

「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 3月18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)	・ 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
	・ 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
	・ 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。	7
	・ 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。	8
2. 被ばく評価	・ 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。	9
3. 安全裕度評価 (ストレステスト)	・ 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。	10
4. 特定重大事故等対処施設の扱い	・ 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。	11
	・ 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。	12

・ 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結果から、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。
- 実施した対策のうち、PRA上反映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	モデルへの反映
教育訓練の強化	重要シナリオに対する教育・訓練の強化 (川内・玄海)	・ 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	教育訓練による習熟効果を人的過誤確率評価に反映する手法が確立していないため未反映
設備対策	メタルクラッド開閉装置保護継電器のデジタル化 (川内)	・ 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	反映済 (スライド3参照)
	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 (玄海)	・ 原子炉格納容器の過圧破損に対するリスクを低減	反映予定
運用対策	地震時におけるCCW保有水量の監視強化 (川内)	・ 地震時のCCW系統機能喪失のリスクを運転員に認識させ、地震発生時のCCWの減少の早期発見、早期隔離につなげる	対象外 (地震発生時の運用強化のため)

※ECCS再循環切替失敗については、ソフト面での対策として教育訓練の強化を実施しており、今後特重施設を踏まえたPRA等において、更なるリスク低減（ハード面での対策等）の必要性についても総合的に検討する。

《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

アナログ式の保護継電器は機械的な機構があり、信号を伝える構造となっているが、デジタル化によって機械的な可動部がなくなった。これにより保護継電器のフラジリティが向上し、最弱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した。
(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

- NRRC (原子力リスク研究センター) にて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、NRRCが有する高加速度の加振が可能な加振台を使用し、以下のとおり、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。
 - 電動弁の加振試験による損傷データ拡充
 - 従来の弾性範囲の評価を置き換える塑性変形能力・疲労・弾塑性応答を考慮した現実的な評価法の整備のため、配管エルボの曲げ試験による、ギロチン破断(従来の地震フラジリティ評価で想定)の発生状況確認、疲労評価を実施
- ✓より現実的な地震動ハザード評価に資するため、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の構築に取り組んでいる。
- 地震により損傷した場合の損傷規模や程度を特定できずに直接炉心損傷に至るとしている機器について、判断するためのデータに乏しく評価を精緻化できていないことから、地震動評価に用いた専門家判断の手法等を参考に、電力共通課題として、評価の精緻化手法を検討していく。

○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
評価手法高度化研究※1	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> (SSHACプロセス適用検討は※2で実施)					個別プラント適用検討 後続研究
		脆弱性	機器・配管脆弱性高度化研究 <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(加振台によるデータ拡充結果を踏まえた検討等)				
	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
		脆弱性	津波脆弱性高度化研究 <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プロセスを踏まえた高度化※2			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)				

※1：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越えており、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

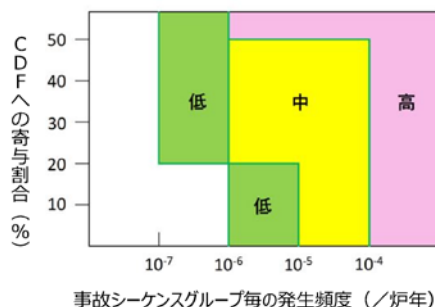
● 炉心損傷後の条件付格納容器機能喪失確率を定義・分析・評価することは、更なる安全性向上対策を検討する上でも有効な手段と考えるが、事業者の考えを聞かせて欲しい。

- 当社では、プラント損傷状態別の条件付格納容器機能喪失確率を算出し、炉心損傷防止及び格納容器破損防止の各段階で効果的な対策を検討する際に活用している。
- さらにレベル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算出したCDF及びCFFを用いて、安全性向上対策の重要度を検討し、総合的なリスク低減を図るための追加措置案を抽出している。

(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〕

事故シーケンスグループ	内部事象出力運転時
2次冷却系からの除熱機能喪失	5.1E-07 (20.6%)
全交流動力電源喪失	1.9E-07 (7.6%)
原子炉補機冷却機能喪失	7.6E-07 (30.7%)
原子炉格納容器の除熱機能喪失	1.6E-08 (0.7%)
原子炉停止機能喪失	1.2E-09 (<0.1%)
ECCS注水機能喪失	4.0E-07 (16.4%)
ECCS再循環機能喪失	5.4E-07 (22.0%)
格納容器バイパス	4.9E-08 (2.0%)
崩壊熱除去機能喪失(停止時)	-
原子炉冷却材の流出(停止時)	-
反応度の誤投入(停止時)	-
炉心損傷直結事象	-

