

高浜3号機 安全性向上評価（第4回）届出書の概要

関西電力株式会社
2023年4月24日

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。

➤ 高浜3号機第4回評価の主な内容（大飯4号機との差異を赤字で示す）

◆ 評価対象期間は2021年4月6日（第24回定検終了翌日）～2022年8月19日（第25回定検 総合負荷検査完了日）の計**501日**であり、**評価完了期限は2023年2月19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3回届出以降、DBDを活用
→右肩24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（パフォーマンスレビュー会議の実施、CCF対策の実施）**抽出した。
→右肩25～28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、高浜3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**34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29,30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、**前回(第3回)評価で未実施であった項目を加えて特重施設の設置に伴う評価を実施**。合わせて**評価手法の高度化及びプラント状況（RCP-SDS等）を反映した評価**を実施した。結果の概要は、以下の通り

【PRA】

→右肩31～47頁参照

- 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】

- 地震PRAで実施した**代表弁フラジリティ精緻化の反映により、地震クリフエッジが1.26G(代表弁)から1.28G(原子炉格納容器)に向上**(大飯4号については、代表弁のフラジリティがもともと強く(2G以上)クリフエッジに影響しない)
- 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48～50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3回）までの評価で抽出した追加措置の**残数2件の内、1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**5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。

→4章の詳細：右肩51～56頁参照

→安全性向上計画：右肩3～11頁参照

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。

<①今回の評価で新たに抽出した追加措置>

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 (第26回定期事業者検査)	施設管理 新知見
2	パフォーマンスレビュー会議の実施 発電所のパフォーマンス改善活動の推進を目的とし、発電所のパフォーマンスを発電所幹部が様々な指標から包括的にレビューし、指導を行う会議体を設置する。	2023年度より 本格運用開始予定	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

※総合評価チームによる追加措置決定時点（2022年12月26日）の状況

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. 高浜3号機の緩和対策実施状況

当社は、ATENAの確認要領に基づき、高浜3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	← 現状
4	高浜3号機の詳細設計の作成	2023年 2月 予定	
5	要件整合報告書の作成及びATENAへの提出	2023年 4月 予定	
6	対策工事・検査の実施	2023年度（第26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. 高浜3号機の緩和対策（今回の改造概要）

- 当社は従来より、高浜3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、加圧器圧力異常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）

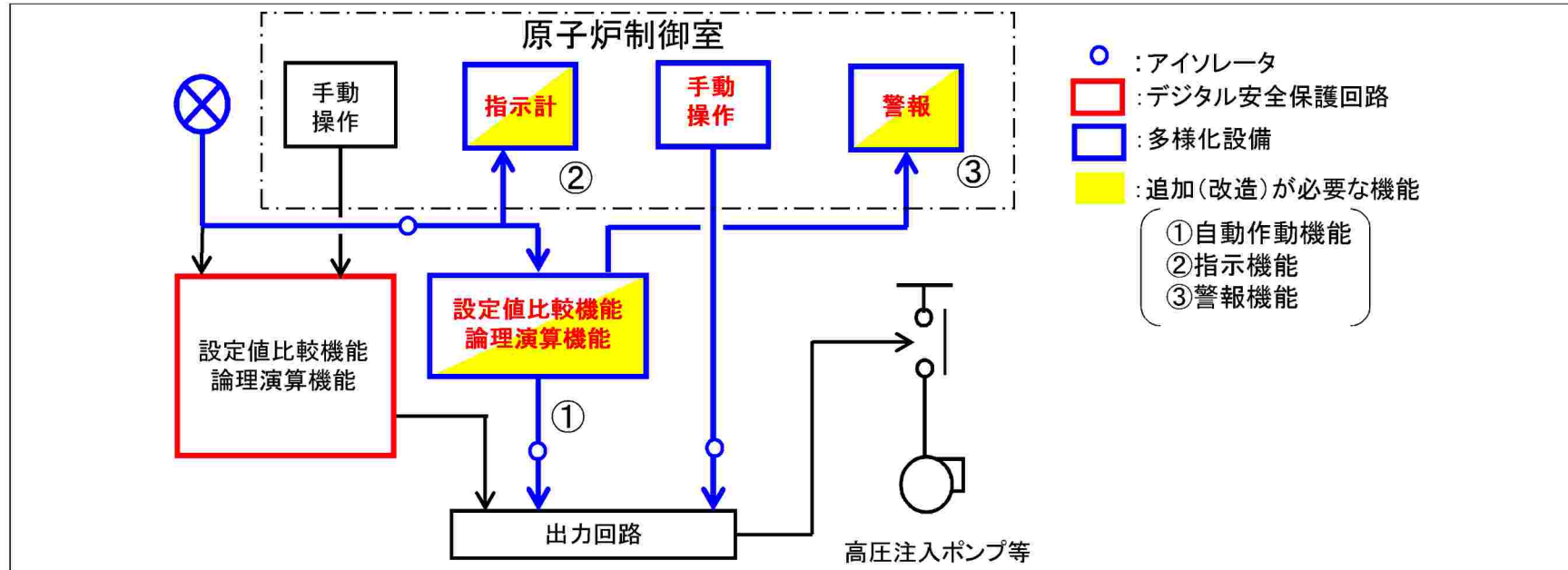
※2 LOCA：1次冷却材喪失事故

※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		
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） ・加圧器圧力異常低にて自動安全注入および自動格納容器隔離

4. 高浜3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	・加圧器圧力異常低(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。

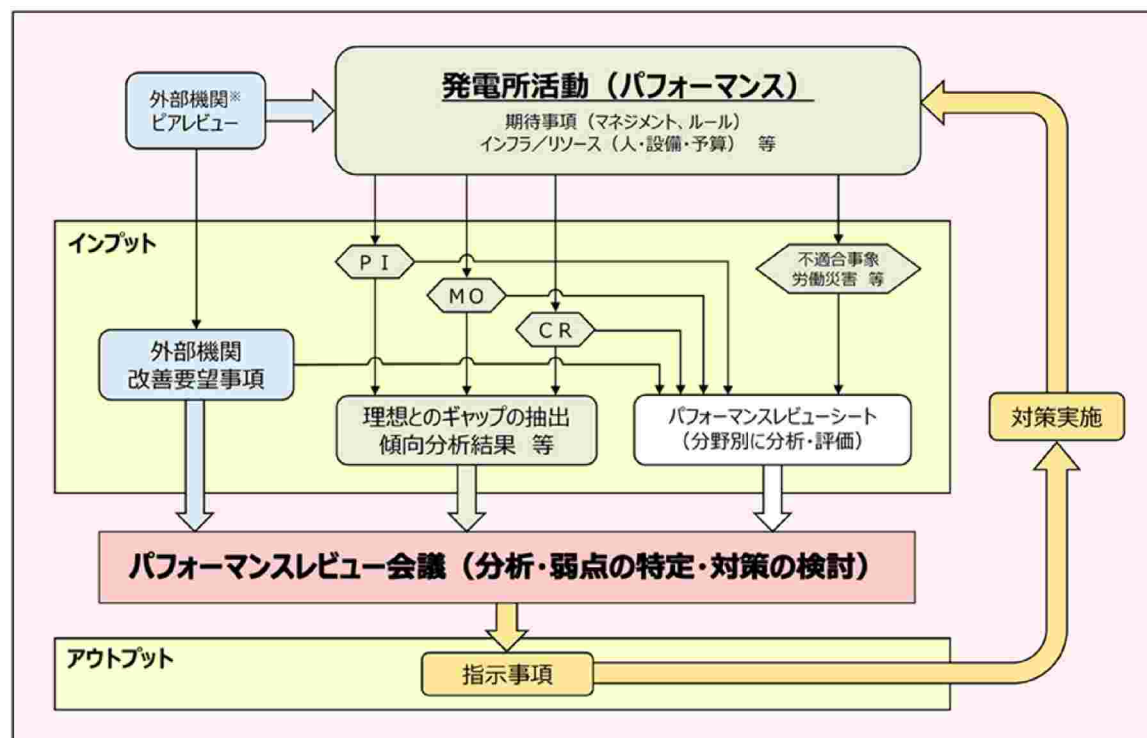
○目的

発電所のパフォーマンスの評価が重要であることを認識し、発電所のパフォーマンスを発電所幹部が様々な指標から包括的にレビューし、指導を行う会議体を設けることで、発電所のパフォーマンス改善活動の推進を図る。

○概要

発電所活動について、以下の項目を議題として、理想とのギャップや傾向分析結果等から弱点の特定等を行うために発電所幹部が議論する。その結果、発電所活動に対する指示事項がアウトプットとして出され、その指示に基づいた対策を実施することで、パフォーマンスの改善を図る。

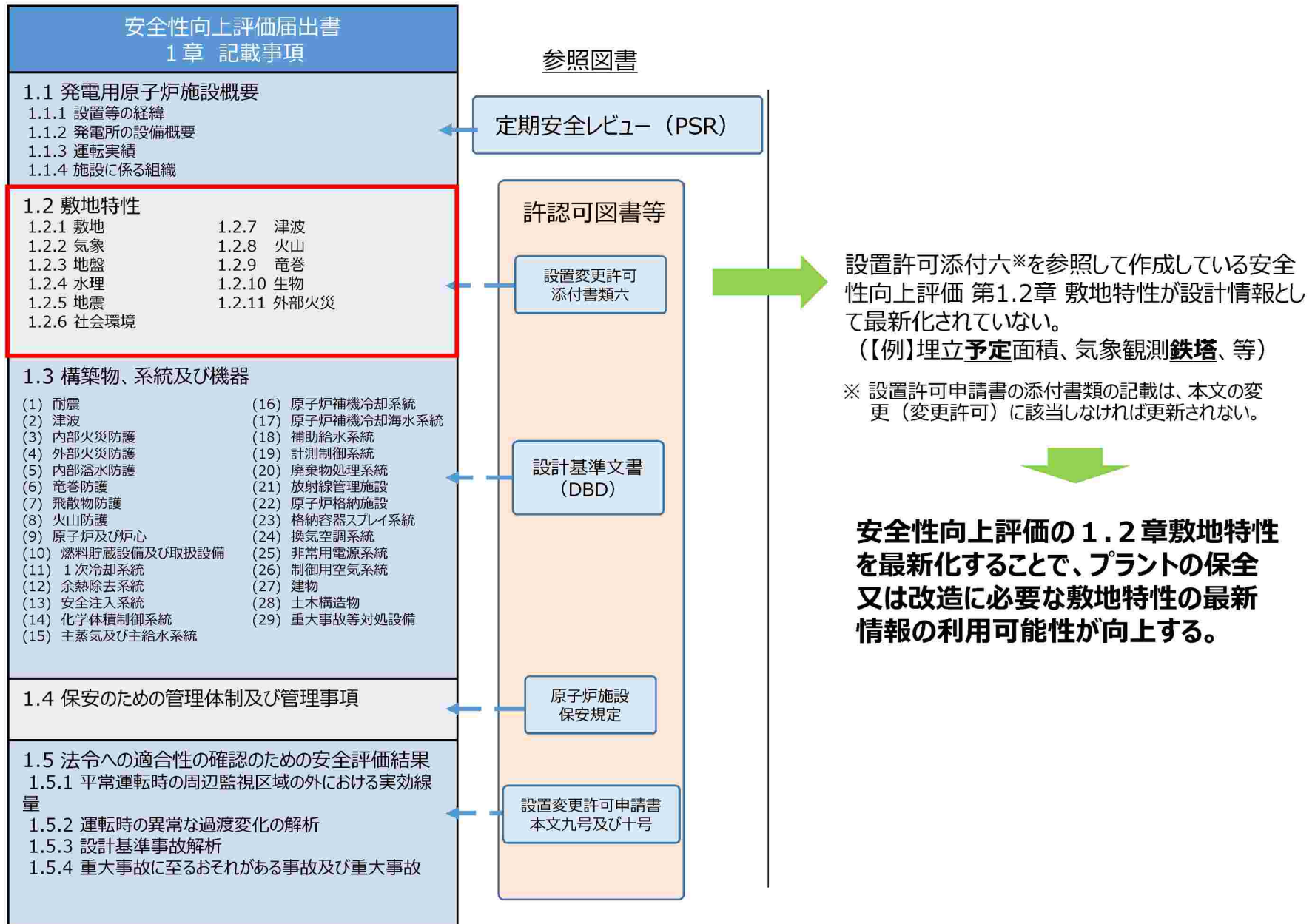
- PI（パフォーマンス指標）結果の確認、劣化傾向がある指標への対策状況の確認
- MO（マネジメント・オブザベーション；現場観察）の状況および有効性の確認
- CR（状態報告）の状況および登録状況からの分析結果の確認
- ピアレビューによるAFI（要改善事項）に対する対応状況のフォロー
- パフォーマンスレビューシートを活用し、発電所の活動を横断的にみて、発電所活動の劣化分野が無いかを確認



