

美浜3号機 安全性向上評価（第1回）届出書の概要

関西電力株式会社
2023年4月24日

➤ 美浜3号機第1回評価の主な内容

- ◆ **評価対象期間**は2015年4月1日（第3回定期安全レビュー評価対象期間の終了日翌日）～2022年9月26日（第26回定検 総合負荷検査完了日）の**計2,736日**であり、**評価完了期限は2023年3月26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、先行プラントの届出と同様に、DBDを活用。
→右肩35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**5件（仮設中圧ポンプ使用可能条件の手順書類への反映、CCF対策の実施等）抽出**した。
→右肩36～39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、美浜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**137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**3件（CCF対策の実施、RCPシャットダウンシールの導入等）追加措置として抽出**した。
→右肩40,41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について、**SA対策設備及び特重施設を考慮した内的PRA（出力時・停止時）及び外的PRA（地震・津波）評価を実施した。**また、STについては、**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、評価を実施した。**なお、STのうち、今回実施していない評価項目については、次回（第2回）にて実施予定。

結果の概要は、以下の通り

→右肩42～60頁参照

【PRA】

- SA対策設備・特重施設の導入により、重要度「中」、「低」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。
- 追加措置として**ハード対策2件（ECCS再循環自動切替の導入、RCP-SDSの導入）、ソフト対策1件（教育・訓練へのリスク情報の活用）を抽出。**

【ST】

- 地震単独クリフエッジ評価結果は、炉心及びCVで1.18G（SG）、SFPで1.18G（CV損傷）。
- 津波単独クリフエッジ評価結果は、炉心及びCVで9.4m（建屋シール）、SFPで9.4m（CV損傷）。
- 地震と津波の重畳クリフエッジ評価結果は、単独事象の評価結果を踏まえて、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。

- ◆ 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8件が抽出^{※3}されたことから、安全性向上計画を策定した。** →安全性向上計画：右肩3～18頁参照
また、評価期間中に実施された新たな取組みとして、**他プラントで抽出された追加措置が13件、美浜3号機の保安活動を通じて実施された取組み^{※4}が7件。** →4章の詳細：右肩61～69頁参照

※3：8件の内、第2章の保安活動と新知見から得られた2件（CCF対策、1相開放故障検知システム設置）及び第2章の新知見と第3章から得られた1件（RCP-SDS）は、同一件名である。

※4：他プラントで抽出された追加措置以外の件名。

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> (1/2)

No.	追加措置	実施時期(予定)※	評価分野
1	抽出水オリフイス取替 通常の抽出ラインに設置している3台のオリフイスのうち、A抽出水オリフイスを通水量の大きいものに取り替える。	2023年度 (第27回定期事業者検査)	施設管理
2	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27回定期事業者検査)	施設管理 新知見
3	1相開放故障検知システム設置 所内母線の安定化（所内への異常拡大防止）を図るため、所内母線への1相開放故障検知システムを設置する。	2023年度 (第27回定期事業者検査)	施設管理 新知見
4	仮設中圧ポンプ使用可能条件の手順書類への反映 仮設中圧ポンプの使用可能条件を手順書類へ反映する。	2022年12月	運転管理
5	非常時における電源と設備の組み合わせの多様化 非常時の対応として、重大事故等対処設備の電源による設計基準事故対処設備の活用、および設計基準事故対処設備の電源による重大事故等対処設備の活用のために、電源容量を考慮したうえで起動できる設備を選定するための検討手順を作成する。	2023年度中	非常時の 措置

※総合評価チームによる追加措置決定時点（2023年1月11日）の状況

<①今回の評価で新たに抽出した追加措置> (2/2)

No.	追加措置	実施時期(予定)※	評価分野
6	ECCS再循環自動切替装置の導入 ECCS再循環切替操作に係る信頼性向上のため、自動切替装置を導入する。	2025年度以降 実施予定	確率論的 リスク評価
7	RCPシャットダウンシールの導入 全交流電源喪失時の対応能力向上及び信頼性向上を図るため、シャットダウンシールを導入する。	2025年度以降 実施予定	確率論的 リスク評価 新知見
8	運転員及び緊急安全対策要員を対象とした教育・訓練へのリスク情報の活用 リスク情報（PRAから得られる重要シナリオやリスク上重要度が高い操作）を活用した教育・訓練を実施することで運転員及び緊急安全対策要員の意識を高め、事故対応能力を向上する。	2023年度中 活用開始予定	確率論的 リスク評価

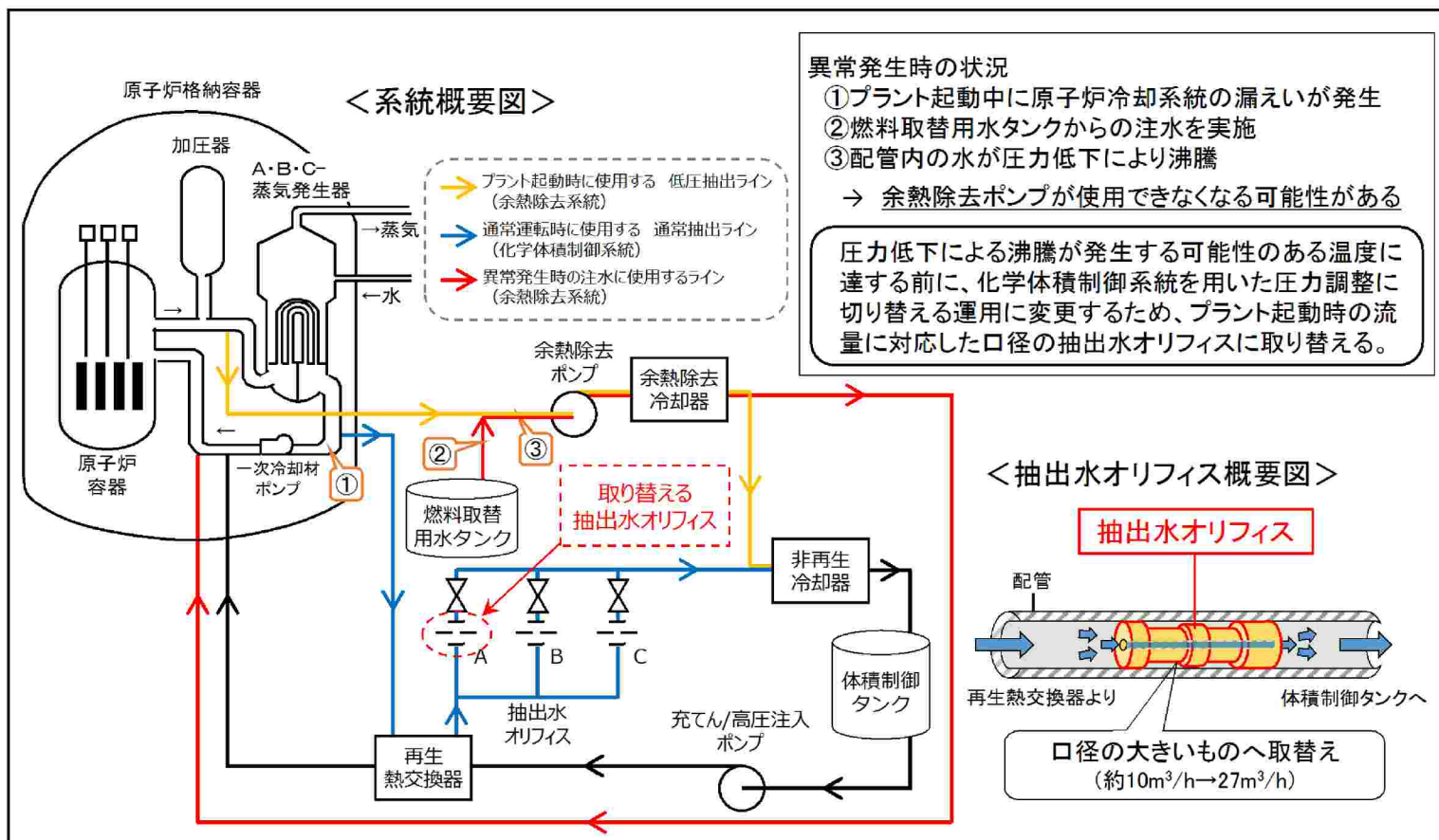
※総合評価チームによる追加措置決定時点（2023年1月11日）の状況

○ 目的

余熱除去システムの信頼性向上（プラント起動時（低温状態での余熱除去ポンプ使用時）に発生する可能性が否定できない余熱除去系統配管内蒸気ボイドにより、余熱除去系統機能不全となる可能性を回避）の観点より、プラント起動時に使用する低圧抽出ラインによる原子炉冷却系統（RCS）の圧力調整を、通常運転時に使用する通常抽出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り替える。

○ 概要

通常の抽出ラインに設置している3台のオリフィスのうち、A 抽出水オリフィスを通水量の大きいものに取り替える。



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. 美浜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、美浜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	美浜3号機の詳細設計の作成	2023年 8月 予定	
5	要件整合報告書の作成及びATENAへの提出	2023年10月 予定	
6	対策工事・検査の実施	2023年度（第27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. 美浜3号機の緩和対策（今回の改造概要）

- 当社は従来より、美浜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）

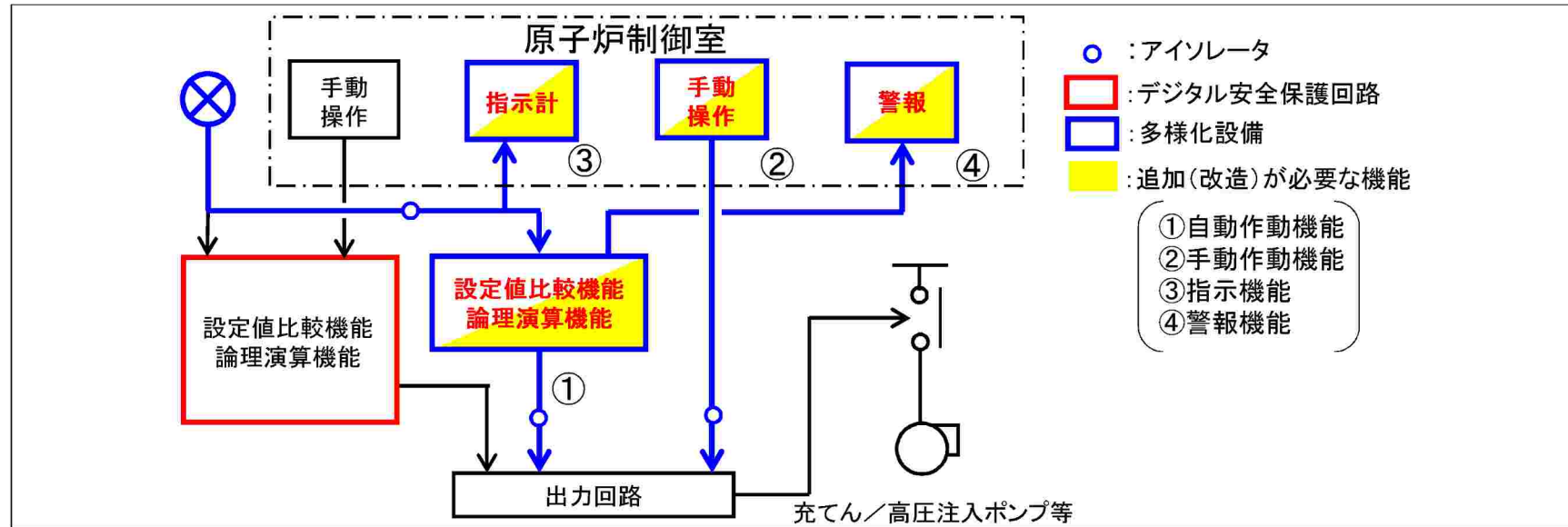
※2 LOCA：1次冷却材喪失事故

※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</p> <p>原子炉トリップ</p> <p>安全防護系シーケンス盤</p> <p>安全保護アナログ盤</p> <p>主蒸気隔離弁等</p> <p>■ デジタル設備 □ 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>原子炉保護系計器ラック</p> <p>原子炉トリップ</p> <p>安全防護系シーケンス盤</p> <p>安全保護アナログ盤</p> <p>主蒸気隔離弁等</p> <p>■ デジタル設備 □ アナログ設備</p> <p>加圧器圧力異常低設定の2/2論理回路追加</p> <p>充てん/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>
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） ・蒸気発生器水位異常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） ・蒸気発生器水位異常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 ・蒸気発生器水位異常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 ・蒸気発生器水位異常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. 美浜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。

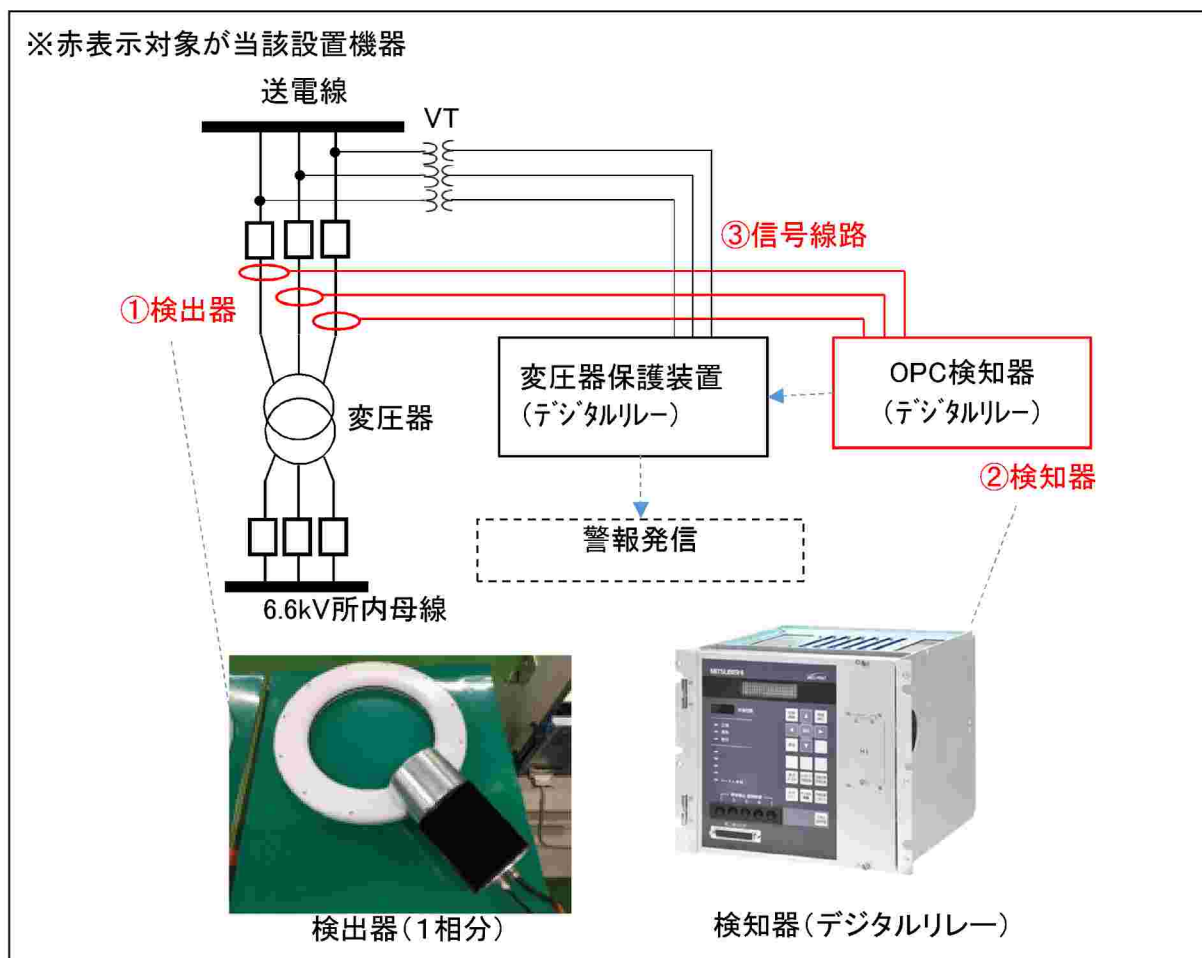


表中の下線部が改造にて追加する機能

	① 自動作動機能※1	② 手動作動機能※2	③ 指示機能※2	④ 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)	・加圧器圧力高(原子炉トリップ等) ・蒸気発生器水位異常低(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	・格納容器圧力 ・燃料取替用水タンク水位 ・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
所内母線の安定化（所内への異常拡大防止）のため、1相開放故障において検知性の改善が必要な変圧器を対象に、機械的検知可能なシステムを設置する。
- 概要
以下1式の検知システムを設置する。
 - ①検出器（光CT等、高精度の電流検出器）×3個（3相各相設置）
 - ②検知器（検出器（デジタルリレー）を内蔵する制御盤）×1式
 - ③信号線路



○ 目的

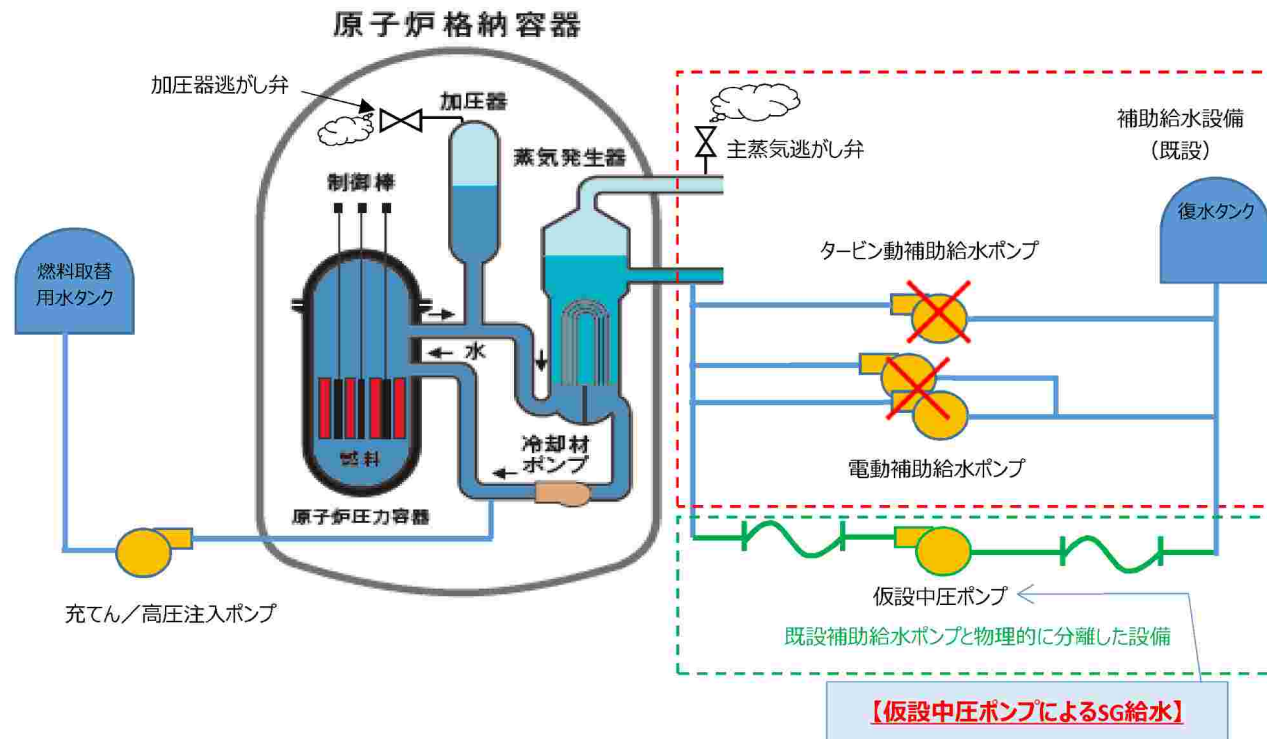
2次系除熱機能喪失時の対応強化のため、仮設中圧ポンプ使用可能条件を手順書類へ反映する。