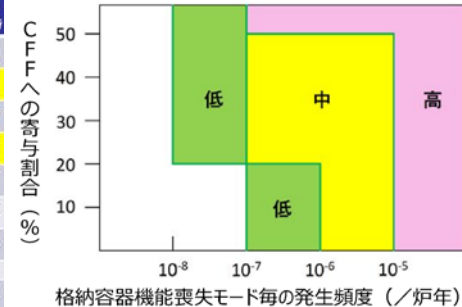


事故シーケンスグループ毎の発生頻度 (ノ/炉年)

 : 重要度「高」
 : 重要度「中」
 : 重要度「低」

〔格納容器機能喪失頻度〕

格納容器機能喪失モード	内部事象出力運転時
原子炉容器内水蒸気爆発	5.5E-11 (<0.1%)
格納容器隔離失敗	3.6E-07 (36.6%)
水素燃焼	1.6E-09 (0.2%)
水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損	4.4E-07 (45.1%)
ベースマツト溶融貫通	7.9E-09 (0.8%)
水蒸気蓄積による格納容器先行破損	3.6E-08 (3.6%)
原子炉容器外水蒸気爆発	1.1E-09 (0.1%)
格納容器券囲気直接加熱	0
インターフェイスシステムLOCA	3.8E-09 (0.4%)
蒸気発生器伝熱管破損	6.7E-08 (6.8%)
格納容器過温破損	6.3E-08 (6.4%)
格納容器直接接触	ε
炉心損傷に先立つ地震による格納容器先行機能喪失	-



格納容器機能喪失モード毎の発生頻度 (ノ/炉年)

 : 重要度「高」
 : 重要度「中」
 : 重要度「低」

- 更なる安全性向上対策の検討に資するため、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・分析等を検討する。

・ 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을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の重要性は高くないものと考えている。

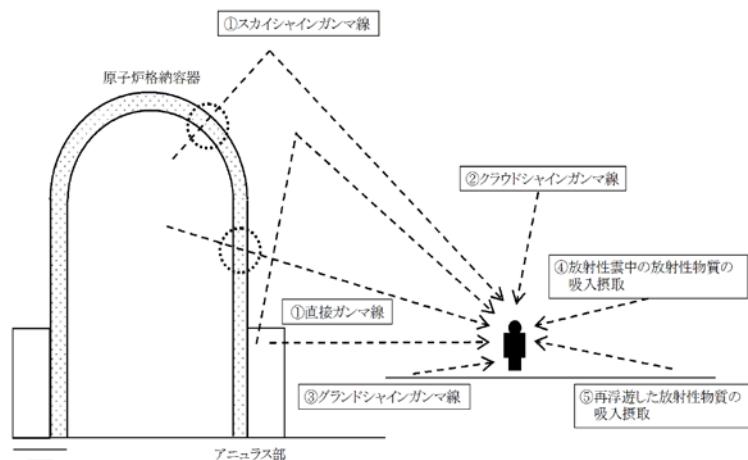


表 被ばく経路別の実効線量（平均値）
（玄海3，4号機の評価例：格納容器健全）

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

図 敷地等境界における公衆の被ばく経路（玄海3，4号機）

- ・ 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、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。
- 津波評価に関する最新知見は引き続きフォローする。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。
- なお、現手法により得られたクリフエッジを上回る津波の発生頻度は、基準津波の発生頻度と比較しても極低頻度であり、現時点でより現実的な評価を行う優先度は低い。

