

大飯4号機 安全性向上評価（第3回）届出書の概要

関西電力株式会社
2023年4月24日

- ◆ 評価対象期間は2021年2月13日（第17回定検終了翌日）～2022年8月12日（第18回定検 総合負荷検査完了日）の計**546日**であり、**評価完了期限は2023年2月12日**となる。

- ◆ 第1章について、「1.3章構築物・系統及び機器」について、第2回届出以降、DBDを活用
→右肩27頁参照

- ◆ 第2章の「保安活動」について、8つの保安活動※¹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ことを確認**。加えて評価の結果から、さらなる安全性向上、信頼性向上の観点で取り組む事項を追加措置として**2件（他電力や原子力業界のエクセレンス等を活用した自己評価の実施、CCF対策の実施）抽出した**。
→右肩28～31頁参照
※1：①品質保証活動、②運転管理、③施設管理、④燃料管理、⑤放射線管理及び環境モニタリング、⑥放射性廃棄物管理、⑦非常時の措置
⑧安全文化の醸成活動

- ◆ 第2章の「新知見」について、各分野※²について評価対象期間中に入手した情報を基に、大飯4号機に反映を検討すべき知見について、反映状況を確認した結果、いずれも**適切に処置が行われていることを確認**した。なお、すでに反映済みもしくは反映に向けた検討が進められている新知見は**38件**であり、さらなる安全性向上、信頼性向上の観点で取り組む事項を**1件（CCF対策の実施）追加措置として抽出した**。
→右肩32,33頁参照
※2：安全研究、原子力施設の運転経験（国内事業者の安全性向上措置を含む）、国際機関及び国内外の学会等の情報（自然現象に関するものを含む）
規格・基準類、確率論的リスク評価用データ、メカ提案

- ◆ 第3章のPRAとSTについて、5年毎の評価時期ではないが、大規模な工事（特重施設の設置）を行っていることから、今回届出にて**特重施設の設置に伴う評価を実施**。合わせて**RCP-SDSを考慮した**評価を実施した。結果の概要は、以下の通り →右肩34～55頁参照

【PRA】

- RCPシャットダウンシール・特重施設の導入により、**重要度「低」（緑色）のみ**となった。（第1回届出では、重要度「高」（赤色）があった。）
- 追加措置として「運転員・緊対要員を対象とした教育・訓練へのリスク情報の活用」を抽出。ただし、第1回届出にて抽出した追加措置の継続的取組みであるため、新たな追加措置とはしない。

【ST】

- 特重施設の導入により、**CV破損の津波クリフエッジが11.4m(建屋シール)から15.8m(安全系メタクラ)に向上**
- 追加措置として「クリフエッジシナリオの緊急時対策本部要員等を対象とした教育・訓練への活用」を抽出。ただし、第1回届出にて抽出した追加措置の継続的取組みであるため、新たな追加措置とはしない。

- ◆ 第3章の中長期評価について、高浜3号機第3回届出において実施した試評価を踏まえ、今回14全ての安全因子※3を用いて本評価した結果、中長期的な視点から**最新の国内外の知見等との現在のプラント状態との比較において、同等の水準であることを確認**できた。加えてさらなる安全性向上、信頼性向上の観点で取り組む事項を**追加措置として1件(届出書1.2章の最新化)抽出**した。

※3：(1) プラント設計、(2) 安全上重要なSSCの現状、(3) 機器の性能保証、(4) 経年劣化、(5) 決定論的安全解析、(6) 確率論的リスク評価
(7) ハザード解析、(8) 安全実績、(9) 他のプラントでの経験及び研究成果の利用、(10) 組織、マネジメントシステム、及び安全文化、(11) 手順、
(12) ヒューマンファクター、(13) 緊急時計画、(14) 放射性物資が環境に与える影響

→右肩56～58頁参照

- ◆ 第4章の総合的な評定について、今回、第2章～第3章の評価結果をもとに**新たな追加措置として3件が抽出**※4されたことから、**安全性向上計画を策定**した。

なお、前回（第2回）までの評価で抽出した追加措置の残数7件の内、6件が完了、1件が、今後実施予定である。また、評価対象期間中に実施された新たな取り組みの代表例を2件記載。

※4：3件の内、第2章の保安活動と新知見から得られた1件(CCF対策)は、同一件名である。

→安全性向上計画：右肩3～12頁参照

→4章の詳細：右肩59～65頁参照

① 今回の評価で新たに抽出した追加措置

保安活動全般の評価から、プラントの安全性向上に資する自主的な追加措置を抽出し、その実施計画を安全性向上計画として示す。

今後の取組みとして、追加措置を以下の計画に基づき適切に実施していくとともに、措置を講じた以降も、日常の保安活動において、設備の状態あるいは措置の実施状況とその改善の状況を適宜確認し、安全性の向上を継続的に図っていく。

No.	追加措置	実施時期(予定)	評価分野
1	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要因故障緩和対策の実施 デジタル安全保護回路のソフトウェア共通要因故障が発生した時に、これまで発生頻度が低いとされていた大中破断LOCA事象が重畳した場合の対処機能として、既設共通要因故障対策設備に安全注入機能の自動作動および格納容器隔離（一部）機能の自動作動による代替機能を付加する。	2023年度予定 (第19回定期事業者検査)	施設管理 新知見
2	他電力や原子力業界のエクセレンス等を活用した自己評価の実施 原子力安全やパフォーマンスの更なる向上を目的として、事業者自らが他電力や原子力業界のエクセレンス等を活用した自己評価を実施する仕組みを構築する。	2023年4月より本格運用開始	安全文化の 醸成活動
3	安全性向上評価届出書の1. 2章の最新化 安全性向上評価届出書の1. 2章「敷地特性」の記載を最新化する。	2023年度以降、確認開始	中長期的な 評価

1. 経緯

- 2019年以降、NRAは「デジタル安全保護系の共通要因故障対策」を重点課題と位置づけ、本件に関する検討チームを設置し、ATENAとの公開会合で議論を進めてきた。
- 2020年1月、第4回公開会合にて、ATENAはNRAに対し、本対策をATENA主導による産業界の自律的な安全対策として行う旨を説明。同3月の原子力規制委員会です承された。
- 2020年12月、ATENAより本対策に係る技術要件書※1が発刊。本対策に必要な設備の設計要件や、その前提となる有効評価の手法等が示された。合わせて、ATENAが事業者の取り組みを確認する際の確認要領※2も提示された。

※1：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要因故障緩和対策に係る技術要件書

※2：デジタル安全保護回路のソフトウェア共通要因故障緩和対策に関する実施状況等の確認要領

2. 大飯4号機の緩和対策実施状況

当社は、ATENAの確認要領に基づき、大飯4号機に係る本対策の設計等を以下の通り進めている。

	確認要領に基づく取り組み	予実績
1	実施計画書の作成及びATENAへの提出	2021年 2月 済
2	基本設計の作成	2021年10月 済
3	有効性評価の実施	2022年 6月 済
4	大飯4号機の詳細設計の作成	2022年11月 済
5	要件整合報告書の作成及びATENAへの提出	2023年 1月 済
6	対策工事・検査の実施	2023年度（第19回定検）予定
7	手順書の整備	対策工事完了までに整備予定

← 現状

3. 大飯4号機の緩和対策（今回の改造概要）

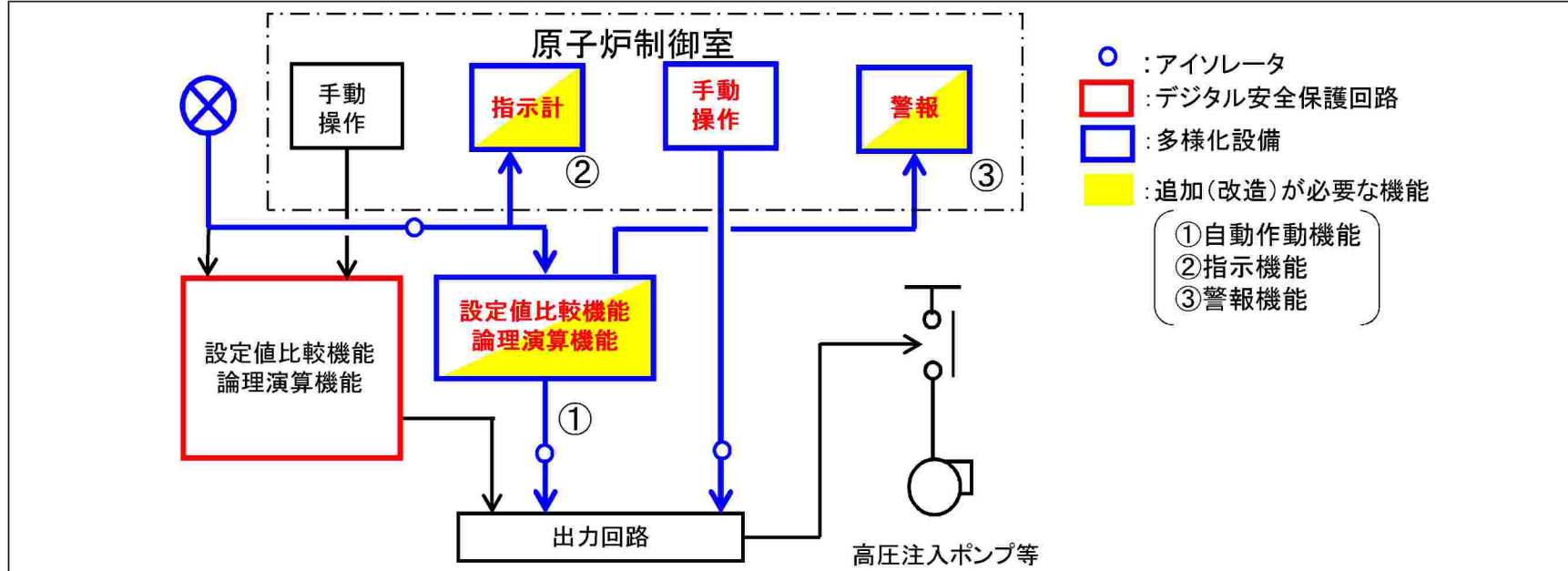
- 当社は従来より、大飯4号機にソフトウェア共通要因故障を想定したアナログ構成の多様化設備を自主的に設置していた。
- 今回の緩和対策では、ATENAの技術要件書を踏まえて、デジタル安全保護回路でのソフトウェアCCF※1発生時に大中破断LOCA※2事象が重畳した場合を想定した追加機能として、加圧器圧力低の信号による自動安全注入機能追加等の多様化設備※3への改造を実施する。

※1 CCF：ソフトウェアの共通要因故障（デジタル回路動作不能）
 ※2 LOCA：1次冷却材喪失事故
 ※3 多様化設備：共通要因故障対策設備（安全保護アナログ設備）

	従来の機能	緩和対策後の機能
概略構成	<p>安全保護系 多様化設備</p> <p>加圧器圧力等</p> <p>原子炉安全保護計装盤</p> <p>原子炉安全保護ロジック盤</p> <p>安全保護アナログ盤</p> <p>安全保護シーケンス盤</p> <p>原子炉トリップ</p> <p>主蒸気隔離弁等</p> <p>デジタル設備</p> <p>アナログ設備</p>	<p>安全保護系 多様化設備</p> <p>加圧器圧力等</p> <p>原子炉安全保護計装盤</p> <p>原子炉安全保護ロジック盤</p> <p>安全保護アナログ盤</p> <p>安全保護シーケンス盤</p> <p>原子炉トリップ</p> <p>主蒸気隔離弁等</p> <p>加圧器圧力低設定の2/2論理回路追加</p> <p>高圧注入ポンプ+余熱除去ポンプ、格納容器隔離弁等追加</p> <p>デジタル設備</p> <p>アナログ設備</p>
停止系機能	<ul style="list-style-type: none"> ・加圧器圧力低または高による原子炉トリップ（タービントリップ） ・蒸気発生器水位低による原子炉トリップ（タービントリップ） 	<ul style="list-style-type: none"> ・加圧器圧力低または高による原子炉トリップ（タービントリップ） ・蒸気発生器水位低による原子炉トリップ（タービントリップ）
工安系機能	<ul style="list-style-type: none"> ・加圧器圧力低または高による主蒸気隔離・主給水隔離 ・蒸気発生器水位低による主蒸気隔離・補助給水（電動+タービン動） ・大中LOCAの発生頻度が極めて低いことで、自動安全注入機能を付加していなかった。 	<ul style="list-style-type: none"> ・加圧器圧力低または高による主蒸気隔離・主給水隔離 ・蒸気発生器水位低による主蒸気隔離・補助給水（電動+タービン動） ・加圧器圧力低にて自動安全注入および自動格納容器隔離

4. 大飯4号機の緩和対策(多様化設備の全体構成概要)

➤ 多様化設備の全体構成概略は下図のとおり。また、多様化設備が有する機能は下表のとおり。



表中の下線部が改造にて追加する機能

	①自動作動機能※1	手動作動機能※2	②指示機能※2	③警報機能※1
止める	・原子炉トリップ	・原子炉トリップ	・中間領域中性子束 ・加圧器圧力	・多様化設備作動 ・加圧器圧力低(原子炉トリップ等)
冷やす	・補助給水起動 ・ <u>安全注入(高圧/低圧注入系起動)</u>	・補助給水隔離/流量調節 ・安全注入(高圧/低圧注入系)起動 ・主蒸気逃がし弁 ・加圧器逃がし弁	・1次冷却材圧力(広域) ・1次冷却材低温側温度(広域) ・加圧器水位 ・主蒸気ライン圧力 ・蒸気発生器水位(狭域) ・格納容器圧力	・加圧器圧力高(原子炉トリップ等) ・蒸気発生器水位低(原子炉トリップ等) ・蒸気発生器水位異常高
閉じ込める	・主給水隔離 ・主蒸気隔離 ・格納容器隔離	・主給水隔離 ・主蒸気隔離 ・格納容器隔離	・燃料取替用水ピット水位 ・格納容器再循環サンプル水位 ・対象補機の状態	・ <u>加圧器圧力低(安全注入作動)</u>

※1: デジタル安全保護回路とは別の多様性を有した設備で実現する。

※2: デジタル安全保護回路を経由しない既設のハードウェア操作器や指示計等は流用する。

○目的

発電所のプラント運営に係る活動に潜在的な弱みがないか調査し、実効的な取組みに見直すことで、発電所のパフォーマンスの改善を図る。

○概要

他電力や原子力業界のエクセレンス等を参考とし、良好事例の収集・評価を行う「ベンチマーク」及び特定の分野に対して発電所のプラント運営に係る活動に潜在的な弱みがないか調査し、実効的な取組みに見直す「重点自己評価」をそれぞれ実施する。2022年度においては試運用として、全分野に対する「ベンチマーク」及び火災防護の分野を対象とした「重点自己評価」を実施予定である。

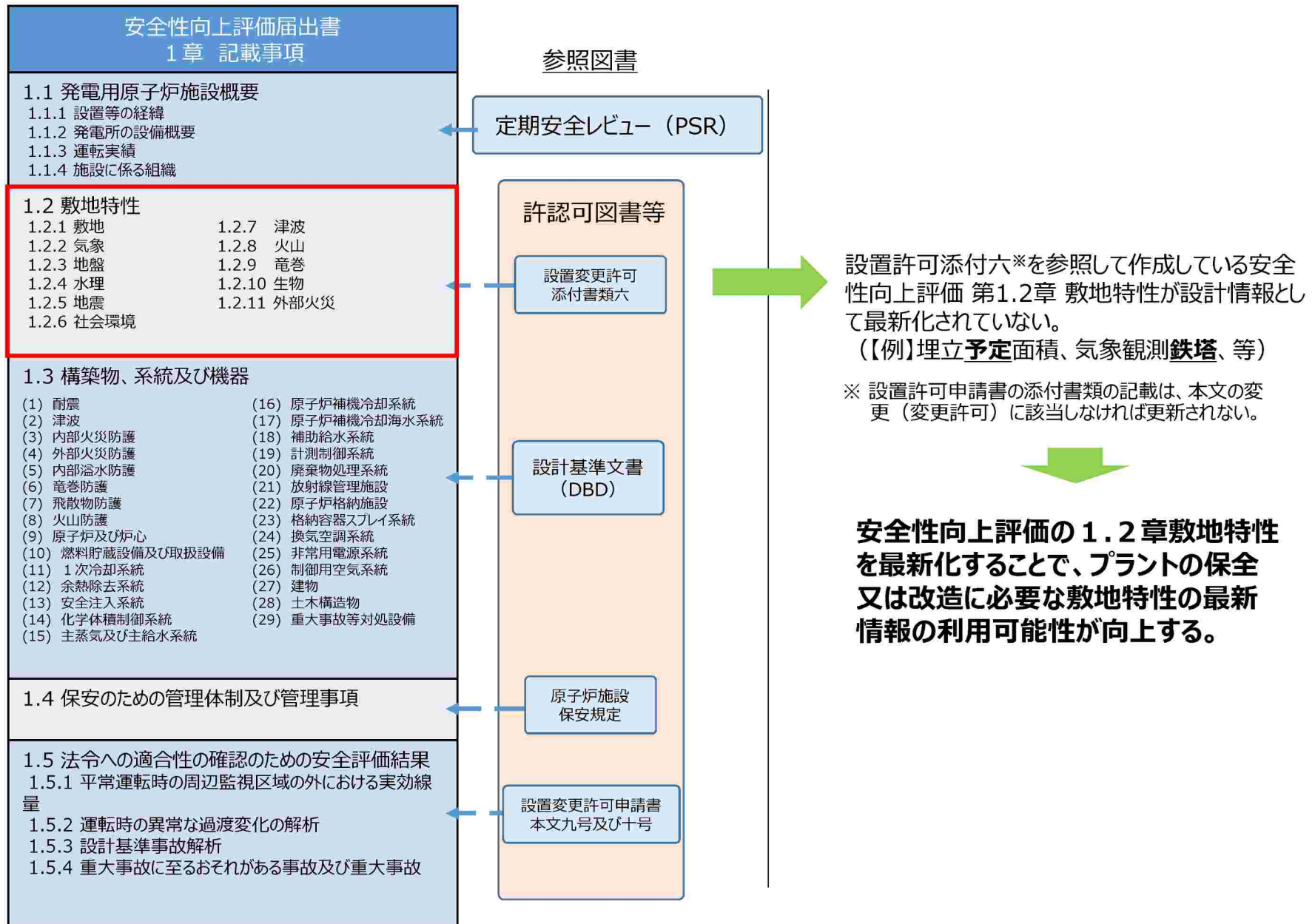
自己評価結果については以下を実施
 ・ 外部機関との意見交換
 ・ 発電所幹部レビュー、事業本部レビュー

【自己評価のイメージ】

分野	PO&C※	関係する良好事例	自己評価結果 (発電所の取組)	ギャップ	
火災防護	(例)可燃物管理 ...	(例)JANSIエクセレンスガイドライン ...	(例)国内外発電所事例 ...	(例)現場資機材管理所則によりルールを定めており、保管禁止エリア、保管制限エリア、一般管理エリアやその他エリアを定めて管理している。 ...	無 ...
		(例)専属消防隊のみ組立式の煙体感訓練ハウスで1回/年実施している。実際の現場で火災を想定したスモークマシーンを使つての訓練の実施はしていない。 ...	有 ...