※外部機関：WANO/JANSI

【パフォーマンス改善活動のイメージ】

○ 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



前回（第3回）届出までに、保安活動全般、確率論的リスク評価（PRA）、安全裕度評価（ストレステスト）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について、その実施状況を示す。

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、T3#1にて抽出した追加措置について継続的に取組む。

<②前回までに抽出した追加措置の実施状況（今後実施予定）>

No.	追加措置	実施時期（予定） （第3回届出時）	実施時期（予定）※ （今回届出時）	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。	対象となる海水ポンプの分解点検に合わせて実施 Aポンプ：第28回定期事業者検査時に実施予定	変更なし	施設管理

<③前回までに抽出した追加措置の実施状況（措置実施済）>

No.	追加措置	実施時期 （第2回届出時）	実施状況※	評価分野
1	抽出水オリフィス取替 余熱除去システムの信頼性向上の観点より、通常抽出ラインのオリフィス1台を通水量の大きいものに取替え	第25回定期事業者検査	第25回定期事業者検査（2021年度）にて導入済み	施設管理

④評価対象期間中に実施された新たな取組み（他プラントで抽出された追加措置）

前回（第3回）評価を行った後、今回（第4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、「他プラントで抽出された追加措置」について高浜3号機にも取り入れられた取組みを以下に記載する。

No.	追加措置	抽出号機	実施時期	評価分野
1	パフォーマンスレビュー会議の実施 発電所のパフォーマンス改善活動の推進を目的とし、パフォーマンスに着眼して議論を行い、発電所幹部が直接パフォーマンスの状況を確認し、指導を行う会議体を設置する。	大飯4号 第2回届出	本届出において、新たな追加措置として抽出した。	安全文化の 醸成活動

⑤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3回）評価を行った後、今回（第4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、高浜3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。

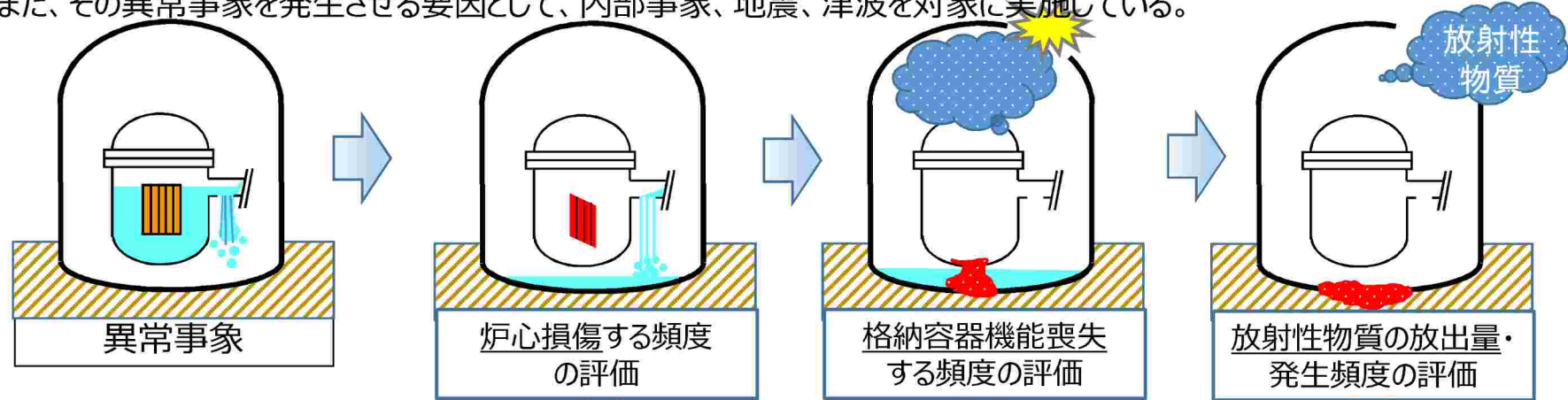
No.	取組み内容※	実施時期	評価分野
1	防災対応能力の向上策 原子力防災訓練の反省事項等を踏まえ、現場活動に関する情報の一元的な管理を目的として、現場活動を管理する要員である現場調整者を中央に配置するよう緊急時対策所対策本部のレイアウト変更を実施する。	2022年度実施	非常時の措置
2	防災対応時の作業員の安全対策の改善 2021年12月に発生したシーケンス訓練におけるホース展張車による労災事象を踏まえ、ホース展張車によるホース展張時には通信機器を活用したプレイヤー間の連携ツールの確保及びホース展張時の注意事項を社内標準への反映を実施するとともに、力量維持向上訓練にて同対策を周知・教育を行う。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
3	労働災害の撲滅に向けた取組み 「安全・あいさつ運動～現場の安全は俺にまかせろ！プロジェクト～」と称し、棒心の安全への熱い想いをポスター掲示し、安全に対するマインドの向上やガバナンス強化に向けて取り組む。	2021年12月より実施中	安全文化の醸成活動
4	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
5	A L A R A委員会の設置 効果的な被ばく低減を実現するために必要な方策について発電所大で検討し、取り組むことを目的として、A L A R A委員会を設置した。	2021年度 (第25回定期事業者検査) より実施中	放射線管理及び環境放射線モニタリング

※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、高浜3号機第4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	7.5E-7	3.7E-7	2.4E-7
		停止時	6.4E-7	-	-
	外部事象	地震	2.5E-7	1.5E-7	1.0E-7
		津波	1.2E-7	8.1E-8	5.0E-8
	合計	出力時 : 1.1E-6 停止時 : 6.4E-7	6.0E-7	3.9E-7	

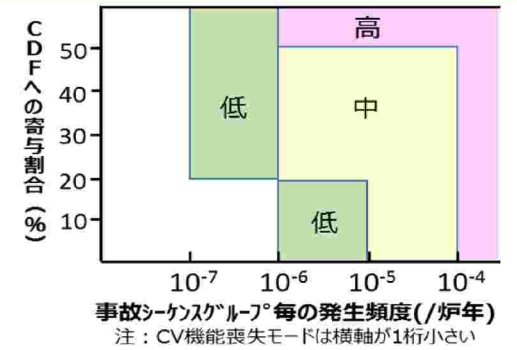
次頁以降のご説明事項

- 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ナリオグループ別・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】

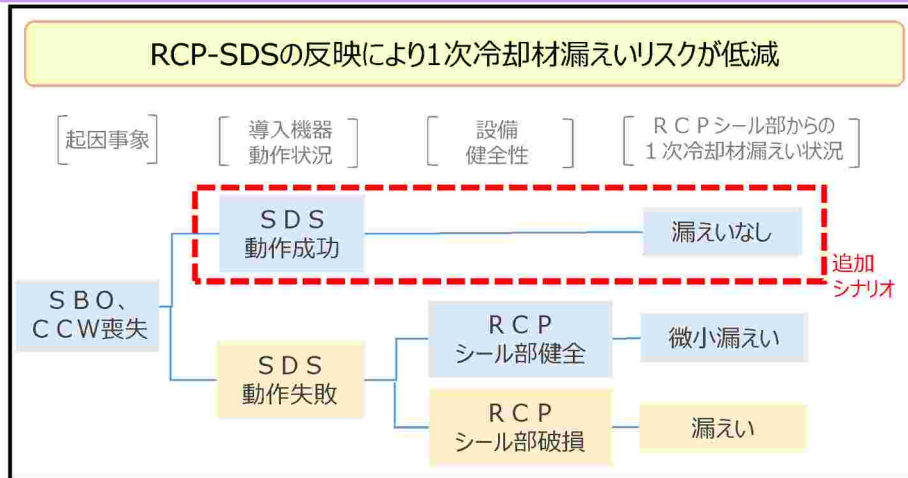
事故シーケンスグループ	内部事象 (出力時)	内部事象 (停止時)	地震	津波
2次冷却系からの除熱機能喪失	1.5E-7	9.0E-9	2.2E-8	ε
全交流電源喪失	1.2E-7	7.5E-8	1.4E-7 (55.1%)	1.2E-08
原子炉補機冷却機能喪失	4.8E-8	ε	5.7E-8	9.4E-08
原子炉格納容器の除熱機能喪失	6.8E-9	ε	2.0E-10	ε
原子炉停止機能喪失	1.0E-8		1.3E-9	
ECCS注水機能喪失	2.6E-7 (34.4%)	ε	1.7E-8	ε
ECCS再循環機能喪失	2.9E-8	ε	6.5E-9	ε
崩壊熱除去機能喪失(停止時)		4.3E-7 (67.2%)		
原子炉冷却材の流出(停止時)		1.3E-7 (20.3%)		
反応度の誤投入(停止時)		ε		
炉心損傷直結事象			6.4E-9	1.4E-8
格納容器バイパス	1.3E-7			
合計	7.5E-7	6.4E-7	2.5E-7	1.2E-7

【レベル2 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	1.1E-11	ε	ε
格納容器隔離失敗	6.9E-8 (28.4%)	3.7E-8 (35.5%)	2.6E-08 (53.3%)
水素燃焼	ε	ε	ε
水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損	4.0E-08	6.0E-8 (57.8%)	2.3E-08 (46.3%)
ベースマット溶融貫通	3.8E-10	4.0E-10	1.9E-10
水蒸気蓄積によるCV先行破損	2.5E-09	1.9E-10	ε
原子炉容器外水蒸気爆発	2.6E-10	5.4E-11	2.9E-11
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	5.3E-8 (22.0%)		
蒸気発生器伝熱管破損	7.7E-8 (31.8%)	2.6E-9	ε
格納容器過温破損	ε	4.9E-11	3.5E-11
格納容器直接接触	ε	ε	ε
地震によるCV先行機能喪失		3.8E-9	
合計	2.4E-07	1.0E-7	5.0E-8
放射性物質管理放出	1.3E-07	4.6E-8	3.1E-8

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	1.4E-07	1.7E-07
全交流電源喪失	9.4E-08	3.1E-07
原子炉補機冷却機能喪失	4.8E-08	3.1E-07
原子炉格納容器の除熱機能喪失	6.8E-09	6.8E-09
原子炉停止機能喪失	1.0E-08	1.0E-08
ECCS注水機能喪失	2.6E-07	2.6E-07
ECCS再循環機能喪失	2.9E-08	2.9E-08
格納容器バイパス	1.3E-07	1.3E-07
合計	7.2E-07	1.2E-06

【レベル2 PRA】

注：εは無視小(0.1%未満)。

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	1.1E-11	1.2E-11
格納容器隔離失敗	6.9E-08	8.9E-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	4.0E-08	8.7E-08
ベースマット熔融貫通	3.8E-10	6.3E-10
水蒸気蓄積によるCV先行破損	2.5E-09	3.5E-09
原子炉容器外水蒸気爆発	2.6E-10	4.5E-10
格納容器雰囲気直接加熱	ε	ε
インターフェイスフィルムLOCA	5.3E-08	5.3E-08
蒸気発生器伝熱管破損	7.7E-08	7.7E-08
格納容器過温破損	2.1E-11	4.8E-11
格納容器直接接触	ε	ε
合計	2.4E-07	3.6E-07
放射性物質管理放出	1.3E-07	2.5E-07

