

川内原子力発電所1号機における 安全性向上評価を活用した継続的安全性向上の 取組みについて

2021年9月16日

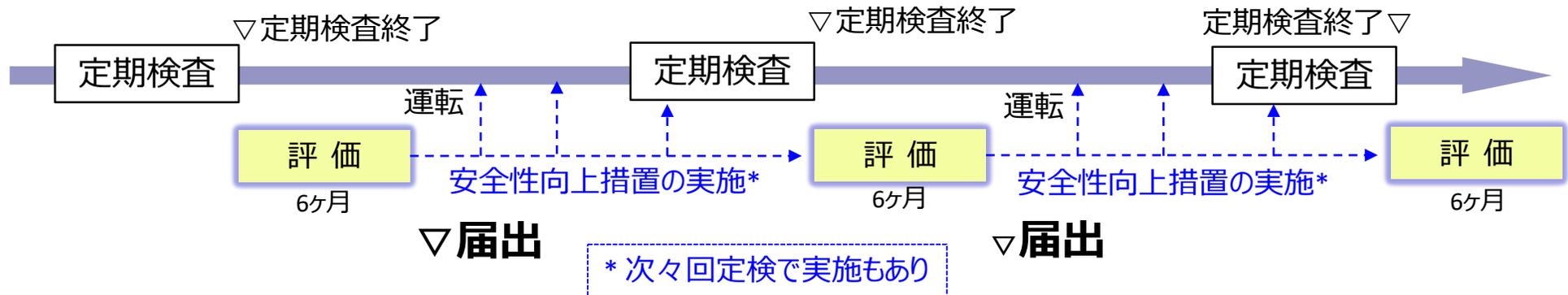
九州電力株式会社

1. 安全性向上評価について
2. 安全性向上評価を活用した継続的安全性向上の取組み状況
 - (1) 第1章 安全規制によって法令への適合性が確認された範囲
 - (2) 第2章 安全性の向上のため自主的に講じた措置
 - (3) 第3章 安全性の向上のため自主的に講じた措置の調査及び分析
 - (4) 第4章 総合的な評定
3. 安全性向上評価の更なる活用に向けた今後の計画

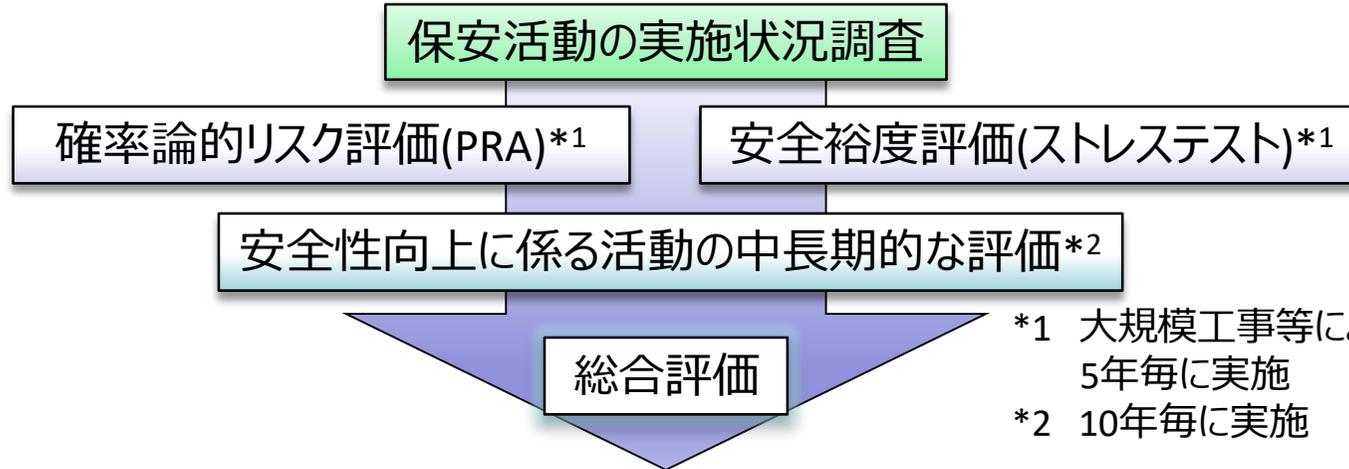
【安全性向上評価の位置づけ】

- 東京電力福島第一原子力発電所事故を踏まえて改正された原子炉等規制法では、原子力施設の安全性を継続的に向上させていくことが原子力事業者の責任として新たに義務付けられ、**原子力施設の安全性の向上を目に見える形にするための仕組みとして、安全性向上のための評価（安全性向上評価）を実施することが事業者**に義務付けられた。
- 安全性向上評価は定期検査ごとに、定期検査終了後6ヶ月以内に評価を実施し、その後遅滞なく原子力規制委員会へ届出している。

【安全性向上評価による継続的改善の流れ】



【安全性向上評価の主な項目】



*1 大規模工事等による変更がない場合
5年毎に実施

*2 10年毎に実施

《更なる安全性向上対策の抽出・実施》

- 安全性向上に資する設備対策
- 安全性向上に資する運用面の対策

【当社における安全性向上評価届出の実績】

	川内		玄海	
	1号機	2号機	3号機	4号機
第1回	2017年7月 6日*	2017年9月25日*	2020年2月20日	2020年5月20日
第2回	2019年1月 7日	2019年3月28日	2021年6月22日	
第3回	2020年5月11日	2020年7月22日		
第4回	2021年6月15日	2021年7月26日		

※ 第1回～第6回実用発電用原子炉の安全性向上評価の継続的改善に係る会合での議論を踏まえ、2018年3月30日に補正を実施

2. 安全性向上評価を活用した継続的安全性向上の取組み状況

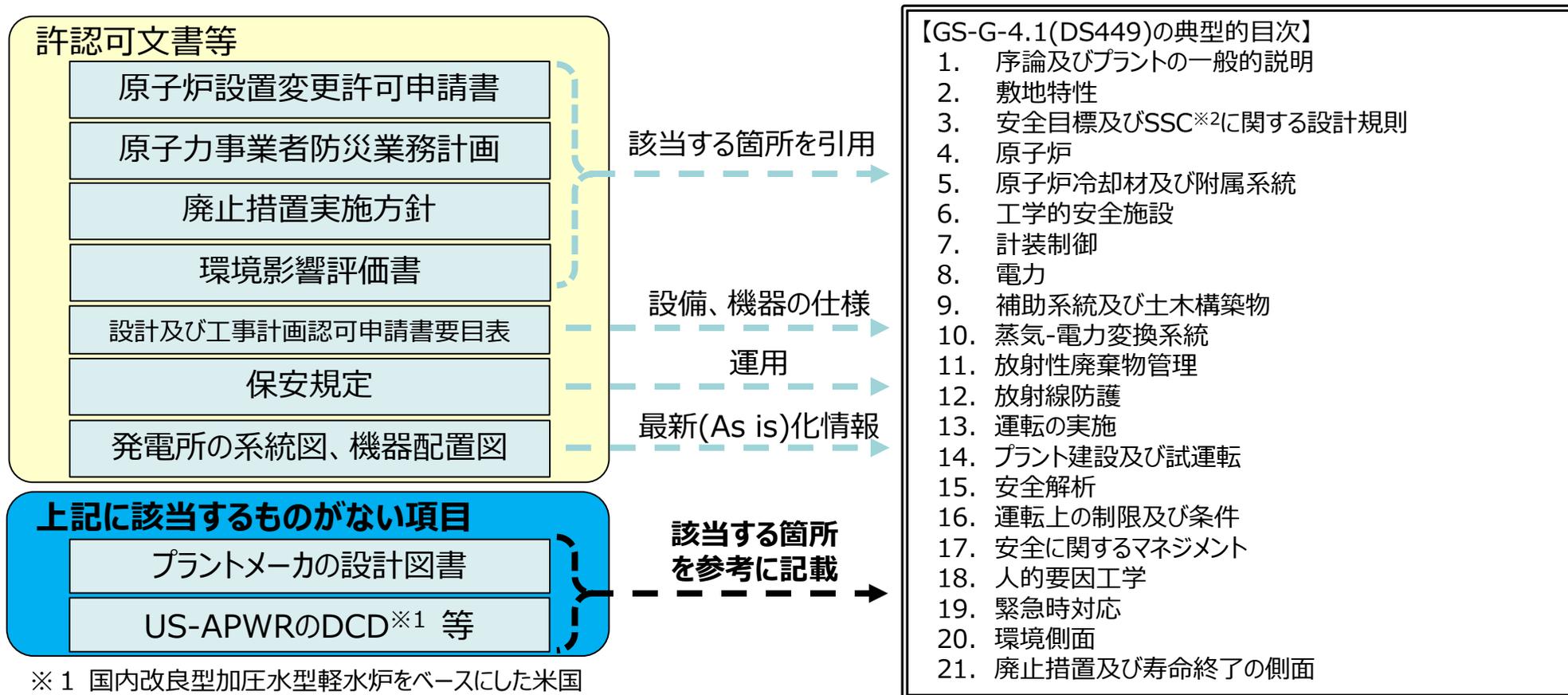
(1) 第1章 安全規制によって法令への適合性が確認された範囲

【概要】

- 評価時点（定期検査終了時点）における最新のプラント状態を明確にするため、安全規制によって法令への適合性が確認された範囲の設備や手順等を記載。

【主な取組み状況】

- 許認可文書等から、IAEA安全ガイドGS-G-4.1(DS449)の典型的目次に基づき整理。
- **許認可文書等に該当がない項目は、プラントメーカーの設計図書等を参考に記載を充実。**