PO&C：「達成されている事項の例示」としてピアレビュー等で用いられる基準(Performance Objectives and Criteria)

○ 中長期評価 (SF1) において抽出された追加措置「1.2章の最新化」について



②前回抽出した追加措置の実施状況（今後実施予定）

前回（第2回）評価において、保安活動全般等の評価から抽出した安全性向上に資する自主的な追加措置のうち、今後実施予定であるものを以下に示す。

No.	追加措置	実施時期 (第2回届出時)	実施状況	評価分野
1	1相開放故障検知システム設置 所内母線への1相開放故障検知システムを設置し、所内母線の安定化（所内への異常拡大防止）を図る。	2021年度中に設置完了予定	2022年度下期に 設置完了予定	施設管理 ・新知見

③前回までに抽出した追加措置の実施状況（措置実施済）（1/2）

前回（第2回）評価において、保安活動全般等の評価から抽出した安全性向上に資する自主的な追加措置のうち、実施済のものを以下に示す。実施済の措置についても、日常の保安活動において、設備の状態あるいは措置の実施状況とその改善の状況を適宜確認し、安全性の向上を継続的に図っていく。また、確率論的リスク評価（PRA）、安全裕度評価（ストレステスト）については、第1回届出にて抽出した追加措置について継続的に取組む。

No.	追加措置	実施時期 (第2回届出時)	実施状況	評価分野
1	海水ポンプ軸受取替 海水ポンプの軸受について潤滑水を必要としないテフロン製の軸受に取り替え、信頼性向上及びメンテナンス性向上を図る。	2022年度 (第18回定期事業者 検査)	2022年度 第18回定期事業者検 査にて取替済	施設管理
2	O₂SCC配管取替 酸素型応力腐食割れ（O ₂ SCC）感受性のある箇所について、耐腐食性に優れた材料へ取り替える。	2022年度 (第18回定期事業者 検査)	2022年度 第18回定期事業者検 査にて取替済	施設管理
3	野外モニタ装置取替 交換部品の製造中止等から、予防保全及び信頼性向上のため、装置の一部を取り替える。	2021年3月に取替済	2021年3月に取替済	放射線管理及び 環境放射線モニ タリング
4	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 格納容器の過圧破損に係るリスク低減を図るため、特定重大事故等対処施設を用いた格納容器スプレイ及びフィルタベントを整備する。	2022年度 (第18回定期事業者検 査)	2022年度 第18回定期検査にて 導入済	確率論的リスク 評価

③前回までに抽出した追加措置の実施状況 (措置実施済) (2/2)

No.	追加措置	実施時期 (第2回届出時)	実施状況	評価分野
5	パフォーマンスレビュー会議の実施 パフォーマンス指標等を活用し、発電所幹部が発電所の各分野におけるパフォーマンスの状況を確認する会議体を設置し、パフォーマンス改善する仕組みを構築する。	2021年4月より 本格運用開始	活動の結果を踏まえ 今後も継続的に 実施していく	安全文化の醸 成活動
6	労働災害防止に係る本質安全化対策の実施 労働災害防止に係る改善提案を抽出し、中でもリスクレベルの高い現場については、設備面の対策を実施することで、労働災害の発生防止を図る。	既に取り組んでいる活動の 強化・定着を図っていく	活動の結果を踏まえ 今後も継続的に 実施していく	安全文化の醸 成活動

④評価対象期間中に実施された新たな取組み（日常の保安活動を通じて実施された取組み）

前回（第2回）評価を行った後、今回（第3回）評価までの期間において、実施された安全性向上に資する取組みの内、大飯4号機に係る日常の保安活動を通じて実施された主な取組みを以下に記載する。

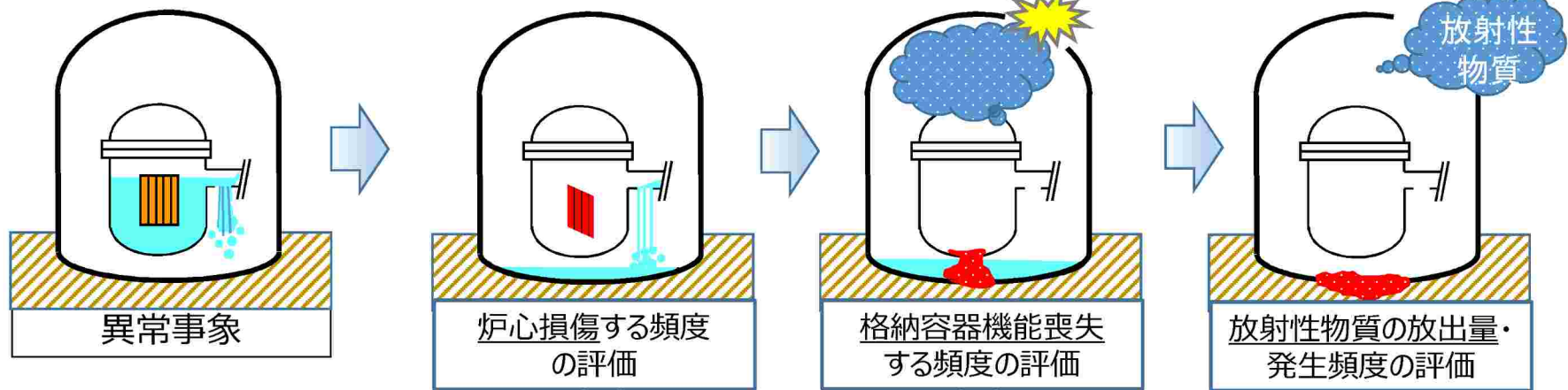
No.	取組み内容※	実施時期	評価分野
1	防災対応時の作業員の安全対策の改善 2021年度に高浜発電所で実施したシーケンス訓練におけるホース展張車による労災事象を踏まえ、ホース展張車によるホース展張時には通信機器を活用したプレイヤー間の連携ツールの確保及びホース展張時の注意事項を社内標準への反映を実施するとともに、力量維持向上訓練にて同対策を周知・教育を行う。また、管理監督者による現場観察により労働安全の観点から大型車両を扱う訓練に対する気付き事項・良好事例を抽出し、周知・教育を行う。	2021年度実施	非常時の措置
2	全交流電源喪失対応訓練の充実化 R C Pシャットダウンシール導入後、全交流電源喪失対応訓練においては原則R C Pシャットダウンシールが動作するものとして訓練を行っていたが、これが動作しない場合についても対応訓練を行うことができるよう、訓練内容に反映した。	2022年4月実施	運転管理

※代表的な取組みの抜粋であり、詳細は届出書第2章を参照

以降、大飯4号機第3回届出書に関する
PRA・ST概要説明資料

PRAの評価対象範囲・評価結果について

- ◆ 今回のPRA評価としては、異常事象(起因事象)の発生を発端とし、炉心損傷に至る評価(レベル1PRA)から、放射性物質の放出量・発生頻度の評価(レベル2PRA)等までの評価を実施している。
- ◆ また、その異常事象を発生させる要因として、内部事象、地震、津波を対象に実施している。



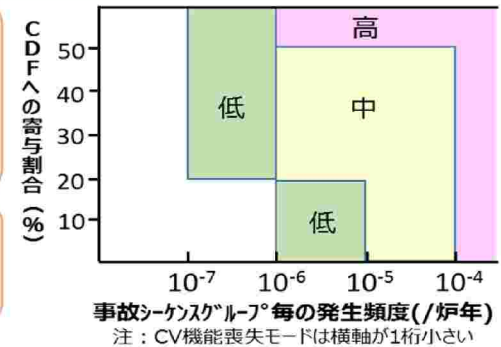
		PRAの分類	レベル1	レベル1.5	レベル2
評価	内部事象	出力時	1.2E-06	5.2E-07	3.1E-07
		停止時	1.1E-06	-	-
	外部事象	地震	5.1E-07	3.4E-07	3.0E-07
		津波	3.7E-09	3.2E-09	3.1E-09
	合計		出力時：1.7E-06 停止時：1.1E-06	8.6E-07	6.1E-07

次頁以降のご説明事項

- 第1回届出の評価にて抽出された追加措置対策（①RCPシャットダウンシールと②特重施設等によるリスク低減）や、最新知見の反映としてPRAモデル高度化等を考慮した事故シーケンスグループ別・CV破損モード別の結果
- さらなる安全性向上を目的とした、各リスクに占める割合の大きい事故シナリオの分析
- 第1回追加措置対策（①RCPシャットダウンシールと②特重施設等）によるリスク低減効果の確認

3章 [3.1.3 内部事象及び外部事象に係る確率論的リスク評価 (PRA)]
 分析：更なる安全性向上策の検討 (重要なグループ等の抽出・追加措置案の検討・抽出)

レベル1 PRAおよび2PRAの結果から、各々事故シーケンスグループ毎、CV機能喪失モード毎のリスク評価値を整理し、それぞれのCDF値等および各PRA結果としてのCDF値に対する割合から、下表のとおり、重要な事故シーケンスグループ等を抽出した (ピンク色ハッチング部：重要度「高」、黄色色：重要度「中」、緑色：重要度「低」)



各々の事故シーケンスグループ等にて、リスク寄与の大きい、代表的な事故シナリオを分析することで、改善点を見出し、追加措置案を検討・抽出した。

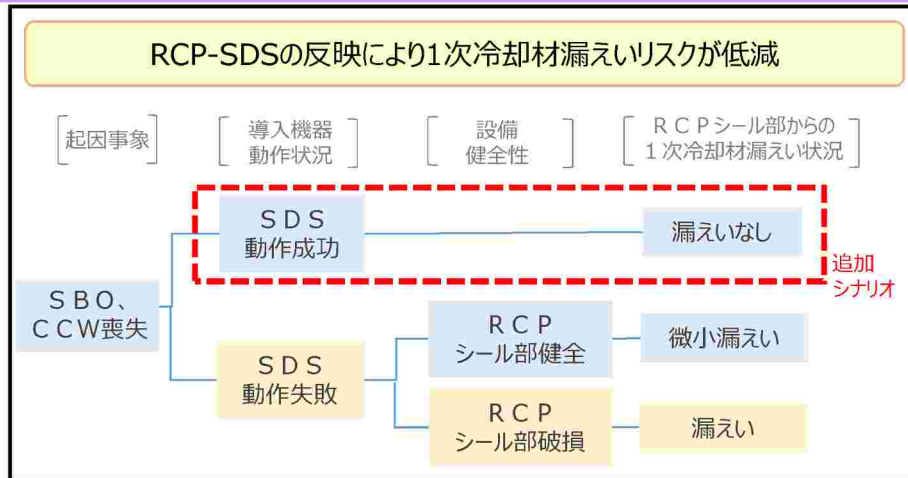
【レベル1 PRA】

【レベル2PRA】

事故シーケンスグループ	内部事象 (出力時)	内部事象 (停止時)	地震	津波	CV機能喪失モード	内部事象 (出力時)	地震	津波
2次冷却系からの除熱機能喪失	6.1E-7 (50.8%)	9.7E-9	1.5E-7 (29.2%)	ε	原子炉容器内水蒸気爆発	ε	8.7E-13	ε
全交流電源喪失	8.2E-8	2.9E-7 (26.4%)	1.7E-07 (33.7%)	3.3E-9	格納容器隔離失敗	5.5E-8 (17.8%)	9.1E-8 (30.6%)	2.8E-9
原子炉補機冷却機能喪失	1.2E-7	2.6E-9	6.1E-8	3.0E-10	水素燃焼	ε	6.4E-11	ε
原子炉格納容器の除熱機能喪失	9.1E-9	ε	2.9E-10	ε	水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損	6.7E-8 (21.6%)	3.8E-8	1.0E-10
原子炉停止機能喪失	2.7E-9		4.0E-9	ε	ベースマツト熔融貫通	2.2E-9	1.1E-9	2.3E-12
ECCS注水機能喪失	2.0E-7	ε	4.7E-8	ε	水蒸気蓄積によるCV先行破損	1.0E-8	4.7E-10	ε
ECCS再循環機能喪失	2.3E-8	ε	2.4E-9	ε	原子炉容器外水蒸気爆発	5.2E-10	8.0E-11	ε
崩壊熱除去機能喪失(停止時)		6.0E-7 (54.5%)			格納容器雰囲気直接加熱	ε	ε	ε
原子炉冷却材の流出(停止時)		1.5E-7			インターフェイスシステムLOCA	7.6E-8 (24.5%)		
反応度の誤投入(停止時)		ε			蒸気発生器伝熱管破損	8.8E-8 (28.4%)	3.1E-8	ε
炉心損傷直結事象			7.6E-8	1.3E-10	格納容器過温破損	9.7E-9	8.9E-8 (30.0%)	2.0E-10
格納容器バイパス	1.6E-7				格納容器直接接触	ε	ε	ε
合計	1.2E-6	1.1E-6	5.1E-7	3.7E-9	地震によるCV先行機能喪失		4.6E-8	
					合計	3.1E-7	3.0E-7	3.1E-9
					放射性物質管理放出	2.1E-7	4.4E-8	1.6E-10

注：εは無視小(0.1%未満)。
 また、重要な事故シーケンスグループ等として抽出されるものを対象に、その割合を記載。

3章 [3.1.3 内部事象及び外部事象に係る確率論的リスク評価 (PRA)] 分析：内部事象PRAにおけるRCP-SDSの効果について



【レベル1 PRA】

事故シーケンスグループ	CDF(/炉年)	
	ベースケース	SDSなし
2次冷却系からの除熱機能喪失	6.1E-07	6.1E-07
全交流電源喪失	8.2E-08	2.5E-07
原子炉補機冷却機能喪失	1.2E-07	1.7E-06
原子炉格納容器の除熱機能喪失	9.1E-09	9.1E-09
原子炉停止機能喪失	2.7E-09	2.7E-09
ECCS注水機能喪失	2.0E-07	2.0E-07
ECCS再循環機能喪失	2.3E-08	2.3E-08
格納容器バイパス	1.6E-07	1.6E-07
合計	1.2E-06	2.9E-06

【レベル2 PRA】

CV機能喪失モード	CFF(/炉年)	
	ベースケース	SDSなし
原子炉容器内水蒸気爆発	ε	ε
格納容器隔離失敗	5.5E-08	7.7E-08
水素燃焼	ε	ε
水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損	6.7E-08	2.8E-07
ベースマット熔融貫通	2.2E-09	8.9E-09
水蒸気蓄積によるCV先行破損	1.0E-08	1.8E-08
原子炉容器外水蒸気爆発	5.2E-10	1.7E-09
格納容器雰囲気直接加熱	ε	ε
インターフェイスシステムLOCA	7.6E-08	7.6E-08
蒸気発生器伝熱管破損	8.8E-08	8.8E-08
格納容器過温破損	9.5E-09	1.9E-08
格納容器直接接触	ε	ε
合計	3.1E-07	3.6E-07
放射性物質管理放出	2.1E-07	5.7E-07

注：εは無視小(0.1%未満)。

- ◆ RCPシールLOCAが発生する事故シーケンスグループである「全交流電源喪失」のCDFが7割程度低減し、「原子炉補機冷却機能喪失」のCDFが9割程度低減することが確認された。
- ◆ 全CDFは6割程度低減し、それに伴い管理放出を含まないCFFは3割程度低減することが確認された。

3章 [3.1.3 内部事象及び外部事象に係る確率論的リスク評価 (PRA)] 分析：PRAにおける特重施設及び第3蓄電池の効果について

【特重施設及び第3蓄電池モデル化対象】

特重施設及び第3蓄電池について、SA活用の手順からPRAモデル化の検討を行い、次に示すものはモデル化対象外とした。

- ◆ 特重施設を活用しても、一度機能喪失した既設設備の復旧に期待する必要がある機器。



○：評価対象、－：評価対象外

PRAの分類		レベル1 特重施設及び第3蓄電池なし→あり	レベル1.5 特重施設及び第3蓄電池なし→あり	レベル2 特重施設及び第3蓄電池なし→あり
評価	内部事象	出力時	1.2E-6→ <u>1.2E-6</u>	5.8E-07→ <u>5.2E-7</u> 約1割削減
		停止時	<u>1.4E-6</u> → <u>1.1E-6</u> 約2割削減	－
	外部事象	地震	6.1E-7→ <u>5.1E-7</u> 約2割削減	5.0E-7→ <u>3.4E-7</u> 約3割削減
		津波	4.4E-9→ <u>3.7E-9</u> 約2割削減	4.3E-9→ <u>3.3E-9</u> 約2割削減
	合計	<u>3.2E-6</u> → <u>2.7E-6</u> 約2割削減	1.1E-6→8.6E-7 約2割削減	1.1E-6→6.1E-7 約5割削減

【レベル1 PRA結果】

- ◆特重施設及び第3蓄電池のモデル化により、「全交流電源喪失」の事故シーケンスのCDFが3割程度低減したが、そのシナリオが支配的ではないため、全CDFに低減効果は有効数字以下となった。
- ◆一方、内的停止時PRA及び地震PRAにおいては「全交流電源喪失」の寄与が大きく、低減効果が確認できた。

【レベル2 PRA結果】

- ◆特重施設及び第3蓄電池のモデル化により、「水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損」および「格納容器過温破損」のCDFが7割程度低減し、管理放出を含まないCDFは5割程度低減することが確認された。

◆ PRAの評価結果まとめ

- ・第1回届出の評価にて抽出された追加措置対策（RCPシャットダウンシールと特重施設等）や最新知見の反映として「PRAモデルの高度化」及び「機器故障率更新」を実施して評価した結果、事故シーケンスグループ毎、CV機能喪失モード毎のリスク評価値について、重要度「低」のみとなり、それらについてリスク寄与の大きいシナリオを分析した。
- ・また、第1回届出の評価で抽出されたハード対策である、RCPシャットダウンシールと特重施設等により、第1回届出時においてリスク寄与の大きかったシナリオ（重要度「高」）に対して効果的にリスク低減ができていたことが確認できた。
- ・さらなる安全性向上を目的として、今回のリスク寄与の大きいシナリオを分析した結果から抽出された以下のソフト面の追加措置案を継続して実施していく。（O4#1にて抽出した追加措置の継続的取組み）

