

**「第8回実用発電用原子炉の安全性向上評価の
継続的な改善に係る会合で意見交換したい主な事項」
に対する回答**

2021年 2月 9日

九州電力株式会社

項目	意見交換事項	頁
1. 確率論的リスク評価 (PRA)	<ul style="list-style-type: none"> 確率論的リスク評価の結果を踏まえ、設備や手順の改善対策等を行った結果としてCDF等が改善しているのであれば、そのような事例を次回具体的に説明して欲しい。 	2
	<ul style="list-style-type: none"> 前回の資料で示されたハザード・フラジリティ評価の高度化、SSHACプロセスの確立及び確立後の手法の見直しの考え方等の地震PRA・津波PRA評価手法の改善の具体的な計画及び内容を次回より詳しく説明して欲しい。 	4
	<ul style="list-style-type: none"> レベル3PRAを安全性向上評価届出で実施することについて、事業者の考えを聞かせて欲しい。 	6
	<ul style="list-style-type: none"> 炉心損傷後の条件付格納容器機能喪失確率を定義・分析・評価することは、更なる安全性向上対策を検討する上でも有効な手段と考えるが、事業者の考えを聞かせて欲しい。 	7
2. 被ばく評価	<ul style="list-style-type: none"> 被ばく評価の結果について、核種毎の放出タイミング、放出量、線量への寄与を届出書へ具体的に示すべきと考えるが、事業者の考えを聞かせて欲しい。 	8
3. 安全裕度評価 (ストレステスト)	<ul style="list-style-type: none"> 津波クリフエッジの評価において、建屋のシール部を超えた時点で一律に水没しているが、今後いずれかの時点で、より現実的な評価（具体的な浸水区画を考慮する等の評価）を行うべきと考えるが、事業者の考えを聞かせて欲しい。 	9
4. 特定重大事故等対処施設の扱い	<ul style="list-style-type: none"> 特重施設導入後のPRAにおいて、重大事故等への対応に特重施設を活用する場合のイベントツリー設定等の考え方を次回説明して欲しい。 	10
	<ul style="list-style-type: none"> 地震時のストレステストにおいて、特重施設の系統毎（フィルタベント、下部炉心注水等）に頑健性を把握、確認すべきと考えるが、事業者の考えを聞かせて欲しい。 	11

・ 確率論的リスク評価の結果を踏まえ、設備や手順の改善対策等を行った結果としてCDF等が改善しているのであれば、そのような事例を次回具体的に説明して欲しい。

- 安全性向上評価におけるPRA評価結果から抽出した追加措置として、主に以下のような安全性向上対策を実施している。
- 追加した対策のうち、PRA上考慮可能な対策については適宜モデルへ反映している。

分類	追加措置	期待される効果	モデル化状況
教育訓練の強化	重要シナリオに対する教育・訓練の強化	<ul style="list-style-type: none"> ・ LOCA時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 	対象外
設備対策	メタクラ保護継電器のデジタル化	<ul style="list-style-type: none"> ・ 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 	モデル化済
	特定重大事故等対処施設による格納容器スプレイ及びフィルタベントの導入	<ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉格納容器の過圧破損に対するリスクを低減 	モデル化予定
運用対策	地震時、CCW保有水量の監視強化	<ul style="list-style-type: none"> ・ 地震損傷による原子炉補機冷却水の減少を早期発見し、CCW系統機能喪失の可能性を低減 	対象外

《改善対策のモデル化事例》

川内 1 / 2号機のメタルクラッド開閉装置の保護継電器デジタル化によるCDF等の改善

- 安全系（非常用母線）のメタルクラッド開閉装置の保護継電器のデジタル化により、装置全体のフラジリティが改善

《メタルクラッド開閉装置のフラジリティ》

評価部位	変更前 HCLPF(G)	変更後 HCLPF(G)
基礎溶接部	5.01	5.01
保護継電器	0.82	1.90
遮断器	1.26	1.26

損傷部位が保護継電器から遮断器となり、装置全体のフラジリティが向上 (HCLPF 0.82G ↗ 1.26G)

- メタルクラッド開閉装置のフラジリティ改善により、地震PRAのCDF、CFF及び事故時のCs-137の放出量が100TBqを超えるような事故の発生頻度が低減された。

《川内 1 号機地震PRA評価結果》

	変更前	変更後	リスク低減割合
炉心損傷頻度 (/ 炉年)	1.7×10^{-6}	8.5×10^{-7}	約50%減
格納容器機能喪失頻度 (/ 炉年)	1.5×10^{-6}	6.3×10^{-7}	約60%減
事故時のCs-137 の放出量が100TBqを超えるような事故の発生頻度 (/ 炉年)	1.5×10^{-6}	6.3×10^{-7}	約60%減