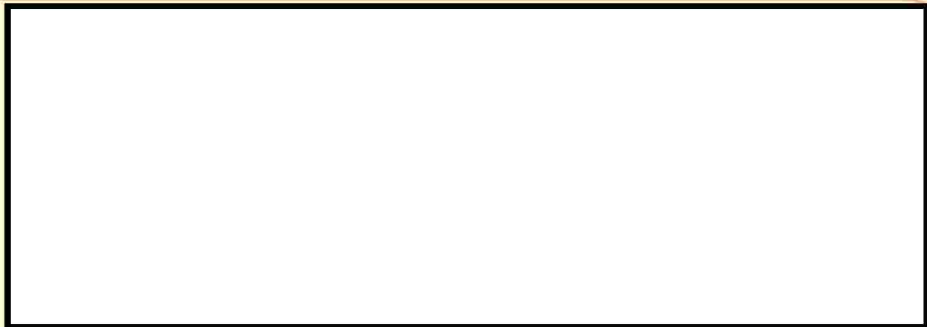
- ◆ RCPシールLOCAが発生する事故シーケンスグループである「全交流電源喪失」のCDFが7割程度低減し、「原子炉補機冷却機能喪失」のCDFが8割程度低減することが確認された。
- ◆ 全CDFは4割程度低減し、それに伴い管理放出を含まないCFFは3割程度低減することが確認された。

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	8.1E-7→ 7.5E-07 約1割削減	4.7E-7→ 4.1E-7 約1割削減	4.7E-7→ 2.5E-7 約5割削減
		停止時	2.1E-6→ 6.4E-07 約7割削減	—	—
	外部事象	地震	3.0E-7→ 2.5E-7 約2割削減	2.8E-7→ 1.5E-7 約5割削減	2.8E-7→ 1.0E-7 約7割削減
		津波	1.4E-7→ 1.2E-7 約1割削減	1.3E-7→ 8.1E-8 約4割削減	1.3E-7→ 5.0E-8 約6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、全CDFは1割程度低減することが確認された。

【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、主に「水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損」のCFFが低減し、管理放出を含まないCFFは6割程度低減することが確認された。

(1)クリフエッジ評価結果

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)	1.28G (原子炉格納容器)
	炉心(停止時)	1.28G (原子炉格納容器)
	CV	1.28G (原子炉格納容器)
	SFP	1.28G (原子炉格納容器) ※2
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)	15.0m (建屋シール) ※1
	炉心(停止時)	15.0m (建屋シール) ※1
	CV	15.0m (建屋シール) ※1
	SFP	15.0m (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)	1.28G (原子炉格納容器) ----- 15.0m (建屋シール) ※1
	炉心 (停止時)	1.28G (原子炉格納容器) ----- 15.0m (建屋シール) ※1
	CV	1.28G (原子炉格納容器) ----- 15.0m (建屋シール) ※1
	SFP	1.28G (原子炉格納容器) ※2 ----- 15.0m (CV損傷) ※2

第3回：1.26G
以下同じ

(2)クリフエッジへの随伴事象の影響確認結果

項目	随伴事象	クリフエッジへの影響評価結果
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。
	斜面崩壊	
	内部火災	
	外部火災	
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。
⑥地震・津波 重畳に対する 随伴事象	溢水	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。
	斜面崩壊	
	内部火災	
	外部火災	

(3)余裕時間評価の結果

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 5 時間の余裕があ ることを確認した

赤字：第3回評価からの変更点

※ 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。

【参考】 基準地震動：0.71G

基準津波高さ：+4.5m (取水口前面)

- ✓ 起因事象については、「外部電源喪失」に加え1.05Gで「原子炉補機冷却機能喪失」が発生する（第1回届出、第3回届出と同様）
- ✓ 地震PRAで実施した代表弁の精緻化（フジリティ評価における保守性の見直し）により、弁のHCLPFが1.26Gから1.95Gに向上することで、各ヘディングの代表機器（最弱機器）が変わり、でクリフエッジシナリオの耐力が向上した。（1.26G（代表弁）→1.29G（パワーセンタ））
- ✓ 当該起因事象が発生する地震加速度区分（1.05G～1.28G）において、収束シナリオ④が喪失しないことから、当該加速度区分では炉心損傷に至らず、次の加速度区分（1.28G～1.30G）で発生する起因事象「CV機能喪失直結（原子炉格納容器：HCLPF1.28G）」により、炉心損傷防止のクリフエッジ地震加速度は1.28Gと特定した。

以降、高浜3号機第4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。

【高浜3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）を行っていることから、特重施設の効果をモデル化した評価を実施。今回（第4回）届出において前回（第3回）の結果に加えて未実施であった項目の評価結果を記載。

【今回追加実施項目】

- ・PRA：内的事象（停止時）、外的事象（詳細評価）
- ・ST：地震、津波の随伴事象等

【参考：前回（第3回）での実施項目】

- ・PRA：内的事象（出力時）、外的事象（概略評価）
- ・ST：地震単独、津波単独、地震・津波重畳事象

○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。）に基づき評価を行うことを検討してまいりましたが、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、前回、高浜3号機を対象に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。

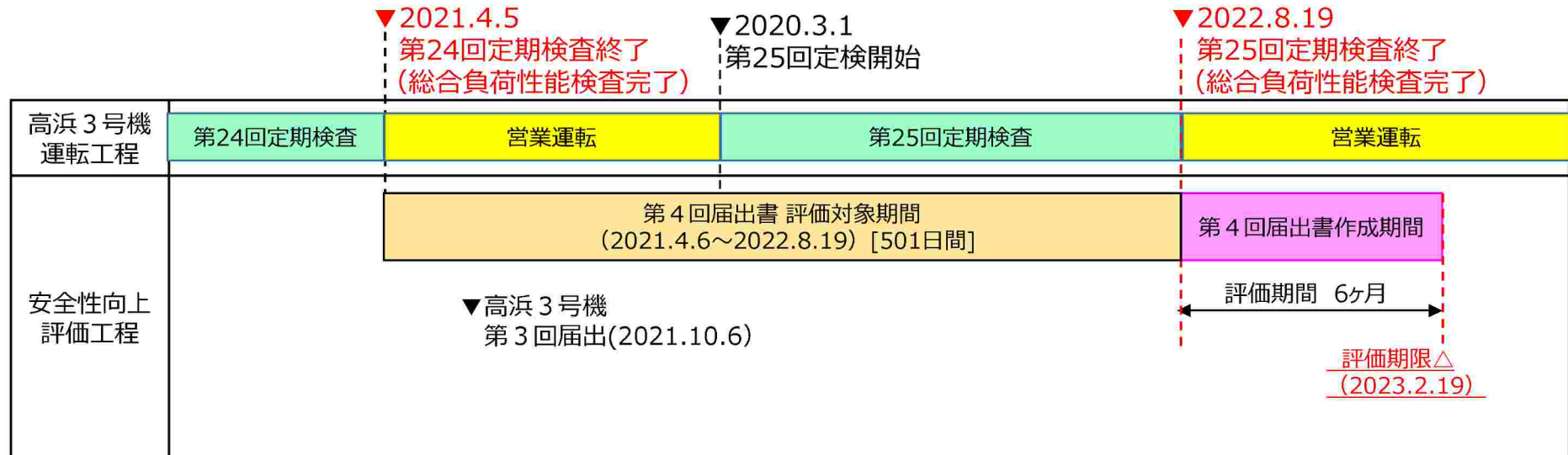
具体的な評価結果等について、今回、ご説明予定

○届出時期

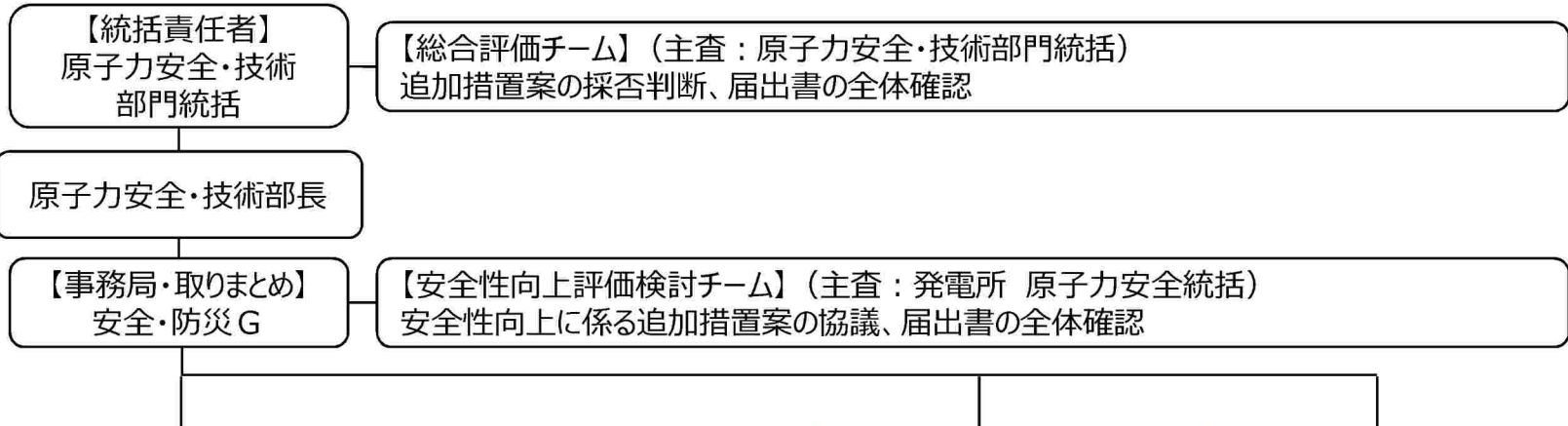
発電用原子炉ごとに、新規基準に適合したユニットを対象に、定期検査の終了後6ヶ月以内に評価し、遅滞なく原子力規制委員会に届出を行うとともに公表する。