ソフト面

運転操作・事故時の活動において、さらなるプラントの信頼性・安全性向上のため、以下を実施。

・運転員を対象とした運転操作訓練や、緊対要員を対象とした教育・訓練へのリスク情報の活用

（代表的事故シナリオに登場する操作失敗等を、教育や訓練を通じて、把握すること自体が、リスク活用の一環であり、こういった活動を踏まえ、よりよいリスク活用について、検討していく。）

項目		クリフエッジ評価結果 (G=重力加速度(1G:約980ガル))		項目		クリフエッジへの影響評価結果	
①地震単独 クリフエッジ 評価	炉心(出力時)	1.26G (原子炉建屋)		④地震に対する 随伴事象	溢水	項目①のクリフエッジ評価結果に対して左記 の随伴事象が影響を与えないことを確認。	
	炉心(停止時)	1.26G (原子炉建屋)			斜面崩壊		
	CV	1.26G (原子炉建屋)			内部火災		
	SFP	1.26G (原子炉建屋)			外部火災		
②津波単独 クリフエッジ 評価 (津波遡上評価含む)	炉心(出力時)	11.4m (建屋シール) ※1		⑤津波に対する 随伴事象	外部火災	項目②のクリフエッジ評価結果に対して左記 の随伴事象が影響を与えないことを確認。	
	炉心(停止時)	11.4m (建屋シール) ※1					
	CV	15.8m (安全系メタラ) ※1		⑥地震・津波 重畳に対する 随伴事象	溢水		
	SFP	15.8m (CV損傷) ※2			斜面崩壊		
③地震・ 津波重畳 クリフエッジ 評価 (津波遡上評価含む)	炉心 (出力時)	1.26G (原子炉建屋)		内部火災	項目③のクリフエッジ評価結果に対して左記 の随伴事象が影響を与えないことを確認。		
		11.4m (建屋シール) ※1					
		1.07G(主蒸気管室)と 8.0m (海水ポンプ) の重畳					
	炉心 (停止時)	1.26G (原子炉建屋)		外部火災			
		11.4m (建屋シール) ※1					
		1.25G (空冷式非常用発電装置)と 8.0m (海水ポンプ) の重畳					
	CV	1.26G (原子炉建屋)		外部火災			
		15.8m (安全系メタラ) ※1					
1.24G (CV貫通部)と 8.0m (海水ポンプ) の重畳							
SFP	1.26G (原子炉建屋)						
	15.8m (CV損傷) ※2						
		1.24G (CV貫通部)と 8.0m (海水ポンプ) の重畳※2					

評価項目	余裕時間の評価結果
⑦余裕時間評価	地震・津波重畳のクリフエッジシナリオにおいて、屋外作業を成立させるための屋外作業に約9.8時間の余裕があることを確認した

【参考】 基準地震動 : 0.88G
 基準津波高さ: +5.9m (3,4号海水ポンプ室前)

赤字 : 前回届出からの変更点

※ 1 : 遡上の影響を考慮した値。
 ※ 2 : CVが損傷すると屋外作業が困難となることから、CVクリフエッジと同じとなる。

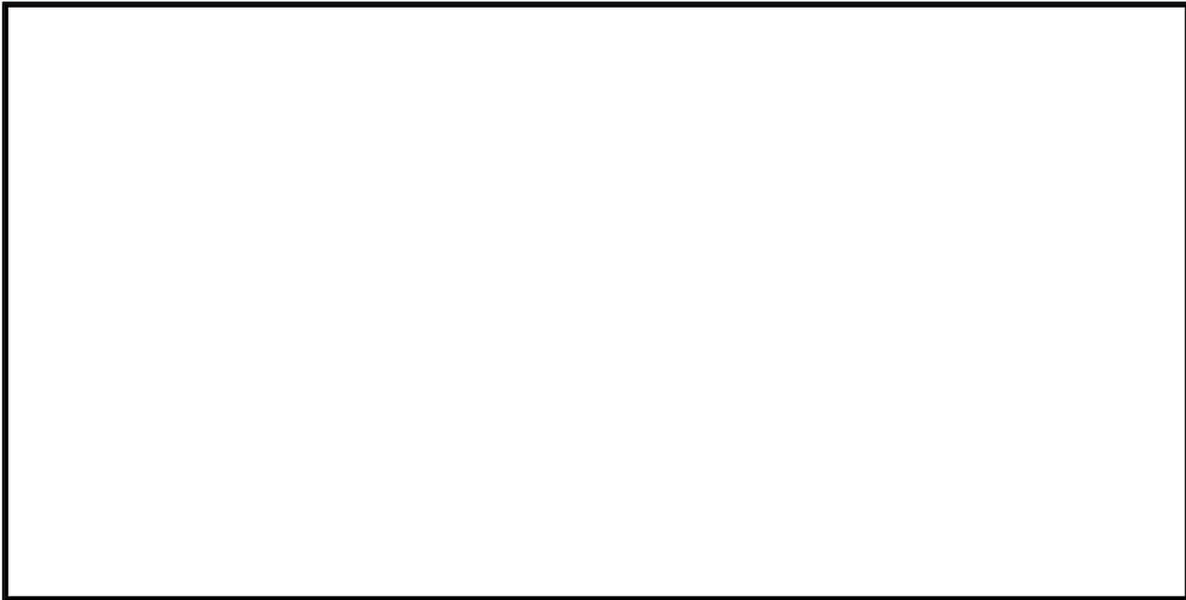
3章 [3.1.4 安全裕度評価] 津波単独事象のクリフエッジ評価結果






- ✓ 水面が平らである仮想的な津波で緩和設備の機能喪失に至る津波高さを評価する。
- ✓ 想定を超えて津波高さレベルを上げた場合、11.4m未満であれば建屋シールにより建屋内が津波で浸水することはなく、補機冷却機能喪失等の起因事象が発生しても緩和機能により炉心損傷を回避可能。
- ✓ 11.4mを超えた時点で建屋シール設置高さを越えて建屋内が津波で浸水し、建屋内（CV外）の機器の安全上重要な機器が水没することで、炉心損傷を防止するための緩和機能が喪失して炉心損傷に至る。
- ✓ 運転停止中についても同様に、11.4m以上で炉心損傷に至る。
- ✓ **特重施設等の導入により、CV機能喪失防止のための緩和機能が喪失する高さは、安全系メタクラ機能喪失する15.8mに向上した。**
- ✓ SFPについては、緩和機器である軽油ドラム缶（送水車用）の設置高さが23mだが、CVが損傷すると環境線量の増加により送水車による海水注水の実施が困難となることから、CVと同じ15.8m以上でSFP損傷に至る。



津波高さ	主要な機能喪失機器	発生する起因事象	炉心損傷防止	CV破損防止	SFP損傷防止
8m未満	なし	なし	○	○	○
8～9.7m未満	海水ポンプ	原子炉補機冷却海水系の全喪失	○	○	○
9.7～11.4m未満	常用系メタクラ	原子炉補機冷却海水系の全喪失 外部電源喪失	○	○	○
11.4～15.8m未満	建屋シール（建屋内（CV外）のほぼ全ての機器が水没し、炉心損傷を防止する緩和機能が喪失）	原子炉補機冷却海水系の全喪失 外部電源喪失	×	×→○	×→○
15.8m～	安全系メタクラ		×	×	×

- ✓ 地震と津波の重畳については、単独事象の評価結果を踏まえ、クリフエッジに該当する機器が地震に対しては強いが、津波に対しては脆弱でないか等の観点で評価する。
- ✓ 具体的には地震動を縦軸、津波高さを横軸として、炉心損傷やCV破損を回避できる領域を特定する。
- ✓ 特重施設等の導入により、建屋内へ津波が流入するが、CV損傷しない領域が追加された。



-  : 炉心損傷しない領域
-  : 炉心損傷するがC V 損傷しない領域
-  : 炉心、CVが損傷し、また、CV損傷により作業環境が悪化しSFP対応が不可となる領域
-   : 炉心、CV、SFPが損傷する領域

※ 1 : C Vバウンダリは損傷するが、炉心損傷はしない領域。

No	主な事故対応（炉心・C V 損傷防止対策）※ 3
(a)	<ul style="list-style-type: none"> • 2次系冷却
(b)	<ul style="list-style-type: none"> • 1次系フィードアンドブリード • S I Pを用いた再循環炉心注水
(c)	<ul style="list-style-type: none"> • 2次系冷却（タービン動補助給水ポンプ） • 送水車による復水ピットへの海水補給
(d)	<ul style="list-style-type: none"> • 恒設／可搬式代替低圧注水ポンプによるC Vスプレー • 大容量ポンプによる自然対流冷却
(e)～ (h)	-

以降、大飯4号機第3回届出書に関する
概要資料(参考)

○目的および評価の位置付け

安全性向上評価は原子力事業者において自主的な安全性向上に向けた取組みを継続的に講じていくことを目的として法定化（原子炉等規制法第43条の3の29）された制度。

本評価では、自主的に講じた措置を踏まえ、定期検査終了時点のプラントの安全性について評価し、改善策（追加措置）の抽出及び今後実施していく安全性向上のための計画の策定を行う。

【大飯4号機_安全性向上評価の評価サイクル】



○PRA、安全裕度評価（ST）については、5年毎の評価時期ではないものの、大規模な工事（特重施設の設置）を行っていること等^{*1}から、今回（第3回）届出において、特重施設の効果をモデル化した評価を実施した結果を記載。

- ・PRA：内的事象（出力時・停止時）、外的事象
- ・ST：地震、津波の単独+随件事象等

○安全性向上に係る活動に関する中長期的な評価（10年毎）について、従来、IAEA安全ガイド（No.SSG-25）と同等の規格である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」（以下「PSR+指針」という。）を参考に評価を行うことを検討することとしておりましたが、2020年12月にPSR+指針に係る解説（技術レポート）が、発刊されたことより、高浜3号機第3回届出にて一部の安全因子を対象とした試評価を実施した。今回、試評価を踏まえ大飯4号機の本評価を実施したことからその結果を記載。



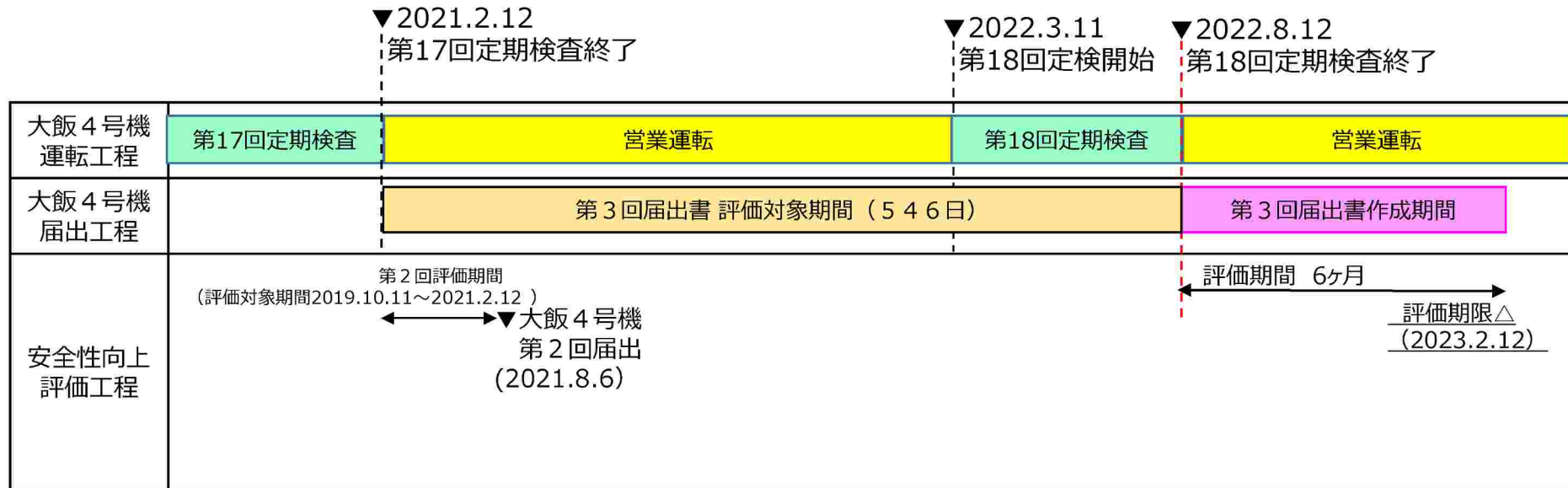
具体的な評価結果等について、
今回、ご説明予定

○届出時期

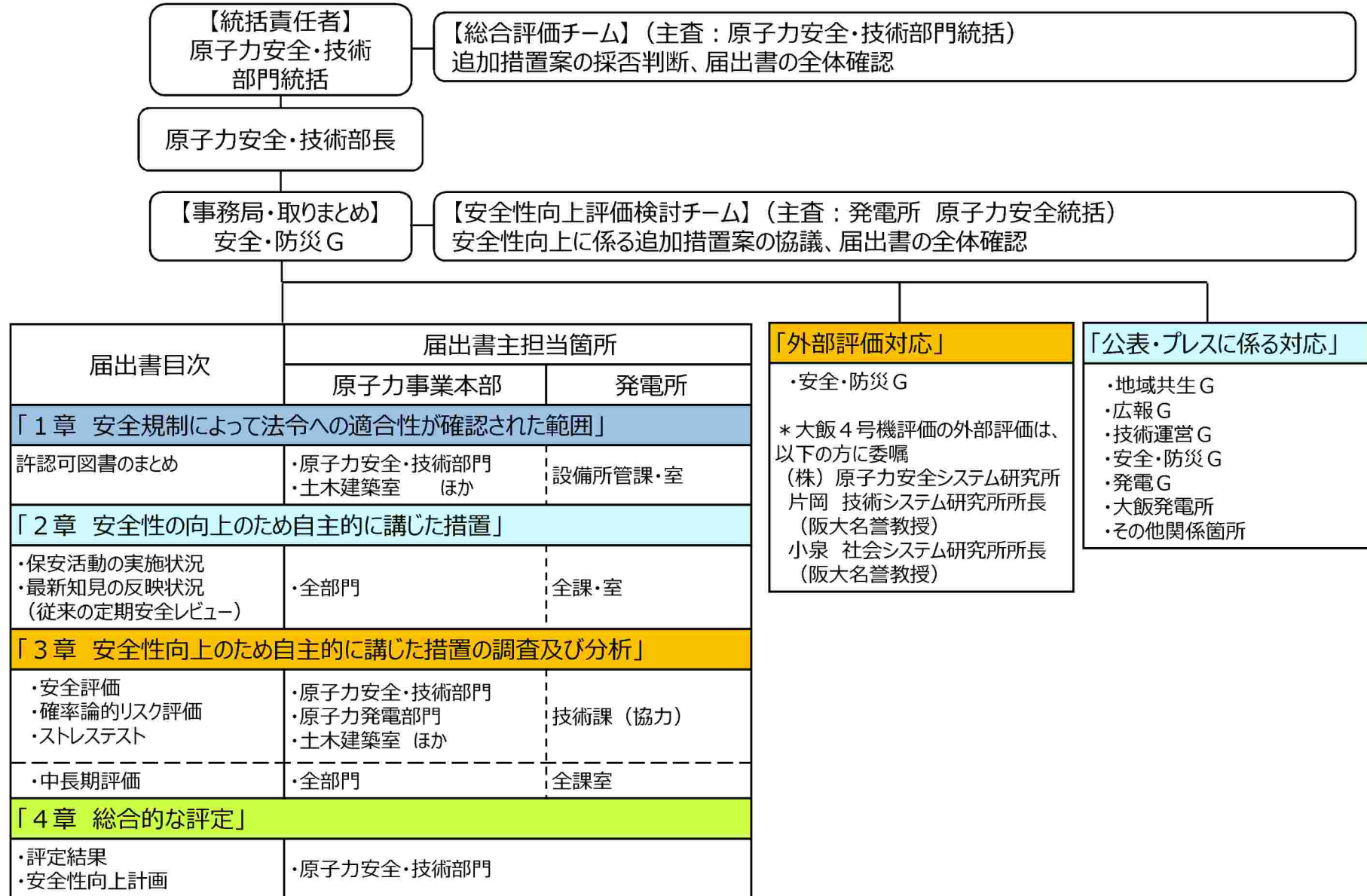
発電用原子炉ごとに、新規基準に適合したユニットを対象に、定期検査の終了後6ヶ月以内に評価し、遅滞なく原子力規制委員会に届出を行うとともに公表する。

