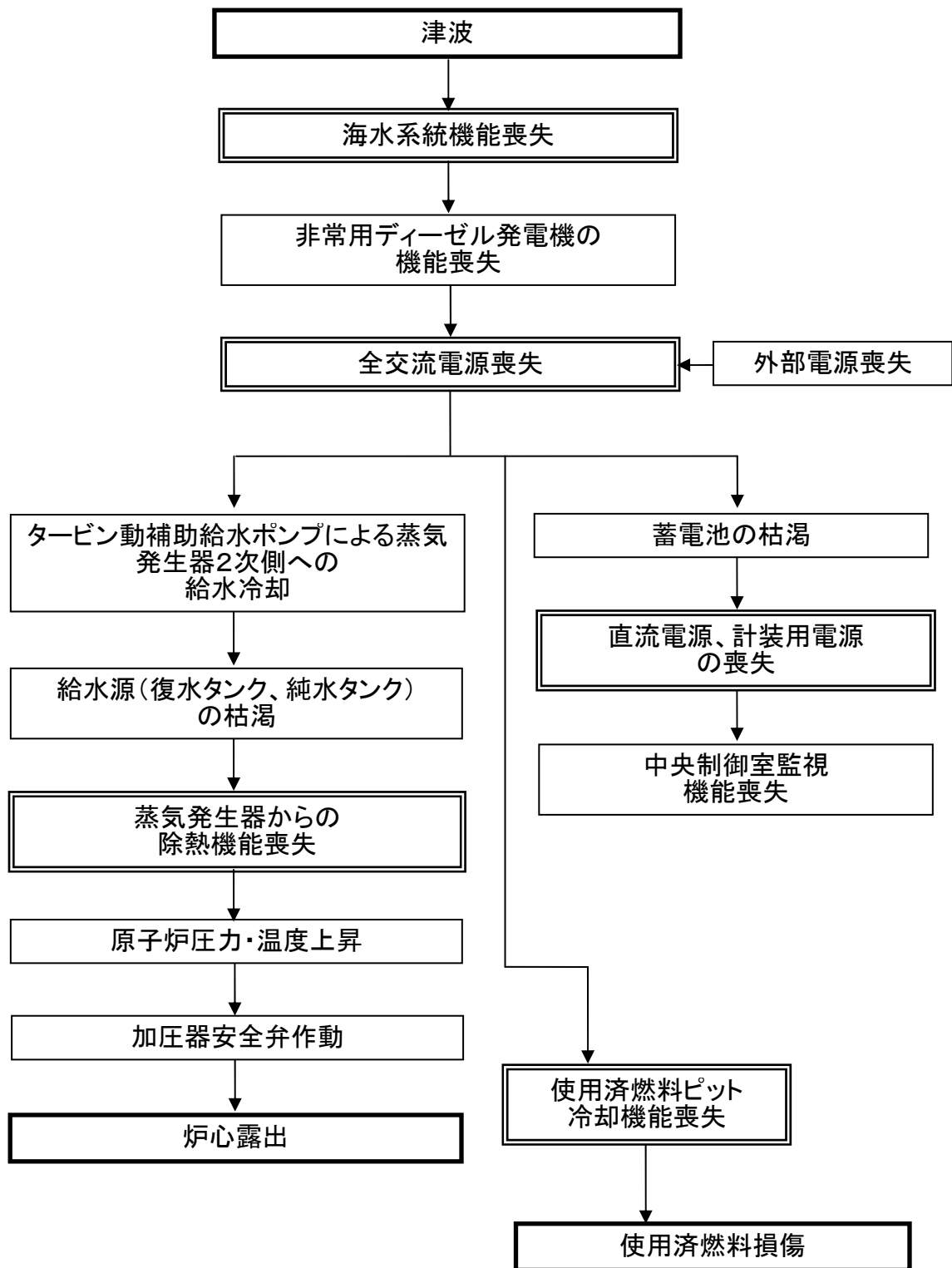


図 3.4.1 津波発生時の想定事象（緊急安全対策実施前）

3.4.2 想定事象に対する対応シナリオ

こうした状況にプラントが至らないよう、前述の評価も踏まえ、津波により3つの機能を全て喪失した場合においても、継続的に原子炉および使用済燃料を冷却するために、以下の対応を行うこととした。

- (1) 電源車等による電源応急復旧
- (2) S/Gへの給水確保
- (3) SFPへの水補給
- (4) 代替海水供給

以上の対応を具体的に実現するための、概略シナリオについては以下のとおりであり、津波発生時の対応シナリオ（緊急安全対策実施後）を図3.4.2に示す。

全交流電源喪失時の運転操作としてタービン動補助給水ポンプおよび主蒸気逃がし弁を用いた減温、減圧手順を確立している。これらの手順の成立性を確認するために、解析コードを用いてプラント挙動解析を実施し、速やかに1次冷却系の減温、減圧を行うことで、炉心冷却は適切に維持され、安定な状態（1次冷却材温度約170℃、圧力約0.7MPa）に移行することが可能であることを確認している^{※1}。

〔 ※1：「3号機審査質問回答」の「(No. 14) 全交流電源喪失時における1次冷却材ポンプシール部の挙動とプラントの安全性」28頁～29頁参照 〕

ここで、全交流電源喪失時に発生する1次冷却材ポンプシール部の冷却機能の喪失により生じるシール部からの漏えい量について評価し、プラント挙動解析の初期条件として考慮した^{※2}。

(添付資料－3.4.1)

〔 ※2：「3号機審査質問回答」の「(No. 14) 全交流電源喪失時における1次冷却材ポンプシール部の挙動とプラントの安全性」7頁～15頁参照 〕

(1) 電源車等による電源応急復旧

全交流電源喪失後、蓄電池から中央制御室等のプラント監視上必要な計器類への給電は限られた時間しか期待できないため、早期に電気を供給できるよう、電源車または隣接する変電所から中継端子盤を介した給電用ケーブルを安全系高圧母線負荷側につなぎ込み、継続的に原子炉および使用済燃料の冷却が行えるようにする。

(添付資料－3.4.2)