⇒具体的な評価スケジュールを次頁に示す。

【高浜3号機の安全性向上評価（第4回）届出にかかる実績・予定】



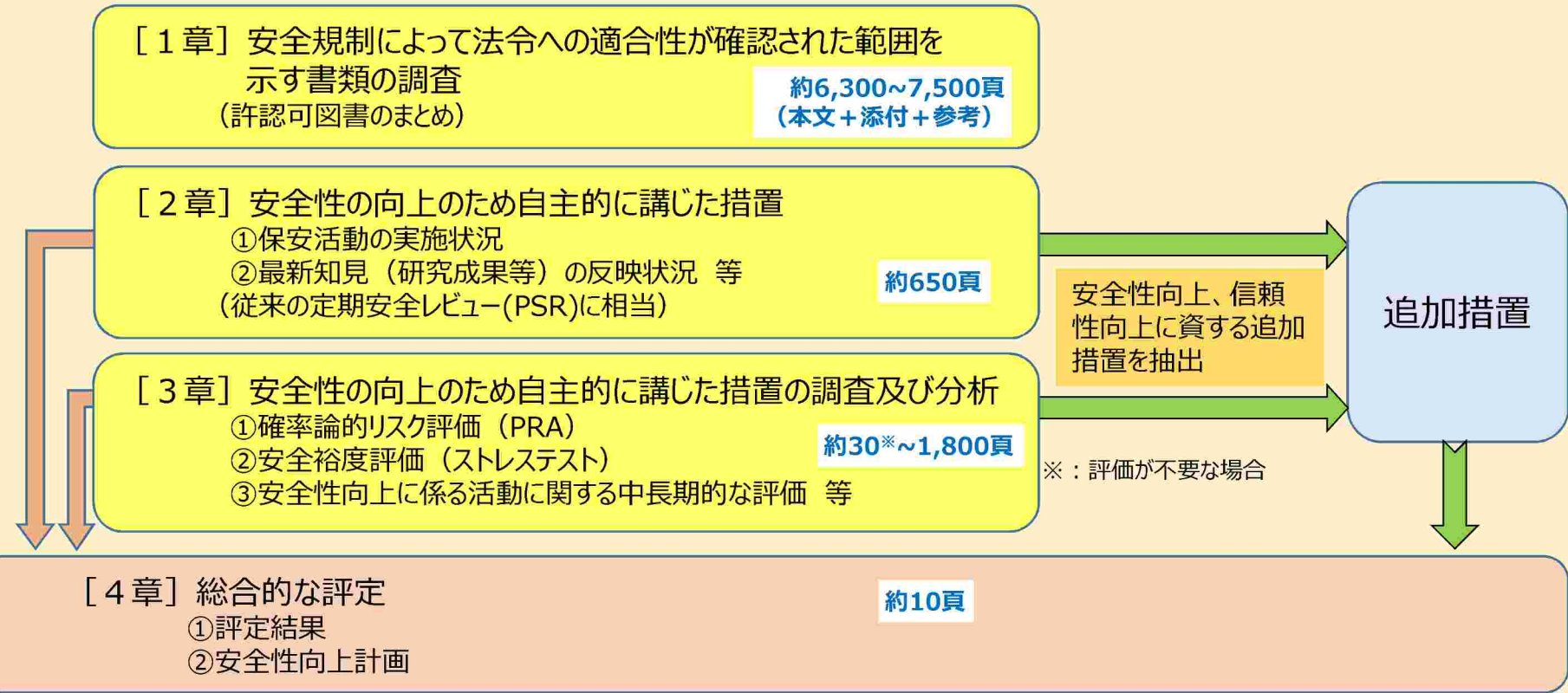
○高浜発電所3号機 安全性向上評価に係る実施体制※



届出書目次	届出書主担当箇所		「外部評価対応」	「公表・プレスに係る対応」		
	原子力事業本部	発電所				
「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」						
許認可図書のまとめ	・原子力安全・技術部門 ・土木建築室 ほか	設備所管課・室	・安全・防災G * 高浜3号機評価の外部評価は、以下の方に委嘱 (株) 原子力安全システム研究所 片岡 技術システム研究所所長 (阪大名誉教授) 小泉 社会システム研究所所長 (阪大名誉教授)	・地域共生G ・広報G ・技術運営G ・安全・防災G ・発電G ・高浜発電所 ・その他関係箇所		
「2章 安全性の向上のため自主的に講じた措置」						
・保安活動の実施状況 ・最新知見の反映状況 (従来の定期安全レビュー)	・原子力全部門	全課・室				
「3章 安全性向上のため自主的に講じた措置の調査及び分析」						
・安全評価 ・確率論的リスク評価 ・ストレステスト	・原子力安全・技術部門 ・原子力発電部門 ・土木建築室 ほか	技術課 (協力)				
・中長期評価	・原子力全部門	全課室				
「4章 総合的な評定」						
・評定結果 ・安全性向上計画	・原子力安全・技術部門					

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「実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。



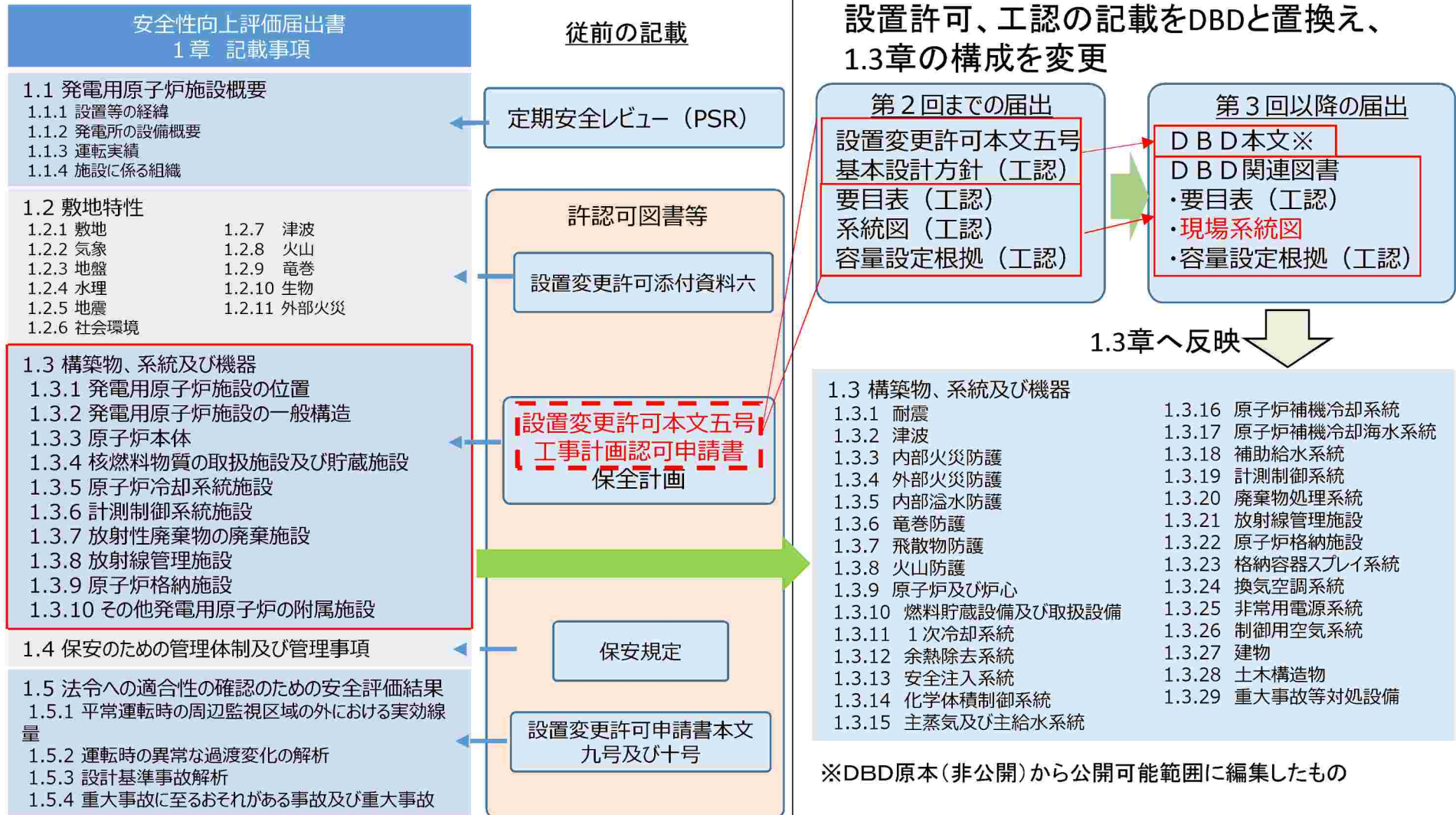
なお、

○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。
- 高浜4号第2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・整備完了したことを踏まえ、高浜3号では、第3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4月6日～2022年8月19日
（高浜3号機第24回定期事業者検査終了日翌日から第25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 ・: T3 (～第3回) で記載していたもの (更新部分は下線)
 ○: T4 (第3回) で新規記載したものと同一
 ◎: T3 (第4回) で新規記載

凡例:
 ○新規、 □進捗あり
 ▽変更なし、 -なし

評価項目	目的	主な実績と評価	追加措置案
①品質保証活動	原子力発電所の安全を達成・維持・向上させるため、品質マネジメントシステムを確立・実施し、評価確認し、継続的に改善を図る。	<ul style="list-style-type: none"> ・美浜 3 号機配管破損事故を踏まえ構築した、当社の品質保証活動の体制を、福島第一原子力発電所事故の発生を受け、体制の強化改善を図るとともに新規基準の導入や社達「原子力発電の安全性向上への決意」の制定に伴い、「品質方針」を適宜、見直しを行った。また、福島第一原子力発電所事故や新規基準導入に伴う教育・訓練を実施してきている。 ・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、事業者自ら原子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、試運用を行ってきた。 ・新しい検査制度導入 (2020年4月からの原子力規制検査) 後は、前記仕組みを反映した「是正処置プログラムに係る要綱」に基づき日々の活動を行っている。 	-
②運転管理	発電所の安全・安定運転の確保及び信頼性を確保するため、発電室員の技術力の維持・向上、及びヒューマンエラー防止に努める。	<ul style="list-style-type: none"> ・以下の取り組みにより、技術力の維持・向上を図るとともに、ヒューマンエラー防止に徹し、更にその成果として、1サイクルに亘り発電所の安全・安定運転を行った。 ・シビアアクシデント時のプラント挙動解析コード(M A A P)が導入されたシミュレータにより、炉心損傷後のシミュレータ訓練を継続的に実施。 ・運転員のパフォーマンスの更なる向上のための活動を継続的に実施。 <ul style="list-style-type: none"> ➢ 2022年5月にJANSIピアレビューの結果を踏まえて充実化を図った「期待事項」および反応度管理の分野で産業界に存在し続ける脆弱性に対処するため、原子力事業本部大で2021年9月に制定した「効果的な反応度管理のためのガイドライン」を目標とした運転管理に係るマネジメントオペレーション活動による改善活動 ◎発電室員の教育・訓練について以下のとおり改善を図った。 <ul style="list-style-type: none"> ➢ RCPシャットダウンシールが動作しない場合についても対応訓練を行うため、動作有無の2つのケースでの対応訓練について2022年4月に訓練内容に反映 ◎運転管理に係る設備・運用について以下のとおり改善を図った。 <ul style="list-style-type: none"> ➢ 1 相開放故障に係る対策として、新たな故障検知システムを設置し、即時の警報発信による検知が可能となり、検知時の対応も新たに定めた。 ➢ スチームコンバータを常時2台運転とする運用見直しを図り、プラント設備の運用に必要な補助蒸気が安定して供給できるようになり、スチームコンバータのトラブル発生時の運転員の負担が軽減した。 	-

凡例 ・ : T3 (～第3回) で記載していたもの (更新部分は下線)

○ : T4 (第3回) で新規記載したものと同一

◎ : T3 (第4回) で新規記載

凡例 :

○新規、 □進捗あり

▽変更なし、 -なし

評価項目	目的	主な実績と評価	追加措置案
③施設管理	発電所の設備の点検・補修・改良を行い、その機能の健全性の確認と信頼性の維持・向上を図る。	<ul style="list-style-type: none"> 蒸気発生器伝熱管の外表面減肉が認められた事象については、異物混入対策、管理強化等の対策を実施しているが、これまでの対策に加え、S / G 器内に残存するスケール及びスラッジを可能な限り取り除くため小型高圧洗浄装置を用いて管支持板上も含めた S G 器内の洗浄を行った。加えて薬品洗浄による稠密な性状スケールの脆弱化を実施した。 余熱除去系統の信頼性向上の観点より、低圧抽出ラインによる一次冷却材系統 (RCS) の圧力調整を、通常ラインでも可能となるよう、通常抽出ラインのオリフィス1台を通水量の大きいものに取替えを実施した。 ◎今後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取組みとして、デジタル安全保護系のソフトウェア共通要因故障 (以下「CCF」という。) 対策の観点より、CCF 対策設備から自動安全注入信号を発信させ高圧注入系および低圧注入系の工学的安全設備の起動信号を発信させる回路、格納容器隔離についても一部の隔離弁について自動隔離させる信号回路を改良設置する。 	<p>▽海水ポンプの軸受取替はポンプの分解周期に合わせて実施予定(2025年度:A)(B:2018年度、C:2012年度に実施済)</p> <p>○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 (2023年度)</p>
④燃料管理	燃料の取扱、運搬、貯蔵管理、検査、健全性の管理及び炉心管理などの一連の業務を適切に行い、燃料の健全性を確保する。	<ul style="list-style-type: none"> ・スウェーデン・リングハルス3号機にてフラマトム製の第二世代シールド燃料集合体 (SFA) における上部ノズルと燃料集合体の分離落下事象が発生した。三菱原子燃料(株)より、高浜3号機で使用しているフラマトム製燃料と当該のSFA燃料は炉内使用時間等が異なることから、同様の事象が発生することはないとの見解を得た。また、その後フラマトム社からも高浜3号機に搬入された同社製燃料は当該のSFA燃料に比べ、強度が高く、溶接面積が大きいことが確認され、同様の事象が発生するおそれはないことを確認した。 	-
⑤放射線管理	放射線業務従事者及び一般公衆に対して、法令に定められる線量限度を超える放射線被ばくを与えないことはもとより、ALARAの精神に基づき、受ける線量を合理的に達成可能な限り低くする。	<ul style="list-style-type: none"> ◎線量低減対策として、効果的な被ばく低減を実現するために必要な方策について発電所大で検討し、取り組むことを目的として、ALARA委員会を設置した。 	-