⇒具体的な評価スケジュールを次頁に示す。

【大飯4号機の安全性向上評価(第3回)届出にかかる実績・予定】

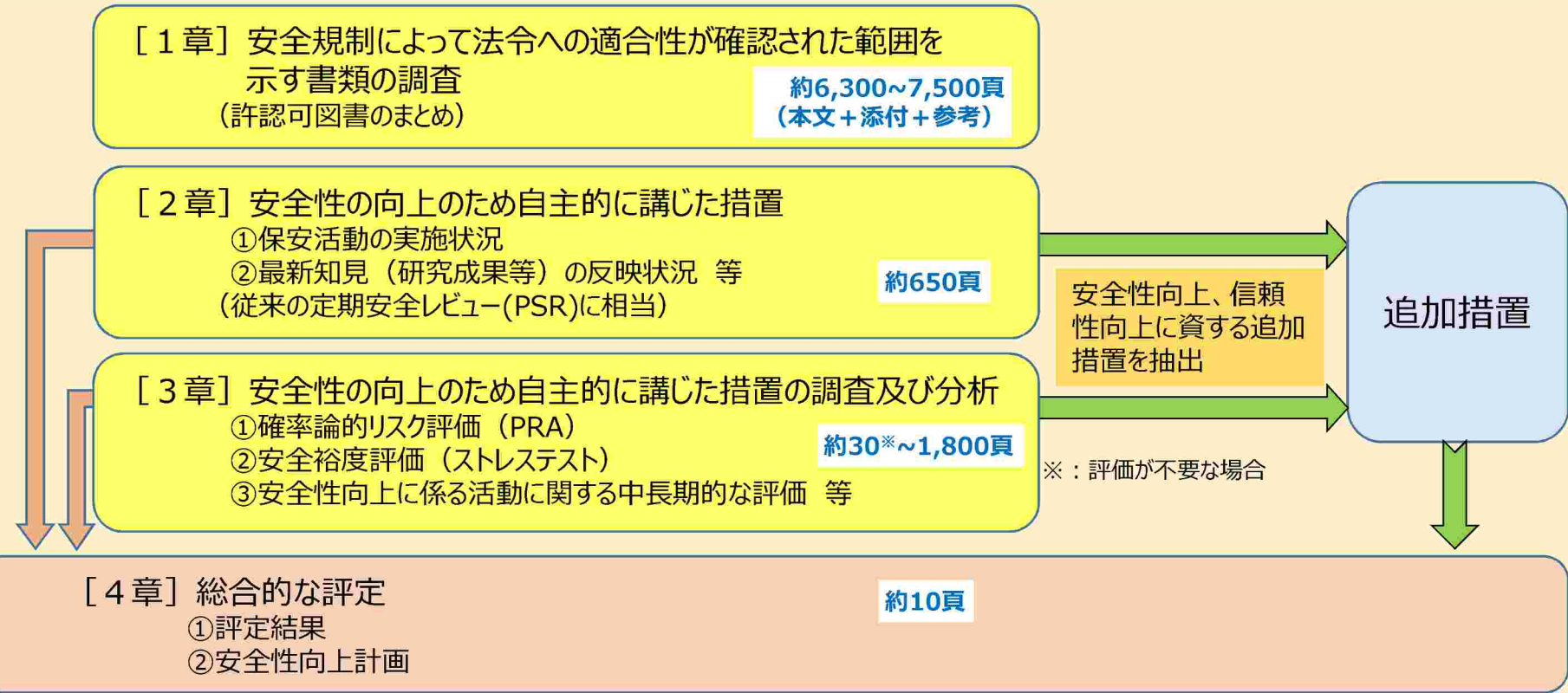


○大飯発電所 4号機 安全性向上評価に係る実施体制



安全性向上評価

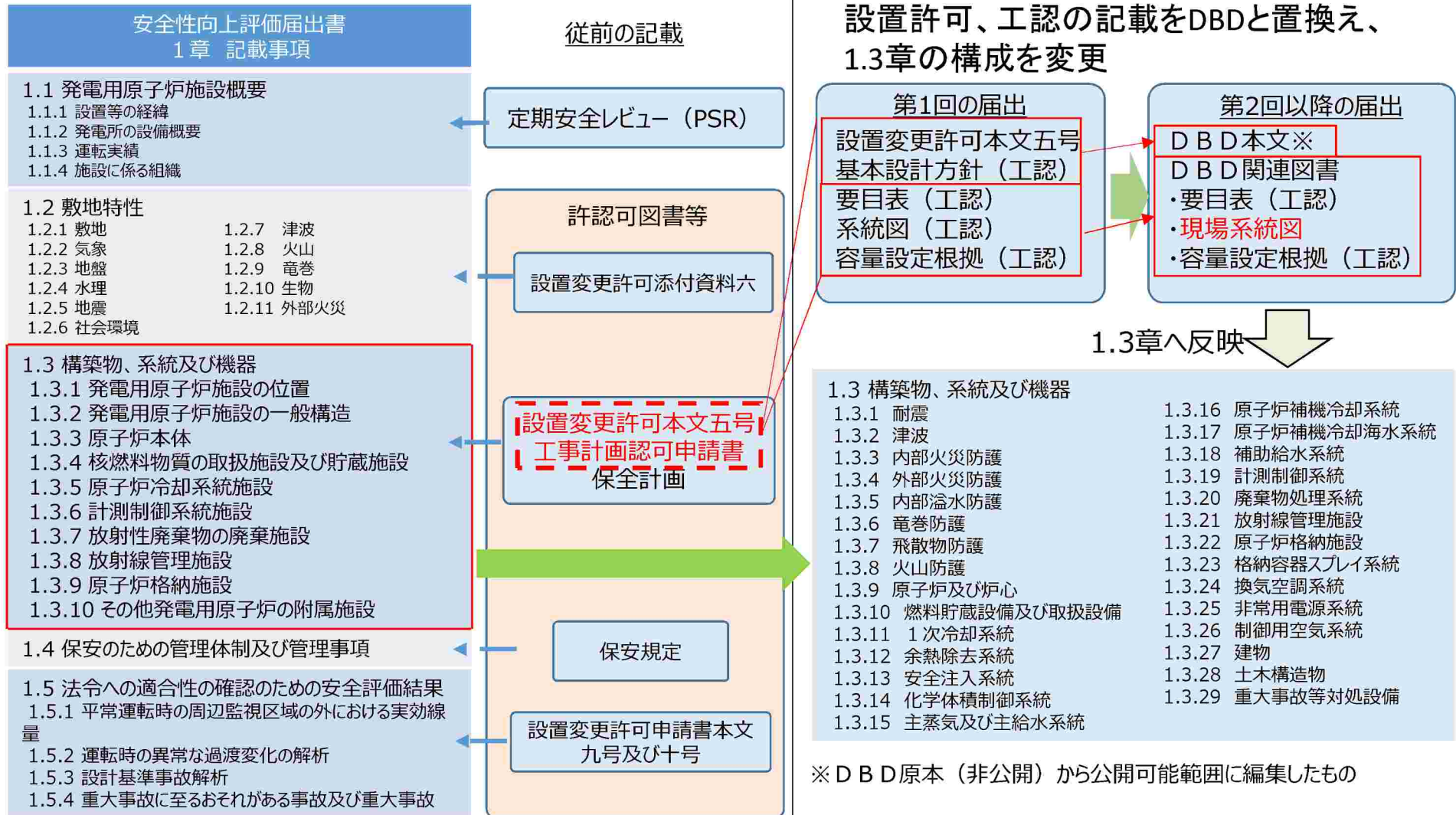
○原子炉等規制法第43条の3の29を受けて、安全性向上評価の具体的な評価内容及び届出書記載事項は「**「实用発電用原子炉の安全性向上評価に関する運用ガイド」**（2013.11.27制定、2020.3.31改定）に規定されており、評価書の構成とその内容を以下に示す。



なお、

- 第3章の内、PRA、ストレステストは、5年毎もしくは評価結果に影響を与える大規模工事等を実施した際に改定する。今回届出については、特重施設の設置等を踏まえたPRA・安全裕度評価を実施（P1参照）
- 第3章の内、中長期的な評価については、10年毎の実施であるが、初回届出以降、手法の検討を行うこととし、具体的な評価は実施していなかった。その後、原子力学会標準の整備に伴い高浜3号機第3回にて行った試評価を踏まえ、今回、本評価を実施（P1参照）

- 2018年1月17日原子力規制委員会にて、届出書1章の記載内容について、最新のプラントの設計及び運用、最新の知見を反映した安全評価（最新の状態as is）を記載する。との課題が出された。
- 大飯4号第1回届出時に、CM設計要件管理強化のために設計基準文書（DBD）の整備を追加措置として抽出・実施したことを踏まえ、第2回届出より第1章へDBDの取り込みを実施している。



評価期間中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：2021年2月13日～2022年8月12日
（大飯4号機第17回定期事業者検査終了日翌日から第18回定期事業者検査終了日まで）
- 評価項目
以下の8つの保安活動を評価項目とする。
 - ①品質保証活動、②運転管理、③施設管理、④燃料管理、⑤放射線管理及び環境モニタリング、⑥放射性廃棄物管理、⑦非常時の措置、⑧安全文化の醸成活動
- 評価方法
 - ①評価期間中の活動の振り返り
 - ・活動実績のまとめ、及び活動記録・データの収集
 - ②活動の分析・評価
 - ・組織及び体制、マニュアル類の整備・改善状況、教育及び訓練の状況、（設備の管理が含まれる活動は）設備の状況の観点で評価を行う。
 - ③改善事項、課題を踏まえ追加措置（案）の抽出・安全性向上計画の策定
- 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。
 - ・加えて、保安活動の評価結果から、さらなる安全性向上、信頼性向上の観点で取り組む事項を追加措置として抽出した。

凡例 ○ : O4 (第3回) 評価対象期間中に実施した取組み (第1回、第2回届出時の記載の実績含む)
 □ : O4 (第3回) にて抽出した追加措置

評価項目	評価結果 (実施済又は実施中の安全性向上に係る主な取組み)	備考
①品質保証活動	○ 品質マネジメントシステムにおいて、不適合の検出・処理を行い、継続的改善を行っているが、新しい検査制度導入 (2020年4月からの原子力規制検査) を踏まえ、より軽微な事象も積極的に検出し、事業者自ら原力安全上重要な問題を漏れなく把握することが必要と考え、米国のCAP (Corrective Action Program) を参考に、軽微事象を積極的に検出し、かつ、原子力安全上重要な問題への対応に資源を集中するよう、仕組みを改善し、2020年4月の新検査制度の運用開始にあわせて本格運用を開始し、継続的な改善活動に取り組んでいる。	
②運転管理	○ 余熱除去システムにおいて高温水のフラッシュ事象防止対策※の手順について、プラントの起動、停止時における検討結果を2022年6月に運転マニュアルに反映した。 ※プラント起動時に余熱除去システムの早期隔離を行い、また、プラント停止時に使用する余熱除去システムを2系統から1系統とすることで低圧注入系としての余熱除去システム1系統を確保する運用に変更。 ○ 特定重大事故等対処施設の設置及び蓄電池(3系統目)の運用開始 (2022年8月10日) に伴い、大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムにより原子炉施設に大規模な損壊が生じた場合に特定重大事故等対処施設を使用するための手順、特定重大事故等対処施設を重大事故等に活用するための手順及び蓄電池 (3系統目) の設置にともなう手順について2022年8月に運転マニュアルに反映した。 ○ RCPシャットダウンシールの導入に伴い、シミュレータ訓練で実施する全交流電源喪失対応訓練において、RCPシャットダウンシールが動作した場合の訓練を2022年4月に開始し、対応操作習得を目的とした訓練を実施している。	O3#2追加措置の展開 (実施済み)

凡例 ○ : O4 (第3回) 評価対象期間中に実施した取組み (第1回、第2回届出時の記載の実績含む)
 □ : O4 (第3回) にて抽出した追加措置

評価項目	評価結果 (実施済又は実施中の安全性向上に係る主な取組み)	備考
③施設管理	<ul style="list-style-type: none"> ○ 所内母線への1相開放故障検知システムを設置し、所内母線の安定化 (所内への異常拡大防止) を図る。(2022年度下期完了予定) ○ 酸素型応力腐食割れ (O₂SCC) 感受性のある箇所について、耐腐食性に優れた材料へ取り替えた。 ○ 原子炉建屋への故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムに対して、その重大事故等に対処するために必要な機能を有した特定重大事故等対処施設を設置した。 ○ 重大事故等の対応に必要な設備に電気の供給を行うことが可能であるもう1系統の特に高い信頼性を有する所内常用直流電源設備 (3系統目) を設置した。 □ デジタル安全保護回路のソフトウェアに起因する共通要因故障における多様化設備での対処機能の向上を図る。 ⇒デジタル安全保護回路のソフトウェア共通要因故障が発生した時に、これまで発生頻度が低いとされていた大中破断LOCA※事象が重畳した場合の対処機能として、多様化設備に安全注入機能の自動作動および格納容器隔離機能の一部自動作動を付加し、設計基準事故の判断基準を概ね満足できるようにする。 	<p>O4#1追加措置 (2022年度下期)</p> <p>O4#1追加措置 (完了)</p> <p>O4#3追加措置</p>
④燃料管理	<ul style="list-style-type: none"> ○ 原子力事業本部の原燃品質・安全グループについて、2021年6月に品質保証機能の一元化を目的として、原子燃料に係る品質保証機能を品質保証グループへ、原子燃料検査機能を原燃計画グループへ移管する組織改正を行い、検査機能の強化を図った。 	
⑤放射線管理及び環境放射線モニタリング	<ul style="list-style-type: none"> ○ 高浜発電所における協会社作業員の計画外被ばくの反省を踏まえ、放射線業務従事者の被ばく線量を遠隔で監視し、計画線量超過を未然防止を目的として、2018年度にADD (警報付きデジタル線量計) 遠隔監視装置を導入、2021年度に装置の増強を行い、被ばく低減を図っている。 ○ 野外モニタ装置について、交換部品の製造中止等から、予防保全及び信頼性向上のため、装置の一部を取り替えた。 	<p>O4#1追加措置 (完了)</p>

※ LOCA : 1次冷却材喪失事故 (Loss Of Coolant Accident)

凡例 ○ : O4 (第3回) 評価対象期間中に実施した取組み (第1回、第2回届出時の記載の実績含む)
 □ : O4 (第3回) にて抽出した追加措置

評価項目	評価結果 (実施済又は実施中の安全性向上に係る主な取組み)	備考
⑥放射性廃棄物管理	○ 放射性固体廃棄物の発生・保管量については、A L A R Aの精神に基づき定期的に安全衛生協議会等を通じて発電所所員、協力会社へ周知し廃棄物発生量低減の意識を醸成すると共に、2013年度より番線等の持ち込み部材をN R対象物として推奨することにより、更なる廃棄物発生量低減を図っている。	
⑦非常時の措置	○ 現場の指揮者クラスに対して、人間の不適切な行動や誤解等による様々な阻害を入れ、適切な負荷を与え、確実かつ迅速な意思決定、効果的な指揮命令系統の確立等に関する気づきを効果的に引き出し、リーダーシップ能力を高める訓練 (たいかん訓練) を導入し、継続的なリーダーシップ能力を継続的に向上を実施している。	
⑧安全文化の醸成活動	○ 技術伝承・育成を見据えた要員配置計画を実施 ○ 今後のベテラン層の離職等による要員減少に備え、必要な業務に集中的に取り組めるよう、ピーク時要員の確保および工事経験機会確保による各人の経験・スキル向上に向け、他発電所との業務一体化運用の取組みを実施中。 ○ 労働災害防止を目的として、リスクアセスメントにて発電所の隠れた危険箇所を抽出し、その中でもリスクレベルの高い現場については、設備面の対策を実施することで、労働災害の発生防止を図る本質安全化対策工事を継続して実施している。 ○ 発電所幹部が直接パフォーマンス状況を確認し、指導を行う会議体として、2021年4月からパフォーマンスレビュー会議を開始し、継続的なパフォーマンス改善を図っている。 □ 原子力安全やパフォーマンスの更なる向上を目的として、事業者自らが他電力や原子力業界のエクセレンス等を活用した自己評価を行う仕組みを構築する。	O4#2追加措置 (継続実施中) O4#2追加措置 (継続実施中) O4#3追加措置

2章 安全性の向上のため自主的に講じた措置

[2.2.2 国内外の最新の科学的知見及び技術的知見 (1/2)]

○収集期間

2021年2月13日～2022年8月12日までを基本とする。

○知見の収集対象

安全研究、原子力施設の運転経験（国内事業者の安全性向上措置を含む）、国際機関及び国内外の学会等の情報（自然現象に関するものを含む）、規格・基準類、確率論的リスク評価用データ、メーカ提案

○評価結果

- ・大飯4号機に反映を検討すべき知見について、反映状況を確認し、予防処置や自然現象に係る情報検討会等の仕組みにより、適切に処置が行われていることを確認した。
- ・すでに反映済みもしくは反映に向けた検討が進められている新知見は38件であった。

○最新の科学的及び技術的知見の評価結果（例）

No.	件名	分野	概要	反映状況
1	伊方発電所3号機 過去の保安規定不適合事案	国内の運転経験から得られた教訓	伊方発電所において、重大事故等の対応を行う要員が宿直勤務中に無断で発電所外へ出ており、保安規定に定められた要員数を満足していない時間帯があった。	抜き打ち点呼を実施し、その運用について、社内マニュアルに反映した。
2	柏崎刈羽発電所4号機 高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電機の排気管伸縮継手フランジボルトのゆるみについて	国内の運転経験から得られた教訓	定期事業者検査中、高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電機の排気管において、伸縮継手フランジ部のボルト緩み・脱落と排気漏えい跡を確認した。原因は、当該排気管フランジ部は、建設時から未点検の部位であり、ボルト緩みの徴候や脱落に至る過程を検知できなかったと推定。	次回シリンダ～過給機排気管伸縮継手取替えに合わせて、伸縮継手取り外し前にフランジボルトの緩みの有無を確認する。
3	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要因故障緩和対策に関する技術要件書 [ATENA20-ME05(Rev.0)]	国内の規格基準等	本技術要件書は、事業者が自主的にデジタル安全保護回路のソフトウェア共通要因故障の影響緩和対策を行うにあたり、対策設備である多様化設備への要求事項及び有効性評価手法を技術要件として提示するとともに、手順書の整備及び教育・訓練の実施を要求するものである。	本技術要件書の技術要件に従い、有効性評価、設備の基本設計・詳細設計を行い、緩和対策を自主的に整備することとした。本技術要件に従い基本設計を2021年10月に完了し、2023年度（第19回定検）の工事完了に向けて詳細設計を実施した。

2章 安全性の向上のため自主的に講じた措置 [2.2.2 国内外の最新の科学的知見及び技術的知見 (2/2)]

反映が必要な新知見及び参考情報の整理結果

大飯4号機安全性向上評価	情報分類		新知見情報	参考情報※1
a. 発電用原子炉施設の安全性を確保する上で重要な設備に関する、より一層の安全性の向上を図るための安全に係る研究等	国内	自社研 電共研	2件	－
		METI JAEA NRA (旧JNES含む)	0件	8件
	国外	OECD/NEA, ENC, EPRI, PSAM他	0件	2件
b. 国内外の原子力施設の運転経験から得られた教訓	当社トラブル情報		17件	－
	国内他社トラブル情報			
	海外トラブル情報		1件	－
	NRA指示		3件	－
	国内事業者の安全性向上措置		0件	－
c. 確率論的リスク評価を実施するために必要なデータ	故障率データ等		4件	－
d. 国内外の基準等	国内	日本電気協会、日本機械学会、日本原子力学会、ATENA	11件	－
	国外	IAEA, NRC, ASN他	0件	0件
e. 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以外）	国内	日本原子力学会、日本機械学会、電気学会 論文	0件	7件
	国外	国際機関関係 (IAEA, ERMSAR他)	0件	2件
		論文、学会誌関係 (ANS, ASME他)	0件	5件
f. 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）	地震・津波		0件	5件※2
	竜巻		0件	0件※2
	火山		0件	0件※2
g. 設備の安全性向上に係るメーカー提案	長期保全計画検討会資料		0件	－
	合計		38件	29件

※1 今後の動向を把握すべき情報

※2 自然現象に関する情報については、新知見関連情報（新たな知見を含むものの、現状の設計、評価を見直す必要がない情報）の件数を記載

本章では、以下の点についての調査及び分析が要求されている。

- 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 内部事象及び外部事象に係る確率論的リスク評価（PRA）
- ④ 安全裕度評価
- ⑤ 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