※1 国内改良型加圧水型軽水炉をベースにした米国における標準設計認証図書

※2 構築物、系統及び機器

① 安全性の向上に向けた継続的取組みの方針・体制

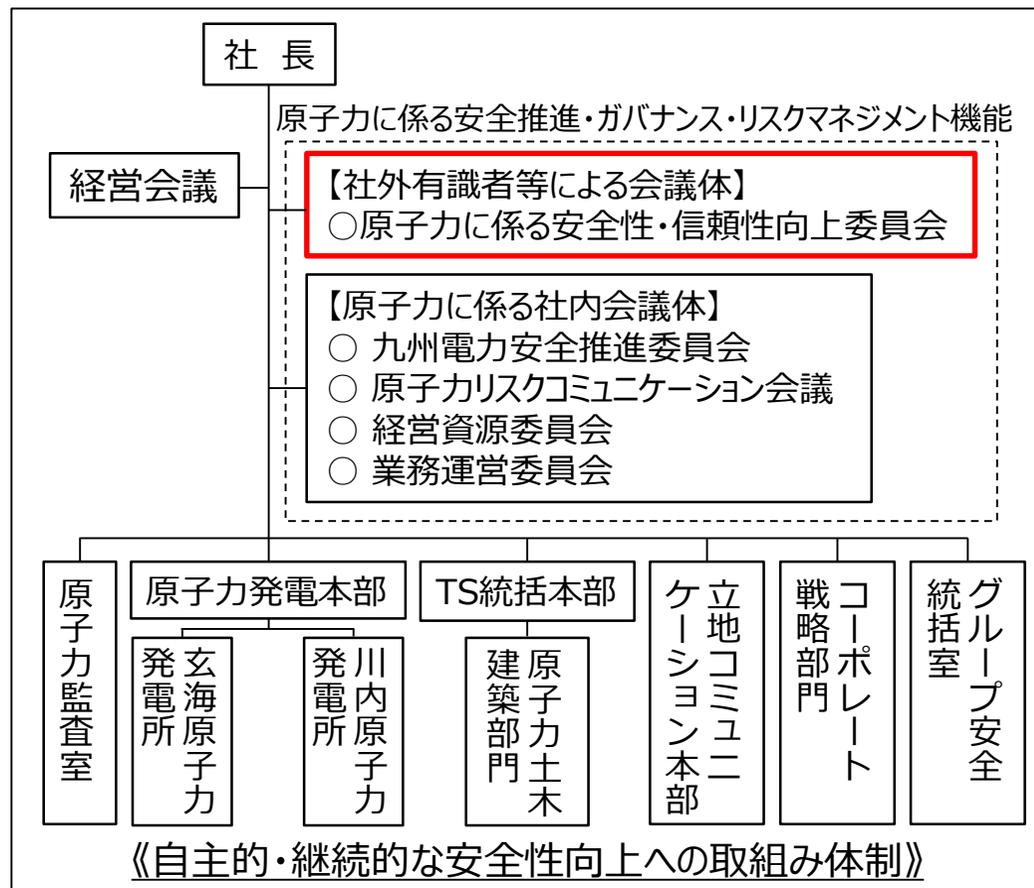
【概要】

- ▶自主的・継続的に安全性を向上させるため、取組みの基本方針を定め、実施体制を構築。(右図参照)
- ▶また、社内外からの協力・意見等を踏まえながら、継続的に改善に取り組む。

【主な取組み状況】

▶原子力に係る安全性・信頼性向上委員会

- 社外有識者によるアドバイザリーボードとして社内に設置
- 当社における原子力の安全に関する取組みについて、第三者的な視点から評価・提言
- 安全性向上評価の骨子に関するご意見、ご助言



〔原子力に係る安全性・信頼性向上委員会ご意見、ご助言の例〕

ご意見、ご助言	対応状況
原子力部門以外の自然災害に対する全社の事故故障情報等も共有化し、自然災害を起因とした事象等分析を実施する。	九州北部豪雨時の降水量及び流木の発生状況を踏まえ、雨水排出等の観点で、発電所への影響がないことを確認し、届出書に反映。

② 保安活動の実施状況

【概要】

➢改善活動が保安活動に定着し、継続的な見直しが行われていること等を確認するため、保安活動の実績（仕組み・設備の改善状況、実績指標）を調査。

【主な取組み状況】

➢調査の結果、保安活動における更なる安全性向上に向けた取組み（**安全性向上対策**）が抽出されており、これらを**計画的に実施することで安全性の向上を推進**。

〔これまでに抽出した主な安全性向上対策〕

届出	主な安全性向上対策	概要	実施時期・状況
第1回	原子炉容器出口管台保全工事の実施	国内の損傷事例を受けた予防保全	完了
	受電系統の変更 (特別高圧開閉所の更新)	特別高圧開閉所の受電回線数の増強及び高台への移設	2023年11月
	メタルクラッド開閉装置保護継電器のデジタル化	構成部品の製造中止を踏まえたアナログ式からデジタル式装置への取替による保守性の向上	第23~27回定検
第2回	発電機保護装置、変圧器保護装置及び系統保護装置取替		完了
第3回	警報表示装置更新工事	予備品配備による故障等発生時の対応性向上	完了
	大容量空冷式発電機予備品購入		完了
第4回	運転時リスクモニタを用いたリスク評価・管理	プラント運転中のリスクの可視化・低減	2021年度下期

③ 国内外の最新の科学的知見及び技術的知見

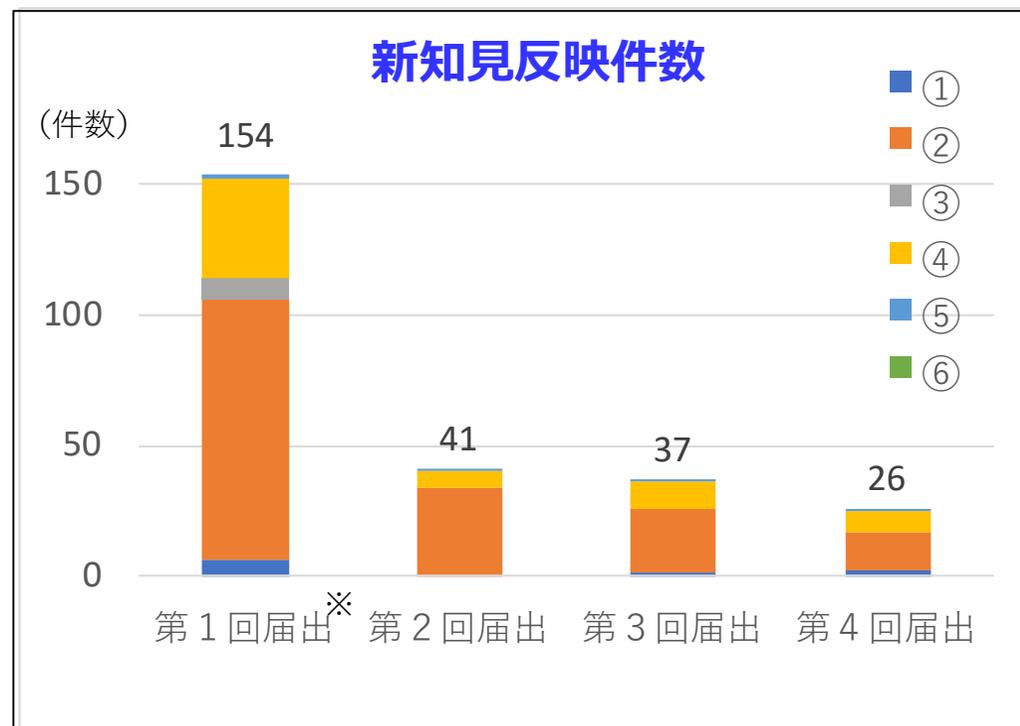
【概要】

➤ 自主的・継続的に原子炉施設の安全性の向上を図るため、以下の最新知見について収集・検討し、安全性向上に資すると判断される知見について反映。

- ① 安全に係る研究
- ② 国内外の原子力施設の運転経験から得られた教訓
- ③ 確率論的リスク評価を実施するために必要なデータ
- ④ 国内外の基準等
- ⑤ 国際機関及び国内外の学会等の情報
- ⑥ メーカーからの提案

