

玄海原子力発電所 3号機

第3回 安全性向上評価の概要について

2023年7月10日
九州電力株式会社

- 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

- (1) 保安活動の実施状況

- (2) 国内外の最新の科学的知見及び技術的知見

- (3) プラント・ウォークダウン

- 2-3 安全性向上計画

- 2-4 追加措置の内容

- (1) 構築物、系統及び機器における追加措置

- (2) 体制における追加措置

- 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

(1) 内部事象及び外部事象に係る評価

(2) 決定論的安全評価

(3) 確率論的リスク評価 (PRA)

(4) 安全裕度評価

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

4-1 評定結果

4-2 安全性向上計画

- 添付資料 (第1章に係る図書 (保安規定、基本設計方針) を添付)
- 参考資料 (商業機密、防護上の機密等の公開できない情報等)

● 第1章の記載方針

- 評価時点は、第16回定期事業者検査終了時点(2023.1.10)とする。
- 過去の届出では、IAEA GS-G-4.1(DS449)の典型的目次を参考に、許認可図書等の該当箇所を引用し、発電所の構築物、系統及び機器(SSC)を最新化(As is)し記載していた。
一方、原子力規制検査導入にあわせて構成管理(CM)の充実を図っており、届出第1章とCMに係る文書（設計基準文書（DBD）等）の最新化を重複して行っている状況にあった。
この状況を踏まえ、改めて第1章の記載方針について検討を行い、以下のとおり見直した。

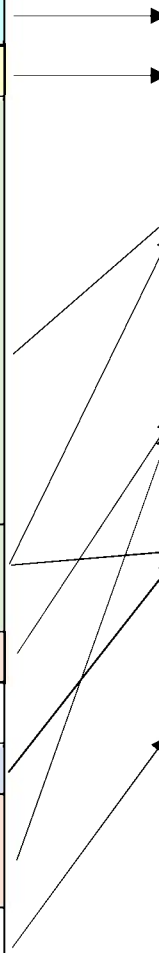
《見直し後の記載方針》

- ✓ 設置許可、設工認、系統図・配置図及びDBD、並びに保安規定を主体とした構成とし、**DS449の典型的目次に従う章立てから、安全性向上評価の運用ガイドに例示された章立てに見直す。**
- ✓ SSCに関する記載は、設置許可本文五号を基本とし、設計要件を一元管理している**DBDも記載することで充実を図る。**
- ✓ また、設置許可本文五号やDBDを補足説明する資料として要目表（設工認）及び系統図・配置図を参考資料として添付する。

《見直しの概要》

変更前(DS449ベースの構成)			
項目名	情報源		
1 序論及びプラントの一般的説明	—		
2 敷地特性	設置許可添六		
3 安全目標及びSSCに関する設計規則	設置許可添八		
4 原子炉			
5 原子炉冷却材及びSSCに関する設計規則			
6 工学的安全施設			
7 制御系統			
8 原子炉冷却材及び附属系統			
9 補助系統及び土木構造物			
10 蒸気－電力変換系統			
11 放射性廃棄物管理			設置許可添八 添九
12 放射線防護			
13 運転の実施	保安規定		
14 プラントの建設及び試運転	—		
15 安全解析	設置許可添十		
16 運転上の制限及び条件	保安規定		
17 安全に関するマネジメント			
18 人的要因工学	—		
19 緊急時対応	防災業務計画		
20 環境側面	環境影響調査書		
21 廃止措置及び寿命終了の側面	廃止措置実施方針		

変更後(運用ガイドベースの構成)		
項目名	情報源	
1.1 発電用原子炉施設概要	—	
1.2 敷地特性	設置許可添六	
1.3 構築物、系統、機器	設置許可本文五号 設計基準文書 (DBD)	
1.4 保安のための管理体制 及び管理事項	保安規定	
1.5 法令への適合性の確認 のための安全性評価結果	設置許可本文九号 本文十号	
(削除)		
【添付資料】 ・基本設計方針 ・保安規定		
【参考資料】 ・要目表 ・1章に係る非公開情報(商業機密、防護上の機密情報) ・系統図、配置図、構造図		



2-1 安全性の向上に向けた継続的取組みの方針（1/2）

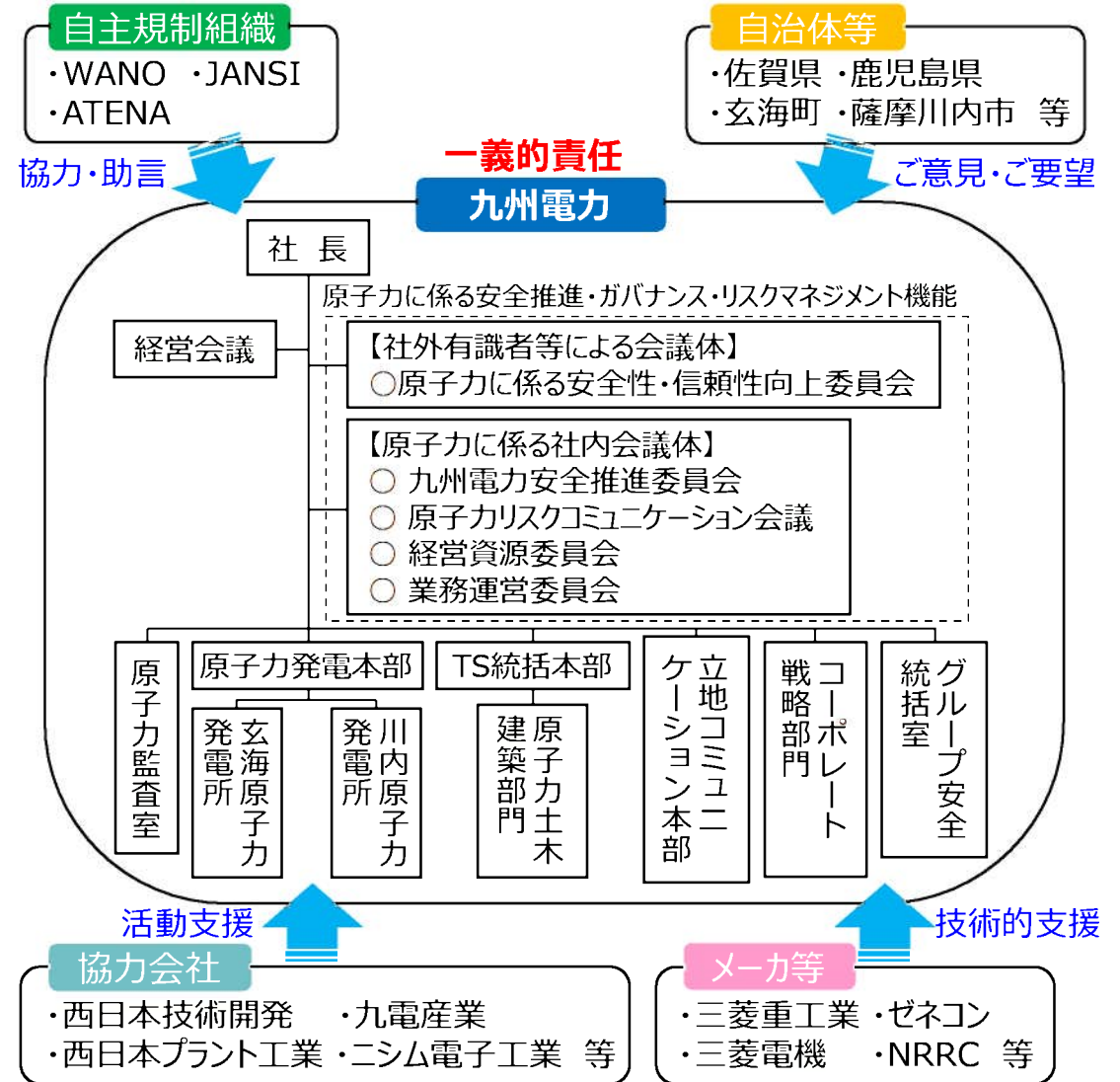
● 安全性の向上に向けた継続的取組みの方針

玄海3号機第3回 安全性向上評価

方針

社長が定める以下の品質方針に従い、より高みを目指した原子力発電所の自主的かつ継続的な改善に取り組む。

1. 原子力安全を最優先とする文化を醸成し続けます
2. 自主的・継続的に安全性・信頼性を向上させます
3. 原子力発電所のリスクマネジメントを確実に実施します
4. 積極的な情報公開と対話活動を行い安心・信頼に繋がります
5. 社内や協力会社との風通しの良い組織風土をつくります

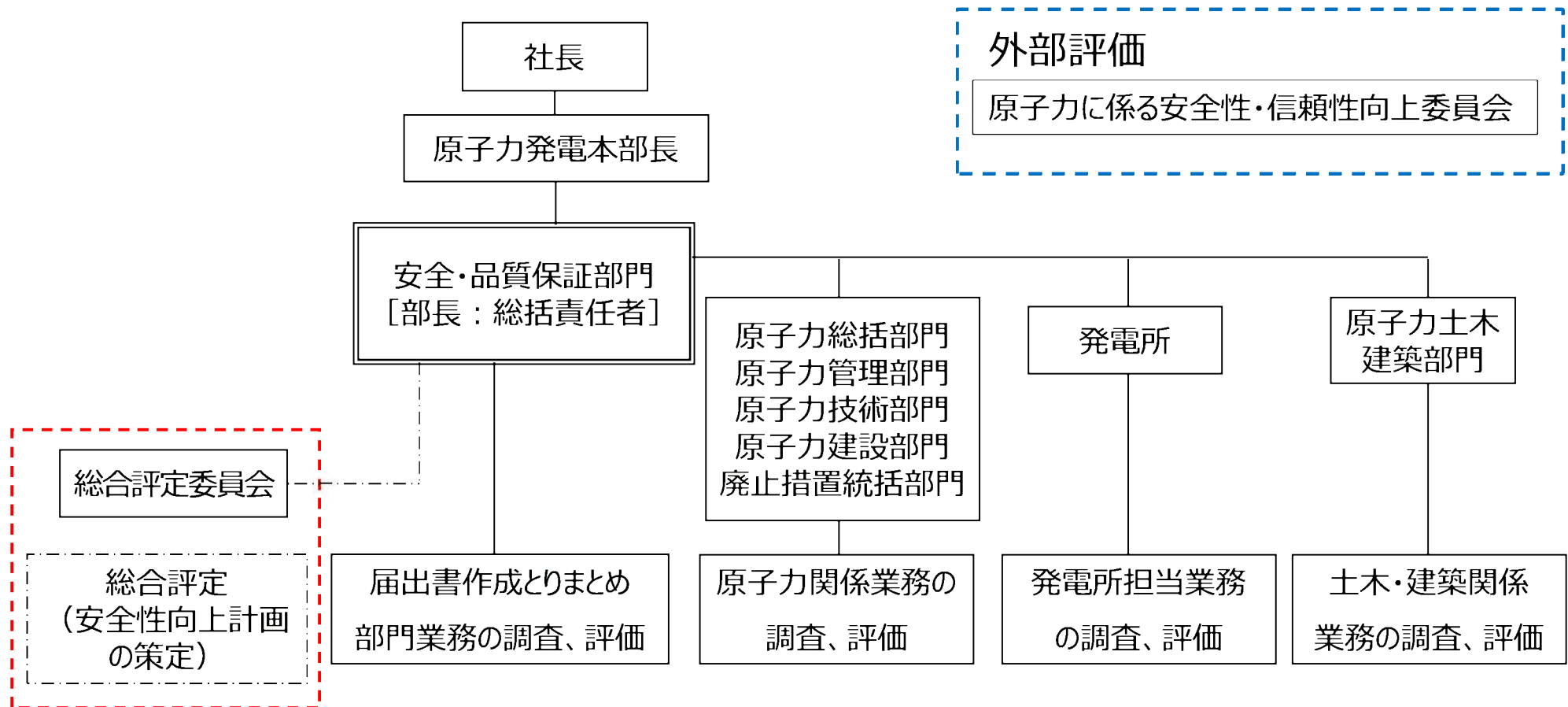


継続的な安全性向上のための取組みの体制

● 安全性向上評価の目的、目標

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、原子力のリスクを合理的に実行可能な限り低減する (ALARP; As Low As Reasonably Practicable) ことを目標とする。

● 安全性向上評価の実施体制



2-2(1) 保安活動の実施状況（1/2）

玄海3号機第3回 安全性向上評価

保安規定に定められた以下の保安活動に加えて、発電所の安全性及び信頼性のより一層の向上に資する自主的な活動を含めた、活動の実施状況を調査した。

- 調査対象期間：
 - 改善活動の調査期間・・・2020年12月23日～2023年1月10日
 - 実績指標の調査期間・・・保安活動ごとに選定した実績指標を対象に、2023年1月10日までの過去約10年分又は10サイクル分の確認可能な範囲のデータを評価
- 評価項目：

品質保証活動、運転管理、施設管理、燃料管理、放射線管理、放射性廃棄物管理、緊急時の措置、安全文化の醸成活動
- 評価手法：従来の定期安全レビュー手法で実施
- 評価結果：
 - 各保安活動の改善状況について、仕組み（組織・体制、社内マニュアル、教育・訓練）及び設備の側面で調査を行った結果、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。
 - 各保安活動の実績指標を調査した結果、時間的な推移が安定している、若しくは、著しい変化がある場合にも原因が明らかにされ適切な対応が取られていることから、各保安活動を行う仕組みは適切かつ有効であると評価した。

