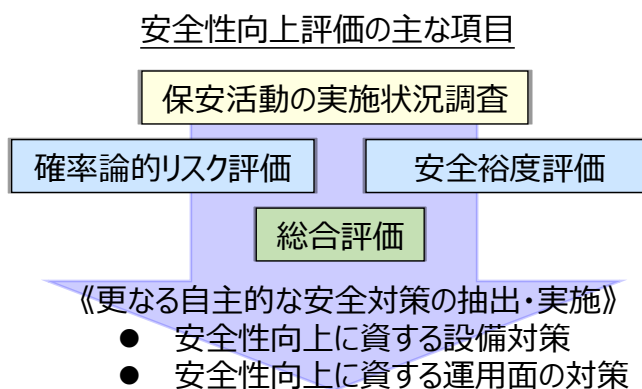


玄海4号機 第4回安全性向上評価の概要について (1/2)

制度概要、主なトピック

- 安全性向上評価は、定期事業者検査終了毎に、「保安活動の実施状況調査」等により発電所の最新の状況を調査し、「確率論的リスク評価」、「安全裕度評価」等を行い、保安活動の効果を評価するとともに、更なる安全性向上対策を抽出する。
- 今回の安全性向上評価では、特定重大事故等対処施設（特重施設）が運用開始されたことから、本施設の活用によるリスク低減効果について主に格納容器破損防止機能の観点で評価した。
- また、新規規制基準適合から一定の期間（約5年）経過し、運転経験等の知見が蓄積されたことからIAEA 特定安全ガイド No.SSG-25 に基づく中長期的な評価を実施した。



保安活動の実施状況調査

- 発電所の最新の状況を調査し、調査対象期間中（2022.8.10～2023.3.8）の保安活動の仕組みが適切かつ有効であることを確認した。
- 今回の評価では、「保安活動の実施状況調査」から、安全性向上対策は抽出されなかった。

特重施設の活用によるリスク低減効果

① 決定論的安全評価

- 重大事故等時において、早期に準備可能な特重施設を活用した場合の効果を炉心損傷防止の観点で確認するため、以下のとおり評価を実施した。

評価概要	原子炉冷却材喪失事故時に、重大事故等対処設備のみでは炉心損傷を防止できないシナリオを想定し、特重施設を活用した場合の効果を確認する。
特重施設を活用した場合の効果	重大事故等対処設備に加え、早期に特重施設による炉心への注水を実施することにより、炉心損傷を防止できるシナリオがあることを確認した。

② 確率論的リスク評価（PRA）

- 内部事象出力運転時 PRA について、最新の評価手法、発電所の最新の状況等を反映することで第1回安全性向上評価における PRA モデルを更新し、炉心損傷頻度及び格納容器機能喪失頻度の評価を実施するとともに、特重施設によるリスク低減効果を確認した。

	特重施設なし	既設設備による格納容器への注水ができない場合に特重施設に期待	重大事故等（SA）に対し既設設備に加え特重施設にも期待
炉心損傷頻度	4.3×10^{-6} (/炉年)	-	4.3×10^{-6} (/炉年)
格納容器機能喪失頻度	1.8×10^{-6} (/炉年)	1.4×10^{-6} (/炉年) (約 22%低減)	6.5×10^{-7} (/炉年) (約 64%低減)

- また、地震及び津波出力運転時 PRA については、第1回安全性向上評価における PRA モデルを活用し、格納容器機能喪失頻度を対象にした概略評価を実施した。

	特重施設なし	既設設備による格納容器への注水ができない場合に特重施設に期待	重大事故等（SA）に対し既設設備に加え特重施設にも期待
格納容器機能喪失頻度（地震出力運転時）	3.0×10^{-7} (/炉年)	2.5×10^{-7} (/炉年) (約 15%低減)	1.9×10^{-7} (/炉年) (約 37%低減)
格納容器機能喪失頻度（津波出力運転時）	4.6×10^{-11} (/炉年)	4.5×10^{-11} (/炉年) (約 2%低減)	4.5×10^{-11} (/炉年) (約 2%低減)