【主な取り組み状況】

➤ 第1回から第4回にかけて、これまで**約260件の知見を反映**。
(反映実施中の知見は、2件。)



※ 2011年3月から2017年1月までの約6年間の知見の反映件数を示す。

【概要】

- ハザードに対する防護を確実なものとするため、評価時点における最新の文献及び調査等から得られた科学的知見及び技術的知見に基づき、発電所における内部事象及び外部事象を適切に把握し、設計や安全評価の前提となっているハザードの想定について見直しの要否を確認。

【主な取組み状況】

- 設置変更許可に記載している内部事象及び外部事象を対象とし、評価時点における知見に基づき、設計や安全評価の方法、前提条件となるハザードなどの想定について見直しの必要がないことを確認。(第1回)
- IAEA特定安全ガイド (SSG-25) に記載の“代表的な内部ハザード”及び“代表的な外部ハザード”のリストを参考に、川内原子力発電所の立地条件を踏まえ確認すべきと考えられる以下のものを調査対象として追加し、ハザードの想定について見直しの必要がないことを確認 (第4回)
 - 外部事象として敷地特性(敷地概況、敷地周辺の地形)、気象(最高気温、落雷)、社会環境(人口分布)、天文(隕石、太陽フレア・磁気嵐)を追加
 - 更に、外部事象のうち気象学的ハザードについては、気候変動についての知見収集
- 特重施設設置後の届出時に実施するPRAに併せて、より現実的なハザードを設定するため、確率論的地震ハザードの再評価を実施。再評価した地震ハザードに基づき、地震PRAにおける特重施設のフラジリティを評価。(第4回)

【概要】

- ▶保安活動や新知見に係る調査等に基づき決定論的安全性評価の変更要否を確認するとともに、原子炉施設の安全性向上対策の効果を適切に把握するため設計基準事故の現実的な挙動の把握や特重施設を活用した場合の安全性向上の効果について確認。

【主な取組み状況】

- ▶第4回届出にて、以下の取組みを実施。
 - 決定論的安全性評価について、保安活動や新知見に係る調査等に基づき、変更が必要となる項目がないことを確認。
 - 設計基準事故における現実的な挙動の把握
最適評価が可能な解析コードであるSPARKLE-2を設計基準事故に適用して評価を行い、より現実的な挙動を把握。
SPARKLE-2を適用した評価により、従前の安全解析の結果と比べ、判断基準に対してより余裕を有していることを確認。
 - 重大事故時に特重施設を活用した場合の効果の確認
格納容器過圧破損事象（大LOCA※1+ECCS※2注入失敗+CVスプレイ失敗）に対し、重大事故等対策に加え特重施設の活用を想定した解析を実施し、重大事故等対策のみの場合と比べて原子炉容器破損時間の遅延やセシウム放出量低減の効果を確認。

※1:原子炉冷却材喪失事故（「Loss Of Coolant Accident」の略）

※2:非常用炉心冷却装置（「Emergency Core Cooling System」の略）

① 炉心損傷頻度 (CDF) 及び格納容器機能喪失頻度 (CFF)

【概要】

- ▶ プラントの脆弱点を把握し、更なる安全性向上のための追加措置を抽出するため、内部事象及び外部事象（地震、津波）を対象としたPRAを実施。

【主な取り組み状況】

- ▶ 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主なシナリオと要因を分析し、追加措置を抽出。
- ▶ PRAの結果を用いた追加措置の抽出手順は以下のとおり。

- 内部事象、地震、津波のレベル1PRA※1、レベル2PRA※2ごとにFV重要度を評価
 - ・炉心損傷頻度 (CDF) 及び格納容器機能喪失頻度 (CFF) への寄与が大きな機器の故障や人的過誤等を抽出
 - 例) 内部事象出力運転時レベル1 PRA : LOCA時再循環切替操作失敗
 - 地震出力運転時レベル1 PRA : メタルクラッド開閉装置機能喪失 等



※1 炉心損傷頻度の評価までを行うPRA

※2 格納容器機能喪失頻度及び放出量等の評価までを行うPRA

- aで抽出した機器の故障や人的過誤等に対する追加措置を検討
 - ・FV重要度上位の機器の故障や人的過誤に対する対策を講じることで、効果的にCDF及びCFFの低減が可能

➤PRA結果から抽出した以下の安全性向上対策の実施

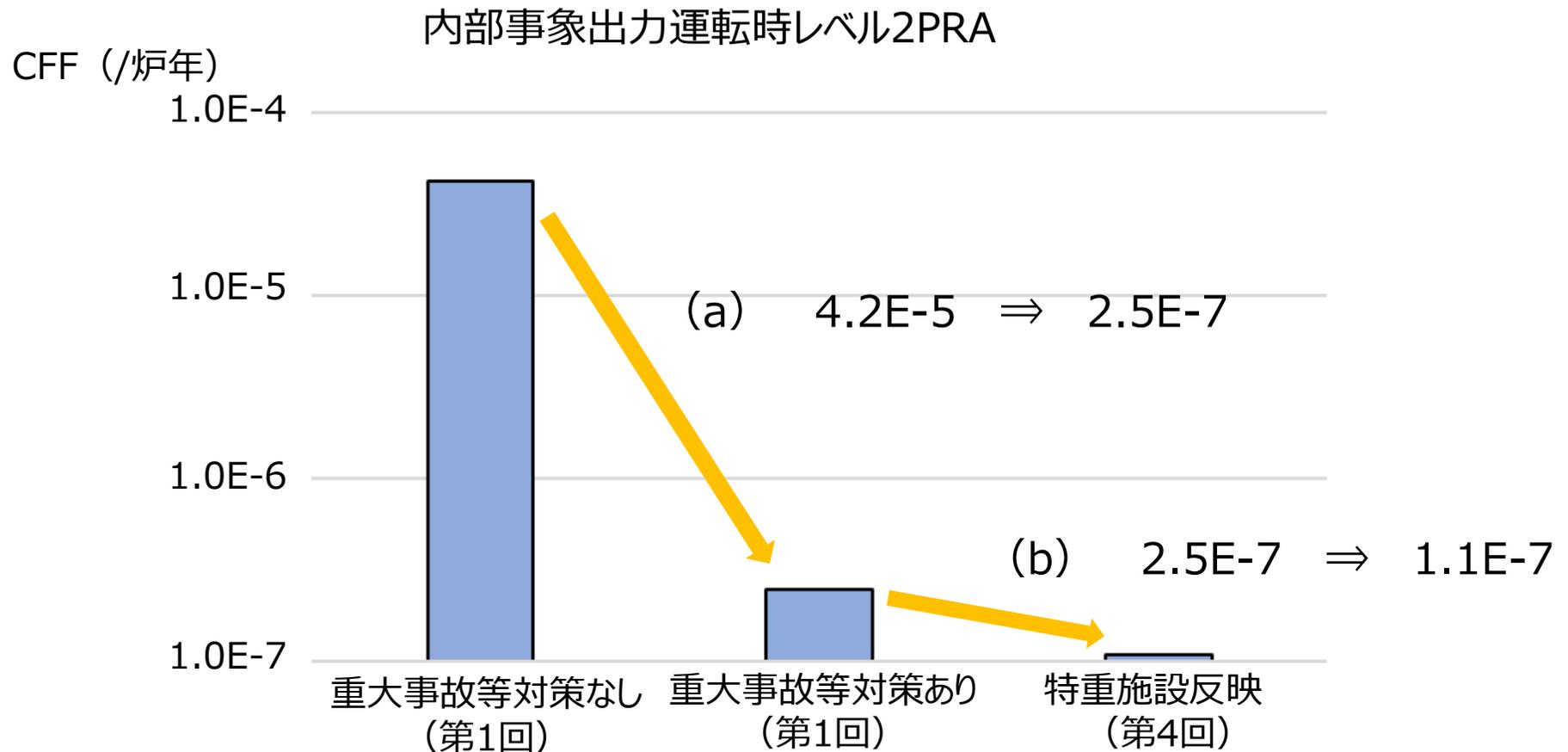
分類	安全性向上対策	期待される効果
教育訓練の強化	<u>重要シナリオに対する教育・訓練の強化</u>	LOCA時ECCS再循環切替失敗等の重要シナリオに対する教育・訓練を重点的に実施することにより、事故時の対応能力を向上
設備対策	<u>メタルクラッド開閉装置保護継電器のデジタル化</u>	デジタル化により耐震信頼性を向上させ、地震時のリスクを低減（CDF：約50%低減、CFF：約60%低減）
運用対策	<u>地震時におけるccw保有水量の監視強化</u>	地震発生時の徴候としてccw漏えいのおそれがあることを手順書に明記することで、ccw漏えいの早期発見、破損箇所の早期隔離につなげる