● 主な改善活動

件名	改善内容
原子炉容器出入口管台溶接部計画保全工事	600系Ni基合金溶接部の1次冷却材中応力腐食割れ（PWSCC）による国内の損傷事例を受け、予防保全として、原子炉容器出入口管台溶接部の内面補修（690系Ni基合金化）工事を実施し、PWSCCに対する信頼性向上を図った。
加圧器スプレイライン取替工事	スプレイラインの一部に残留応力が比較的大きいと考えられる冷間曲げ管を使用している箇所が存在することから、予防保全の観点から同一仕様の熱間曲げ管への取替えを行い、信頼性向上を図った。
格納容器隔離弁の閉止手順追加に伴う社内マニュアルの改正	最新知見である「国内原子力発電所の確率論的リスク評価用一般機器信頼性パラメータの推定」データにおける機器故障率の反映により、炉心損傷時にP信号（格納容器隔離作動B）が発信していない事故シナリオの寄与が大きくなり、格納容器隔離失敗による格納容器機能喪失頻度が上昇した。本事故シナリオにおいては格納容器隔離弁が自動閉止しないことから、格納容器隔離弁の閉止手順を追加する社内マニュアルの改正を実施した。
海水ポンプ取替工事	事故時におけるポンプの再起動時の信頼性向上を目的として、軸保護管及び軸受潤滑水供給設備が不要な無給水軸受を採用した海水ポンプへの取替えを実施した。

原子力安全に係る国内外で得られた最新の科学的知見及び技術的知見について、

- 玄海3号機の安全評価(決定論的安全評価)の前提となる内部事象・外部事象の変更につながる知見
- 確率論的リスク評価の評価手法や故障データの最新化につながる知見
- 原子力発電所の安全設計の見直しにつながる知見
- 事故・不具合を未然に防止するための知見

を抽出することを目的に、以下の①～⑦を調査した。

- 調査対象期間：2020年12月23日～2023年1月10日
- 調査対象：
 - 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
(一般産業の情報含む)
 - 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
 - ⑦ 国内事業者の安全性向上評価にて抽出された自主的な追加措置

《前回届出からの変更内容》

● スクリーニング基準の見直し

- 過去の届出では、「反映要否検討中」の新知見は、実用水準に達している如何に関わらず全て記載していたため、当該新知見に関する記載が大半を占め、**反映が必要な新知見等、示すべき抽出結果が分かりにくい記載となり、整理が必要となっていた。**

⇒ このため、スクリーニング基準について、調査対象分野毎に細分化するとともに、過去に「反映要否検討中」とされたものを含め、**実用水準に達しているかどうかまで評価し、反映が必要と判断されるもののみ新知見として抽出する方針に見直した。**

● 調査対象の拡充

- 他社の安全性向上評価にて抽出された追加措置について、**当社への適用性を確認した結果を明確化するため、調査対象の拡充**を図った。

なお、今回調査した結果、他社の自主的な追加措置は、当社で同様の措置内容を実施済等の理由から、**新たに取り組む項目は抽出されなかった。**ただし、今後の動向を把握すべき参考情報として1件抽出された。

- 同様に**ATENA発出文書を調査対象に追加**※し、今回**2件を新知見として抽出**した。

※ 調査対象期間外の発出文書「設計の経年化評価ガイドライン（2020年9月）」に基づく評価を実施し、結果を安全性向上評価に記載することが定められていることを踏まえ、評価内容をスライド13、14に示す。

● 新知見に係る調査結果

玄海3号機第3回 安全性向上評価

新知見に係る調査の結果について以下に取りまとめた。

－：“該当なし”を示す

分類	収集分類	収集数	検討結果 (届出記載対象)	
			新知見	参考情報※
①安全に係る研究	電共研	約40件	2件	-
	自社研		-	-
	NRA等の研究開発	約40件	1件	3件
	国外機関の研究開発	約160件	-	-
②国内外の原子力施設の運転経験から得られた教訓	運転経験からの教訓	約200件	33件	-
	NRAの文書指示等	8件	8件	-
③確率論的リスク評価を実施するために必要なデータ	PRAを実施するために必要なデータ	約300件	3件	-
④国内外の基準等	国内の規格基準	約40件	15件	-
	国外の規格基準	約840件	-	-
⑤国際機関及び国内外の学会等の情報	国内の学会活動	約640件	-	5件
	国外の学会活動	約1240件	-	2件
⑤国際機関及び国内外の学会等の情報(自然災害)	耐震、津波	約150件	-	15件
	竜巻、火山	約80件	-	3件
⑥メーカーからの提案	メーカーからの提案	約40件	-	-
⑦国内事業者の安全性向上評価にて抽出された自主的な追加措置	-	約80件	-	1件
	計	約3800件	62件	29件

※ 直ちに反映は不要だが、今後の動向を把握すべき知見

● 設計の経年化評価ガイドラインに基づく評価

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すること（設計経年化）によって生じる新旧プラント設計の違いに着目し、安全上の得失を原子炉リスクの観点から分析してプラントの安全上の特徴を理解するとともに、必要に応じて対策を検討する。

【ATENAガイドラインの評価フロー概要】（: 本届出で実施、: 次回届出で実施）

① 設計経年化の着眼点の抽出

国内加圧水型原子炉（PWR）プラント*間の設計情報を比較し、設計差異を抽出。

② 評価

①で抽出した各設計差異に対して、確率論的リスク評価結果、安全解析等の観点から安全性への影響を「無」、「軽微」、「有」に分類。

③ 対策案の検討

①、②の結果に基づき、安全性への影響の程度を踏まえ、対策案を検討。

④ 対策要否の検討及び実施

①～③の結果を基に個別プラント評価を行い、安全上の脆弱性、対策導入による効果及びリソースを総合的に勘案し、具体的な対策の検討及び採否を判断。

* 泊1～3号機、高浜1～4号機、美浜3号機、大飯3,4号機、伊方3号機、敦賀2号機、玄海3,4号機、川内1,2号機

● 評価結果

評価フローの①～③に基づき、国内PWRプラント間の設計差異の抽出、評価及び対策案の検討を実施した。安全性への影響「有」と分類した国内PWRプラント間の設計差異は以下のとおり。

評価フロー④の個別プラント評価に基づく対策要否の検討は、次回届出書で実施する。

評価の着眼点 (設計差異)	対策案の検討
<p>【再循環切替操作手段の差異】</p> <p>非常用炉心冷却設備 (ECCS) 再循環切替操作手段は、手動、半自動 (再循環モードへの移行は運転員のスイッチ操作)、自動の方式が採用されている。</p> <p>【玄海3号は手動方式】</p>	再循環切替の自動化
<p>【RCPシャットダウンシールの有無】</p> <p>一部のプラントではRCPシャットダウンシールを導入している。</p> <p>当該設備には、全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失時、RCPシールLOCAの発生を防止する効果がある。</p> <p>【玄海3号はRCPシャットダウンシール未導入】</p>	RCPシャットダウンシールの導入
<p>【DG負荷試験時の外部電源喪失対策の差異】</p> <p>負荷試験中に外部電源喪失が発生した場合、外部電源喪失に伴う原子炉トリップにより保護ロジックが作動するプラントと、外部電源喪失に伴う非常用母線の周波数低下により保護ロジックが動作するプラントがある。</p> <p>【玄海3号は非常用母線周波数低信号により保護ロジック動作】</p>	非常用母線周波数低信号の導入

【玄海3号は導入済】

今回の届出において、評価を実施する上で必要な情報について机上情報の補足を必要とするものはなく、プラント・ウォークダウンは実施していない。

2-3 安全性向上計画

新知見により安全性向上に資する自主的な追加措置が抽出されており、以下にその概要を取りまとめた。

追加措置	計画概要
デジタル安全保護回路のソフトウェア共通要因故障対策工事	ソフトウェアに起因する共通要因故障への更なる対処機能向上の観点から、既存の多重化設備に安全注入系の自動起動に係る機能及び警報を追加する。

2-4 追加措置の内容

抽出された追加措置について、構築物、系統及び機器の運用方針及び期待される効果を以下に示す。

追加措置	運用方針	期待される効果
デジタル安全保護回路のソフトウェア共通要因故障対策工事	変更なし	ソフトウェアに起因する共通要因故障への対処機能が向上する。

● 原子力に係る安全性・信頼性向上委員会による評価

外部有識者の視点を、更なる安全性向上に活かすことを目的に、本安全性向上評価の骨子について、「原子力に係る安全性・信頼性向上委員会」において、ご意見・ご助言を受けた。

<原子力に係る安全性・信頼性向上委員>

野口 和彦 (横浜国立大学 リスク共生社会創造センター 客員教授)

出光 一哉 (東北大学 金属材料研究所附属量子エネルギー
材料科学国際研究センター 特任教授)

高田 孝 (東京大学大学院 工学系研究科 原子力国際専攻 教授)

天日 美薫 (博士 (理学)、一般社団法人九州環境管理協会 技術部 企画管理課長)

藤本 望 (九州大学大学院 工学研究院 教授)

松田 尚樹 (長崎大学 放射線総合センター 名誉教授)

(敬称略)

《レビューを依頼する電力各社》

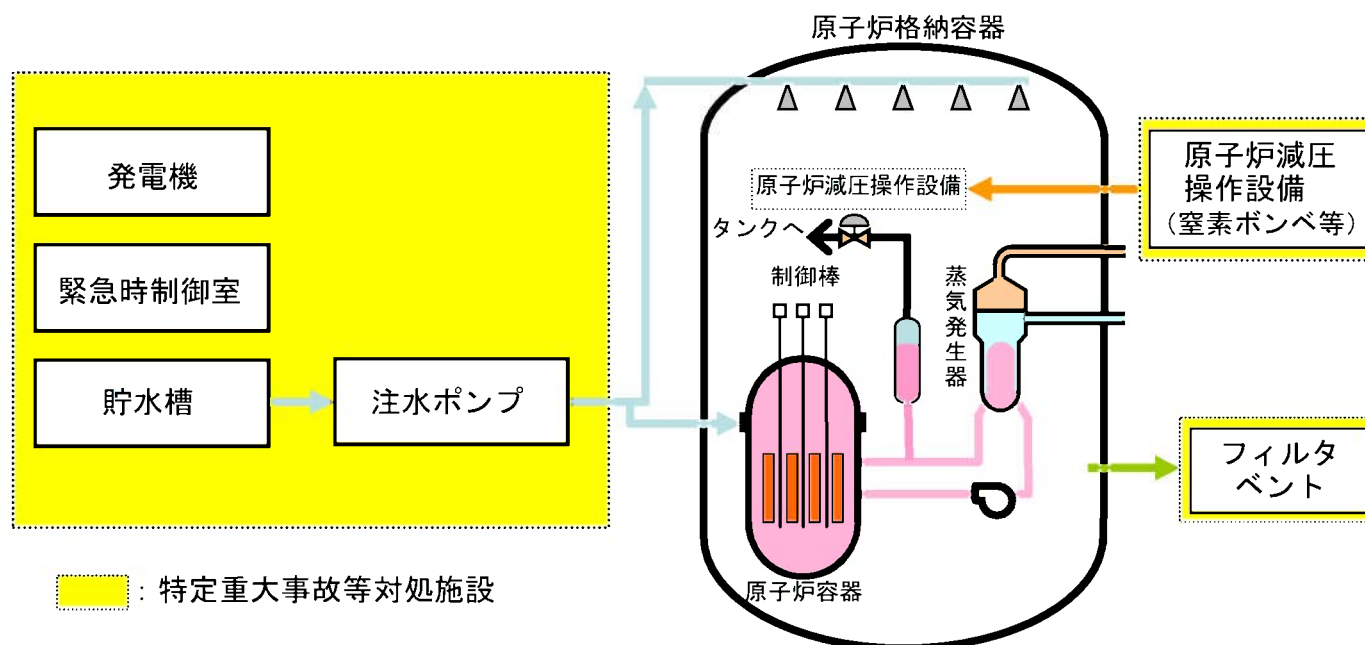
- | | |
|--------------------|---------------|
| ・ 北海道電力株式会社 | ・ 関西電力株式会社 |
| ・ 東北電力株式会社 | ・ 中国電力株式会社 |
| ・ 東京電力ホールディングス株式会社 | ・ 四国電力株式会社 |
| ・ 北陸電力株式会社 | ・ 日本原子力発電株式会社 |
| ・ 中部電力株式会社 | ・ 電源開発株式会社 |

● 原子力に係る安全性・信頼性向上委員会の結果及びその対応

「原子力に係る安全性・信頼性向上委員会」において受けたご意見、ご助言について、以下の通り対応する。

ご意見、ご助言	対応
<p>従来のハードウェア（設備）対策に加えて、リスク評価結果を踏まえた教育訓練の強化等、取り組んでいると理解。</p> <p>しかし、安全性向上に向けた活動は、本当に優先順位が高く、重要なものから順番に着手できているか。これをどうやって確認するのかは議論しないといけない。</p> <p>また、様々な改善活動を実施しているが、見落としはないか、残っているものがないかという観点で見えていただきたい。</p>	<p>改善活動については、PRAを含む様々なリスク情報を基に重要度や優先順位を判断し計画的に実施しており、今後も継続的にRIDMプロセスの改善に取り組んでいく。</p> <p>改善活動における見落とし等がないかについては、国内外の最新の科学的/技術的知見の収集・反映等を行っており、引き続き新たに抽出されるリスクに対して、必要に応じて対応していく。</p> <p>また、安全性向上評価における中長期的な評価では、14の安全因子の観点で最新の規格・基準や知見に対する有効性を確認するとともに、追加措置の策定に当たっては、他の安全因子への影響も考慮している。</p>
<p>特重施設設置にあたり、その有効性の評価に注目しがちになるが、新たなものには必ずリスクもあるものである。そうした観点での確認・検証も行うこと。</p>	<p>特重施設の設置にあたっては、現状、貫通部追加に伴う既設建屋の耐震性の確認や、特重施設の追加（火災荷重が増加）に伴う既設建屋の火災影響評価等、「新しいものを取り入れることによって発生するリスク」について確認している。</p> <p>今後も継続的に新たなものを導入する際に生じるリスクに対し確認・検証することに加え、国内外の最新の科学的/技術的知見を収集し、当社としての新たに考慮すべきリスクを検討し取り組んでいく。</p>

