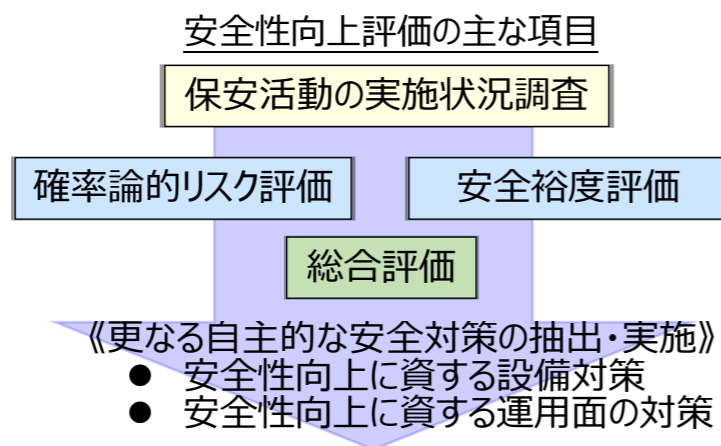


## 川内2号機 第6回安全性向上評価の概要について (1/2)

### 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、特定重大事故等対処施設（以下、「特重施設」）を重大事故（SA）等対処設備としても活用する評価を、第5回届出書に続き実施するとともに、設計の経年化評価を実施した。



### 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（2022.7.12.～2023.8.15）の保安活動の仕組みが適切かつ有効であることを確認するとともに、今後取り組むべき安全性向上対策を抽出した。

#### 【保安活動の実施状況調査結果から、抽出された安全性向上対策】

安全性向上対策	概要	実施時期(予定)
タービン動補助給水ポンプ取替	海外メーカーの原子力事業撤退等のリスクを避けるため、国内メーカー製のものに取替える。 <b>【取替え前（海外製）】</b> 事故時の対応：電源喪失時に、専用工具を使用したポンプ機能の回復操作が「必要」 <b>【取替え後（国内製）】</b> 事故時の対応：電源喪失時に、専用工具を使用したポンプ機能の回復操作が「不要」	2025年度

### 確率論的リスク評価（PRA）

- 第5回安全性向上評価の内部事象出力運転時 PRA モデルを参考にしてモデルを作成し、内部事象停止時及び外部事象（地震及び津波）出力運転時 PRA を実施した。
- PRA の結果から、炉心損傷及び格納容器機能喪失に至るシナリオと要因を分析し、各事象におけるリスク寄与の大きい要因に対して、今後取り組むべき安全性向上対策を以下のとおり抽出した。なお、津波出力運転時 PRA に関しては、炉心損傷頻度等の値が小さく、新たに抽出する安全性向上対策はなかった。

#### 【PRA の結果から、各事象において抽出された安全性向上対策】

事象	リスク寄与の大きい要因	安全性向上対策	期待される効果	実施時期(予定)
内部事象停止時	原子炉補機冷却水系の流量調整操作の失敗	原子炉補機冷却水系の負荷制限に係る運用の検討	原子炉補機冷却水系の全喪失に至る発生頻度の低減に期待できる。	2023年度
	定期検査中の潜在的なリスクが大きい期間における機器の保守・点検等の実施	停止時リスクモニタを活用した定期検査中の保守・点検計画の策定及びリスク低減措置の検討	リスク低減を図った定期検査の実施に期待できる。	継続実施
地震出力運転時	地震時における原子炉補機冷却水系の喪失	地震時における原子炉補機冷却水系の喪失を防止するための原子炉補機冷却水系保有水量の監視強化の教育	地震による原子炉補機冷却水の漏えいを早期発見し、原子炉補機冷却水系の全喪失に至る発生頻度の低減に期待できる。	継続実施
	全交流動力電源喪失時における代替電源の喪失	継続的なデータ収集による機器故障率の整備	SA 設備や特重施設等、新たな設備の故障データを整備することにより、より現実的なリスク分析の実施に期待できる。	継続実施
	地震時における格納容器隔離操作の失敗	格納容器隔離信号未発信時の格納容器隔離弁の閉止手順の追加に係る検討	格納容器隔離信号未発信時の格納容器隔離失敗に至るリスクの低減に期待できる。	2023年度

#### 【内部事象停止時及び外部事象（地震及び津波）出力運転時 PRA の評価結果】

事象	炉心損傷頻度【/炉年】(初回値)	格納容器機能喪失頻度【/炉年】(初回値)
内部事象停止時	$1.2 \times 10^{-6}$ ( $1.2 \times 10^{-6}$ )	—※1
地震出力運転時	$5.8 \times 10^{-7}$ ( $1.0 \times 10^{-6}$ ) ※2	$4.3 \times 10^{-7}$ ( $8.7 \times 10^{-7}$ ) ※2
津波出力運転時	$7.5 \times 10^{-9}$ ( $1.0 \times 10^{-8}$ ) ※2	$2.5 \times 10^{-9}$ ( $9.2 \times 10^{-9}$ ) ※2