➤今後の追加措置抽出方法の改善

- 更なるリスク低減及びリスクの平準化を図るため、日本原子力学会標準「原子力発電所におけるシビアアクシデントマネジメント整備及び維持向上に関する実施基準」を参考に、追加措置の抽出を行う。
 (後続の玄海では実施済)

➤PRA結果の推移 (内部事象出力運転時レベル2PRA)

- (a) 重大事故等対策により、CFFは大きく (2オーダー) 低減することを第1回届出にて確認。
- (b) 特重施設の設置により、CFFはさらに低減することを第4回届出にて確認。



②敷地境界における被ばく線量評価

【概要】

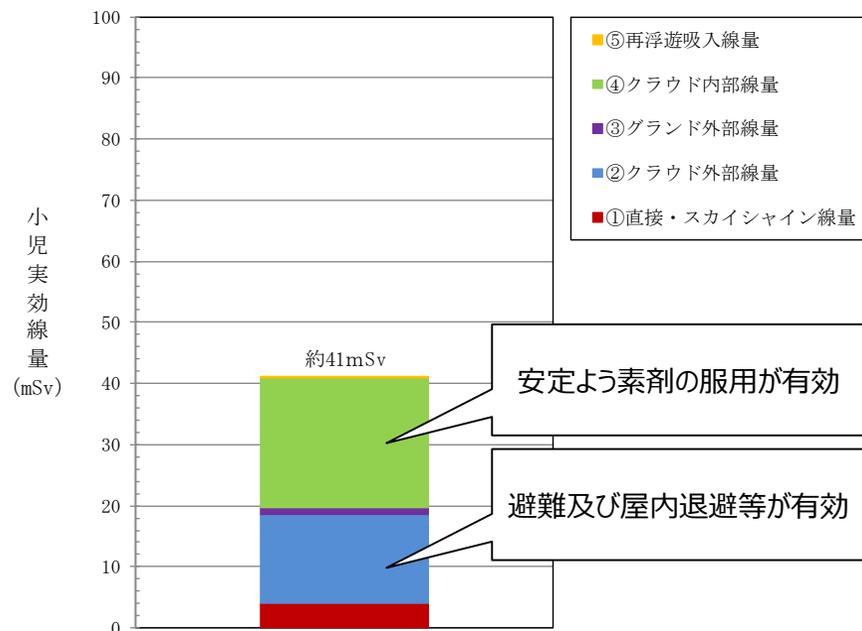
- 原子炉施設の安全性向上対策の効果を適切に把握するため、敷地境界における被ばく線量評価の精緻化等を実施。

【主な取組み状況】

➤保守的な設定となっていた諸条件の見直し

- 放射性物質の格納容器内の挙動及び格納容器外への放出率の見直し (第1回)
- 粒子状の放射性物質の原子炉格納容器外への漏えい過程での沈着を考慮 (第4回)
- 気象条件として風向の発生頻度を考慮 (第4回)

- 被ばく経路ごとの線量寄与を確認し、有効な防護措置を考察 (第1回、第4回)



敷地境界における実効線量の評価結果
及び有効な防護措置考察の例
(第4回特重施設による放射性物質管理放出)

2. 安全性向上評価を活用した継続的安全性向上の取組み状況 (3) 第3章 3-1(4) 安全裕度評価 (ストレステスト) (1/2)

【概要】

▶ プラントの安全裕度及び潜在的な脆弱性を把握し、更なる安全性向上のための追加措置を抽出するため、地震、津波等の自然現象に対して、設計を超える事象の発生を仮定し、どこまで原子力発電所の安全が確保されるかを評価。

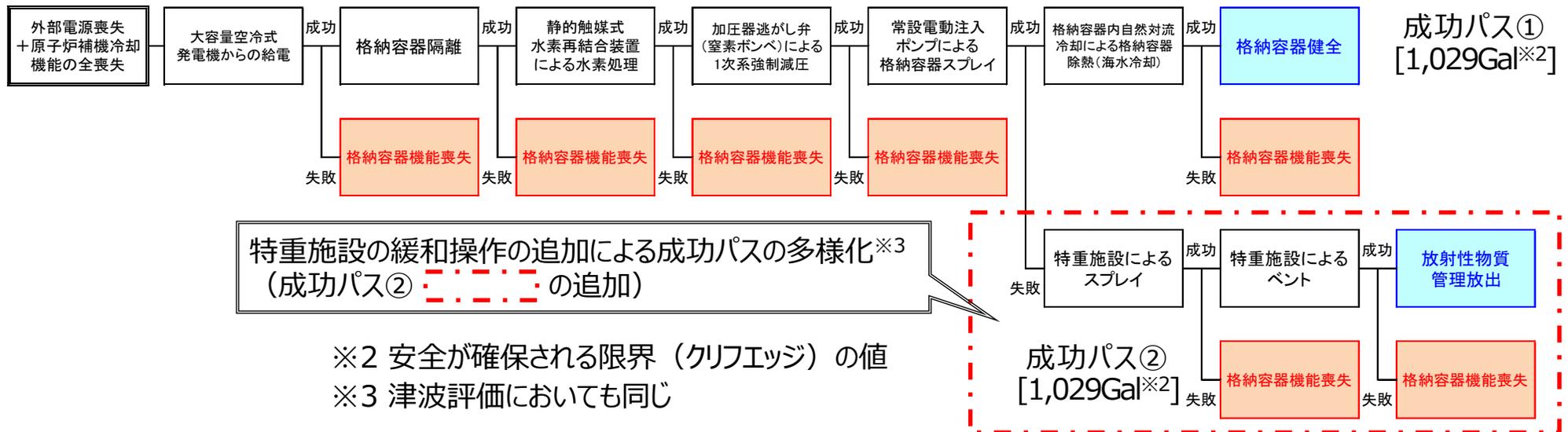
【主な取組み状況】

▶ 地震及び津波に対する評価

新規制基準により整備した**重大事故等対処設備、特定重大事故等対処施設^{※1}**を踏まえた評価を**実施**し、これらの設備による安全性の向上を確認するとともに、**追加措置として、「評価結果の教育」を抽出**

※1 特重施設を活用した重大事故等時における炉心損傷防止対策評価は今後（第6回）実施予定

〔安全裕度評価の例①：地震に対する特重施設を考慮したCV機能喪失防止対策における評価〕



※2 安全が確保される限界（クリフエッジ）の値

※3 津波評価においても同じ

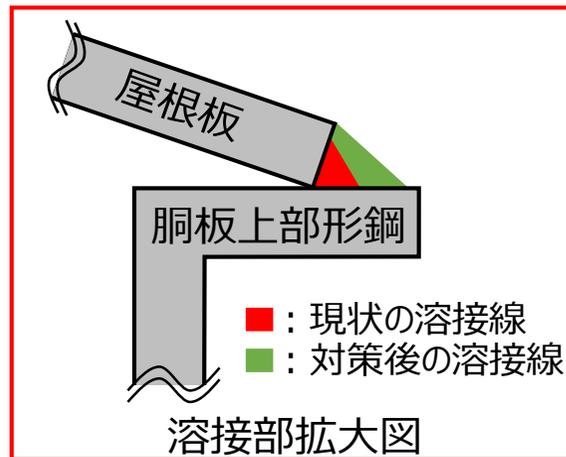
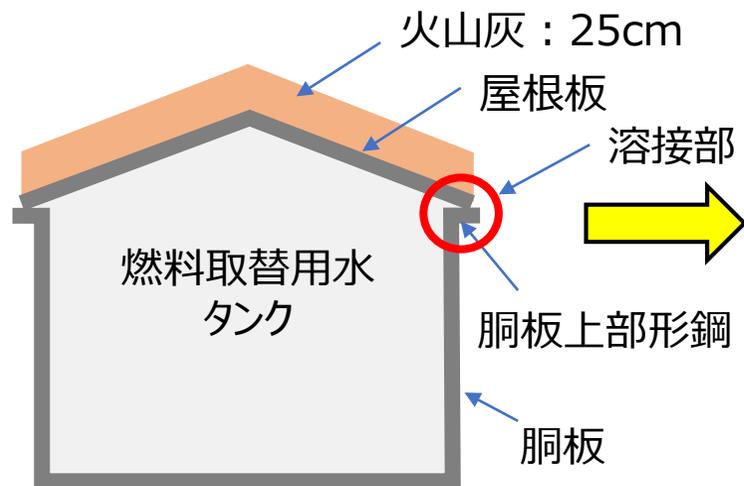
▶地震及び津波以外の自然現象に対する評価

第2回安全性向上評価以降、**段階的に評価事象を拡大し、更なる安全性向上対策の検討を実施**

届出	評価事象
第2回	地震及び津波随伴事象 (地震随伴溢水、地震随伴火災、津波随伴火災)
	その他の自然現象 (竜巻、落雷、高温、低温、降雪、降雨 等)
第3回	火山灰に対する評価