- 玄海3号機については、2022年12月5日に特定重大事故等対処施設（特重施設）の運用を開始した。
- 特重施設は、テロ対策だけでなく、重大事故等時における炉心損傷防止及び格納容器破損防止対策にも有効活用することとしており、確率論的リスク評価及び安全裕度評価の結果が変わることが見込まれることから、「3-1 安全性向上に係る活動の実施状況の評価」について改訂を実施した。
- 今回は、特重施設の主たる機能である格納容器破損防止機能に着目した評価等を実施した。



<特定重大事故等対処施設の概要図>

- また、特重施設に係る評価に併せ、「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」として、IAEA特定安全ガイドNo.SSG-25に基づくレビューを実施した。

3-1(1) 内部事象及び外部事象に係る評価 (1/2)

玄海3号機第3回 安全性向上評価

● 概要

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、設計や安全評価の前提となっている内部事象及び外部事象の評価を行う。

● 確認方法

内部事象として内部火災及び内部溢水等を、外部事象として設計上考慮している自然現象及び人為事象等を対象として、設計や安全評価の方法、前提条件などに変更がないことを確認する。

● 評価結果

✓ ①②については、評価時点において、設計や安全評価の方法、前提条件などの変更はないが、現在審査中の事項であり、今後変更の有無を確認する。

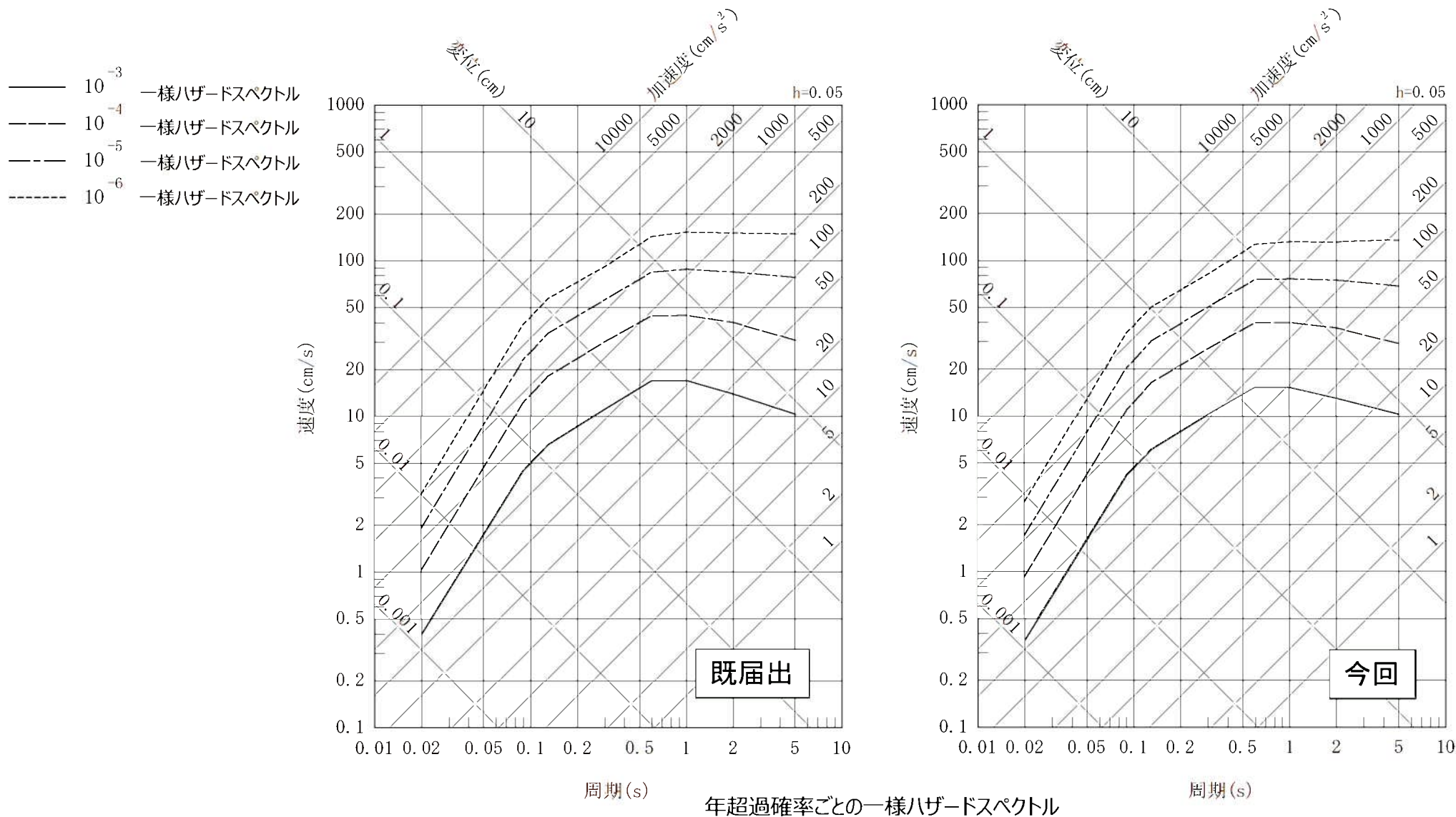
① 「震源を特定せず策定する地震動」に、「標準応答スペクトルを考慮した地震動」を追加する基準改正について、当社は、原子炉設置変更許可申請を行い、審査中である。併せて、文部科学省 地震調査研究推進本部が公表した海域活断層に係る長期評価等の知見に関する影響についても当該審査の中で説明中である。

② 火災防護審査基準の改正に伴い、火災感知設備の設置要件に関して審査中である。

✓ 地震については、確率論的地震ハザード評価においてモデルに含まれている過度の保守性を排除するため、現実的な地震ハザードに関する検討を実施した。（詳細は次葉に示す）

✓ 地震以外の事象については、設計や安全評価の方法、前提条件などにおいて、数値・条件を超えない又は同等であること、見直すような知見がないことを確認した。

確率論的地震ハザード評価については、主要な活断層について、震源モデルの多様性の考慮、及び地震動予測モデルとして断層モデルによる手法の追加により、より現実的な地震ハザードを設定した。



● 第3回届出での実施内容

決定論的安全評価について、保安活動及び新知見に係る調査並びに特重施設設置後の現在のプラント状態等を踏まえ、以下を実施した。

- 決定論的安全評価の見直し要否の確認
- 不確かさを考慮した最適手法（BEPU）評価の適用（資料2で説明）
- 重大事故等時において特重施設を活用した場合の効果の確認

● 決定論的安全評価の見直し要否の確認

保安活動や新知見に係る調査等に基づき、決定論的安全評価の変更要否を確認した。

確認の結果、決定論的安全評価について、変更が必要となる項目はなかった。

● 重大事故等時において特重施設を活用した場合の効果の確認

- LOCA時の破断口径が比較的大きく、重大事故等対処設備のみでは炉心溶融を防止できないシナリオに対して、早期に準備可能な特重施設を活用した場合の効果についてプラント挙動解析により確認した。

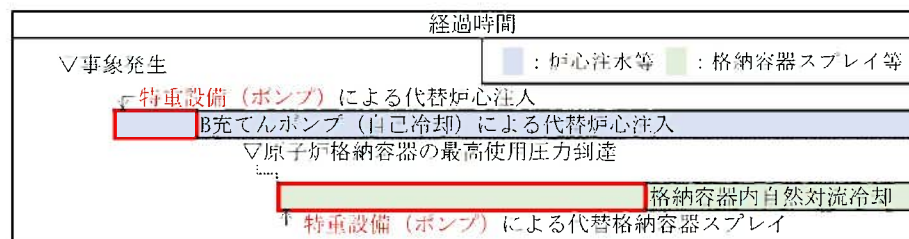
解析シナリオ： 6インチ破断LOCA + ECCS注入失敗 + CVスプレイ注入失敗

重大事故等対策（特重施設による対策含む）：

炉心損傷防止： 特重設備（ポンプ）、B充てんポンプ（自己冷却）

格納容器破損防止： 特重設備（ポンプ）、格納容器再循環ユニットを用いた格納容器内自然対流冷却

特重施設を活用した解析の操作条件の概略



- 早期に準備可能な特重施設を活用することで、炉心溶融を防止できることを確認した。なお、余熱除去ポンプによる低圧再循環を実施することで長期的な冷却も可能と考えられる。一方PRAの観点からは、特重設備による炉心注水操作の時間余裕が短く、人的過誤による失敗確率が高く評価されること等からPRA上のリスク低減効果は限定的である。
- 更なる安全性向上対策の検討
 - ・運転手順検討等に資するため、特重施設の更なる活用シナリオ等を検討し、解析を実施していく。
 - ・特重施設を活用した場合の効果を確認できたことから、効果が認められた活用方法について操作失敗確率の低減を目的に教育を実施し、事故対応能力の向上を図る。

● 第3回届出での実施内容

PRAについて、特重施設等設置後の現在のプラント状態、新たな知見等を踏まえ、以下を実施した。

- 特重施設設置完了に伴う評価
- 特重施設のSA活用を踏まえた評価
- 追加措置の抽出
- 敷地等境界における実効線量評価（放射性物質管理放出）

● 特重施設設置完了に伴う評価

➤ 実施内容

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、重大事故等が発生した場合におけるDBA/SA設備によるCVへの注水機能が喪失しているプラント状態において、特重施設によるCFFへのリスク低減効果を確認した。

➤ 実施範囲

- 内部事象出力運転時レベル2PRA
- 外部事象（地震及び津波）出力運転時レベル2PRA

なお、内部事象停止時レベル2PRAについては、評価手法が未成熟のため実施していない。

➤ 特重施設によるCFFへのリスク低減効果

特重施設によるCV内注水及びフィルタベントに期待することによる、CFFの低減効果は以下のとおり。

	CFF (／炉年)		低減割合
	特重施設なし	特重施設反映	
内部事象 (出力時)	1.8E-06	1.4E-06	約22%
地震 (出力時)	3.5E-07	3.0E-07	約14%
津波 (出力時)	4.6E-11	4.5E-11	約 2%

	格納容器機能喪失モード別のCFF低減割合	
	τモード (格納容器過温破損)	δモード (水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損)
内部事象 (出力時)	約85%	約20%
地震 (出力時)	約83%	約18%
津波 (出力時)	約85%	約19%

● 特重施設のSA活用を踏まえた評価

➤ 実施内容

第1回安全性向上評価にて構築した内部事象出力運転時PRAモデルについて、設計・運用情報等の更新を行うことにより現在のプラント状態を反映させるとともに、新たな知見の反映による評価手法の高度化等を実施し、炉心損傷頻度（CDF）等の評価を行った。

➤ 実施範囲

- 内部事象出力運転時レベル1PRA
- 内部事象出力運転時レベル2PRA

今回は、全てのPRAモデルのベースとなる内部事象出力運転時PRAを実施した。内部事象停止時レベル1PRA及び外部事象（地震及び津波）出力運転時PRAについては、内部事象出力運転時PRAのモデル更新による影響を把握した上で、結果への影響を踏まえ、次回以降（第5回予定）の安全性向上評価において実施する。

➤ PRAモデルの変更内容

- 第1回安全性向上評価で構築したモデルに対して、設計・運用・運転経験等の情報を更新。
- 電力中央研究所原子力リスク研究センター（NRRC）やメーカー等と協力し、伊方3号プロジェクトによる評価手法の高度化や海外技術者からの技術的コメントの反映を実施。