<今回の届出書記載概要>

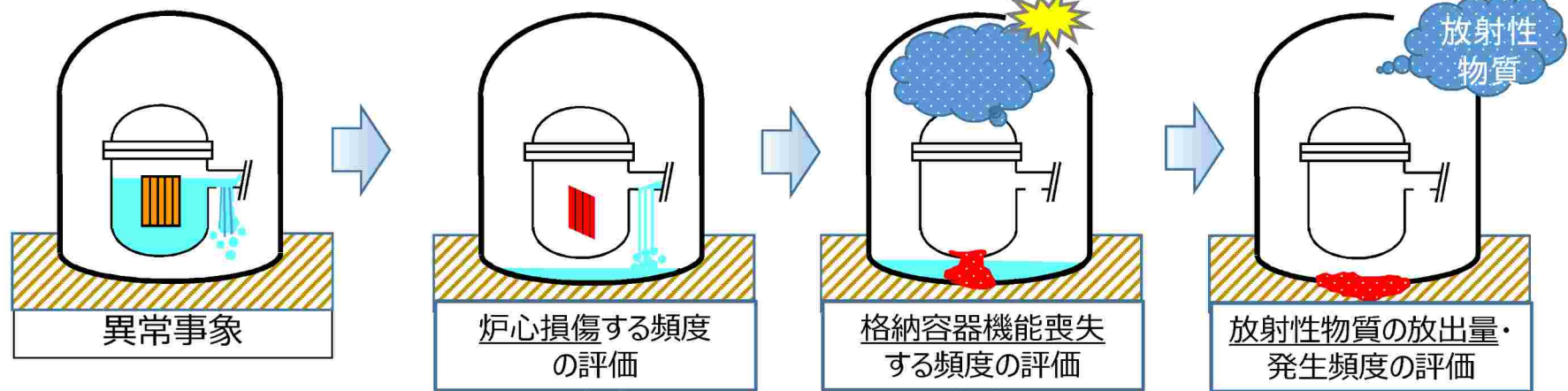
- ・「**①内部事象及び外部事象に係る評価**」は、今回の評価期間に得られた科学的知見及び技術的知見に基づき、安全評価の前提となっている内部事象及び外部事象の評価を行った。
- ・「**②決定論的安全評価**」の評価内容については、第1回届出時点以降、評価結果に影響を及ぼす大規模な工事等を行っていないため、改めて評価する必要はない※1。
- ・「**③内部事象及び外部事象にかかる確率論的リスク評価（PRA）**」について、特重施設の設置に伴いPRA評価を実施。特重施設及びRCP-SDSを考慮した炉心損傷及び格納容器機能喪失のリスクについて詳細評価を実施した。
- ・「**④安全裕度評価**」は、特重施設等の設置に伴い、地震、津波それぞれの単独事象と地震・津波の重畳事象を対象に、炉心損傷、格納容器破損及び使用済燃料ピット損傷の防止、並びにプラント停止中の評価を実施した。
- ・「**⑤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**」は、全ての安全因子を対象とした評価を実施し、安全性向上措置を1件抽出した。

※1：実用発電原子炉の安全性向上評価に関する運用ガイド抜粋

直近の安全性向上評価の結果等からの大きな変更がないなど、改めて調査、分析又は評定をする必要がない場合には改訂しなくても良いこととし、必要がないと判断した理由について明らかにする。ただし、原則として5年ごとに改訂することに加え、大規模な工事を行うなど、確率論的リスク評価又は安全裕度評価の結果が変わることが見込まれる場合においても改訂する。

PRAの評価対象範囲・評価結果について

- ◆ 今回のPRA評価としては、異常事象(起因事象)の発生を発端とし、炉心損傷に至る評価(レベル1PRA)から、放射性物質の放出量・発生頻度の評価(レベル2PRA)等までの評価を実施している。
- ◆ また、その異常事象を発生させる要因として、内部事象、地震、津波を対象に実施している。



		PRAの分類	レベル1	レベル1.5	レベル2
評価	内部事象	出力時	1.2E-06	5.2E-07	3.1E-07
		停止時	1.1E-06	-	-
	外部事象	地震	5.1E-07	3.4E-07	3.0E-07
		津波	3.7E-09	3.2E-09	3.1E-09
	合計		出力時：1.7E-06 停止時：1.1E-06	8.6E-07	6.1E-07

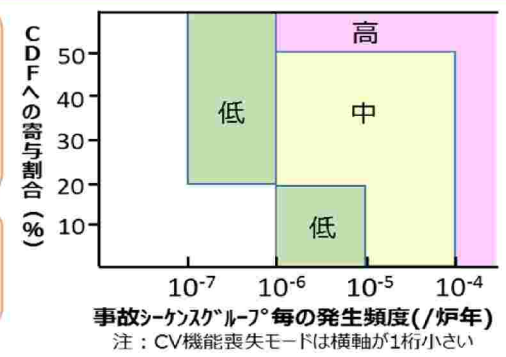
次頁以降のご説明事項

- 第1回届出の評価にて抽出された追加措置対策（①RCPシャットダウンシールと②特重施設等によるリスク低減）や、最新知見の反映としてPRAモデル高度化等を考慮した事故シーケンスグループ別・CV破損モード別の結果
- さらなる安全性向上を目的とした、各リスクに占める割合の大きい事故シナリオの分析
- 第1回追加措置対策（①RCPシャットダウンシールと②特重施設等）によるリスク低減効果の確認

3章 [3.1.3 内部事象及び外部事象に係る確率論的リスク評価 (PRA)]
 分析：更なる安全性向上策の検討 (重要なグループ等の抽出・追加措置案の検討・抽出)

レベル1 PRAおよび2PRAの結果から、各々事故シーケンスグループ毎、CV機能喪失モード毎のリスク評価値を整理し、それぞれのCDF値等および各PRA結果としてのCDF値に対する割合から、下表のとおり、重要な事故シーケンスグループ等を抽出した (ピンク色ハッチング部：重要度「高」、黄色色：重要度「中」、緑色：重要度「低」)

各々の事故シーケンスグループ等にて、リスク寄与の大きい、代表的な事故シナリオを分析することで、改善点を見出し、追加措置案を検討・抽出した。



【レベル1 PRA】

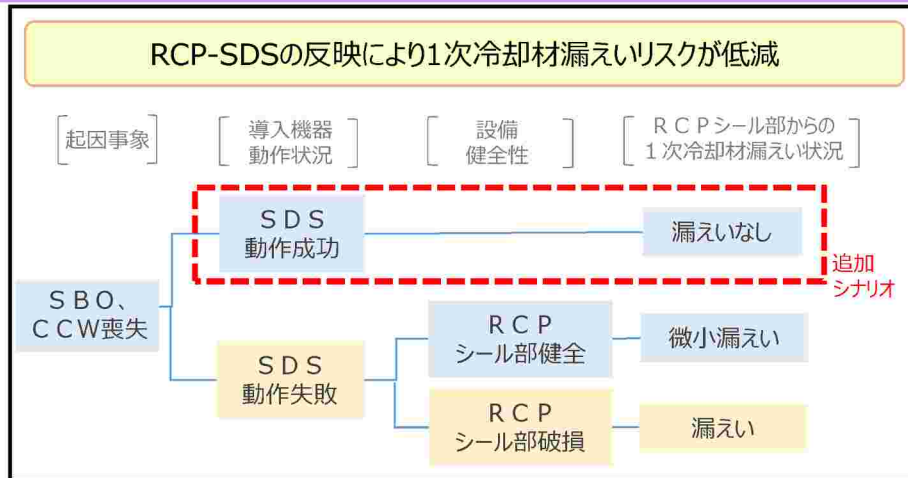
【レベル2PRA】

事故シーケンスグループ	内部事象 (出力時)	内部事象 (停止時)	地震	津波
2次冷却系からの除熱機能喪失	6.1E-7 (50.8%)	9.7E-9	1.5E-7 (29.2%)	ε
全交流電源喪失	8.2E-8	2.9E-7 (26.4%)	1.7E-07 (33.7%)	3.3E-9
原子炉補機冷却機能喪失	1.2E-7	2.6E-9	6.1E-8	3.0E-10
原子炉格納容器の除熱機能喪失	9.1E-9	ε	2.9E-10	ε
原子炉停止機能喪失	2.7E-9		4.0E-9	ε
ECCS注水機能喪失	2.0E-7	ε	4.7E-8	ε
ECCS再循環機能喪失	2.3E-8	ε	2.4E-9	ε
崩壊熱除去機能喪失(停止時)		6.0E-7 (54.5%)		
原子炉冷却材の流出(停止時)		1.5E-7		
反応度の誤投入(停止時)		ε		
炉心損傷直結事象			7.6E-8	1.3E-10
格納容器バイパス	1.6E-7			
合計	1.2E-6	1.1E-6	5.1E-7	3.7E-9

CV機能喪失モード	内部事象 (出力時)	地震	津波
原子炉容器内水蒸気爆発	ε	8.7E-13	ε
格納容器隔離失敗	5.5E-8 (17.8%)	9.1E-8 (30.6%)	2.8E-9
水素燃焼	ε	6.4E-11	ε
水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損	6.7E-8 (21.6%)	3.8E-8	1.0E-10
ベースマツト熔融貫通	2.2E-9	1.1E-9	2.3E-12
水蒸気蓄積によるCV先行破損	1.0E-8	4.7E-10	ε
原子炉容器外水蒸気爆発	5.2E-10	8.0E-11	ε
格納容器雰囲気直接加熱	ε	ε	ε
インターフェイスシステムLOCA	7.6E-8 (24.5%)		
蒸気発生器伝熱管破損	8.8E-8 (28.4%)	3.1E-8	ε
格納容器過温破損	9.7E-9	8.9E-8 (30.0%)	2.0E-10
格納容器直接接触	ε	ε	ε
地震によるCV先行機能喪失		4.6E-8	
合計	3.1E-7	3.0E-7	3.1E-9
放射性物質管理放出	2.1E-7	4.4E-8	1.6E-10

注：εは無視小(0.1%未満)。
 また、重要な事故シーケンスグループ等として抽出されるものを対象に、その割合を記載。

3章 [3.1.3 内部事象及び外部事象に係る確率論的リスク評価 (PRA)] 分析：内部事象PRAにおけるRCP-SDSの効果について



【レベル1 PRA】

事故シーケンスグループ	CDF(/炉年)	
	ベースケース	SDSなし
2次冷却系からの除熱機能喪失	6.1E-07	6.1E-07
全交流電源喪失	8.2E-08	2.5E-07
原子炉補機冷却機能喪失	1.2E-07	1.7E-06
原子炉格納容器の除熱機能喪失	9.1E-09	9.1E-09
原子炉停止機能喪失	2.7E-09	2.7E-09
ECCS注水機能喪失	2.0E-07	2.0E-07
ECCS再循環機能喪失	2.3E-08	2.3E-08
格納容器バイパス	1.6E-07	1.6E-07
合計	1.2E-06	2.9E-06

【レベル2 PRA】

CV機能喪失モード	CFF(/炉年)	
	ベースケース	SDSなし
原子炉容器内水蒸気爆発	ε	ε
格納容器隔離失敗	5.5E-08	7.7E-08
水素燃焼	ε	ε
水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損	6.7E-08	2.8E-07
ベースマット熔融貫通	2.2E-09	8.9E-09
水蒸気蓄積によるCV先行破損	1.0E-08	1.8E-08
原子炉容器外水蒸気爆発	5.2E-10	1.7E-09
格納容器雰囲気直接加熱	ε	ε
インターフェイスシステムLOCA	7.6E-08	7.6E-08
蒸気発生器伝熱管破損	8.8E-08	8.8E-08
格納容器過温破損	9.5E-09	1.9E-08
格納容器直接接触	ε	ε
合計	3.1E-07	3.6E-07
放射性物質管理放出	2.1E-07	5.7E-07

注：εは無視小(0.1%未満)。

- ◆ RCPシールLOCAが発生する事故シーケンスグループである「全交流電源喪失」のCDFが7割程度低減し、「原子炉補機冷却機能喪失」のCDFが9割程度低減することが確認された。
- ◆ 全CDFは6割程度低減し、それに伴い管理放出を含まないCFFは3割程度低減することが確認された。

3章 [3.1.3 内部事象及び外部事象に係る確率論的リスク評価 (PRA)] 分析：PRAにおける特重施設及び第3蓄電池の効果について

【特重施設及び第3蓄電池モデル化対象】

特重施設及び第3蓄電池について、SA活用の手順からPRAモデル化の検討を行い、次に示すものはモデル化対象外とした。

- ◆ 特重施設を活用しても、一度機能喪失した既設設備の復旧に期待する必要がある機器。



○：評価対象、－：評価対象外

PRAの分類		レベル1 特重施設及び第3蓄電池なし→あり	レベル1.5 特重施設及び第3蓄電池なし→あり	レベル2 特重施設及び第3蓄電池なし→あり
評価	内部事象	出力時	1.2E-6→ 1.2E-6	5.8E-07→ 5.2E-7 約1割削減
		停止時	<u>1.4E-6</u> → 1.1E-6 約2割削減	－
	外部事象	地震	6.1E-7→ 5.1E-7 約2割削減	5.0E-7→ 3.4E-7 約3割削減
		津波	4.4E-9→ 3.7E-9 約2割削減	4.3E-9→ 3.3E-9 約2割削減
	合計	<u>3.2E-6</u> → 2.7E-6 約2割削減	1.1E-6→8.6E-7 約2割削減	1.1E-6→6.1E-7 約5割削減

【レベル1 PRA結果】

- ◆特重施設及び第3蓄電池のモデル化により、「全交流電源喪失」の事故シーケンスのCDFが3割程度低減したが、そのシナリオが支配的ではないため、全CDFに低減効果は有効数字以下となった。
- ◆一方、内的停止時PRA及び地震PRAにおいては「全交流電源喪失」の寄与が大きく、低減効果が確認できた。

【レベル2 PRA結果】

- ◆特重施設及び第3蓄電池のモデル化により、「水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損」および「格納容器過温破損」のCDFが7割程度低減し、管理放出を含まないCDFは5割程度低減することが確認された。

◆ PRAの評価結果まとめ

- ・第1回届出の評価にて抽出された追加措置対策（RCPシャットダウンシールと特重施設等）や最新知見の反映として「PRAモデルの高度化」及び「機器故障率更新」を実施して評価した結果、事故シーケンスグループ毎、CV機能喪失モード毎のリスク評価値について、重要度「低」のみとなり、それらについてリスク寄与の大きいシナリオを分析した。
- ・また、第1回届出の評価で抽出されたハード対策である、RCPシャットダウンシールと特重施設等により、第1回届出時においてリスク寄与の大きかったシナリオ（重要度「高」）に対して効果的にリスク低減ができていたことが確認できた。
- ・さらなる安全性向上を目的として、今回のリスク寄与の大きいシナリオを分析した結果から抽出された以下のソフト面の追加措置案を継続して実施していく。（O4#1にて抽出した追加措置の継続的取組み）

ソフト面

運転操作・事故時の活動において、さらなるプラントの信頼性・安全性向上のため、以下を実施。

・運転員を対象とした運転操作訓練や、緊対要員を対象とした教育・訓練へのリスク情報の活用

（代表的事故シナリオに登場する操作失敗等を、教育や訓練を通じて、把握すること自体が、リスク活用の一環であり、こういった活動を踏まえ、よりよいリスク活用について、検討していく。）

○ソースターム評価

「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」に着目して評価

- リスク低減効果を把握する目的で、フィルタベントによる管理放出時のソースターム評価の実施
- 管理放出の代表的事故シーケンス

これまでの届出で評価してきた「格納容器健全」における代表的な事故シーケンスである、大破断LOCA + ECCS注入失敗 + CVスプレイ失敗（設置許可申請書添付書類十の「格納容器過圧破損」と同じ。）において、SA設備の活用に失敗し、特重施設の活用に成功するシナリオを選定。

<評価結果（内部事象出力運転時PRAの例）>

- 管理放出におけるCs-137の放出量は、事故発生後7日時点で約0.89TBq
- 事故時のCs-137放出量が100TBqを超えるような事故の発生頻度は、 3.1×10^{-7} （/炉年）

放出カテゴリごとの発生頻度とCs-137放出量評価結果
 （内部事象出力運転時PRAの例）

格納容器の状態	分類	発生頻度（/炉年）	Cs-137放出量(TBq)
格納容器バイパス	—	1.6E-07	>100
格納容器破損	エナジエティック	9.5E-10	>100
	先行破損	1.0E-08	>100
	その他	7.9E-08	>100
隔離失敗	—	5.5E-08	>100
健全（設計漏えい）	—	7.4E-07	約1.6
管理放出	—	2.1E-07	約0.89

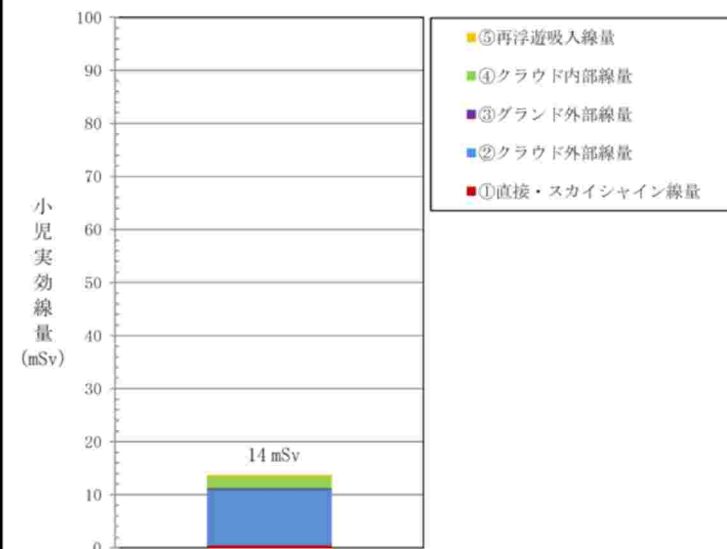
- 敷地境界における被ばく線量評価では、安全性向上評価運用ガイドに従って、炉心損傷後、管理放出が行われている場合に防護対策なしで敷地境界に滞在した際の公衆の個人の被ばく線量を評価
- 実際には公衆に対する早期の防護対策が想定されるが、被ばく経路ごとに考えられる防護措置は考慮せず評価

被ばく経路	主な防護措置 (評価上考慮せず)
吸入摂取、再浮遊による吸入摂取	安定よう素剤の服用、屋内退避、防護具の着用
クラウドシャインガンマ線、グランドシャインガンマ線、直接・スカイシャイン線	屋内退避、避難

- 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8,760通り (365日×24時間) の気象シーケンスを選定
- 全気象シーケンスの評価結果の平均値は約14mSv
- 合計の実効線量に対する希ガス類のクラウドシャインガンマ線による外部被ばくによる寄与が大きく占めることを踏まえると、外部被ばくに対する防護対策 (屋内退避、避難) を行うことで公衆の実効線量は低減すると考えられる