凡例 ・ : T3 (～第3回) で記載していたもの (更新部分は下線)

○ : T4 (第3回) で新規記載したものと同一

◎ : T3 (第4回) で新規記載

凡例 :

○新規、 □進捗あり

▽変更なし、 -なし

評価項目	目的	主な実績と評価	追加措置案
⑥放射性廃棄物管理	法令に定められる放射性廃棄物の濃度限度を遵守することはもとより、ALARAの精神に基づき放出量の低減に努め、一般公衆の受ける線量を合理的に達成可能な限り低くする。	<ul style="list-style-type: none"> 放射線管理要員の教育・訓練に加え、N R制度の普及に向けた活動の一環として2021年度から当社社員の新規配属者教育にN R制度に関する教育を取り入れたことにより、更なる放射性固体廃棄物の低減を図った。 ◎ A-廃棄物庫の管理区域境界線量当量率が管理区域設定目安線量値を超過した対応として、固体廃棄物貯蔵庫の点検に立ち合い、境界線量の測定方法などについて適切に教育が実施されていることを確認した。 	-
⑦非常時の措置	事故等発生時に、速やかにプラントを安全な状態に収束させ、状況の把握を行い、社内関係者への迅速な情報伝達、並びに予め整備した国、及び自治体への通報連絡を実施する。また、一般の方々にも適切に情報提供を行い、信頼を維持・構築する。	<ul style="list-style-type: none"> 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障害を入れ、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) を導入した。 ○給水手段の迅速化・効率化をするため、消防ポンプに代えて、送水車を重大事故等対処設備として導入。(2021年3月) ○1号機の新規制基準適合に伴い、当番体制を70名から100名に変更した。(2021年3月) ◎防災対応能力の向上策として、原子力防災訓練の反省事項等を踏まえ、現場活動に関する情報の一元的な管理を目的として、現場活動を管理する要員である現場調整者を中央に配置するよう緊急時対策所対策本部のレイアウト変更を実施する。 ◎2021年12月に発生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、以下4点を実施する。 <ul style="list-style-type: none"> ➢ホース展張車によるホース展張時に通信機器を活用したプレイヤー間の連携ツールを確保する。 ➢ホース展張時の注意事項を社内標準へ反映する。 ➢力量維持向上訓練にて同対策を周知・教育を行う。 ➢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。 	-
⑧安全文化醸成活動	組織及び組織を構成するトップから現場第一線までの一人ひとりが、安全最優先の意識を持って原子力発電所の安全を維持・改善するためのあらゆる活動に取り組んでいる状態であるよう、安全最優先の意識・行動を浸透させ、維持する。	<ul style="list-style-type: none"> ○継続的な安全文化評価 (年1回) を通じて、安全文化の要素である「トップのコミットメント」、「コミュニケーション」、「学習する組織」の3本柱について、安全文化評価の視点ごとに評価を行っている。 ○評価において見いだされた課題に対して、対応策が立案・実施されており、安全文化醸成活動の仕組みも適宜見直しながされ、適切に機能している。 ◎労働災害の撲滅に向けた取組みとして、2021年12月より、「安全・あいさつ運動～現場の安全は俺にまかせろ！プロジェクト～」と称し、棒心の安全への熱い想いをポスター掲示し、安全に対するマインドの向上やガバナンス強化に向けて取り組んでいる。 ◎安全文化評価の視点を14の視点から世界標準の10特性に変更する。これにより組織上の問題がシンプルな形で出てきて責任の主体が明確になる。一方で美浜3号機事故の反省を踏まえて策定した14の視点の良さを踏まえて、14の視点を盛り込む形で、10特性による評価手法について改善する工夫も行う。 ◎発電所のパフォーマンス改善活動の推進を目的とし、発電所のパフォーマンスを発電所幹部が様々な指標から包括的にレビューし、指導を行う会議としてパフォーマンスレビュー会議を設置する。 	○パフォーマンスレビュー会議の設置 (本格運用予定: 2023年度)

2章 安全性の向上のため自主的に講じた措置 [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4月6日～2022年8月19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

- ・高浜3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34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26回定検）の工事完了に向けて詳細設計を実施中。

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

高浜3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	14件
	国外	OECD/NEA, ENC, EPRI, PSAM他	0件	4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		14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	10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	9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		34件	39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

<今回の届出書記載概要>

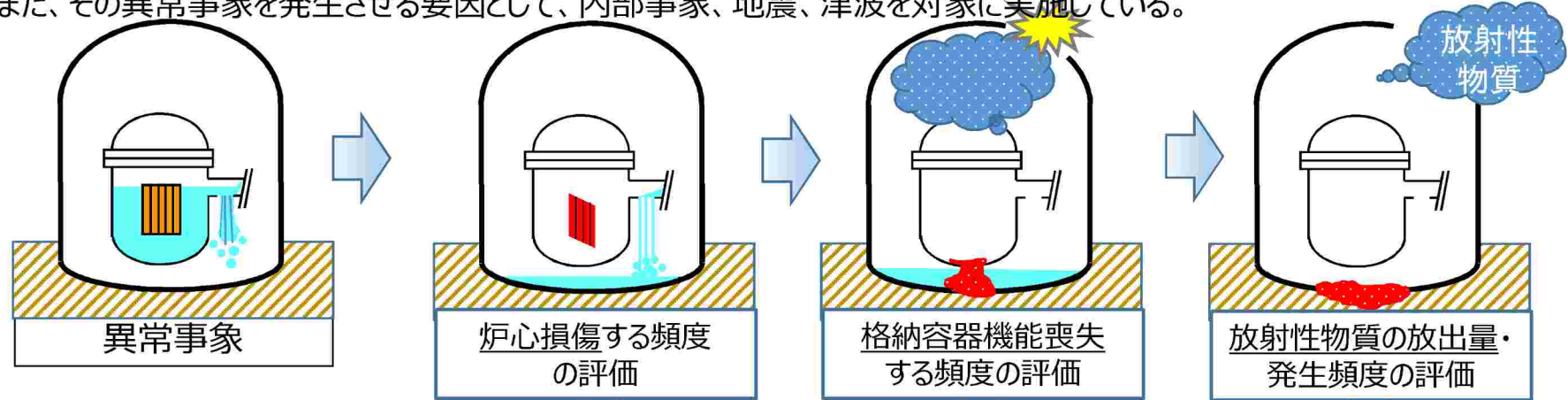
- 「①内部事象及び外部事象に係る評価」は、今回の評価期間に得られた科学的知見及び技術的知見に基づき、安全評価の前提となっている内部事象及び外部事象について変更がないことを確認した。
- 「②決定論的安全評価」の評価内容については、第1回届出時点以降、評価結果に影響を及ぼす大規模な工事等を行っていないため、改めて評価する必要はない※1。
- 「③内部事象及び外部事象にかかる確率論的リスク評価（PRA）」について、特重施設の設置に伴いPRA評価を実施。特重施設及びRCP-SDSを考慮した炉心損傷及び格納容器機能喪失のリスクについて詳細評価を実施した。なお、内的PRAについては前回評価から新規に評価をしているわけではなく稼働率を85%とした結果を記載したものである。
- 「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（随伴事象を含む）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。なお、地震STについては、前回評価からの更新事項として、地震PRAで実施した代表弁のフラジリティ評価の精緻化結果を反映した。

※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	7.5E-7	3.7E-7	2.4E-7
		停止時	6.4E-7	-	-
	外部事象	地震	2.5E-7	1.5E-7	1.0E-7
		津波	1.2E-7	8.1E-8	5.0E-8
	合計		出力時 : 1.1E-6 停止時 : 6.4E-7	6.0E-7	3.9E-7

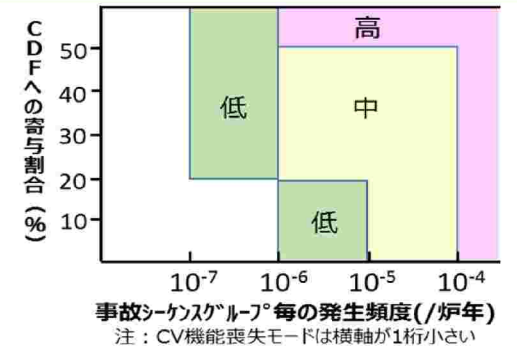
次頁以降のご説明事項

- 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】

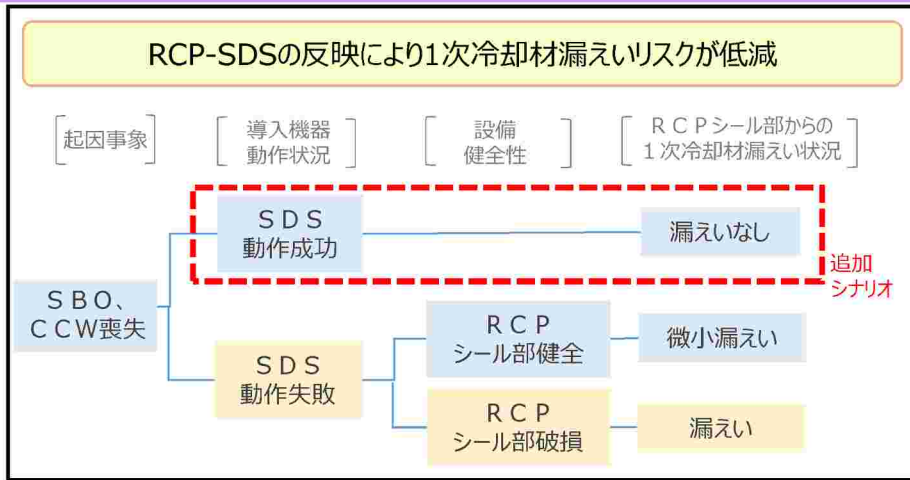
事故シーケンスグループ	内部事象 (出力時)	内部事象 (停止時)	地震	津波
2次冷却系からの除熱機能喪失	1.5E-7	9.0E-9	2.2E-8	ε
全交流電源喪失	1.2E-7	7.5E-8	1.4E-7 (55.1%)	なし→緑 1.2E-08
原子炉補機冷却機能喪失	4.8E-8	ε	5.7E-8	9.4E-08
原子炉格納容器の除熱機能喪失	6.8E-9	ε	2.0E-10	ε
原子炉停止機能喪失	1.0E-8		1.3E-9	
ECCS注水機能喪失	2.6E-7 (34.4%)	ε	1.7E-8	ε
ECCS再循環機能喪失	2.9E-8	ε	6.5E-9	ε
崩壊熱除去機能喪失(停止時)		4.3E-7 (67.2%)		
原子炉冷却材の流出(停止時)		1.3E-7 (20.3%)		
反応度の誤投入(停止時)		ε		
炉心損傷直結事象			6.4E-9	1.4E-8
格納容器バイパス	1.3E-7			
合計	7.5E-7	6.4E-7	2.5E-7	1.2E-7

【レベル2 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	1.1E-11	ε	ε
格納容器隔離失敗	6.9E-8 (28.4%)	3.7E-8 (35.5%)	2.6E-08 (53.3%)
水素燃焼	ε	ε	ε
水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損	4.0E-08	6.0E-8 (57.8%)	2.3E-08 (46.3%)
ベースマット溶融貫通	3.8E-10	4.0E-10	1.9E-10
水蒸気蓄積によるCV先行破損	2.5E-09	1.9E-10	ε
原子炉容器外水蒸気爆発	2.6E-10	5.4E-11	2.9E-11
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	5.3E-8 (22.0%)		
蒸気発生器伝熱管破損	7.7E-8 (31.8%)	2.6E-9	ε
格納容器過温破損	ε	4.9E-11	3.5E-11
格納容器直接接触	ε	ε	ε
地震によるCV先行機能喪失		3.8E-9	
合計	2.4E-07	1.0E-7	5.0E-8
放射性物質管理放出	1.3E-07	4.6E-8	3.1E-8