【主な変更内容】

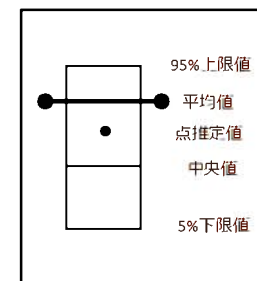
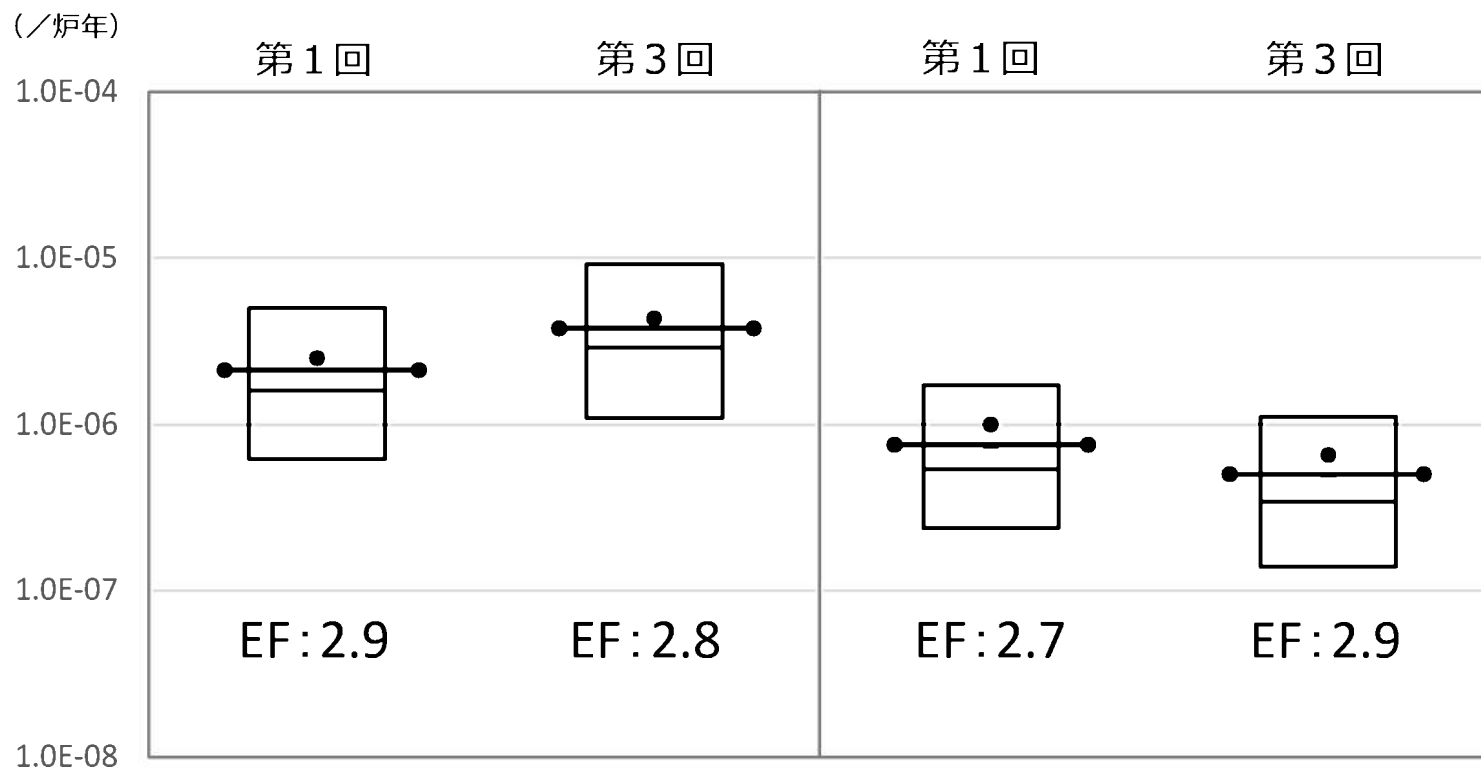
項目	第1回評価	第3回評価	変更内容
機器故障率	NUCIAで公開されているデータを使用（29か年データ）	NRRCデータ+個別プラント実績（プラント固有の機器故障率を使用）	・NRRCデータを事前分布とし、玄海3/4号機の運転経験(2018～2020年度)でベイズ更新
人的過誤評価手法	NUREG/CR-1278（THERP手法）を適用	EPRI手法（HRA Calculator）を適用	・米国における標準的な手法の採用 ・運転員のインタビュー結果に基づく操作の時間余裕等から失敗確率を評価
特定重大事故等対処施設	なし	あり	・レベル1、レベル2 PRAを対象に特重施設を反映
その他変更	なし	あり	・設計、運用、運転経験の更新 ・運転状態の対称化 ・現実的な条件を適用した成功基準解析（原子炉補機冷却機能喪失+全交流動力電源喪失+1次冷却材ポンプ封水LOCA時の2次系強制冷却の設備容量及び時間余裕の変更等）等

➤ 第1回及び第3回評価結果の相違は以下のとおり。

	第1回評価	第3回評価	PRAモデルの変更に伴う主な影響
CDF (/炉年)	2.5E-06	4.3E-06	<ul style="list-style-type: none"> ・機器故障率：CDF増加に寄与 ⇒タービン動補助給水ポンプ等の機器故障率の増加 ・人間信頼性評価手法：CDF増加に寄与 ⇒操作時間余裕に基づき人的過誤確率を精緻に評価できるようになり、時間余裕が短い操作の人的過誤確率が増加 ・特定重大事故等対処施設：有意な影響なし ⇒ディーゼル発電機及び大容量空冷式発電機によるリスク低減効果が十分大きいことから、特重設備（発電機）による有意な影響なし
CFF (/炉年)	9.9E-07	6.5E-07	<ul style="list-style-type: none"> ・機器故障率：CFF増加に寄与 ⇒タービン動補助給水ポンプ等の機器故障率が増加 ・人間信頼性評価手法：有意な影響なし ⇒格納容器破損防止対策については時間余裕が比較的長いことから、有意な影響なし ・特定重大事故等対処施設：CFF低減に寄与 ⇒特重設備（FV）等により、CFFへの寄与割合が大きいモード（水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損）の発生頻度が低減

不確かさ解析結果

- 点推定値は不確かさ分布の5%下限値から95%上限値内であり、不確かさ解析に対して点推定値は妥当であると考えられる。



EF(エラーファクタ):
不確かさの幅を示す指標

レベル1:CDF

レベル2:CFF

- Cs-137の放出量が100TBqを超えるような事故の発生頻度
 - 格納容器健全を含む、各放出カテゴリに対し、Cs-137の放出量及び発生頻度を評価した。
 - Cs-137の放出量が100TBqを超えるような事故の発生頻度は 6.5×10^{-7} (／炉年) となった。
 - 特重設備 (FV) により「放射性物質管理放出」が追加となり、発生頻度は 6.8×10^{-7} (／炉年) となった。

格納容器の状態	分類	発生頻度 (／炉年)	ソースターム解析結果※1 (Cs-137放出量) (TBq)
格納容器バイパス	内的	3.8E-07	>100
	外的	—	>100
格納容器破損	エナジエティック	2.5E-09	>100
	先行破損	4.6E-09	>100
	その他	1.4E-07	>100
	外的	—	>100
隔離失敗	—	1.2E-07	>100
健全 (設計漏えい)	—	2.7E-06	0.086※2
放射性物質管理放出	—	6.8E-07	1.3

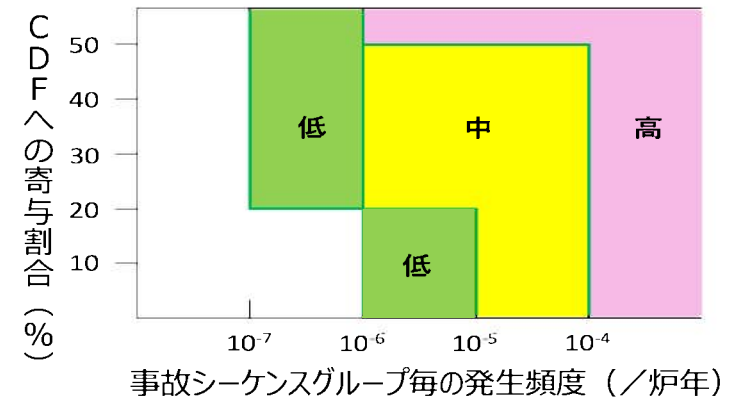
※1 格納容器機能喪失時に対しては定性的評価、格納容器健全時及び管理放出時に対してはMAAPの解析により評価を行った。

※2 原子炉格納容器貫通部における沈着効果を考慮 (考慮前は0.86TBq)

○更なる安全性向上のための追加措置の検討

- ▶レベル1PRA結果から、事故シーケンスグループ毎の発生頻度（/炉年）とCDFへの寄与割合を基に下表の重要な事故シーケンスグループを抽出した。
- ▶抽出した事故シーケンスグループのリスク寄与の大きい代表的な事故シナリオに対して、FV重要度、条件付炉心損傷確率等を基に効果的な改善点を見出し、追加措置案を検討・抽出した。

事故シーケンスグループ	CDF（/炉年）	寄与割合
2次冷却系からの除熱機能喪失	7.7E-07	18.0%
全交流動力電源喪失	2.3E-07	5.5%
原子炉補機冷却機能喪失	1.3E-06	31.1%
原子炉格納容器の除熱機能喪失	4.6E-09	0.1%
原子炉停止機能喪失	7.7E-10	<0.1%
ECCS注水機能喪失	2.3E-07	5.3%
ECCS再循環機能喪失	1.3E-06	31.5%
格納容器バイパス	3.6E-07	8.4%
合計	4.3E-06	100%



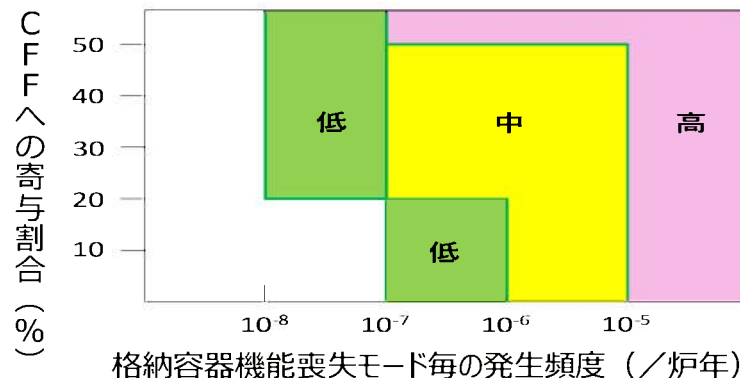
○原子力学会標準「原子力発電所におけるシビアアクシデントマネジメントの整備及び維持向上に関する実施基準：2019」において、重要度ごとの事業者の対応が記載されており、これを参考に対応を実施する。

- 重要度「高」**
⇒起因事象発生防止から緩和策までのあらゆる面からのCDFの低減に着目した手順や設備の変更
- 重要度「中」**
⇒緩和策の面からのCDFの低減に着目した手順や設備の変更
- 重要度「低」**
⇒炉心損傷防止に着目した手順への対処

○更なる安全性向上のための追加措置の検討

- レベル2PRA結果から、格納容器機能喪失モード毎の発生頻度（/炉年）及びCFFへの寄与割合を基に下表のとおり重要な格納容器機能喪失モードを抽出した。
- 抽出した格納容器機能喪失モードのリスク寄与の大きい代表的な事故シナリオに対して、FV重要度、条件付格納容器機能喪失確率等を基に効果的な改善点を見出し、追加措置案を検討・抽出した。

格納容器機能喪失モード	CFF (／炉年)	寄与割合
原子炉容器内水蒸気爆発	1.4E-10	<0.1%
格納容器隔離失敗	1.2E-07	18.2%
水素燃焼（原子炉容器破損前）	5.0E-12	<0.1%
水素燃焼（原子炉容器破損直後）	3.2E-10	<0.1%
水素燃焼（原子炉容器破損後長期）	ε	<0.1%
水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損	8.6E-08	13.2%
ベースマツト溶融貫通	6.1E-09	0.9%
水蒸気蓄積による格納容器先行破損	4.6E-09	0.7%
原子炉容器外水蒸気爆発	2.0E-09	0.3%
格納容器雰囲気直接加熱	ε	<0.1%
インターフェイスシステムLOCA	9.2E-08	14.1%
蒸気発生器伝熱管破損	2.9E-07	44.6%
格納容器過温破損	5.1E-08	7.8%
格納容器直接接触	ε	<0.1%
合計	6.5E-07	100%



○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の整備及び維持向上に関する実施基準：2019」において、重要度ごとの事業者の対応が記載されており、これを参考に対応を実施する。

重要度「高」
 ⇒起因事象発生防止から緩和策までのあらゆる面からのCFFの低減に着目した手順や設備の変更

重要度「中」
 ⇒緩和策の面からのCFFの低減に着目した手順や設備の変更

重要度「低」
 ⇒格納容器機能喪失防止に着目した手順への対処

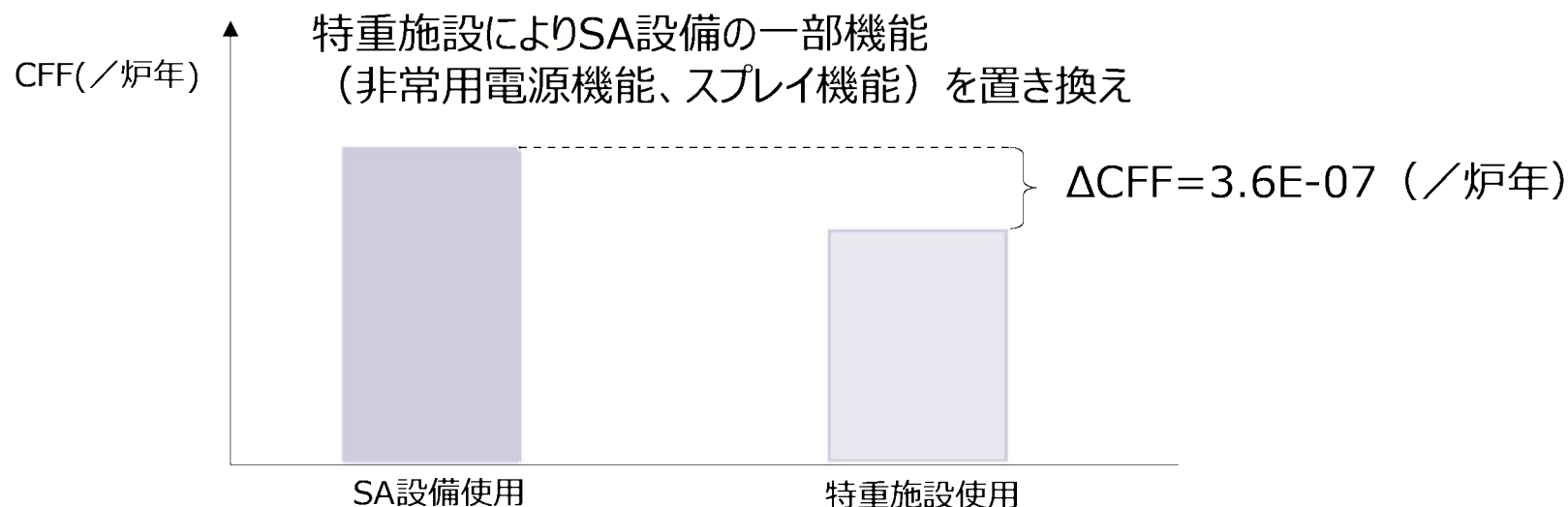
ε：カットオフ値未満

- PRA結果を踏まえ、リスク上重要な事象に対するFV重要度結果等を参考に効果的な追加措置を抽出した。

分類	追加措置	期待される効果
教育・訓練の強化	・重大事故等時における特重施設の活用に関する評価結果の教育	・重大事故等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とリスク感受性の向上に期待できる。
設備／運用対策 教育・訓練の強化	・ECCS再循環切替自動化設備の導入 ・ECCS再循環切替操作に関する教育、訓練の継続	・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。
教育・訓練の強化	・原子炉補機冷却水系補給操作、1次冷却材ポンプ封水LOCA発生後のSA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。
教育・訓練の強化	・破損側蒸気発生器隔離操作及び隔離失敗後のSA対策に関する教育、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。