○ 概要

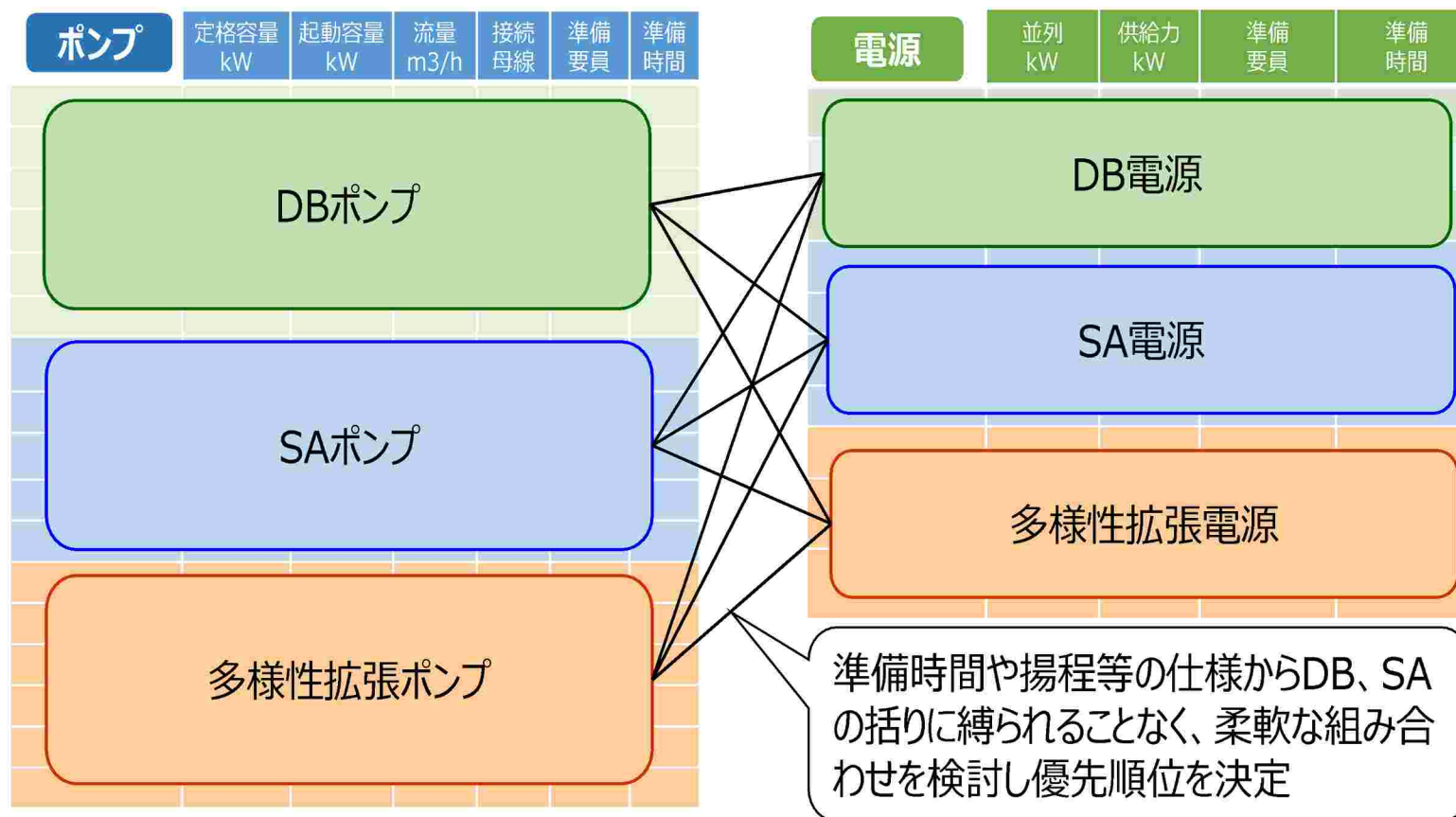
2次系除熱機能喪失時の対応において、仮設中圧ポンプの使用条件を限定することで「蒸気発生器（以下SGという）ドライアウト」もしくは「炉心損傷」を回避可能であることが確認されたため、仮設中圧ポンプにより2次系冷却を復旧する場合の仮設中圧ポンプ使用可能条件を手順書類へ反映する。

① 手順書類へ反映する仮設中圧ポンプ使用可能条件

- SGドライアウト回避のための使用可能条件
(SG水位(広域)10%以上のSGがある場合)
- 炉心損傷回避のための使用可能条件
(すべてのSG水位(広域)が10%未満の場合)



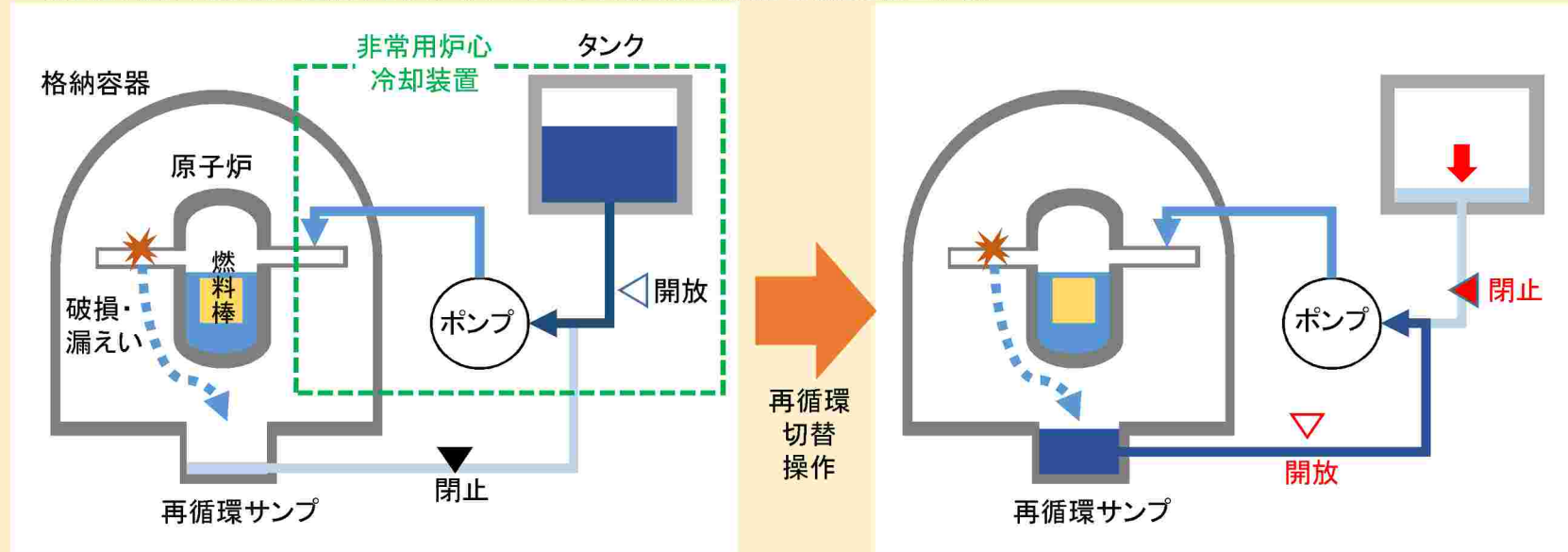
- 目的
事故時手順書に記載している電源と設備の組み合わせに限定せず、電源と設備を柔軟に使用するための手順を整備し、臨機に対応を充実させるため。
- 概要
非常時の対応として、重大事故等対処設備（S A）の電源による設計基準事故対処設備（D B）の活用、およびD B電源によるS A設備の活用のために、電源容量を考慮したうえで起動できる設備を選定するための検討手順を作成する。



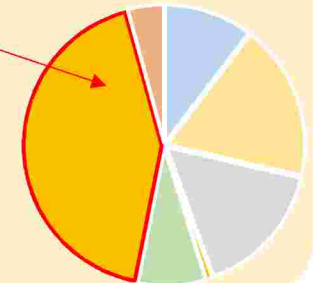
第4章で実施計画を策定した追加措置9件のうち「非常用炉心冷却装置 再循環自動切替装置」の導入を例として紹介します。

- 緊急時に原子炉の中に水を送り込み燃料棒を冷やすための非常用炉心冷却装置※を、燃料棒が冷えるまで長時間作動させるためには、水源となるタンクの水が空になる前に、格納容器の底に設置された、漏れた冷却水を回収する「再循環サンプ」という水槽に水源を切り替える操作が必要となります。

※原子炉内の水が減少したり、太いパイプが破れて急速に水がなくなったときなどに、緊急に炉心を冷却するために設けられている装置。原子炉の中へ水を送り込み、燃料棒に直接水をかけて冷やすことで、熱くなる燃料棒の破損を防止する。



- この水源をタンクから再循環サンプへ切り替える操作は、手順書が整備され、運転員により繰り返し訓練が行われています。
- 今回、第3章で「確率論的リスク評価(内部事象)」を実施した結果、燃料棒が冷やせなくなるシナリオのなかで、この切替操作が失敗するシナリオが、全交流電源喪失などの他のシナリオに比べ、**相対的に大きい(40%以上を占める)**ことが特定されました。
- また、この切替操作の信頼性を高めるため、**自動切替装置を導入**すると、燃料棒が冷やせなくなる確率全体が**20%以上低減する見込み**が得られました。
- 更に、自動切替装置は、**許認可が不要で迅速に導入**できること、高浜3/4号機、大飯3/4号機で採用されており**同等の信頼性が得られる**こと、**運転員の負担軽減**となること、**セキュリティ対策への影響がない**こと、更に**導入に要する費用や時間等の判断材料を統合し、追加措置として抽出**しました。
- 第4章で、2025年(第28回定検)を目途に導入する計画を策定しました。

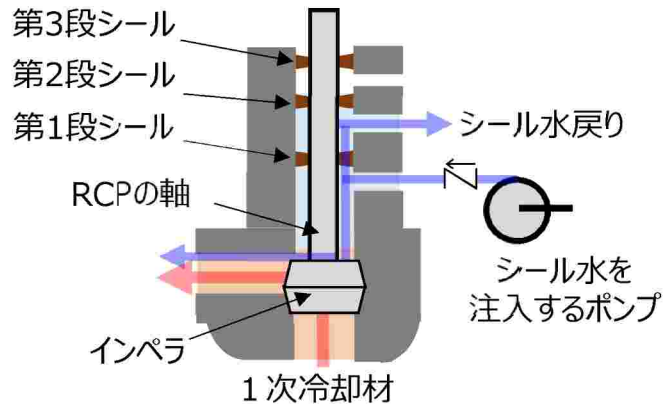


○目的

全交流電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失の際に発生する可能性があるRCPシール部からの1次冷却材の喪失(RCPシールLOCA)事象の防止を図る。

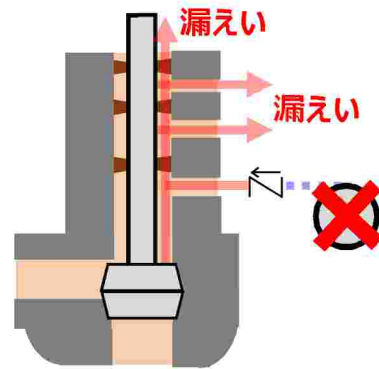
○概要

既存のRCPシール部に、熱で作動するシール(SDS [シャットダウンシール])を導入する。



通常運転中の1次冷却材の流れ

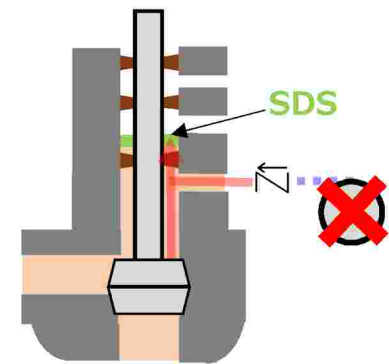
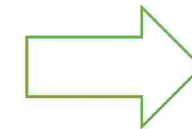
低温のシール水を注入し、高温の1次冷却材が直接シール部に到達するのを防止



SBO時の1次冷却材の流れ (SDSなし)

シール水を注入するポンプが停止しシールが高温となり破損、RCPシールLOCAが発生する恐れあり

SDS導入後



SBO時の1次冷却材の流れ (SDSあり)

高温の1次冷却材によりSDSが作動しRCP軸周りの1次冷却材の流れを遮断、RCPシールLOCAを防止

②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）（1/3）

今回（第1回）の評価対象期間において、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」について美浜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	軽微事象の検出・対応の仕組みの改善 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する。	高浜3,4号 第1回届出 大飯3,4号 第1回届出	新検査制度の運用開始（2020年4月）に併せて本格運用開始	品質保証 活動
2	M A A Pコードを導入した運転シミュレータでのS A訓練の実施 M A A Pコードにより炉心損傷後のプラント状態を模擬できる運転シミュレータで対応操作訓練を実施する。	高浜3,4号 第1回届出	2018年4月から実施中	運転管理
3	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。	高浜3,4号 第1回届出 大飯3,4号 第1回届出	2022年度実施	施設管理
4	主変圧器取替 経年劣化傾向を踏まえ、予防保全対策として、主変圧器を取り替える。	高浜3,4号 第1回届出	2019年度実施	施設管理
5	緊急時におけるリーダーシップ能力向上研修（たいかん訓練）の導入 緊急時に現場の指揮者クラスに要求されるリーダーシップ能力（コミュニケーション能力やストレス下の意思決定能力等）を高める研修を実施し、その結果を踏まえて研修内容自体を継続的に改善していく。	高浜3,4号 第1回届出 大飯3,4号 第1回届出	2016年度から実施中	非常時の 措置
6	労働災害防止に向けた活動の強化 T B M（ツール・ボックス・ミーティング）の充実、現場パトロールの強化及び作業員の体調管理強化等を実施する。	高浜3,4号 第1回届出 大飯3,4号 第1回届出	2017年9月から実施中	安全文化の 醸成活動

②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） (2/3)

No.	追加措置	抽出号機	実施時期	評価分野
7	<p>トラブル対応時に求められる運転員のパフォーマンスの更なる向上 運転員のパフォーマンスの更なる向上を図るため、原子力発電訓練センターのシミュレータにより、以下の訓練を実施する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ヒューマンパフォーマンスツールの活用・習熟に特化した「高集約訓練（H I T : High Intensity Training）」 ・チームパフォーマンスの向上に特化した「チームパフォーマンス訓練（T P T : Team Performance Training）」 	高浜4号 第2回届出	2020年4月から実施中	運転管理
8	<p>ミッドループ運転の運用改善 ミッドループ運転時の炉心損傷リスクを低減させるため、定期検査のミッドループ運転時に水位を上げた運転を実施する。</p>	高浜4号 第2回届出	2021年7月に実施	運転管理
9	<p>設計基準文書（DBD）の整備・運用 コンフィギュレーション管理（CM）の設計要件の管理を強化するため、安全上重要な設計要件を取りまとめた文書（設計基準文書）を整備し、運用する。</p>	大飯3,4号 第1回届出	2021年4月に実施	施設管理
10	<p>O2SCC配管取替 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る。</p>	大飯3,4号 第1回届出	2021年度まで実施	施設管理
11	<p>自主的安全性向上のためのPRA活用の充実 定期検査中の燃料が装荷されている期間において、リスクの増減を1週間ごとに見える化したリスク情報を活用し、定期検査期間中における安全管理の充実を図る。また、運転期間中においても、PRAによって得られるリスク情報等を活用した意思決定（RIDM）を推進し、発電所の安全性を向上させていく。</p>	大飯3,4号 第1回届出	活動の結果を踏まえ今後も継続的に実施していく	施設管理
12	<p>労働災害防止に係る本質安全化対策の実施 リスクアセスメントで抽出したリスク軽減措置のために設備改善を必要とする施設に対する改善を促進する</p>	大飯3号 第2回届出	既に取り組んでいる活動の強化・定着	安全文化の醸成活動

②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）（3/3）

No.	追加措置	抽出号機	実施時期	評価分野
13	<p>余熱除去系統の高温水のフラッシュ事象防止対策の実施 余熱除去系統において高温水のフラッシュ事象が発生する可能性を考慮し、事故対応手段である低圧注入系の機能喪失を防止する対策として、プラント起動時に余熱除去系統の早期隔離を行い、また、プラント停止時に使用する余熱除去系統を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系統1系統を確保する運用に変更する。</p>	大飯3号 第2回届出	2019年11月に実施	運転管理

＜日常の保安活動を通じて実施された取組み＞

③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）（1/2）

今回（第1回）の評価対象期間において、実施された安全性向上に資する取組みの内、美浜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	1次系強加工曲げ配管取替 1次系配管の信頼性向上の観点から、配管製作時の強加工により形成された硬化層を有する曲げ配管について、硬化層が形成されていない曲げ配管に取り替えた。	2019年度から実施中	施設管理
2	1次系試料採取系統配管取替 大飯3号機原子炉格納容器内での漏えい事象に鑑み、1次系試料採取系統の小口径配管の接続部について、信頼性向上の観点より、カップリング溶接式継手から、突合せ溶接式継手の配管に取り替えた。	2006年度から実施中	施設管理
3	中央制御盤取替 中央制御盤に設置されている機器について、既に生産中止となっているものがあるため、保守性向上の観点から、中央制御盤全体を最新のデジタル式の盤に取り替えた。	2019年度実施	施設管理
4	パフォーマンス向上を目指した取組み 発電所のパフォーマンス向上活動の推進を目的に、発電所幹部が直接パフォーマンスの状況をレビューし、改善のための議論を行うため、CAP会議の中でパフォーマンス向上を目指した取組みの審議を行うこととした。 (パフォーマンス状況確認の例：揚重作業及び高所作業に係るリスク低減活動)	2020年5月から実施中	安全文化の醸成活動
5	防災対応時の作業員の安全対策の改善 高浜発電所において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運転者とホース整頓者の間で速やかに意思疎通できるように無線等の通信手段を配備するとともに、訓練時の注意事項を手順書に明記した。	2022年1月に実施	非常時の措置

※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

＜日常の保安活動を通じて実施された取組み＞

③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）(2/2)

今回（第1回）の評価対象期間において、実施された安全性向上に資する取組みの内、美浜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。