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	1.4E-07	1.7E-07
全交流電源喪失	9.4E-08	3.1E-07
原子炉補機冷却機能喪失	4.8E-08	3.1E-07
原子炉格納容器の除熱機能喪失	6.8E-09	6.8E-09
原子炉停止機能喪失	1.0E-08	1.0E-08
ECCS注水機能喪失	2.6E-07	2.6E-07
ECCS再循環機能喪失	2.9E-08	2.9E-08
格納容器バイパス	1.3E-07	1.3E-07
合計	7.2E-07	1.2E-06

【レベル2 PRA】

注：εは無視小(0.1%未満)。

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	1.1E-11	1.2E-11
格納容器隔離失敗	6.9E-08	8.9E-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	4.0E-08	8.7E-08
ベースマット熔融貫通	3.8E-10	6.3E-10
水蒸気蓄積によるCV先行破損	2.5E-09	3.5E-09
原子炉容器外水蒸気爆発	2.6E-10	4.5E-10
格納容器雰囲気直接加熱	ε	ε
インターフェイスフィルムLOCA	5.3E-08	5.3E-08
蒸気発生器伝熱管破損	7.7E-08	7.7E-08
格納容器過温破損	2.1E-11	4.8E-11
格納容器直接接触	ε	ε
合計	2.4E-07	3.6E-07
放射性物質管理放出	1.3E-07	2.5E-07

- ◆ 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8割程度低減することが確認された。
- ◆ 全CDFは4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	8.1E-7→ 7.5E-07 約1割削減	4.7E-7→ 4.1E-7 約1割削減	4.7E-7→ 2.5E-7 約5割削減
		停止時	2.1E-6→ 6.4E-07 約7割削減	—	—
	外部事象	地震	3.0E-7→ 2.5E-7 約2割削減	2.8E-7→ 1.5E-7 約5割削減	2.8E-7→ 1.0E-7 約7割削減
		津波	1.4E-7→ 1.2E-7 約1割削減	1.3E-7→ 8.1E-8 約4割削減	1.3E-7→ 5.0E-8 約6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、全CDFは1割程度低減することが確認された。

【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、主に「水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損」のCFFが低減し、管理放出を含まないCFFは6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。（T3#1にて抽出した追加措置の継続的取組み）

ソフト面

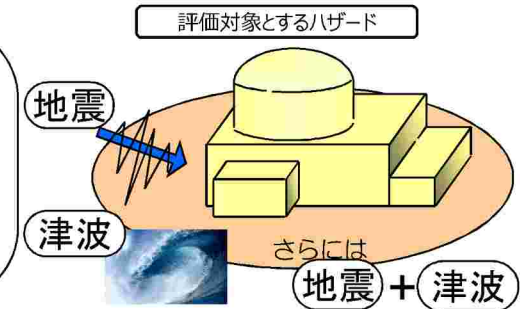
運転操作・事故時の活動において、さらなるプラントの信頼性・安全性向上のため、以下を実施。

- ・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

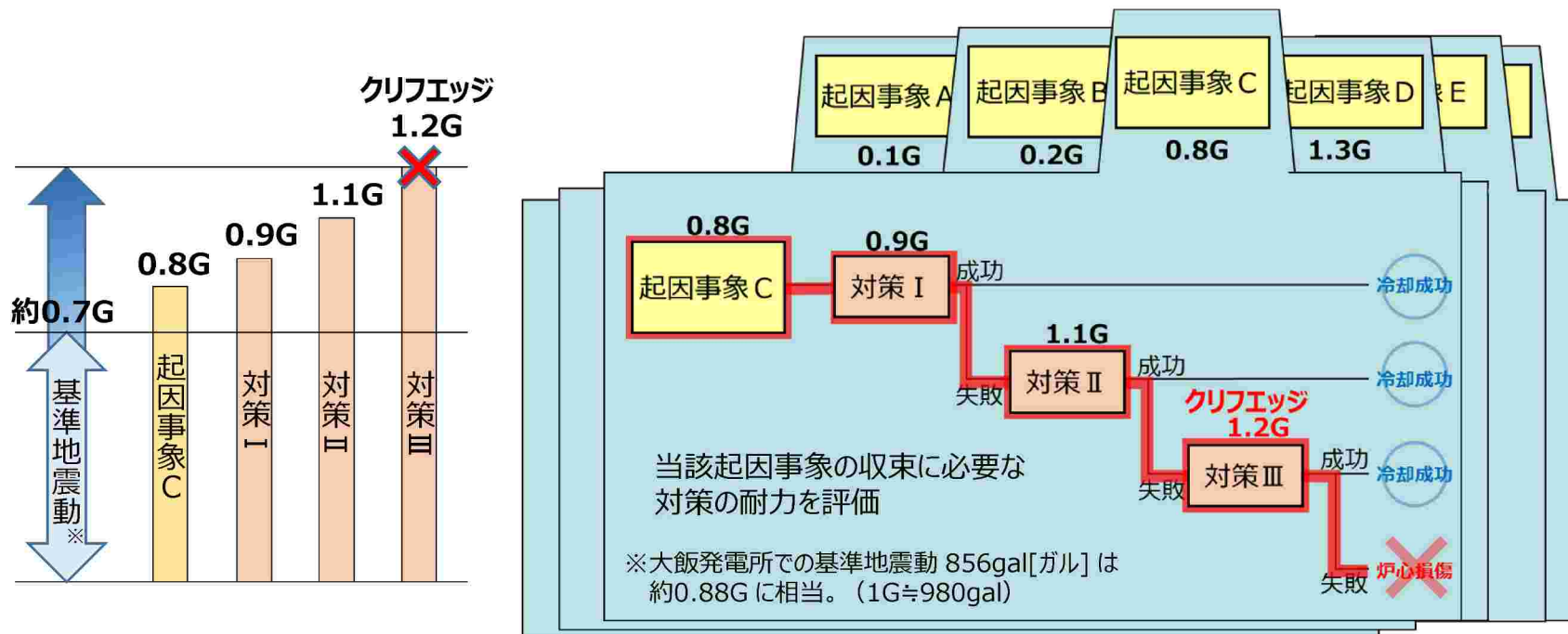
（代表的事故シナリオに登場する操作失敗等を、教育や訓練を通じて、把握すること自体が、リスク活用の一環であり、こういった活動を踏まえ、よりよいリスク活用について、検討していく。）

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、CV損傷防止対策の例)

15mを超える津波によって全ての対策が失敗して炉心損傷およびCV損傷に至る

- ✓ 起因事象については、「外部電源喪失」に加え1.05Gで「原子炉補機冷却機能喪失」が発生する（第1回届出、第3回届出と同様）
- ✓ 地震PRAで実施した代表弁の精緻化（フジリティ評価における保守性の見直し）により、弁のHCLPFが1.26Gから1.95Gに向上することで、各ヘディングの代表機器（最弱機器）が変わり、でクリフエッジシナリオの耐力が向上した。
（1.26G（代表弁）→1.29G（パワーセンタ））
- ✓ 当該起因事象が発生する地震加速度区分（1.05G～1.28G）において、収束シナリオ④が喪失しないことから、当該加速度区分では炉心損傷に至らず、次の加速度区分（1.28G～1.30G）で発生する起因事象「CV機能喪失直結（原子炉格納容器：HCLPF1.28G）」により、炉心損傷防止のクリフエッジ地震加速度は1.28Gと特定した。

- ✓ 出力時炉心損傷のクリフエッジ評価結果より、炉心損傷が発生する加速度が1.26Gから1.28Gとなった。
- ✓ 格納容器損傷については、1.28Gで炉心損傷に至ると同時に、
「CV機能喪失直結（原子炉格納容器：HCLPF1.28G）」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1.28Gとなる。
- ✓ 参考として、前回クリフエッジとなった加速度区分（起因事象：「外部電源喪失」+「原子炉補機冷却機能喪失」
（1.05G～1.28G））における代表弁の精緻化による影響確認結果を示す。

- ✓ 起因事象については、「外部電源喪失」に加え0.7Gで「SFP冷却機能喪失」が、1.05Gで「原子炉補機冷却機能喪失」が発生する。(第1回届出、第3回届出と同様)
- ✓ 代表弁の精緻化によって、「燃料取替用水ポンプによる注水」のヘディングの代表機器(最弱機器)が変わり、1.26G→1.29Gとなったが、クリフエッジシナリオについては第3回から変更なかった。
- ✓ 1.86GでSFP自体が損傷し、いずれの収束シナリオも成立しなくなるが、CV損傷に対するクリフエッジ地震加速度1.28Gを超える場合には、環境線量が極めて高くなり送水車によるSFP注水(海水)の実施が困難になる。従ってSFP損傷防止対策のクリフエッジ地震加速度は、CVと同じ1.28Gと特定した。(第1回、第3回届出と同様の理由)

- ✓ 起因事象については、「外部電源喪失」に加え1.05Gで「原子炉補機冷却機能喪失」が発生する（第1回、第3回届出と同様）
- ✓ 代表弁の精緻化（1.26G→1.95G）により、①クリフエッジシナリオの耐力が1.26G(代表弁)→1.29G(パワーセンタ)に向上した。
- ✓ また、起因事象「余熱除去機能喪失」及び「原子炉冷却材圧力バウンダリの喪失」を引き起こす設備として代表弁（HCLPF1.26G）と整理されていたが、代表弁の精緻化により、②起因事象が発生する地震加速度が、「余熱除去機能喪失（1.26G→1.95G）」、「原子炉冷却材圧力バウンダリの喪失（1.26G→1.53G）」に向上した。
- ✓ 以上、①、②より、当該起因事象が発生する加速度区分（1.05G～1.28G）において、収束シナリオ②が喪失しないことから、当該加速度区分では炉心損傷に至らず、次の加速度区分（1.28G～1.30G）で発生する起因事象「CV機能喪失直結（原子炉格納容器：HCLPF1.28G）」により、炉心損傷防止のクリフエッジ地震加速度は1.28Gと特定した。

<第3回届出の結果から変更なし>

- ✓ 想定を超えて津波高さレベルを上げた場合、15m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い、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。
- ✓ 15m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)の機器のほとんどが水没することで、炉心損傷およびCV破損を防止するための緩和機能が喪失して、炉心損傷→CV破損に至る。運転停止中についても同様に、15m以上で炉心損傷に至る。
- ✓ SFPについては、タンクローリーの設置高さである15.0m以上で送水車による海水注水(SFP)機能が喪失し、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	緩和機能の有無	炉心損傷防止	CV破損防止	SFP損傷防止
～8m未満	なし	なし	(不要)	○	○	○
8～15m未満	海水ポンプ(防潮ゲートを越え敷地内へ浸水)	補機冷却機能喪失、過渡事象※1、主給水喪失※1、SFP冷却機能喪失※3	○	○	○	○
15～32m未満	建屋シール(建屋内(CV外)のほぼ全ての機器が水没し、炉心損傷及びCV破損を防止する緩和機能が喪失)	補機冷却機能喪失、過渡事象※1、主給水喪失※1、外部電源喪失、RHR機能喪失※2、RCSバウンダリ機能喪失※2、低温過加圧※2、水位維持失敗※2、反応度誤投入※2、炉心損傷直結※1※2 (※1：出力運転時 ※2：運転停止中 ※3：SFP)	×	×	×	×

(1)クリフエッジ評価結果

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)	1.28G (原子炉格納容器)
	炉心(停止時)	1.28G (原子炉格納容器)
	CV	1.28G (原子炉格納容器)
	SFP	1.28G (原子炉格納容器) ※2
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)	15.0m (建屋シール) ※1
	炉心(停止時)	15.0m (建屋シール) ※1
	CV	15.0m (建屋シール) ※1
	SFP	15.0m (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)	1.28G (原子炉格納容器) ----- 15.0m (建屋シール) ※1
	炉心 (停止時)	1.28G (原子炉格納容器) ----- 15.0m (建屋シール) ※1
	CV	1.28G (原子炉格納容器) ----- 15.0m (建屋シール) ※1
	SFP	1.28G (原子炉格納容器) ※2 ----- 15.0m (CV損傷) ※2

