

川内原子力発電所 2 号機 第6回 安全性向上評価の概要について

2024年 2月20日

九州電力株式会社

補足：「川内原子力発電所 1 号機第 6 回 安全性向上評価の概要について」との相違箇所を赤字にて示す。

【安全性向上評価届出書の構成】

● 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

(保安活動の実施状況、国内外の最新の科学的知見及び技術的知見 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

(確率論的リスク評価 (PRA)、安全裕度評価 (ストレステスト) 等)

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

● 添付資料 (第1章に係る図書 (基本設計方針) 等)

● 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26回定期事業者検査終了時点(2023.8.15)とする。
- 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、章立ては安全性向上評価の運用ガイドに例示された目次に従う。
 - ✓ 当社の最新化(As is)管理と整合させるため、保安規定を添付資料から参考資料とし、「保安のための管理体制及び管理事項」にかかる記載を充実化する。

《第1章の項目名及び情報源》

	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
【添付資料】 ・基本設計方針 【参考資料】 ・ 保安規定 ・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）

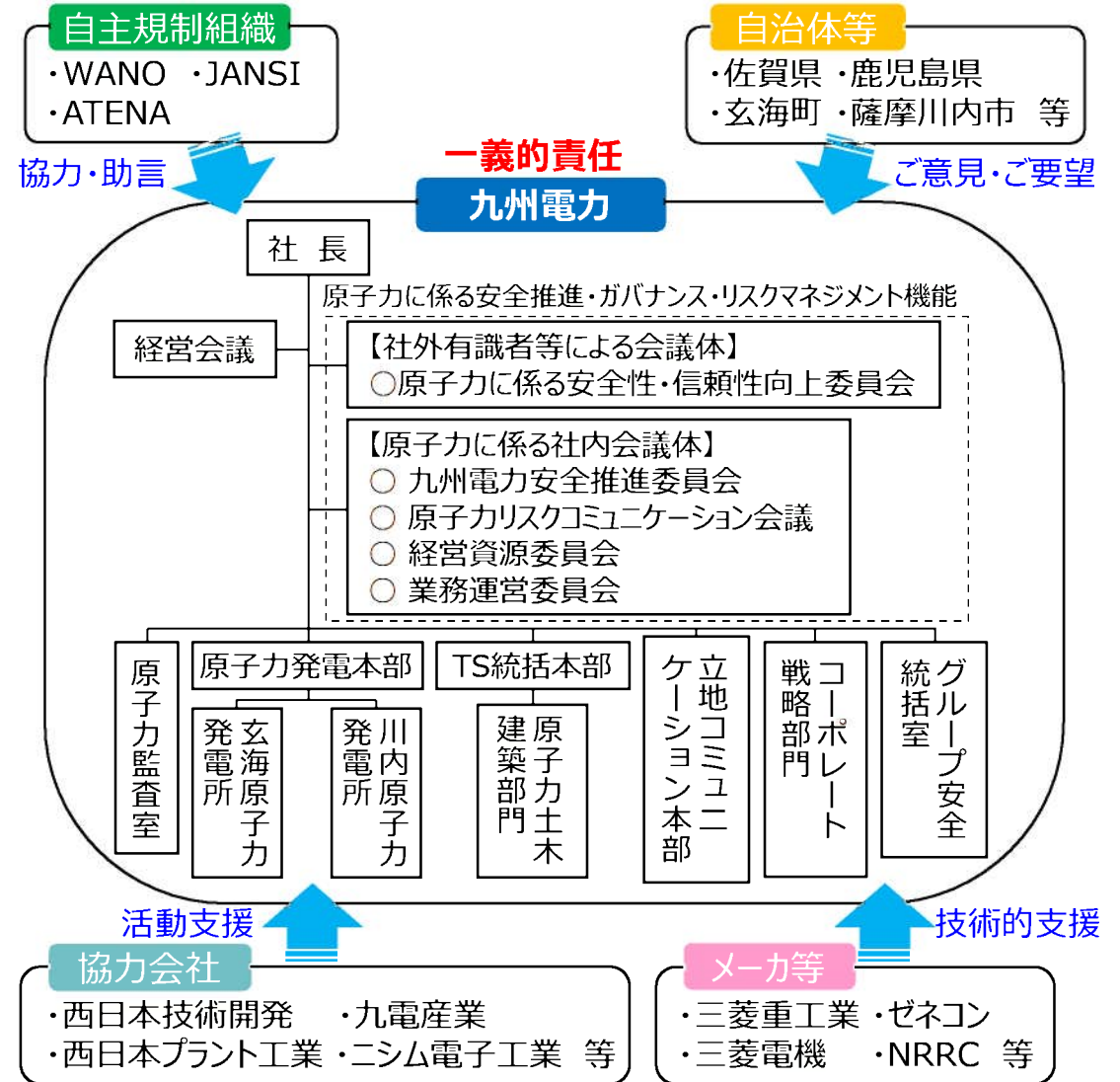
● 安全性の向上に向けた継続的取組みの方針

川内2号機第6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

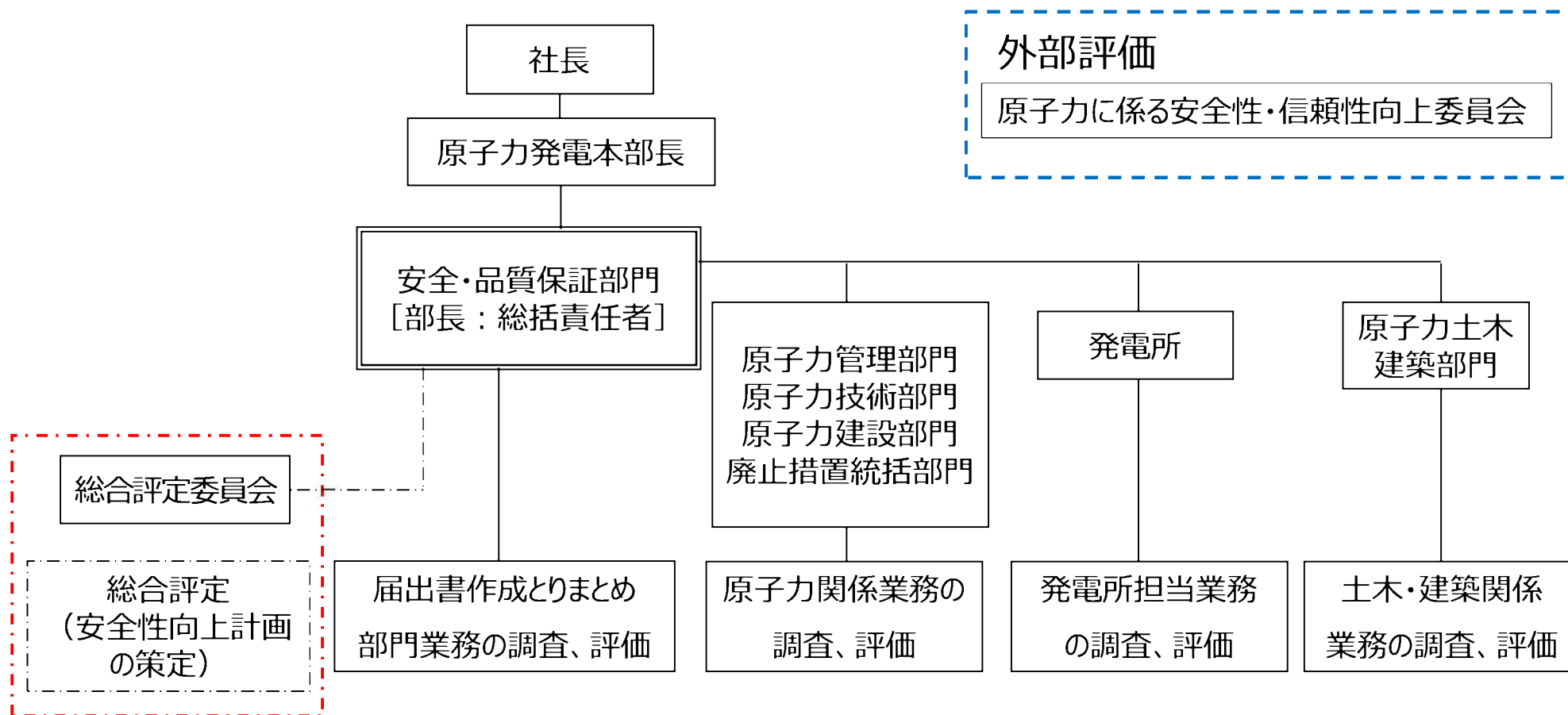


継続的な安全性向上のための取組みの体制

● 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 調査等

2-2(1) 保安活動の実施状況（1/4）

川内2号機第6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・・・2022年7月12日～2023年8月15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8月15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	主な改善活動
RCP軸シールのローテーション運用導入に伴うミッドループ運転期間の短縮	プラント停止時のミッドループ運転期間におけるRCS保有水量の確保を目的に、川内1号機第27回定期事業者検査からRCP軸シールのローテーション運用の成立性を確認し、従来、ミッドループ運転期間で実施していたRCP軸シール関連作業を全ブロー期間で実施することとした。 この結果、ミッドループ運転期間の短縮が図られ、定期事象者検査期間における炉心損傷に至るリスクの低減が図られた。
デジタル安全保護回路ソフトウェア共通要因故障（CCF）対策工事	デジタル化した安全保護回路では、ソフトウェアに起因する共通要因故障（CCF）を考慮した設備を設けているが、更なる対処機能向上の観点から、安全注入系の自動作動に係る機能（アナログ回路、警報等）を追加した。
フィルタベント手順書への確認行為の追加	フィルタベント操作の信頼性改善による原子炉格納容器過圧破損のリスク低減を図るため、フィルタベントの成否に影響を与える運転操作（気密扉の閉止操作）について、確認行為（リカバーステップ）を追加する社内マニュアルの改正を実施した。
トリチウム濃度測定における試料量の統一等	液体廃棄物測定におけるトリチウム測定記録について、ヒューマンエラー防止のため、事前に入力している値（「試料量」、「測定時間」）の書き換え（コピー＆ペースト）ができないようにした。また2022年12月に社内マニュアルを改正し、放射性液体廃棄物放出タンクの試料量をすべて同量に統一した。

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、

- 川内2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：2022年7月12日～2023年8月15日
- 調査内容：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

● 新知見に係る調査結果

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
①安全に係る研究	電共研	約10件	1件	-
	自社研		-	-
	NRA等の研究開発	約30件	1件	4件
	国外機関の研究開発	約170件	-	2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120件	17件	-
	NRAの文書指示等	11件	11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170件	7件	-
④国内外の基準等	国内の規格基準	約10件	4件	-
	国外の規格基準	約650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190件	-	4件
	国外の学会活動	約480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70件	-	10件※2
	竜巻、火山	約40件	-	3件
⑥メーカーからの提案	メーカーからの提案	約20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20件	-	-
	計	約1970件	41件	25件

※1 直ちに反映は不要だが、今後の動向を把握すべき知見

※2 新知見関連情報。「日向灘及び南西諸島海溝周辺の地震活動の長期評価」については、スライド10参照。

➤ 反映が必要な新知見の例

①安全に係る研究

電力共同安全研究

件名	概要	反映状況
PWRにおける過酷事故用電気計装品に関する経年劣化評価研究Phase II (ケーブル)	重大事故等環境下において機能要求があるケーブルの経年劣化を踏まえた長期健全性の検証を実施している。具体的には対象ケーブルの供試体を熱、放射線による加速劣化し、その後、重大事故等環境を模擬した事故環境暴露試験を実施し、健全性を確認するものである。	成果を活用し、PLM評価で一部ケーブルの寿命評価を実施している。