〔安全裕度評価の例②：火山灰に対する評価〕

- 火山灰シミュレーションにおける計算条件を設計段階に比べてさらに保守的に扱うことで設計を超えるハザードの規模 (火山灰：25cm) を設定し、裕度を確認するとともに**更なる安全性向上対策を立案・実施**



火山灰25cmに対する裕度※	
対策前	対策後
1.00	1.41

※：裕度 = 許容限界 ÷ 発生値

【概要】

- 現状のプラントの安全に関する状態を踏まえ、今後実施すべき改善事項を抽出するため、最新の国内外の知見等を参考に、プラントの安全性について中長期的な観点からの有効性をレビュー。

【主な取組み状況】

- IAEA特定安全ガイドNo.SSG-25「原子力発電所の定期安全レビュー」にて推奨される、**14の安全因子** (SF ; Safety Factor) **毎にレビューを実施**
- 安全因子毎のレビューにおける確認の観点 (レビュー項目) の設定に当たっては、日本原子力学会標準「原子力発電所の安全性向上のための定期的な評価に関する指針：2015」の要求内容についても考慮**

〈安全因子〉

- SF1 : プラント設計
- SF2 : 安全上重要なSSCの現状
- SF3 : 機器の性能認定
- SF4 : 経年劣化
- SF5 : 決定論的安全評価
- SF6 : 確率論的リスク評価 (PRA)
- SF7 : ハザード解析
- SF8 : 安全実績
- SF9 : 他プラント及び研究成果から得られた知見の活用
- SF10: 組織、マネジメントシステム及び安全文化
- SF11: 手順
- SF12: 人的要因
- SF13: 緊急時計画
- SF14: 環境への放射線影響

- ▶レビューの結果、**安全因子（SF）毎に設定したレビュー項目の大部分が**、最新の規格・基準等において確立されている**良好な事例と同等であることを確認**。
- ▶SF 6（確率論的リスク評価）について「評価に使用する図面・手順の最新化が必要」、「伊方プロジェクト※¹における知見の反映が必要」等の所見※²が確認されたことを踏まえ、**以下の安全性向上対策を立案**。

安全性向上対策	期待される効果	実施時期
最新の図面・手順書のPRAモデルへの反映	最新の状態を詳細に反映したPRAが可能になる。	第5回、第6回 安全性向上評価
PRAモデルの高度化	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を取り入れることで、PRAモデルを高度化できる（原子力規制検査で使用予定の最新のPRAモデルには反映済み）。	

※ 1 四国電力(株) 伊方発電所3号機をモデルとしたPRAの高度化プロジェクト

※ 2 これらの所見が確認された理由は、特重施設設置によるリスク低減効果を把握するには、様々な評価条件の変更による評価結果への影響を排除する観点から過去の安全性向上評価届出において構築したPRAモデルを活用することが望ましく、図面（常設直流電源設備(3系統目)の設置等）や評価手法等の反映を行っていないことによるものである。

(4) 第4章 総合的な評価

【概要】

➤第2章及び第3章で抽出した追加措置に対する安全性向上計画を策定。

【主な取組み状況】

➤安全性向上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、安全性は更に向上するものと評価

安全性向上対策※ [計画した届出回数]	実施時期	備考
メタルクラッド開閉装置保護継電器のデジタル化 [第1回]	第23~27回定検	第23回定検にて安全系のデジタル化完了
受電系統の変更（特別高圧開閉所の更新） [第1回]	2023年11月	—
運転時リスクモニタを用いたリスク評価・管理 [第4回]	2021年度下期	—
特重施設の活用方法の教育 [第4回]	適宜	—
最新の図面・手順書のPRAモデルへの反映 [第4回]	第5回、第6回 安全性向上評価	—
PRAモデルの高度化 [第4回]		—

※ 第1~4回届出までに抽出した安全性向上対策のうち継続して実施中の件名を示す。

➤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。**

3. 安全性向上評価の更なる活用に向けた今後の計画

○ 安全性向上評価の更なる活用に向けた主な項目

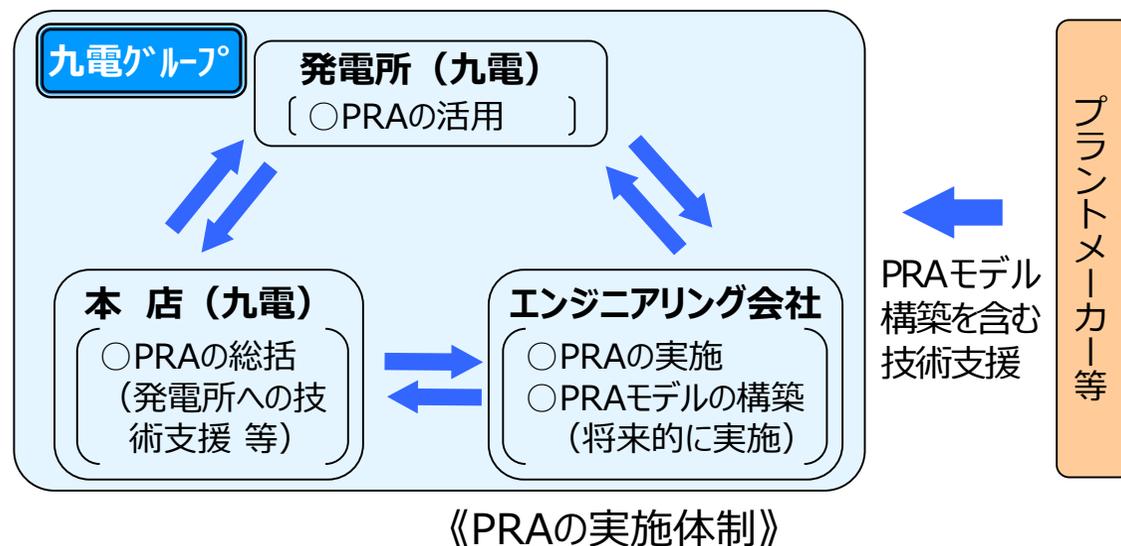
▶安全性向上評価の更なる活用に向けた主な項目は下表のとおり。

主な項目	概要
①特重施設の更なる活用に関する評価	特重施設について、継続して炉心損傷防止対策を含む重大事故等への活用に関する評価を実施し、更なる安全性向上に向けた検討を実施していく。
②設計の経年化の観点からの評価・対策の抽出	ATENAガイド※ ¹ に基づき、設計において経年的に生じる差異に着目してプラントの脆弱点を抽出し、安全性向上に向けた対策を検討
③デジタル安全保護系のソフトウェア共通原因故障への対応	ATENAの技術レポート※ ² で示される技術要件を基に対策の検討を行い、設備設計、工事・検査完了の各段階でその結果を安全性向上評価に記載し公表

※1 設計の経年化評価ガイドライン ATENA20-ME03(Rev.0)

※2 原子力発電所におけるデジタル安全保護回路のソフトウェア共通原因故障緩和対策に関する技術要件書 ATENA20-ME05(Rev.0)

▶また、更なるPRAの活用を図るべく、右図の体制によりインハウス化に向けた取り組みを進めており、内部事象出力運転時レベル1 PRAモデルの構築に向け、段階的に自社のPRAに係る技術力の向上を図っている。



<スケジュール>

★：実績、☆：予定

2021年度	2022年度	2023年度
<div style="border: 1px solid black; padding: 5px; display: inline-block;">第4回届出</div> ★ <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; display: inline-block; margin-left: 100px;">第26回 定 検</div>	<div style="border: 1px solid black; padding: 5px; display: inline-block;">第5回届出</div> ☆ <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; display: inline-block; margin-left: 100px;">第27回 定 検</div> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; display: inline-block; margin-left: 100px;">第6回届出</div> ☆	
	<div style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> ①内部事象出力時PRA ②着眼点の抽出・評価 ③基本設計の方針 </div>	<div style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> ①外部事象・停止時PRA、ストレス ②対策要否の検討結果 ③工事・検査の結果 </div>
<div style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> ①特重施設の更なる活用に関する評価 ②設計の経年化の観点からの評価・対策の抽出 ③デジタル安全保護系のソフトウェア共通原因故障への対応 </div>		
<p>《 PRAのインハウス化 》</p> <ul style="list-style-type: none"> <li style="background-color: #d9ead3; padding: 5px; margin-bottom: 10px;">・ 内部事象出力運転時レベル1PRAモデル構築の一部（HRA）を自社で実施 <li style="background-color: #d9ead3; padding: 5px; margin-bottom: 10px;">・ 内部事象停止時レベル1PRAモデル構築を自社で実施 <li style="background-color: #d9ead3; padding: 5px;"> 【長期的計画】 ・ リビングPRAを実施しながら、内部事象出力運転時レベル1PRAモデルの構築を自社で実施 		