〔確率論的リスク評価から抽出した安全性向上対策〕

評価結果から今後取り組む安全性向上対策を以下のとおり抽出した。

安全性向上対策	期待される効果	実施時期（予定）
・ECCS ^{※1} 再循環切替自動化設備 ^{※2} の導入	ECCS 再循環切替操作を実施するための時間余裕が短いことから、設備対策及び訓練強化の両面からの対策が ECCS 再循環切替に対してのリスク低減に期待できる。	2023～2024 年度(第16 回定検)にて工事成立性等の確認実施
・ECCS 再循環切替操作に関する教育、訓練の継続		継続実施
原子炉補機冷却水系補給操作、1次冷却材ポンプ軸封部からの1次冷却材流出事故発生後の対策等に関する教育、訓練の実施	リスク寄与の大きいシナリオに対して、重要度の高い運転操作に関する教育、訓練を重点的に実施することにより、運転員の意識を高め、事故対応能力の向上に期待できる。	適宜
破損蒸気発生器隔離操作及び隔離失敗後の対策に関する教育、訓練の実施		適宜

※1 非常用炉心冷却設備（Emergency Core Cooling System）

※2 LOCA（冷却材喪失事故）時、ECCSにより炉心へ冷却材を注入する際の水源を原子炉格納容器外の水源から、原子炉格納容器内底部に貯まった水に自動的に切り替えるための監視・制御設備。

玄海 4 号機 第 4 回安全性向上評価の概要について (2 / 2)

特重施設の活用によるリスク低減効果

《敷地等境界における被ばく線量評価》

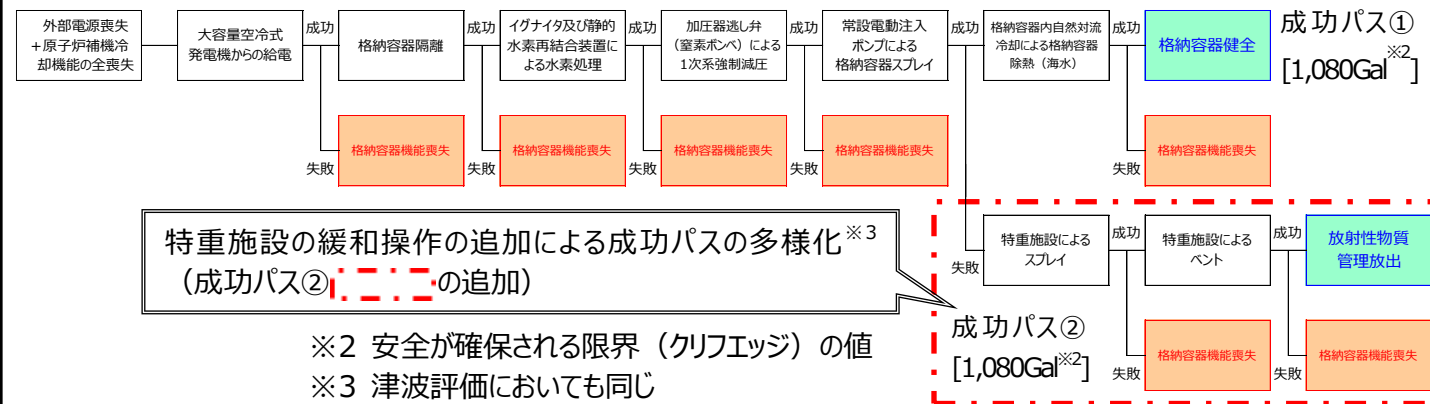
- 炉心損傷後、原子炉格納容器が破損した場合、セシウム 137 放出量は 100TBq を超過するが、特重施設が使用できる場合は、放射性物質管理放出の実施により、原子炉格納容器の破損を防止できる。この時の環境に放出される放射性物質が最も多くなる事故^{※1}を評価した結果、
 - ・ セシウム 137 放出量は約 1.3TBq となった。
 - ・ 評価点における事故後 7 日間の敷地等境界における各方位の被ばく線量の最大値は約 33mSv となった。