②国内外の原子力施設の運転経験から得られた教訓

NRAの文書指示等

件名	概要	反映状況
原子力規制庁 被規制者向け情報通知文書「航空機落下事故に関するデータ(平成13～令和2年)における軍用機事故データ調査方法の改善及びそれに伴う当該データの増加」	令和4年度NRA技術ノートにおいて、軍用機事故データの調査方法の改善により当該期間の航空機落下確率の評価において対象とする事故の件数が増加したこと及び対象となる被規制者において原子力施設への航空機落下による影響の評価の際にNRA技術ノートを参考としている実態を踏まえ、情報を共有したものの。	航空機落下確率を再評価した結果、航空機落下による防護設計の要否判断の基準を下回ることを確認した。 また、その航空機落下確率から算出した防護対象施設までの離隔距離が変更となったことから、外部火災影響評価(航空機墜落による火災)を再評価した結果、放熱及び延焼評価を考慮することにより、防護対象施設の許容温度を満足することを確認した。

➤ 新知見関連情報（新しい知見を含むが、設計、評価を見直す必要が無い情報）の例

⑤国際機関及び国内外の学会等の情報（自然現象に関する情報）

件名	概要	反映状況
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） （地震調査研究推進本部）(2022.3.25)	地震調査委員会より、2004年に公表した「日向灘および南西諸島海溝周辺の地震活動の長期評価」について、公表以降の最新知見等を踏まえ、「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）」を公表した。 初版からの主な変更点は以下のとおり。 ・地震規模の見直し ・評価対象領域について、範囲を変更 ・被害地震について、初版から変更	社内の「耐震及び耐津波に係る安全性向上検討委員会（2022.11.10）」において、以下の理由により、新知見関連情報として整理した。 ・見直された地震規模について、既許可の地震動・津波評価では、これを超える規模を考慮していること。 ・評価対象領域について、第二版で見直された範囲を踏まえても、既許可の地震動・津波を検討しているモデルは、適切に設定できていること。 ・変更された被害地震を踏まえても、既許可の評価結果（プレート内・プレート間地震は敷地に影響を及ぼす地震動ではない）に影響がないこと。

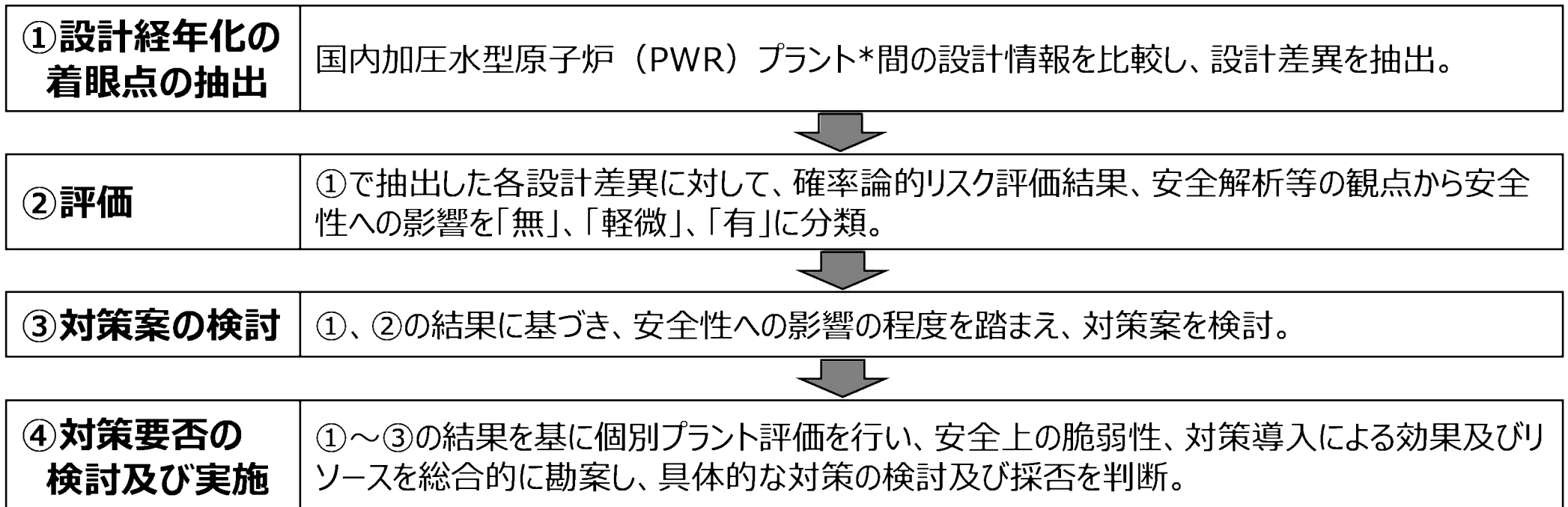
● ATENA発出文書(新知見調査対象)に基づく対応

2023年6月に「設計の経年化評価ガイドライン 改定版 (Rev.1)」が発行され、同ガイドに基づく一部の評価を実施した。

➤ 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】



* 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①～③)

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>【川内2号は手動方式】</p>	<p>再循環切替の自動化</p>
<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>【川内2号はRCPシャットダウンシール未導入】</p>	<p>RCPシャットダウンシールの導入</p>
<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>【川内2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>	<p>非常用母線周波数低信号の導入</p> <p>【川内2号は導入済】</p>

● 対策要否の検討及び実施 (評価フロー④)

本評価結果のソフト対策を実施する (スライド16参照) とともに、「再循環切替操作手段の差異」、「RCPシャットダウンシールの有無」のハード対策採否は引き続き検討する。

安全性向上評価の「確率論的リスク評価」に関するプラント状態を把握するため、プラント・ウォークダウンを実施した。

なお、今回実施したプラント・ウォークダウンは、前回実施（第4回届出時）以降に追加となった評価対象設備に対して行ったものである。

実施目的	実施計画	結果
<p>PRA実施にあたり必要となる基本的な情報について、机上検討では確認が困難な情報を取得し、構築したPRAモデルや検討したシナリオの妥当性確認を行う。</p>	<p>【地震】調査対象：45機種</p> <ul style="list-style-type: none">①機器の現状確認(図面との相違、外見上の異常等)②地震後のアクセス性及び現場操作性の確認③モデル化の前提条件の確認	<p>【実施日】 2023年9月4～6日</p> <p>【実施結果】 PRAの実施に必要となる基本的な情報について、構築したPRAモデル及び検討したシナリオに影響を与える要因のないことを確認した。</p>

保安活動等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、以下にこれらの概要を取りまとめた。

追加措置	計画概要
タービン動補助給水ポンプ取替	<p>海外メーカーの原子力事業撤退・技術指導員の技術力低下等のリスクを避けるため、海外メーカー製のものから、国内メーカー製のものに取り替える。また、取替えに伴いポンプの仕様を以下のとおり変更する。</p> <p>【海外メーカー仕様】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・電源喪失時において専用工具を用いた蒸気加減弁の開操作が必要 <p>【国内メーカー仕様】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・電源喪失時において専用工具を用いた蒸気加減弁の開操作が不要
設計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	<p>ATENAの「設計の経年化評価ガイドライン」の新旧プラント設計の比較及び対策検討に係る手法を踏まえ、抽出した知見に関する技術資料を作成し、関係者に共有する。</p>

(1) 構築物、系統及び機器における追加措置

抽出された追加措置について、構築物、系統及び機器における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
タービン動補助給水ポンプ取替	変更なし	<ul style="list-style-type: none"> ・長期的な設備保守性の信頼性が向上する。 ・電源喪失時において、専用工具を用いた蒸気加減弁の開操作が不要となる仕様となり、操作手順が削減される。
設計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	変更なし	国内プラント間の設計差異を認識して、自プラントの安全性の特徴を理解するとともに、改良工事等で当該情報を考慮した設計とすることで、安全性向上の一助となる。

(2) 体制における追加措置

抽出された追加措置については、既存の体制で運用が可能であり、体制における追加措置（人員配置及び指揮命令系統）は抽出されなかった。

● 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 名誉教授）

（敬称略）

● 電力各社による届出書レビュー

本届出書が広く理解されるものとなるよう、手法、適用範囲、モデル化、インプット、処理プロセス、アウトプット、判断根拠等の記載が適切であるかの観点で電力各社にレビューを依頼し、届出書の記載の充実を図る。

《レビューを依頼する電力各社》

- ・ 北海道電力株式会社
- ・ 東北電力株式会社
- ・ 東京電力ホールディングス株式会社
- ・ 北陸電力株式会社
- ・ 中部電力株式会社

- ・ 関西電力株式会社
- ・ 中国電力株式会社
- ・ 四国電力株式会社
- ・ 日本原子力発電株式会社
- ・ 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。

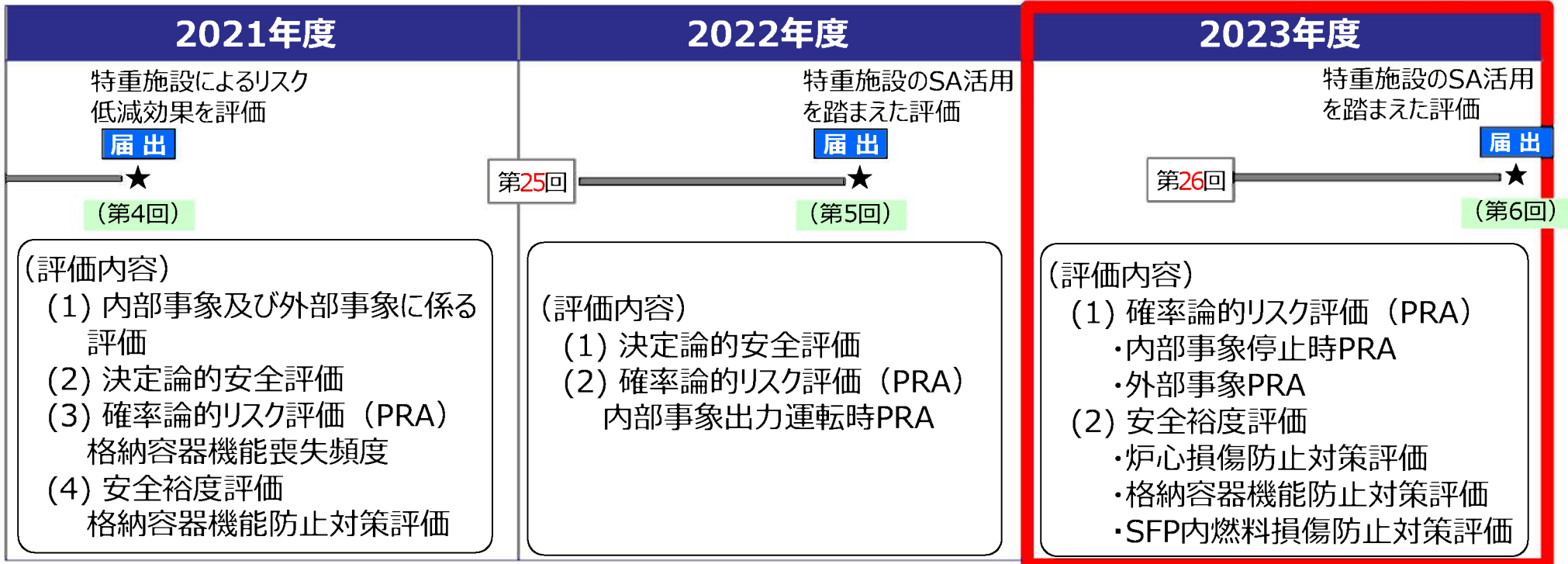
ご意見、ご助言	対応
<p>リスク評価においては、確率論以外のものも考慮すべきであり、工事等の作業中に発災した場合など、現場で実際に作業している作業員等の目線も取り入れて検討し、想像力を働かせて対応策等を考察する機会があつて良いと思う。</p>	<p>定検時に行う主要な工事については、作業員も含めて手順の認識合わせを行ったり、現場で何か気づきがあつた際は、運転員や協力会社員も状態報告（CR）を上げるなど、現場からの目線も取り入れる取り組みを行っている。</p> <p>なお、プラントの改造や運用変更に係る意思決定については、PRAに加え、放射線被ばくの観点や決定論的考慮事項などの様々な観点を考慮して行うリスク情報を活用した意思決定（RIDM）プロセスを用いて検討を行っている。</p> <p>今後も現場からの目線を積極的に取り入れ、改善措置活動（CAP）による改善を継続的に行っていく。</p>

