

伊方発電所 3 号機 第 5 回安全性向上評価の概要 補足説明資料

2026年 7月15日
四国電力株式会社

1. 安全性向上評価について	2～ 4
2. 第5回安全性向上評価の概要	5～
第1章 安全規制によって法令への適合性が確認された範囲	8
第2章 安全性の向上のため自主的に講じた措置	9～21
第3章 安全性の向上のため自主的に講じた措置の調査及び分析	22～26
第4章 総合的な評価	27～40

本評価で新たに策定した安全性向上計画の概要は、以下のアドレスをご覧ください。

https://www.yonden.co.jp/assets/pdf/energy/atom/safety/safety_improvement/index/5_summary.pdf

- 添付資料 1 これまでに実施済みまたは運用開始済みの措置
- 添付資料 2 これまでの継続的な安全性向上に係る具体的な取り組み
- 添付資料 3 これまでの社会への情報発信、社会とのコミュニケーション実績

本資料では、**赤文字**、**青文字**は以下を示す。

・**赤文字**：第5回安全性向上評価届出におけるポイント

・**青文字**：安全性向上評価届出に係る改善事項※1、運用ガイド等改正※2 等に対して改善を実施した項目

※1：平成29年度 第59回原子力規制委員会 資料1（平成30年1月17日）

※2：炉安審・燃安審報告書を踏まえ、令和7年5月27日施行された実用炉規則、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の改正

1. 安全性向上評価について

1. 安全性向上評価について

3

- 安全性向上評価は、事業者自らが、定期事業者検査（以下「定検」という。）毎に、定検終了日から1年以内にプラント状況を確認・評価するとともに、その結果を踏まえた追加措置に対する安全性向上計画を策定するものであり、原子力規制委員会へ届け出るとともに公表することが義務付けられている。
- **第5回安全性向上評価**については、**第18回定検終了（2026年1月21日）時点**のプラント状態の確認及びその状態での各種評価を実施し、**2026年7月15日に届出を実施**しました。