※1 新規基準に基づき整備した原子炉格納容器破損防止等の SA 対策に失敗するが、特重施設の使用により、原子炉格納容器の破損を防止した場合

③ 安全裕度評価

- 第 1 回届出における格納容器機能喪失防止対策の結果に対して、既設の安全対策が使用できない場合に特重施設を用いた緩和操作を追加することで、成功パスの多様化が可能であることを確認した。

＜特重施設を考慮した CV 機能喪失防止対策における安全裕度評価（地震）の例＞



【決定論的安全評価、確率論的リスク評価及び安全裕度評価から抽出した安全性向上対策】

各評価結果を踏まえ、以下の安全性向上対策を抽出した。

安全性向上対策	期待される効果	実施時期（予定）
SA 時における特重施設の活用に関する教育	SA 時における特重施設の活用に関する教育を実施することにより、事故対応能力の向上及びリスク感受性の向上に期待できる。	適宜

安全性向上に係る中長期的な評価(IAEA SSG-25 に基づくレビュー)

- 安全性向上に係る活動（保安活動等）が、最新の規格・基準、国内外の知見・慣行等に対し有効であることを確認するとともに、更なる安全性向上措置を抽出し、継続的な安全性向上に資することを目的に、IAEA ガイド（SSG-25）に基づき、14 項目の安全因子（SF: Safety Factor）ごとにレビューを実施した。

SF1 : プラント設計	SF8 : 安全実績
SF2 : 安全上重要な構築物、系統及び機器の現状	SF9 : 他プラント及び研究成果から得られた知見の活用
SF3 : 機器の性能保証	SF10 : 組織、マネジメントシステム及び安全文化
SF4 : 経年劣化	SF11 : 手順
SF5 : 決定論的安全評価	SF12 : 人的要因
SF6 : 確率論的リスク評価（PRA）	SF13 : 緊急時計画
SF7 : ハザード解析	SF14 : 放射性物質が環境に与える影響

《レビュー結果及び抽出された安全性向上対策》

- 安全因子レビューにおける大部分のレビュー項目について、最新の規格・基準や国内外の知見、慣行等に対して有効であることを確認した。また、以下の安全性向上対策を抽出した。

安全性向上対策	概要	実施時期（予定）	安全因子
設備保全管理システム（EAM）を活用した設計基準図書の共有	EAM に設計基準図書を登録し、電子化・一元化により、更新管理の高度化やアクセス性向上。	2023 年度以降	SF1
EAM を活用した保安活動の記録等の共有	EAM に保全管理に係る情報を電子化・一元化し、アクセス性向上。	2023 年度	SF2, 3, 4
EAM を活用した安全上重要な構築物、系統及び機器の記録の共有	EAM を用いて最新記録を電子化・一元化し、アクセス性の向上。	2023 年度	SF2
外部事象 PRA モデルへの伊方プロジェクトにおける海外専門家からの指摘を踏まえた知見反映	今回実施した内部事象出力運転時 PRA モデルへの伊方プロジェクトにおける知見の反映（米国における標準的な人的過誤確率評価手法の採用等）による影響を分析し、地震 PRA 及び津波 PRA への反映を検討。	第 6 回届出時	SF6
外部事象 PRA モデルへの最新図面・手順書の反映、PRA 結果に基づくリスク低減方策検討	今回実施した、最新図面・手順書を反映した内部事象出力運転時 PRA の評価結果を分析し、地震 PRA 及び津波 PRA への反映を検討。また、地震 PRA 及び津波 PRA の評価結果に基づくリスク低減方策を検討。	第 6 回届出時	SF6
PI 評価手法の改善及び EAM を活用した運用性向上	EAM 活用による PI 傾向分析の運用性向上、PI の分析結果の見える化やしきい値設定を行い、パフォーマンス評価の改善実施。	2023 年度以降	SF8
リスク情報活用に係る体系的な教育	PRA を含めリスク情報活用に係る体系的な教育を強化。	2023 年度以降	SF10

総合評価

- 本評価で抽出した安全性向上対策を確実に実施することにより、玄海 4 号機の安全性は更に向上するものと評価する。今後も、保安活動の確実な実施を基本に、安全性向上評価の仕組みを活用し、合理的に実行可能な限り原子力発電のリスクを低減していく。