- ・ 前回の資料で示されたハザード・フラジリティ評価の高度化、SSHACプロセスの確立及び確立後の手法の見直しの考え方等の地震PRA・津波PRA評価手法の改善の具体的な計画及び内容を次回より詳しく説明して欲しい。

○ハザード・フラジリティ評価手法高度化

- ✓ 地震及び津波に関する現実的な評価手法の確立や、データ拡充を試みている。
- ✓ 適用可能となったものから順次、地震及び津波PRAに取り入れていく。

【取組み例】

- ✓ より現実的な地震フラジリティ評価に資するため、加振試験により弁、配管系等の機能維持限界耐力評価を行い、データ拡充を図っている。具体的には、NRRC（原子力リスク研究センター）が有する高加速度の加振が可能な加振台を利用し、電動弁の加振試験による損傷データ拡充や、配管エルボの曲げ試験による疲労評価を実施している。

○SSHACプロセスを踏まえた高度化

- ✓ 四国電力伊方発電所を対象に2020年にかけて実施した、SSHACプロセスを用いた地震動ハザード評価に関して、他の個別プラントに水平展開を行う場合、専門家の確保、実施期間の長さが課題となる。
- ✓ 特に専門家のリソースは限られており、効率よく水平展開する方法の検討が必要である。
- ✓ NRRCにて2020年度から2021年度にかけて、伊方SSHACの結果を踏まえた確率論的地震動ハザード評価の実務ガイドを作成し、2022年度以降に試検討を実施する予定。
- ✓ 個別プラント適用については、その検討結果を踏まえ、対応していく。

○その他

- ✓ 内部事象PRAの改善の成果についても、適宜外部事象PRAに反映していく。
- ✓ 人間信頼性評価手法の変更（THERP手法⇒EPRI手法）について、今後の届出で反映予定。

今後の改善計画

現在

取組み			2020年度	2021年度	2022年度	2023年度	2024年度	2025年度
ハザード・フラジリティ 評価手法高度化研究※	地震	ハザード	確率論的地震ハザード解析手法の高度化研究 <地震動予測モデル（地震動予測式、断層モデル）の定量的重み付け手法等>					個別プラント適用検討 後続研究
		フラジリティ	機器・配管フラジリティ高度化研究 <加振台を用いたデータ拡充等>	個別プラント適用検討 後続研究				
	津波	ハザード	確率論的津波ハザード解析手法の高度化研究 <地すべりに起因する津波の確率論的評価手法等>					個別プラント適用検討 後続研究
		フラジリティ	津波フラジリティ高度化研究 <津波影響評価手法高度化（漂流物影響）等>	確率論的評価のための技術およびデータの整備（検討中）				
SSHACプロセスの確立			伊方SSHAC 地震動ハザード評価	伊方SSHAC を踏まえた実務ガイド作成	実務ガイドによる試検討			
その他	人間信頼性評価手法の変更 (EPRI手法の地震・津波PRAへの適用)		適用性 検討	個別プラント評価 適宜届出(2022年度以降)				

※：取組み内容は一例。

【凡例】

 : 評価完了

 : プラント共通の研究等

 : 個別プラント適用検討・後続研究

 : 個別プラント評価

・ レベル3PRAを安全性向上評価届出で実施することについて、事業者の考えを聞かせて欲しい。

- 安全性向上評価は、自主的・継続的に原子炉施設の安全性・信頼性を向上させることを目的とし、原子力発電所のリスクを合理的に可能な限り低減することを目標に実施するものと考えている。
このような目的に鑑み、原子力発電所の安全性向上対策の検討に当たっては、より直接的な指標である現行の炉心損傷頻度、格納容器機能喪失頻度に加え、Cs-137放出放射エネルギー等の結果を活用することで実施可能と考えている。
- レベル3 PRAの評価に当たっては、自治体の防災業務計画を踏まえた避難等のオフサイトに係る条件を考慮する必要があることから、自主的安全性向上の取組みを超えており、結果の公表についても国や自治体と相談させていただきながら、安全性向上評価とは別の枠組みで検討していくことが適当と考える。
- 評価手法の構築については、原子力リスク研究センターの研究マネジメントの枠組みの中で取り組んでいる。検討の内容としては、既存ツールの特性把握、知見の収集、国内で想定されるパラメータ等の調査、防災等データ入力手法検討※、これらの適用性検討などの課題解決に向けた研究が継続的に進められる計画である。