3-1 安全性向上に係る活動の実施状況の評価

川内2号機第6回 安全性向上評価

- 第5回届出書の評価時点以降、評価結果が変わるような大規模な工事等を行っていないため、「内部事象及び外部事象に係る評価」、「決定論的安全評価」、「内部事象及び外部事象に係る確率論的リスク評価（PRA）」、「安全裕度評価」の第4回及び第5回届出書の評価結果を改訂する必要はない。
- 第5回届出書では、特定重大事故等対処施設（以下、「特重施設」）の重大事故等（SA）への活用を踏まえて決定論的安全評価、内部事象出力運転時PRAを実施した。
- 第6回届出書では第5回届出書に引き続き、特重施設のSA活用を踏まえ、以下の評価（赤枠内）を実施する。

★：実績



○第6回安全性向上評価におけるPRA実施内容及び実施範囲

➤ 実施内容

これまでに構築したPRAモデルを基に、現在のプラント状態の反映として設計・運用情報等の更新、新たな知見を反映した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

第5回安全性向上評価にて、全てのPRAモデルのベースとなる内部事象出力運転時PRAモデルの更新を実施しており、モデル更新による影響を把握した上で、今回は内部事象停止時PRA及び外部事象（地震及び津波）出力運転時PRAを実施した。

【第6回安全性向上評価届出書の記載事項】

- 内部事象停止時レベル1PRA
- 地震事象出力運転時レベル1及びレベル2PRA
- 津波事象出力運転時レベル1及びレベル2PRA

○ PRAモデルの変更内容

- 第1回安全性向上評価で構築したPRA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。

【第1回評価からの主な変更内容】

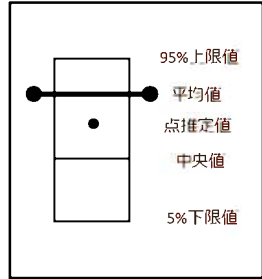
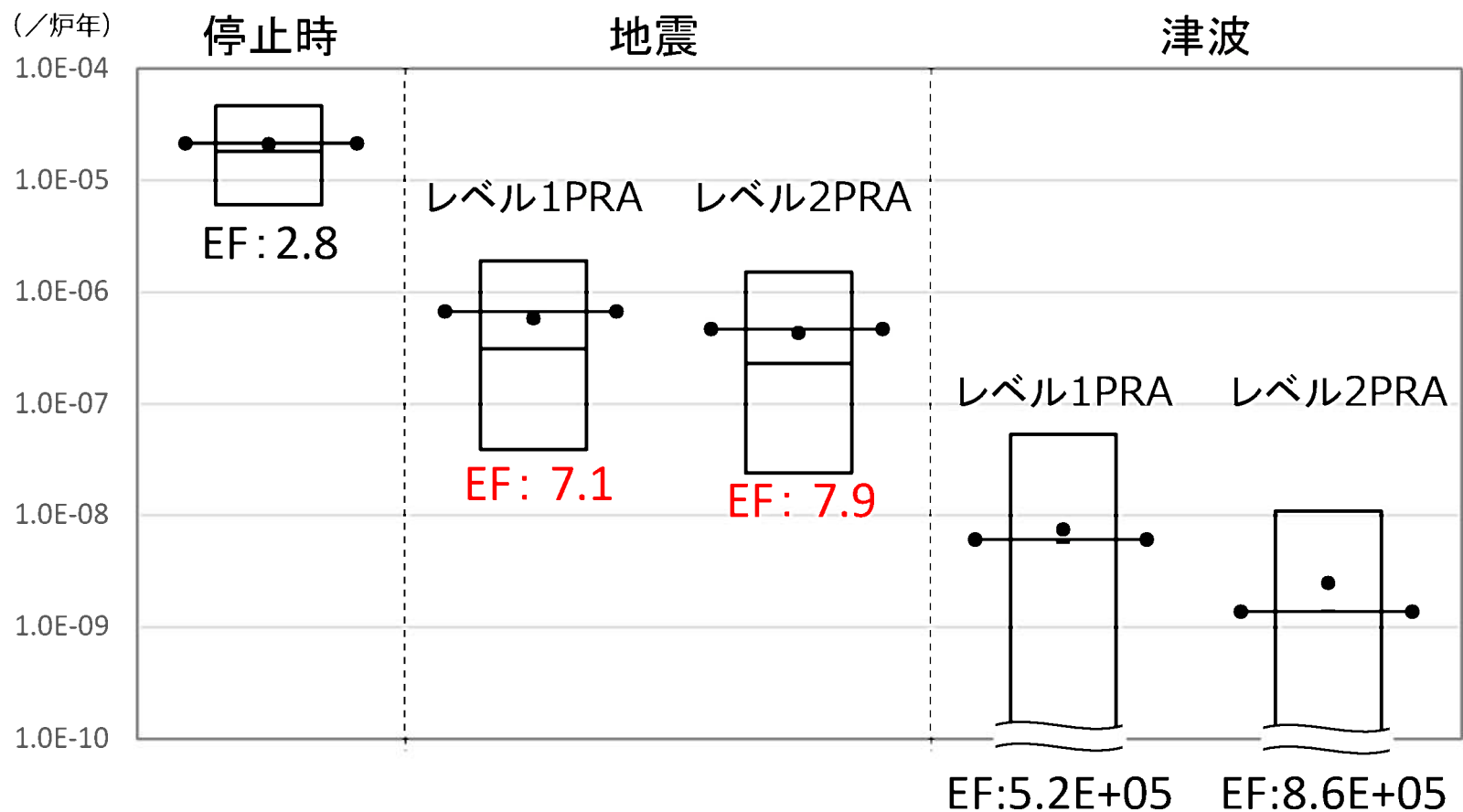
項目	第1回評価	第6回評価	変更内容
起回事象	—	起回事象の追加及び細分化	・故障モード影響解析（FMEA）の実施等により、考慮する起回事象の追加及び細分化
機器故障率	NUCIAで公開されているデータを使用（21か年データ）	NRRCデータ+個別プラント実績（プラント固有の機器故障率を使用）	・NRRCデータを事前分布とし、川内1/2号機の運転経験（2015～2020年度）でベイズ更新
人的過誤評価手法	NUREG/CR-1278（THERP手法）を適用	EPRI手法（HRA Calculator）を適用	・米国における標準的な手法の採用 ・運転員のインタビュー結果に基づく操作の時間余裕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	・特定重大事故等対処施設を反映
評価上限加速度（地震）	1.2G	1.4G	・評価加速度の上限を1.4Gに引き上げて評価
地震平均発生頻度	—	更新	・高度化を実施した確率論的ハザード評価の結果を使用

○ 第1回及び第6回評価結果の相違は以下のとおり。

		第1回評価	第6回評価	PRAモデルの変更内容及び結果への影響
停止時	CDF (/炉年)	1.2E-06	2.1E-05	<ul style="list-style-type: none"> ・起因事象数の追加 (有意な影響なし) ・機器故障率の更新 (CDF低減) ・人間信頼性評価手法 (CDF増加) ・特定重大事故等対処施設 (有意な影響なし) ・機器の運転状態の反映 (CDF増加)
	CFF (/炉年)			
地震	CDF (/炉年)	1.0E-06	5.8E-07	<ul style="list-style-type: none"> ・機器故障率の更新 (CDF及びCFF増加) ・人間信頼性評価手法 (CDF及びCFF増加) ・特定重大事故等対処施設 (CDF及びCFF低減) ・評価上限加速度 (CDF及びCFF増加) ・地震平均発生頻度 (CDF及びCFF低減)
	CFF (/炉年)	8.7E-07	4.3E-07	
津波	CDF (/炉年)	1.0E-08	7.5E-09	<ul style="list-style-type: none"> ・機器故障率の更新 (CDF及びCFF増加) ・人間信頼性評価手法 (CDF及びCFF増加) ・特定重大事故等対処施設 (CDF及びCFF低減)
	CFF (/炉年)	9.2E-09	2.5E-09	

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

○ 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地震出力運転時レベル2PRAは 4.3×10^{-7} (／炉年)、津波出力運転時レベル2PRAは 2.5×10^{-9} (／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、発生頻度は地震出力運転時レベル2PRAは 3.5×10^{-8} (／炉年)、津波出力運転時レベル2PRAは 1.3×10^{-9} (／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)
		地震	津波	
格納容器バイパス	内的	$3.9E-10$	ϵ^{*2}	>100
	外的	$1.9E-08$	—	>100
格納容器破損	エナジエティック	$9.8E-12$	$2.7E-12$	>100
	先行破損	$1.0E-08$	$4.3E-13$	>100
	その他	$2.0E-07$	$2.1E-09$	>100
	外的	$3.2E-08$	—	>100
隔離失敗	—	$1.7E-07$	$3.3E-10$	>100
健全 (設計漏えい)	—	$4.6E-08$	$2.9E-09$	0.32^{*3}
放射性物質管理放出	—	$3.5E-08$	$1.3E-09$	0.79

※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。

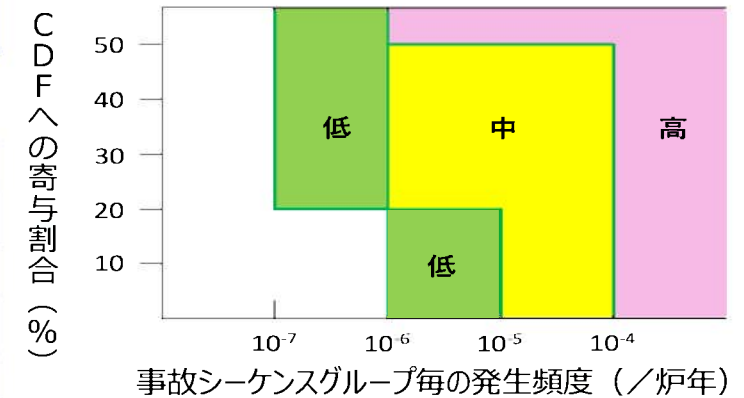
※2 カットオフ値 ($1.0E-13$ (／炉年)) より小さい値

※3 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3.2TBq)

○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)			
	停止時 (ベースケース)	停止時 (感度解析ケース)	地震	津波
2次冷却系からの除熱機能喪失	1.1E-09 (<0.1%)	1.1E-09 (0.1%)	1.3E-07 (21.4%)	8.7E-11 (1.2%)
全交流動力電源喪失	1.0E-07 (0.5%)	7.4E-08 (6.1%)	1.1E-07 (19.2%)	2.5E-09 (33.4%)
原子炉補機冷却機能喪失	8.9E-08 (0.4%)	8.9E-08 (7.3%)	2.6E-07 (44.5%)	4.8E-09 (64.0%)
原子炉格納容器の除熱機能喪失	ε (<0.1%)	ε (<0.1%)	7.3E-10 (0.1%)	ε (<0.1%)
原子炉停止機能喪失	/	/	5.1E-09 (0.9%)	/
ECCS注水機能喪失	9.5E-11 (<0.1%)	9.5E-11 (<0.1%)	1.5E-08 (2.6%)	ε (<0.1%)
ECCS再循環機能喪失	5.0E-10 (<0.1%)	5.0E-10 (<0.1%)	1.4E-08 (2.4%)	ε (<0.1%)
格納容器バイパス	/	/	/	/
崩壊熱除去機能喪失	2.0E-05 (97.3%)	5.6E-07 (45.8%)	/	/
原子炉冷却材の流出	2.8E-07 (1.4%)	4.1E-07 (33.4%)	/	/
反応度の誤投入	8.7E-08 (0.4%)	8.7E-08 (7.2%)	/	/
原子炉建屋損傷	/	/	ε (<0.1%)	/
原子炉格納容器損傷	/	/	3.2E-08 (5.5%)	/
蒸気発生器伝熱管破損 (複数本破損)	/	/	1.9E-08 (3.3%)	/
複数の信号系損傷	/	/	/	1.1E-10 (1.4%)
合計	2.1E-05	1.2E-06	5.8E-07	7.5E-09