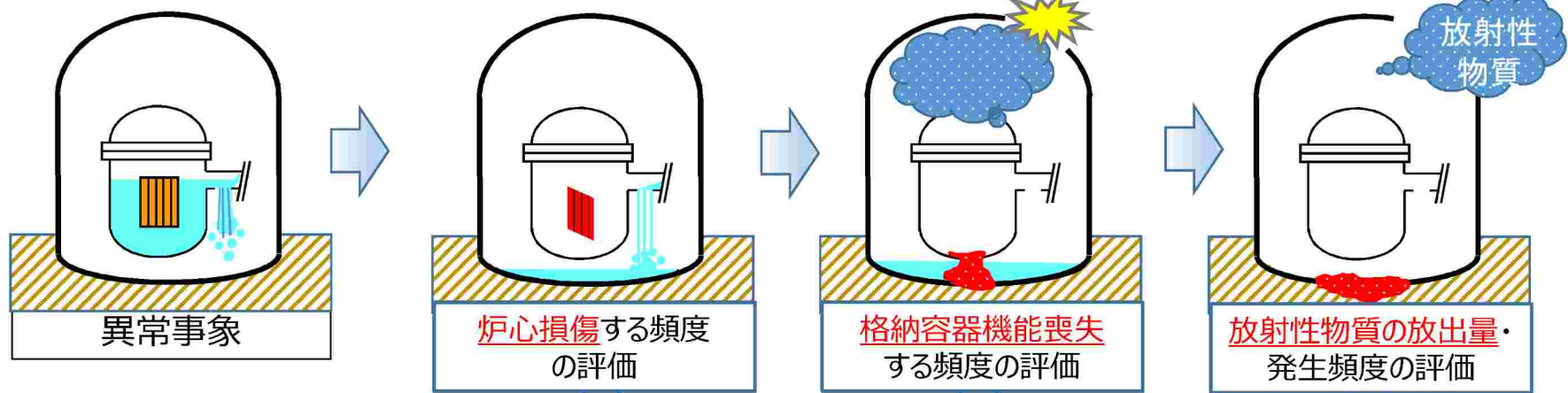
No.	取組み内容※	実施時期	評価分野
6	ALARA委員会の設置 効果的な被ばく低減を実現するために必要な方策について発電所大で検討し、取り組むことを目的として、ALARA委員会を設置した。	第26回定期事業者検査より実施中	放射線管理及び環境放射線モニタリング
7	タービン動補助給水ポンプによる蒸気発生器への実注入 タービン動補助給水ポンプについて、事故時等の条件においても必要な性能が発揮できることを確認するため、第25回定期事業者検査期間中に蒸気発生器への実注入によりポンプの性能確認を実施した。	2021年7月に実施	運転管理

※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、美浜3号機第1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。

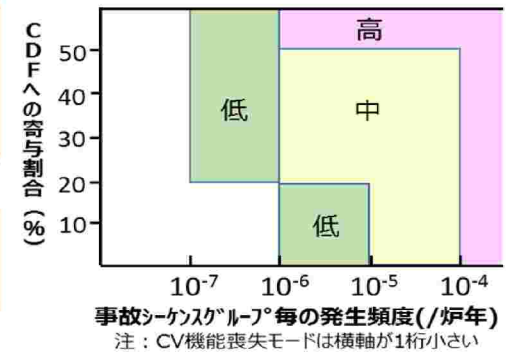


		PRAの分類	レベル 1	レベル1.5	レベル 2 Cs137放出量100TBqを超過する頻度
評価	内部事象	出力時	3.2E-6	1.3E-6	4.2E-7
		停止時	1.5E-6	—	—
	外部事象	地震	1.4E-6	9.0E-7	5.3E-7
		津波	5.0E-8	3.4E-8	2.6E-8
	合計		出力時：4.6E-6 停止時：1.4E-6	2.2E-6	9.8E-7

次頁以降のご説明事項

- 事故シーケンスグループ別・C V 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
- 新設 S A 設備及び特重施設等によるリスク低減効果の確認

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	3.4E-7	6.3E-9	4.5E-7 (32.9%)	ε
全交流電源喪失	6.0E-7	1.3E-7	2.7E-7	4.9E-8
原子炉補機冷却機能喪失	5.2E-7	1.9E-9	8.0E-8	ε
原子炉格納容器の除熱機能喪失	2.4E-8	ε	1.7E-9	ε
原子炉停止機能喪失	2.2E-10		1.1E-9	
ECCS注水機能喪失	2.7E-7	ε	3.7E-7 (27.1%)	ε
ECCS再循環機能喪失	1.3E-6 (40.6%)	ε	2.4E-8	ε
崩壊熱除去機能喪失(停止時)		6.1E-7 (40.7%)		
原子炉冷却材の流出(停止時)		7.4E-7 (49.3%)		
反応度の誤投入(停止時)		ε		
炉心損傷直結事象			1.7E-7	1.1E-9
格納容器バイパス	1.4E-7			
合計	3.2E-6	1.5E-6	1.4E-6	5.0E-8

【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	ε	2.3E-11	ε
格納容器隔離失敗	1.2E-7 (28.6%)	2.2E-7 (41.1%)	4.7E-9 (17.4%)
水素燃焼	ε	4.8E-12	ε
水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損	1.3E-7 (31.0%)	1.3E-7 (24.3%)	2.2E-8 (81.6%)
ベースマツト溶融貫通	4.1E-9	1.8E-9	1.8E-10
水蒸気蓄積によるCV先行破損	2.0E-8	2.4E-9	4.8E-12
原子炉容器外水蒸気爆発	2.2E-9	4.5E-10	1.5E-11
格納容器雰囲気直接加熱	ε	E	ε
インターフェイスからLOCA	5.1E-8		
蒸気発生器伝熱管破損	9.6E-8 (22.9%)	1.8E-7 (33.7%)	9.2E-12
格納容器過温破損	ε	1.3E-10	6.8E-11
格納容器直接接触	ε	ε	ε
地震によるCV先行機能喪失		ε	
合計	4.2E-7	5.3E-7	2.6E-8
放射性物質管理放出	8.9E-7	3.7E-7	8.3E-9

●新設SA対策及び特重施設の効果について

PRAの分類		レベル1 特重施設及び第3蓄電池+新設SAなし→あり	レベル1.5 特重施設及び第3蓄電池+新設SAなし→あり	レベル2 特重施設及び第3蓄電池+新設SAなし→あり	
評価	内部事象	出力時	5.9E-06→ <u>3.2E-06</u> 約5割削減	4.4E-6→ <u>1.3E-6</u> 約8割削減	4.4E-6→ <u>4.2E-7</u> 約9割削減
		停止時	2.1E-06→ <u>1.5E-06</u> 約3割削減	—	—
	外部事象	地震	2.8E-6→ <u>1.4E-6</u> 約5割削減	2.6E-6→ <u>9.0E-7</u> 約7割削減	2.6E-6→ <u>5.3E-7</u> 約8割削減
		津波	3.5E-7→ <u>5.0E-8</u> 約9割削減	3.5E-7→ <u>3.4E-8</u> 約9割削減	3.5E-7→ <u>2.6E-8</u> 約9割削減
	合計	出力時：9.1E-06→ <u>4.7E-6</u> 約5割削減 停止時：2.1E-06→ <u>1.4E-06</u>	7.4E-6→ <u>2.2E-6</u> 約7割削減	7.4E-6→ <u>9.8E-7</u> 約9割削減	

●特重施設の効果について

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	3.3E-06→ <u>3.2E-06</u>	1.6E-6→ <u>1.3E-6</u> 約2割削減	1.6E-6→ <u>4.2E-7</u> 約7割削減
		停止時	1.5E-06→ <u>1.5E-06</u>	—	—
	外部事象	地震	1.5E-6→ <u>1.4E-6</u>	1.1E-6→ <u>9.0E-7</u> 約2割削減	1.1E-6→ <u>5.3E-7</u> 約5割削減
		津波	6.4E-8→ <u>5.0E-8</u> 約2割削減	6.3E-8→ <u>3.4E-8</u> 約8割削減	6.3E-8→ <u>2.6E-8</u> 約9割削減
	合計	出力時：4.9E-06→ <u>4.7E-6</u> 停止時：1.5E-06→ <u>1.5E-06</u>	2.7E-06→ <u>2.2E-6</u> 約2割削減	2.7E-06→ <u>9.8E-7</u> 約6割削減	

◆ PRAの評価結果まとめ

- ・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「中」、「低」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。
- ・新設SA対策設備と特重施設等の設置により、効果的にリスク低減ができていることが確認できた。
- ・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ハード面およびソフト面の追加措置案を抽出した。

ハード面

- ・再循環自動切替の導入（2025年度以降実施予定）
→主に全交流動力電源喪失時においてリスク低減効果が見込まれる。
- ・RCPシャットダウンシールの導入（2025年度以降実施予定）
→主に全交流動力電源喪失時や原子炉補器冷却系統喪失時においてリスク低減効果が見込まれる。

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。
(2023年度中活用開始予定)

- ・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。)
- ・定検中のプラント状態に応じた炉心損傷リスクの変動が見える化し、発電所内で広く共有する「週間リスク情報」の運用の実施

安全裕度評価（ストレステスト）の評価対象範囲・評価項目について

◆ 今回(初回)の安全性向上評価届出では、以下の評価項目について安全裕度評価を実施した。

○今回届出の内容

<評価対象>

- ・ 炉心（出力時、停止時）
- ・ 原子炉格納容器
- ・ 使用済燃料ピット

<評価項目>

- ・ 地震
- ・ 津波
- ・ 地震と津波の重畳

◆ なお、今回実施していない以下の評価項目については次回（第2回）にて実施予定としている。

○次回（第2回）届出予定の内容

<評価対象>

- ・ 炉心（出力時、停止時）
- ・ 原子炉格納容器
- ・ 使用済燃料ピット

<評価項目>

- ・ 地震随伴事象の影響（溢水、斜面崩壊、内部火災、外部火災）
- ・ 津波随伴事象の影響（外部火災）
- ・ 地震と津波の重畳随伴事象の影響（溢水、斜面崩壊、内部火災、外部火災）
- ・ 事象進展と時間評価に関する評価（余裕時間評価、継続時間評価）
- ・ その他自然現象に対するリスク評価

●福島第一原子力発電所事故を踏まえた安全性向上対策及び特重施設の設置後の地震、津波及び地震・津波の重畳に対する十分高い耐性を確認

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)	1.18G (蒸気発生器)
	炉心(停止時)	1.18G (蒸気発生器)
	C V	1.18G (蒸気発生器)
	使用済燃料 ピット	1.18G(CV損傷による屋外作業失敗)※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)	9.4m (建屋シール) ※1
	炉心(停止時)	9.4m (建屋シール) ※1
	C V	9.4m (建屋シール) ※1
	使用済燃料 ピット	9.4m(CV損傷による屋外作業失敗)※2

項目		クリフエッジ評価結果
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)	1.18G (蒸気発生器)
		9.4m (建屋シール) ※1
		0.95G(蒸気発生器給水入口管台)と 5.5m (非常用ディーゼル発電機) の重畳
	炉心 (停止時)	1.18G (蒸気発生器)
		9.4m (建屋シール) ※1
	C V	1.18G (蒸気発生器)
9.4m (建屋シール) ※1		
使用済燃料 ピット	1.17G(水素燃焼装置分電盤)と 9.4m (非常用ディーゼル発電機) の重畳	
	1.18G (CV損傷による屋外作業失敗)※2	
		9.4m(CV損傷による屋外作業失敗)※2

※ 1 : 遡上の影響を考慮した値。3号機取水口前で津波高さが9.4mのとき、3号機建屋周辺の津波高さは10.1m(建屋シール高さ)となる。
 ※ 2 : C Vが損傷すると屋外作業が困難となることから、C Vクリフエッジと同じとなる。

【参考】 基準地震動 : 1.01G
 基準津波高さ: +3.3m (3号機取水口前)

美浜3号機のストレステストからの追加措置案の抽出については、随伴事象(地震随伴内部火災等)、余裕時間評価の評価結果が出揃う次回以降に実施する。

3章 [3.1.4 安全裕度評価] 地震単独事象のクリフエッジ評価結果（出力時炉心）

- ✓ 加速度区分 1（0.95G未満）において、「主給水流量喪失」と「外部電源喪失」の起因事象が発生するが、加速度区分 1 では炉心損傷に至らない。
- ✓ 加速度区分 2（0.95～1.18G未満）において、0.95Gで S G 給水入口管台が損傷することで、「主給水管破断」の起因事象が追加で発生する。加速度区分 2 のイベントツリーを以下に示す。
- ✓ 収束シナリオ①については0.95G（S G 給水入口管台）で機能喪失。収束シナリオ②、③、④については、1.19Gまで耐力があるため、当該加速度区分では炉心損傷に至らず、次の加速度区分 3（1.18G～1.20G未満）で発生する起因事象「CV機能喪失直結（蒸気発生器：HCLPF1.18G）」により、出力運転時の炉心損傷防止のクリフエッジ地震加速度は1.18Gと特定した。

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、10.1m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。
- ✓ 10.1m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、10.1m以上で炉心損傷に至る。
- ✓ SFPについては、緩和機器である燃料補給用ポンプ（送水車用）の設置高さである10.1m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	炉心損傷防止	CV破損防止	SFP損傷防止
4m未満	なし	なし	○	○	○
4~6m未満	No. 2 起動変圧器しゃ断器	外部電源喪失	○	○	○
6~10.1m未満	海水ポンプ	外部電源喪失 原子炉補機冷却海水系の全喪失	○	○	○
10.1m~	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）	外部電源喪失 原子炉補機冷却海水系の全喪失 炉心損傷直結、CV機能喪失直結 他	×	×	×

美浜 3号機 遡上を考慮した津波単独事象のクリフエッジ評価結果

- ✓ 津波高さが建屋シールの10.1mを超えるとクリフエッジに至るとする前述の評価を踏まえ、遡上の影響を考慮したクリフエッジ津波高さを評価する。
- ✓ 遡上解析により、3号機取水口前^{※1}で10.1mの津波が発生すると、遡上の影響を受け、3号機建屋前では津波高さが建屋シール高さの10.1mを超えるとする結果が得られる。
- ✓ 建屋で津波高さが10.1mを超えないためには、3号機取水口前の津波高さが9.4m以下となる必要がある。
- ✓ 3号機取水口前^{※1}における津波高さをクリフエッジ津波高さの基準とすると、遡上の影響により、クリフエッジ津波高さは10.1mではなく9.4mとする。

※1：敷地への遡上経路の入口にあたり、H P^{※2}近傍かつ基準津波の評価地点の中から、3号機取水口前を、クリフエッジ津波高さの基準地点と設定。

※2：ハザードカーブ（ハザード発生頻度）を算出するポイント

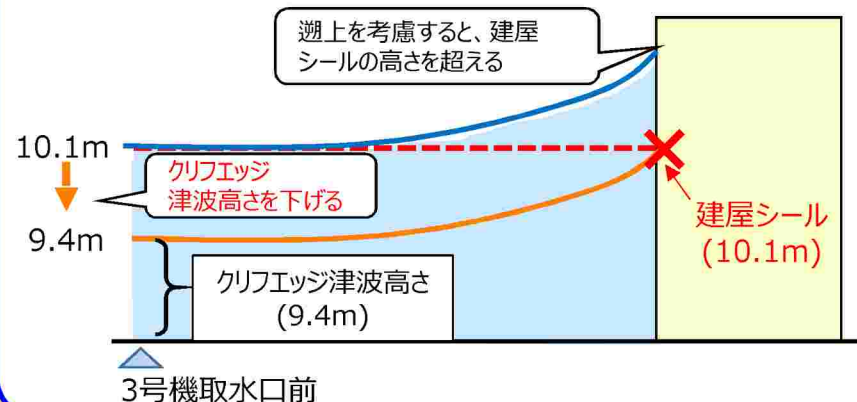
美浜 3号機での遡上解析

遡上の特徴[※]

※大飯 3号機も同様

美浜では遡上の影響を受け、建屋に近づくにつれて津波高さが増加していく。

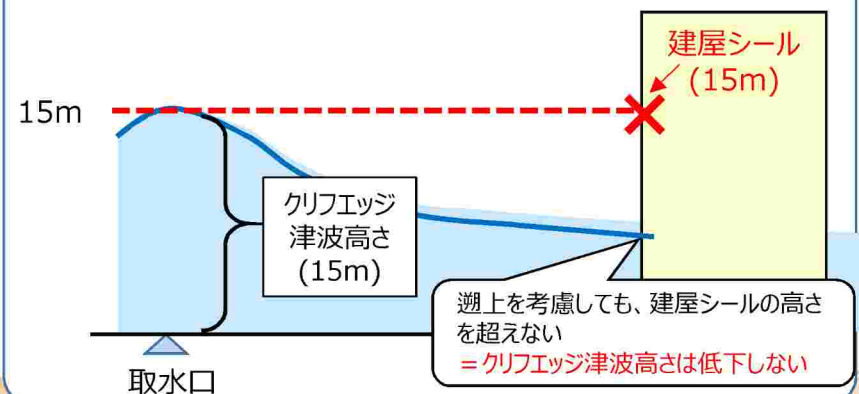
→建屋に到達する津波高さが、クリフエッジに至る10.1m（建屋シール）を超える。



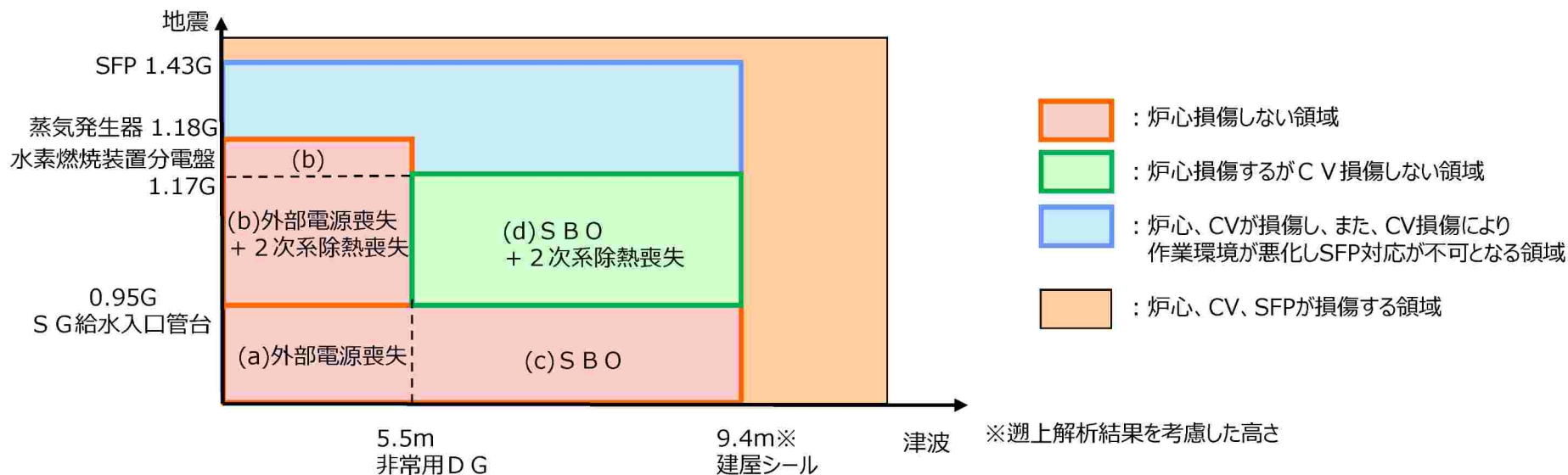
【参考】高浜 3, 4号機での遡上解析

遡上の特徴

高浜では建屋に近づくにつれて津波高さは低下していく。



- ✓ 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。



No	主な事故対応（炉心・C V 損傷防止対策）※ 1
(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"> • 恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ • 大容量ポンプによる自然対流冷却