《参考：各津波高さの発生頻度（/炉年）※》

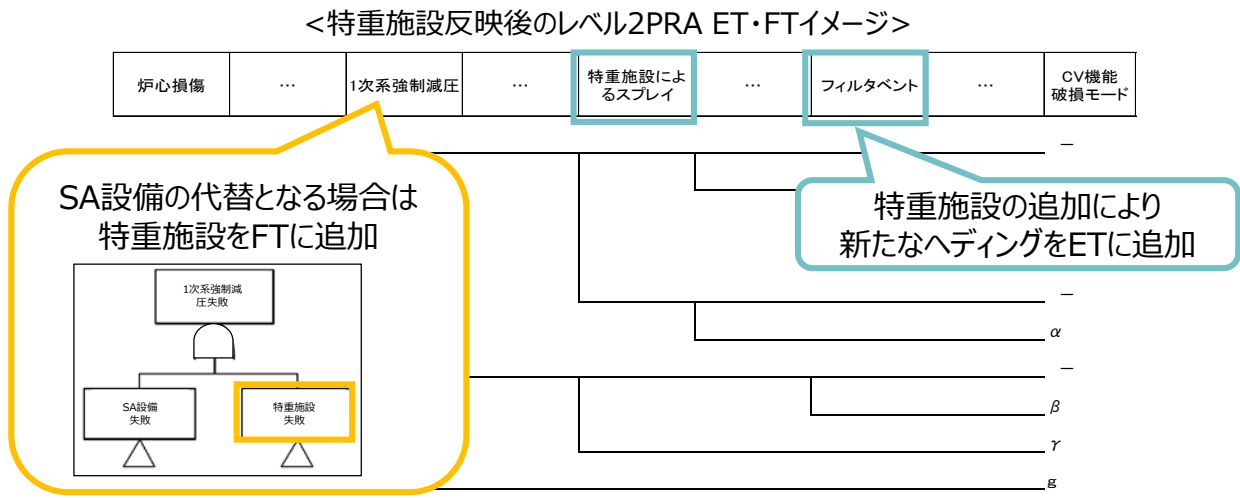
[川内] 基準津波： 10^{-6} オーダー、クリフエッジ超え： 10^{-11} オーダー

[玄海] 基準津波： 10^{-7} オーダー、クリフエッジ超え： 10^{-12} オーダー

※ 発生頻度は、不確かさを含むが、ここでは各津波高さに対応する発生頻度を比較するため、算術平均で記載している。

・ 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、フィルタバント等によるリスク低減効果を確認する。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、レベル2のイベントツリー(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号機第5回届出以降に評価を実施する。なお、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。

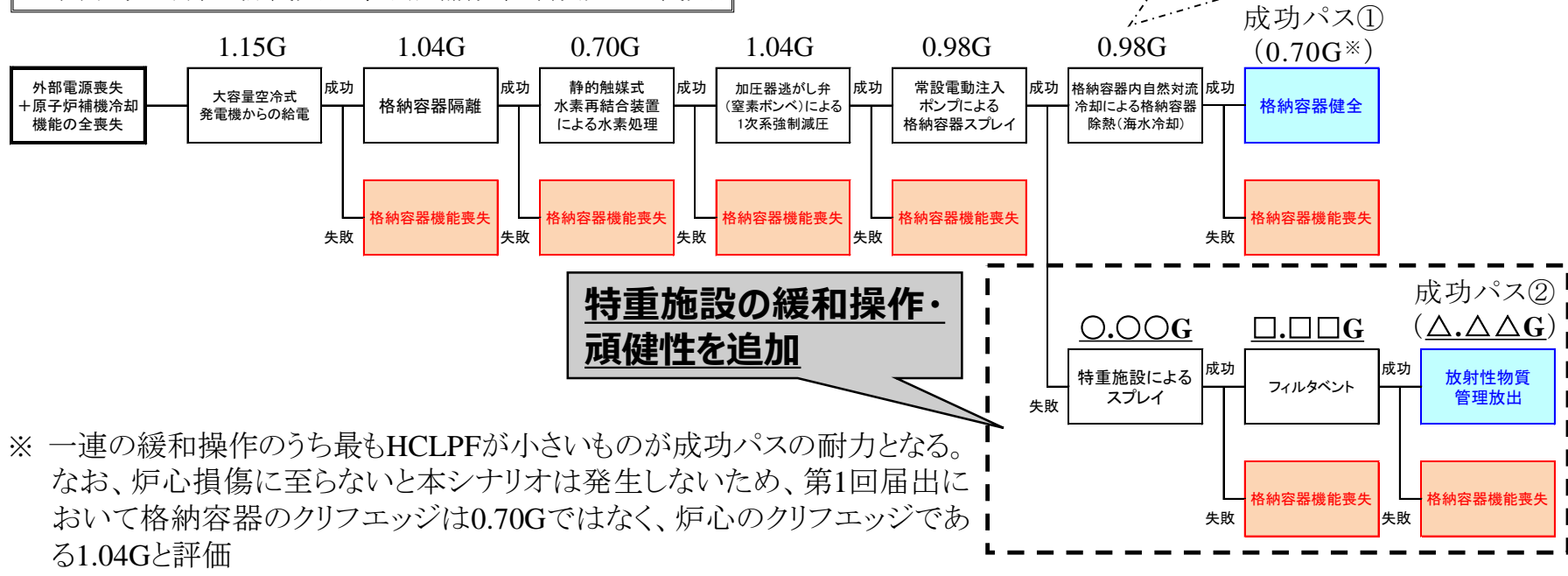
○ イベントツリーに特重施設を用いた緩和操作を追加し、HCLPF*を示すことで頑健性を把握、確認していくことを考えている。