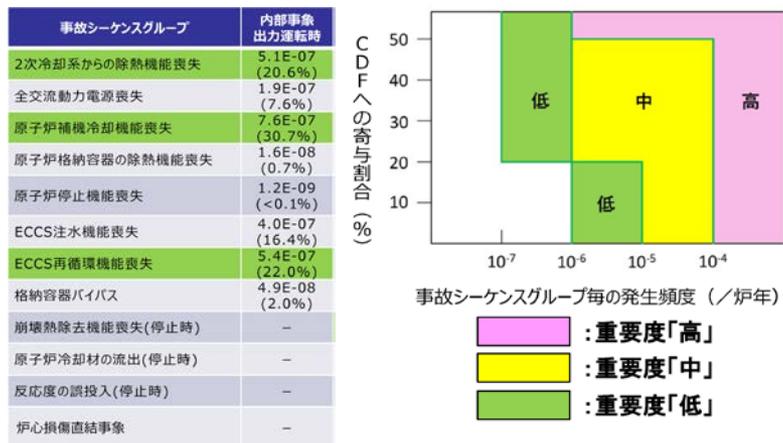
※原子力災害対策指針や地域防災計画等の情報から、事象に応じたEALの運用を踏まえた防護措置（屋内退避や避難）開始時期、避難速度やルート等

● 炉心損傷後の条件付格納容器機能喪失確率を定義・分析・評価することは、更なる安全性向上対策を検討する上でも有効な手段と考えるが、事業者の考えを聞かせて欲しい。

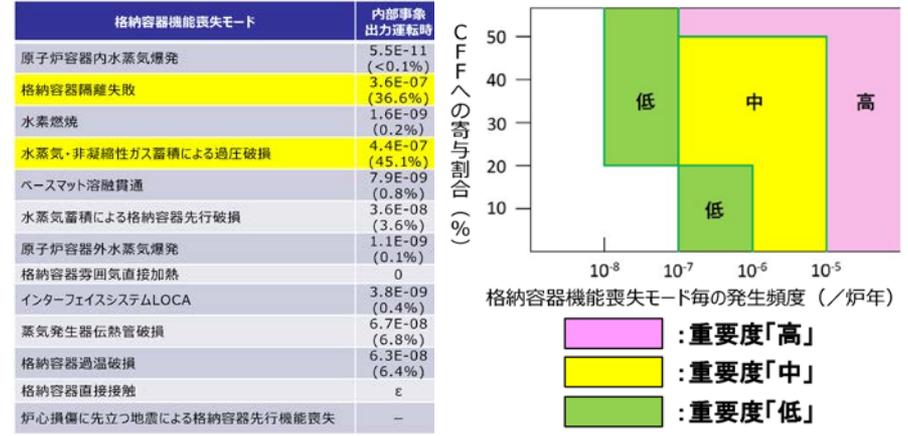
- 当社の更なる安全性向上対策の検討については、レベル1PRAでは事故シーケンスグループ別、レベル2PRAでは格納容器機能喪失モード別に全CDF又は全CFFへの寄与割合と発生頻度から安全性向上対策の重要度を検討し、追加措置案を抽出している。
- また、安全性向上対策を検討する上で、総合的なリスク低減を図る必要があると考えている。

(例) 玄海3号機届出における更なる安全性向上策の検討

〔炉心損傷頻度〕



〔格納容器機能喪失頻度〕



- 条件付格納容器機能喪失確率を評価・分析することは、格納容器機能喪失防止対策の効果を考察する上では有効であると考えているため、現在の当社の取り組みに加え、条件付格納容器機能喪失確率の評価・分析を実施し、必要に応じ更なる安全性向上対策を検討していきたい。

- 被ばく評価の結果について、核種毎の放出タイミング、放出量、線量への寄与を届出書へ具体的に示すべきと考えるが、事業者の考えを聞かせて欲しい。

- 安全性向上評価における被ばく評価については、原子炉施設の安全性・信頼性向上対策の効果を把握するため、敷地境界での被ばく線量を評価し届出書に記載している。
- 被ばく線量結果を基に有効な防護措置を考察する上で、特定の核種に特化した有効な防護措置はなく、被ばく経路ごとの線量寄与の確認により外部被ばく、内部被ばくのどちらが支配的か把握することが可能であることから、核種毎の放出タイミング、放出量、線量への寄与の把握は必要ないと考えている。