➤ 特重施設の有効的な活用検討 (特重設備とSA設備の非信頼度比較)

特重施設の有効的な活用を検討するため、特重設備とSA設備で同様の機能をもつ「非常用電源機能」及び「スプレイ機能」について、必要となる運転操作の違い等を比較し、各緩和機能の特徴を踏まえたリスク評価上の非信頼度の評価を実施した。



- 評価上は非常用電源機能及びスプレイ機能について、特重設備の信頼性が高く評価され、SA設備を使用する想定を特重設備を使用する想定とすると、格納容器機能喪失頻度は 3.6×10^{-7} (／炉年) 低減が見込まれる。
- 評価上は、特重施設の優位性が表れているが、機器故障率については代用パラメータを設定している等、比較には評価条件を踏まえた考慮が必要。
- PRAの観点のみならず、現場での操作性等を勘案し検討する必要があるが、より確実な事故収束手段として、特重設備の優先的な活用を検討する。

- 敷地等境界における実効線量評価（放射性物質管理放出）
 - 特重施設による放射性物質管理放出を実施した場合における放出放射エネルギー及び実効線量の評価を実施した。
 - 評価事象は、炉心損傷が早く、事象進展中の原子炉格納容器圧力が高く推移することから環境に放出される放射性物質の量が多くなり、被ばく評価上厳しくなる「大破断LOCA + ECCS 注入失敗 + CVスプレイ注入失敗」とした。

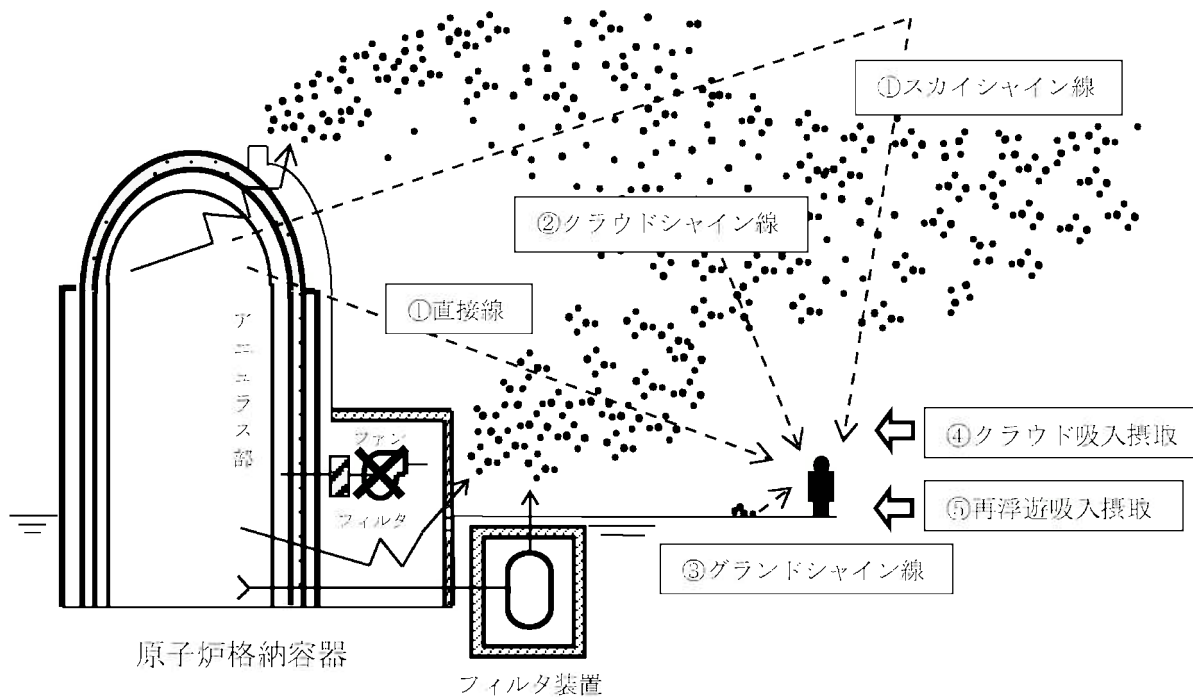
なお、全交流動力電源喪失、原子炉補機冷却機能喪失、監視・制御機能喪失及び直流電源機能喪失の重畳を考慮し、特重設備（ポンプ）を用いた代替格納容器スプレイ及び特重設備（FV）を用いたフィルタベントに期待する。
 また、フィルタベント実施のタイミングについては、特重施設による原子炉格納容器破損防止対策の手順に基づいて設定する。

大気中への放射性物質の放出量（事故後7日間積算）（gross値）

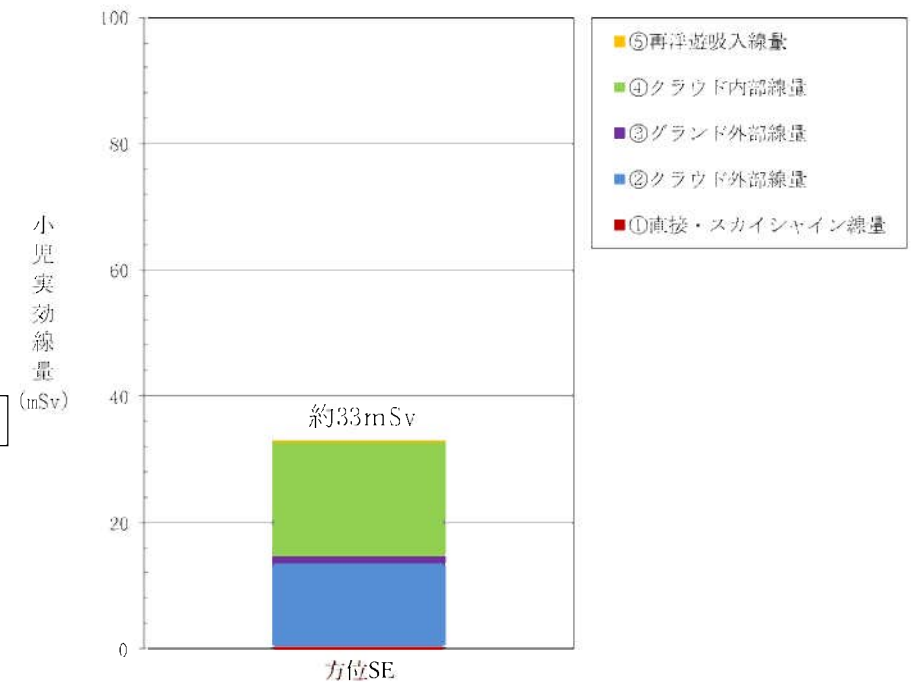
核種グループ (注)	放出放射エネルギー (Bq)		
	設計漏えい	フィルタベント	合計
希ガス類	約 2.3E+16	約 7.0E+18	約 7.0E+18
よう素類	約 1.0E+14	約 1.9E+15	約 2.0E+15
Cs類	約 2.3E+12	約 1.3E+12	約 3.6E+12
Te類	約 1.4E+13	約 1.7E+11	約 1.4E+13
Sr類	約 5.2E+11	約 3.7E+01	約 5.2E+11
Ru類	約 5.3E+12	約 2.4E+03	約 5.3E+12
La類	約 5.1E+10	約 3.0E+01	約 5.1E+10
Ce類	約 4.4E+11	約 5.4E+01	約 4.4E+11
Ba類	約 1.0E+12	約 2.3E+02	約 1.0E+12
合計	約 2.3E+16	約 7.0E+18	約 7.0E+18

(注) 実効線量評価対象核種

- 大気中への放射性物質の放出量をもとに、7日間の敷地等境界における被ばく線量を評価した。
 (本評価では、実効線量換算係数が大きく、評価結果が厳しくなる小児を対象とした。)
 評価に使用する気象データは、敷地内で観測した1年間のデータを使用し、年間の種々の気象条件を網羅するように気象シーケンスを設定した。
 全気象シーケンスの評価点における風向の影響を考慮した評価結果のうち、SE方位が最大であり約33mSvとなった。



敷地等境界における公衆の被ばく経路



敷地等境界における実効線量の評価結果

● 第3回評価内容

特重施設の設置に伴い、以下の事象に対して、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た評価を実施した。

《評価事象》

- ・地震 ・津波 ・地震及び津波の重畳

● 評価条件

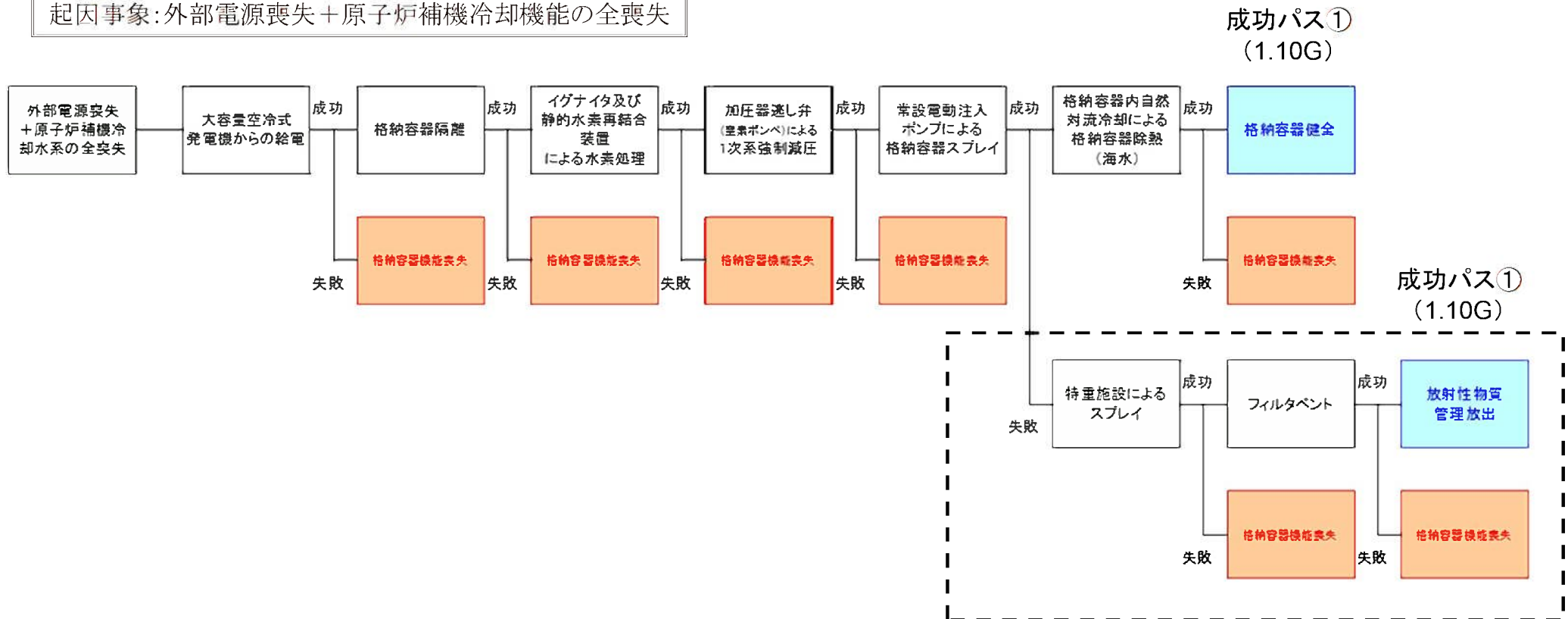
- ✓ 第1回届出における格納容器機能喪失防止対策のクリフエッジシナリオ（イベントツリー）に特重施設を用いた緩和操作を追加
- ✓ 特重施設を活用した影響緩和機能については、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備による影響緩和機能が喪失した場合に期待できることとし、具体的には以下の場合を想定する。
 - ・常設電動注入ポンプによる格納容器スプレイに失敗した後に特重施設によるスプレイ
 - ・格納容器自然対流冷却による格納容器除熱（海水冷却）に失敗した後に特重施設によるベント
- ✓ 評価指標は第1回届出と同様に以下を用いる。

地震	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（HCLPF [G]）を用い、当該加速度で機器が損傷するものとして評価
津波	許容津波高さ[m]として機器の設置高さ及び建屋シール等を考慮した高さを用い、高い方の高さにて機能喪失することを想定

● 評価結果①

・ イベントツリー① (地震、格納容器 (出力時))