3. 安全性向上評価の更なる活用に向けた今後の計画

○ 第7回、第8回 安全性向上評価の継続的な改善に係る会合を踏まえた今後の取り組み

安全性向上評価の継続的な改善を目的に、NRAと意見交換（公開会合）を実施しており、初回の届出を題材にした第1回～第6回会合※¹を踏まえた改善に加え、第7回（2020年12月22日）及び第8回（2021年3月18日）会合での議論を踏まえ、以下について改善を図っていく。

※1：2017年7月31日から2018年3月14日にかけて実施

分類	第7回及び第8回会合での議論項目	今後の取組み方針
全般	他社の安全性向上対策の水平展開スキーム	自社への反映要否について検討を行っているが、明示的なスキームとなっていないためスキームを検討する。
PRA	条件付炉心損傷確率※ ² 、条件付格納容器破損確率※ ³ といった指標を用いた評価の検討 設計基準事故/重大事故等対処設備が使えない場合における特重施設のシステム信頼性評価	第5回以降の特重施設の更なる活用に関する評価の中で実施要否を含めて検討
安全裕度評価	津波の安全裕度評価の高度化	津波評価に関する最新知見を引き続きフォローし、より現実的な評価手法について適用を検討

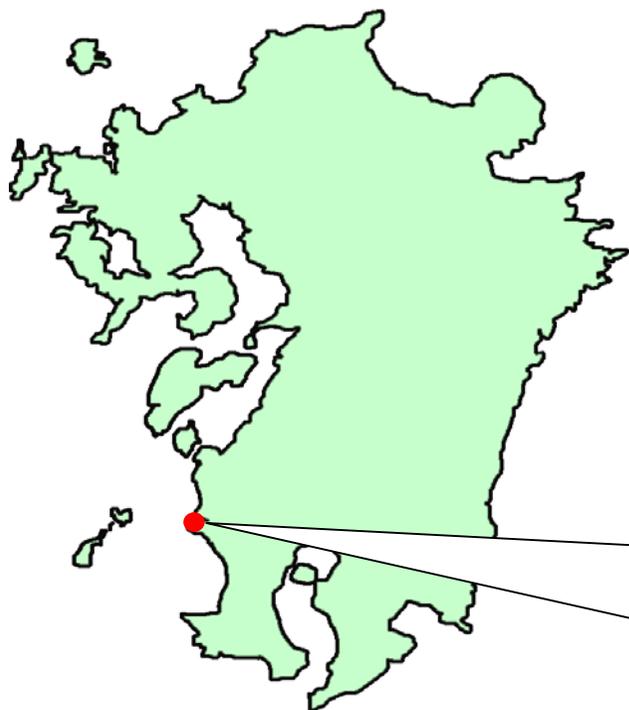
※2：起因事象の発生確率を「1」とした時の炉心損傷の確率

※3：炉心損傷の発生確率を「1」とした時の格納容器破損の確率

END



參考資料



<川内原子力発電所>



号機	1号機	2号機
型式	加圧水型軽水炉 (PWR) [3ループ]	
電気出力	89万kW	89万kW
運転開始	1984年7月	1985年11月

【新規制基準関連の主要実績】

2013年 7月 8日	新規制基準への適合のため、原子炉設置変更許可等を申請
2015年 9月10日	川内1号機使用前検査合格、通常運転復帰
2015年11月17日	川内2号機使用前検査合格、通常運転復帰
2015年12月17日	特定重大事故等対処施設等の原子炉設置変更許可申請
2020年11月11日	川内1号機の特定重大事故等対処施設の運用開始
2020年12月16日	川内2号機の特定重大事故等対処施設の運用開始

- 届出書本文

- 第1章 安全規制によって法令への適合性が確認された範囲

- 第2章 安全性の向上のため自主的に講じた措置

- 2-1 安全性の向上に向けた継続的取組みの方針

- 2-2 調査等

- 2-3 安全性向上計画

- 2-4 追加措置の内容

- 2-5 外部評価の結果

- 第3章 安全性の向上のため自主的に講じた措置の調査及び分析

- 3-1 安全性向上に係る活動の実施状況の評価

- 3-2 安全性向上に係る活動の実施状況に関する中長期的な評価

- 第4章 総合的な評定

- 参考資料（商業機密、防護上の機密等の公開できない情報）

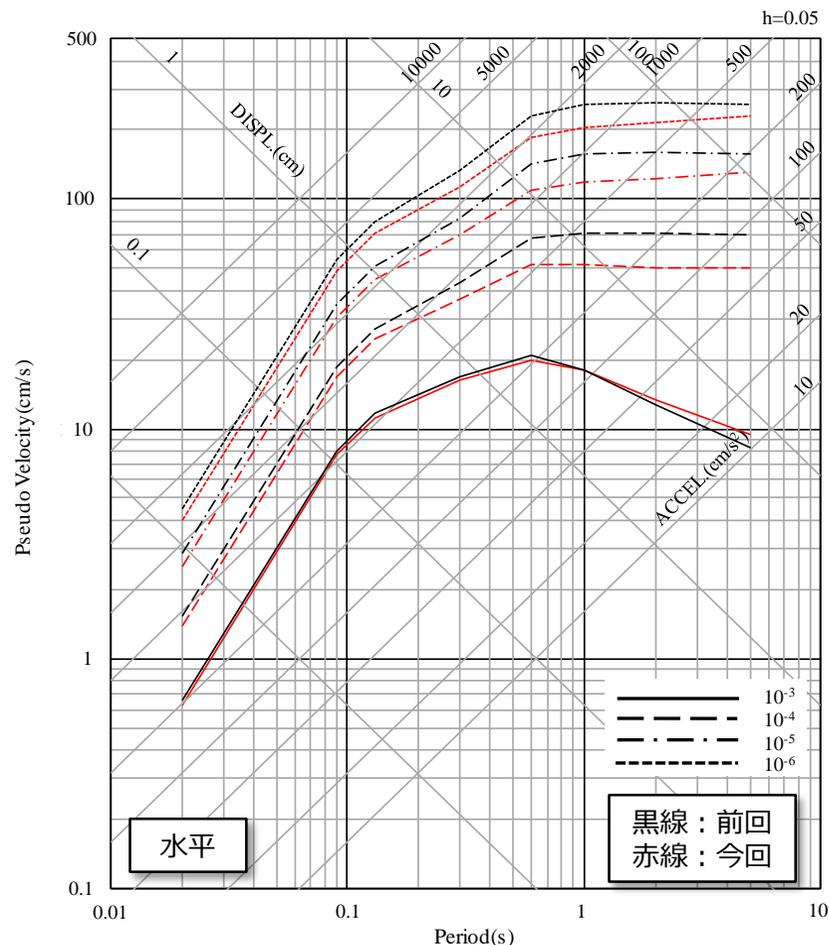
収集対象	件名	概要	反映状況
運転経験から得られた教訓	EHガバナサーボ弁コネクタゆるみ止め対策の実施 (第3回届出)	デジタル式電気油圧式制御装置 (EH) のサーボ弁用信号ケーブルコネクタが振動によりサーボ弁から外れたトラブル事象の水平展開の必要性について検討。 (Quad Cities 1号)	ゆるみ止め防止のワイヤリング用穴のあるコネクタ及びサーボ弁に取り替え、ワイヤリングによるゆるみ止め対策を実施。 
	原子炉容器上部炉心構造物吊り上げ時の制御棒引き上がり (第4回届出)	定期検査中、上部炉心構造物を吊り上げの際、制御棒クラスタ1体が共に引き上げられた。原因は、駆動軸取り外し軸下降時、堆積物 (スラッジ) により駆動軸取り外し軸がスタックした状態となり、上部炉心構造物吊り上げ時に制御棒クラスタ引き上がり事象が発生したものと推定。 (伊方3号)	駆動軸取り外し軸がスタックしていないことを確認する手順及び水中カメラによる監視手順を手順書に追記。
	安全系配管におけるガス蓄積への対応 (第4回届出)	冷態停止中に水素気体が混入し、2台の高圧注入ポンプが破損して機能不能となった。(Ocone3号)	配管への水素 (ポイド) 混入対策として、プラント起動・停止時の余熱除去運転系統について2系統から1系統に運用を変更。 また、クールダウン対応として蒸気発生器による冷却の併用、1次冷却材ポンプ1台運転とした。

- 確率論的地震ハザード評価については、より現実的なハザードを設定するため、前回評価(第1回届出)に対して、震源モデルや地震動伝ばモデルに関する不確かさをロジックツリーの分岐に追加。
- 年超過確率ごとの一様ハザードスペクトルは前回評価 (第1回届出) に対して低減する傾向。

ロジックツリーの分岐に考慮した不確かさの例
(甌断層帯甌区間による地震)