※ 1：SFP損傷防止対策としては、「SFP冷却系設備による冷却」又は「送水車による海水注水」を行なう。

以降、美浜3号機第1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。

【美浜3号機_安全性向上評価の評価サイクル】



○安全性向上に係る活動に関する中長期的な評価（10年毎）については、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としているが、評価のベースとなる安全因子について、新規規制基準導入後の再稼働に伴って安全因子に係る管理方法等が大きく変化し、中長期的な傾向を把握できるまでの実績がないため、安全因子ごとの評価が難しいものがある。そのため、数サイクルの運転経験を経て中長期の傾向把握を行うこととし、今回、本評価は実施しない。

○届出時期

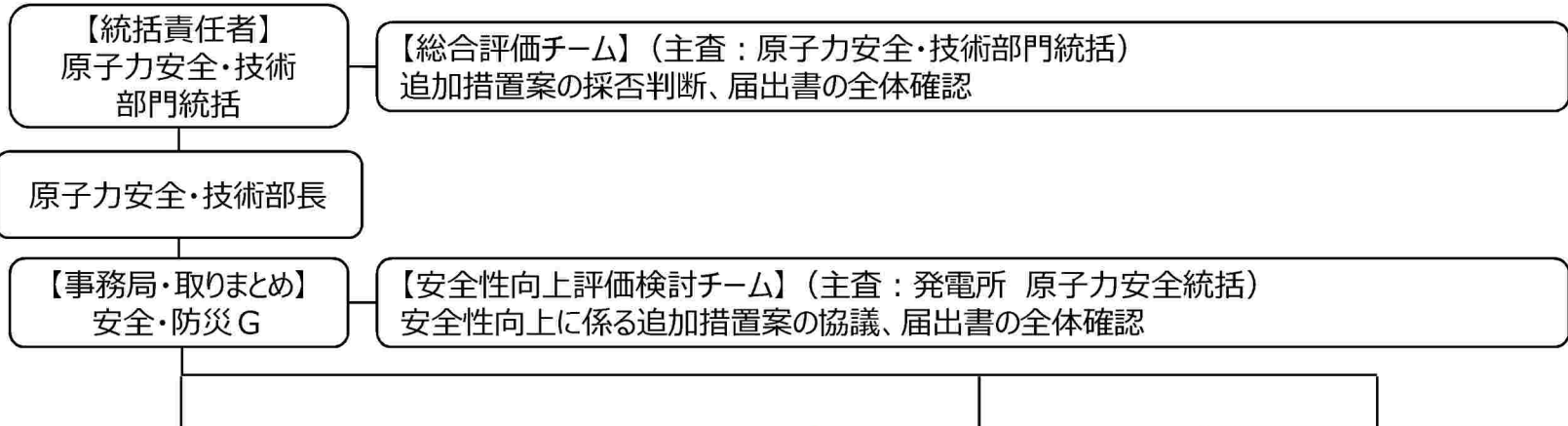
発電用原子炉ごとに、新規規制基準に適合したユニットを対象に、定期検査の終了後6ヶ月以内に評価し、遅滞なく原子力規制委員会に届出を行うとともに公表する。ただし、第1回目の評価については、新規規制基準適合後の運転開始後最初に行われる定期検査の終了後6ヶ月以内に評価し、遅滞なく原子力規制委員会に届出を行うとともに公表する。

⇒具体的な評価スケジュールを次頁に示す。

【美浜3号機の安全性向上評価（第1回）届出にかかる実績・予定】



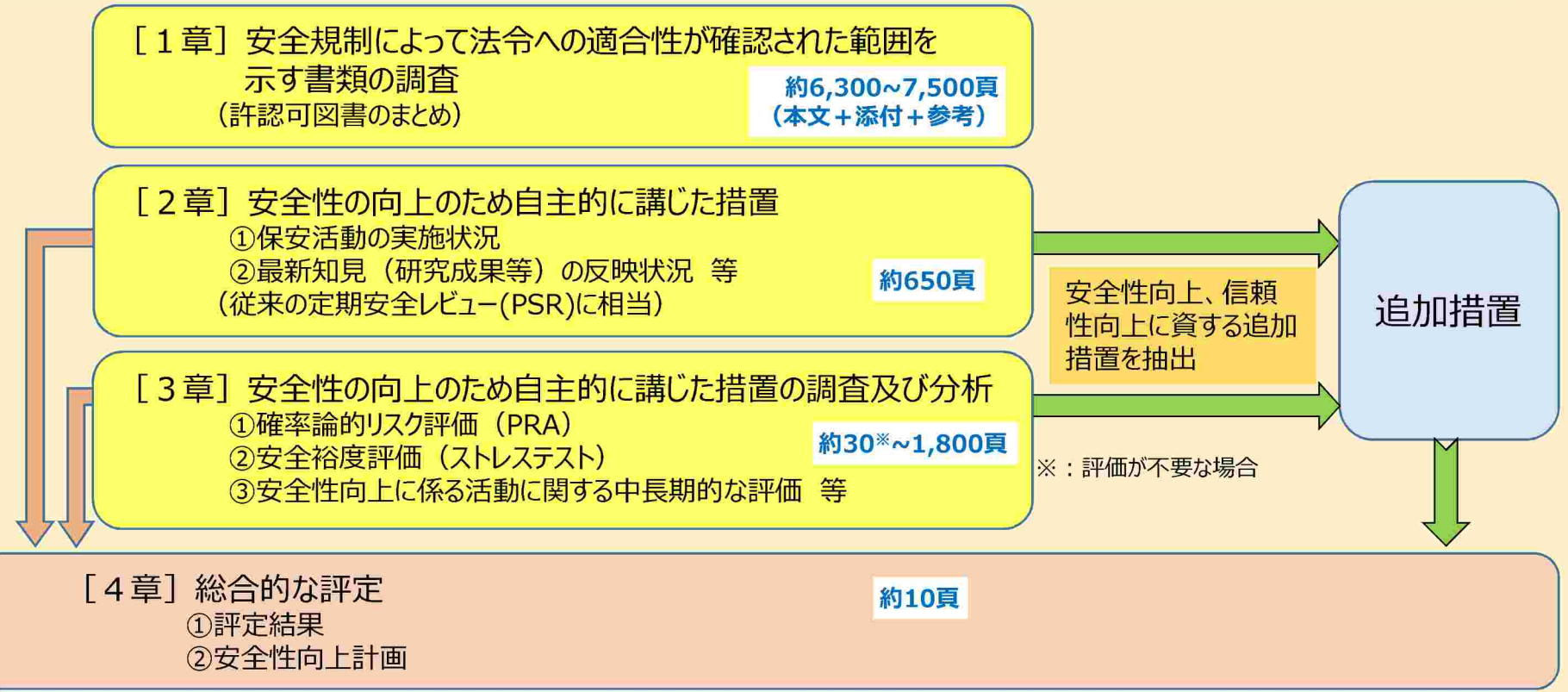
○美浜発電所3号機 安全性向上評価に係る実施体制



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 * 美浜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 ・美浜発電所 ・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					

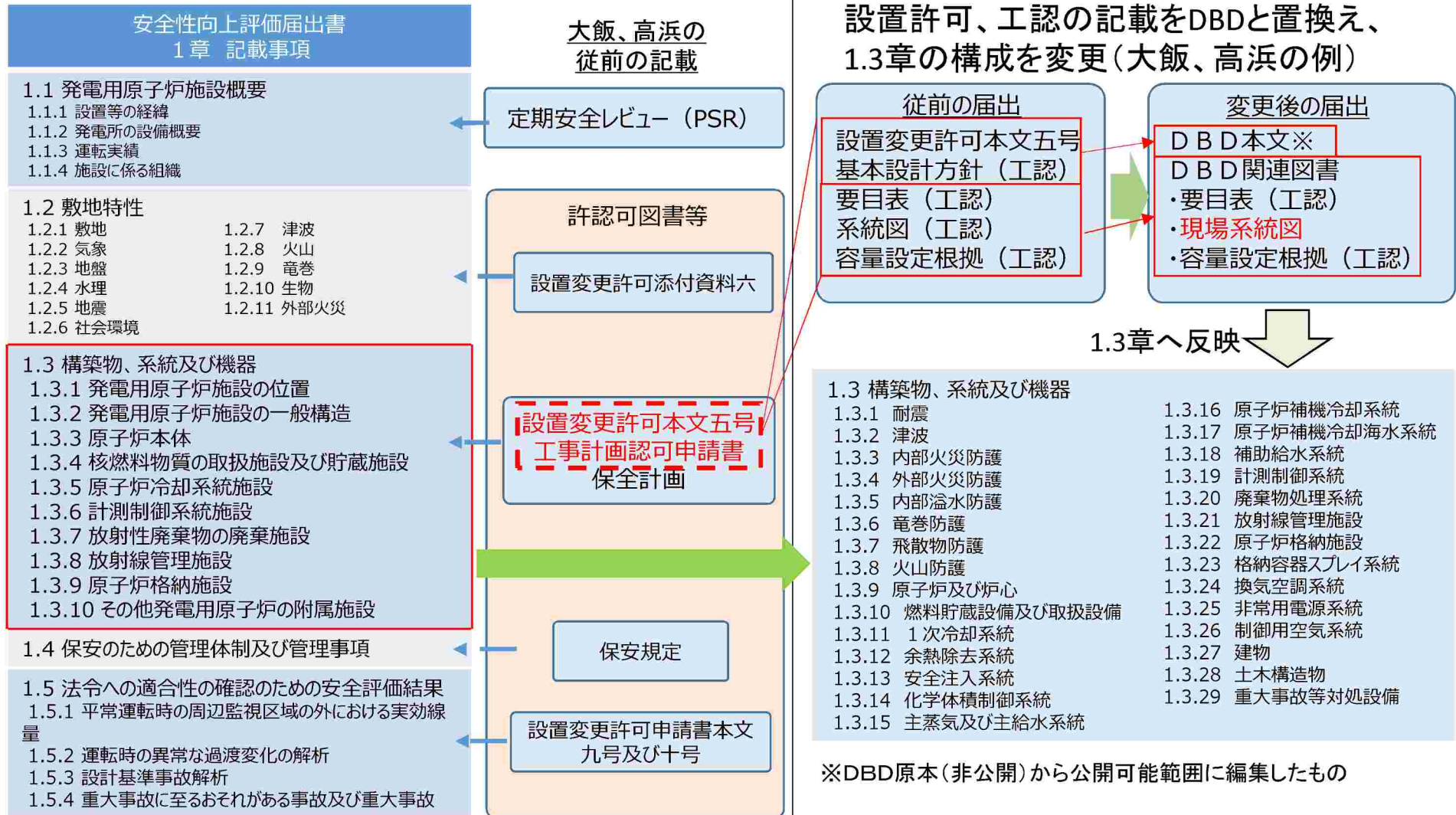
安全性向上評価

○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、中長期的な評価は、評価のベースとなる安全因子について、新規制基準導入後の再稼動に伴って安全因子に係る管理方法等が大きく変化し、中長期的な傾向を把握できるまでの実績がないため、安全因子ごとの評価が難しいものがある。そのため、数サイクルの運転経験を経て中長期の傾向把握を行うこととし、今回、本評価は実施しない。

○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3,4号機では第2回届出、高浜3,4号では第3回届出より、設計基準文書(DBD)を1.3構築物・系統及び機器の項に取り込んでいる。美浜3号機については、今回届出より同様の取り込みを実施している。



※DBD原本(非公開)から公開可能範囲に編集したものの

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：2015年4月1日～2022年9月26日
（前回の定期安全レビュー評価対象期間の終了日翌日から第26回施設定期検査終了日まで）
- 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。

評価項目	主な実績と評価	追加措置案
①品質保証活動	<ul style="list-style-type: none"> 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。この試運用期間中に得られた改善事項については、社内マニュアルへ反映（CAP処理区分表の見直し、CAPの運用変更等）し、重要な事象の抽出と優先度の振り分け及びタイムリーな情報共有等、効率的な運用ができるよう改善活動に取り組んできた。 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社内マニュアルに基づき日々の活動を行っている。 	-
②運転管理	<ul style="list-style-type: none"> 原子力事業本部及びプラントメーカーとの支援ルートの確立。（例：余熱除去系統の高温水フラッシュ事象防止対策の実施に伴うプラント起動・停止手順の検討を行い、得られた技術情報を基に運転操作方法を整備して、2019年11月に運転マニュアルに反映） ミッドループ運転時の炉心損傷リスクを低減させるため、定期検査時のミッドループ運転時に1次冷却材系統水位を高く維持する手順を2021年7月に運転マニュアルへ反映した。 シビアアクシデント時のプラント挙動解析コード（MAAP）を導入したシミュレータにより、炉心損傷後の対応訓練を実施。（2019年11月～2020年1月にかけて、対象者全員が受講） 運転員のパフォーマンス向上及びチームのパフォーマンス向上の方策として、以下のシミュレータ訓練を実施。 <ul style="list-style-type: none"> ▶ ヒューマンパフォーマンスツールの活用・習熟に特化した「高集約訓練」（2020年4月から） ▶ チームパフォーマンスの向上に特化した「チームパフォーマンス訓練」（2020年4月から） 特定重大事故等対処施設の設置及び蓄電池（3系統目）の設置に係る美浜発電所原子炉施設保安規定の施行（2022年4月）に鑑み、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並びに重大事故等発生時に特定重大事故等対処施設及び蓄電池（3系統目）を活用するための手順を整備し、2022年4月に運転マニュアルに反映した。 2017年3月に原子力事業本部大で全発電室統一の期待事項となる「運転員のパフォーマンス向上のためのガイドライン」を制定するとともに、これに基づき発電室固有の期待事項も含めた「運転員への期待事項」を制定した。また、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「効果的な反応度管理のためのガイドライン」を2021年9月に制定した。運転員は、この「期待事項」および「効果的な反応度管理のためのガイドライン」を目標に運転管理を行い、更に高いパフォーマンスレベル到達への取り組みを実施している。 運転員の更なるパフォーマンスの向上を達成するための支援として、2017年3月に原子力事業本部大で新たに「マネジメントオブザベーションガイドライン」を制定し、発電部門の管理職及び発電室の管理職によるオブザベーションを実施し、期待するパフォーマンスレベルとのギャップを抽出・分析・評価し改善する仕組みを構築 運転員のパフォーマンスに関する取り組み状況等の調査を目的とした海外原子力発電所へのベンチマーキング活動 長期停止している他発電室の運転員に対する技術力の維持・伝承を目的とした、他発電室運転員の受入れ 	<ul style="list-style-type: none"> 仮設中圧ポンプ使用可能条件の手順書類への反映

評価項目	主な実績と評価	追加措置案
③施設管理	<ul style="list-style-type: none"> ・コンフィギュレーション管理（CM）を強化するため、安全上重要な設計要件をまとめた設計基準文書（DBD）を整備し、設備変更管理の中で管理する運用を開始。（2021年4月） ・福島第一原子力発電所の事故を教訓とした新規制基準への適合及び更なる安全性向上への取り組みとして多くの安全性向上対策を実施した。（2020年9月完了） <ul style="list-style-type: none"> ➢ 使用済燃料ピットラック耐震裕度向上（フリースタANDINGラックへの取替） ➢ 原子炉格納容器耐震裕度向上（C V円筒部に補強材を設置） ➢ 外部遮へい壁耐震補強（外部遮へい建屋に鉄筋を追加補強） ➢ 中央制御盤取替（デジタル式の使用・監視盤に取替）等 ・原子炉補助建屋等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よる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。（2022年7月運用） ・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。（2022年7月運用） ・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 L O C A 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する。 ・特別点検の実施及び60年までの運転期間延長の認可（2021年6月23日に国内で初めて運転開始から40年を超えて運転を行ったプラントとなった。） ・IAEA-SALTOピアレビューの受け入れ決定（2021年5月） 	<ul style="list-style-type: none"> ・抽出水オリフィス取替 ・1相開放故障検知システム設置 ・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
④燃料管理	<ul style="list-style-type: none"> ・燃料移送装置の燃料移送コンテナへ燃料集合体を収納する作業において、燃料集合体の位置決めが確実に実施できるよう、水中監視カメラを設置した。（2021年5月） 	-
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"> ・2017年度に出入管理自動化システムの処理速度向上、セキュリティの強化、電子承認化を考慮したシステムの更なる改善を実施した。また、2020年度にはADD遠隔監視装置を3セット増設し、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する対策を継続実施している。 ・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。（第26回定検より） 	-
⑥放射性廃棄物管理	<ul style="list-style-type: none"> ・NR制度の普及に向けた活動の一環として2015年度から協力会社の社員や当社社員への教育に取り組むことにより、更なる放射性固体廃棄物の低減を目的とした改善を実施している。 	-

評価項目	主な実績と評価	追加措置案
⑦非常時の措置	<ul style="list-style-type: none"> 2016年12月に美浜原子力緊急事態支援センターの本格運用が開始され、当社の防災訓練にも参加して連携の確認を行っている。 2016年4月に、原子力災害が発生した場合の原子力災害の拡大防止対策及び復旧対策を更に充実させるため、中国電力株式会社、四国電力株式会社及び九州電力株式会社、同年8月にはこれに北陸電力株式会社を加えた4社と相互協定を締結した。 更なる安全性向上の観点から、原子力事業者（電力9社、電源開発、日本原燃、日本原子力発電）が保有する可搬型の電源、ポンプ等の資機材の仕様をリスト化し、原子力事業者間で共有しており、一部の設備について融通のために必要となるアタッチメントを製作した。（このアタッチメントの実効性を確認するために、2021年10月に北陸電力株式会社との可搬型の電源車による電源融通に係る訓練を実施し連携を確認した。更に、この訓練の改善事項として、原子力事業者間で可搬型の電源による融通時の共通手順書を作成のうえ、2022年11月の中国電力株式会社との連携訓練にて手順書に基づき、連携できることを確認した。） 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。 2020年12月より緊急時対策所（耐震建屋）を緊急時対策所として位置付けて運用を開始している。更なる強化策として、要員の待機場所として緊急時対策所（耐震建屋）へのアクセス性を考慮した免震事務棟を、2020年9月より運用開始している。 	<ul style="list-style-type: none"> 非常時における電源と設備の組み合わせの多様化
⑧安全文化醸成活動	<ul style="list-style-type: none"> 主体的な問題解決、改善活動として、CAP活動を軸に、マネジメント・オブザベーション、パフォーマンス向上を目指した取り組みを実施している。また、安全上重要な不適合については、根本原因分析を実施し、組織的な要因を踏まえた是正処置を実施している。 発電所における活動に対するリスク管理を効果的に統合的に進めるため、「SOER 2015-2 リスクマネジメントへの挑戦」を参照し、発電所においてリスクを有する活動を漏れなく抽出した上で、それらの活動に関係するリスク評価及びリスク緩和活動を体系的に整理した「リスク管理システム」を2019年6月に構築し、各々の活動が意思決定される際に適切にリスク評価・緩和活動が行われていることを確認した。また、リスク管理システムの作成に併せてリスク評価・緩和活動を更に効果的に行うための課題についても抽出を行っており、適宜リスク管理システムの更新を行っている。 工事等の発電所活動を行う際には、所管課（室）は安全上重要な機器への影響や社会的信頼を大きく損ねるリスク等、想定されるリスクについて検討した上で、運営統括長以下の関係各課（室）長で構成する設備変更管理検討会に付議し、所管課（室）の検討結果を基にリスクレビュー会議への付議要否についてスクリーニングする。リスクレビュー会議への付議が必要と判断された工事については、所長以下の関係各課（室）長で構成するリスクレビュー会議において、所管課（室）が検討したリスクの抽出、評価及び低減対策の妥当性について検証を行っている。また、会議における検討結果は、所内で共有するとともに適宜活動の計画へフィードバックすることとしており、この運用により発電所活動におけるリスクの継続的な除去・低減を継続して行っている。 	-