【過去実績】第1回届出 2019年 5月24日 第3回届出 2023年12月19日
第2回届出 2022年 7月22日 第4回届出 2025年 5月12日

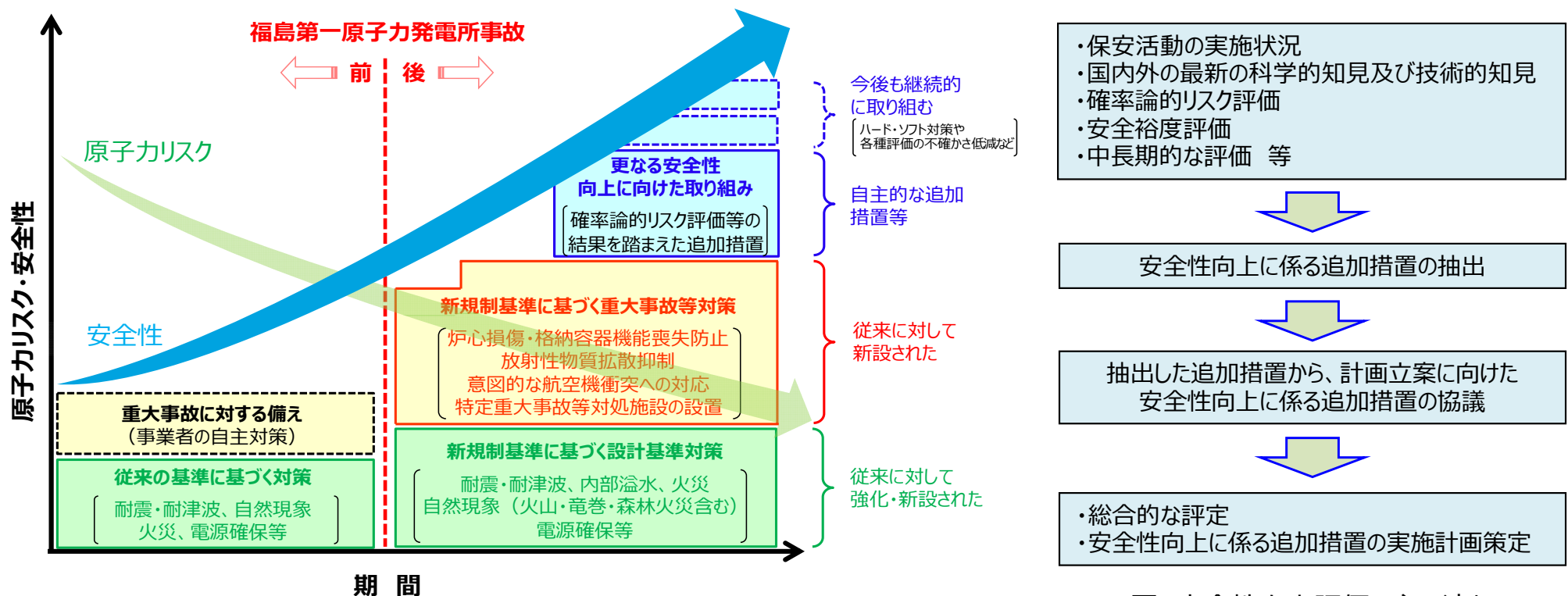


図 安全性向上評価の主な流れ

- 安全性向上評価は4章構成であり、それぞれ以下の内容を取りまとめています。

[第1章：安全規制によって法令への適合性が確認された範囲]

【評価実施時期：定検毎】

- ・安全規制によって法令への適合性が確認された範囲の設備、手順等の確認

[第2章：安全性の向上のため自主的に講じた措置]

【評価実施時期：定検毎】

- ・安全性向上に向けた取り組み方針、保安活動の実施状況、最新知見等の調査及びその結果を踏まえた追加措置の確認

[第3章：安全性の向上のため自主的に講じた措置の調査及び分析]

【評価実施時期：原則5年毎※1】

- ・決定論的安全評価（安全裕度評価※2含む。）、確率論的リスク評価(PRA)※3及びハザード評価並びに安全性向上活動の実施状況に関する中長期的な評価※4を実施し、プラントの安全性の評価及びその結果を踏まえた追加措置の抽出

[第4章：総合的な評定]

【評価実施時期：原則5年毎※1】

- ・抽出した追加措置に関する安全性向上計画を策定

※1：PRAもしくは安全裕度評価に大きな影響を与えることが見込まれる大規模な工事等を実施した場合は、5年未満でも評価を実施。また、安全性向上活動の実施状況に関する中長期的な評価については、原則10年毎に実施

※2：設計上の想定を超える地震、津波等の外部事象に対する頑健性を評価（クリフエッジの特定）

クリフエッジ：地震動や津波高さが設計基準を超えて事象収束に必要な設備の機能喪失が生じることにより、事象進展が急変して燃料等の重大な損傷に至る状態となる場合に、支配的となる設備及びその裕度を表す指標

※3：内部事象（機器の故障等）、外部事象（地震、津波等）を起因とする炉心損傷頻度、格納容器機能喪失頻度等を評価

※4：保安活動や自主的な取り組みについて調査分析し、中長期的な観点から有効性を評価

2. 第5回安全性向上評価の概要

[第1章：安全規制によって法令への適合性が確認された範囲]

- 2025年5月に改正された運用ガイド※¹を参照し、**評価時点における設置許可申請書(完本)※²等を届出書に含め**、安全規制によって法令への適合性が確認された範囲を明確にした。

※1：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

※2：原子炉等規制法第43条の3の5第2項及び核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律施行令（昭和32年政令第324号）第20条の2第2項に基づく申請書等について、評価時点までに受けた許可の情報をすべて反映したもの

[第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」の評価結果や「国内外の最新の科学的知見及び技術的知見」の収集・分析結果から、**安全性向上、信頼性向上に寄与する自主的な追加措置を抽出**した。

[第3章：安全性の向上のため自主的に講じた措置の調査及び分析]

- 地震及び津波以外の自然現象が設計を一定程度上回る規模で伊方発電所に襲来した場合の影響について、それぞれの自然現象の特性に応じた**「その他自然現象に対するリスク評価」を実施**した。
- これまでの届出で評価結果を示している「**決定論的安全評価**」、地震及び津波の「**安全裕度評価**」、「**確率論的リスク評価**」及び「**ハザード評価**」については、前回第4回届出の評価時点以降、評価結果が変わるような大規模な工事等を行っておらず、また、安全評価の前提を見直す必要があるような科学的知見及び技術的知見は得られていないため、**改めて調査、分析または評価を実施していない**。
- 「**中長期的な評価**」について、前回第4回評価において総合評価を実施しており、**改めて評価を実施していない**。

[第4章：総合的な評価]