(2) S/Gへの給水確保

タービン動補助給水ポンプによる炉心の崩壊熱の除去を継続するためのS/G 2次側への給水については、通常、復水タンク内の水により実施するが、事態が長期に亘る場合には、他の水源から必要な水を確保する。

(添付資料－3. 4. 3)

(3) SFPへの水補給

SFPの冷却機能が喪失することによるSFP水温の上昇と、それに伴うSFP水量の減少を補うため、事象発生時に実施可能な手段を選択し、SFPへ水を補給する。

(添付資料－3. 4. 4)

(4) 代替海水供給

海水ポンプの代替としての海水取水用水中ポンプの設置または海水ポンプモータを予備品に取替えることにより、原子炉補機冷却水冷却器およびD/Gに海水を供給し、余熱除去系による炉心冷却およびSFP水浄化冷却系によるSFP冷却（プラント停止時）に切り替える。さらに、原子炉を1次冷却材温度93℃以下（以下、「低温停止」という。）の状態に安定的に移行させる。

(添付資料－3. 4. 5)

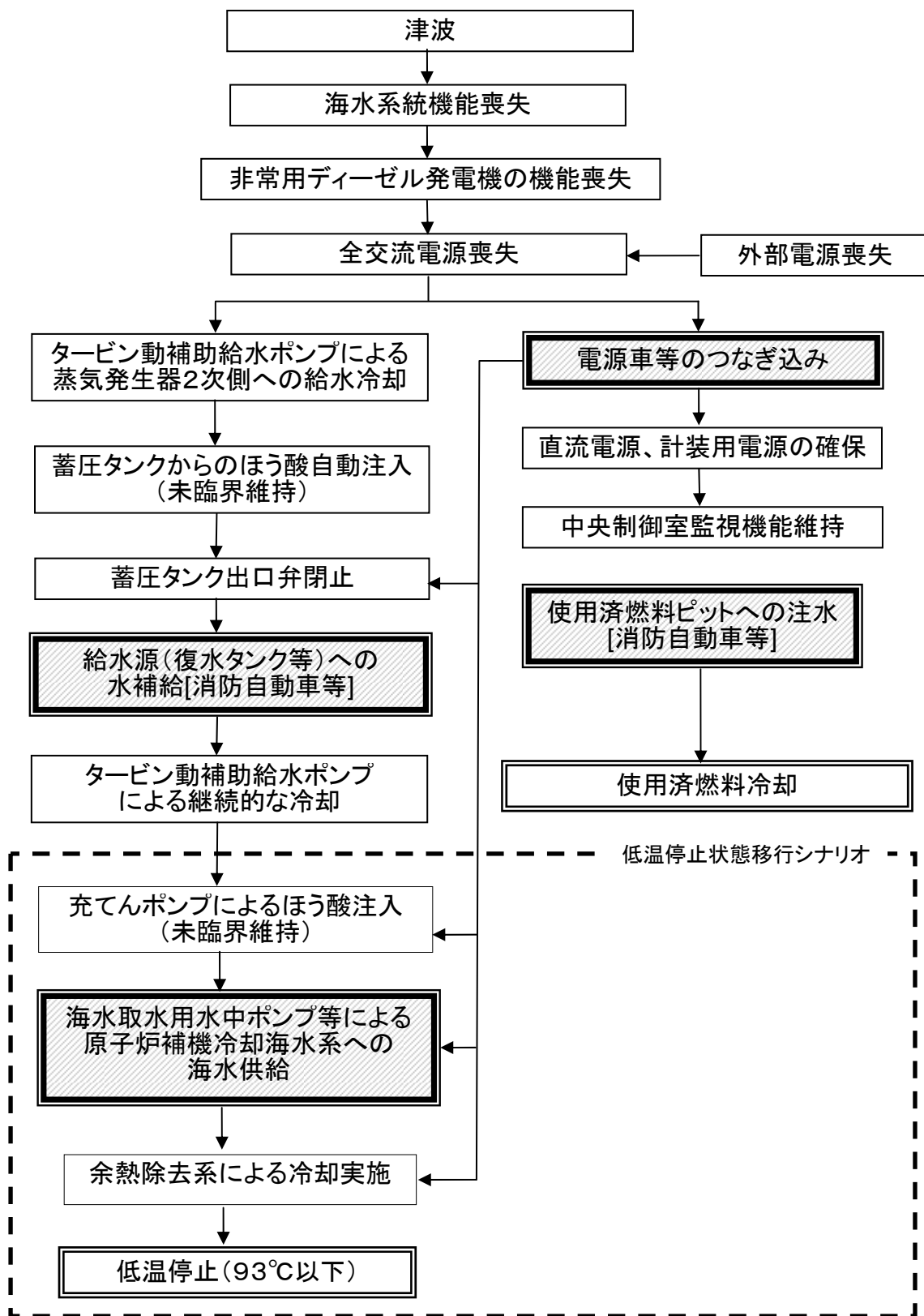


図 3.4.2 津波発生時の対応シナリオ（緊急安全対策実施後）

3.4.3 緊急安全対策の実施

3つの機能が喪失した場合においても、3.4.2に示した対応シナリオにより、炉心損傷および使用済燃料の損傷を防止し、放射性物質の放出を抑制しつつ原子炉施設の冷却機能の回復を図るため、直ちに講じるべき対策として以下のとおり、緊急安全対策を実施した。

(1) 電源車の配備

外部電源およびD/Gによる電源が確保できない場合に、炉心を安定的に冷却し、原子炉の状態監視等を行うための緊急時の電源を確保するため、電源容量 300kVA の電源車および必要な資機材を実施報告書提出までに地震、津波の影響を受けない場所 (EL. 32m) に配置した。

その後、必要な電力をさらに安定的に供給することができるよう、電源容量 1,825kVA の電源車および必要な資機材を地震、津波の影響を受けない場所 (EL. 32m) に配置した。 (添付資料-3.4.6)

なお、1,825kVA の電源車は配備場所でのケーブル接続が可能であるが、さらに作業時間の短縮等を図るため、電源ケーブル恒設化、ケーブル接続方法の改善などを実施した。

(2) 消防自動車等の配備

復水タンク、2次系純水タンク、または、SFPに

- ・ろ過水タンクA、ろ過水タンクBおよび脱塩水タンク1号(以下、総称して「淡水タンク」という。)から淡水を補給するため、
- ・EL. 10m以下の海水取水箇所から海水を補給するため、