被ばく経路イメージ

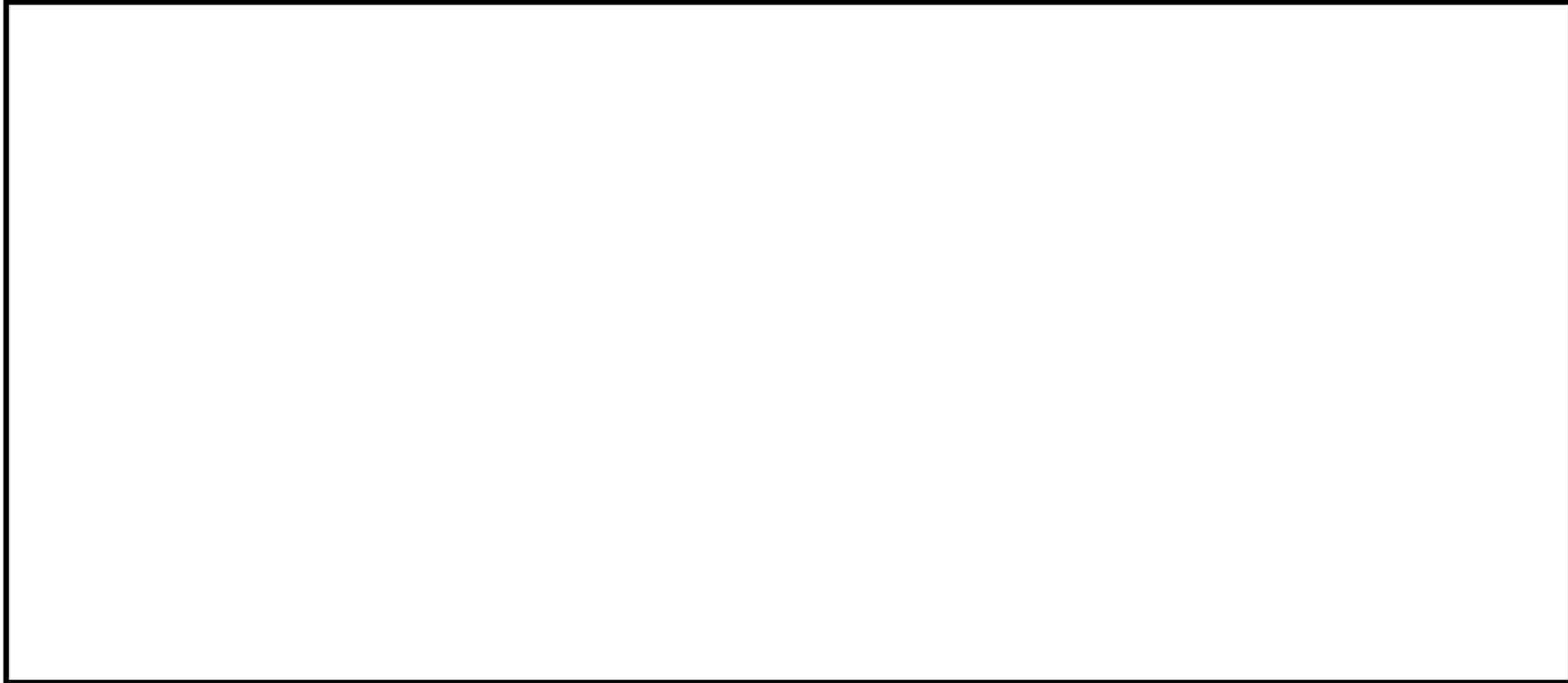


敷地等境界における実効線量の評価結果

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

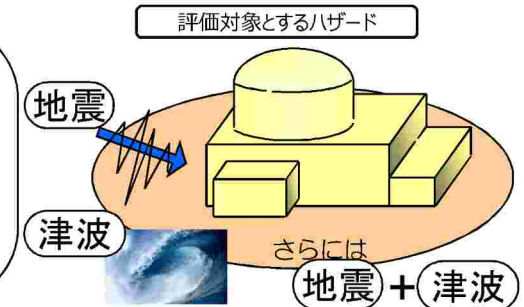
参考

放出放射エネルギーの寄与割合の高い上位5核種 (管理放出)
(線量とおおよその相関がある核種ごとの放出放射エネルギーに着目した分析)

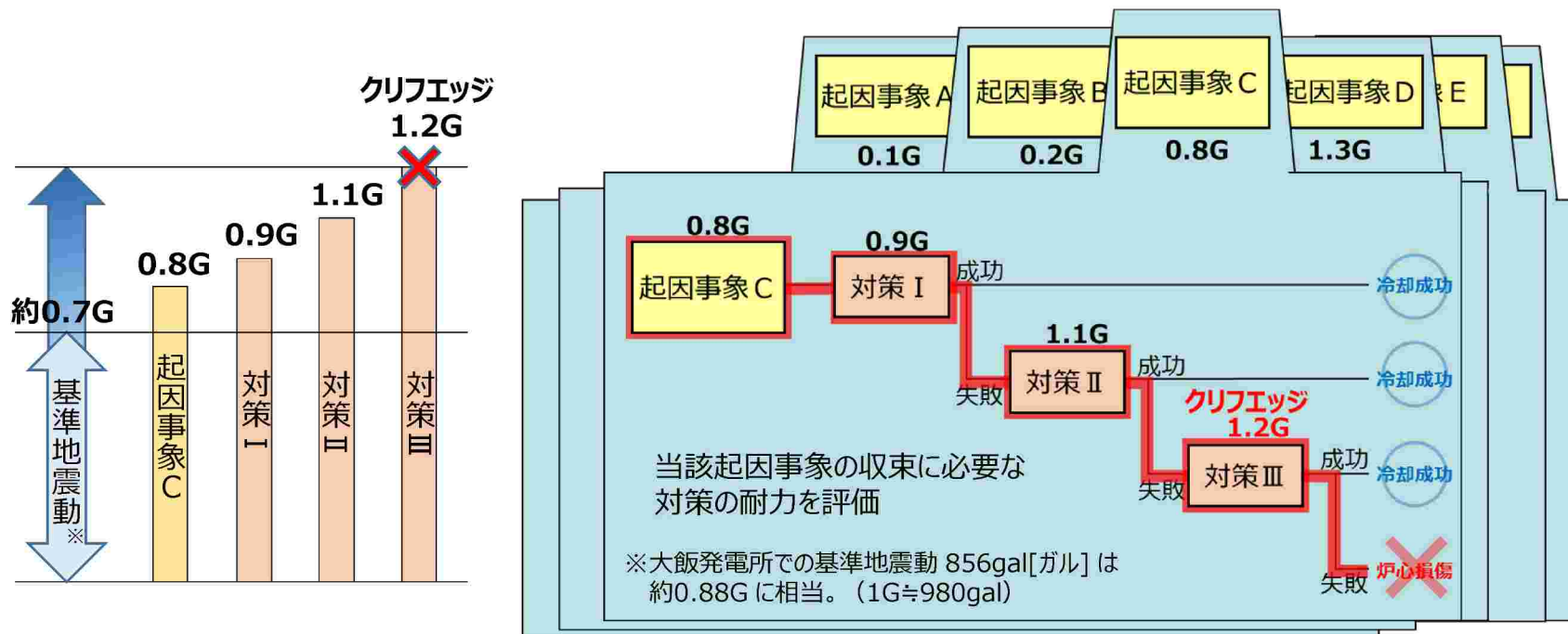


安全裕度評価の概要 (1/2)

- 想定を超える地震や津波などが発生した場合における、発電所全体としての総合的な「安全の余裕度合(安全裕度)」を確認する。
- 評価方法としては、起因事象(例：電源喪失等)が耐力の低いものから順次発生したときに、起因事象収束に必要な対策(例：炉心注水等)も地震により機能喪失し、炉心損傷等を回避できなくなる地震動の大きさ(クリフエッジ)などを特定する。



地震のクリフエッジ評価イメージ(炉心損傷防止対策)



1.2Gを超える地震加速度によって全ての対策が失敗して炉心損傷に至る

安全裕度評価の概要 (2/2)

津波のクリフエッジ評価 (炉心損傷防止対策の例)

11.4mを超える津波によって全ての対策が失敗して炉心損傷に至る

- ✓ 起回事象については、外部電源喪失に加え1.07Gで主蒸気管室が損傷することで、「主蒸気管破断」が発生する。
- ✓ 成功パス①については、1.07Gで起回事象の発生と同時に機能喪失するため、成功パスとはならない。
- ✓ 成功パス②～④については、**1.26Gで原子炉建屋**が損傷することで緩和機能がなくなり、炉心損傷を回避できなくなる（クリフエッジ※）。
→クリフエッジシナリオは「外部電源喪失 + 主蒸気管破断」となる。
- ✓ **特重施設等の導入によって第1回届出から収束シナリオ数、クリフエッジ地震加速度は変わらなかった。**

- ✓ 格納容器損傷については、1.26Gで炉心損傷に至ると同時に、「CV機能喪失直結」により格納容器の機能も喪失する。
→格納容器損傷のクリフエッジは炉心損傷と同じ1.26Gとなる。
- ✓ 上記より、第1回届出からクリフエッジ地震加速度は変わらない。

- ✓ SFPの起因事象としては、「外部電源喪失」が発生するが、成功パス①、②、③により、クリフエッジとはならない。
- ✓ 1.26Gで、「SFP燃料損傷直結」の起因事象が発生することにより、SFP燃料損傷が回避できなくなる。
→クリフエッジは1.26Gとなる。
- ✓ **特重施設等の導入によって第1回届出から収束シナリオ数、クリフエッジ地震加速度は変わらなかった。**

- ✓ 起回事象については、「外部電源喪失」が発生する。
- ✓ 成功パス⑩、⑪については、1.25Gで空冷DGが損傷することにより必要な緩和機能が喪失する。
- ✓ 成功パス①～⑨については、1.26Gで原子炉建屋が損傷することで必要な緩和機能が喪失し、クリフエッジとなる。
- ✓ **特重施設等の導入によって第1回届出から収束シナリオ数、クリフエッジ地震加速度は変わらなかった。**

3章 [3.1.4 安全裕度評価] 津波単独事象のクリフエッジ評価結果

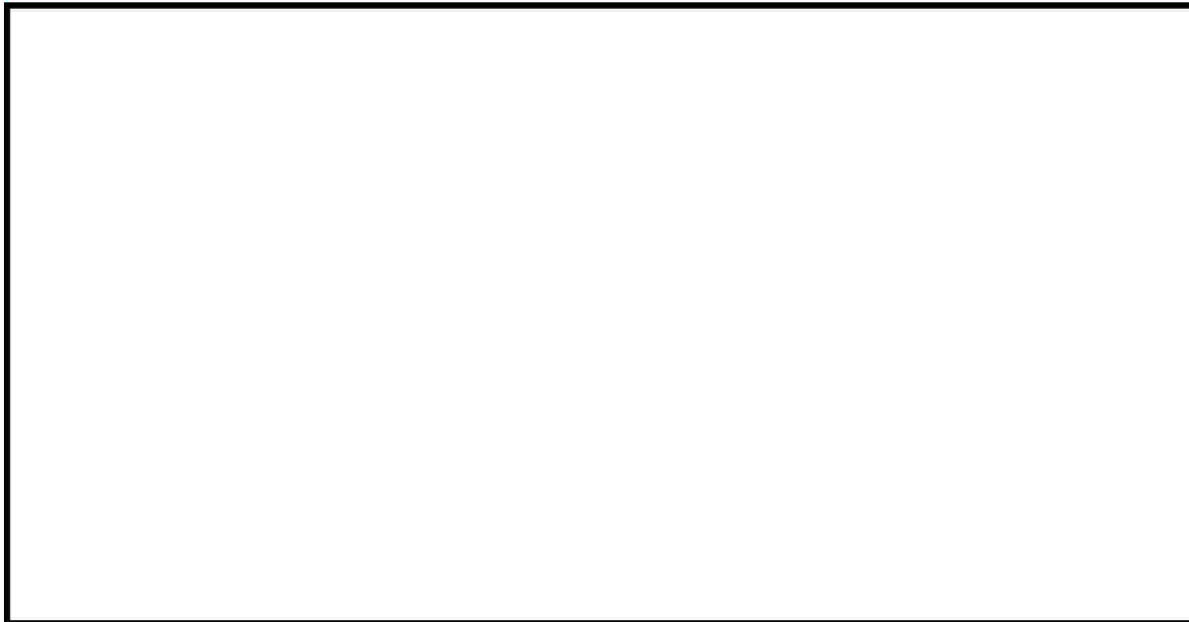
- ✓ 水面が平らである仮想的な津波で緩和設備の機能喪失に至る津波高さを評価する。
- ✓ 想定を超えて津波高さレベルを上げた場合、11.4m未満であれば建屋シールにより建屋内が津波で浸水することはなく、補機冷却機能喪失等の起因事象が発生しても緩和機能により炉心損傷を回避可能。
- ✓ 11.4mを超えた時点で建屋シール設置高さを越えて建屋内が津波で浸水し、建屋内（CV外）の機器の安全上重要な機器が水没することで、炉心損傷を防止するための緩和機能が喪失して炉心損傷に至る。
- ✓ 運転停止中についても同様に、11.4m以上で炉心損傷に至る。
- ✓ **特重施設等の導入により、CV機能喪失防止のための緩和機能が喪失する高さは、安全系メタクラ機能喪失する15.8mに向上した。**
- ✓ SFPについては、緩和機器である軽油ドラム缶（送水車用）の設置高さが23mだが、CVが損傷すると環境線量の増加により送水車による海水注水の実施が困難となることから、CVと同じ15.8m以上でSFP損傷に至る。








津波高さ	主要な機能喪失機器	発生する起因事象	炉心損傷防止	CV破損防止	SFP損傷防止
8m未満	なし	なし	○	○	○
8～9.7m未満	海水ポンプ	原子炉補機冷却海水系の全喪失	○	○	○
9.7～11.4m未満	常用系メタクラ	原子炉補機冷却海水系の全喪失 外部電源喪失	○	○	○
11.4～15.8m未満	建屋シール（建屋内（CV外）のほぼ全ての機器が水没し、炉心損傷を防止する緩和機能が喪失）	原子炉補機冷却海水系の全喪失 外部電源喪失	×	×→○	×→○
15.8m～	安全系メタクラ		×	×	×

- ✓ 起回事象については、「原子炉補機冷却機能喪失」に加え、9.7mで「外部電源喪失」が発生する（第1回届出と同様）
- ✓ 特重施設等の導入によって第1回届出から**収束シナリオ数が1種類→6種類に増加し、クリフエッジ津波高さが11.4m→15.8m**に向上した。

- ✓ 地震と津波の重畳については、単独事象の評価結果を踏まえ、クリフエッジに該当する機器が地震に対しては強いが、津波に対しては脆弱でないか等の観点で評価する。
- ✓ 具体的には地震動を縦軸、津波高さを横軸として、炉心損傷やCV破損を回避できる領域を特定する。
- ✓ 特重施設等の導入により、建屋内へ津波が流入するが、CV損傷しない領域が追加された。



-  : 炉心損傷しない領域
-  : 炉心損傷するがC V 損傷しない領域
-  : 炉心、CVが損傷し、また、CV損傷により作業環境が悪化しSFP対応が不可となる領域
-   : 炉心、CV、SFPが損傷する領域

※ 1 : C Vバウンダリは損傷するが、炉心損傷はしない領域。

No	主な事故対応（炉心・C V 損傷防止対策）※ 3
(a)	<ul style="list-style-type: none"> • 2次系冷却
(b)	<ul style="list-style-type: none"> • 1次系フィードアンドブリード • S I Pを用いた再循環炉心注水
(c)	<ul style="list-style-type: none"> • 2次系冷却（タービン動補助給水ポンプ） • 送水車による復水ピットへの海水補給
(d)	<ul style="list-style-type: none"> • 恒設／可搬式代替低圧注水ポンプによるC Vスプレー • 大容量ポンプによる自然対流冷却
(e)～ (h)	-

項目		クリフエッジ評価結果 (G=重力加速度(1G:約980ガル))	
①地震単独 クリフエッジ 評価	炉心(出力時)	1.26G (原子炉建屋)	
	炉心(停止時)	1.26G (原子炉建屋)	
	CV	1.26G (原子炉建屋)	
	SFP	1.26G (原子炉建屋)	
②津波単独 クリフエッジ 評価 (津波遡上評価含む)	炉心(出力時)	11.4m (建屋シール) ※1	
	炉心(停止時)	11.4m (建屋シール) ※1	
	CV	15.8m (安全系メタラ) ※1	
	SFP	15.8m (CV損傷) ※2	
③地震・ 津波重畳 クリフエッジ 評価 (津波遡上評価含む)	炉心 (出力時)	1.26G (原子炉建屋)	
		11.4m (建屋シール) ※1	
		1.07G(主蒸気管室) と 8.0m (海水ポンプ) の重畳	
	炉心 (停止時)	1.26G (原子炉建屋)	
		11.4m (建屋シール) ※1	
		1.25G (空冷式非常用発電装置) と 8.0m (海水ポンプ) の重畳	
	CV	1.26G (原子炉建屋)	
		15.8m (安全系メタラ) ※1	
		1.24G (CV貫通部) と 8.0m (海水ポンプ) の重畳、	
	SFP	1.26G (原子炉建屋)	
15.8m (CV損傷) ※2			
1.24G (CV貫通部) と 8.0m (海水ポンプ) の重畳※2			

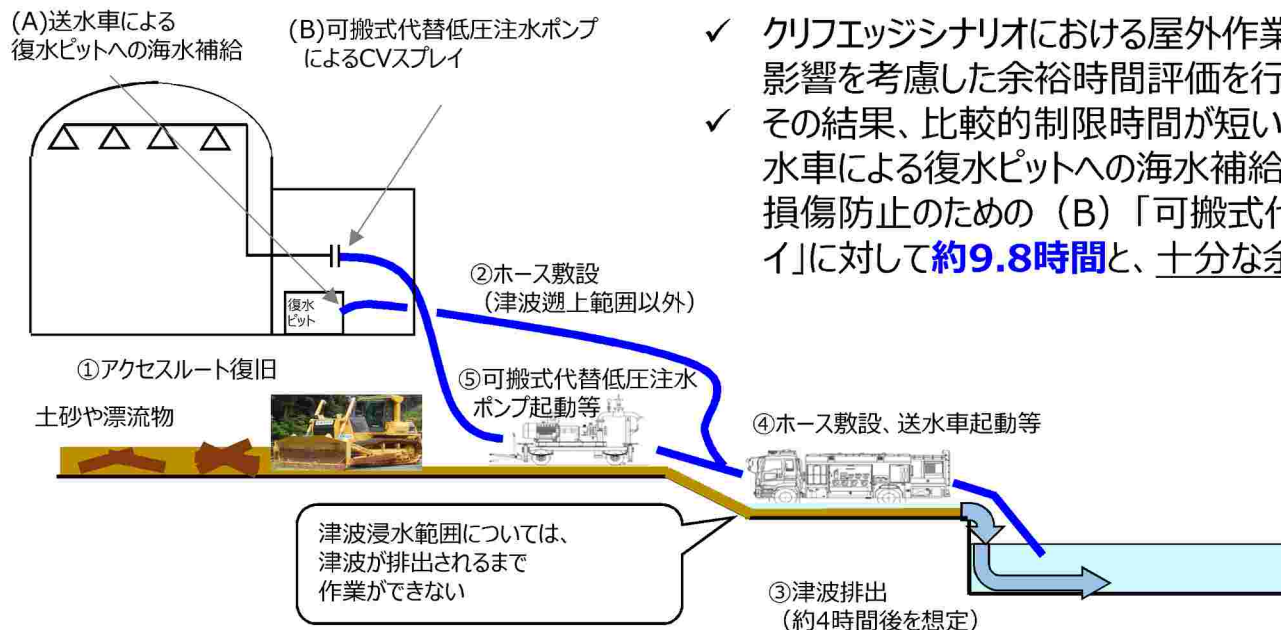
項目	クリフエッジへの影響評価結果
④地震に対する 随件事象	溢水
	斜面崩壊
	内部火災
	外部火災
⑤津波に対する 随件事象	外部火災
⑥地震・津波 重畳に対する 随件事象	溢水
	斜面崩壊
	内部火災
	外部火災