○収集期間

2015年4月1日～2022年9月26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

- ・美浜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137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	外部電源系の1相開放故障に係る対応	国外の運転経験から得られた教訓	外部電源系の1相開放故障時に、低電圧保護継電器等の既存の検知器で検出できないケースがあることが解析等により確認された。	所内母線の安定化（所内への異常拡大防止）のため、1相開放故障において検知性の改善が必要な変圧器を対象に、自動検知可能なシステムを設置する。
2	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27回定検）の工事完了に向けて詳細設計を実施中。
3	RCPシールLOCA対策	メーカ提案	全交流電源喪失時におけるRCPシール部からの一次冷却材漏えいの可能性を低減	RCPシール漏えい防止機構として、RCPシャットダウンシール導入の検討に活用している。

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

美浜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	3件	-
		METI JAEA NRA (旧JNES含む)	2件	12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		76件	-
	国内他社トラブル情報			
	海外トラブル情報		16件	-
	NRA指示		11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		6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	21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	10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	29件※2
	竜巻		1件	16件※2
	火山		0件	2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		1件	-
	合計		137件	78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。

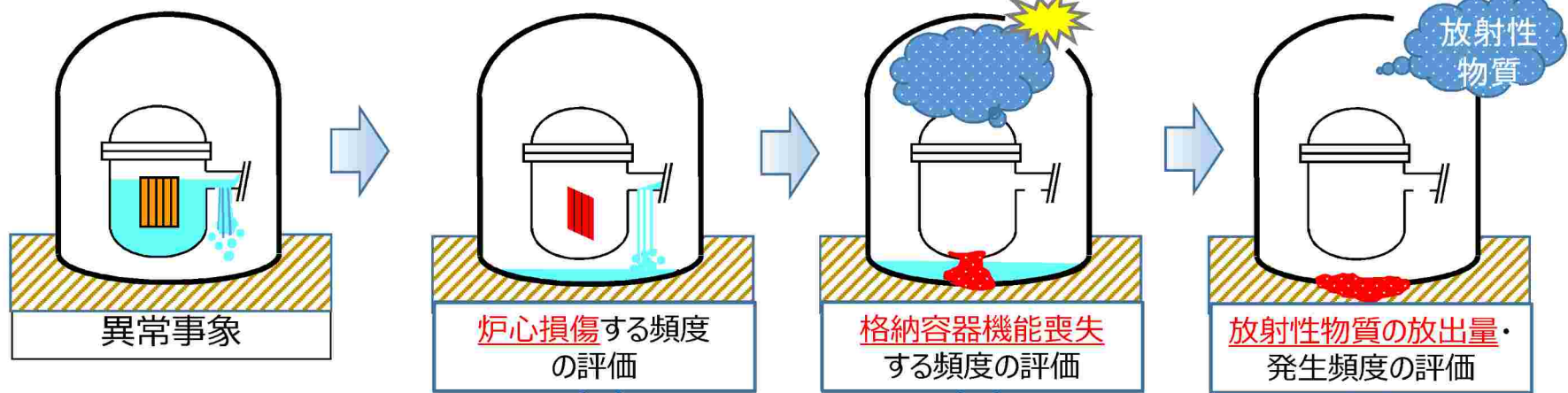
- ① 内部事象及び外部事象に係る評価
- ② 決定論的安全評価
- ③ 内部事象及び外部事象に係る確率論的リスク評価（PRA）
- ④ 安全裕度評価

<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、安全評価の前提となっている設備及び解析コードの変更状況を踏まえ、決定論的安全評価への影響を評価し、その見直しの要否を確認した結果、評価対象期間において、評価時点における評価への影響はなく見直しは必要とならなかった。
- 「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、内的PRA（出力時・停止時）及び外的PRA（地震・津波）を実施。SA対策設備及び特重施設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それぞれ評価を実施した。
- 「④安全裕度評価」は、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。

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(起回事象)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。

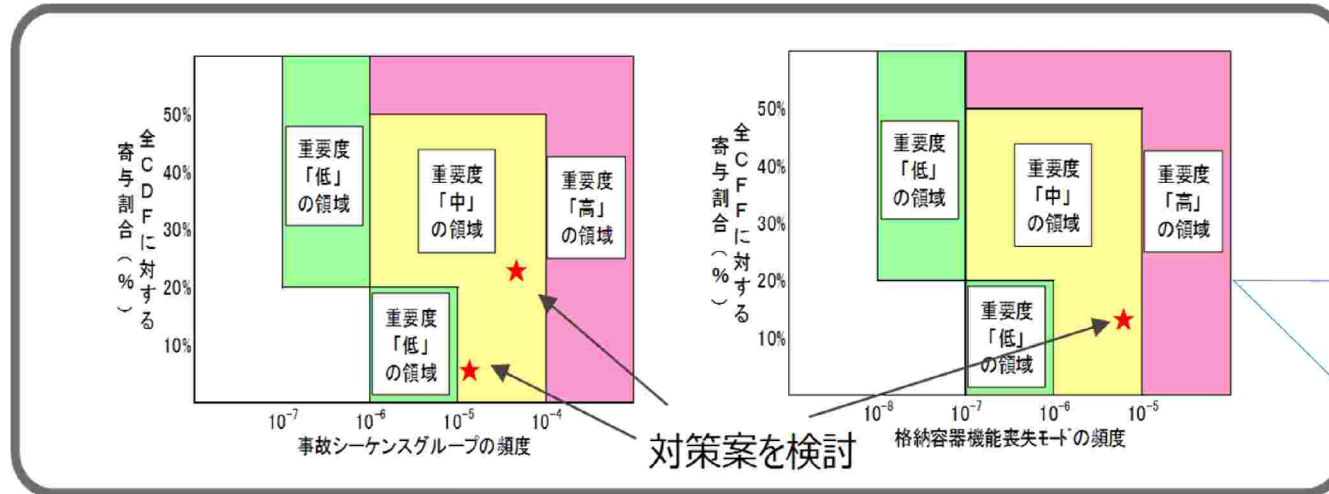


		PRAの分類	レベル 1	レベル1.5	レベル 2 Cs137放出量100TBqを超過する頻度
評価	内部事象	出力時	3.2E-6	1.3E-6	4.2E-7
		停止時	1.4E-6	—	—
	外部事象	地震	1.4E-6	9.0E-7	5.3E-7
		津波	5.0E-8	3.4E-8	2.6E-8
	合計		出力時：4.6E-6 停止時：1.4E-6	2.2E-6	9.8E-7

次頁以降のご説明事項

- 事故シーケンスグループ別・C V 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
- 新設 S A 設備及び特重施設等によるリスク低減効果の確認

○追加措置案の抽出においては、リスク評価結果（PRA結果）から重要度の高い事故シーケンス等を特定し、確率論の観点から追加措置案を提案した後、確率論以外の観点（キーエレメント）の判断材料を統合し、追加措置の採否の意思決定を行う。



各PRA結果を分析し、各事故シーケンス等がいずれのリスク重要度になるかを確認する。

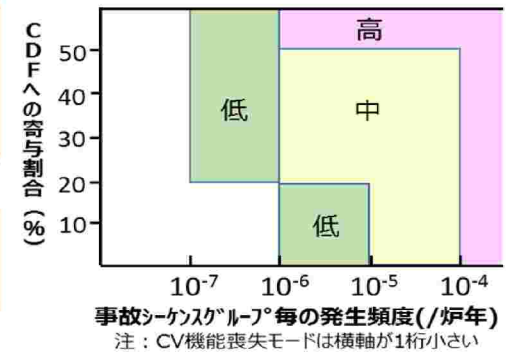
確率論の観点から追加措置案を提案

- 【①確率論的な考慮事項(PRAの観点による意思決定に資する情報)】
- ・プラント全体のリスクと安全目標の比較
 - ・追加措置によるリスク低減効果
 - ・その他の確率論的考慮事項

判断材料を統合し、追加措置の採否の意思決定を行う。

- 【上記以外のキーエレメントに関する情報】
- ②基準及び良好な慣行 ③運転経験
 - ④決定論的考慮事項 ⑤組織に係る考慮事項
 - ⑥セキュリティに係る考慮事項
 - ⑦その他の考慮事項

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	3.4E-7	6.3E-9	4.5E-7 (32.9%)	ε
全交流電源喪失	6.0E-7	1.3E-7	2.7E-7	4.9E-8
原子炉補機冷却機能喪失	5.2E-7	1.9E-9	8.0E-8	ε
原子炉格納容器の除熱機能喪失	2.4E-8	ε	1.7E-9	ε
原子炉停止機能喪失	2.2E-10		1.1E-9	
ECCS注水機能喪失	2.7E-7	ε	3.7E-7 (27.1%)	ε
ECCS再循環機能喪失	1.3E-6 (40.6%)	ε	2.4E-8	ε
崩壊熱除去機能喪失(停止時)		5.6E-7 (40.0%)		
原子炉冷却材の流出(停止時)		7.4E-7 (61.7%)		
反応度の誤投入(停止時)		ε		
炉心損傷直結事象			1.7E-7	1.1E-9
格納容器バイパス	1.4E-7			
合計	3.2E-6	1.4E-6	1.4E-6	5.0E-8

【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	ε	2.3E-11	ε
格納容器隔離失敗	1.2E-7 (28.6%)	2.2E-7 (41.1%)	4.7E-9 (17.4%)
水素燃焼	ε	4.8E-12	ε
水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損	1.3E-7 (31.0%)	1.3E-7 (24.3%)	2.2E-8 (81.6%)
ベースマツト溶融貫通	4.1E-9	1.8E-9	1.8E-10
水蒸気蓄積によるCV先行破損	2.0E-8	2.4E-9	4.8E-12
原子炉容器外水蒸気爆発	2.2E-9	4.5E-10	1.5E-11
格納容器雰囲気直接加熱	ε	E	ε
インターフェイスラムLOCA	5.1E-8		
蒸気発生器伝熱管破損	9.6E-8 (22.9%)	1.8E-7 (33.7%)	9.2E-12
格納容器過温破損	ε	1.3E-10	6.8E-11
格納容器直接接触	ε	ε	ε
地震によるCV先行機能喪失		ε	
合計	4.2E-7	5.3E-7	2.6E-8
放射性物質管理放出	8.9E-7	3.7E-7	8.3E-9

●新設SA対策及び特重施設の効果について

PRAの分類		レベル1 特重施設及び第3蓄電池+新設SAなし→あり	レベル1.5 特重施設及び第3蓄電池+新設SAなし→あり	レベル2 特重施設及び第3蓄電池+新設SAなし→あり	
評価	内部事象	出力時	5.9E-06→ <u>3.2E-06</u> 約5割削減	4.4E-6→ <u>1.3E-6</u> 約8割削減	4.4E-6→ <u>4.2E-7</u> 約9割削減
		停止時	1.9E-06→ <u>1.4E-06</u> 約3割削減	—	—
	外部事象	地震	2.8E-6→ <u>1.4E-6</u> 約5割削減	2.6E-6→ <u>9.0E-7</u> 約7割削減	2.6E-6→ <u>5.3E-7</u> 約8割削減
		津波	3.5E-7→ <u>5.0E-8</u> 約9割削減	3.5E-7→ <u>3.4E-8</u> 約9割削減	3.5E-7→ <u>2.6E-8</u> 約9割削減
	合計	出力時：9.1E-06→ <u>4.7E-6</u> 約5割削減 停止時：1.9E-06→ <u>1.4E-06</u>	7.4E-6→ <u>2.2E-6</u> 約7割削減	7.4E-6→ <u>9.8E-7</u> 約9割削減	

●特重施設の効果について

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	3.3E-06→ <u>3.2E-06</u>	1.6E-6→ <u>1.3E-6</u> 約2割削減	1.6E-6→ <u>4.2E-7</u> 約7割削減
		停止時	1.2E-06→ <u>1.2E-06</u>	—	—
	外部事象	地震	1.5E-6→ <u>1.4E-6</u>	1.1E-6→ <u>9.0E-7</u> 約2割削減	1.1E-6→ <u>5.3E-7</u> 約5割削減
		津波	6.4E-8→ <u>5.0E-8</u> 約2割削減	6.3E-8→ <u>3.4E-8</u> 約8割削減	6.3E-8→ <u>2.6E-8</u> 約9割削減
	合計	出力時：4.9E-06→ <u>4.7E-6</u> 停止時：1.2E-06→ <u>1.4E-06</u>	2.7E-06→ <u>2.2E-6</u> 約2割削減	2.7E-06→ <u>9.8E-7</u> 約6割削減	

○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
- ・格納容器健全及びフィルタベントによる管理放出時のソースターム評価を実施

<評価結果 (内部事象出力運転時PRAの例) >

①格納容器健全

- ・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) を代表的な事故シーケンスとして選定
- ・Cs-137の放出量は事故発生後7日時点で約2.2TBq

②管理放出

- ・格納容器健全の事故シーケンスにおいて、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
- ・Cs-137の放出量は事故発生後7日時点で約1.1TBq

③格納容器機能喪失

- ・既往の知見により定性的に評価した結果、いずれの放出カテゴリにおいても100TBqを超過することを確認

④放出カテゴリごとのソースタームと発生頻度

- ・Cs-137の放出量が100TBqを超えるような事故の発生頻度は 4.2×10^{-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)

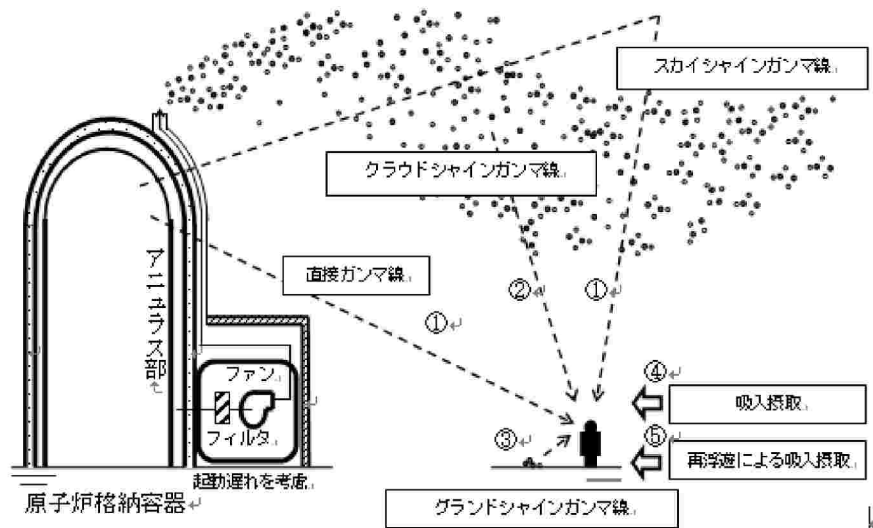
格納容器の状態	分類	発生頻度 (/ 炉年)	Cs-137放出量(TBq)
格納容器バイパス	—	1.5E-07	>100
格納容器破損	エナジエティック	2.4E-09	>100
	先行破損	2.0E-08	>100
	その他	1.3E-07	>100
隔離失敗	—	1.2E-07	>100
健全 (設計漏えい)	—	1.8E-06	約2.2
管理放出	—	8.9E-07	約1.1

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)] 被ばく評価

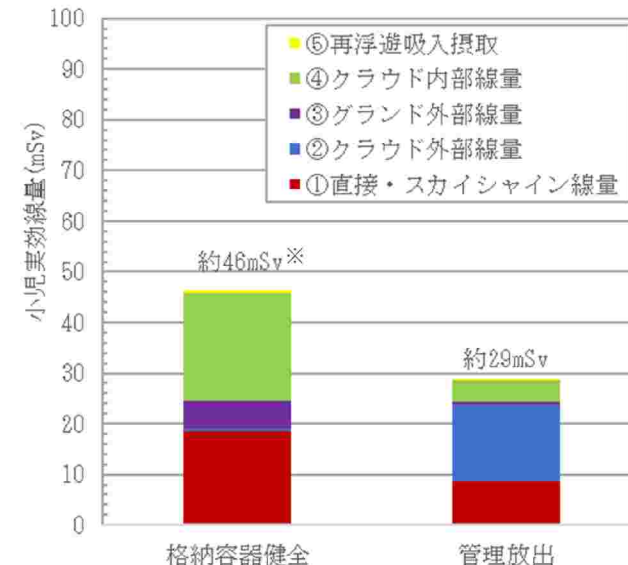
- 敷地境界における被ばく線量評価では、安全性向上評価運用ガイドに従って、格納容器健全及び管理放出が行われている場合に防護対策なしで敷地境界に滞在した際の公衆の個人の被ばく線量を評価
- 実際には公衆に対する早期の防護対策が想定されるが、被ばく経路ごとに考えられる防護措置は考慮せず評価

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、グラウ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格納容器健全：約46mSv、管理放出：約29mSvとなった
- 格納容器健全においては、合計の実効線量に対して内部被ばくによる寄与が大きく占めることを踏まえると、内部被ばくの要因となるよう素に対する防護対策 (屋内退避、安定よう素剤の服用) を行うことで公衆の実効線量は低減すると考えられる。また、直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線に対しては、外部被ばくに対する防護措置 (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
- 管理放出においては、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 (格納容器健全の例)