モデル	ロジックツリーの分岐に考慮した不確かさ
震源モデル	・ 基本モデル (L40.9km, 傾斜角90度)
	・ 不確かさ考慮モデル (L40.9km, 傾斜角60度)
	・ 不確かさ考慮モデル (L43.0km, 傾斜角90度)
	・ F-A断層, F-B断層の個別活動 (L18.3km, 14.9km), 傾斜角90度
地震動伝ばモデル	・ Noda et al. (2002)による距離減衰式
	・ 断層モデルを用いた手法による地震動評価

□ : 前回評価に対して、追加した分岐



一様ハザードスペクトルの比較

- ・炉心損傷防止に関する重大事故等対策の有効性評価に適用しているSPARKLE-2※¹は、最適評価が可能な解析コードであり、このSPARKLE-2を設計基準事故に適用し、より現実的な挙動を確認した。
- ・**SPARKLE-2の解析結果は、従前の安全解析結果と比べ大きく緩和されており、判断基準に対し更なる余裕を有することが確認できた。**

✓主な解析結果

【主蒸気管破断※²】

- ⇒出力（熱流束）が従前の安全解析に比べて低下（熱流束最大：約12% ↓ 約8%）
- ⇒従前の安全解析は局所沸騰が生じていたが、DNBR相関式の違いよりも主にSPARKLE-2※¹を用いることによる効果により、**局所沸騰が生じなかった**

【制御棒飛び出し※²】

- ⇒燃料エンタルピが従前の安全解析結果に比べて低下（461 ↓ 384kJ/kg・UO₂）
- ⇒**燃料破損により発生する機械的エネルギーが低下（90.5 ↓ 12.1kJ）**
（PCMI（燃料ペレット／被覆管機械的相互作用）破損は起こらず浸水燃料の破裂のみ）

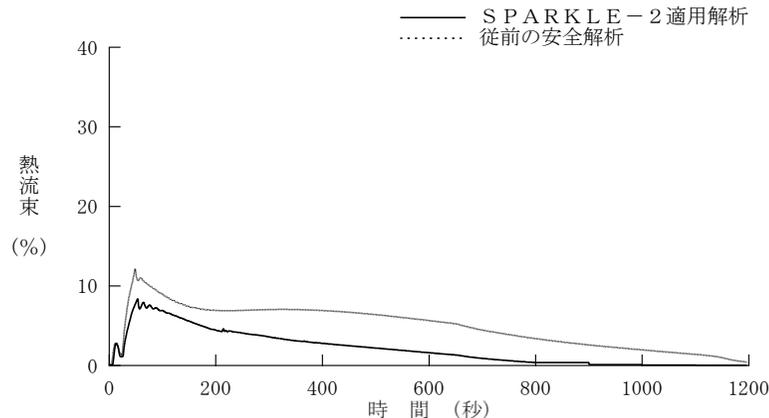
※ 1 SPARKLE-2：三菱重工業(株)が開発した1次系全体の熱流動と3次元炉心動特性との相互作用が評価可能なプラント過渡特性解析コード

※ 2 SPARKLE-2の3次元炉心動特性の特徴が表れやすい事象として、炉内流動が偏る事象（主蒸気管破断）、炉心出力分布が歪む事象（制御棒飛び出し）を選定

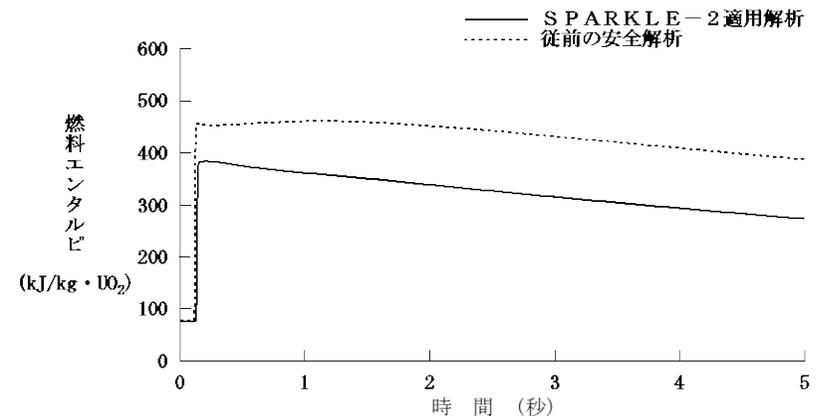
SPARKLE-2コード主要解析結果

対象事象	項目	SPARKLE-2適用解析	従前の安全解析	判断基準
主蒸気管 破断	熱流束最大 (%)	約8	約12	—
	最小DNBR	<u>局所沸騰せず</u> (MG-NV相関式)	約2.47 (W-3相関式)	MG-NV※ : 1.22 W-3 : 1.30
制御棒 飛び出し	燃料エンタルピーの最大値 (kJ/kg・UO ₂)	384	461	791 (圧力波発生限界)
	PCMI破損及び浸水燃料の破裂(kg) [炉心での重量割合(%)]	約19[0.02] (PCMI破損なし)	約112[0.13]	—
	PCMI破損及び浸水燃料の破裂に よって発生する衝撃圧力の持つ 機械的エネルギー (kJ)	<u>12.1</u>	90.5	7.3×10^3 (原子炉圧力容器が吸収 可能な歪みエネルギー)

※ MG-NV相関式は、米コロンビア大学で取得された管群DNB試験データに基づき開発されたDNB相関式であり、従来のW-3相関式（単管DNB試験データに基づき開発）に比べてより精緻な予測が可能となっており、DNBR制限値が1.22に下がっている。



「主蒸気管破断」解析結果（熱流束）



「制御棒飛び出し」解析結果（燃料エンタルピー）

- 格納容器過圧破損事象（現実的な条件の解析※1） に対して、事故対応手順に基づき、特重設備（ポンプ）による格納容器スプレイや炉心注水を活用した場合のプラント挙動解析を実施した。

※1：原子炉設置変更許可申請における解析条件に対し、1次系圧力等の初期条件に定常誤差を含めない定格値等を用いたもの

《解析シナリオ》

格納容器過圧破損事象 + 特重設備（ポンプ）による格納容器スプレイ、炉心注水
+ 充てん／高圧注入ポンプ自己冷却による炉心注水

特重施設を活用した解析の操作条件の概略

解析シナリオ	経過時間
格納容器過圧破損事象 + 特重設備（ポンプ）による格納容器スプレイ、炉心注水 + 充てん／高圧注入ポンプ自己冷却による炉心注水 （SA設備 + 特重施設活用）	<p> ▽事象発生 ▽炉心溶融 ▽特重設備（ポンプ）による炉心注水 充てん／高圧注入ポンプによる炉心注水 ※4 ※3 ※2 ※3 特重設備（ポンプ）による格納容器スプレイ 格納容器内自然対流冷却 常設電動注入ポンプによる格納容器スプレイ 特重設備（ポンプ）による格納容器スプレイ </p> <p> : 炉心注水 : 格納容器スプレイ等 </p>
（参考） 格納容器過圧破損事象 （SA設備のみ使用）	<p> ▽事象発生 ▽炉心溶融 ※2 常設電動注入ポンプによる格納容器スプレイ 格納容器内自然対流冷却 </p>

※2：炉心溶融から30分後 ※3：切替時間考慮 ※4：燃料取替用水タンク3%で炉心注水停止

（届出書記載ケースの操作条件の考え方）

現状の事故対応手順のうち信頼性が高い特重設備や重大事故等対処設備（SA設備）のみを使用する。

特重設備の準備がSA設備より早く完了すれば、特重設備を用いた炉心注水または格納容器スプレイを実施する。その後、SA設備の準備が完了した場合、SA設備による対応に切り替える。ただし、燃料取替用水タンクのほう酸水を有効活用するため、充てん／高圧注入ポンプによる炉心注水実施後、格納容器スプレイは常設電動注入ポンプではなく特重設備（ポンプ）による対応に切り替える。

● 解析結果

Cs-137放出量や原子炉容器破損時間は以下のとおり。

項目	格納容器過圧破損事象 (S A 設備 + 特重施設活用)	(参考) 格納容器過圧破損事象 (S A 設備のみ使用)
Cs-137放出量	約0.25TBq ^{※1}	約0.32TBq
原子炉容器 破損時間	約62時間後 ^{※2}	約2時間後

※1：早期に特重設備（ポンプ）による格納容器スプレイが実施されることにより、格納容器過圧破損事象より低減

※2：燃料取替用水タンクの水源枯渇による炉心注水停止後に原子炉容器破損が発生

特重設備（ポンプ）により早期に格納容器スプレイを実施することで、格納容器過圧破損事象より**セシウム放出量が2割程度低減された。**

また、特重設備（ポンプ）で格納容器スプレイを実施することで、燃料取替用水タンクを炉心注水のみで使用出来ることから、**原子炉容器破損を大幅に遅延（約60時間）**できた。