消防自動車、可搬型消防ポンプおよび必要な資機材を実施報告書提出までに地震、津波の影響を受けない場所 (EL. 32m) に配置し、その後、予備として消防自動車を追加配備した。

また、実施報告書提出後、緊急安全対策の実行性向上策として、消防自動車等からSFPへ直接給水できる恒設の補給水配管を敷設した。

さらに、津波に伴うがれき等の散乱により、消防自動車等をEL. 32mから移動させることが困難な場合を想定し、可搬型消防ポンプを建屋内に4台配備するとともに可搬型消防ポンプを約2日間運転するために必要な燃料(ガソリン)を、屋外EL. 32mに配備(鉄製の容器で保管)した。配備した可搬型消防ポンプは、海水取水箇所(屋外EL. 10m以下)への運搬性を考慮し、3号機原子炉建屋内(EL. 10m)に保管することとしているが、現在、保管場所の水密扉化工事を実施しているため、本工事が終了(平成24年5月末予定)するまでの間は、緊急安全対策にてシール施工を実施済みの

2号機原子炉補助建家（EL. 10m）の防水区画内に暫定配備し、運搬用台車とともに平置き保管している。さらに、浸水等により、当該可搬型消防ポンプが使用できない場合に備え、屋外 EL. 32m に予備の可搬型消防ポンプ（4台）を保管している。（添付資料－3. 4. 7）

(3) 水密性の向上

タービン動補助給水ポンプ、蓄電池等のS/Gの除熱に必要な安全上重要な機器が設置されているエリアの建屋入口扉等にシール施工等を行うことにより、水密性の向上を図った。

(4) 外部電源の多様化

外部電源の多様化を図るため、発電所に隣接する変電所から構内まで配電線（6,600V）を敷設した。

(5) 海水取水用水中ポンプの配備

海水ポンプの代替として、原子炉補機冷却水冷却器およびD/Gに海水を供給し、余熱除去系による炉心の冷却およびSFP水浄化冷却系によるSFPの除熱を継続して行うため、海水取水用水中ポンプおよび必要な資機材を地震、津波の影響を受けない場所（EL. 32m）に配備した。

(6) 海水ポンプモータ予備品の配備

浸水等により、海水ポンプモータが使用不能となった場合を想定し、海水ポンプモータ予備品を津波の影響を受けない高台（EL. 84m）に配備した。

資機材の配置については、地震、津波の観点で、配置場所として最も適切な場所であると考えられる EL. 32m の高台に配備しているが、想定外の事象を考慮して以下のとおり分散配置している。

- ・ 1～3号機用電源車（1825kVA）を各プラント側に配置するとともに、3号機用（2台）は6m程度離隔して配置
- ・ 予備電源車（300kVA）は1825kVA電源車から離れた位置（EL. 32m）に配置
- ・ 消防自動車は1台をEL. 32mの高台から離れた位置（EL. 20m）に配置
- ・ 可搬型消防ポンプは原子炉補助建家内とEL. 32mの高台に保管
- ・ 海水ポンプモータ予備品を海水取水用水中ポンプから離れた高台（EL. 84m）に保管

（添付資料－3. 4. 8）

上記対策を実施することにより、炉心およびSFPを安定的に冷却させることが可能となった。また、3.5で述べる「シビアアクシデントへの対応」で実施したものも含め、実施報告書提出以降に実施した対策により、万一、3つの機能が喪失した場合でも迅速に事故対応活動を実施し、実施報告書提出時点においても可能であった原子炉の低温停止状態までの移行をさらに安定的に実現することが可能となり、継続的に原子炉および使用済燃料の冷却が行えることとなった。