○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。

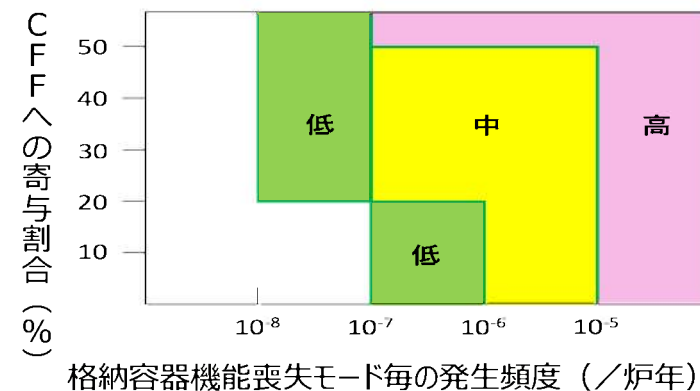
- 重要度「高」**
⇒起因事象発生防止から緩和策までのあらゆる面からのCDFの低減に着目した手順や設備の変更
- 重要度「中」**
⇒緩和策の面からのCDFの低減に着目した手順や設備の変更
- 重要度「低」**
⇒炉心損傷防止に着目した手順への対処

ε：カットオフ値未満

○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	地震		津波	
	CFF (/炉年)	寄与割合	CFF (/炉年)	寄与割合
原子炉容器内水蒸気爆発	ε	<0.1%	ε	<0.1%
格納容器隔離失敗	1.7E-07	38.5%	3.3E-10	13.3%
水素燃焼 (原子炉容器破損前)	ε	<0.1%	ε	<0.1%
水素燃焼 (原子炉容器破損直後)	ε	<0.1%	ε	<0.1%
水素燃焼 (原子炉容器破損後長期)	ε	<0.1%	ε	<0.1%
水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損	2.0E-07	46.8%	2.1E-09	86.3%
ベースマツト熔融貫通	8.2E-10	0.2%	5.8E-12	0.2%
水蒸気蓄積による格納容器先行破損	1.0E-08	2.4%	4.3E-13	<0.1%
原子炉容器外水蒸気爆発	9.8E-12	<0.1%	2.7E-12	0.1%
格納容器雰囲気直接加熱	ε	<0.1%	ε	<0.1%
インターフェイスシステムLOCA	/		/	
蒸気発生器伝熱管破損	2.0E-08	4.6%	ε	<0.1
格納容器過温破損	2.4E-10	<0.1%	ε	<0.1
格納容器直接接触	ε	<0.1%	ε	<0.1
炉心損傷に先立つ地震による格納容器先行機能喪失	3.2E-08	7.5%	/	
合計	4.3E-07	100%	2.5E-09	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

- リスク上重要な事象に対して、FV重要度結果等を参考に効果的な追加措置を抽出した。なお、外部事象津波PRAに関しては新たに抽出する追加措置はなかった。

事象	分類	追加措置	期待される効果
停止時	設備／運用対策	・原子炉補機冷却水系の負荷制限に係る運用の検討	・負荷制限により、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。
	設備／運用対策	・停止時リスクモニタを活用した継続的なリスク評価・管理による更なる安全性の向上 (現時点の合理的に達成可能な範囲でリスク低減を図った工程の策定及びリスク低減措置の実施)	・定期事業者検査毎に機器の運転状態が異なるため、停止時リスクモニタを活用することで、リスク低減を図った定期事業者検査の実施に期待できる。
地震	教育・訓練の強化	・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減少を早期発見し、原子炉補機冷却水系統機能喪失の可能性の低減に期待できる。
	モデルの高度化	・機器故障率の精緻化 (重要シナリオにおける機器故障のうち、特に代用パラメータを使用している機器(大容量空冷式発電機、特重設備(発電機)等)の運転実績の継続的な収集・反映)	・PRA評価の持つ不確実さを低減し、より現実的なリスク分析の実施に期待できる。
	設備／運用対策	・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(βモード)に至るリスクの低減に期待できる。

設計基準事象を超える事象に対して、どこまで原子力発電所の安全が確保されるかを特重施設のSA活用を踏まえ評価した。

- **評価事象**：地震、津波、地震及び津波の重畳、地震及び津波随伴、その他自然現象
- **評価項目**：炉心損傷防止対策（出力時、停止時）、格納容器機能喪失防止対策、使用済燃料ピットの燃料損傷防止対策、**号機間相互影響**
- **評価手順（地震・津波PRAの検討結果を基に以下の手順で実施）**

① 起回事象の選定

地震・津波発生に起因して発生する事故（起回事象）を選定する。

② イベントツリーの作成

①で選定した各起回事象に対し、影響緩和機能及び収束シナリオを特定し、事象の進展過程をイベントツリー形式で示す。

③ 各影響緩和機能の機能喪失地震加速度・津波高さの特定

②で特定した各影響緩和機能が機能喪失する地震加速度・津波高さを特定する。

④ クリフエッジの特定

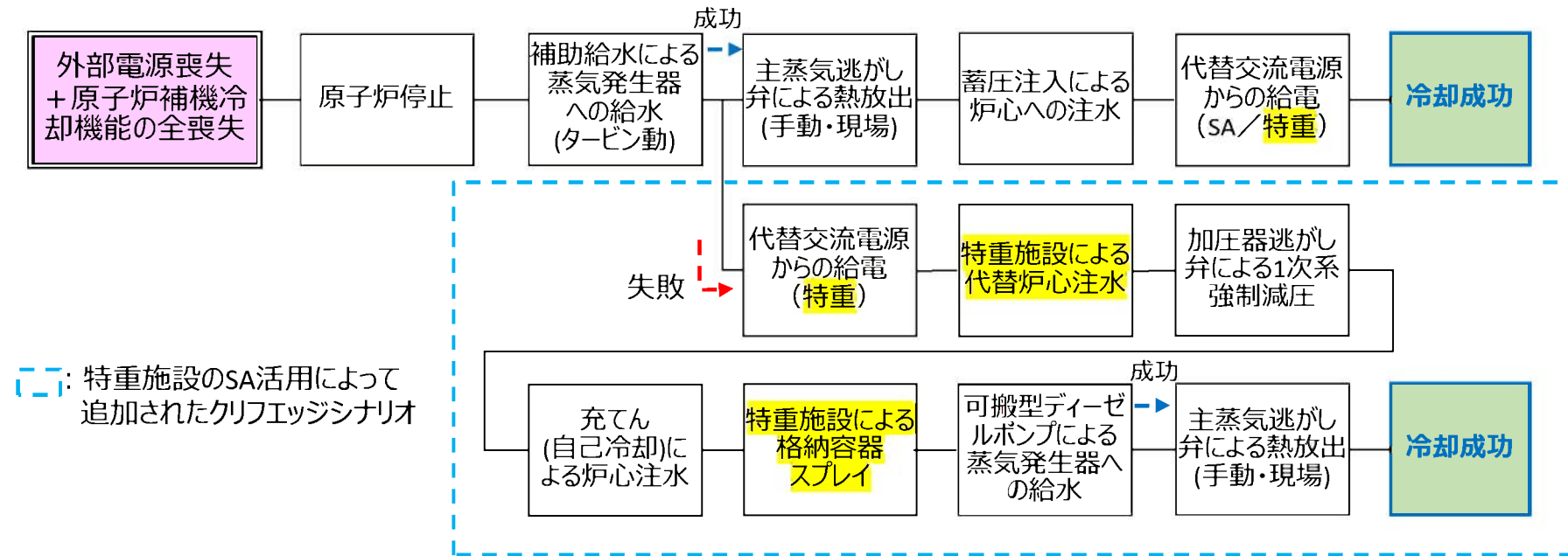
③の結果から、各収束シナリオの機能喪失に係る地震加速度・津波高さを特定する。

○評価結果【炉心損傷防止対策（出力時）】

- ①特重施設（電源）、②特重施設による代替炉心注水及び格納容器スプレイを活用することで、起因事象に対する収束シナリオの多様化が可能となる。（①、②の活用を黄ハッチで示す。）

●収束シナリオ

起因事象：外部電源喪失+原子炉補機冷却機能の全喪失



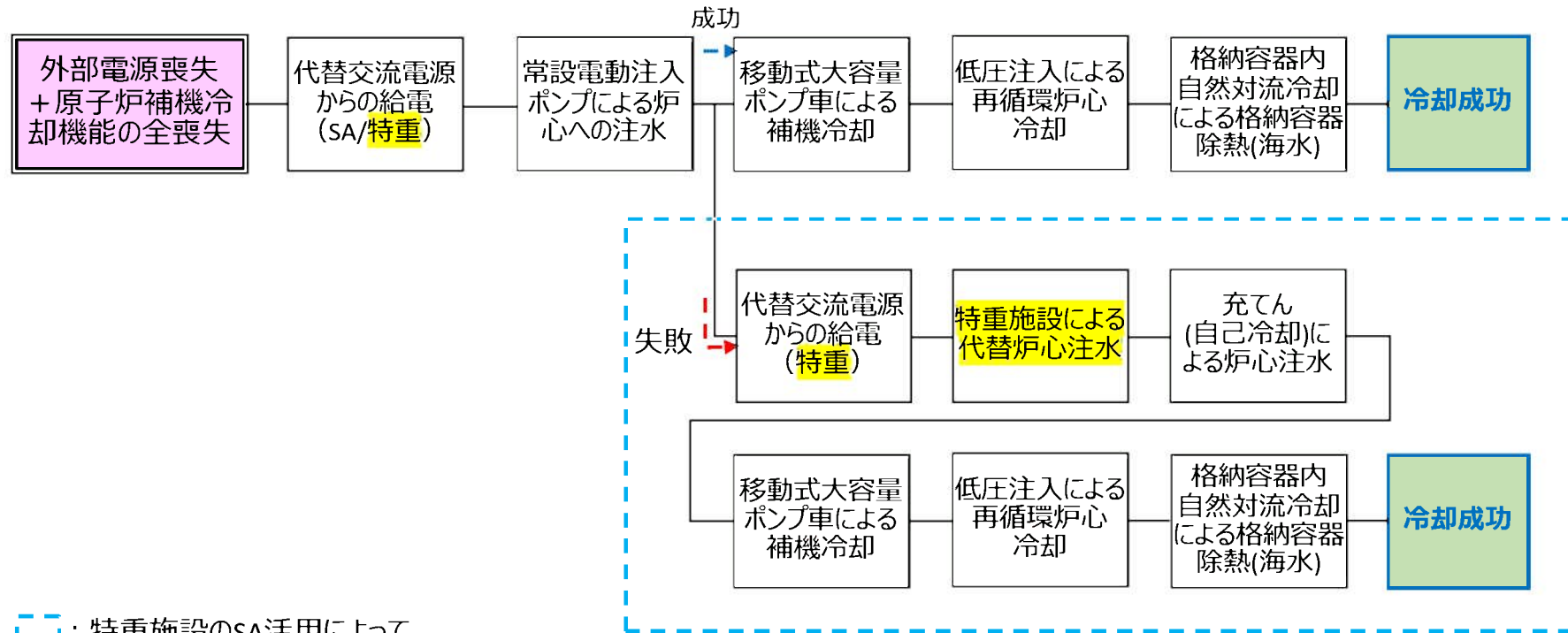
- 地震加速度 **1.12G** に達した場合、**格納容器が損傷（座屈以外）し、格納容器内の機器が損傷**するため、炉心損傷に至る。
- 津波高さが **15m** に達した場合、開口部から建屋内に津波が侵入し、殆どの機器が水没し、炉心損傷に至る。