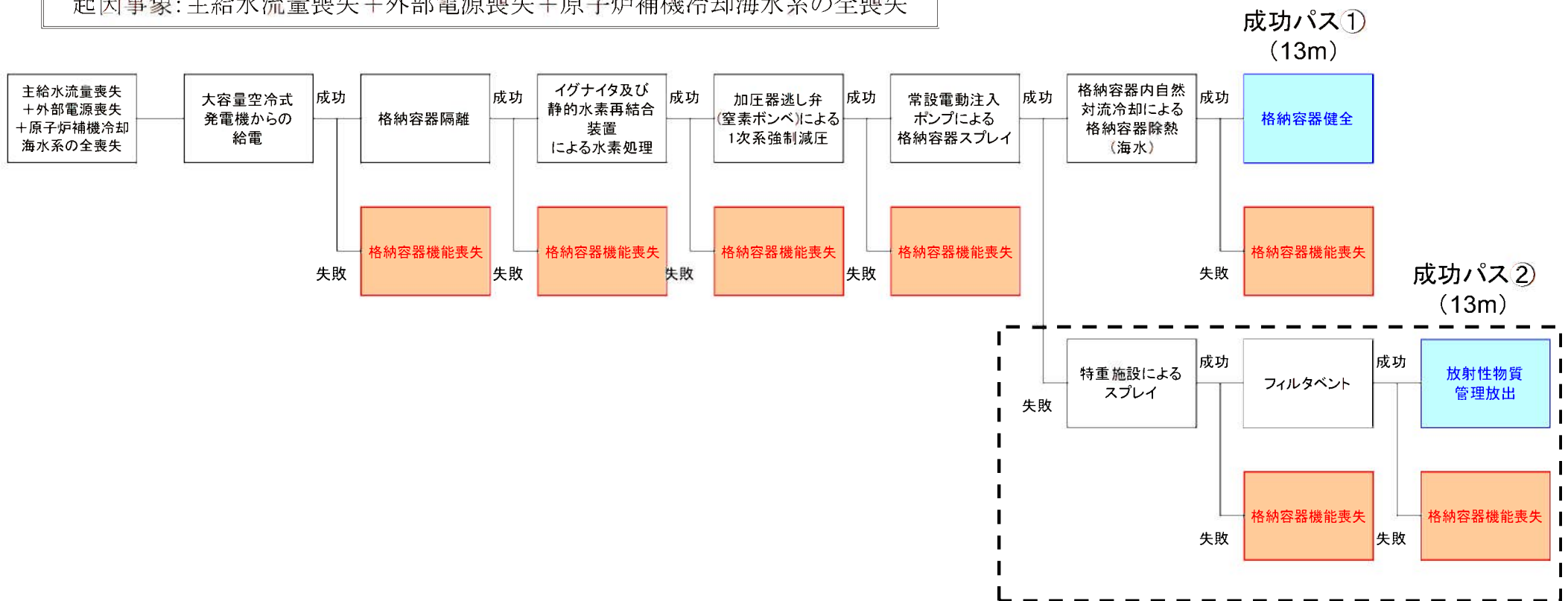
起回事象: 外部電源喪失 + 原子炉補機冷却機能の全喪失



● 評価結果①

・ イベントツリー② (津波、格納容器 (出力時))

起回事象: 主給水流量喪失 + 外部電源喪失 + 原子炉補機冷却海水系の全喪失

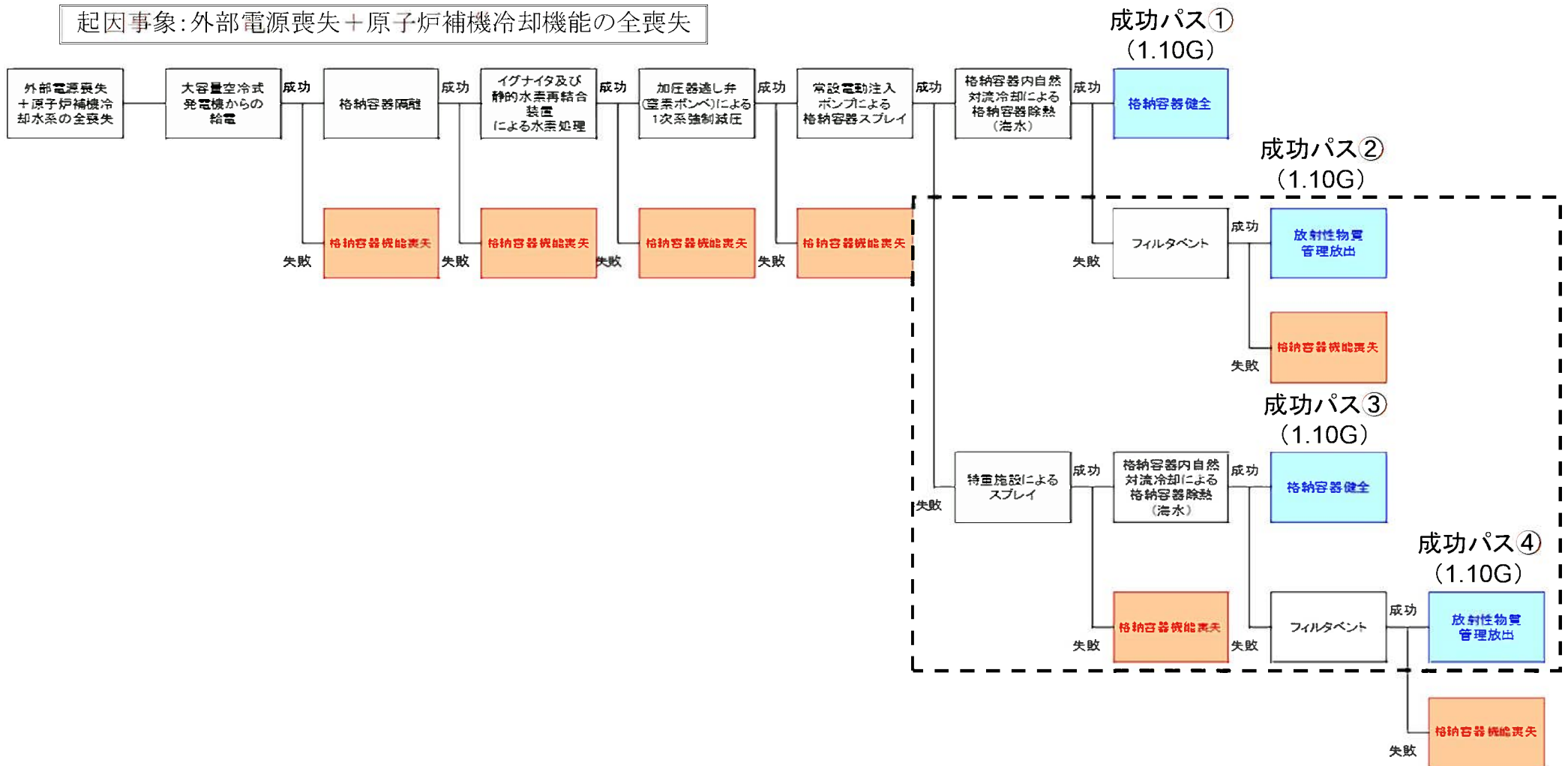


● 評価結果②

評価結果①から更なる検討として、より柔軟な活用（特重施設使用後のSA機器の使用等）を考慮した評価を実施した。

・ イベントツリー①'（地震、格納容器（出力時））

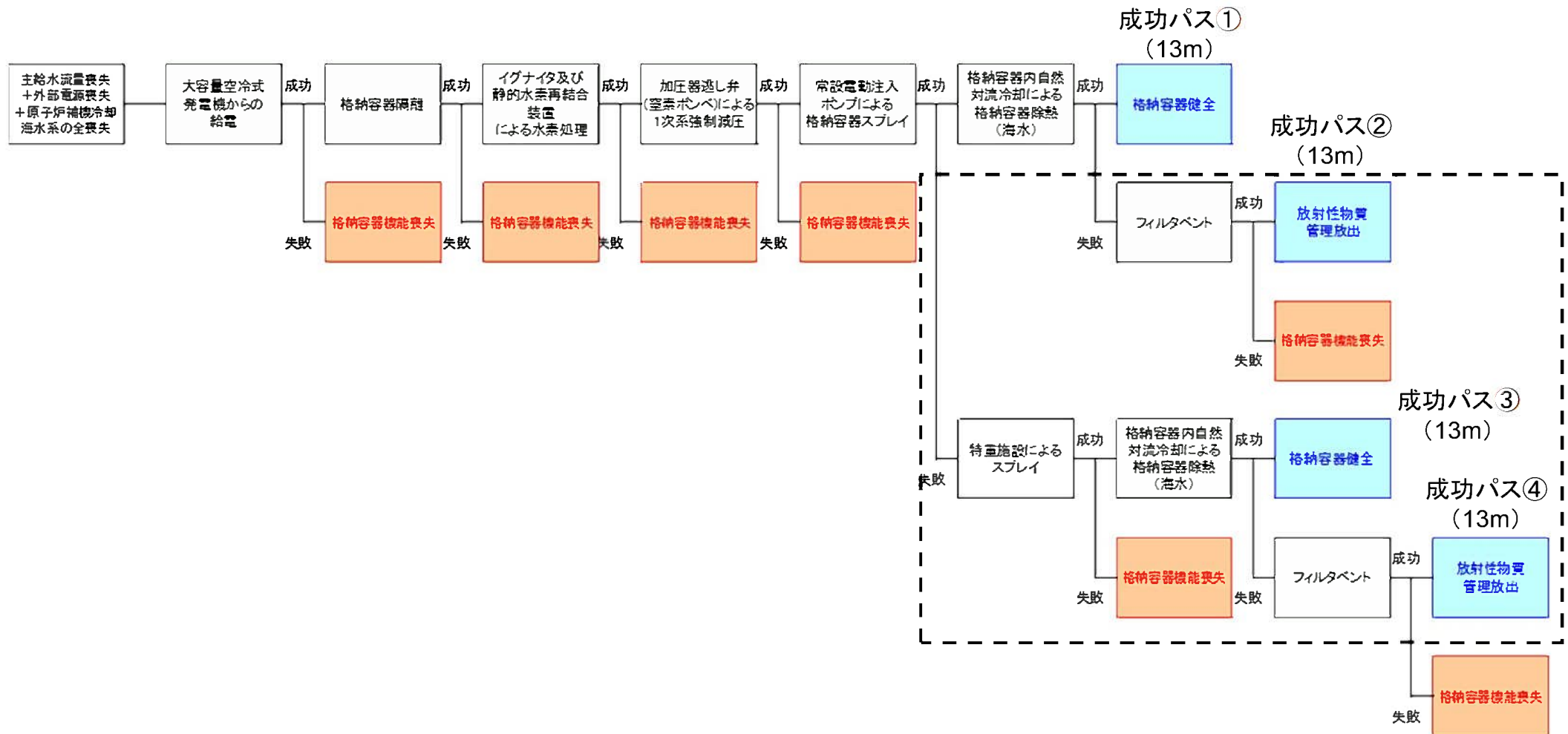
起回事象：外部電源喪失＋原子炉補機冷却機能の全喪失



● 評価結果②

・ イベントツリー②' (津波、格納容器 (出力時))

起因事象: 主給水流量喪失 + 外部電源喪失 + 原子炉補機冷却海水系の全喪失



● まとめ

- ・今回の評価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た評価であり、第1回評価結果における地震、津波クリフエッジシナリオの起因事象が発生した場合、特重施設活用により、格納容器機能喪失を防止する成功パスの多様化が可能であることを確認した。

● 更なる安全性向上対策の検討

- ・特重施設活用により、格納容器機能喪失を防止する成功パスの多様化について整理したイベントツリーを視覚的に理解することで、重大事故時の事故収束対応のレジリエンス向上の一助となる効果が期待できることから、本評価結果の教育を実施する。

● 今後の評価スケジュール

- ・第5回届出時に、特重施設の重大事故等への活用を踏まえ、炉心損傷防止及び格納容器破損防止対策に対する評価を実施し、更なる安全性向上に向けた検討を実施する。

IAEA安全ガイド「原子力発電所の定期安全レビュー」（SSG-25）に基づき、安全性向上に係る活動の実施状況について、中長期的な観点から有効性評価を実施した。

- 中長期的な評価の目標及び目的

安全性向上に係る活動が、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実にするとともに、更なる安全性向上措置を抽出し、将来に向けた継続的な安全性向上に資することを目的とする。

- 対象期間

2017.1.18（新規規制基準設置変更許可日）～2023.1.10（第16回定事検終了日）

- 実施方法

IAEA SSG-25に基づき、以下の14分野の安全因子（SF：Safety Factor）毎にレビュー項目を体系的に設定し、評価（安全因子レビュー）を行い、安全性向上措置を抽出する。

（プラントに係る安全因子）

SF1：プラント設計

SF2：安全上重要な構築物、系統及び機器の現状

SF3：機器の性能保証

SF4：経年劣化

（安全解析に係る安全因子）

SF5：決定論的安全評価

SF6：確率論的リスク評価

SF7：ハザード解析

（実績及び経験のフィードバックに係る安全因子）

SF8：安全実績

SF9：他プラントでの経験及び研究成果の利用

（マネジメントに係る安全因子）

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

（環境に係る安全因子）

SF14：放射性物質が環境に与える影響

- 安全因子レビュー：安全因子毎に設定したレビュー項目に対し、以下のプロセスでレビューする。

文書レビュー等

- 文書・記録を調査し、最新の規格・基準の要求事項や国内外の知見、慣行等に対し、Y(満足)/N(満足していない)を判断する。

レビュー結果の分析・評価

- 得られた所見を「好ましい所見（長所）」、「改善の余地が見込まれる所見（短所）」、「同等の所見」に分類。このうち、「改善の余地が見込まれる所見（短所）」については、更に
 - ・「安全性向上措置案が必要な所見（CR発行）」、
 - ・「安全性向上措置案が必要とは考えられない所見（対応なし）」又は
 - ・「合理的かつ実行可能な改善策を特定できない所見（Hold）」に分類。