敷地境界における実効線量の評価結果 (基本ケース)
※格納容器健全は風向による影響を考慮しない値

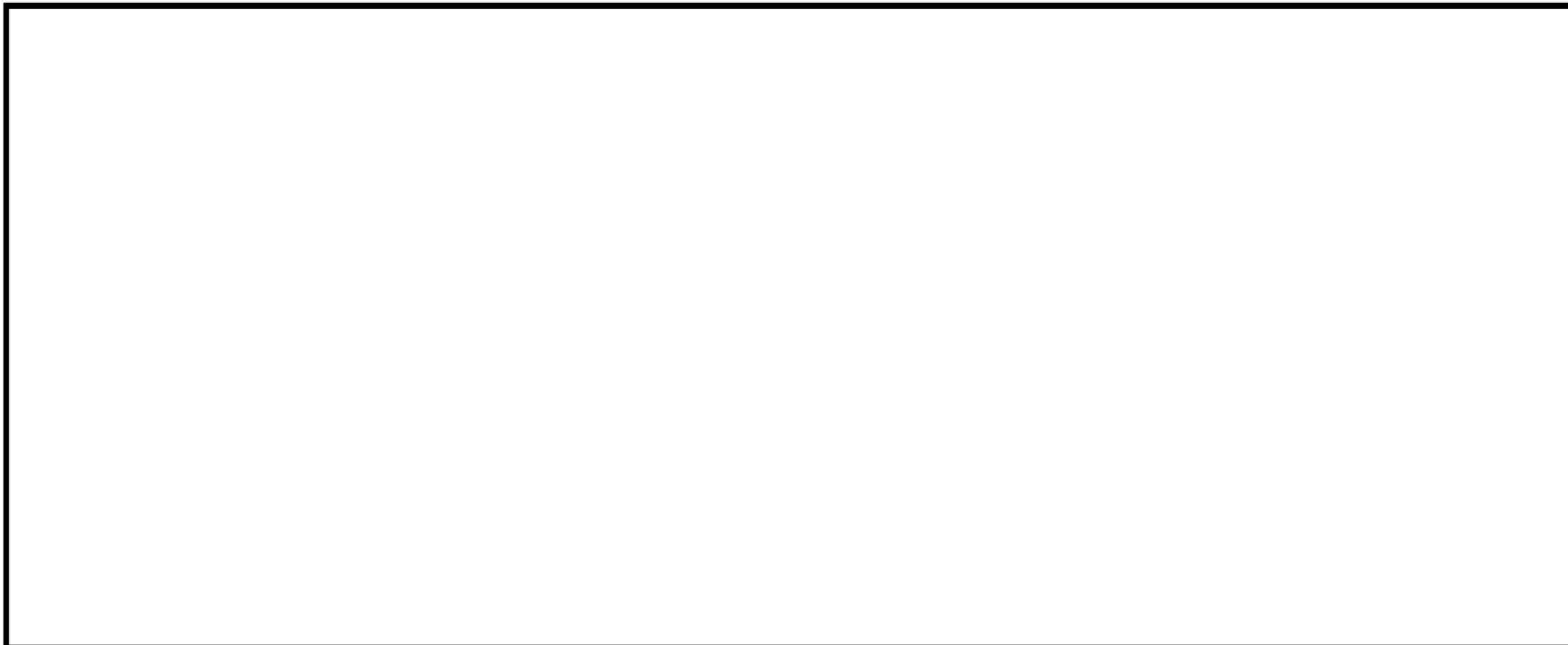
3章 [3.1.3 内部事象及び外部事象に係る確率論的リスク評価 (PRA)] 被ばく評価

参考

放出放射エネルギーの寄与割合の高い上位5核種
(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)
(格納容器健全)

分類	γ線エネルギー0.5MeV換算		I-131等価 小児実効線量係数換算 (内部被ばくに寄与)
	希ガス含む (クラウドシャインガンマ線による外部被ばくに寄与)	希ガス含まない (グランドシャインガンマ線による外部被ばくに寄与)	
核種	Xe-133	I-132	I-131
	Xe-135	I-134	I-133
	Kr-88	I-135	Te-132
	I-132	I-133	Ru-106
	I-134	I-131	Cs-137
	・上位5位寄与割合：94%程度 ・希ガスの寄与割合：90%程度	・上位5位寄与割合：87%程度 ・よう素の寄与割合：同上	・上位5位寄与割合：90%程度 ・よう素の寄与割合：75%程度

(管理放出)



安全裕度評価（ストレステスト）の評価対象範囲・評価項目について

◆ 今回(初回)の安全性向上評価届出では、以下の評価項目について安全裕度評価を実施した。

○今回届出の内容

<評価対象>

- ・ 炉心（出力時、停止時）
- ・ 原子炉格納容器
- ・ 使用済燃料ピット

<評価項目>

- ・ 地震
- ・ 津波
- ・ 地震と津波の重畳

◆ なお、今回実施していない以下の評価項目については次回（第2回）にて実施予定としている。

○次回（第2回）届出予定の内容

<評価対象>

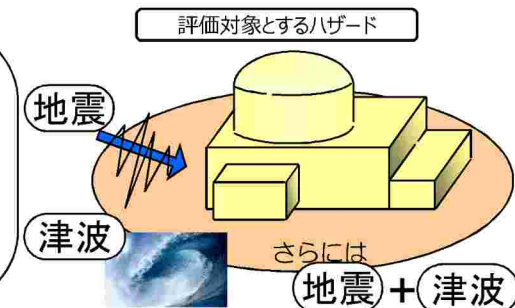
- ・ 炉心（出力時、停止時）
- ・ 原子炉格納容器
- ・ 使用済燃料ピット

<評価項目>

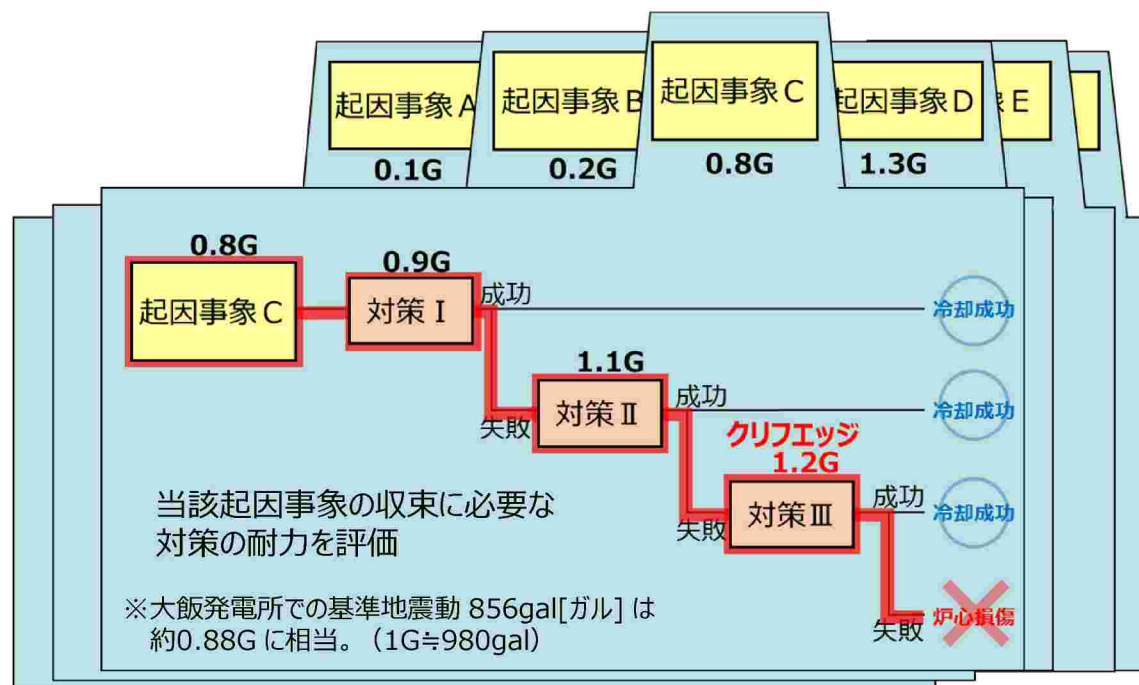
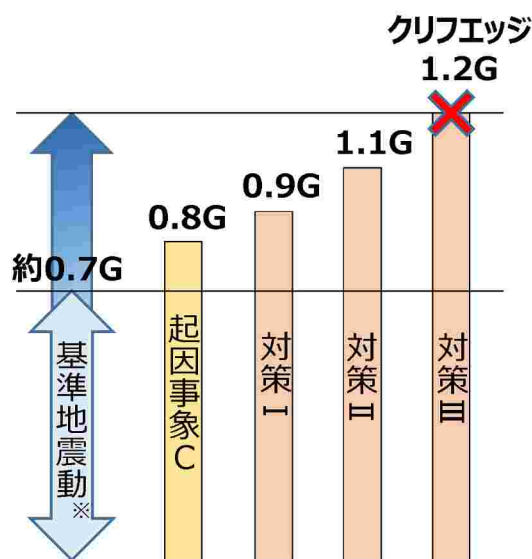
- ・ 地震随伴事象の影響（溢水、斜面崩壊、内部火災、外部火災）
- ・ 津波随伴事象の影響（外部火災）
- ・ 地震と津波の重畳随伴事象の影響（溢水、斜面崩壊、内部火災、外部火災）
- ・ 事象進展と時間評価に関する評価（余裕時間評価、継続時間評価）
- ・ その他自然現象に対するリスク評価

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)

10.1m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

3章 [3.1.4 安全裕度評価] 地震単独事象のクリフエッジ評価結果（出力時炉心）

- ✓ 加速度区分 1（0.95G未満）において、「主給水流量喪失」と「外部電源喪失」の起因事象が発生するが、加速度区分 1 では炉心損傷に至らない。
- ✓ 加速度区分 2（0.95～1.18G未満）において、0.95Gで S G 給水入口管台が損傷することで、「主給水管破断」の起因事象が追加で発生する。加速度区分 2 のイベントツリーを以下に示す。
- ✓ 収束シナリオ①については0.95G（S G 給水入口管台）で機能喪失。収束シナリオ②、③、④については、1.19Gまで耐力があるため、当該加速度区分では炉心損傷に至らず、次の加速度区分 3（1.18G～1.20G未満）で発生する起因事象「CV機能喪失直結（蒸気発生器：HCLPF1.18G）」により、出力運転時の炉心損傷防止のクリフエッジ地震加速度は1.18Gと特定した。

- ✓ 格納容器損傷については、1.18G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1.18Gとなる。

- ✓ 加速度区分1 (1.3G未満)において、「主給水流量喪失」と「外部電源喪失」の起因事象が発生するが、加速度区分1ではSFP燃料損傷に至らない。
- ✓ 加速度区分2 (1.3~1.43G未満)において、1.3Gでほう酸回収装置蒸留液クーラが損傷することで「原子炉補機冷却水系の全喪失」が発生する。加速度区分2のイベントツリーを以下に示す。
- ✓ 収束シナリオ①については1.12G (燃料ピット脱塩塔)で機能喪失。収束シナリオ②については (原子炉補助建屋直流分電盤)で機能喪失。収束シナリオ③については1.43Gまで耐力があることから、当該加速度区分ではS F P燃料損傷に至らない。
- ✓ 次の加速度区分3 (1.43~1.53G未満)において、1.43Gで、「SFP燃料損傷直結」の起因事象が発生することにより、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1.18G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燃料損傷防止対策のクリフエッジ地震加速度は、CVと同じ1.18Gと特定した。

- ✓ 加速度区分 1（1.18G未満）において、「外部電源喪失」の起因事象が発生する。加速度区分 1 のイベントツリーを以下に示す。
- ✓ 収束シナリオ①～④について、耐力が1.19Gであることから、当該加速度区分では炉心損傷に至らず、次の加速度区分 2（1.18G～1.20G未満）で発生する起因事象「CV機能喪失直結（蒸気発生器：HCLPF1.18G）」により、停止時の炉心損傷防止のクリフエッジ地震加速度は1.18Gと特定した。

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、10.1m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。
- ✓ 10.1m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、10.1m以上で炉心損傷に至る。
- ✓ SFPについては、緩和機器である燃料補給用ポンプ（送水車用）の設置高さである10.1m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	炉心損傷防止	CV破損防止	SFP損傷防止
4m未満	なし	なし	○	○	○
4~6m未満	No. 2 起動変圧器しゃ断器	外部電源喪失	○	○	○
6~10.1m未満	海水ポンプ	外部電源喪失 原子炉補機冷却海水系の全喪失	○	○	○
10.1m~	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）	外部電源喪失 原子炉補機冷却海水系の全喪失 炉心損傷直結、CV機能喪失直結 他	×	×	×

- ✓ 津波高さが建屋シールの10.1mを超えるとクリフエッジに至るとする前述の評価を踏まえ、遡上の影響を考慮したクリフエッジ津波高さを評価する。
- ✓ 遡上解析により、3号機取水口前^{※1}で10.1mの津波が発生すると、遡上の影響を受け、3号機建屋前では津波高さが建屋シール高さの10.1mを超えるとする結果が得られる。
- ✓ 建屋で津波高さが10.1mを超えないためには、3号機取水口前の津波高さが9.4m以下となる必要がある。
- ✓ 3号機取水口前^{※1}における津波高さをクリフエッジ津波高さの基準とすると、遡上の影響により、クリフエッジ津波高さは10.1mではなく9.4mとする。

※ 1 : 敷地への遡上経路の入口にあたり、H P^{※2}近傍かつ基準津波の評価地点の中から、3号機取水口前を、クリフエッジ津波高さの基準地点と設定。

※ 2 : ハザードカーブ (ハザード発生頻度) を算出するポイント

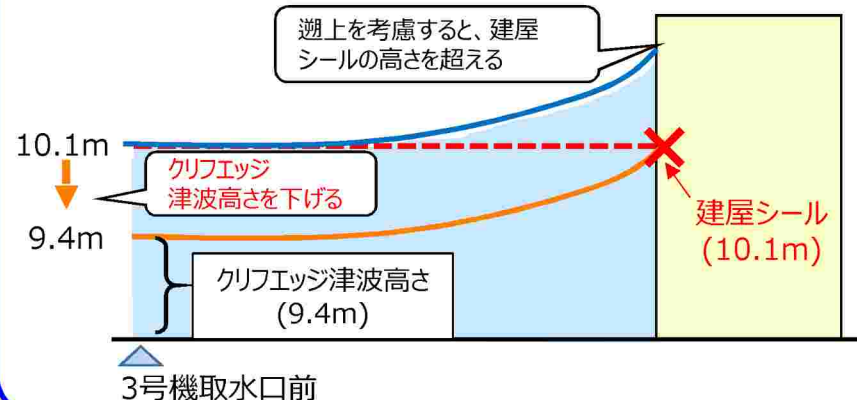
美浜 3号機での遡上解析

遡上の特徴[※]

※大飯 3号機も同様

美浜では遡上の影響を受け、建屋に近づくにつれて津波高さが増加していく。

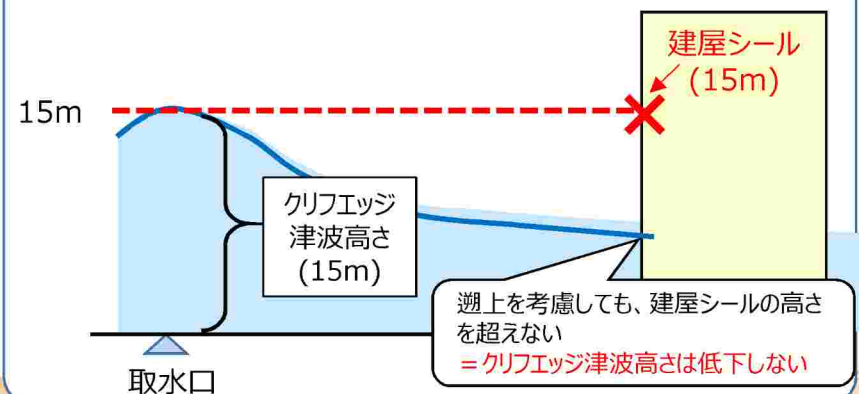
→建屋に到達する津波高さが、クリフエッジに至る10.1m (建屋シール) を超える。



【参考】高浜 3, 4号機での遡上解析

遡上の特徴

高浜では建屋に近づくにつれて津波高さは低下していく。



●福島第一原子力発電所事故を踏まえた安全性向上対策及び特重施設の設置後の地震、津波及び地震・津波の重畳に対する十分高い耐性を確認

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)	1.18G (蒸気発生器)
	炉心(停止時)	1.18G (蒸気発生器)
	C V	1.18G (蒸気発生器)
	使用済燃料 ピット	1.18G(CV損傷による屋外作業失敗)※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)	9.4m (建屋シール) ※1
	炉心(停止時)	9.4m (建屋シール) ※1
	C V	9.4m (建屋シール) ※1
	使用済燃料 ピット	9.4m(CV損傷による屋外作業失敗)※2

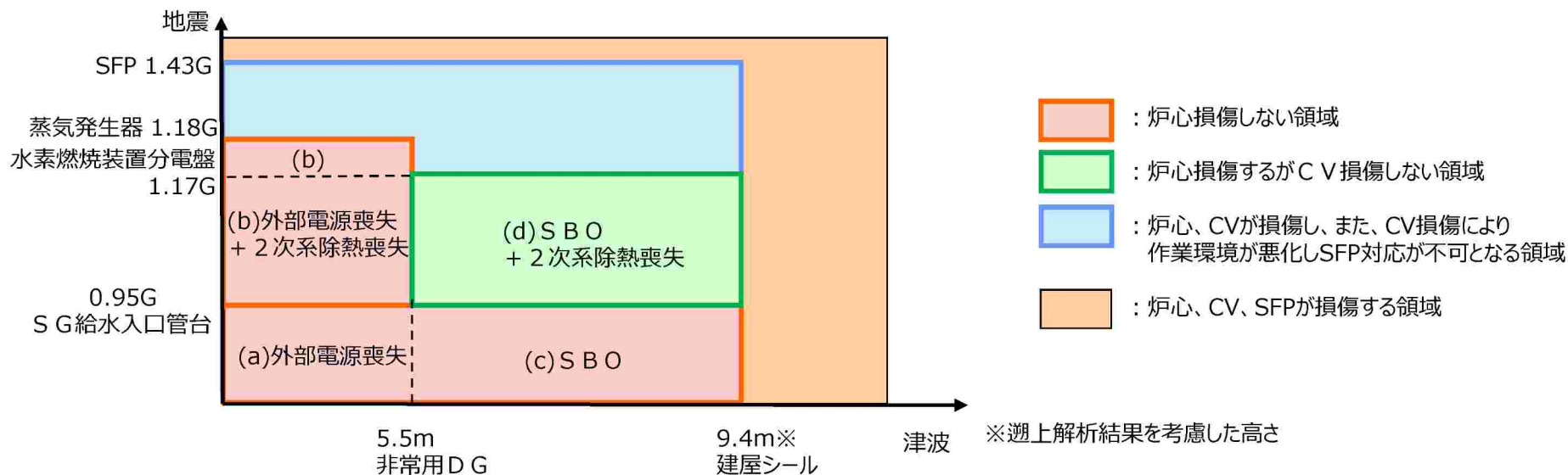
項目		クリフエッジ評価結果
③地震・ 津波重畳 クリフエッジ 評価 (津波遡上評価含む)	炉心 (出力時)	1.18G (蒸気発生器)
		9.4m (建屋シール) ※1
		0.95G(蒸気発生器給水入口管台)と 5.5m (非常用ディーゼル発電機) の重畳
	炉心 (停止時)	1.18G (蒸気発生器)
		9.4m (建屋シール) ※1
	C V	1.18G (蒸気発生器)
9.4m (建屋シール) ※1		
使用済燃料 ピット	1.17G(水素燃焼装置分電盤)と 9.4m (非常用ディーゼル発電機) の重畳	
	1.18G (CV損傷による屋外作業失敗)※2	
		9.4m(CV損傷による屋外作業失敗)※2

※1 : 遡上の影響を考慮した値。3号機取水口前で津波高さが9.4mのとき、3号機建屋周辺の津波高さは10.1m(建屋シール高さ)となる。
 ※2 : C Vが損傷すると屋外作業が困難となることから、C Vクリフエッジと同じとなる。

【参考】 基準地震動 : 1.01G
 基準津波高さ: +3.3m (3号機取水口前)