○評価結果【炉心損傷防止対策（停止時）】

- ①特重施設（電源）、②特重施設による代替炉心注水を活用することで、起因事象に対する収束シナリオの多様化が可能となる。（①、②の活用を黄ハッチで示す。）

●収束シナリオ

起因事象：外部電源喪失+原子炉補機冷却機能の全喪失



┌──┐: 特重施設のSA活用によって追加された収束シナリオ

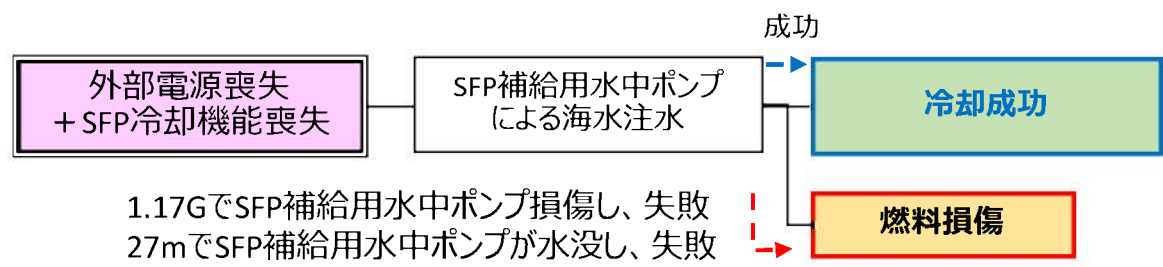
- 地震加速度が**1.12G**に達すると**格納容器が損傷（座屈以外）**し、**格納容器内の機器が損傷**するため、炉心損傷に至る。
- 津波高さが**15m**に達した場合、開口部から建屋内に津波が侵入し、殆どの機器が水没し、炉心損傷に至る。

○評価結果【使用済燃料ピットの燃料損傷防止対策】

➤ 特重施設を活用できず、起因事象に対する収束シナリオは第1回届出書と同様の結果となった。

●収束シナリオ

起因事象：外部電源喪失+SFP冷却機能喪失 + 原子炉補機冷却機能喪失



- 地震加速度が**1.17G**に達するとSFP補給用水中ポンプが損傷し、「SFP補給用水中ポンプによる海水注水」が失敗するため、燃料損傷に至る。
- 津波高さが**27m**に達するとSFP補給用水中ポンプが水没し、海水注水が失敗するため、燃料損傷に至る。

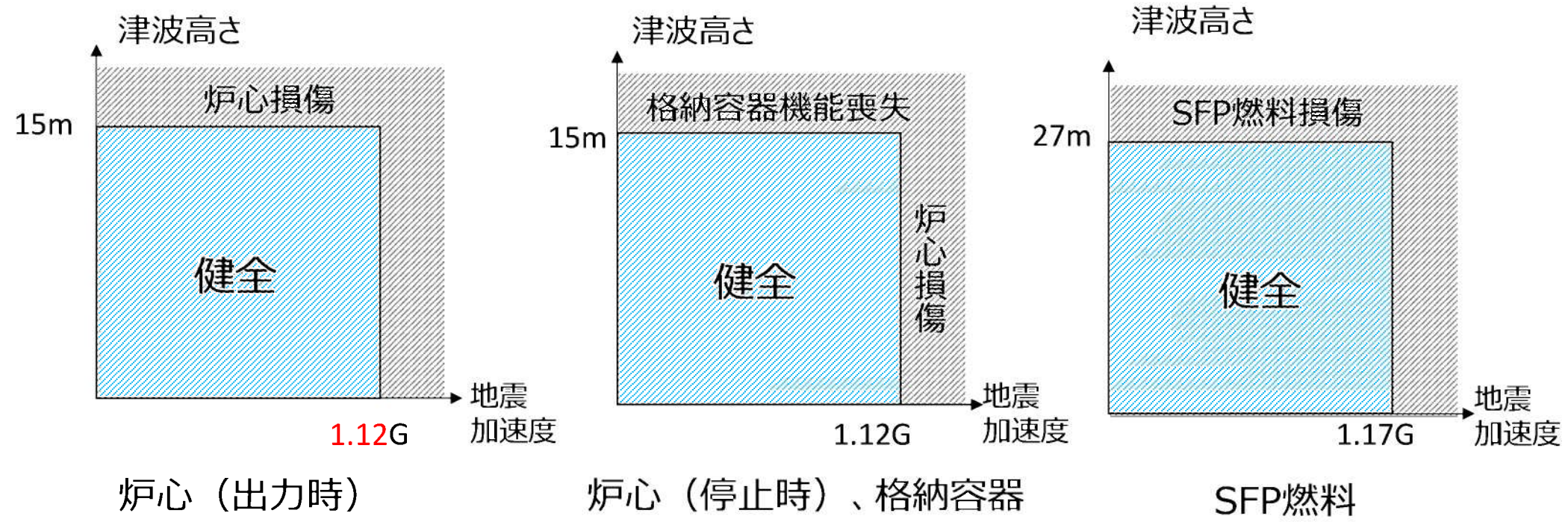
○地震と津波の重畳

評価手順

地震単独評価で特定されたクリフエッジシナリオへの津波による影響、津波単独評価で特定されたクリフエッジシナリオへの地震による影響を評価する。

評価結果

地震単独評価のクリフエッジ加速度が津波単独評価結果に影響を及ぼさないこと、並びに津波単独評価のクリフエッジ津波高さが地震単独評価結果に影響を及ぼさないことが確認されたことから、評価結果は以下の通りとなる。



○地震及び津波随伴

特重施設については既設よりも耐力が高く、新たな溢水源等が発生しないことから、各随伴事象に対する影響は前回と同様であり、以下のとおり影響を受けないことを確認した。

○評価結果 (1/2)

評価事象		評価内容	評価結果 (前回と同様)	
地震随伴溢水	建屋内溢水	没水影響評価	クリフエッジシナリオに必要な設備に対して、地震起因でタンク等の溢水源から建屋内が浸水することによる影響を評価した。	クリフエッジシナリオに必要な設備の機能喪失高さが、溢水水位を上回ることから、没水の影響を受けないことを確認した。
		被水影響評価	クリフエッジシナリオに必要な設備に対して、溢水源からの直線軌道及び放物線軌道の飛散による被水等による影響を評価した。	プラント・ウォークダウン等により、発生する溢水源からの被水の影響を受けないことを確認した。
		蒸気影響評価	クリフエッジシナリオに必要な設備に対して、クリフエッジ加速度で発生する漏えい蒸気による影響を評価した。	蒸気内包設備のHCLPFがクリフエッジ加速度を上回っており、蒸気影響を受けないことを確認した。
	建屋外溢水	クリフエッジシナリオに必要な設備に対し、地震により損傷した屋外設備から発生した溢水による影響を評価した。	屋外の溢水源の損傷による溢水水位は、+0.24mであり、建屋内に浸水せずクリフエッジシナリオに必要な設備が水没しないため、影響を受けないことを確認した。	

- 地震及び津波随件事象
- 評価結果 (2/2)

評価事象		評価内容	評価結果 (前回と同様)
地震 随伴 火災	内部 火災	地震評価のクリフエッジシナリオに必要な設備が設置されている火災区画内の可燃物を火災源とし、地震評価の評価指標や可燃物の物質特性、運用等により火災検知・消火が可能であるか等の観点により、クリフエッジシナリオに必要な設備への影響を評価した。	クリフエッジシナリオに必要な設備が、地震随伴内部火災による影響を受けないことを確認した。
	外部 火災	地震により想定される屋外の火災源を選定し、選定した火災源について、火災源との離隔距離等の配置情報により、クリフエッジシナリオに必要な設備及びアクセスルートの復旧/消火に必要な資機材への影響を評価した。	クリフエッジシナリオに必要な設備及びアクセスルートの復旧/消火に必要な資機材が、地震随伴外部火災による影響を受けないことを確認した。
津波 随伴 火災	外部 火災	遡上により火災源が建屋近傍に移動し、建屋が浸水している間 (2時間) 直接建屋が過熱された場合の影響を評価した。	火災源からの加熱によって発生する荷重の反力が、建屋外壁 (コンクリート) 耐力より下回るため、健全性は確保できる。

○ その他の自然現象に対する安全裕度評価

① 概要

- 「その他の自然現象に対する評価」は第2回届出にて実施しており、更に第3回届出において、火山（降灰）に対する、火山灰シミュレーションを用いた評価を実施している。
- 今回は、特重施設運開を受け、特重施設を含む発電所に対する影響確認を実施した。あわせて、最新気象データ等による年超過確率 10^{-6} 相当※のハザード値を更新し、影響評価を実施した。
※第2回届出時の欧州調査結果を踏まえ、設計基準事故及び重大事故の設計で想定されている事象より大きい規模、かつ、かなり可能性の低い事象として、年超過確率 10^{-6} 相当のハザードによる、発電所に対する影響を評価する方針としたもの。

② 評価結果

- 定量的な評価を行った事象
 - ・ 特重設備は、外部からの衝撃による損傷防止が図られた特重施設（建屋及びトレンチ内等）に設置しているため、評価に影響を及ぼすものは無かった。
特重施設も、荷重を考慮して、機能を損なわないことを確認した。
 - ・ 最新の気象データ等により、年超過確率 10^{-6} 相当のハザード値が上昇した事象はあったものの、評価結果に影響を及ぼすものは無かった。
- 定性的な評価を行った事象
 - ・ 評価の前提を変える新たな知見は無く、第2回届出の評価結果に影響を及ぼすものは無かった。

(次頁以降、評価手順、定量的な評価手法及びその評価結果詳細を示す。)

○ その他の自然現象に対する安全裕度評価手順

① 評価事象の選定
IAEA SSG-25「安全因子7：ハザード解析」に示される、代表的な外部ハザードから評価事象を選定（地震、津波、人為事象を除く。）

② ハザード値の算出可否判断
評価事象の年超過確率 10^{-6} 相当のハザード値の算出可否により、評価方法を③、④に分類

算出可
③ 定量的な評価

- 年超過確率 10^{-6} 相当のハザードを設定
定量的に評価
- ✓ 竜巻（台風含む）
 - ✓ 落雷
 - ✓ 気象変化（高温、低温、凍結 等）

算出不可
④ 定性的な評価（今回変更なし）

- 地理的条件により、影響が起こり得ない事象
✓ 河川の迂回 ✓ 雪崩 ✓ 土石流 等
- 他の事象に包絡される事象
✓ 津波に包絡：高潮、満潮、海水面高・低、波浪、高波 等
- 運用で対処できる事象
✓ 森林火災 ✓ 生物学的事象 等に分類し、定性的に評価

○ 定量的な評価手法

定量的な評価を実施する外部ハザードについて、検討事象及び年超過確率 10^{-6} 相当のハザードを設定手法を下表に示す。

外部ハザード	検討事象	年超過確率 10^{-6} 相当ハザードの設定手法(第6回届出)	(参考)設計想定
竜巻を含む強風	竜巻	設置変更許可申請書添付書類六に記載の竜巻のハザード曲線により設定	100.0m/s (風速)
落雷	落雷	川内原子力発電所の立地県である鹿児島県（本島及び甕島）全体を含むエリアで収集された雷位置標定システムによる2012年7月～2022年6月の観測結果を基に、累積頻度分布から年超過確率 10^{-6} 年の値を設定した。	150kA (最大雷撃電流値)
気象	高温	川内原子力発電所の最寄りの気象官署（鹿児島、阿久根、枕崎）の観測開始年～2021年までの気象データを基に、極値統計解析を行い、SY法（Station-Year Method法）を用いて、気象協会により算出された年超過確率 10^{-6} 年の値により設定した。	33.0℃ (外気温)
	低温、凍結		-7.0℃ (外気温)
	降雪、積雪、暴風雪		30.0cm (積雪量)
	降水		160.0mm (時間降水量)