なお、本解析においては、燃料取替用水タンクの枯渇により炉心注水を停止し原子炉容器破損に至っているが、燃料取替用水補助タンク等の活用による炉心注水継続により、原子炉容器破損に至る時間を更に遅延できる可能性がある。

内部事象出力時レベル1 PRA

	基事象名	追加措置案
①	LOCA 時再循環切替 操作失敗(低圧再循環)	<ul style="list-style-type: none"> ・当該シナリオに対する教育・訓練の強化 ・再循環切替操作の自動化により運転員の負担は低減できるが、デメリットを含め総合的に考え、現段階では今回は追加措置とせず、よりメリットが大きくなる方法等についての調査を継続する。
②	スプレイ再循環操作／診断失敗(従属度中)	
③	2次系強制冷却等による炉心冷却操作／診断失敗(LOCA再循環)(従属度低)	
④	通水側海水ストレーナ閉塞時の待機側海水ストレーナへの切替操作失敗	<ul style="list-style-type: none"> ・当該シナリオに対する教育・訓練の強化
⑤	海水ストレーナ(1A、1C-SWS)閉塞 CCF	

内部事象出力時レベル2 PRA

	基事象名	追加措置案
①	RCP シール LOCA 発生	<ul style="list-style-type: none"> ・現時点で改良型シールを採用している。更なる RCP シール LOCA 発生の可能性低減のため、低漏えいシールの導入が考えられるが、導入に当たっての検討課題、海外プラントでの運用状況等を調査し、安全性向上への寄与について今後検討する必要があることから、今回は追加措置としない。
②	海水ストレーナ(1A、1C-SWS)閉塞 CCF	<ul style="list-style-type: none"> ・当該シナリオに対する教育・訓練の強化
③	通水側海水ストレーナ閉塞時の待機側海水ストレーナへの切替操作失敗	
④	移動式大容量ポンプ車の確立(空調用冷凍機、制御用空気圧縮機、格納容器再循環ユニットへの通水)失敗	<ul style="list-style-type: none"> ・当該シナリオに対する教育・訓練の強化
⑤	LOCA 時再循環切替操作失敗(スプレイ再循環)	

内部事象停止時レベル1 PRA

	基事象名	追加措置案
①	サンプルスクリーン A 閉塞	・再循環サンプルスクリーンの巡視点検強化
②	弁操作失敗従属性(完全依存:CD)	・当該シナリオに対する教育・訓練の強化
③	ドレン停止操作失敗の従属性	
④	水位計の読み取り失敗(水位維持失敗／オーバードレン発生時)	
⑤	抽出流量の調整失敗(水位維持失敗／オーバードレン発生時)	

地震レベル 1 PRA及びレベル 2 PRA

	基事象名	追加措置案
①	メタルクラッド開閉装置 機能損傷	・メタルクラッド開閉装置保護継電器デジタル化更新工事(実施予定)
②	海水取水ライン構造物 構造損傷	・評価の高度化の検討 (フラジリティ評価の詳細化)
③	洗浄排水処理装置 蒸留水冷却器 構造損傷	・評価の高度化の検討 (対象機器構造損傷時の影響の詳細化) ・地震時の CCW 接続機器・系統からの漏えい早期発見のための監視強化
④	制御棒駆動装置冷却ユニット 構造損傷	
⑤	余剰抽出冷却器 構造損傷	

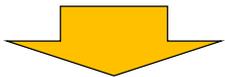
津波レベル 1 PRA及びレベル 2 PRA

	基事象名	追加措置案
①	1A,B,C,D 海水ポンプ	津波 PRA の CDF、CFF 等のリスク指標は、他の事象よりも2桁程度小さく、また、FV 重要度の高い機器の津波耐力の向上には高台への移設等、大規模な工事が必要となることから、追加措置は抽出しない。
②	外部電源関連設備(屋外の主変圧器、所内変圧器)	
③	外部電源関連設備(屋外の予備変圧器、起動変圧器など)	
④	1A,B AFWP 復水タンク元弁	
⑤	1号 大容量空冷式発電機	

○地震PRA及び津波PRAについては、レベル 1 PRA及びレベル 2 PRAのFV重要度評価結果がほぼ同等であったことから、レベル 1 PRAのFV重要度評価結果を基に追加措置の検討を行った。

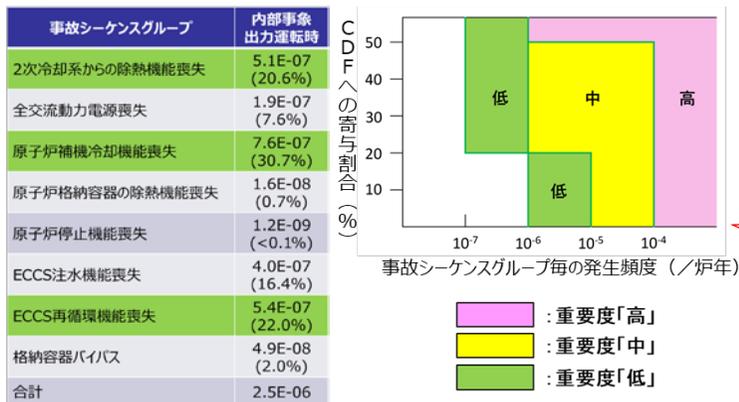
玄海第1回届出から、日本原子力学会標準を参考にした追加措置の抽出を実施。

- 川内第1回安全性向上評価での追加措置抽出方法
 - FV重要度から追加措置を抽出



- 日本原子力学会標準を参考にした追加措置抽出方法
 - 事故シーケンスグループ及び格納容器機能喪失モードのそれぞれの発生頻度とCDFやCFFへの寄与割合から、追加措置の検討対象とする事故シーケンスグループ及び格納容器機能喪失モードを選定
 - 選定した事故シーケンスグループ及び格納容器機能喪失モードの重要度に応じて、有効と考えられる追加措置をFV重要度から抽出

玄海3号機第1回の例



重要度の高い事故シーケンスグループや格納容器機能喪失モードに対して、重要度に応じた追加措置を検討することで、リスクを効果的に低減することが可能

○Cs-137放出量評価

ケース	評価条件				貫通部DF※	評価結果 Cs-137 放出量	備考	
	事故 シーケンス	緩和設備		Cs-137 放出量			各ケースの違い	記載箇所
		設計基準事故 対処設備	重大事故等 対処設備 (SA設備)					
①	大破断LOCA + ECCS注入失敗 + CVスプレイ 失敗	×	○		1	5.6TBq	ベース（SA設備のみ）	新規制基準 適合性設置許可
②				×	1	3.2TBq	① + 放射性物質のCV内挙動及び CV外放出率を精緻化	第1回 安全性向上評価
③					10	0.32TBq	② + DF10考慮	第4回 安全性向上評価
④			○ (バントなし)	10	0.25TBq	③ + 特重施設活用（バントなし）		
⑤			×	○ (バントあり)	10	0.79TBq	③（ただし、SA設備使用不可） + 特重施設（バントあり）	

※ 貫通部DFは、原子炉格納容器貫通部は非常に狭く複雑な形状であるため、粒子状の放射性物質の原子炉格納容器外への漏えい過程で沈着（あるいは過剰な量であれば目詰まり）が期待できる。

DF（Decontamination Factor：除染係数）とは、放射性物質が除去される程度を示す係数で、例として貫通部DF10の場合、粒子状物質の放出量は1/10となる。

貫通部DFについては、プラントメーカから公開文献が発行されており、第4回安全性向上評価においてはより精緻な評価とするために公知化された知見を考慮した。

○公開文献：MHI-NES-1071 PWRプラント原子炉格納容器からの漏えいに関するエアロゾル粒子の捕集効果の設定について（三菱重工業、2020年6月）

○敷地境界における被ばく評価

※ ケース	評価条件				貫通部 DF	敷地境界にお ける被ばく評価 結果	備考		
	事故 シーケンス	緩和設備					敷地境界にお ける被ばく評価 結果	各ケースの違い	記載箇所
		設計基準事故 対処設備	重大事故等 対処設備 (SA設備)	特定重大事故 等対処設備 (特重施設)					
②	大破断LOCA + ECCS注入失敗 + cvスプレイ 失敗	×	○	×	1	43mSv	ベース	第1回 安全性向上評価	
③					10	30mSv	② + DF10考慮	第4回 安全性向上評価	
③'					1	14mSv	② + 風向考慮		
③''					10	13mSv	② + DF考慮 + 風向考慮		
⑤			×	○	10	41mSv	特重施設のみ活用 + DF考慮 + 風向考慮 (13ページグラフ記載ケース)		

※前ページのCs-137のケースに同じ。

③'、③''は③の敷地境界における被ばく評価の感度解析結果を示す。

なお、①・④については、評価を実施していないため記載していない。