図3.4.3に平成23年4月25日（実施報告書提出）時点の緊急安全対策の概要、図3.4.4に平成24年4月30日時点の緊急安全対策の概要を示す。

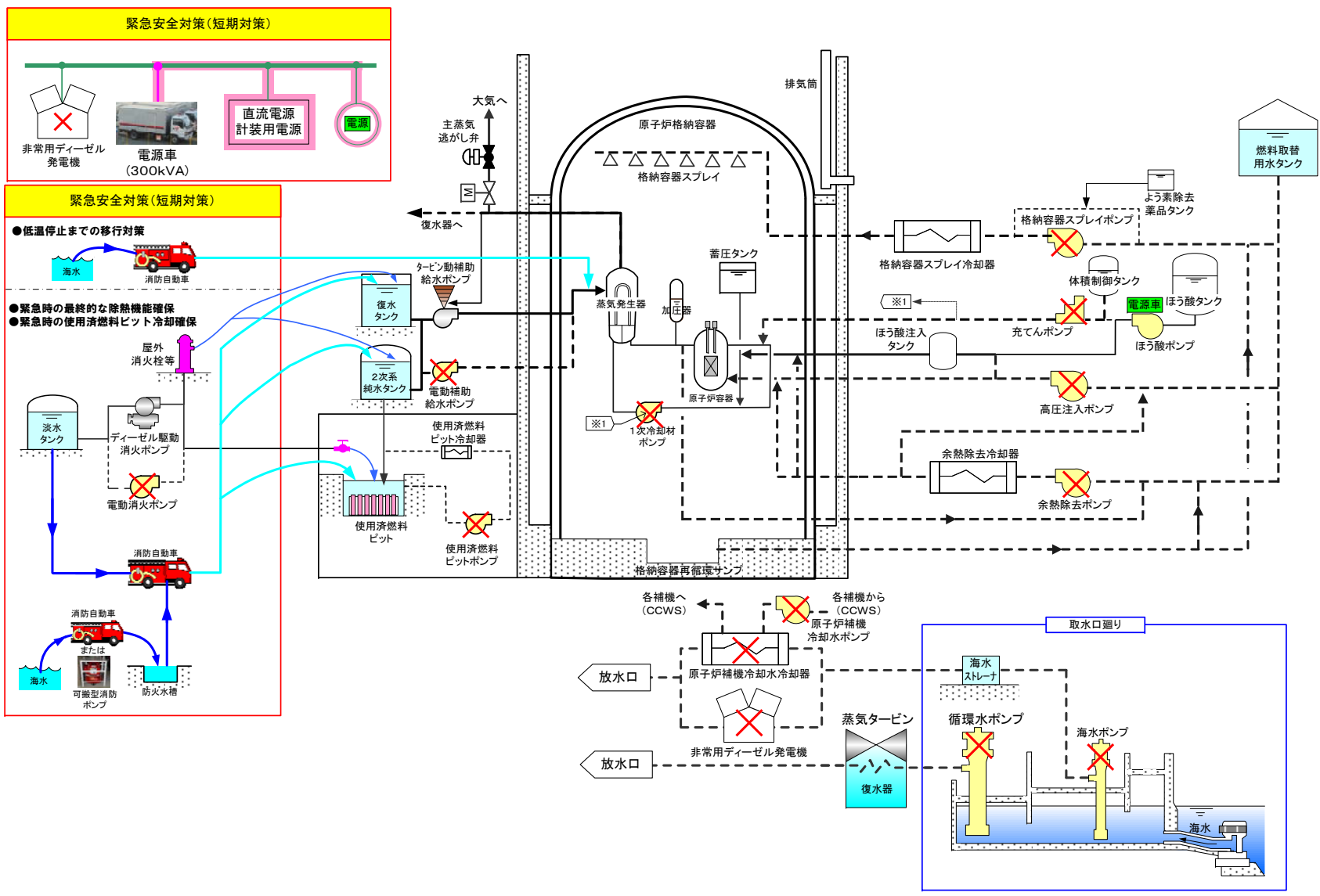
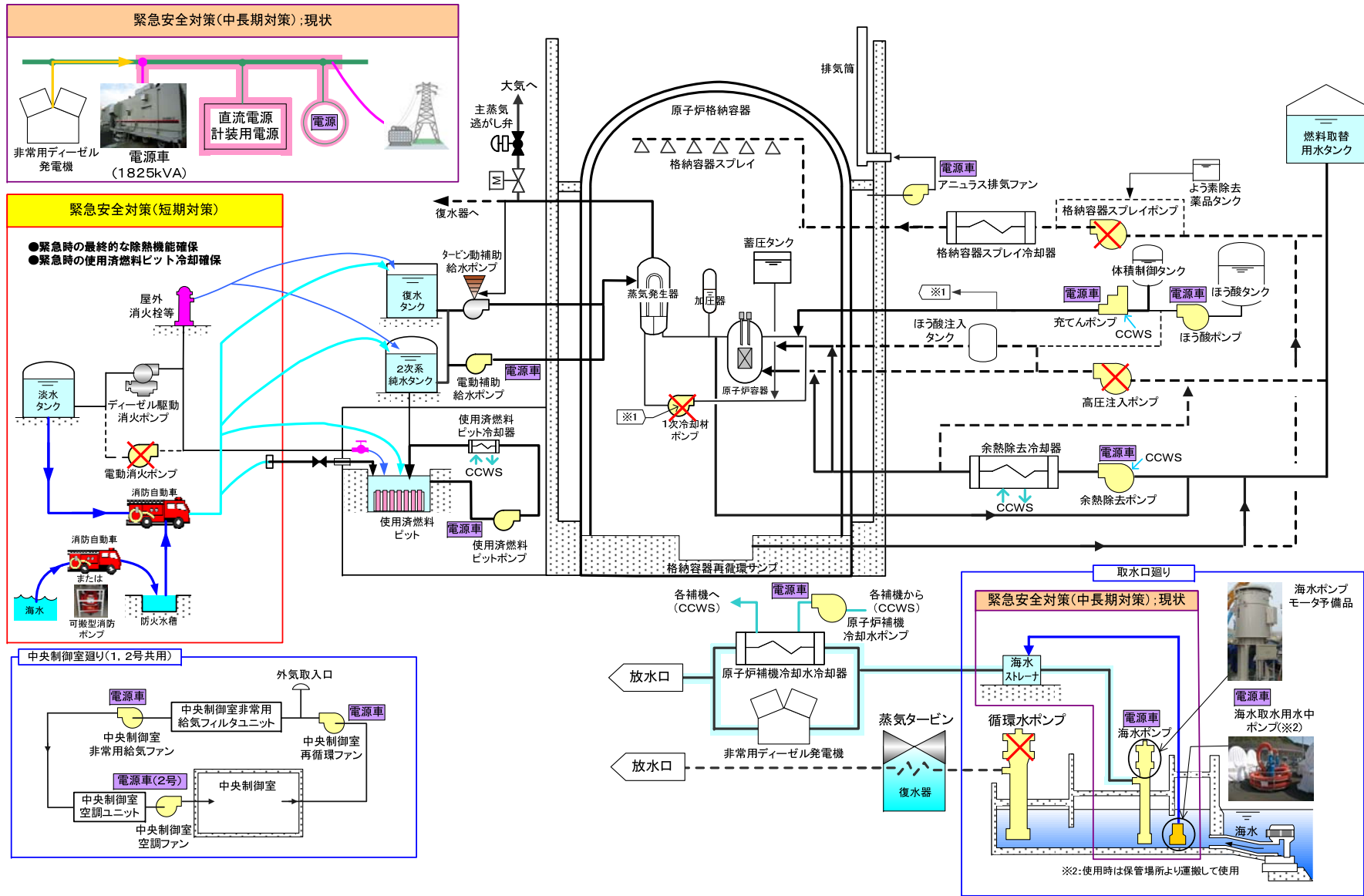


図 3.4.3 緊急安全対策概要：平成23年4月25日時点

図 3.4.4 緊急安全対策概要：平成 24 年 4 月 30 日時点



3.4.4 緊急安全対策に係る実施体制の整備

3つの機能が喪失した場合においては、3.3.2で述べたとおり伊方発電所原子力事業者防災業務計画に基づき、原子力防災組織として災害対策本部が設置され、各種措置がとられることになっているが、福島第一原子力発電所事故を踏まえ、災害対策本部の下、3つの機能が喪失した場合の具体的な緊急時対応業務の実施体制・職務を「伊方発電所 緊急時対応内規（津波）」に定めた。
(添付資料－3.4.9)