○ 定量的な評価結果 (1/4)

検討事象	年超過確率 10^{-6} 相当のハザード	ハザード値 見直しによる 発電所への影響	特重施設も含めた影響確認
	第2回→第6回		
竜巻	104.7m/s(風速) (更新なし)		<ul style="list-style-type: none"> ➤ 特重施設については、竜巻による風圧力等による荷重を考慮しても、機能を損なわないことを確認した。 ➤ 特重設備についても、竜巻に対する損傷の防止が図られた特重施設（建屋及びトレンチ内等）に設置しているため、安全裕度に変更はない。
落雷	340kA→369kA (最大雷撃電流値)	➤ なし	<ul style="list-style-type: none"> ➤ 落雷に起因する外部電源喪失 + 原子炉補機冷却機能の全喪失時のグリフエッジシナリオにおいて、大容量空冷式発電機による給電が不能となった場合において、特重施設（電源）を活用した給電が可能となるため、冷却可能となるための成功パスが増える。 ➤ 特重設備については、落雷に対する損傷の防止が図られた特重施設（建屋及びトレンチ内等）に設置している。

○ 定量的な評価結果 (2/4)

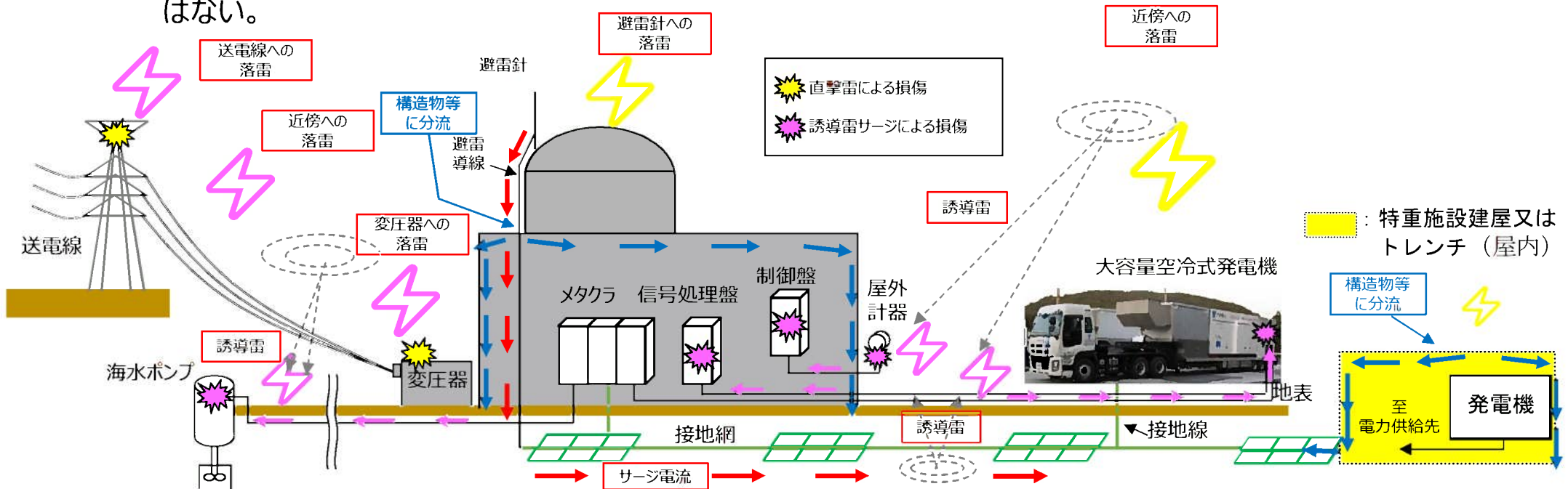
検討事象	年超過確率 10^{-6} 相当のハザード	ハザード値 見直しによる 発電所への影響	特重施設も含めた影響確認
	第2回→第6回		
高温	39.3℃→39.4℃ (外気温)	<ul style="list-style-type: none"> 安全上重要な屋外設備は設計温度内(使用温度40～50℃)であることから、最新のハザード値においても機能維持できる。 	<ul style="list-style-type: none"> 特重設備については、特重施設（建屋及びトレンチ内等）内に設置しているため、機能は維持される。
低温、凍結	-11.9℃→-10.5℃ (外気温)	<ul style="list-style-type: none"> なし (第2回評価時の10^{-6}相当のハザード値の方が厳しい条件であるため) 	<ul style="list-style-type: none"> 特重設備については、特重施設（建屋及びトレンチ内等）内に設置しているため、機能は維持される。
降雪、積雪、暴風雪	64.2cm→99.4cm (積雪量)	<ul style="list-style-type: none"> 積雪量99.4cmにおいても、空調給気口、冷却口の高さが確保されていること、また、積雪荷重に対して十分な余裕を有していることを確認 	<ul style="list-style-type: none"> 特重施設については、積雪による荷重を考慮しても、機能を損なわないことを確認した。 特重施設のフィルタベント排気口は積雪の侵入や閉塞の恐れはない。
降水	252.0mm→251.0mm (時間降水量)	<ul style="list-style-type: none"> なし (第2回評価時の10^{-6}相当のハザード値の方が厳しい条件であるため) 	<ul style="list-style-type: none"> 特重施設設置前後において、雨水排水経路の変更は無いため、安全上重要な建屋内に雨水は流入しないと評価できる。

○ 定量的な評価結果のうち、落雷評価 (詳細) (3/4)

[評価条件]

年超過確率 10^{-6} 相当のハザード(最大雷撃電流値：369kA)の雷に対して、以下の条件により発電所への影響を評価した。

- 屋外設備への直撃雷による損傷は、変圧器や送電線の機能喪失を想定
- 誘導雷サージによる損傷は、屋外ケーブルと常時接続の屋外機器及び建屋内機器の接続部位までの機能喪失を想定
- 起因事象は、変圧器や送電線の機能喪失に伴う外部電源喪失及び海水ポンプ機能喪失に伴う原子炉補器冷却機能の全喪失を想定
- 建屋は、鉄筋コンクリート造で、十分に接地されており、また、その鉄筋量は一般建屋よりも多く緻密な格子状の空間遮蔽が形成されるため、屋内設置機器については、外部電界から保護され、落雷による影響はない。

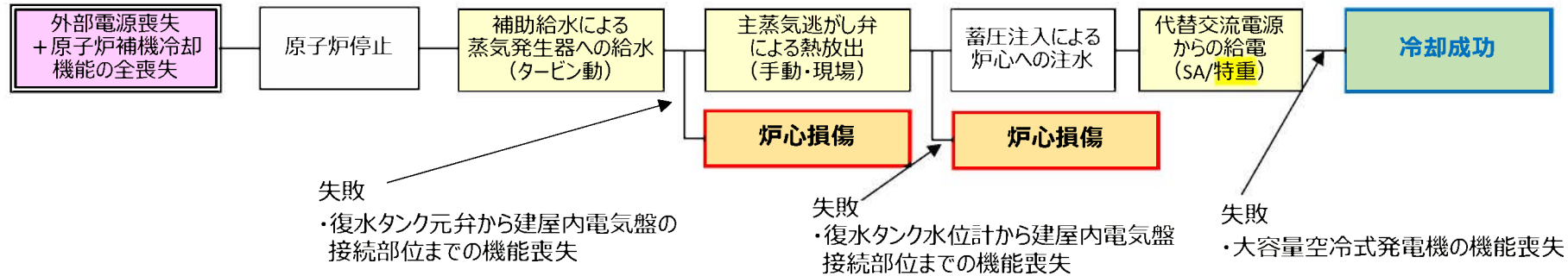


○ 定量的な評価結果のうち、落雷評価 (詳細) (4/4)

[評価結果]

起因事象：外部電源喪失 + 原子炉補機冷却機能の全喪失

➤ 評価シナリオ (炉心出力時)



評価シナリオに必要な機能	評価シナリオで失敗となるヘディング
①復水タンク元弁動作 (開確認) 機能	タービン動補助給水による蒸気発生器への給水不能
②復水タンク水位監視機能	主蒸気逃し弁による熱放出不能 (水位監視不能)

以下の代替措置により、炉心損傷を回避可能である。なお、電源については、特重施設 (電源) により、給電可能である。

≪炉心冷却を成功させるための代替措置≫

- ① 復水タンク元弁の遠隔操作不能及び制御信号発信不能に伴い、インターロック上、タービン動補助給水ポンプ蒸気入口弁の遠隔操作不能となるが、手動開操作による系統構成により、補助給水による蒸気発生器への給水 (タービン動) が可能である。
- ② 復水タンク水位計の機能喪失により、復水タンク保有水の枯渇有無の監視及び復水タンクへの海水給水が不能となるが、代替パラメータ計器を用いることで主蒸気逃し弁による熱放出 (手動・現場) が可能である。

《号機間相互影響評価》

[評価手順]

川内1号機及び2号機について、同時発災を想定した場合の相互影響を以下の観点から確認した。

- (1) 耐性を考慮した相互影響
- (2) 事象進展の過程を考慮した相互影響
- (3) 炉心に燃料がない他号機の開口部からの浸水を考慮した影響

《号機間相互影響評価で考慮すべきプラント運転状態の組合せ》

地震、津波 地震と津波の重畳		川内1号機				
		出力時炉心	停止時炉心	格納容器	SFP	
		1.10G、15m	1.12G、15m	1.12G、15m	1.17G、27m	
川内2号機	出力時炉心	1.12G、15m	→	→	→	→
	停止時炉心	1.12G、15m	→	→	→	→
	格納容器	1.12G、15m	→	→	→	→
	SFP	1.17G、27m	→	→	→	→

○ 評価結果

➤ 耐性を考慮した相互影響の評価結果

評価対象号機の耐性（地震・津波に対するクリフエッジ）と隣接する他号機の耐性を比較した。他号機が先にクリフエッジとなり、炉心損傷等となった場合における被ばく影響を考慮した場合においても、単独号機のクリフエッジ評価結果へ影響がないことを確認した。

➤ 事象進展の過程を考慮した相互影響の評価結果

敷地内の2基が同時に被災し、各号機の事象進展の過程を考慮した場合においても、現在の体制で対応可能であること及び発電所内の資源（燃料、水源、電源）が、7日間継続して供給可能であり、クリフエッジ評価結果に影響がないことを確認した。

➤ 炉心に燃料がない他号機の開口部からの浸水を考慮した影響評価

運転停止中のユニットでは、定検作業により原子炉格納容器機器搬入口や原子炉格納容器エアロック等が開放されており、この状態でクリフエッジ津波高さの津波が来襲した場合、原子炉格納容器機器搬入口等から浸水し、他号機を経由して評価対象号機へ影響を及ぼす可能性がある。

⇒津波の来襲が予想される場合には、他号機の原子炉格納容器エアロック等の閉止操作を行うことから、号機間を経由して評価対象号機に津波が侵入することがないことを確認した。

- 安全裕度評価により抽出された追加措置について、運用方針及び期待される効果を以下に示す。

追加措置	期待される効果
特重施設のSA活用を踏まえた安全裕度評価結果の教育	以下を認識することで、重大事故等発生時の事故収束対応のレジリエンス向上に期待できる。 <ul style="list-style-type: none">・設計基準を超える地震、津波、その他自然現象が起こった際に予想される特重施設のSA活用を踏まえたプラント挙動・設計基準を超える地震、津波に伴い発生する随伴事象（溢水、火災）の影響

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回安全性向上評価において、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」に基づき、本評価を実施した。

次回の評価を実施するまでの期間は、評価に必要なデータを収集するとともに、「第2章 2.2.1 保安活動の実施状況」において、保安活動の実施状況調査及びその傾向分析を継続する。

4-1 評価結果（1/3）

● 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。
- 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。