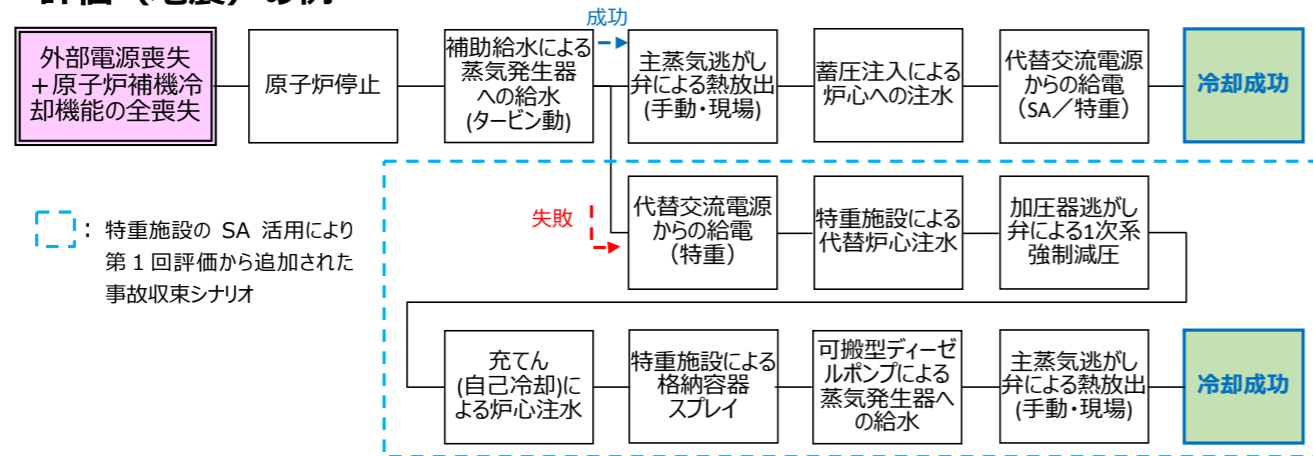
※1：評価手法が確立していないため ※2：第1回届出からの低減の主な理由は特重施設の設置

# 川内2号機 第6回安全性向上評価の概要について (2/2)

## 安全裕度評価

- 特重施設の SA 活用を考慮し、設計基準事象を超える事象に対して、発電所の安全性がどの程度まで確保されるか評価した結果、地震・津波に関する評価では、特重施設を活用することで炉心損傷防止対策等の事故収束シナリオの多様化が可能であることを確認した。

### ● 特重施設の SA 活用を考慮した炉心損傷防止対策（出力時）における安全裕度評価（地震）の例



### 【各評価項目のクリフエッジ地震加速度、津波高さ】

評価項目		クリフエッジ地震加速度*(gal) (前回値) / クリフエッジ津波高さ(m) (前回値)
出力運転時	炉心損傷防止対策	1098gal (1026gal) / 15m (15m)
	格納容器機能喪失防止対策	1098gal (1026gal) / 15m (15m)
	使用済燃料ピット内燃料損傷防止対策	1149gal (1149gal) / 27m (27m)
運転停止時	炉心損傷防止対策	1098gal (1026gal) / 15m (15m)

※：一部機器の評価の見直しにより、クリフエッジ地震加速度が前回評価結果から増加。

- 特重施設の運用開始を踏まえ、最新の気象データ等を用いて設計想定を超える（年超過確率  $10^{-6}$  相当）自然現象（気温、降雨等）が発生した場合の発電所への影響を評価した。その結果、特重施設を含む発電所への影響はなく、炉心損傷を防止できることを確認した。

### 【安全裕度評価結果から、抽出された安全性向上対策】

安全性向上対策	期待される効果	実施時期 (予定)
特重施設の SA 活用を踏まえた安全裕度評価結果の教育	設計基準を超える地震等の自然現象が発生した際に予想される、特重施設の SA 活用を含めた発電所のシナリオを理解することで、SA 時の事故収束対応のレジリエンス (対応力) 向上に期待できる。	適宜

## 設計の経年化評価

- 「設計の経年化評価」とは、時間の経過に従ってプラントの設計に関する知見が蓄積されることにより、プラント設計が変遷（設計経年化）することで生じる新旧プラント設計の違いを抽出し、発電所の安全性への影響について評価し、必要に応じ対策を検討するもの。<sup>※1</sup>
- ATENA 発出文書「設計の経年化評価ガイドライン」に基づき、国内の加圧水型原子力発電所における設計の差異を抽出し、その差異による安全性への影響を評価した。

### ※1 (評価の経緯)

当社含む全国のプラントの運転期間（停止期間）が長期化している状況を踏まえ、長期運転を安全に進めるための自主的な取組みを電力大で検討。

### 【評価結果】

- 安全性への影響有と評価した主な設計の差異は以下のとおりであり、設備対策については、今後継続検討する。
  - 非常用炉心冷却設備（以下、「ECCS」）再循環切替操作<sup>※2</sup> について、手動・半自動・自動切替の発電所がある。（川内については、手動切替）
  - 一部の発電所では 1 次冷却材ポンプにシャットダウンシール<sup>※3</sup> が導入されている。（川内については、未導入）
- 設計差違に対するソフト対策を以下のとおり実施する。

安全性向上対策	概要	実施時期 (予定)
設計の経年化評価から得られた知見に関する技術資料の作成・共有	評価結果から得られた知見に基づく技術資料を作成し、関係者に共有する。これにより、川内 2 号機の安全性の特徴を理解し、これを改良工事等の設計で考慮することで、安全性向上の一助としていく。	2024 年度

※2：1 次冷却材喪失事故時、炉心へ注入する ECCS 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へ切り替えるための操作

※3：全交流動力電源喪失事故時に、1 次冷却材ポンプからの 1 次冷却材の漏えいリスクを低減させる設備。

## 総合評価

- 本評価によって抽出した安全性向上対策を確実に実施することにより、川内 2 号機の安全性は更に向上するものと評価する。今後も、保安活動を確実に実施することを基本に、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させていく。