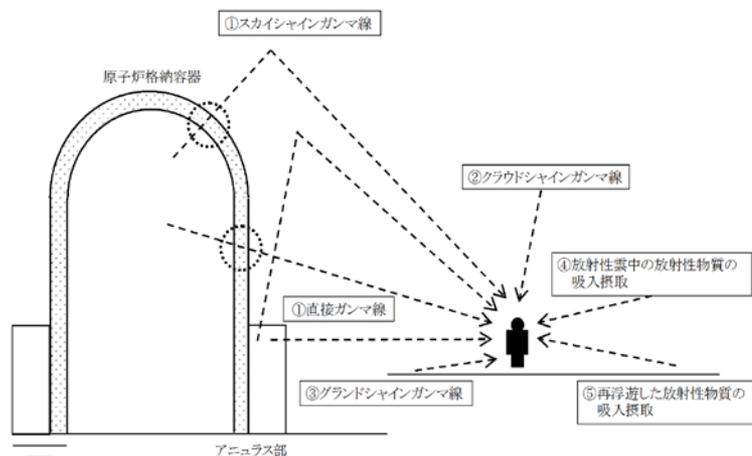


図 敷地等境界における公衆の被ばく経路（玄海3、4号機）

表 被ばく経路別の実効線量（平均値）
（玄海3、4号機の評価例：格納容器健全）

被ばく経路	実効線量 (mSv)
①直接・スカイシャイン線量	約 0.31
②クラウド外部線量	約 0.55
③グラウンド外部線量	約 2.0
④クラウド内部線量	約 15
⑤再浮遊吸入線量	約 0.18
合計	約 18

- 津波クリフエッジの評価において、建屋のシール部を超えた時点で一律に水没するとしているが、今後いずれかの時点で、より現実的な評価（具体的な浸水区画を考慮する等の評価）を行うべきと考えるが、事業者の考えを聞かせて欲しい。

- 具体的な浸水区画を考慮する等のより現実的な評価には、仮想的な津波による遡上解析を実施し、建屋内への浸水量を設定する必要があるが、建屋シール高さを超えた場合の浸水量の想定等、不確かさが大きく、現手法の機器の設置高さ及び建屋シール高さをを用いて決定論的に評価するほうが、現時点において施設の耐津波性を確認する上で合理的と考える。
- 現手法により得られたクリフエッジを上回る津波高さの発生頻度は下表のとおりであり、基準津波の発生頻度（川内： $10^{-5} \sim 10^{-6}$ /炉年、玄海： $10^{-6} \sim 10^{-7}$ /炉年）と比較しても極低頻度であることが確認でき、現手法においても裕度を有していることが確認可能である。

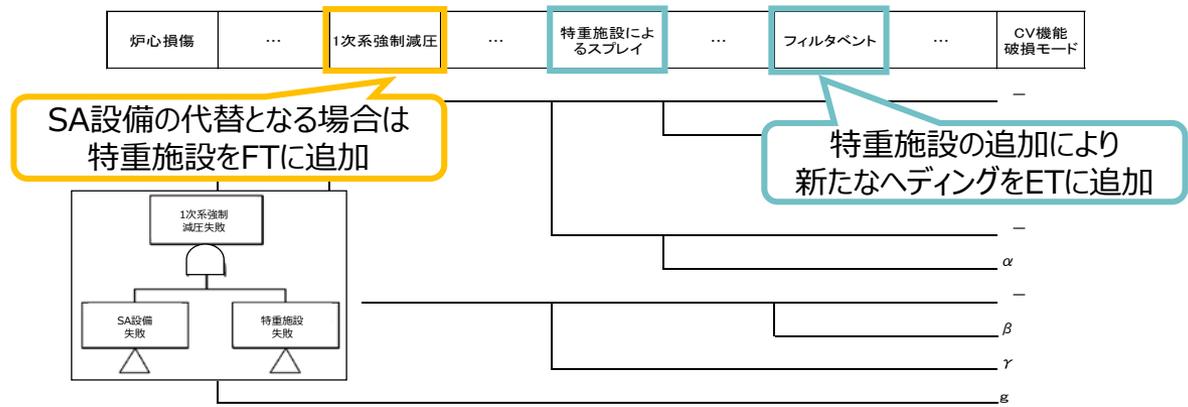
プラント	クリフエッジ	クリフエッジを上回るの津波の発生頻度
川内1,2号機	15.0m	9.6E-11/炉年
玄海3,4号機	13.0m	9.4E-12/炉年