◇ 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、これまで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。(対応を図った項目は参考③参照)

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>特重施設のSA活用を格納容器機能喪失防止だけでなく炉心損傷防止にも活用した評価を行い、本評価結果を事故対応能力の向上につながるよう活用し、今後も継続的に取り組んでいく。</p>
<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イケない。</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、特重の設備の追加（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、当社として新たに考慮すべきリスクを検討し取り組んでいく。</p>

※ 川内1号機第1～6回、川内2号機第1～5回、玄海3号機第1～3回、玄海4号機第1～4回届出時にいただいたご意見、ご助言

● 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>保安活動のなかで様々な評価や改善活動を実施しており、有効性を評価しているが、ここでチェックできるものは、いずれも予兆を捉えたものに限定される。今まで予兆として捉えていなかったものに対して安全が担保できる枠組みを明確にして総合的に取り組み、いろいろな目線で可能性を探ることをした方がよいと考える。</p>	<p>「保安活動の実施状況」の調査では、改善活動に加え、状態報告 (CR) 件数等の先行指標を含む実績指標 (PI) の評価において著しい変化がないか等の観点で確認し、原子力安全に影響する予兆を確認している。今まで予兆として捉えていなかったものに対しては、導入を進めている設備保全管理システム (EAM) にて全所員がPIのトレンドを確認できるようにすることで、気づきの機会を増やせるのではと考えている。また、PIのしきい値を細かく設定し、今まで予兆として捉えていなかったものに対し、予兆を見える化するといった改善も検討している。なお、WANOやJANSI等の第三者からの評価を踏まえた改善活動も実施し、改善の効果があつたのかPDCAを回し、次の改善につなげている。</p>
<p>機器故障率を精緻化するだけでなく、リスクの高いシナリオに対して定性的にでも対策や検討を行う方がリスクに対する備えとして重要。</p>	<p>評価結果の数値のみにとらわれることなく、結果に寄与するシナリオについて分析を行い、安全性の向上につながるような対策が取れないか引き続き検討していく。</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）
タービン動補助給水ポンプ取替	2025年度
設計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	2024年度

● 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）
特重施設のSA活用を踏まえた安全裕度評価結果の教育	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）
原子炉補機冷却水系の負荷制限に係る運用の検討	2023年度
停止時リスクモニタを活用した継続的なリスク評価・管理による、更なる安全性の向上	継続実施
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保有水量の監視強化の教育	継続実施
機器故障率の精緻化	継続実施
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	2023年度

● 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する。
- 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）

● 第1回～第5回届出時に抽出された措置の実施状況 (2023年9月30日時点)

第1回～第5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5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
メタクラ保護継電器のデジタル化 (第1回)	第22～27*1回 定事検	継続	・PRA、安全裕度評価からも抽出 ・第25回定検にて2B1-M/Cのデジタル化完了
受電系統の変更 (特高開閉所の更新) (第1回)	2025年3月*2	継続	—
安全系シーケンス盤及び1次系シーケンス盤設置工事(第5回)	2023年度以降 (第26回定事検以降)	継続	—
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(第5回)	2023年度 第26回定事検	完了	スライド6 参照

※1 第2回届出以降に第27回定事検までに計画変更

※2 第4回届出以降に2025年3月までに計画変更

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
ECCS再循環切替自動化設備の導入(第5回)	2023年度 (第26回定事検) にて成立性等の 確認実施	継続	第26回定検にて現場調査完了。調査結果を踏まえ工事成立性等を確認中。
ECCS再循環切替操作に係る教育、訓練の実施 (第5回)	継続実施	完了	継続的(1回/年)に実施
フィルタベント手順書へのリカバリステップ追記(第5回)	2023年度 (第26回定事検)	完了	スライド6 参照
破損SG隔離操作及び破損SG隔離失敗後のSA 対策に関する教育・訓練の実施(第5回)	適宜	完了	継続的(1回/年)に実施
安全性向上に係る活動の実施状況に係る中長期的な 評価から抽出した措置*（措置計画時期）	実施時期（予定）	実施状況	備考
最新の図面・手順書のPRAモデルへの反映 (第4回)	第5, 6回届出時	完了	第5回届出にて内部事象出力 運転時PRAモデルへ反映。
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（第4回）	第5, 6回届出時	完了	第6回届出にて内部事象停止 時PRA及び外部事象出力運 転時PRAモデルへ反映。

END

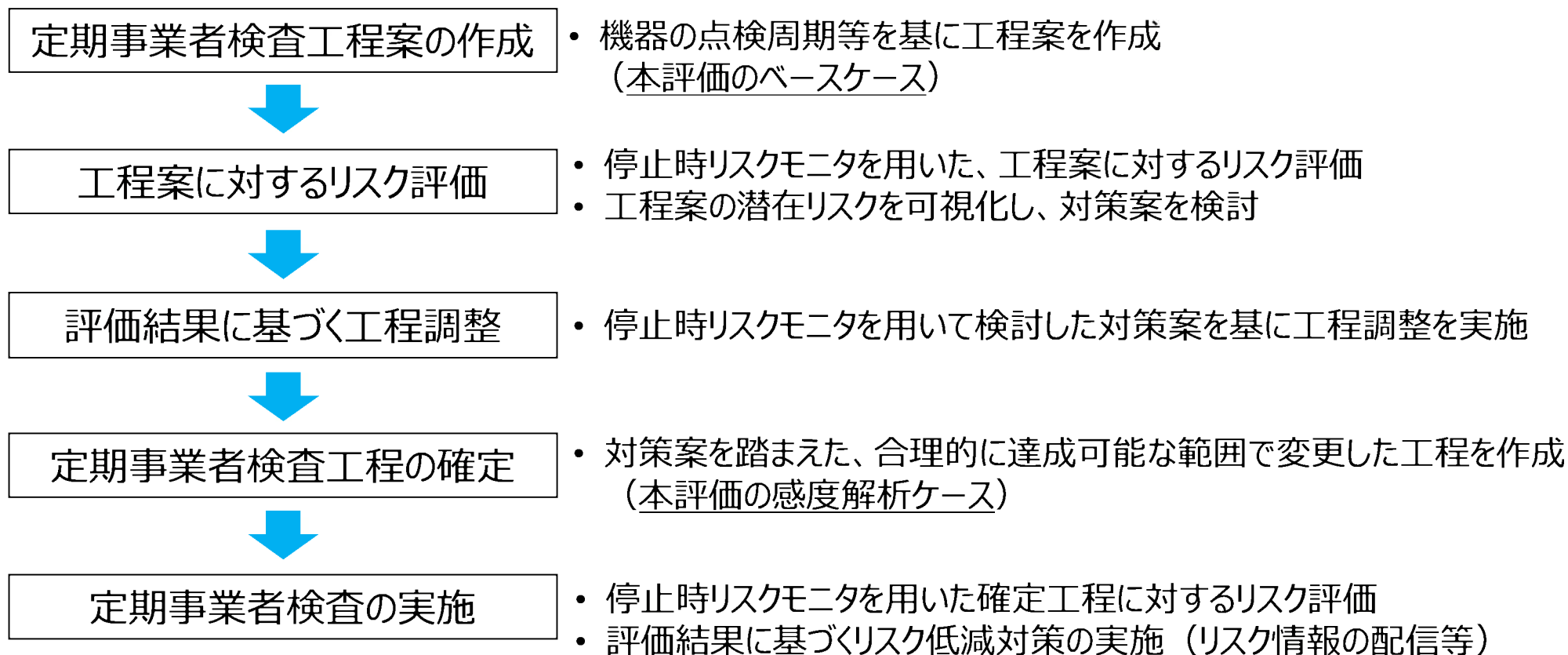


○内部事象停止時レベル1PRA

停止時PRAの対象期間である定期事業者検査中は、プラントの停止・起動に伴う運転員操作やメンテナンスに伴う1次冷却系の水位操作、機器の待機除外等によりプラント状態が様々に変化する。停止時PRAの結果は工程に応じて変動するため、発電所では停止時リスクモニタを活用し、工程調整等によるリスク低減に努めている。

今回の届出では、停止時リスクモニタのベースとなる停止時PRAモデルを更新し、工程確定前（ベースケース）及び工程確定後（感度解析ケース）のPRAを実施した。

➤ 停止時リスクモニタを活用した定期事業者検査工程策定の流れ【参考】



➤ ベースケースからの機器の運転状態の変更内容 (感度解析条件)

【定期事業者検査工程における機器の運転状態 (イメージ)】

プラント運転状態 (POS)	<ul style="list-style-type: none"> ・高温停止状態 (POS3) ・RHR運転状態 (POS4) 	<ul style="list-style-type: none"> ・低インベントリ期間 (POS5) 	評価対象期間外 <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉キャビティ満水 (POS6) ～ ・原子炉キャビティ満水 (POS8) 	<ul style="list-style-type: none"> ・低インベントリ期間 (POS9) 	<ul style="list-style-type: none"> ・RHR運転状態 (POS10) ～ ・高温停止状態 (POS13) 	
原子炉冷却材保有水量 (水位)	1次冷却系満水	低インベントリ期間	原子炉上部キャビティ満水	低インベントリ期間	1次冷却系満水	
・ディーゼル発電機	A系	待機中			海水系B系等の隔離時期の移動に伴い隔離時期が移動	待機中
	B系	待機中	隔離	隔離	隔離時期を原子炉キャビティ満水以降に移動	待機中
・海水系 ・原子炉補機冷却水系	A系	待機中	運転中		隔離時期を原子炉キャビティ満水以降に移動	待機中 運転中 待機中
	B系	運転中	待機中	隔離	隔離	運転中 待機中 運転中
・余熱除去系	A系	待機中	運転中	待機中		運転中 待機中 運転中
	B系	待機中	運転中	待機中	運転中	待機中

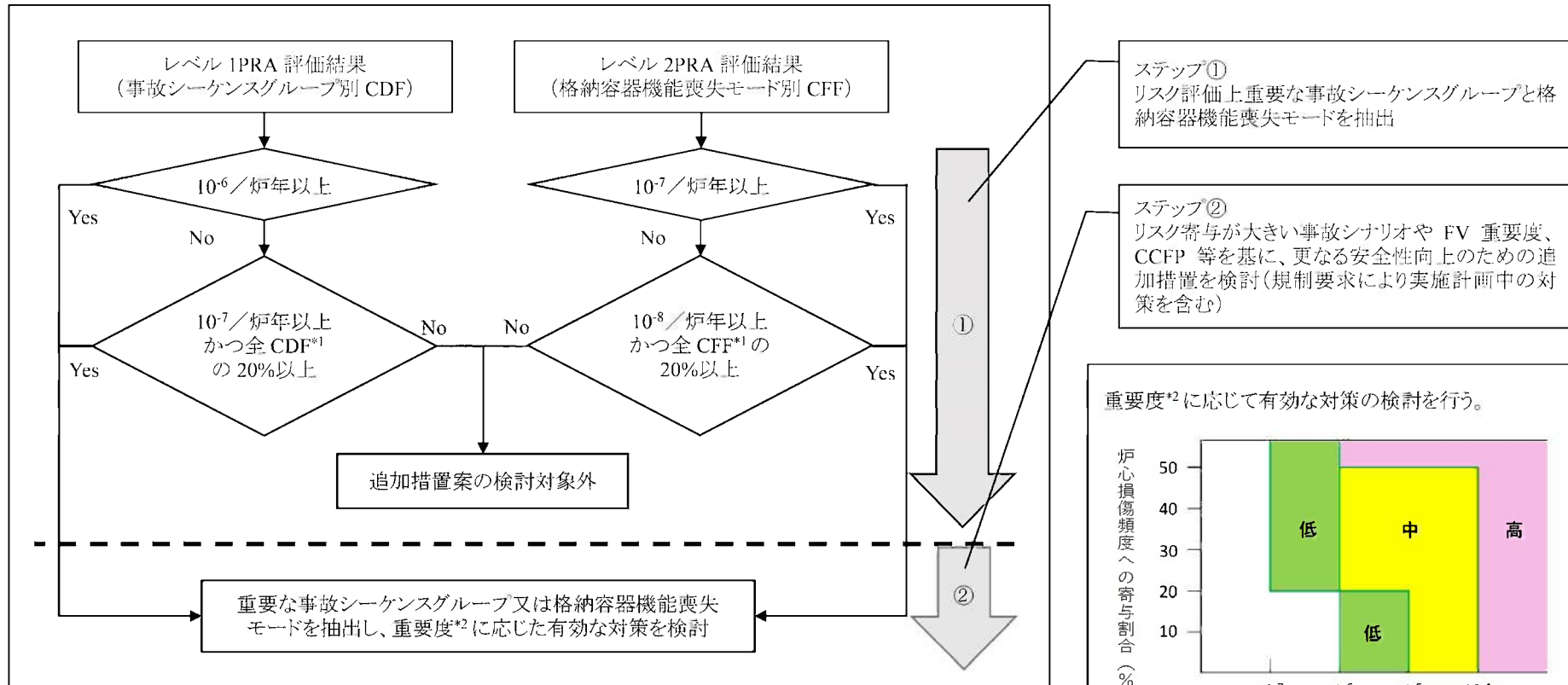
○追加措置の抽出について (地震)