実施報告書提出後、上記緊急安全対策に係る初動対応を、夜間・休日においても構内要員にて、より確実に実施できるよう、発電所内に当番者（宿直）での対応体制を充実するとともに、発電所の当番者数での夜間訓練を通じて、その訓練時間から、がれき等の撤去時間等を考慮しても初動対応が成立することを確認した。

3.4.5 手順書類の整備

福島第一原子力発電所での事故を踏まえて、津波による電源機能等喪失時における原子炉施設の保全のための緊急時対応計画として、体制、職務、実施方法、訓練、資機材等について、内規および手順書を新たに策定し、また、関連する運転内規の改正を行った。

以下に、福島第一原子力発電所での事故を踏まえて新たに整備した内規等を示す。

- ・運転総括内規および関係する内規【改訂】
- ・伊方発電所 緊急時対応内規（津波）※
- ・全交流電源喪失時における電源車等による給電手順書※
- ・全交流電源喪失時における冷却水供給手順書※
- ・全交流電源喪失時における冷却用海水供給手順書※
- ・全交流電源喪失時における設備対応共通手順書※
- ・緊急時対応教育訓練マニュアル※
- ・緊急時対应用資機材管理マニュアル※
- ・緊急時対应用通信設備使用マニュアル※

(※:平成23年3月11日以降 新規策定)

なお、これらの内規等については、その後の設備改造、教育・訓練等での改善事項を踏まえ、逐次改訂している。

3.4.6 緊急安全対策に係る教育・訓練

緊急安全対策の実行性を高めるため、津波による電源機能等喪失時にお

ける原子炉施設の保全のための緊急時対応として定めた電源応急復旧、S/G給水維持、SFP冷却水補給、電源車や消防自動車等への燃料補給等に関する項目について、対象者は年1回教育を受講すること、また訓練についても対象者は年1回実施することを「緊急時対応教育訓練マニュアル」に定め、実施している。

(添付資料－3.4.10)

(添付資料－3.4.11)

なお、訓練結果により、必要な時間内に作業が完了することを確認するとともに、設備改造、計画的な訓練を行うことにより、作業時間の継続的な短縮を図っている。

3.4.7 緊急安全対策用資機材の保守・点検

電源車、消防自動車等に加え、燃料補給用のミニローリーやトラックなどの緊急安全対策用資機材については、平時より保守を行い、健全性を確認するとともに、訓練および点検により、適切に運用できる状態であることを確認している。

(添付資料－3.4.12)

3.4.8 中長期設備強化対策

炉心損傷や使用済燃料の損傷防止に対するより一層の信頼性の向上を図ることとしており、以下の中長期設備強化対策を計画している。

(1) 恒設非常用発電機の設置

定期検査時等に現状のD/Gを待機除外にしても、非常用発電設備が2台動作可能であることを確実に担保できるよう新たに非常用発電機を設置する。

(2) 安全上重要な機器を設置しているエリアの防水対策

タービン動補助給水ポンプ、D/G、直流電源装置等の安全上重要な機器が設置されているエリアの防水対策として、水密扉への取替え等を行う。
(平成24年度末 完了予定)

(3) 海水ポンプエリアの防水対策強化

海水ポンプエリアへの津波の影響を低減するための防水対策を実施する。
(2～3年程度で完了予定)

3.5 シビアアクシデントへの対応

平成23年福島第一・第二原子力発電所事故に係る原子力災害対策本部において、同事故に関する報告書が取りまとめられ、事故を収束するための懸命な作業の中で抽出された課題（シビアアクシデントへの対応）から、万一シビアアクシデントが発生した場合でも迅速に対応するための措置が整理されたことを踏まえ、平成23年6月7日付け指示文書「平成23年福島第一原子力発電所事故を踏まえた他の原子力発電所におけるシビアアクシデントへの対応に関する措置の実施について（指示）」により、以下の項目について取り組み、その実施状況を報告するよう経済産業大臣から指示を受けた。

- ・中央制御室の作業環境の確保
- ・緊急時における発電所構内通信手段の確保
- ・高線量対応防護服等の資機材の確保および放射線管理のための体制の整備
- ・水素爆発防止対策
- ・がれき撤去用の重機の配備

以下に、平成23年6月14日に原子力安全・保安院に「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」で報告し、それまでに検討・実施した対策に加え、実施報告書提出以降に実施した対策の概要についても示す。

3.5.1 中央制御室の作業環境の確保

全交流電源喪失時における長期間の事故対応活動を継続的に実施するため、緊急安全対策として配備した電源車等から中央制御室空調ファン、中央制御室再循環ファンおよび中央制御室非常用給気ファンに給電することとし、各ファンの運転に必要なダンパを開放して中央制御室空調設備を閉回路循環で運転することにより外部からの放射性物質の侵入を防止するとともに、中央制御室内の空気を浄化し、中央制御室の居住性を維持できるよう手順書を策定した。

（添付資料－3.5.1）

電源容量については、緊急安全対策に必要な容量にこれらの必要容量を加えても、配備した電源車の容量を下回っている。

（添付資料－3.4.6）

3.5.2 緊急時における発電所構内通信手段の確保

緊急時において発電所構内作業の円滑化を図るため、全交流電源喪失時における確実な発電所構内の通信手段および照明を確保する必要がある。

発電所構内での通信手段としては、構内PHS等を配備しており、全交流電源喪失時においても内線電話（構内PHS、固定電話）の一部は蓄電池により数時間以上使用可能であるが、長時間の全交流電源喪失や津波による浸水時の構内PHSの代替通信手段として、トランシーバおよび電池式のインターホン、ノーベルホンを配備した。また、災害時においても防災管理者（所長）等への連絡を可能とするため、衛星携帯電話を緊急時対策所、防災管理者宅等に追加配備した。

（添付資料－3.5.2）

発電所構内の内線電話について、緊急時においても使用可能となるよう、免震構造を有する総合事務所の4階の高所に交換機等に移設するとともに、内線電話の交換機等に供給する電源も、総合事務所設置の非常用発電機からも供給可能としている。