所見の安全重要度の評価

- 「安全性向上措置案が必要な所見（CR発行）」について、原子力安全（品質）への影響度からCAQ（影響を及ぼす状態）、Non-CAQ（影響を及ぼさない）に分類し、影響度を評価。

安全性向上措置案の抽出

- 「安全性向上措置案が必要な所見（CR発行）」について、安全重要度に応じて安全性向上措置案を抽出。
- 「好ましい所見（長所）」、「同等の所見」からも更なる改善に繋がる余地があれば安全性向上措置案を抽出。

● 安全因子レビュー結果抜粋 (1/3)

玄海3号機第3回 安全性向上評価

安全因子	Y/N	抽出された所見	所見の整理*	所見の分類**	所見の安全重要度***
SF1	Y	設計要件を取りまとめた設計基準文書（DBD）の更新管理や活用範囲を広げるうえで、改善の余地がある。	同等 (更なる改善)	—	—
SF2,3,4	Y	保安活動の記録及び安全上重要なSSCの記録について、適切に保管されているがアクセス性の向上を図ることで更なる改善に繋がる余地がある。	同等 (更なる改善)	—	—
SF6	N	地震PRA及び津波PRAについて、今回構築した最新図面・手順書を反映した内部事象出力運転時PRAモデルのリスクプロファイルを分析し、影響分析とモデル反映を検討する必要がある。	短所	CR発行	Non-CAQ
SF6	N	地震PRA及び津波PRAについて、人的過誤評価へのEPRI手法の反映や内部事象出力運転時PRAモデルの高度化等による影響を分析し、モデルへの反映を検討する必要がある。	短所	CR発行	Non-CAQ
SF6	N	地震PRA及び津波PRAにおける重要な事故シーケンスグループ等に対してリスク低減方策の検討を実施する必要がある。	短所	CR発行	Non-CAQ

* 抽出された所見について、「長所」、「短所」、「同等」に分類

** 「短所」について、「CR発行」、「対応なし」又は「Hold」に分類

*** 「CR発行」に対してのみ、「CAQ」、「Non-CAQ」に分類し、重要度評価を実施

● 安全因子レビュー結果抜粋（2/3）

玄海3号機第3回 安全性向上評価

安全因子	Y/N	抽出された所見	所見の整理*	所見の分類**	所見の安全重要度***
SF7	N	地震調査研究推進本部の海域活断層の長期評価に関する知見等※について、基準地震動および基準津波へ影響を及ぼさないことを確認し、審査中。	短所	対応なし (審査中)	—
SF7	N	「震源を特定せず策定する地震動」に、「標準応答スペクトルを考慮した地震動」を追加する基準改正（令和3年4月21日施行）について、原子炉設置変更許可申請（令和3年8月23日）を行い、審査中。	短所	Hold (審査中)	—
SF7	N	火災防護審査基準の改正（平成31年2月13日）に伴い、火災感知設備の設置要件に関して、設計及び工事計画認可申請（火災感知器追設工事：令和4年2月10日、火災感知器追設工事（特定重大事故等対処施設）：令和5年1月24日）を行い、審査中。	短所	Hold (審査中)	—

※「日本海南西部の海域活断層の長期評価（第一版）－九州地域・中国地域北西沖－」及び「日向灘及び南西諸島海溝周辺の地震活動の長期評価（第二版）」

* 抽出された所見について、「長所」、「短所」、「同等」に分類

** 「短所」について、「CR発行」、「対応なし」又は「Hold」に分類

*** 「CR発行」に対してのみ、「CAQ」、「Non-CAQ」に分類し、重要度評価を実施

● 安全因子レビュー結果抜粋 (3/3)

玄海3号機第3回 安全性向上評価

安全因子	Y/N	抽出された所見	所見の整理*	所見の分類**	所見の安全重要度***
SF8	Y	PIの分析手法等において、運用性の向上やしきい値設定によるパフォーマンス評価等の観点で更なる改善の余地がある。	同等 (更なる改善)	—	—
SF8	N	「退域時の有意な汚染の検出件数」(2020年度第4四半期～2021年度第3四半期)、「放射性廃棄物の放出率」及び「液体・気体廃棄物のNDを超えて放出した件数」(2021年度第4四半期)に目標値を超過していた。	短所	対応なし (改善済)	—
SF10	Y	PRAを含めリスク情報を活用した意思決定(RIDM)の適用範囲及び実績を広げ、日常業務とRIDMの関係に対する理解浸透を図っていく観点で、改善の余地がある。	同等 (更なる改善)	—	—

* 抽出された所見について、「長所」、「短所」、「同等」に分類

** 「短所」について、「CR発行」、「対応なし」又は「Hold」に分類

*** 「CR発行」に対してのみ、「CAQ」、「Non-CAQ」に分類し、重要度評価を実施

● 総合評価（安全性向上措置及び実施計画）（1/2）

玄海3号機第3回 安全性向上評価

抽出した安全性向上措置案について、安全因子間の相互作用を分析した結果、見直す必要がない旨、確認し、安全性向上措置及び実施計画を策定した。

No.	件名	概要	期待される効果	実施時期 (予定)	安全 因子
1	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	電磁的方法による保存基準を満たすEAMに設計基準図書（DBD）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の向上等の改善を図る。	設計基準図書（DBD）の最新管理、情報共有（アクセス性）を向上できる。	2023年度以降	SF1
2	EAMを活用した保安活動の記録の共有	EAMに保全管理に係る情報を電子化・一元化し、アクセス性の向上を図る。	保全管理に係る情報の最新管理、情報共有（アクセス性）を向上できる。	2023年度	SF2, 3, 4
3	EAMを活用した安全上重要なSSCの記録の共有	EAMを用いて最新記録を電子化・一元化し、アクセス性の向上を図る。	記録の最新管理、情報共有（アクセス性）を向上できる。	2023年度	SF2
4	外的事象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の反映	地震PRA及び津波PRAについて、人的過誤評価へのEPRI手法の反映や内部事象出力運転時PRAモデルの高度化等による外部事象PRAへの影響を分析し、モデルへの反映を検討する。	地震PRA及び津波PRAの高度化を図ることができる。	第5回届出時	SF6

● 総合評価（安全性向上措置及び実施計画）（2/2）

玄海3号機第3回 安全性向上評価

No.	件名	概要	期待される効果	実施時期 (予定)	安全 因子
5	外的事象PRAモデルへの最新図面・手順書の反映及び当該PRA結果に基づくリスク低減方策の検討	地震PRA及び津波PRAについて、今回構築した最新図面・手順書を反映した内部事象出力運転時PRAモデルのリスクプロファイルを分析し、外部事象PRAへの影響分析とモデルへの反映を検討する。また、重要な事故シーケンスグループ等に対してリスク低減方策の検討を実施する。	地震PRA及び津波PRAの高度化及びリスク低減対策の充実を図ることができる。	第5回届出時	SF6
6	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を行う。その際、国内外の活用状況に対するベンチマークを実施する。	PI評価結果の分析及び傾向分析の運用性向上を図ることができる。	2023年度以降	SF8
7	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する。	PRAを含めRIDMに対する理解浸透を図ることができる。	2023年度以降	SF10

4-1 評価結果（1/3）

玄海3号機第3回 安全性向上評価

● 安全性向上評価の結果

第1章から第3章までの評価結果を踏まえた評価結果を以下に示す。

◆ 安全性に関する長所

- 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。
- 最新の科学的知見及び技術的知見の情報収集、評価及び反映に係る仕組みは有効に機能しているとともに、スクリーニング基準の見直し等、改善が行われている。
- 特定重大事故等対処施設の設置に伴い、PRAではCFFが低減されることを確認した。安全裕度評価では格納容器機能喪失を回避する成功パスが多様化できることを確認した。
- 中長期的な評価において、設定した項目の大部分が最新の規格・基準や慣行に対して有効であることを確認しており、得られた所見から更なる安全性向上措置を抽出している。
- これまでの届出書で抽出された安全性向上措置が計画的に実施されている。

◆ 安全性に関する短所

- 第1章から第3章までの評価結果から、安全性に関する短所として抽出されたものはなかった※。

※中長期的な評価における「改善の余地が見込まれる所見（短所）」や安全性向上措置については、更なる改善活動であり、現状の発電用原子炉施設における安全性に関する短所（＝脆弱性等）としては評価しない。

◇ 評価結果

継続的に安全性向上を行う取組みは有効に機能している。今後とも、抽出された安全性向上措置を確実に実施することで、安全性は更に向上する。

● これまでの外部評価の対応状況 (1/2)

原子力に係る安全性・信頼性向上委員会で本届出に関するご意見、ご助言を頂き、その結果を踏まえた対応を検討していく。なお、川内1、2号機の第1～5回、玄海3号機の第1、2回、玄海4号機の第1～3回届出時にいただいたご意見、ご助言に対する対応状況は以下の通り。

ご意見、ご助言	対応状況 (対応方針含む)
<p>安全裕度評価結果を用いた継続的改善を実施する。</p>	<p>第5回届出にて実施する安全裕度評価において、第1回届出にて特定したクリフエッジの次のクリフエッジを特定し、その影響や対策を検討する。</p>
<p>「第2章2.2.1 保安活動の実施状況」において選定している保安活動の実績指標について、社内マニュアルの改正回数（品質保証活動）や教育の受講率（安全文化醸成）等を実績指標としているが、保安活動の効果を計る観点からは相応しくないものもあるのではないかと。例えば自主的な改善提言の回数など、安全文化が醸成された結果に視点を向けて指標を設定すべきである。</p>	<p>2020年4月の原子力規制検査制度導入以降、パフォーマンス監視（分析、改善策検討）を実施している約90項目のパフォーマンス指標のうち、各保安活動の有効性を評価する観点で有効と考えられるものを追加するなど、実績指標の見直しを行った。</p> <p style="text-align: right;">(スライド9参照)</p>
<p>確率論的リスク評価の結果に基づき追加措置として「教育・訓練の強化」を抽出しているが、確率論的リスク評価と教育・訓練が関係するようにした方がよい。</p>	<p>確率論的リスク評価の結果から重要シナリオを抽出し、リスクへの寄与の大きいシナリオに関して教育・訓練を強化するように検討しており、今後も本検討を継続していく。</p>
<p>設備の高度化、多様化が進んでいると思うが、今後はこれらを効率的に管理・運用できるようなことへの簡素化も検討する必要があるのではないかと。</p>	<p>特重施設の設置等、設備の高度化、多様化を踏まえ、より効率的な管理・運用を可能とする方策について、安全性向上評価の仕組みを活用して検討していくこととする。</p>

● これまでの外部評価の対応状況 (2/2)

ご意見、ご助言	対応状況 (対応方針含む)
<p>確率論的リスク評価(PRA)の結果については、評価結果の比較だけでなく、様々な検討に使える要素があるので、有効に使うこと。</p>	<p>PRAの結果については、評価結果を踏まえてどのような対策を実施すれば効果的であるかを検討する際の一つのツールと考えている。また、PRAの結果だけではなく、他の要素等も含め総合的に勘案してどのような対策を行っていくかを検討することとしており、今後も継続的に取り組んでいく。</p>
<p>評価条件の変更やモデルを更新した場合には、重要な機器・操作の順位が変わることに着目すべきである。リスク分析をした結果、順位の高いものに対して効果的な対策を実施している様が示せると非常に良い。</p>	<p>重要度の高い事故シーケンスグループ・格納容器機能喪失モードに対して対策を検討している。また、対策の検討に当たっては、効果的な追加措置の抽出となるようにFussell-Vesely重要度 (FV重要度) 結果等を参考にしており、今後も継続的に取り組んでいく。</p>
<p>リスク評価は、必ずしもPRA だけではない。また、PRA やデータの精度向上を図るだけではなく、PRA をどう活用するか等安全の捉え方を考えて欲しい。福島第一原子力発電所の事故がなぜ想定できなかったか、安全の捉え方について考えて欲しい。</p>	<p>PRA については、リスクマネジメントで対策を効果的・網羅的に検討・評価する重要なツールとして活用するとともに、決定論評価等も組み合わせてリスクを総合的にマネジメントしていく。ただし、PRA を含めリスク情報を活用した意思決定への理解は十分ではないため、更なる理解浸透に取り組むとともに活用範囲を広げていく。</p>

● 保安活動等により抽出された追加措置

具体的な措置	実施時期（予定）
デジタル安全保護回路のソフトウェア共通要因故障対策工事	2023年度 (第17回定検)

● 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により抽出された追加措置

具体的な措置	実施時期（予定）
重大事故等時における特重施設の活用に関する評価結果の教育	適宜

● 確率論的リスク評価により抽出された追加措置

具体的な措置	実施時期（予定）
ECCS再循環切替自動化設備の導入	2023年度(第17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次冷却材ポンプ封水LOCA発生後のSA対策等に関する教育、訓練の実施	適宜
破損側蒸気発生器隔離操作及び隔離失敗後のSA対策に関する教育、訓練の実施	適宜

● 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から抽出された追加措置

具体的な措置	実施時期（予定）
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	2023年度以降
EAMを活用した保安活動の記録等の共有	2023年度
EAMを活用した安全上重要なSSCの記録の共有	2023年度
外的事象PRAモデル等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の反映	第5回届出時
外的事象PRAモデルへの最新図面・手順書の反映及び当該PRA結果に基づくリスク低減方策の検討	第5回届出時
PI評価手法の改善及びEAMを活用した運用性向上	2023年度以降
リスク情報活用に係る体系的な教育	2023年度以降