美浜3号機のストレステストからの追加措置案の抽出については、随伴事象(地震随伴内部火災等)、余裕時間評価の評価結果が出揃う次回以降に実施する。

- ✓ 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。



No	主な事故対応（炉心・C V 損傷防止対策）※ 1
(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"> • 恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ • 大容量ポンプによる自然対流冷却

※ 1：SFP損傷防止対策としては、「SFP冷却系設備による冷却」又は「送水車による海水注水」を行なう。

○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）、安全裕度評価（ストレステスト）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、美浜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。

○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> (1/2)

No.	追加措置	実施時期(予定)※	評価分野
1	抽出水オリフイス取替 通常の抽出ラインに設置している3台のオリフイスのうち、A抽出水オリフイスを通水量の大きいものに取り替える。	2023年度 (第27回定期事業者検査)	施設管理
2	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27回定期事業者検査)	施設管理 新知見
3	1相開放故障検知システム設置 所内母線の安定化（所内への異常拡大防止）を図るため、所内母線への1相開放故障検知システムを設置する。	2023年度 (第27回定期事業者検査)	施設管理 新知見
4	仮設中圧ポンプ使用可能条件の手順書類への反映 仮設中圧ポンプの使用可能条件を手順書類へ反映する。	2022年12月	運転管理
5	非常時における電源と設備の組み合わせの多様化 非常時の対応として、重大事故等対処設備の電源による設計基準事故対処設備の活用、および設計基準事故対処設備の電源による重大事故等対処設備の活用のために、電源容量を考慮したうえで起動できる設備を選定するための検討手順を作成する。	2023年度中	非常時の 措置

※総合評価チームによる追加措置決定時点（2023年1月11日）の状況

<①今回の評価で新たに抽出した追加措置> (2/2)

No.	追加措置	実施時期(予定)※	評価分野
6	ECCS再循環自動切替装置の導入 ECCS再循環切替操作に係る信頼性向上のため、自動切替装置を導入する。	2025年度以降 実施予定	確率論的 リスク評価
7	RCPシャットダウンシールの導入 全交流電源喪失時の対応能力向上及び信頼性向上を図るため、シャットダウンシールを導入する。	2025年度以降 実施予定	確率論的 リスク評価 新知見
8	運転員及び緊急安全対策要員を対象とした教育・訓練へのリスク情報の活用 リスク情報（PRAから得られる重要シナリオやリスク上重要度が高い操作）を活用した教育・訓練を実施することで運転員及び緊急安全対策要員の意識を高め、事故対応能力を向上する。	2023年度中 活用開始予定	確率論的 リスク評価

※総合評価チームによる追加措置決定時点（2023年1月11日）の状況

②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）（1/3）

今回（第1回）の評価対象期間において、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」について美浜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	軽微事象の検出・対応の仕組みの改善 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する。	高浜3,4号 第1回届出 大飯3,4号 第1回届出	新検査制度の運用開始（2020年4月）に併せて本格運用開始	品質保証
2	M A A Pコードを導入した運転シミュレータでのS A訓練の実施 M A A Pコードにより炉心損傷後のプラント状態を模擬できる運転シミュレータで対応操作訓練を実施する。	高浜3,4号 第1回届出	2018年4月から実施中	運転管理
3	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。	高浜3,4号 第1回届出 大飯3,4号 第1回届出	2022年度実施	施設管理
4	主変圧器取替 経年劣化傾向を踏まえ、予防保全対策として、主変圧器を取り替える。	高浜3,4号 第1回届出	2019年度実施	施設管理
5	緊急時におけるリーダーシップ能力向上研修（たいかん訓練）の導入 緊急時に現場の指揮者クラスに要求されるリーダーシップ能力（コミュニケーション能力やストレス下の意思決定能力等）を高める研修を実施し、その結果を踏まえて研修内容自体を継続的に改善していく。	高浜3,4号 第1回届出 大飯3,4号 第1回届出	2016年度から実施中	非常時の措置
6	労働災害防止に向けた活動の強化 T B M（ツール・ボックス・ミーティング）の充実、現場パトロールの強化及び作業員の体調管理強化等を実施する。	高浜3,4号 第1回届出 大飯3,4号 第1回届出	2017年9月から実施中	安全文化の醸成活動

②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） (2/3)

No.	追加措置	抽出号機	実施時期	評価分野
7	<p>トラブル対応時に求められる運転員のパフォーマンスの更なる向上 運転員のパフォーマンスの更なる向上を図るため、原子力発電訓練センターのシミュレータにより、以下の訓練を実施する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ヒューマンパフォーマンスツールの活用・習熟に特化した「高集約訓練（H I T : High Intensity Training）」 ・チームパフォーマンスの向上に特化した「チームパフォーマンス訓練（T P T : Team Performance Training）」 	高浜4号 第2回届出	2020年4月から実施中	運転管理
8	<p>ミッドループ運転の運用改善 ミッドループ運転時の炉心損傷リスクを低減させるため、定期検査のミッドループ運転時に水位を上げた運転を実施する。</p>	高浜4号 第2回届出	2021年7月に実施	運転管理
9	<p>設計基準文書（DBD）の整備・運用 コンフィギュレーション管理（CM）の設計要件の管理を強化するため、安全上重要な設計要件を取りまとめた文書（設計基準文書）を整備し、運用する。</p>	大飯3,4号 第1回届出	2021年4月に実施	施設管理
10	<p>O2SCC配管取替 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る。</p>	大飯3,4号 第1回届出	2021年度まで実施	施設管理
11	<p>自主的安全性向上のためのPRA活用の充実 定期検査中の燃料が装荷されている期間において、リスクの増減を1週間ごとに見える化したリスク情報を活用し、定期検査期間中における安全管理の充実を図る。また、運転期間中においても、PRAによって得られるリスク情報等を活用した意思決定（RIDM）を推進し、発電所の安全性を向上させていく。</p>	大飯3,4号 第1回届出	活動の結果を踏まえ今後も継続的に実施していく	施設管理
12	<p>労働災害防止に係る本質安全化対策の実施 リスクアセスメントで抽出したリスク軽減措置のために設備改善を必要とする施設に対する改善を促進する</p>	大飯3号 第2回届出	既に取り組んでいる活動の強化・定着	安全文化の醸成活動

②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） (3/3)

No.	追加措置	抽出号機	実施時期	評価分野
13	<p>余熱除去系統の高温水のフラッシュ事象防止対策の実施 余熱除去系統において高温水のフラッシュ事象が発生する可能性を考慮し、事故対応手段である低圧注入系の機能喪失を防止する対策として、プラント起動時に余熱除去系統の早期隔離を行い、また、プラント停止時に使用する余熱除去系統を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系統1系統を確保する運用に変更する。</p>	大飯3号 第2回届出	2019年11月に実施	運転管理

＜日常の保安活動を通じて実施された取組み＞

③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）(1/2) ※

今回（第1回）の評価対象期間において、実施された安全性向上に資する取組みの内、美浜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	1次系強加工曲げ配管取替 1次系配管の信頼性向上の観点から、配管製作時の強加工により形成された硬化層を有する曲げ配管について、硬化層が形成されていない曲げ配管に取り替えた。	2019年度から実施中	施設管理
2	1次系試料採取系統配管取替 大飯3号機原子炉格納容器内での漏えい事象に鑑み、1次系試料採取系統の小口径配管の接続部について、信頼性向上の観点より、カップリング溶接式継手から、突合せ溶接式継手の配管に取り替えた。	平成18年度から実施中	施設管理
3	中央制御盤取替 中央制御盤に設置されている機器について、既に生産中止となっているものがあるため、保守性向上の観点から、中央制御盤全体を最新のデジタル式の盤に取り替えた。	2019年度実施	施設管理
4	パフォーマンス向上を目指した取組み 発電所のパフォーマンス向上活動の推進を目的に、発電所幹部が直接パフォーマンスの状況をレビューし、改善のための議論を行うため、CAP会議の中でパフォーマンス向上を目指した取組みの審議を行うこととした。 (パフォーマンス状況確認の例：揚重作業及び高所作業に係るリスク低減活動)	2020年5月から実施中	安全文化の醸成活動
5	防災対応時の作業員の安全対策の改善 高浜発電所において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運転者とホース整頓者の間で速やかに意思疎通できるように無線等の通信手段を配備するとともに、訓練時の注意事項を手順書に明記した。	2022年1月に実施	非常時の措置

※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

＜日常の保安活動を通じて実施された取組み＞

③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）(2/2) ※

今回（第1回）の評価対象期間において、実施された安全性向上に資する取組みの内、美浜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
6	ALARA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、ALARA委員会を設置した。	第26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
7	タービン動補助給水ポンプによる蒸気発生器への実注入 タービン動補助給水ポンプについて、事故時等の条件においても必要な性能が発揮できることを確認するため、第25回定期事業者検査期間中に蒸気発生器への実注入によりポンプの性能確認を実施した。	2021年7月に実施	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

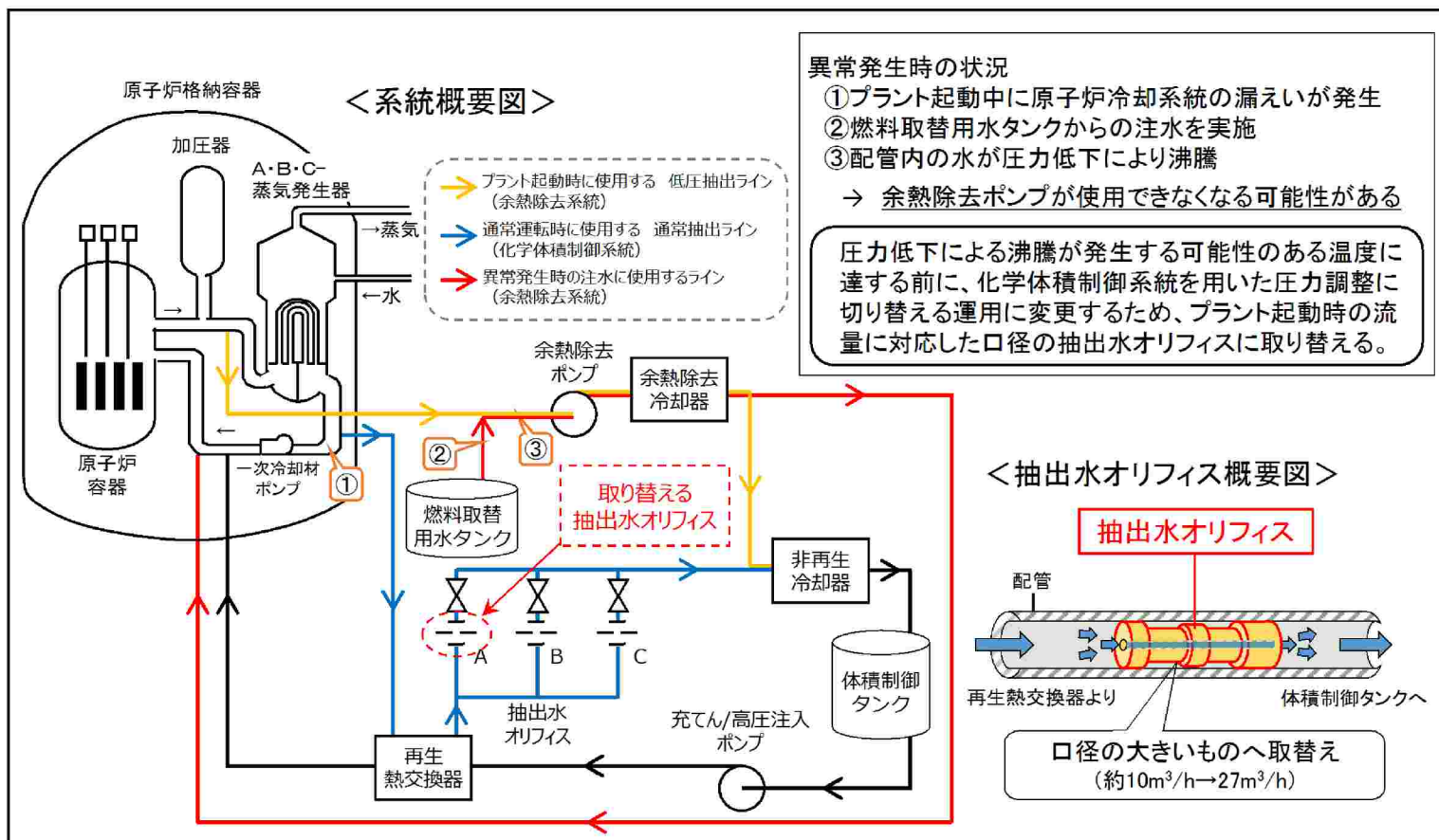
【参考】

○ 目的

余熱除去システムの信頼性向上（プラント起動時（低温状態での余熱除去ポンプ使用時）に発生する可能性が否定できない余熱除去系統配管内蒸気ボイドにより、余熱除去系統機能不全となる可能性を回避）の観点より、プラント起動時に使用する低圧抽出ラインによる原子炉冷却系統（RCS）の圧力調整を、通常運転時に使用する通常抽出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り替える。

○ 概要

通常の抽出ラインに設置している3台のオリフィスのうち、A 抽出水オリフィスを通水量の大きいものに取り替える。



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. 美浜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、美浜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	美浜3号機の詳細設計の作成	2023年 8月 予定
5	要件整合報告書の作成及びATENAへの提出	2023年10月 予定
6	対策工事・検査の実施	2023年度（第27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. 美浜3号機の緩和対策（今回の改造概要）

- 当社は従来より、美浜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）

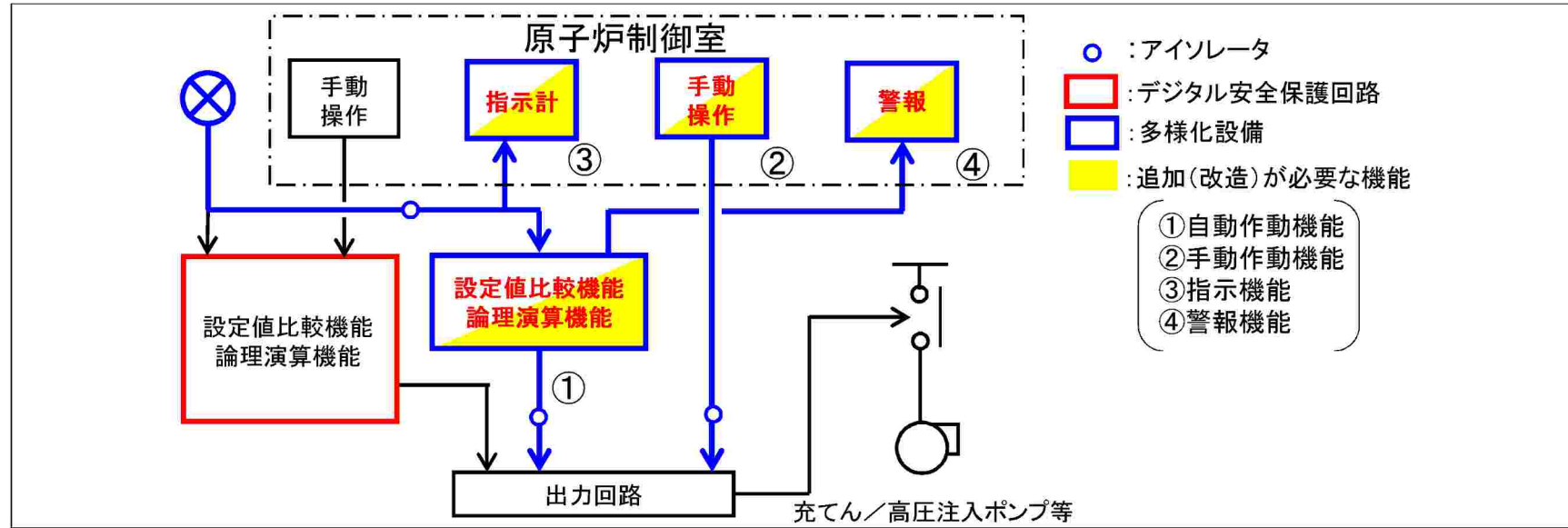
※2 LOCA：1次冷却材喪失事故

※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</p> <p>原子炉トリップ</p> <p>安全防護系シーケンス盤</p> <p>安全保護アナログ盤</p> <p>主蒸気隔離弁等</p> <p>■ デジタル設備 □ 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>原子炉保護系計器ラック</p> <p>原子炉トリップ</p> <p>安全防護系シーケンス盤</p> <p>安全保護アナログ盤</p> <p>主蒸気隔離弁等</p> <p>■ デジタル設備 □ アナログ設備</p> <p>加圧器圧力異常低設定の2/2論理回路追加</p> <p>充てん/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>
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） ・蒸気発生器水位異常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） ・蒸気発生器水位異常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 ・蒸気発生器水位異常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 ・蒸気発生器水位異常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. 美浜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。