また、緊急時の作業において必要な照明については、ヘッドライト、LEDランタンおよび投光器（発電機付）等を発電所構内に配備した。

上記の資機材については、平時より保守を行い、健全性および適切に配備されていることを確認している。

（添付資料－3.5.3）

3.5.3 高線量対応防護服等の資機材の確保および放射線管理のための体制の整備

当社を含む原子力事業者は、平成12年に「原子力災害時における原子力事業者間協力協定」を締結し、緊急時における資機材の貸与や要員の派遣について協力する枠組みを整えており、今回の事故においても、当該協定に基づき資機材の貸与を適宜実施している。

今回の事故を踏まえ、発電所に高線量対応防護服を10着配備するとともに、定期的に外観点検を行い、健全性および適切に配備されていることを確認している。

（添付資料－3.5.3）

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

緊急時における放射線管理要員については、放射線管理要員以外の要員に対しても放射線防護に関する知識や測定機器およびその取扱方法等について教育を実施しており、助勢が可能であることから、今回、放射線管理要員以外の要員が、発電所構内外の放射線量の測定、データ集計などの業務を行い、放射線管理要員を助勢することについて社内規定に反映した。

(添付資料－ 3. 5. 4)

3.5.4 水素爆発防止対策

今回の福島第一原子力発電所における事故では、原子炉建屋で、原子炉格納容器から漏えいした水素が原因とみられる爆発が発生し、事故をより重大なものとしたが、大型ドライ型格納容器を有する伊方発電所第1号機は、原子炉格納容器の容量が大きいいため、シビアアクシデントによる水素の大量発生時にも、水素濃度は原子炉格納容器の健全性に影響を及ぼすような爆轟領域に至ることはない。

しかしながら、福島第一原子力発電所では、原子炉格納容器から漏えいした水素が原因とみられる水素爆発が原子炉建屋で発生したことから、全交流電源喪失時に、原子炉格納容器から漏えいした水素が隣接するアニュラス部に多量に滞留することを防止するため、アニュラス空気再循環設備（フィルタを含む）により、外部に放出することとする。

アニュラス空気再循環設備の運転については、緊急安全対策として配備した電源車等から給電し、ファン運転に必要な空気作動弁を開放してアニュラス空気再循環設備を運転する手順書を策定した。

(添付資料－ 3. 5. 5)

電源容量については、緊急安全対策に必要な容量にこれらの必要容量を加えても、配備した電源車の容量を下回っている。

(添付資料－ 3. 4. 6)

今後、原子炉格納容器内の水素を処理する装置の設置を計画する。(静的触媒式水素再結合装置等)

3.5.5 がれき撤去用の重機の配備

全交流電源喪失に至った場合、電源供給やS/GおよびSFPへの給水確保のため、消防自動車等を使用した作業を行う必要が生じるが、その際、消防自動車、消火ホースを運搬する車両の通行障害物の排除等を行いながらの作業が必要となる可能性がある。

このため、作業を円滑に実施できるようトラクターショベル（ホイールローダ：最大掘起力6.3t）1台を発電所構内の津波の影響を受けない高所

に配備した。その後、作業効率の向上を図るため、最大掘起力 10.6t のホイールローダに置き換えた。

また、ホイールローダの運用については、発電所の当社社員および構内に常駐している関係会社のオペレーターを複数名確保している。今後も引き続き、ホイールローダの運転訓練等により、技能向上を図っていく。

3.6 防護措置の成立性

平成23年福島第一・第二原子力発電所事故以降、当該事故に係るこれまで得られている知見を踏まえ、3つの機能（全交流電源、海水冷却機能、使用済燃料ピット冷却機能）を全て喪失したとしても、炉心損傷や使用済燃料の損傷を防止し、放射性物質の放出を抑制しつつ冷却機能の維持、回復を図ることができるよう、伊方発電所の要員が中心となり、伊方発電所に適した有効な緊急安全対策として電源、給水の確保および浸水対策等の安全確保対策の充実ならびにこれらの対策実施に係る訓練などの対応を速やかかつ適切に実施してきている。

ここでは、地震・津波重畳時の全交流電源喪失時および最終ヒートシンク喪失時の事故シナリオについて、事象の進展に応じて必要となる防護措置に係る設備、その設置場所、アクセスルート等の地震、津波に対する耐性ならびに措置の準備に必要な時間等を考慮し、防護措置の成立性や信頼性を検討した結果を示す。

3.6.1 必要な措置に係る設備の地震および津波に対する耐性

緊急安全対策にかかる設備は、機能別に(1) S/Gへの給水確保、(2) SFPへの給水確保、(3) 電源確保および(4) 代替海水供給に大別される。

設置／保管場所を含めたそれぞれの機能における設備の耐性について、地震・津波の重畳時において用いることのできる設備を抽出するため、地震、津波および地震・津波の重畳の3条件で評価した。^{※1}

〔 ※1：「3号機審査質問回答」の「(No. 4) 緊急安全対策等の防護措置の成立性 (1/2)」
3頁～4頁参照 〕

(添付資料－3. 6. 1)

また、緊急時安全対策に必要な資機材に関しては、平時より保守を行い、健全性を確認している。

(添付資料－3. 4. 1 2)

(添付資料－3. 5. 3)

3.6.2 アクセスルートおよび操作現場の健全性ならびに必要な措置

3.6.1のうち、事象発生直後より必要となる(1) S/Gへの給水確保、(2) SFPへの給水確保および(3) 電源確保に係る設備について設置場所、保管場所の健全性およびアクセスルートの確保について評価した。^{※2}

〔 ※2：「3号機審査質問回答」の「(No. 4) 緊急安全対策等の防護措置の成立性 (1/2)」
4頁～6頁参照 〕

さらに、作業または操作エリアについては現場環境（照度、温度、湿度、放射線量）およびがれきの撤去などの必要な措置について、それぞれのエ

リアおよびアクセスルート毎に評価し、問題がないことを確認した。

(添付資料－3. 6. 2)