* 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

起因事象：外部電源喪失＋原子炉補機冷却機能の全喪失

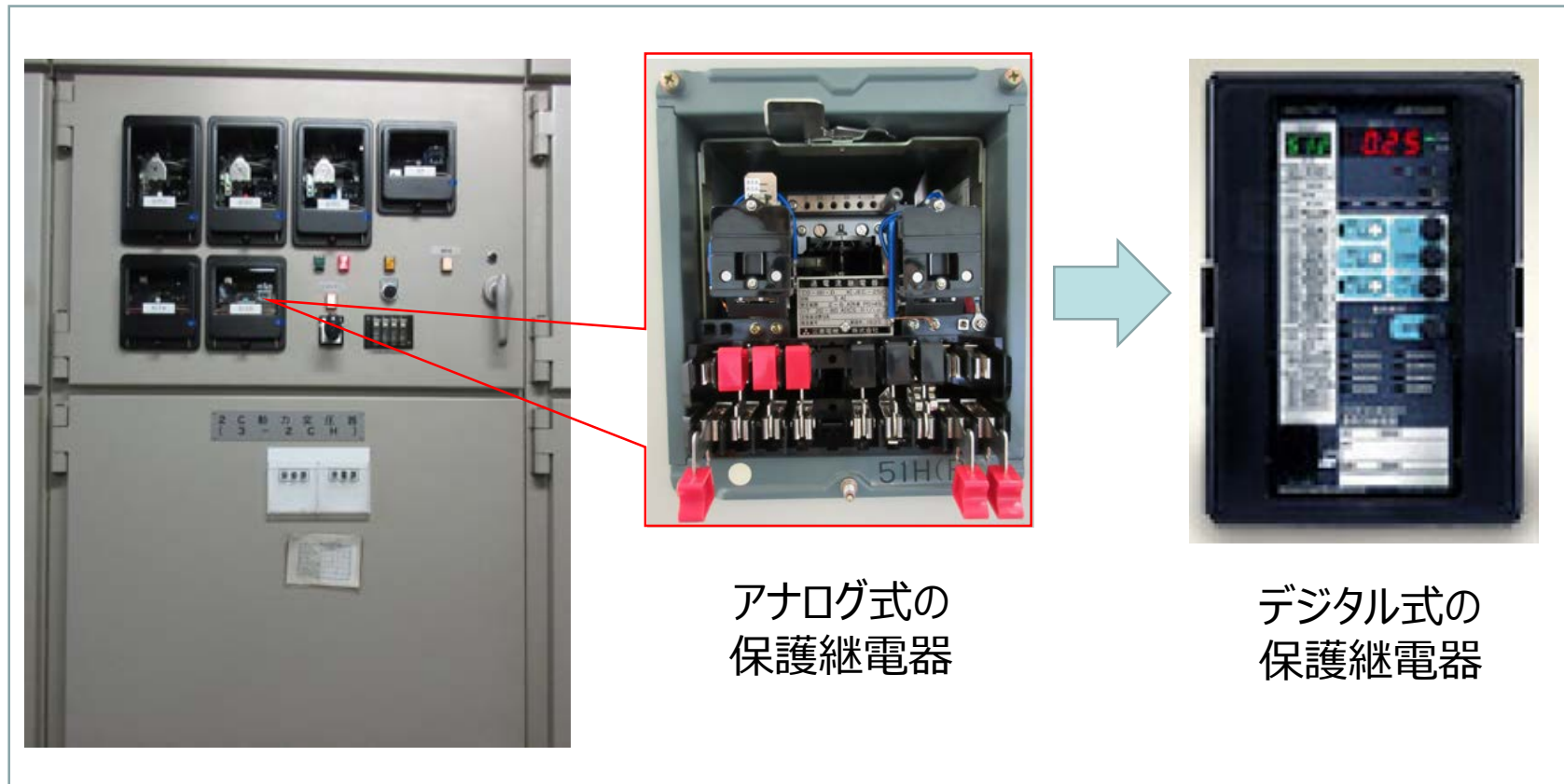


※ 一連の緩和操作のうち最もHCLPFが小さいものが成功パスの耐力となる。なお、炉心損傷に至らないと本シナリオは発生しないため、第1回届出において格納容器のクリフエッジは0.70Gではなく、炉心のクリフエッジである1.04Gと評価

END



- アナログ式の保護継電器は機械的な機構があり、信号を伝える構造となっているが、保護継電器をデジタル化することにより、この機械的な可動部がなくなり、耐震性が向上。



アナログ式の
保護継電器

デジタル式の
保護継電器