● 今後の安全性向上に向けた短期的及び中長期的な方針

今後も保安活動の確実な実施を基本に、以下の安全性向上に向けた短期的及び中長期的な方針により、今回の本届出で抽出した安全性向上に資する措置を確実に実行することにより発電所の安全性向上に努める。

＜今後の安全性向上に向けた短期的及び中長期的な方針＞

- 安全性向上評価の仕組みを活用した取組みを継続し、合理的に実現可能な限りリスクを低減。
- RIDM（Risk Informed Decision Making）プロセスの定着と段階的な拡大を図っていくとともに、本プロセスの実践を通じて原子力部門全体でのリスク管理に係る力量向上を図っていく。
- 発電所の設計・運用情報、運転経験等の情報について、自社で内部事象を対象としたPRAモデルに適宜反映することにより、現状の発電所の実態に即したリスク評価・管理を実施する。
- デジタル技術を活用した業務改革（DX）を行い、業務や意思決定の品質向上を図る。
（EAM活用による設計情報・保全管理等の情報管理一元化 等）
- 特重施設について、第5回でも重大事故等への活用を踏まえた評価を実施し、更なる安全性向上に向けた検討を実施する。



※1 内部事象出力運転時PRAを実施

※2 内部事象停止時PRA及び外部事象PRA並びに安全裕度評価を実施

☆：予定

● 第1回、第2回届出時に抽出された措置の実施状況（2023年3月31日時点）

第1回～第2回届出時に計画した追加措置*については、下記のとおり計画的に対応を行っている。

* 第2回届出までに完了した工事・運用変更を除く

保安活動から抽出した措置（措置計画時期）	実施時期（予定）	実施状況	備考
原子炉安全保護計装盤等更新（第1回）	第16回定検	完了	—
原子炉容器上部ふた取替（第1回）	第17回定検	対応中	—
原子炉容器出入口管台溶接部計画保全工事（第2回）	第16回定検	完了	—
発電機変圧器保護盤更新（第2回）	第16回定検	完了	—
高pH運転対応設備導入（第2回）	第16回定検	完了	—
海水ポンプ取替工事（第2回）	第16回定検	完了	—

PRAから抽出した措置（措置計画時期）	実施時期（予定）	実施状況	備考
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（第1回）	2022年度	完了	—

END



起回事象※1	起回事象発生頻度（／炉年）	炉心損傷頻度（／炉年）	寄与割合	CCDP※2
小破断LOCA	1.9E-04	8.7E-07	20.6%	4.6E-03
原子炉補機冷却水系の全喪失	1.5E-05	7.7E-07	18.1%	5.3E-02
中破断LOCA	9.0E-05	4.8E-07	11.2%	5.3E-03
安全系高圧交流母線の部分喪失	4.9E-04	3.5E-07	8.2%	7.1E-04
外部電源喪失	6.7E-03	3.3E-07	7.8%	5.0E-05
蒸気発生器伝熱管破損	3.8E-03	2.9E-07	6.8%	7.7E-05
制御用空気系の全喪失	2.5E-03	2.6E-07	6.1%	1.1E-04
原子炉補機冷却海水系の全喪失	3.1E-06	2.1E-07	5.0%	6.7E-02
安全系低圧交流電源の部分喪失	1.1E-02	9.8E-08	2.3%	8.8E-06
インターフェイスシステムLOCA	7.4E-07	9.2E-08	2.2%	1.2E-01
主蒸気管破断（主蒸気隔離弁下流）	1.8E-03	9.5E-08	2.2%	5.3E-05
手動停止	1.8E-01	8.9E-08	2.1%	4.9E-07
原子炉容器破損	7.1E-08	7.1E-08	1.7%	1.0E+00
過渡事象	5.6E-02	5.6E-08	1.3%	1.0E-06
大破断LOCA	2.2E-06	4.6E-08	1.1%	2.1E-02
安全系直流母線の部分喪失	3.4E-03	4.6E-08	1.1%	1.4E-05
極小LOCA	2.5E-03	4.1E-08	1.0%	1.6E-05

※1：全炉心損傷頻度に対する寄与割合が1.0%以上のものを記載、※2：条件付炉心損傷確率（Conditional Core Damage Probability）

○PDS別の炉心損傷頻度及び格納容器機能喪失頻度

- ✓ 炉心損傷頻度については、ECCS再循環機能喪失の事故シーケンスが含まれるAEW及びSLW、原子炉補機冷却機能喪失の事故シーケンスが含まれるTED、2次冷却系からの除熱機能喪失の事故シーケンスが含まれるTEIの寄与割合が大きい。
- ✓ 格納容器機能喪失頻度については、SGTRの事故シーケンスが含まれるG、インターフェースシステムLOCAの事故シーケンスが含まれるV、格納容器隔離の事故シーケンスが含まれるSLW及びSEDの寄与割合が大きい。

PDS	CDF (/炉年)	全CDF への寄与	CFF (/炉年)	全CFF への寄与	CCFP*
AED	1.6E-08	0.4%	1.6E-08	2.4%	0.96
AEW	5.0E-07	11.7%	1.0E-08	1.6%	0.02
AEI	8.1E-08	1.9%	3.4E-09	0.5%	0.04
ALC	ε	<0.1%	ε	<0.1%	—
SED	3.0E-07	7.0%	6.5E-08	10.0%	0.22
SEW	ε	<0.1%	ε	<0.1%	—
SEI	2.1E-08	0.5%	7.4E-09	1.1%	0.36
SLW	1.5E-06	35.9%	7.4E-08	11.4%	0.05
SLI	1.4E-09	<0.1%	5.9E-10	<0.1%	0.42
SLC	4.6E-09	0.1%	4.6E-09	0.7%	1.00
TED	7.4E-07	17.4%	6.4E-08	9.9%	0.09
TEW	2.8E-08	0.7%	7.4E-10	0.1%	0.03
TEI	6.6E-07	15.4%	2.4E-08	3.6%	0.04
V	9.2E-08	2.2%	9.2E-08	14.1%	1.00
G	2.9E-07	6.8%	2.9E-07	44.5%	1.00
合計	4.3E-06	100%	6.5E-07	100%	0.15

※：条件付格納容器機能喪失確率（Conditional Containment Failure Probability）

○ PDSの一覧

PDS	事故のタイプ	1次系圧力	炉心損傷時期	格納容器内事象進展		
				RWST水のCVへの移送	格納容器の機能喪失時期	格納容器内除熱手段
AED	大中LOCA	低圧	早期	×	炉心損傷後	×
AEW	大中LOCA	低圧	早期	○	炉心損傷後	×
AEI	大中LOCA	低圧	早期	○	炉心損傷後	○
ALC	大中LOCA	低圧	後期	○	炉心損傷前	×
SED	小LOCA	中圧	早期	×	炉心損傷後	×
SEW	小LOCA	中圧	早期	○	炉心損傷後	×
SEI	小LOCA	中圧	早期	○	炉心損傷後	○
SLW	小LOCA	中圧	後期	○	炉心損傷後	×
SLI	小LOCA	中圧	後期	○	炉心損傷後	○
SLC	小LOCA	中圧	後期	○	炉心損傷前	×
TED	トランジェント	高圧	早期	×	炉心損傷後	×
TEW	トランジェント	高圧	早期	○	炉心損傷後	×
TEI	トランジェント	高圧	早期	○	炉心損傷後	○
V	IS-LOCA	低圧	—	—	—	—
G	SGTR	中圧	—	—	—	—

○ PDSの略号の説明

事故のタイプと1次系圧力の分類記号

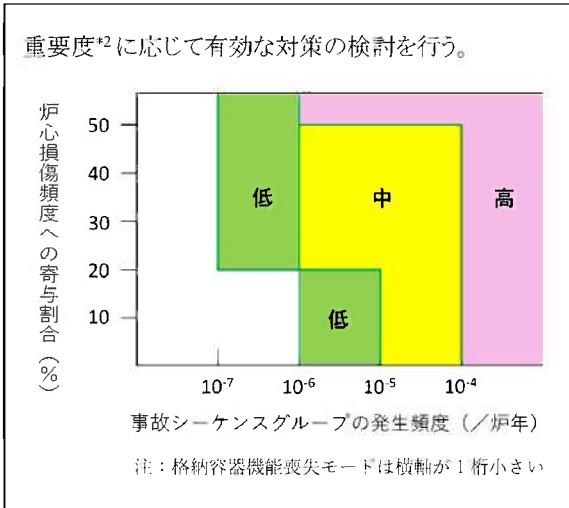
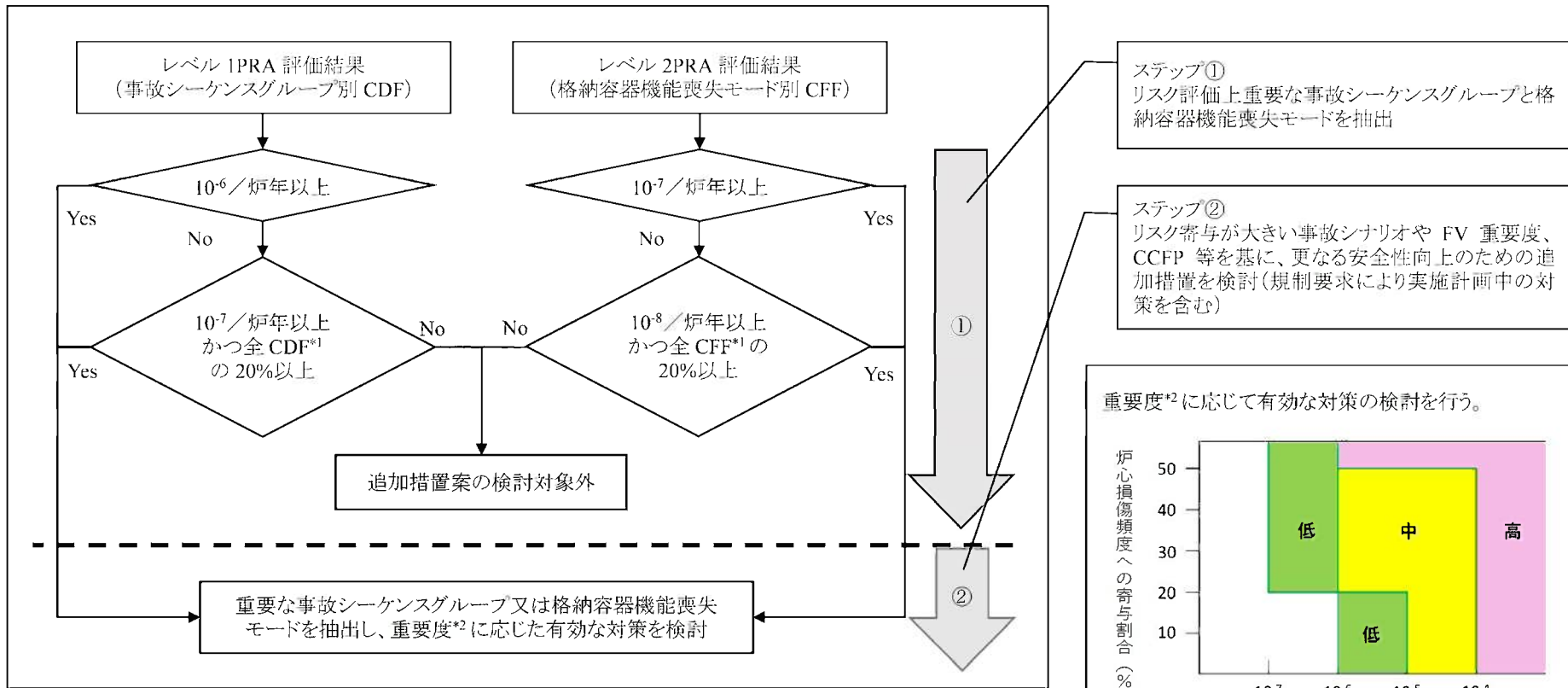
略号	事故の種類
A	大破断LOCA、中破断LOCA
S	小破断LOCA
T	過渡事象(外部電源喪失、主給水流量喪失等)
V	インターフェイスシステムLOCA
G	蒸気発生器伝熱管破損

炉心損傷時期の分類記号

略号	炉心損傷時期
E	早期炉心損傷
L	後期炉心損傷

格納容器内事故進展の分類記号

略号	RWST水のCVへの移送及びCV内除熱手段
D	格納容器内への燃料取替用水の注水がなく、格納容器スプレイ系不作動
W	格納容器内への燃料取替用水の注水があり、格納容器スプレイ系不作動
I	格納容器スプレイ系(再循環含む)作動
C	格納容器先行破損



*1: 内部事象出力運転時、内部事象停止時、地震出力運転時、津波出力運転時のうち、評価対象とした各 PRA の中のリスク合計値
 *2: 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の整備及び維持向上に関する実施基準：2019」において、重要度「高」「中」「低」の事業者の対応が記載されており、これを参考に対応を実施する。なお、格納容器機能喪失モードについては、横軸が1桁ずつ低い値を閾値として設定

- 低**：炉心損傷防止及び格納容器破損防止に着目した手順への対処（重要な事故シーケンスの教育、訓練による緩和策の習熟等）を検討する。
- 中**：緩和策の面から、炉心損傷頻度等の低減に着目した手順あるいは設備の変更案を検討する。
- 高**：起因事象発生防止から緩和策までのあらゆる面から、炉心損傷頻度等の低減に着目した手順又は設備の変更案を検討する。