第3回：1.26G
以下同じ

(2)クリフエッジへの随伴事象の影響確認結果

項目	随伴事象	クリフエッジへの影響評価結果
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。
	斜面崩壊	
	内部火災	
	外部火災	
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。
⑥地震・津波 重畳に対する 随伴事象	溢水	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。
	斜面崩壊	
	内部火災	
	外部火災	

(3)余裕時間評価の結果

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5時間の余裕があることを確認した

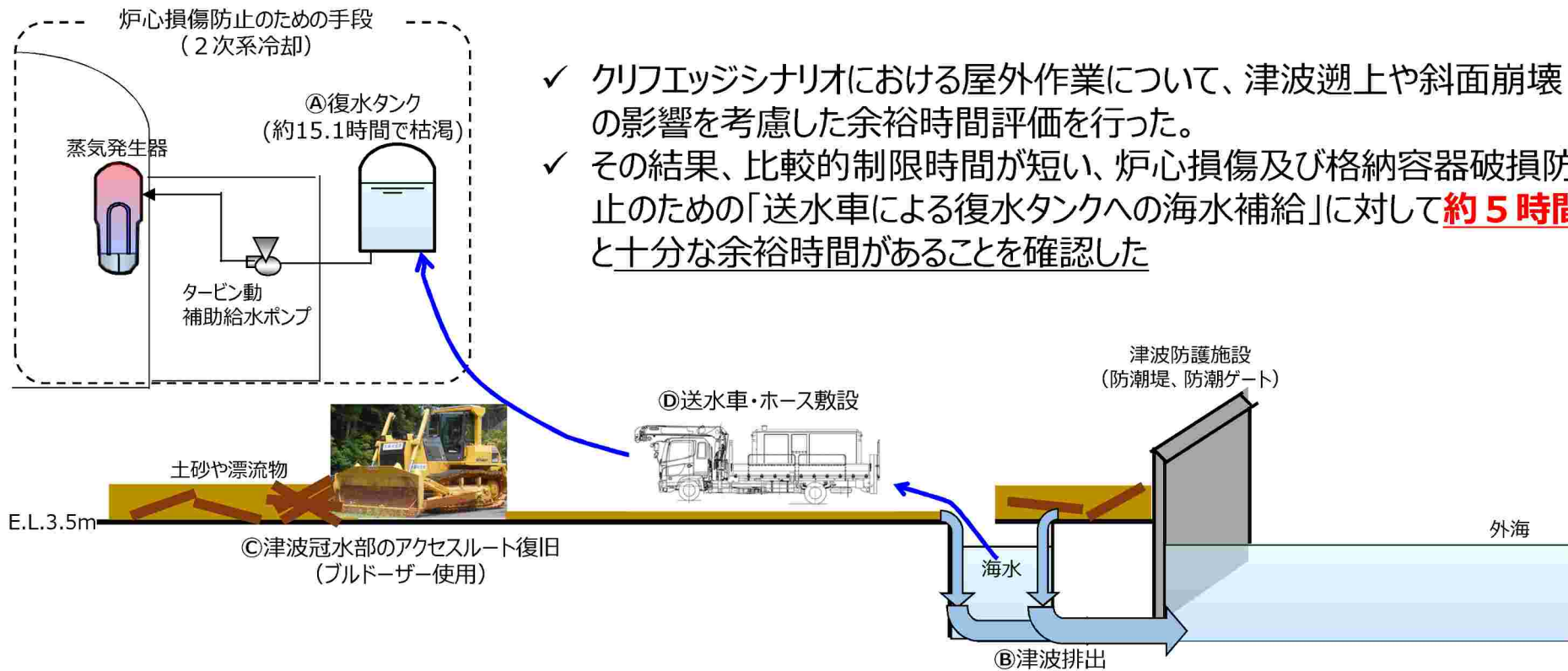
赤字：第3回評価からの変更点

※1：遡上の影響を考慮した値。

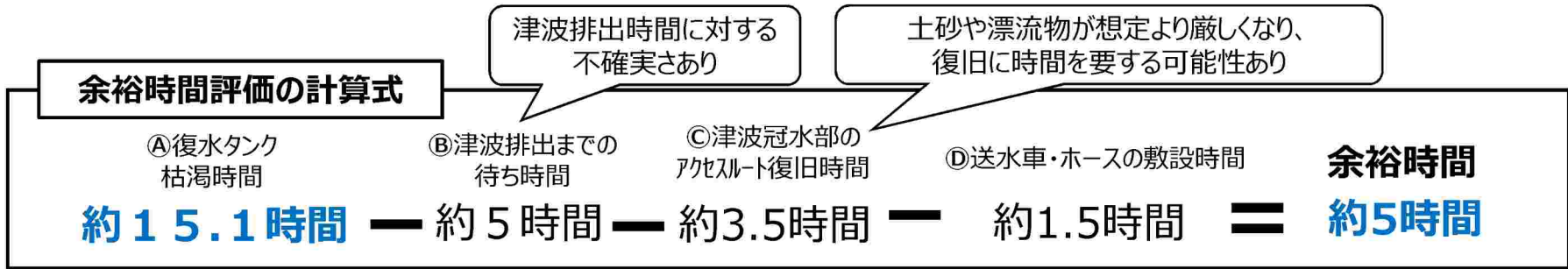
※2：CVが損傷すると屋外作業が困難となることから、CVクリフエッジと同じとなる。

【参考】 基準地震動：0.71G

基準津波高さ：+4.5m (取水口前面)

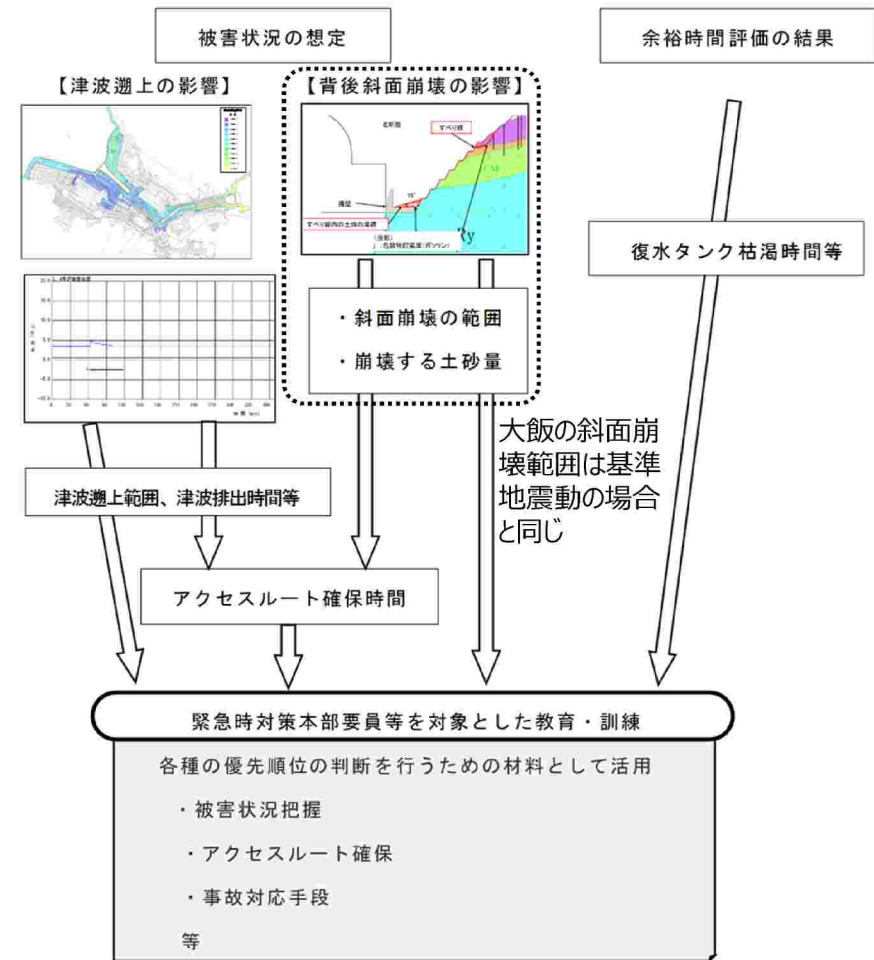


- ✓ クリフエッジシナリオにおける屋外作業について、津波遡上や斜面崩壊の影響を考慮した余裕時間評価を行った。
- ✓ その結果、比較的制限時間が短い、炉心損傷及び格納容器破損防止のための「送水車による復水タンクへの海水補給」に対して**約5時間**と十分な余裕時間があることを確認した



○緊急時対策本部要員等を対象とした
教育・訓練への活用
 （T3#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件事象等が発生し、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。



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。
- ✓ 以下の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燃料取扱建屋の46cmとなる。この値は設計基準値(27cm)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、高浜3号機の本評価を実施。

○ 評価対象期間

今回の本評価は2015年2月26日(高浜3号新規規制基準に係る適合検査合格日)から2022年8月19日(第25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？

○ 高浜3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、高浜3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。

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。

<①今回の評価で新たに抽出した追加措置>

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 (第26回定期事業者検査)	施設管理 新知見
2	パフォーマンスレビュー会議の実施 発電所のパフォーマンス改善活動の推進を目的とし、発電所のパフォーマンスを発電所幹部が様々な指標から包括的にレビューし、指導を行う会議体を設置する。	2023年度より 本格運用開始予定	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

※総合評価チームによる追加措置決定時点（2022年12月26日）の状況

前回（第3回）届出までに、保安活動全般、確率論的リスク評価（PRA）、安全裕度評価（ストレステスト）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について、その実施状況を示す。

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、T3#1にて抽出した追加措置について継続的に取組む。

<②前回までに抽出した追加措置の実施状況（今後実施予定）>

No.	追加措置	実施時期（予定） （第3回届出時）	実施時期（予定）※ （今回届出時）	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。	対象となる海水ポンプの分解点検に合わせて実施 Aポンプ：第28回定期事業者検査時に実施予定	変更なし	施設管理

<③前回までに抽出した追加措置の実施状況（措置実施済）>

No.	追加措置	実施時期 （第2回届出時）	実施状況※	評価分野
1	抽出水オリフィス取替 余熱除去システムの信頼性向上の観点より、通常抽出ラインのオリフィス1台を通水量の大きいものに取替え	第25回定期事業者検査	第25回定期事業者検査（2021年度）にて導入済み	施設管理

④評価対象期間中に実施された新たな取組み（他プラントで抽出された追加措置）

前回（第3回）評価を行った後、今回（第4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、「他プラントで抽出された追加措置」について高浜3号機にも取り入れられた取組みを以下に記載する。

No.	追加措置	抽出号機	実施時期	評価分野
1	パフォーマンスレビュー会議の実施 発電所のパフォーマンス改善活動の推進を目的とし、パフォーマンスに着眼して議論を行い、発電所幹部が直接パフォーマンスの状況を確認し、指導を行う会議体を設置する。	大飯4号 第2回届出	本届出において、新たな追加措置として抽出した。	安全文化の 醸成活動

⑤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3回）評価を行った後、今回（第4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、高浜3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	防災対応能力の向上策 原子力防災訓練の反省事項等を踏まえ、現場活動に関する情報の一元的な管理を目的として、現場活動を管理する要員である現場調整者を中央に配置するよう緊急時対策所対策本部のレイアウト変更を実施する。	2022年度実施	非常時の措置
2	防災対応時の作業員の安全対策の改善 2021年12月に発生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
3	労働災害の撲滅に向けた取組み 「安全・あいさつ運動～現場の安全は俺にまかせろ！プロジェクト～」と称し、棒心の安全への熱い想いをポスター掲示し、安全に対するマインドの向上やガバナンス強化に向けて取り組む。	2021年12月より実施中	安全文化の醸成活動
4	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
5	A L A R A委員会の設置 効果的な被ばく低減を実現するために必要な方策について発電所大で検討し、取り組むことを目的として、A L A R A委員会を設置した。	2021年度 (第25回定期事業者検査) より実施中	放射線管理及び環境放射線モニタリング