- 全加速度区分のうち、地震加速度区分 1 の寄与が区分 6 に次いで大きい。
- 地震加速度区分 1 においては、外部電源が健全な確率が高く、その場合、全交流動力電源喪失等が発生せず、炉心損傷時の格納容器圧力は低いため格納容器隔離信号が発信しない。
そのため格納容器隔離弁の閉止操作に失敗し、格納容器機能喪失に至る。
- 一方で、地震加速度区分が 2 ～ 4 に増加するにつれて、地震により外部電源喪失の確率が増加するため、その後の事象進展として全交流動力電源喪失に至る可能性が高くなるものの、炉心損傷時には格納容器隔離信号が発信するとともに、格納容器隔離弁の閉止手順を整備していることから、格納容器機能喪失に至る確率も低くなる。
- 上記より、格納容器隔離信号未発信時のシナリオにおける、格納容器隔離弁の閉止手順の追加に係る検討を追加措置として抽出した。

(/炉年)

	加速度区分 1 (0.2~0.4G)	加速度区分 2 (0.4~0.6G)	加速度区分 3 (0.6~0.8G)	加速度区分 4 (0.8~1.0G)	加速度区分 5 (1.0~1.2G)	加速度区分 6 (1.2~1.4G)	合計
CDF	8.3E-08	1.7E-08	4.8E-09	5.8E-09	7.5E-08	4.0E-07	5.8E-07
CFF	4.5E-08	7.8E-09	1.6E-09	1.8E-09	3.6E-08	3.4E-07	4.3E-07

○追加措置の検討対象選定フロー



*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。

● その他の自然現象に対する安全裕度評価 各評価事象の評価方法は下表のとおり。

外部ハザード	③定量的な評価	④定性的な評価		
		地理的条件により、影響が起こり得ない事象	他の事象に包絡される事象	運用で対処できる事象
洪水	—	洪水、河川の迂回、湖又は河川の水位低下・上昇、静振	—	—
竜巻を含む強風	竜巻、強風・風（台風、ハリケーン）	—	—	—
落雷	落雷	—	—	—
火災	—	—	—	森林火災、草原火災
気象	高温、低温・凍結、降雪・積雪・暴風雪、降水（豪雨、降雨）	雪崩、高湿度、濃霧、もや、濁水、干ばつ、砂嵐（塩を含んだ嵐）、塩害・塩雲	低温・凍結に包含：氷の蓄積、氷結、氷晶、氷壁、霜、白霜 降雪・積雪に包含：雹・あられ 竜巻に包含：極限的な圧力（気圧高低）	—
太陽風	—	—	—	太陽フレア、磁気嵐
水理地質学的及び水理学的ハザード	—	地滑り、土砂崩れ（山崩れ、がけ崩れ）、土石流、地下水による地滑り、極端な地下水位低下、土壌の収縮又は膨張、泥湧出、陥没・地盤沈下、地割れ、地面の隆起、地下水による浸食、海岸浸食、カルスト、毒性ガス、水蒸気、低温水（海水温低）	津波に包絡：高潮、満潮、海面高・低、波浪、高波 降水に包絡：斜面崩壊	高温水（海水温高）
火山ハザード	—	—	—	火山（火山活動、降灰）
生物学的汚染	—	—	—	生物学的事象、動物、水中の有機物
隕石※	—	—	—	—

※隕石については、落下確率が 1.63×10^{-12} / 炉・年であることから評価対象事象とはしない。

◆ その他の事象 (④定性的な評価)

➤ 敷地の立地及び周囲の地理的条件により、発生しても影響が起こり得ない事象

外部ハザード	検討事象	理由
洪水	洪水、河川の迂回、湖又は河川の水位低下・上昇、静振	川内川がある方向の発電所北東から南東にかけては標高100～200mの丘陵地帯となっており、発生しても影響が起こり得ない。また、発電所に影響を及ぼす湖が存在しない。
水理地質学的及び水理学的ハザード	地滑り、土砂崩れ（山崩れ、がけ崩れ）、土石流、地下水による地滑り	発電所周辺に影響を及ぼすような地滑り、土砂崩れ（山崩れ、がけ崩れ）、土石流の素因となる地形が存在しない。
	極端な地下水位低下	発電所では地下水を利用していない。
	土壌の収縮又は膨張、泥湧出、陥没・地盤沈下、地割れ、地面の隆起、地下水による浸食	発電所及び周辺の地盤に関する地質調査、文献調査より、安全上重要な施設は、十分な支持性能を有する地盤に支持され、周辺地盤の変状による不等沈下、液状化、揺すり込み沈下等の影響がなく、地殻変動による基礎地盤の傾斜及び撓みの影響がないことを確認している。
	海岸浸食	事象進展が遅く、発生しても影響が生じる前に対策を施すため、影響が起こり得ない。
	カルスト	カルスト地形が存在しない。
	毒性ガス、水蒸気	発電所及び周辺の地盤に関する地質調査、文献調査より、発電所及び周辺には、熱水変質鉱物（過去に火山活動による毒性ガスや水蒸気の湧出があったことを示す地層）が存在するが、熱水変質活動の年代は古い（3～4百万年前）ことを確認している。また、発電所及び周辺において、低周波地震が認められず、熱水活動も認められないことを確認している。
	低温水（海水温低）	低温になった海水が流れ込んできたとしても、冷却器の熱交換機能に影響はない。また、海水温が約-1.8℃になると凍り始めるが、海面約10cmのところまで氷が徐々に形成され海中は凍らないため、海水取水機能の閉塞は起こり得ない。
気象	雪崩	発電所周辺及び敷地内において、雪崩が発生するような斜面はなく、山との離隔距離が十分に確保されている。
	渇水、干ばつ	みやま池が枯渇し、原水・補給水系に影響を及ぼす場合は停止することとする。なお、原子炉停止に必要な最終的な取水源としては、海水を利用するため、発生しても影響が起こり得ない。
	砂嵐（塩を含んだ嵐）、塩害、塩雲	周囲に大規模な砂地が存在しない。また、碍子に付着することで絶縁機能が損なわれる可能性があるが、事象進展が遅く、十分管理が可能であるため発生しても影響が起こり得ない。
	高湿度、濃霧、もや	屋外設備については、防滴仕様、防水仕様となっており、高湿度・濃霧等の影響は生じない。また、屋内設備については、空調で管理されていることから、発生しても影響が起こり得ない。

◆ その他の事象（④定性的な評価）

➤ 影響が他の事象に包絡される事象

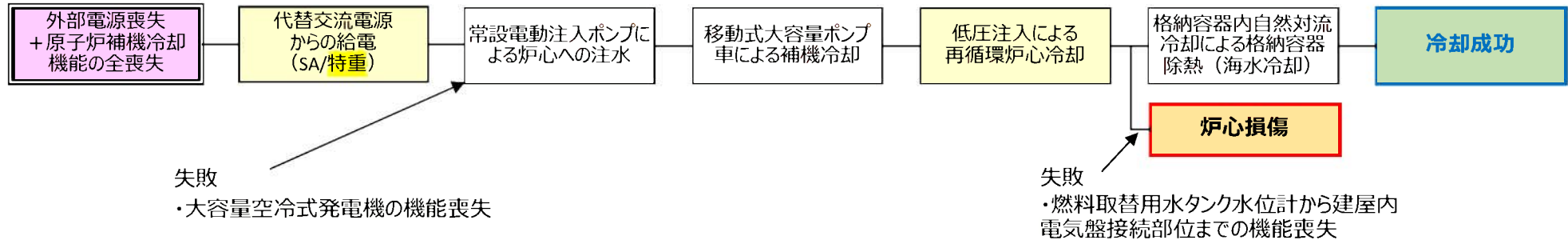
外部ハザード	検討事象	理由
水理地質学的及び水理学的ハザード	高潮、満潮、海水面高・低、波浪、高波	津波に包絡される。
気象	氷の蓄積、氷結、氷晶、氷壁、霜、白霜	低温・凍結に包絡される。
	雹・あられ	降雪・積雪に包絡される。また、降雹による衝突は竜巻（飛来物衝突）に包絡される。
	極限的な圧力（気圧高低）	竜巻に包絡される。

➤ 予想される影響が運用で対処できる事象

外部ハザード	検討事象	理由
火災	森林火災、草原火災	発電所における可燃物の量（植生）、気象条件、発火点等について最も厳しい条件を用いて、最大規模の森林火災を考慮している。また、森林火災が拡大するまでには時間的余裕が十分にあり、予め放水する等の必要な安全措置を講じることができる。
火山	火山（火山活動、降灰）	破局的噴火への発展の可能性がある場合は、燃料の移送計画を策定し、燃料を発電所から搬出する運用を整備している。
生物学的汚染	生物学的事象（くらげ）	くらげが原子炉補機冷却系統等に影響を与える場合には、海水冷却機能喪失、原子炉補機冷却機能喪失の手順により対応できる。
太陽風	太陽フレア、磁気嵐	太陽フレアに伴う磁気嵐により、南九州変電所～川内原子力発電所特高開閉所間の長距離送電線に地磁気誘導電流が発生し、主変圧器の焼損が発生することで外部電源喪失が生じる可能性があるが、外部電源喪失の手順で対応できる。
高温水（海水温高）	海水温高	海水温度が上昇し、十分な原子炉補機冷却機能が得られない場合には、海水ポンプ、原子炉補機冷却水冷却器、ポンプの追加起動を行う。それでも冷却機能を満足できない場合は原子炉を停止する。

◆ その他の自然現象に対する安全裕度評価結果 (③定量的な評価 (落雷))

➤ 評価シナリオ (炉心停止時)



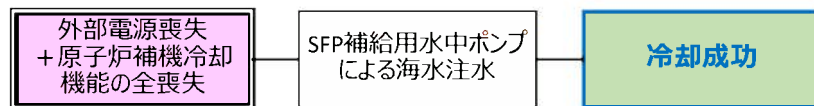
評価シナリオに必要な機能	評価シナリオで失敗となるヘディング
燃料取替用水タンク水位監視機能	低圧注入による再循環炉心冷却

以下の代替措置により、炉心損傷を回避可能である。なお、電源については、特重施設（電源）により、給電可能である。

《炉心冷却を成功させるための代替措置》

燃料取替用水タンク水位計の機能喪失により、タンク水位の監視不能となるが、代替パラメータ計器を用いることで低圧注入による再循環炉心冷却が可能である。

➤ 評価シナリオ (SFP)



- シナリオに必要な屋外設置の影響緩和機器が影響を受けないため、SFP補給用水中ポンプによるSFPへの海水注水に成功することを確認した。