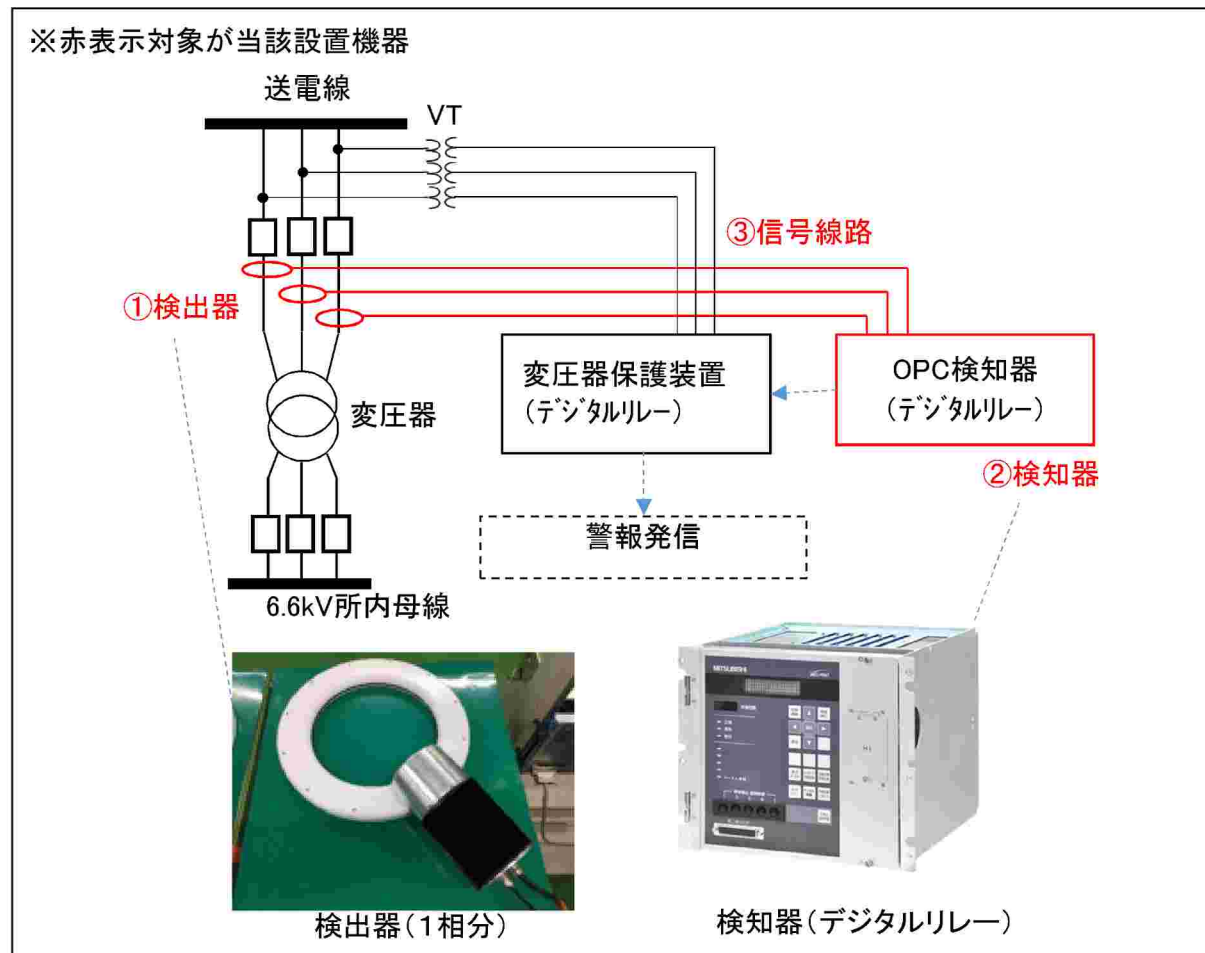


表中の下線部が改造にて追加する機能

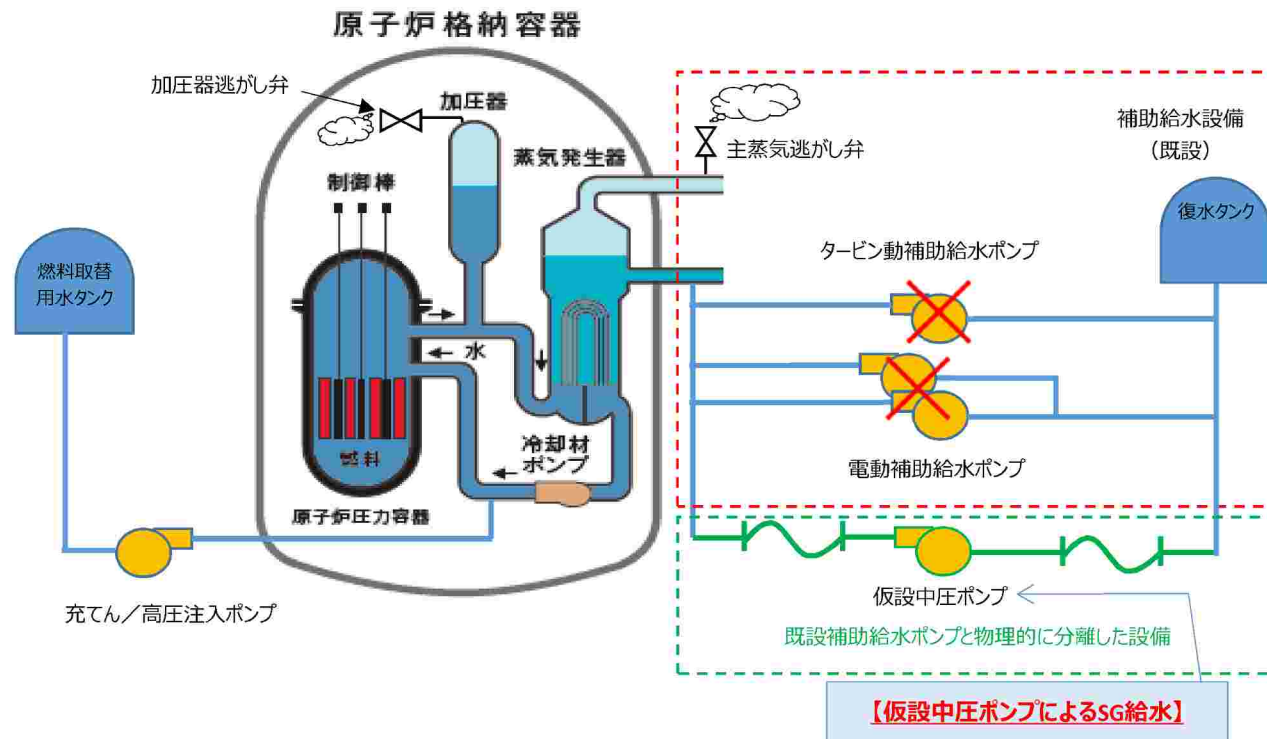
	① 自動作動機能※1	② 手動作動機能※2	③ 指示機能※2	④ 警報機能※1
止める	・原子炉トリップ	・原子炉トリップ	・中間領域中性子束 ・加圧器圧力	・多様化設備作動 ・加圧器圧力低(原子炉トリップ等)
冷やす	・補助給水起動 ・安全注入(高圧/低圧注入系起動)	・補助給水隔離/流量調節 ・安全注入(高圧/低圧注入系)起動 ・主蒸気逃がし弁 ・加圧器逃がし弁	・1次冷却材圧力(広域) ・1次冷却材低温側温度(広域) ・加圧器水位 ・主蒸気ライン圧力 ・蒸気発生器水位(狭域)	・加圧器圧力高(原子炉トリップ等) ・蒸気発生器水位異常低(原子炉トリップ等) ・蒸気発生器水位異常高
閉じ込める	・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	・格納容器圧力 ・燃料取替用水タンク水位 ・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。

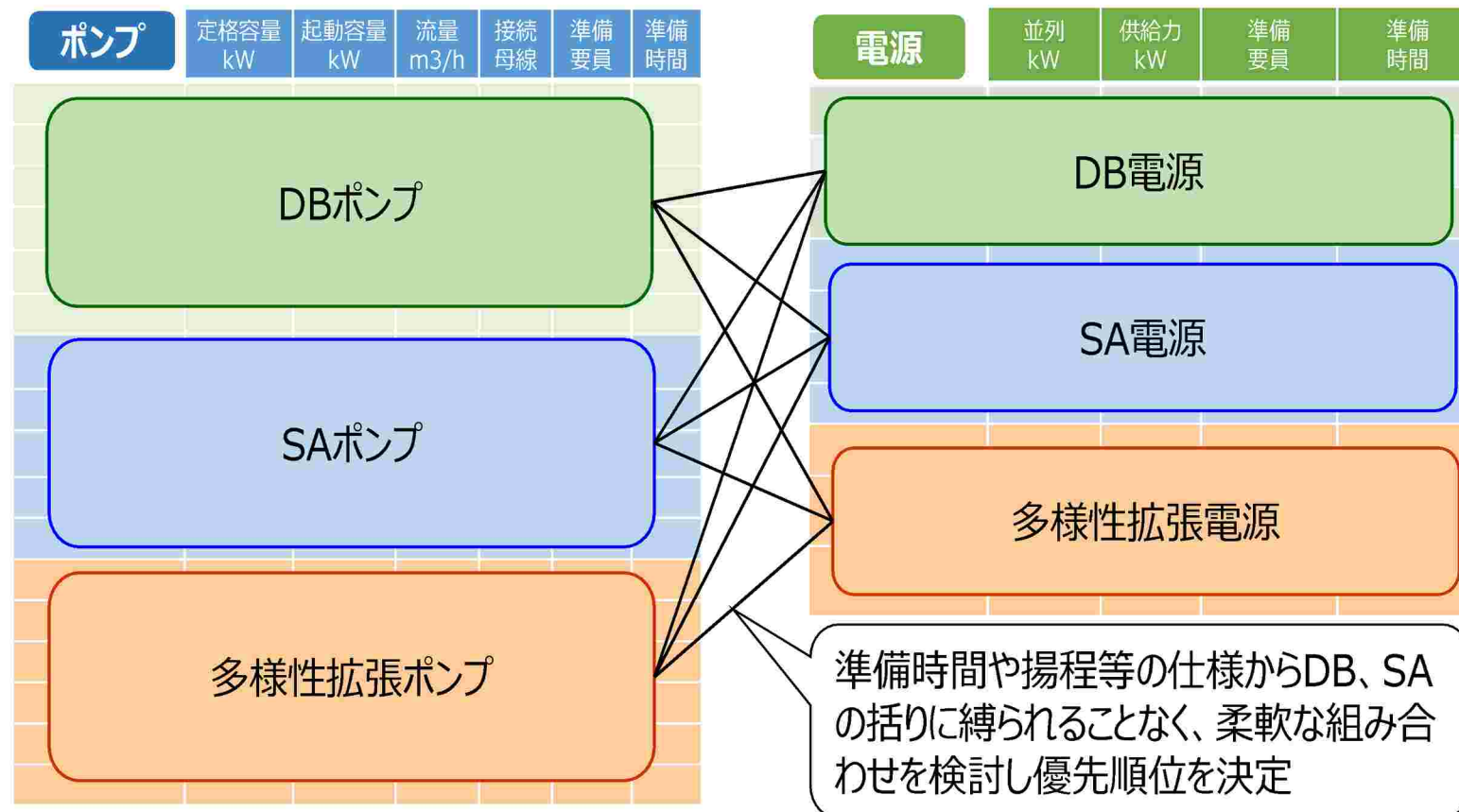
- 目的
所内母線の安定化（所内への異常拡大防止）のため、1相開放故障において検知性の改善が必要な変圧器を対象に、機械的検知可能なシステムを設置する。
- 概要
以下 1 式の検知システムを設置する。
 - ①検出器（光CT等、高精度の電流検出器）×3個（3相各相設置）
 - ②検知器（検出器（デジタルリレー）を内蔵する制御盤）×1式
 - ③信号線路



- 目的
2次系除熱機能喪失時の対応強化のため、仮設中圧ポンプ使用可能条件を手順書類へ反映する。
- 概要
2次系除熱機能喪失時の対応において、仮設中圧ポンプの使用条件を限定することで「蒸気発生器（以下SGという）ドライアウト」もしくは「炉心損傷」を回避可能であることが確認されたため、仮設中圧ポンプにより2次系冷却を復旧する場合の仮設中圧ポンプ使用可能条件を手順書類へ反映する。
- ① 手順書類へ反映する仮設中圧ポンプ使用可能条件
 - ・ SGドライアウト回避のための使用可能条件
(SG水位（広域）10%以上のSGがある場合)
 - ・ 炉心損傷回避のための使用可能条件
(すべてのSG水位（広域）が10%未満の場合)



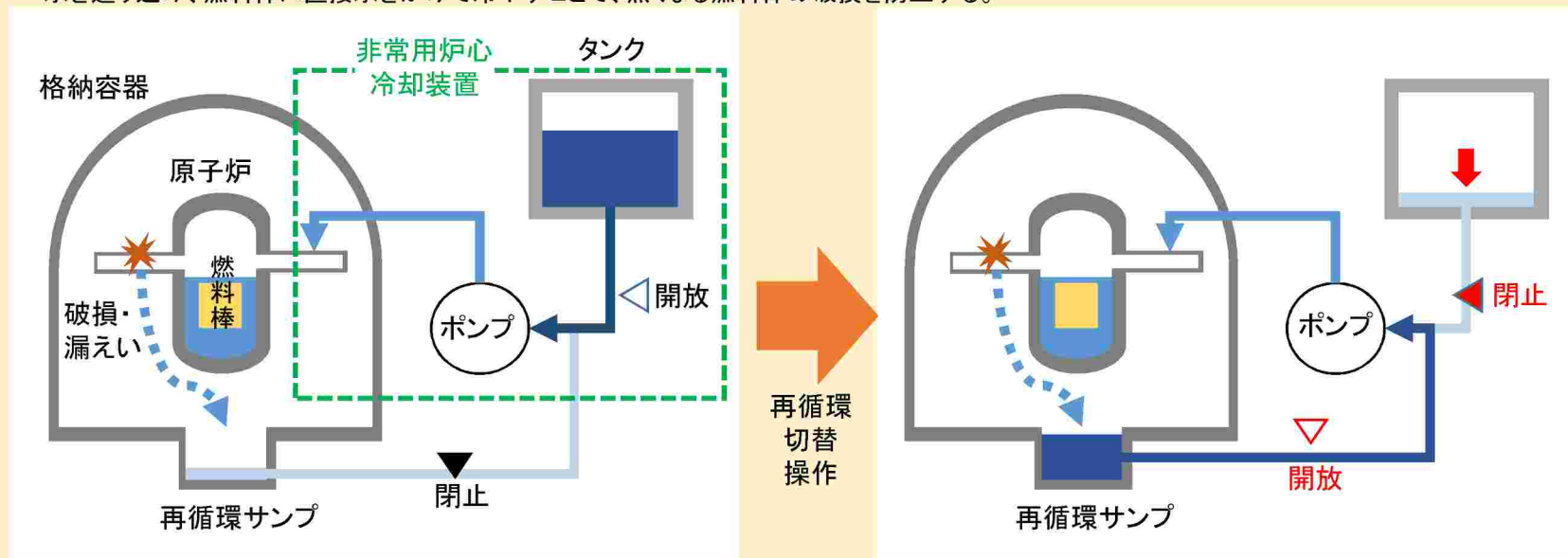
- 目的
事故時手順書に記載している電源と設備の組み合わせに限定せず、電源と設備を柔軟に使用するための手順を整備し、臨機に対応を充実させるため。
- 概要
非常時の対応として、重大事故等対処設備（S A）の電源による設計基準事故対処設備（D B）の活用、およびD B電源によるS A設備の活用のために、電源容量を考慮したうえで起動できる設備を選定するための検討手順を作成する。



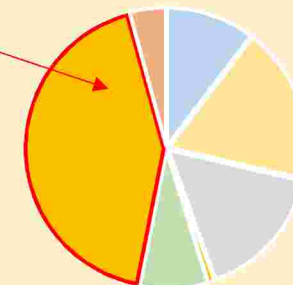
第4章で実施計画を策定した追加措置9件のうち「非常用炉心冷却装置 再循環自動切替装置」の導入を例として紹介します。

- 緊急時に原子炉の中に水を送り込み燃料棒を冷やすための非常用炉心冷却装置※を、燃料棒が冷えるまで長時間作動させるためには、水源となるタンクの水が空になる前に、格納容器の底に設置された、漏れた冷却水を回収する「再循環サンプ」という水槽に水源を切り替える操作が必要となります。

※原子炉内の水が減少したり、太いパイプが破れて急速に水がなくなったときに、緊急に炉心を冷却するために設けられている装置。原子炉の中へ水を送り込み、燃料棒に直接水をかけて冷やすことで、熱くなる燃料棒の破損を防止する。



- この水源をタンクから再循環サンプへ切り替える操作は、手順書が整備され、運転員により繰り返し訓練が行われています。
- 今回、第3章で「確率論的リスク評価(内部事象)」を実施した結果、燃料棒が冷やせなくなるシナリオのなかで、この切替操作が失敗するシナリオが、全交流電源喪失などの他のシナリオに比べ、相対的に大きい(40%以上を占める)ことが特定されました。
- また、この切替操作の信頼性を高めるため、自動切替装置を導入すると、燃料棒が冷やせなくなる確率全体が20%以上低減する見込みが得られました。
- 更に、自動切替装置は、許認可が不要で迅速に導入できること、高浜3/4号機、大飯3/4号機で採用されており同等の信頼性が得られること、運転員の負担軽減となること、セキュリティ対策への影響がないこと、更に導入に要する費用や時間等の判断材料を統合し、追加措置として抽出しました。
- 第4章で、2025年(第28回定検)を目途に導入する計画を策定しました。

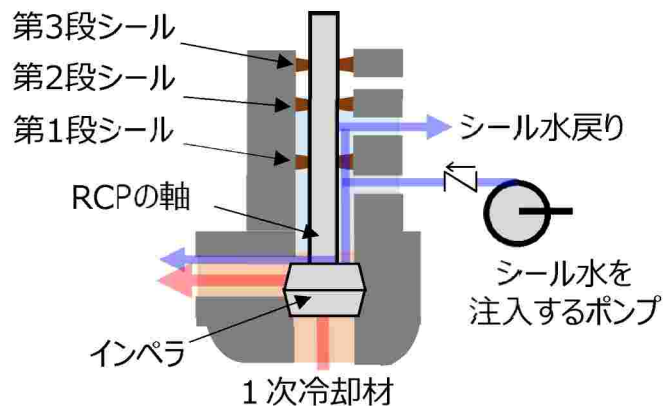


○目的

全交流電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失の際に発生する可能性があるRCPシール部からの1次冷却材の喪失(RCPシールLOCA)事象の防止を図る。

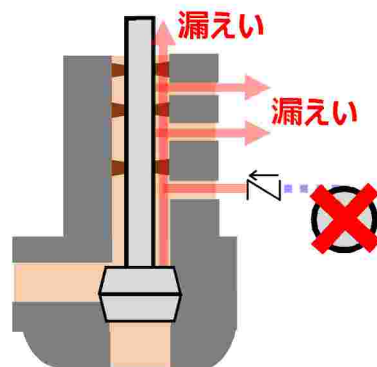
○概要

既存のRCPシール部に、熱で作動するシール(SDS [シャットダウンシール])を導入する。



通常運転中の1次冷却材の流れ

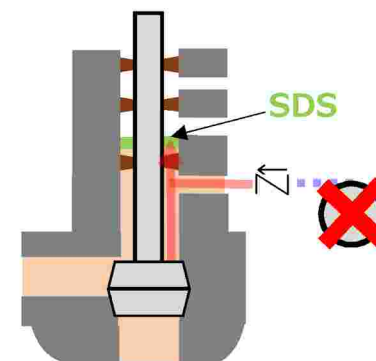
低温のシール水を注入し、高温の1次冷却材が直接シール部に到達するのを防止



SBO時の1次冷却材の流れ (SDSなし)

シール水を注入するポンプが停止しシールが高温となり破損、RCPシールLOCAが発生する恐れあり

SDS導入後



SBO時の1次冷却材の流れ (SDSあり)

高温の1次冷却材によりSDSが作動しRCP軸周りの1次冷却材の流れを遮断、RCPシールLOCAを防止

大飯4号機／高浜3号機／美浜3号機 内的事象及び外的事象に係る確率論的リスク評価結果

レベル1 P R A (炉心損傷に至る頻度：C D F)			
プラント	大飯4号機	高浜3号機	美浜3号機
内的出力時	1.2E-06	7.5E-07	3.2E-06
内的停止時	1.0E-06	6.9E-07	1.4E-06
地震	5.1E-07	2.5E-07	1.4E-06
津波	3.7E-09	1.2E-07	5.0E-08
合計※	1.7E-06	1.1E-06	4.7E-06

※内的出力時、地震、津波の合計値

レベル1.5 P R A (格納容器が機能喪失する頻度：C F F)			
プラント	大飯4号機	高浜3号機	美浜3号機
内的出力時	5.2E-07	3.7E-07	1.3E-06
地震	3.4E-07	1.5E-07	9.0E-07
津波	3.2E-09	8.1E-08	3.4E-08
合計	8.6E-07	6.0E-07	2.2E-06

レベル2 P R A (放射性物質の大規模放出頻度：C F F)			
プラント	大飯4号機	高浜3号機	美浜3号機
内的出力時	3.1E-07	2.4E-07	4.2E-07
地震	3.0E-07	1.0E-07	5.3E-07
津波	3.1E-09	5.0E-08	2.6E-08
合計	6.1E-07	3.9E-07	9.8E-07