なお、以下の事項については、不測の事態へも対処できるよう考慮している。

(1) 蒸気発生器への給水確保

a. 消防自動車による海水給水および燃料運搬時のアクセスルート確保

復水タンクを含む全ての淡水タンクが枯渇する場合、海水給水のため屋外 EL. 32m から屋外 EL. 10m 以下へ車両を移動する必要がある。この場合、構内道路は幅 10m 程度あること、また 1, 2 号機ルート、3 号機ルートの異ルート構成となっていることから、構内道路によるアクセスルートはいずれかのルートを選択し、状況に応じホイールローダ等によるがれき等の撤去を行い、構内道路によるアクセス性を確保する。また、消防自動車への燃料供給を行う場合、燃料（軽油）は屋外 EL. 84m よりドラム缶をトラックに積載し運搬する。トラックによる移動が困難な場合には、燃料（軽油）はドラム缶運搬台車等により運搬する。

b. 消防自動車の移動が困難な場合を想定した対策

アクセスルートの復旧が困難な場合には、消防自動車および燃料供給のためのトラックの移動を行わない給水手段を確保することが必要となる。このため、3.4.3 に示したとおり、アクセスルートの復旧を必要としない海水給水手段を確立した。

本対策により、屋外 EL. 10m へ消防自動車の移動が困難な場合は、可搬型消防ポンプを、保管場所から海水取水箇所（屋外 EL. 10m 以下）まで台車等を用いて運搬・配備することで、S/G 等への海水給水を行うことができることとなり、海水給水手段の多様化を図ることができた。

(添付資料－3. 4. 7)

(2) 使用済燃料ピットへの給水確保

a. SFP におけるホース設置等

SFP へは、事故時においても屋外 EL. 32m から容易にアクセスすることができる。

SFP エリアは空間が大きく蒸気が溜まりにくいこと、使用済燃料輸送用トレーラが余裕を持って通行できるほどの大型扉または隣接する小型扉を必要に応じて開放することで、蒸気を外に逃がせることから、扉の開放や防護服着用により短時間のアクセスは可能と考える。

S F P への給水に際しては、ホースの端を S F P の縁に固定した上で、水位を適宜監視しながら給水する。また、恒設の補給水配管を利用した S F P への給水も可能である。

b. 消防自動車による海水給水および燃料運搬時のアクセスルート確保

消防自動車による海水給水および燃料運搬時のアクセスルート確保については、(1) a. と同様であり問題なし。

c. 水位監視

S F P エリアは空間が大きいこと等から、蒸気が発生している状況であっても、S F P 水面全体を蒸気が覆ってしまうことはないと考えられる。また、S F P 水位は、全交流電源喪失時においても中央制御室で監視できるよう水位計および監視カメラに電源車から給電することとしている。万一、中央制御室で監視できなくなった場合においても、現場用の多様な水位計（直視用定規タイプ水位計、目盛り付鋼尺および携帯型レーザー距離計）により確認することが可能である。

本評価では、水位 NWL から 20cm 水位が低下した時点で S F P への給水を開始し、NWL ± 20cm の範囲内で水位を維持することとしているが、S F P 保有水の高さが約 3.6m 低下した場合でも、S F P 中央水面での線量率は、C/V 内の燃料取替時の遮へい設計基準値 (0.15mSv/h 以下) を超えない範囲であることから、作業上問題ない。

(添付資料－3. 6. 3)

(3) 電源確保

a. 電源車の接続等

電源車は津波の影響を受けない高所 (EL. 32m) に設置しており、電源車を移動することなく作業が可能である。

対応要員は地震・津波の影響を受けていないルートを選定してケーブル接続等の作業を実施する。また、扉の変形等を考慮して、必要な工具を配備している。

b. 燃料（重油）運搬時のアクセスルート確保

電源車への燃料供給を行う場合、燃料（重油）は、屋外 EL. 32m からミニローリーを移動して非常用 D G 燃料油貯油槽（屋外 EL. 10m の地下タンク）より採油し、ミニローリーにて運搬する。

また、津波影響を受けない安定した高台である屋外 EL. 32m 付近で電源車用燃料（重油）の運搬を可能とするため、燃料（重油）を追加備蓄した。

3.6.3 緊急時対応要員の確保^{※3}

緊急時対応業務実施にあたり、初動対応を夜間・休日においても構内要員にて確実に実施できるよう、発電所内に常駐する当番者（宿直）により対応できる体制としている。また、夜間・休日に事象が発生した場合を想定し、要員の招集体制についても整備している。

このため、夜間・休日においても、通報連絡などの初動対応に必要な要員は当番者で常時対応でき、その後の措置に必要な要員は順次参集し対応が可能である。

電源確保および給水確保作業のいずれにおいても、事象発生後約2時間（昼間、道路状態良好時の伊方町から発電所までの歩行実績）以降は、発電所に参集する構外要員による支援を期待できることから、プラントの運転状態およびSFP燃料の保管状況を踏まえ、社内マニュアルにて定められた役割分担に基づき、順次作業に着手する。

一方、雨天等悪天候においては、参集に時間を要することも想定されるため、平時より計画的な参集訓練を行うとともに、必要な装備・資機材を配備していく。なお、通報連絡、運転操作および緊急安全対策に必要な要員は構内に常駐しており、万一の場合、半日程度は構内常駐要員による対応を考慮している。

〔 ※3：「3号機審査質問回答」の「(No. 4) 緊急安全対策等の防護措置の成立性 (1/2)」
6頁～10頁参照 〕

3.6.4 緊急時対応業務の成立性確認^{※4}

緊急時対応業務に関し、それぞれの作業についての手順書を整備しており、電源確保および給水確保作業について、構内の要員数が最も少ない夜間・休日時における発電所の当番者数での対応を想定した夜間訓練を実施した。

その訓練結果をもとに、アクセスルートの確保等の措置を含めた電源確保、S/Gへの給水確保およびSFPへの給水確保の機能別に、全交流電源喪失時（地震および津波の重畳）における運転員および緊急安全対策要員（電源確保班、給水確保班等）それぞれが実施する業務に係る時系列をまとめ、許容時間内に作業が可能であることを確認した。

〔 ※4：「3号機審査質問回答」の「(No. 4) 緊急安全対策等の防護措置の成立性 (1/2)」
6頁～10頁参照 〕

(添付資料－3.6.4)

(添付資料－3.6.5)

(1) 電源確保に係る作業

電源確保に係る操作・作業は、運転員2名により不要直流電源負荷切離しを移動時間、操作時間を含め約18分で実施するとともに、並行して常駐の緊急安全対策要員8名（内2名は運転員とし、現場操作等の作業を行い、2時間後に参集）により電源車と6.6kVメタルクラッドスイッチギヤ（以下、「メタクラ」という。）を電源ケーブルにより接続後、電源車を運転し電源を確保する。