評価項目	余裕時間の評価結果
⑦余裕時間評価	地震・津波重畳のクリフエッジシナリオにおいて、屋外作業を成立させるための屋外作業に約9.8時間の余裕があることを確認した

【参考】 基準地震動 : 0.88G
 基準津波高さ: +5.9m (3,4号海水ポンプ室前)

赤字 : 前回届出からの変更点

※ 1 : 遡上の影響を考慮した値。
 ※ 2 : CVが損傷すると屋外作業が困難となることから、CVクリフエッジと同じとなる。



- ✓ クリフエッジシナリオにおける屋外作業について、津波遡上や斜面崩壊の影響を考慮した余裕時間評価を行った。
- ✓ その結果、比較的制限時間が短い、炉心損傷防止のための (A)「送水車による復水ピットへの海水補給」に対して**約13.3時間**、格納容器損傷防止のための (B)「可搬式代替低圧注水ポンプによるCVスプレイ」に対して**約9.8時間**と、十分な余裕時間があることを確認した。

余裕時間評価の計算式

	(津波冠水部以外)	(津波冠水部)	
(A) 復水ピットの枯渇時間 / (B) 燃料取替用水ピットの枯渇時間	①アクセスルート復旧 ②ホース敷設 ③津波排出までの待ち時間	①アクセスルート復旧時間 ④送水車・ホースの敷設時間 / ⑤可搬型代替低圧注水ポンプ起動等	余裕時間
(A) 約18.7時間	— 約4.0時間	— 約1.4時間	= 約13.3時間
(B) 約15.9時間	— 約4.0時間	— 約2.1時間	= 約9.8時間

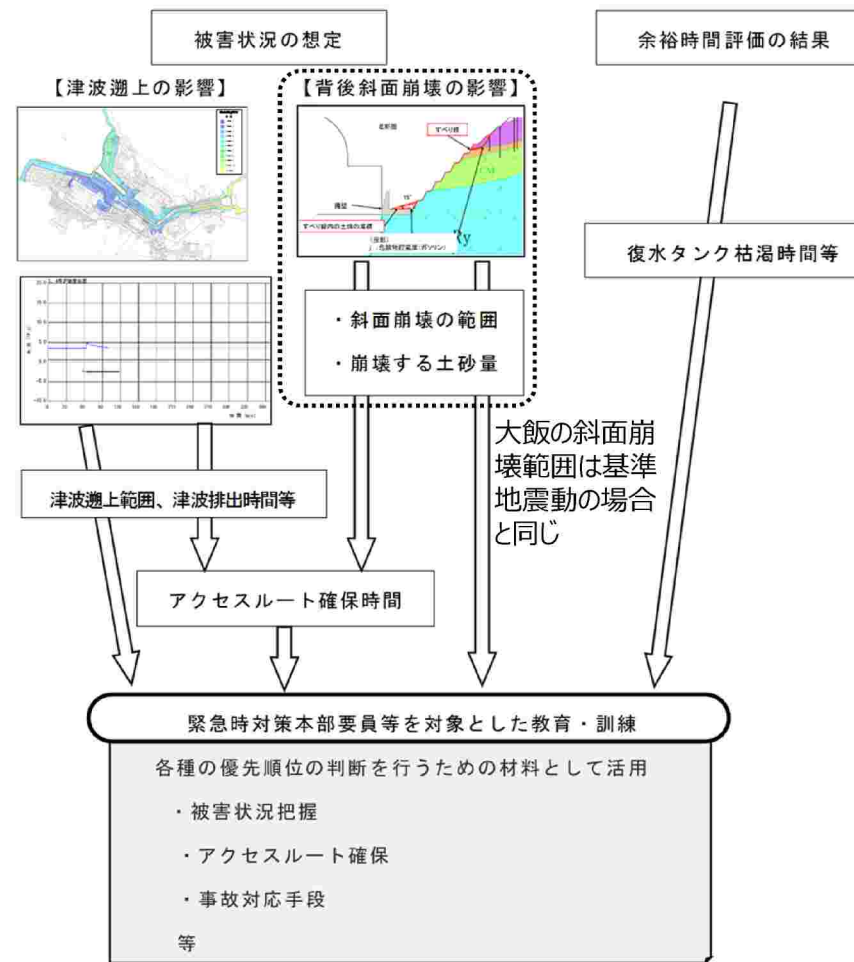
● RCP-SDS導入の影響について

有効性評価の結果と本評価における評価条件の差異として、RCP-SDS の導入によって1次系保有水量や1次系圧力が高めに推移することで、2次系冷却完了時点での1次系・2次系エンタルピーに差が生じるが、有効性評価の評価条件の方が、必要な除熱量が大きく保守的な条件設定であることから、本評価における復水ピット枯渇時間は有効性評価の結果に包絡される。

○緊急時対策本部要員等を対象とした
 教育・訓練への活用

（O4#1にて抽出した追加措置の継続的取組み）

- 地震と津波の重畳事象及び随伴事象等が発生し、クリフエッジに到達した際には、使用可能な機器が限定されることに加えて、限られた時間余裕の中で必要な作業等を完了させる必要がある。
- これらの評価から得られた被害状況の想定や、屋外作業の時間余裕にかかる知見を、今後の発電所での教育・訓練に活用することにより想定を超える自然現象への対応の強化が期待される。



大飯4号機では以下の点も含める。

- ・津波排出を待たずとも、アクセスルート復旧に加えて津波遡上範囲以外のホース敷設も、並行して実施する。
- ・地震津波の重畳の場合にシナリオが複雑になる。

緊急時対策本部要員等を対象とした教育・訓練への活用のイメージ（高浜3, 4号機での例）

(4) その他自然現象の評価結果

- ✓ 原子力学会標準である「外部ハザードに対するリスク評価方法の選定に関する実施基準」を基に、その他自然現象に対して評価を実施した。
- ✓ スクリーニングによりハザードの選別を行なった結果、炉心損傷リスクを有する可能性のある自然現象として5事象が選定された。
- ✓ 5事象の自然現象に対して、評価手法を選定し、リスク評価を実施した。
- ✓ その結果、有意な炉心損傷リスクを有する自然現象はなかった。

自然現象	評価手法	評価結果
生物学的事象	ハザード影響分析	クラゲ等の海生生物の取水路閉塞により、保守的に原子炉補機冷却海水設備の機能喪失を仮定したとしても、原子炉補機海水冷却機能喪失時の収束シナリオの通り対応可能であることから、炉心損傷につながることはない。従って、プラントに対して有意なリスクはない。
落雷	ハザード影響分析	直撃雷及び誘導サージ電流による屋外設備（送電線系、海水ポンプ）の損傷により、保守的に全交流電源喪失を仮定したとしても、以下の通り、緩和機能に必要な屋外設備は落雷の影響を受けないことから、全交流電源喪失時の収束シナリオ通りの対応が可能であり、炉心損傷につながることはない。従って、プラントに対して有意なリスクはない。 <ul style="list-style-type: none"> • DG機能維持に必要な海水ポンプと空冷式非常用発電装置は十分に離隔されている。また、注水等のための可搬型設備は複数有しており、それぞれ十分に離隔されている。従って、直撃雷により同時に影響を受けない。 • 可搬型設備の給電ケーブルは常設されていないため、誘導サージ電流による影響は受けない。 • 空冷非常用発電装置の給電ケーブルは、屋外に常設されているが、空冷式非常用発電装置の本体側及びプラント側のメタクラで常時切り離されているため、誘導サージ電流による影響は受けない。
竜巻を含む強風	ハザード頻度分析	竜巻の年超過確率 10^{-6} のハザード値は風速87m/sであることから、設計基準値の風速100m/sの発生頻度は判断基準値の 10^{-6} を下回っている。従って、プラントに対して有意なリスクはない。台風等による強風についても、設計基準値の風速100m/sで設定した対策により防護される。
積雪	裕度評価	安全上重要な建屋のうち、最も許容積雪厚さが低いものは原子炉周辺建屋の259cmとなる。この値は設計基準値(100cm)に対して十分大きく、安全裕度は十分にある。また、除雪による緩和措置も実施可能であることから、プラントに対して有意なリスクはない。
火山	裕度評価	安全上重要な建屋のうち、最も降灰層厚さが低いものは原子炉周辺建屋の51cmとなる。この値は設計基準値(25cm)に対して十分大きく、安全裕度は十分にある。また、除灰およびフィルタ交換による緩和措置も実施可能であることから、プラントに対して有意なリスクはない。

○ 中長期的な評価の目的及び経緯

- 中長期的な評価は、国内外の最新の規格基準類と現在のプラント状況を比較することでそのギャップより安全性向上措置を抽出することを目的としており、初回届出時及び10年ごとに1度改定することとなっているが、これまでは、評価手法習熟のための期間を要するとしてNRAに説明。
- 高浜3号機第3回届出での試評価・手法の検討を経て、今回の届出に向けて、IAEA安全ガイド(No.SSG-25)と同等の規格である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(PSR+指針)」及びPSR+指針の解説をまとめた「技術レポート(2020年12月発刊)」を参考に、今回、大飯4号機の本評価を実施。

○ 評価対象期間

今回の本評価は2017年6月5日(大飯4号新規制基準に係る適合検査合格日)から2022年8月12日(第18回定期事業者検査終了日)を対象として評価を実施した。

○ 評価体制

◎…とりまとめ箇所、※1…プラ保は外部ハザードとりまとめ、保計Gは内部ハザードとりまとめ。

安全因子名	所管箇所	安全因子名	所管箇所
(1) プラント設計	◎安防G、土建設G、保管G、放管G、原計G、燃技G	(8) 安全実績	◎発電G、原企G、総務G、安防G、土建設G、セキュ管G、保管G、品証G、燃保G、放管G
(2) 安全上重要なSSC	◎安防G、土建設G、発電G、保管G、燃保G、放管G、原計G	(9) 他プラントでの経験及び研究成果の利用	◎安防G(新知見)、◎発電G(他プラント経験)
(3) 機器の性能保証	◎安防G、土建設G、保管G、燃技G	(10) 組織、マネジメントシステム、及び安全文化	◎品証G(マネジメントシステム) ◎安防G(安全文化)
(4) 経年劣化	◎保管G、原企G、安防G、土建設G、発電G、保計G	(11) 手順	◎総務G、安防G、発電G
(5) 決定論的安全解析	◎安技G、安防G	(12) ヒューマンファクター	◎原企G、安防G、安技G、発電G、保管G、保計G、放管G
(6) 確率論的リスク評価	◎安技G	(13) 緊急時計画	◎安防G
(7) ハザード解析※1	◎プラ保G、◎保計G、安技G、土建設G、保管G、保計G、放管G、地津評価G	(14) 放射性物質が環境に与える影響	◎放管G

評価手法（概要）

PSR+指針を参考に、安全因子毎に評価時点の状態及び必要な場合には過去の実績又は時間的な推移から分析・評価を実施

- SF1 プラント設計
- SF2 安全上重要なSSCの現状
- SF3 機器の性能保証
- SF4 経年劣化
- SF5 決定論的安全解析
- SF6 確率論的リスク評価
- SF7 ハザード解析
- SF8 安全実績
- SF9 他のプラントでの経験及び研究成果の利用
- SF10 組織、マネジメントシステム、及び安全文化
- SF11 手順
- SF12 ヒューマンファクター
- SF13 緊急時計画
- SF14 放射性物資が環境に与える影響



分析・評価結果から、『好ましい所見』、『改善の余地が見込まれる所見』※を抽出し、『改善の余地が見込まれる所見』に関するリスクを評価したうえで、妥当且実施可能な安全性向上措置を検討



各因子から抽出された安全性向上措置について、他因子の所見との相互関係、効果の度合い、所要期間やコスト等の観点を考慮し、安全性向上措置の実施計画を策定する。

※『好ましい所見』：
 現状の活動が、最新の国際規格基準等に基づき実施され、良好な実績を収めた経験事例と同等以上のもの（強み）
 『改善の余地が見込まれる所見』：
 上記に満たない、改善の余地が見込まれるもの（弱み）

「SF1 プラント設計」の分析・評価例

レビュー項目	レビューに必要な情報	実施手順	調査結果の分析・評価
プラントにおける安全上重要なSSCを明確にする。	国内外の規格・基準類、学会標準、社内標準、運転実績等	原子炉施設の安全機能を確保する上で重要な設計要件に関連するSSCが明確になっていることを確認する。	<分析・評価の観点> ・現状の活動において問題はないか？ ・現状の活動にて問題はないが、より良くできることはないか？ ・現状の活動は、電力大の水準よりも高いものであるか？

○ 大飯4号機 中長期評価の本評価結果

➤ 抽出された追加措置（候補含）

- ✓ 「プラント設計」（SF1）に関する調査結果から、
「安全性向上評価届出書の1.2章敷地特性の最新化」を追加措置として抽出。
- ✓ 「確率論的リスク評価」（SF6）に関する調査結果から、
「火災及び溢水等に関するPRAの実施」を安全性向上措置候補として抽出。しかし、現時点で、当該P R Aについては**「研究段階であるため、『妥当且つ実行可能な措置』ではないと評価した。**

➤ 所見と考察

- ✓ 中長期的な評価で得られた追加措置候補は2件。
- ✓ 中長期的な評価は、国内外の最新の規格基準類と現在のプラント状況を比較することでそのギャップより安全性向上措置を多面的に抽出することを目的として実施したが、**「日々の保安活動および定期事業者検査毎に実施する安全性向上評価にて、最新の国内外の知見等に起因して「改善の余地が見込まれる所見」と同等の事項が見出され、継続的に改善（ギャップ等の気づきに対する安全性向上）が図られた結果が、今回の中長期的な評価の結果につながっているもの」と考察した。**
- ✓ しかし、**「経年的な影響又は傾向が生じ得る要素への対応の観点、および多面的に安全性向上措置を抽出する観点」**から、今回のような評価を継続的に実施し、改善に取り組んでいくことには**「意義がある」と考える。**

○総合的な評価

安全性向上評価は、保安活動全般、確率論的リスク評価（PRA）等の観点から評価を実施。

今後も安全性向上評価（本評価）も活用し、リスクを把握し、そのリスクを低減・除去に努める活動を継続していく。

[保安活動全般]

- 品質マネジメントシステムに基づく継続的改善の活動が有効に機能し、安全性向上の基盤となっている。
- 改善の余地が認められる事項は、今後必要な安全性向上策を講じる。

[最新の科学的知見及び技術的知見]

- 評価期間中に収集した最新の知見に対して、評価を行い、安全性向上に資すると判断し、大飯4号機に反映すべき知見を抽出。
- 反映すべき知見は、すでに反映されていること、又は反映に向けた検討が進められていることを確認。

[確率論的リスク評価]

- プラント設備の故障等に起因する内的事象のリスクに加え、地震・津波を起因とする外的事象に対して炉心損傷及び格納容器機能喪失のリスクを評価。
- リスク上重要な事故シナリオの分析から、低減すべきリスクを抽出し、リスクを低減する方策を抽出。

[安全裕度評価]

- 福島第一原子力発電所事故を踏まえた安全性向上対策の導入後の地震、津波及び地震・津波の重畳に対する十分高い耐性を確認。

[中長期的な評価]

- 14の安全因子を用いて本評価した結果、中長期的な視点から最新の国内外の知見等との現在のプラント状態との比較において、同等の水準であることを確認できたことに加えて、今後取り組むべき追加措置を抽出できた。

○外部評価の結果

1. 目的

安全性向上評価結果について、技術的及び専門的視点から客観的な評価をいただく。

2. 評価の観点

- 保安活動の実施状況及び最新知見の検討状況は適切であるか（届出書 2 章相当）
- P R A 及び安全裕度評価等において発電所の脆弱性を適正に評価できているか（届出書第 3 章相当）
- 総合的な評価結果及び策定した安全性向上計画は適切であるか（届出書 4 章相当）

3. 外部評価者

片岡 勲 大阪大学名誉教授（原子力安全システム研究所技術システム研究所長）

小泉 潤 二 大阪大学名誉教授（原子力安全システム研究所社会システム研究所長）

当社の原子力事業の運営に関する知識を有し、評価者それぞれの専門分野における知見に基づいた評価をできる有識者として上記の有識者に評価を依頼した。

評価者が所属している原子力安全システム研究所は、「原子力発電所の安全性および信頼性の一層の向上と、社会や環境とのよりよい調和に貢献する。… 2. 独立・第三者的な立場からの客観的な研究を行い、原子力発電のための積極的な提言を行う。…」を基本理念とし、研究活動に取り組んでおり、本評価においても、同研究所の基本理念に基づき評価され、客観性を確保した。

4. 外部評価実施日

2023年1月12日（届出書案の概要説明）

5. 外部評価を受けた対応

評価結果および届出書案を説明し、ご意見・コメントをいただき、届出書の記載の充実を図るなど、結果を安全性向上評価に反映を行う。

① 今回の評価で新たに抽出した追加措置

保安活動全般の評価から、プラントの安全性向上に資する自主的な追加措置を抽出し、その実施計画を安全性向上計画として示す。

今後の取組みとして、追加措置を以下の計画に基づき適切に実施していくとともに、措置を講じた以降も、日常の保安活動において、設備の状態あるいは措置の実施状況とその改善の状況を適宜確認し、安全性の向上を継続的に図っていく。