※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. 高浜3号機の緩和対策実施状況

当社は、ATENAの確認要領に基づき、高浜3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	高浜3号機の詳細設計の作成	2023年 2月 予定
5	要件整合報告書の作成及びATENAへの提出	2023年 4月 予定
6	対策工事・検査の実施	2023年度 (第26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. 高浜3号機の緩和対策（今回の改造概要）

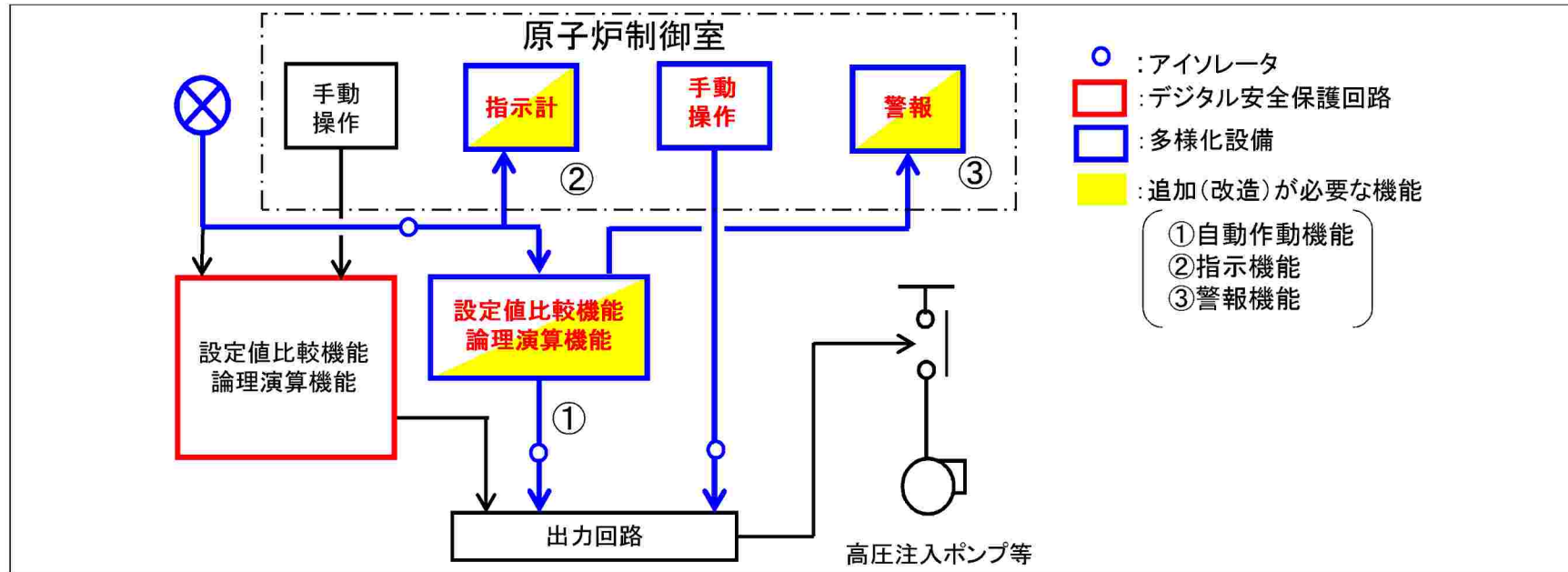
- 当社は従来より、高浜3号機にソフトウェア共通要因故障を想定したアナログ構成の多様化設備を自主的に設置していた。
- 今回の緩和対策では、ATENAの技術要件書を踏まえて、デジタル安全保護回路でのソフトウェアCCF※1発生時に大中破断LOCA※2事象が重畳した場合を想定した追加機能として、加圧器圧力異常低の信号による自動安全注入機能追加等の多様化設備※3への改造を実施する。

※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>原子炉保護系計器ラック (デジタル)</p> <p>原子炉安全保護装置盤 (アナログ)</p> <p>安全保護アナログ盤 (アナログ)</p> <p>安全保護系補助リレーラック (デジタル)</p> <p>原子炉トリップ 主蒸気隔離弁等</p> <p>デジタル設備 (青)</p> <p>アナログ設備 (白)</p>	<p>安全保護系 多様化設備</p> <p>加圧器圧力等</p> <p>原子炉保護系計器ラック (デジタル)</p> <p>原子炉安全保護装置盤 (アナログ)</p> <p>安全保護アナログ盤 (アナログ)</p> <p>安全保護系補助リレーラック (デジタル)</p> <p>原子炉トリップ 主蒸気隔離弁等</p> <p>加圧器圧力異常低設定の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 (青)</p> <p>アナログ設備 (白)</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） ・加圧器圧力異常低にて自動安全注入および自動格納容器隔離

4. 高浜3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 ・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 ・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	・多様化設備作動 ・加圧器圧力低(原子炉トリップ等) ・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 ・加圧器圧力異常低(安全注入作動)
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		
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		

※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。

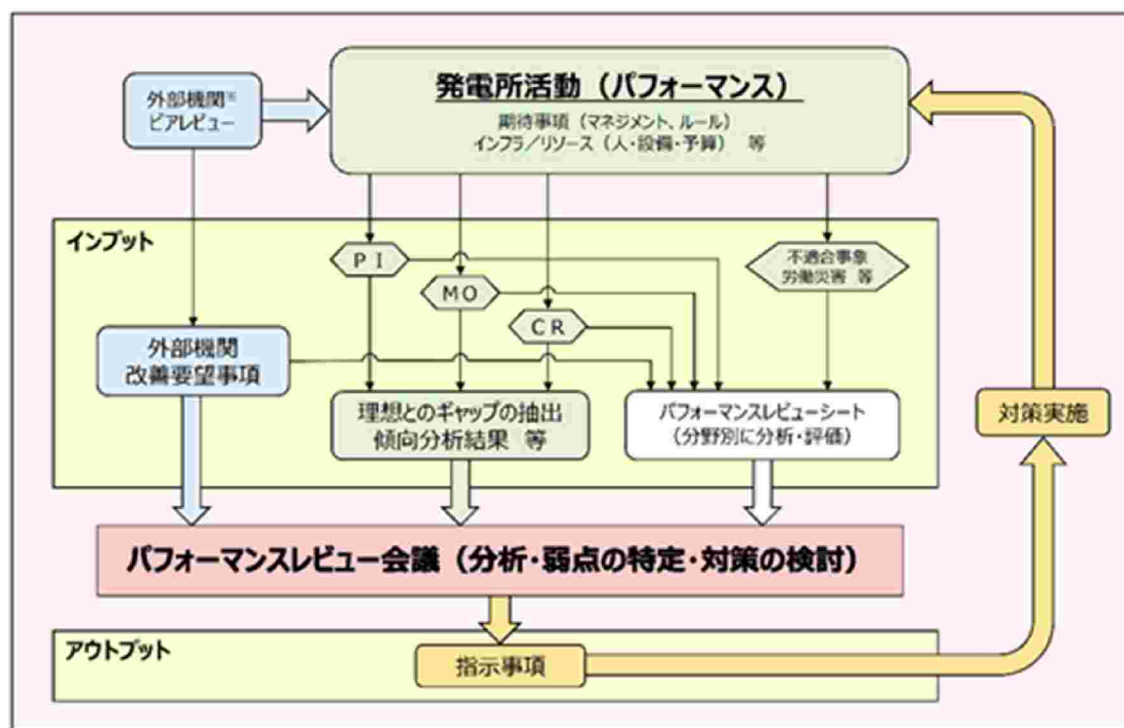
○目的

発電所のパフォーマンスの評価が重要であることを認識し、発電所のパフォーマンスを発電所幹部が様々な指標から包括的にレビューし、指導を行う会議体を設けることで、発電所のパフォーマンス改善活動の推進を図る。

○概要

発電所活動について、以下の項目を議題として、理想とのギャップや傾向分析結果等から弱点の特定等を行うために発電所幹部が議論する。その結果、発電所活動に対する指示事項がアウトプットとして出され、その指示に基づいた対策を実施することで、パフォーマンスの改善を図る。

- PI（パフォーマンス指標）結果の確認、劣化傾向がある指標への対策状況の確認
- MO（マネジメント・オブザベーション；現場観察）の状況および有効性の確認
- CR（状態報告）の状況および登録状況からの分析結果の確認
- ピアレビューによるAFI（要改善事項）に対する対応状況のフォロー
- パフォーマンスレビューシートを活用し、発電所の活動を横断的にみて、発電所活動の劣化分野が無いかを確認



【パフォーマンス改善活動のイメージ】

【PRA】

●ハザードによる差異

特に大飯サイトの津波ハザードは全体的に高浜サイトより低く、リスク重要度「低」未満となった

(例として、5m津波の超過発生頻度は、高浜サイトが $1.0E-5$ 程度なのに対し、大飯サイトでは $1.0E-6$ 程度と1桁程度の差がある)

【ST】

●それぞれ以下の要因によりクリフエッジが向上

大飯4号：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

(高浜3号については、「メタクラ室」が「建屋シール高さ」より低く、メタクラ室が水没すると、炉心損傷・CV破損直結事象となるため津波クリフエッジは変わらない)

高浜3号：地震PRAで実施した代表弁フラジリティ精緻化の反映により、地震クリフエッジが1.26G(代表弁)から1.28G(原子炉格納容器)に向上

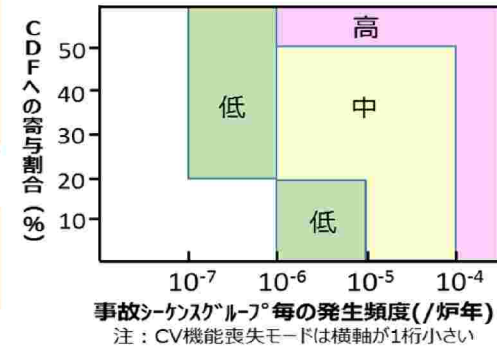
(大飯4号については、代表弁のフラジリティがもともと強く(2G以上)クリフエッジに影響しない)

T3#1

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) (2/3)]
 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)

参考3(2/2)

レベル1 PRA及び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値等及び各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」、緑色ハッチング部：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	9.6E-8	4.4E-9	3.0E-9	ε
全交流電源喪失	1.4E-7	1.1E-7	6.6E-8	1.6E-8
原子炉補機冷却機能喪失	7.2E-8	3.2E-9	3.2E-8	1.2E-7 (75.0%)
原子炉格納容器の除熱機能喪失	5.3E-9		ε	
原子炉停止機能喪失	1.1E-9		1.3E-9	
ECCS注水機能喪失	3.3E-7 (45.8%)		1.1E-9	
ECCS再循環機能喪失	5.4E-8		3.0E-12	
格納容器バイパス	2.2E-8			
崩壊熱除去機能喪失(停止時)		1.5E-7 (22.1%)		
原子炉冷却材の流出(停止時)		4.1E-7 (60.3%)		
反応度の誤投入(停止時)		9.1E-9		
炉心損傷直結事象			5.0E-9	1.7E-8
合計	7.2E-7	6.8E-7	1.1E-7	1.6E-7

【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	2.7E-11	ε	2.1E-12
格納容器隔離失敗	1.4E-8	2.2E-8 (33.3%)	2.5E-8 (20.8%)
水素燃焼	ε	ε	ε
水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損	1.3E-7 (76.5%)	3.8E-8 (57.6%)	8.7E-8 (72.5%)
ベースマツト溶融貫通	2.7E-9	1.5E-9	1.6E-9
水蒸気蓄積によるCV先行破損	4.2E-9	3.1E-10	3.0E-9
原子炉容器外水蒸気爆発	3.4E-10	3.7E-12	4.7E-11
格納容器雰囲気直接加熱	0	0	0
インターフェイスシステム LOCA	4.0E-9		
蒸気発生器伝熱管破損	1.8E-8	2.0E-9	3.0E-11
過温破損	6.5E-11	3.2E-11	1.5E-10
溶融物直接接触	ε	ε	ε
地震によるCV先行機能喪失		3.0E-9	
合計	1.7E-7	6.6E-8	1.2E-7

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