- 津波評価に関する最新知見は引き続きフォローする。なお、より現実的な評価手法が開発された場合には、その適用について検討する。

・ 特重施設導入後のPRAにおいて、重大事故等への対応に特重施設を活用する場合のイベントツリー設定等の考え方を次回説明して欲しい。

- 川内1/2号機第4回安全性向上評価届出においては、特重施設の主たる機能である炉心損傷後の格納容器破損防止機能に着目し、SA時におけるフィルタベント等によるリスク低減効果を確認する。
- SAへの対応に特重施設を活用することで新たに発生するシナリオの分岐について検討し、イベントツリー(ET)へ反映する。また、特重施設がSA設備の代替となるものについてはフォールトツリー(FT)でバックアップ設備として反映していく。

<特重施設反映後のレベル2PRA ET・FTイメージ>



- なお、特重施設を炉心損傷防止対策として活用する場合の評価については、その成立性等を検討して川内1/2号第5回届出以降に評価を実施する。
- 特重施設の炉心注水機能の活用により事象進展を緩やかにできるシナリオは、炉心損傷までの時間余裕を確保し、その時間において機器の復旧等により事象を収束させることが期待でき、これについても定性分析などを含めて検討する方向で考えている。

・ 地震時のストレステストにおいて、特重施設の系統毎（フィルタベント、下部炉心注水等）に頑健性を把握、確認すべきと考えるが、事業者の考えを聞かせて欲しい。

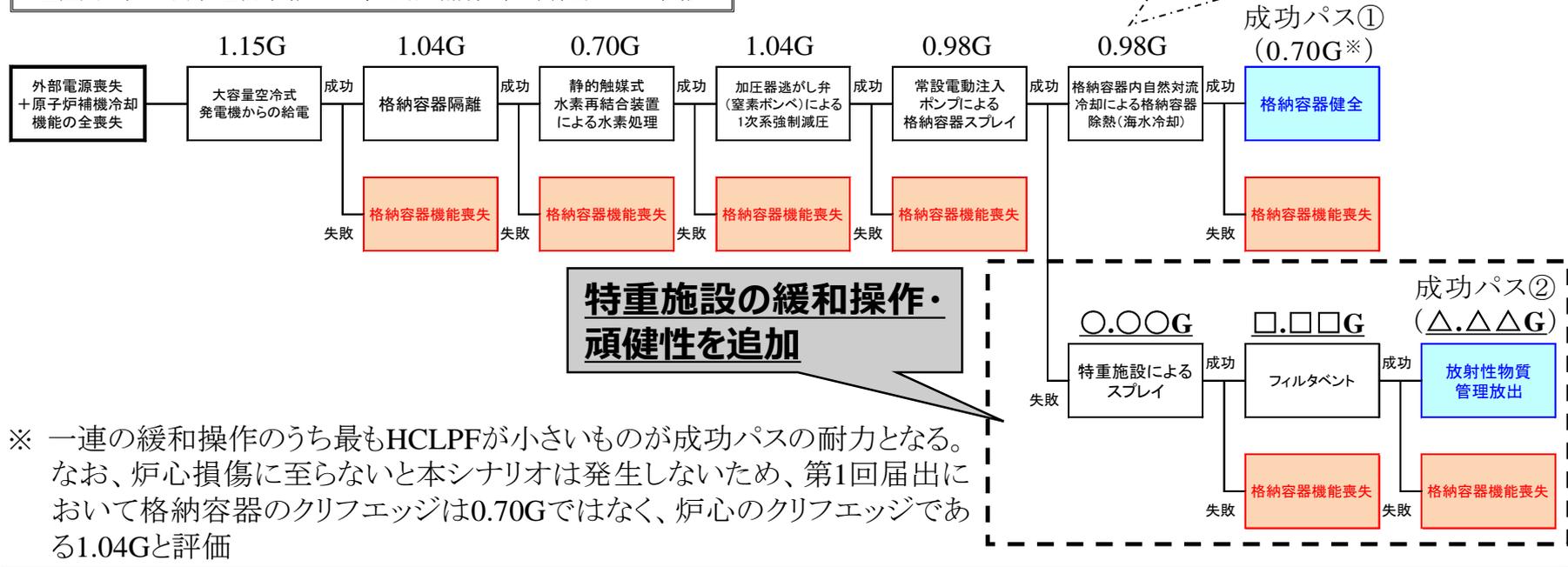
○ イベントツリーに特重施設を用いた緩和操作を追加し、HCLPF*を示すことで頑健性を把握、確認していくことを考えている。

* High Confidence of Low Probability of Failure（高信頼度低損傷確率）の略。フラジリティ評価の95%信頼度における5%損傷確率に相当する地震加速度レベル（G）を指し、当該加速度で機器が損傷するものとして評価

川内1号機 安全裕度評価（地震）

CV評価における特重施設を考慮したイベントツリーのイメージ

起回事象：外部電源喪失＋原子炉補機冷却機能の全喪失



END