No.	追加措置	実施時期(予定)	評価分野
1	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要因故障緩和対策の実施 デジタル安全保護回路のソフトウェア共通要因故障が発生した時に、これまで発生頻度が低いとされていた大中破断LOCA事象が重畳した場合の対処機能として、既設共通要因故障対策設備に安全注入機能の自動作動および格納容器隔離（一部）機能の自動作動による代替機能を付加する。	2023年度予定 (第19回定期事業者検査)	施設管理 新知見
2	他電力や原子力業界のエクセレンス等を活用した自己評価の実施 原子力安全やパフォーマンスの更なる向上を目的として、事業者自らが他電力や原子力業界のエクセレンス等を活用した自己評価を実施する仕組みを構築する。	2023年4月より本格運用開始	安全文化の 醸成活動
3	安全性向上評価届出書の1. 2章の最新化 安全性向上評価届出書の1. 2章「敷地特性」の記載を最新化する。	2023年度以降、確認開始	中長期的な 評価

②前回抽出した追加措置の実施状況（今後実施予定）

前回（第2回）評価において、保安活動全般等の評価から抽出した安全性向上に資する自主的な追加措置のうち、今後実施予定であるものを以下に示す。

No.	追加措置	実施時期 (第2回届出時)	実施状況	評価分野
1	1相開放故障検知システム設置 所内母線への1相開放故障検知システムを設置し、所内母線の安定化（所内への異常拡大防止）を図る。	2021年度中に設置完了予定	2022年度下期に 設置完了予定	施設管理 ・新知見

③前回までに抽出した追加措置の実施状況（措置実施済）（1/2）

前回（第2回）評価において、保安活動全般等の評価から抽出した安全性向上に資する自主的な追加措置のうち、実施済のものを以下に示す。実施済の措置についても、日常の保安活動において、設備の状態あるいは措置の実施状況とその改善の状況を適宜確認し、安全性の向上を継続的に図っていく。また、確率論的リスク評価（PRA）、安全裕度評価（ストレステスト）については、第1回届出にて抽出した追加措置について継続的に取組む。

No.	追加措置	実施時期 (第2回届出時)	実施状況	評価分野
1	海水ポンプ軸受取替 海水ポンプの軸受について潤滑水を必要としないテフロン製の軸受に取り替え、信頼性向上及びメンテナンス性向上を図る。	2022年度 (第18回定期事業者 検査)	2022年度 第18回定期事業者検 査にて取替済	施設管理
2	O₂SCC配管取替 酸素型応力腐食割れ（O ₂ SCC）感受性のある箇所について、耐腐食性に優れた材料へ取り替える。	2022年度 (第18回定期事業者 検査)	2022年度 第18回定期事業者検 査にて取替済	施設管理
3	野外モニタ装置取替 交換部品の製造中止等から、予防保全及び信頼性向上のため、装置の一部を取り替える。	2021年3月に取替済	2021年3月に取替済	放射線管理及び 環境放射線モニ タリング
4	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 格納容器の過圧破損に係るリスク低減を図るため、特定重大事故等対処施設を用いた格納容器スプレイ及びフィルタベントを整備する。	2022年度 (第18回定期事業者検 査)	2022年度 第18回定期検査にて 導入済	確率論的リスク 評価

③前回までに抽出した追加措置の実施状況（措置実施済）（2/2）

No.	追加措置	実施時期 (第2回届出時)	実施状況	評価分野
5	パフォーマンスレビュー会議の実施 パフォーマンス指標等を活用し、発電所幹部が発電所の各分野におけるパフォーマンスの状況を確認する会議体を設置し、パフォーマンス改善する仕組みを構築する。	2021年4月より 本格運用開始	活動の結果を踏まえ 今後も継続的に 実施していく	安全文化の醸 成活動
6	労働災害防止に係る本質安全化対策の実施 労働災害防止に係る改善提案を抽出し、中でもリスクレベルの高い現場については、設備面の対策を実施することで、労働災害の発生防止を図る。	既に取り組んでいる活動の 強化・定着を図っていく	活動の結果を踏まえ 今後も継続的に 実施していく	安全文化の醸 成活動

④評価対象期間中に実施された新たな取組み（日常の保安活動を通じて実施された取組み）

前回（第2回）評価を行った後、今回（第3回）評価までの期間において、実施された安全性向上に資する取組みの内、大飯4号機に係る日常の保安活動を通じて実施された主な取組みを以下に記載する。

No.	取組み内容※	実施時期	評価分野
1	<p>防災対応時の作業員の安全対策の改善</p> <p>2021年度に高浜発電所で実施したシーケンス訓練におけるホース展張車による労災事象を踏まえ、ホース展張車によるホース展張時には通信機器を活用したプレイヤー間の連携ツールの確保及びホース展張時の注意事項を社内標準への反映を実施するとともに、力量維持向上訓練にて同対策を周知・教育を行う。また、管理監督者による現場観察により労働安全の観点から大型車両を扱う訓練に対する気付き事項・良好事例を抽出し、周知・教育を行う。</p>	2021年度実施	非常時の措置
2	<p>全交流電源喪失対応訓練の充実化</p> <p>R C Pシャットダウンシール導入後、全交流電源喪失対応訓練においては原則R C Pシャットダウンシールが動作するものとして訓練を行っていたが、これが動作しない場合についても対応訓練を行うことができるよう、訓練内容に反映した。</p>	2022年4月実施	運転管理

※代表的な取組みの抜粋であり、詳細は届出書第2章を参照

【参考】

1. 経緯

- 2019年以降、NRAは「デジタル安全保護系の共通要因故障対策」を重点課題と位置づけ、本件に関する検討チームを設置し、ATENAとの公開会合で議論を進めてきた。
- 2020年1月、第4回公開会合にて、ATENAはNRAに対し、本対策をATENA主導による産業界の自律的な安全対策として行う旨を説明。同3月の原子力規制委員会です承された。
- 2020年12月、ATENAより本対策に係る技術要件書※¹が発刊。本対策に必要な設備の設計要件や、その前提となる有効評価の手法等が示された。合わせて、ATENAが事業者の取り組みを確認する際の確認要領※²も提示された。

※ 1：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要因故障緩和対策に係る技術要件書

※ 2：デジタル安全保護回路のソフトウェア共通要因故障緩和対策に関する実施状況等の確認要領

2. 大飯4号機の緩和対策実施状況

当社は、ATENAの確認要領に基づき、大飯4号機に係る本対策の設計等を以下の通り進めている。

	確認要領に基づく取り組み	予実績
1	実施計画書の作成及びATENAへの提出	2021年 2月 済
2	基本設計の作成	2021年10月 済
3	有効性評価の実施	2022年 6月 済
4	大飯4号機の詳細設計の作成	2022年11月 済
5	要件整合報告書の作成及びATENAへの提出	2023年 1月 済
6	対策工事・検査の実施	2023年度（第19回定検）予定
7	手順書の整備	対策工事完了までに整備予定

3. 大飯 4 号機の緩和対策 (今回の改造概要)

- 当社は従来より、大飯 4 号機にソフトウェア共通要因故障を想定したアナログ構成の多様化設備を自主的に設置していた。
- 今回の緩和対策では、ATENAの技術要件書を踏まえて、デジタル安全保護回路でのソフトウェアCCF※1発生時に大中破断LOCA※2事象が重畳した場合を想定した追加機能として、加圧器圧力低の信号による自動安全注入機能追加等の多様化設備※3への改造を実施する。

※1 CCF：ソフトウェアの共通要因故障 (デジタル回路動作不能)

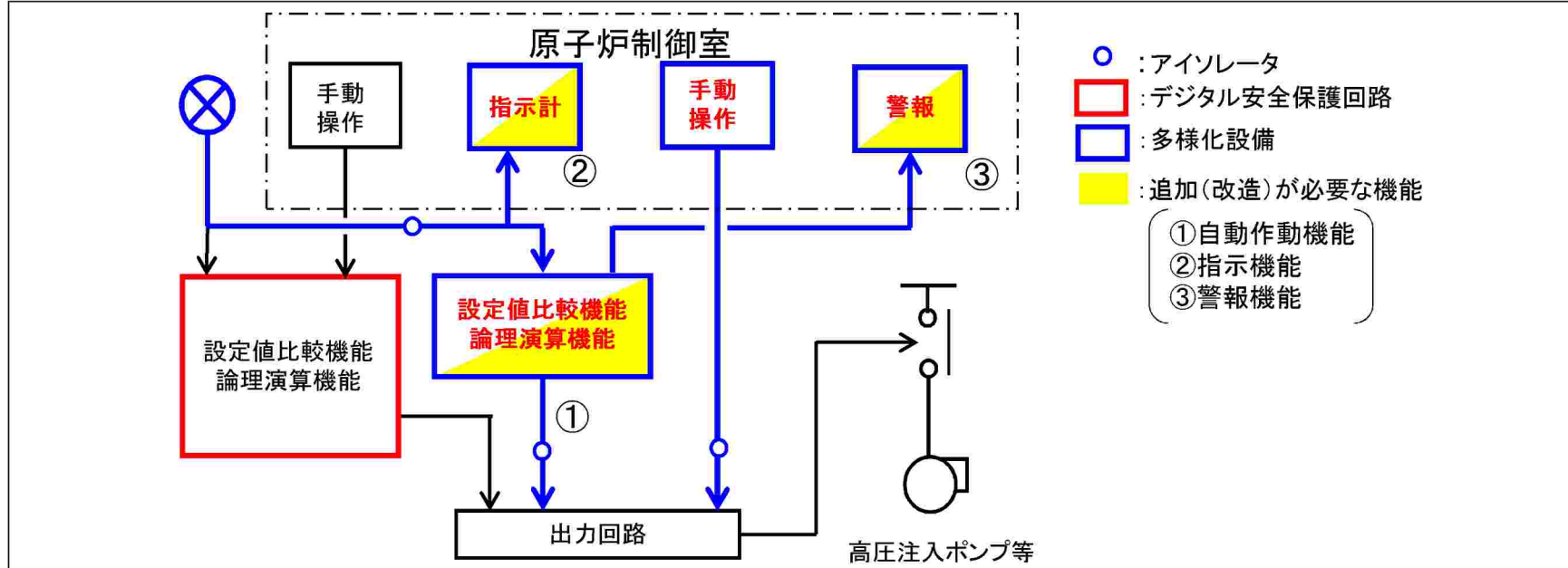
※2 LOCA：1次冷却材喪失事故

※3 多様化設備：共通要因故障対策設備 (安全保護アナログ設備)

	従来の機能	緩和対策後の機能
概略構成	<p>安全保護系 多様化設備</p> <p>加圧器圧力等</p> <p>原子炉安全保護計装盤</p> <p>原子炉安全保護ロジック盤</p> <p>安全保護アナログ盤</p> <p>安全保護シーケンス盤</p> <p>原子炉トリップ</p> <p>主蒸気隔離弁等</p> <p>デジタル設備 (Blue box)</p> <p>アナログ設備 (White box)</p>	<p>安全保護系 多様化設備</p> <p>加圧器圧力等</p> <p>原子炉安全保護計装盤</p> <p>原子炉安全保護ロジック盤</p> <p>安全保護アナログ盤</p> <p>安全保護シーケンス盤</p> <p>原子炉トリップ</p> <p>主蒸気隔離弁等</p> <p>加圧器圧力低設定の2/2論理回路追加</p> <p>高圧注入ポンプ+余熱除去ポンプ、格納容器隔離弁等追加</p> <p>デジタル設備 (Blue box)</p> <p>アナログ設備 (White box)</p>
停止系機能	<ul style="list-style-type: none"> ・加圧器圧力低または高による原子炉トリップ (タービントリップ) ・蒸気発生器水位低による原子炉トリップ (タービントリップ) 	<ul style="list-style-type: none"> ・加圧器圧力低または高による原子炉トリップ (タービントリップ) ・蒸気発生器水位低による原子炉トリップ (タービントリップ)
工安系機能	<ul style="list-style-type: none"> ・加圧器圧力低または高による主蒸気隔離・主給水隔離 ・蒸気発生器水位低による主蒸気隔離・補助給水 (電動+タービン動) ・大中LOCAの発生頻度が極めて低いことで、自動安全注入機能を付加していなかった。 	<ul style="list-style-type: none"> ・加圧器圧力低または高による主蒸気隔離・主給水隔離 ・蒸気発生器水位低による主蒸気隔離・補助給水 (電動+タービン動) ・加圧器圧力低にて自動安全注入および自動格納容器隔離

4. 大飯4号機の緩和対策(多様化設備の全体構成概要)

➤ 多様化設備の全体構成概略は下図のとおり。また、多様化設備が有する機能は下表のとおり。



表中の下線部が改造にて追加する機能

	①自動作動機能※1	手動作動機能※2	②指示機能※2	③警報機能※1
止める	・原子炉トリップ	・原子炉トリップ	・中間領域中性子束 ・加圧器圧力	・多様化設備作動 ・加圧器圧力低(原子炉トリップ等)
冷やす	・補助給水起動 ・安全注入(高圧/低圧注入系起動)	・補助給水隔離/流量調節 ・安全注入(高圧/低圧注入系)起動 ・主蒸気逃がし弁 ・加圧器逃がし弁	・1次冷却材圧力(広域) ・1次冷却材低温側温度(広域) ・加圧器水位 ・主蒸気ライン圧力 ・蒸気発生器水位(狭域) ・格納容器圧力	・加圧器圧力高(原子炉トリップ等) ・蒸気発生器水位低(原子炉トリップ等) ・蒸気発生器水位異常高
閉じ込める	・主給水隔離 ・主蒸気隔離 ・格納容器隔離	・主給水隔離 ・主蒸気隔離 ・格納容器隔離	・燃料取替用水ピット水位 ・格納容器再循環サンプル水位 ・対象補機の状態	・加圧器圧力低(安全注入作動)

※1: デジタル安全保護回路とは別の多様性を有した設備で実現する。

※2: デジタル安全保護回路を経由しない既設のハードウェア操作器や指示計等は流用する。

○目的

発電所のプラント運営に係る活動に潜在的な弱みがないか調査し、実効的な取組みに見直すことで、発電所のパフォーマンスの改善を図る。

○概要

他電力や原子力業界のエクセレンス等を参考とし、良好事例の収集・評価を行う「ベンチマーク」及び特定の分野に対して発電所のプラント運営に係る活動に潜在的な弱みがないか調査し、実効的な取組みに見直す「重点自己評価」をそれぞれ実施する。2022年度においては試運用として、全分野に対する「ベンチマーク」及び火災防護の分野を対象とした「重点自己評価」を実施予定である。

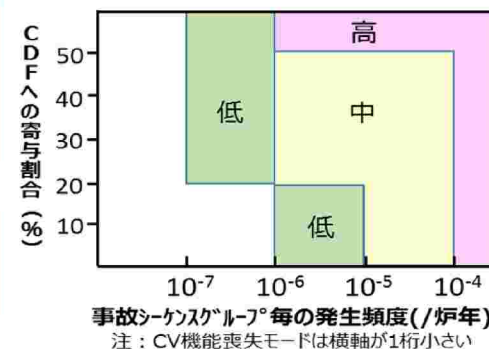
自己評価結果については以下を実施
 ・ 外部機関との意見交換
 ・ 発電所幹部レビュー、事業本部レビュー

【自己評価のイメージ】

分野	PO&C※	関係する良好事例	自己評価結果 (発電所の取組)	ギャップ	
火災防護	(例)可燃物管理 ...	(例)JANSIエクセレンスガイドライン ...	(例)国内外発電所事例 ...	(例) 現場資機材管理所則によりルールを定めており、保管禁止エリア、保管制限エリア、一般管理エリアやその他エリアを定めて管理している。 ...	無 ...
		(例) 専属消防隊のみ組立式の煙体感訓練ハウスで1回/年実施している。実際の現場で火災を想定したスモークマシーンを使つての訓練の実施はしていない。 ...	有 ...

PO&C：「達成されている事項の例示」としてピアレビュー等で用いられる基準(Performance Objectives and Criteria)

レベル1 PRAおよび1.5PRAの結果から、各々事故シーケンスグループ毎、CV機能喪失モード毎のリスク評価値を整理し、それぞれのCDF値等および各PRA結果としてのCDF値に対する割合から、下表のとおり、重要な事故シーケンスグループ等を抽出した (ピンク色ハッチング部: 重要度「高」、黄色色: 重要度「中」、緑色: 重要度「低」)



各々の事故シーケンスグループ等にて、リスク寄与の大きい、代表的な事故シナリオを分析することで、改善点を見出し、追加措置案を検討・抽出した。

【レベル1 PRA】

事故シーケンスグループ	内部事象 (出力時)	内部事象 (停止時)	地震	津波
2次冷却系からの除熱機能喪失	2.8E-7	2.4E-8	1.7E-7 (28.3%)	ε
全交流電源喪失	9.9E-8	1.7E-7	2.3E-07 (38.1%)	4.7E-9
原子炉補機冷却機能喪失	1.1E-6 (58.7%)	7.9E-9	5.2E-8	2.0E-9
原子炉格納容器の除熱機能喪失	6.3E-9	1.4E-11	6.2E-10	ε
原子炉停止機能喪失	5.6E-9		6.0E-9	ε
ECCS注水機能喪失	2.7E-7	1.9E-10	6.5E-8	ε
ECCS再循環機能喪失	3.1E-8	1.4E-13	3.1E-9	ε
崩壊熱除去機能喪失(停止時)		9.5E-7 (78.0%)		
原子炉冷却材の流出(停止時)		6.6E-8		
反応度の誤投入(停止時)		4.0E-10		
炉心損傷直結事象			7.7E-8	1.6E-10
格納容器バイパス	8.8E-8			
合計	1.9E-6	1.2E-6	6.0E-7	6.8E-9

【レベル1.5 PRA】

CV機能喪失モード	内部事象 (出力時)	地震	津波
原子炉容器内水蒸気爆発	1.7E-11	ε	2.0E-13
格納容器隔離失敗	7.6E-8	1.6E-7 (33.9%)	4.2E-10
水素燃焼	5.2E-11	4.6E-11	ε
水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損	3.6E-7 (56.2%)	1.2E-7 (26.1%)	4.1E-9
ベースマツト溶融貫通	1.1E-8	8.0E-9	1.1E-10
水蒸気蓄積によるCV先行破損	1.4E-8	7.4E-9	1.5E-10
原子炉容器外水蒸気爆発	3.8E-10	3.8E-11	2.3E-12
格納容器雰囲気直接加熱	0	0	0
インターフェイスラムOCA	1.7E-9		
蒸気発生器伝熱管破損	9.5E-8	3.1E-8	7.5E-12
格納容器過温破損	8.1E-8	9.6E-8	9.0E-10
格納容器直接接触	ε	E	ε
地震によるCV先行機能喪失		4.7E-8	
合計	6.4E-7	4.8E-7	5.6E-9

注: εは無視小(0.1%未満)。また、重要な事故シーケンスグループ等として抽出されるものを対象に、その割合を記載。

○ 中長期評価 (SF1) において抽出された追加措置「1.2章の最新化」について