電源車は地震・津波の影響を受けない安定した地盤の高台に設置されており、全交流電源喪失後、要員の移動時間、電源車起動前点検、電源ケーブル接続および電源車起動時間を含め、1,2号機への電源供給開始を約3.1時間（3号機：約2.2時間）で実施できることを、夜間に実施した厳しい条件下での訓練実績により確認している。このため、直流電源枯渇時間である5時間以内に、全号機の電源確保作業を完了できる。

今後、さらなる作業性、信頼性改善のため、メタクラ等の遮断器盤でのケーブル接続の恒設化等を実施する。

なお、電源確保に係る操作・作業における遮断器盤へのケーブル接続は、容易な作業であるが、緊急安全対策要員の技能維持・向上を図るため、モックアップを用いた技能訓練を計画的に実施している。

また、緊急安全対策要員1名（外部要員が参集するまでは運転員1名にて対応）にて、ホイールローダによるがれき撤去を行い、全交流電源喪失発生後約4.8時間で、ミニローリーを保管場所（屋外 EL. 32m）から非常用ディーゼル発電機燃料油貯油槽（屋外 EL. 10m 地下タンク）まで移動するためのアクセスルートを確保する。

その後、ミニローリーによる燃料の運搬および電源車4台への給油（運搬および給油時間：約2.5時間）を行うことができ、被災状況の確認時間を考慮しても、電源車の燃料タンクが枯渇する電源車起動後約9時間^{※5}（初動対応に必要な負荷での評価）に対し、十分な時間余裕をもって電源車への給油が可能である。これら電源車への燃料（重油）供給については、緊急安全対策要員での対応が可能であるが、参集要員到着後は参集要員7名により対応を行う。

〔 ※5：1825kVA電源車（燃料有効保有量約16600）の約40%負荷運転での燃費（約1840/h）より算定。必要負荷は300kVA（約16%）以下であり保守的な負荷運転を想定。 〕

ホイールローダによる作業時間の試算においては習熟度や作業ロスを見

込んだ余裕を持った計算を行っているが、緊急安全対策要員の技能維持・向上を図るため、実技訓練を計画的に実施している。

(2) 蒸気発生器への給水確保

S/Gへの給水確保に係る操作・作業は主蒸気逃がし弁開度調整^{※6}（移動時間約5分、開度調整は適宜）、補助給水流量調整^{※6}（移動時間約3分、流量調整は適宜）、1次冷却材ポンプシール戻り隔離弁等閉止操作（移動時間、操作時間を含む約22分）および約2日後に実施する蓄圧タンク出口弁閉止操作があり、伊方1号機に係る操作を運転員4名により実施する。

〔 ※6：中央制御室と連絡を取り合いながら、手動にて弁操作（電源不要の開度計あり）。
復水タンク水位等は中央制御室の計器（蓄電池より給電）にて確認。 〕

上記操作と並行して、常駐の緊急安全対策要員6名（内1名は運転員とし、現場操作等の作業を行い、2時間後に参集）にて、消防自動車・ホースを設置し、海水供給を行う。また、緊急安全対策要員1名（外部要員が参集するまでは運転員1名にて対応）にて、ホイールローダによるがれき撤去を行い、全交流電源喪失発生後約4.1時間で、消防自動車を移動するためのアクセスルートおよび消防自動車・ホースを設置する場所を確保する。その後、全号機のS/Gへの給水確保に必要な消防自動車およびホースの運搬、設置、運転を全交流電源喪失発生後約5.3時間以内に実施できる。このため、被災状況の確認時間を考慮しても、復水タンクが枯渇する約8時間^{※7}以内に、時間余裕をもってS/Gへの給水確保が可能である。

消防自動車の燃料（軽油）は、屋外に保管しているドラム缶をトラックで運搬して補給する。緊急安全対策要員での補給が可能であるが、参集要員到着後は参集要員4名にて実施する。全交流電源喪失発生から約8時間以降、約1.5時間毎にドラム缶1本（約2000）^{※8}を運搬し、消防自動車へ給油（運搬および給油時間：約30分）することにより運転を継続できる。

〔 ※7：タンク水位は警報設定値等での評価
※8：消防自動車2台の補給に必要な燃料は約1700 〕

(3) 使用済燃料ピットへの給水確保

SFPへの給水確保に係る操作・作業は、S/Gへの給水確保と同様に消防自動車およびホースを使用し、SFPに海水を給水する。SFPへの給水確保に係る作業については、全交流電源喪失発生後約5.3時間以内

に完了できることから、停止時のSFP水位が通常水位から0.2m低下するまでの約13時間（2号は約17時間、3号は約10時間）に対して十分な時間余裕を有する。

また、消防自動車への燃料（軽油）についても、S/Gへの給水確保作業と同様であり、消防自動車の運転継続は可能である。

3.6.5 燃料の継続的な供給

電源車および消防自動車等に必要な燃料（重油、軽油およびガソリン）を継続的に供給するため、陸路の他、ヘリコプターによる空輸、タグボートによる海上輸送の仕組みを構築している。^{※9}

〔※9：「3号機審査質問回答」の「(No. 12) 地震、津波及び地震・津波の重畳時における冷却継続時間の評価」11頁～18頁参照〕

(添付資料－3.6.6)

3.6.6 防護措置に係る設備等の現場確認

平成24年3月、耐震安全性に係る確認として、日本原子力学会地震PSA標準に基づき、重要機器について耐震安全性の確認、リカバリー操作の確認の観点から現場確認を行い、問題のないことを確認した。

あわせて、防護措置の成立性に関して重要である設備についても、地震PSA実施に伴う現場確認と同じ観点で現場確認を実施し、機能維持を含め耐震性に問題がないことを確認した。

3.6.7 その他考慮すべき事項

防護措置の成立性に関し、自然現象、火災対策についても評価を行っている。^{※10}

〔※10：「3号機審査質問回答」の「(No. 4) 緊急安全対策等の防護措置の成立性(1/2)」11頁～12頁参照〕