○第2章～第3章の評価結果をもとに、抽出された追加措置の中から、**今後実施を計画するプラントの安全性向上に資する自主的な追加措置等を整理**し、追加措置に関する**安全性向上計画を策定**した。

✓ 実施済みまたは運用開始済みの追加措置 [4件]

- ・主給水管取替工事【2章 保安活動】
- ・1次系弁取替工事【2章 保安活動】
- ・加圧器ヒータ制御盤取替工事【2章 保安活動】
- ・トラブルからの学び舎の整備【2章 保安活動】

✓ 新たに策定する安全性向上計画 [1件]

(抽出された追加措置のうち、今後実施を計画するもの)

- ・設計の経年化評価(地震・津波)から得られた知見の技術資料(教育資料等)への反映【2章 新知見情報】

○**第4回安全性向上評価で策定した安全性向上計画の実施状況**について、**概ね計画通りであることを確認**した。

✓ 完了 [6件]

- ・使用済燃料乾式貯蔵施設の設置
- ・能登半島地震を踏まえた変圧器に係る安全対策
- ・運転員及び緊急時対応要員への教育・訓練プログラム策定へのリスク情報の活用(地震PRA)
- ・安全裕度評価結果から得られるクリフエッジシナリオに係る教育・訓練
- ・外部ハザードの中長期的な傾向監視
- ・オンラインメンテナンスの適用検証

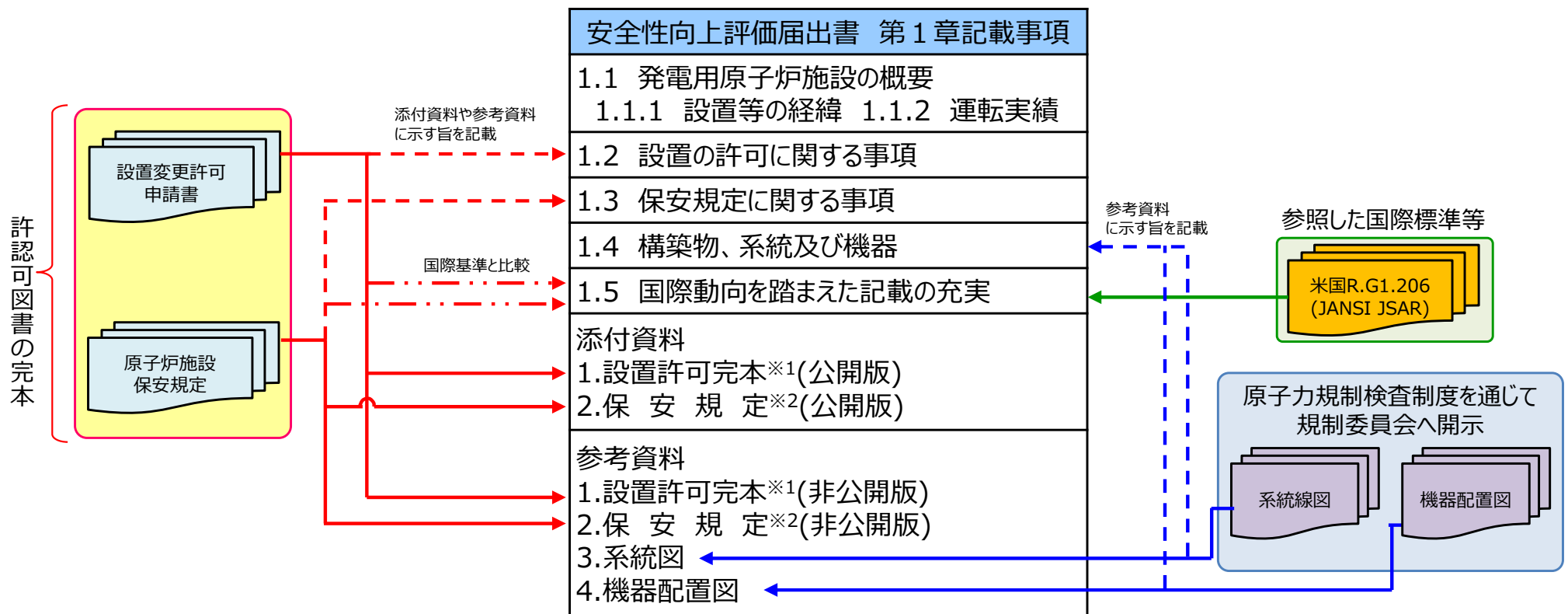
✓ 実施継続中 [6件]

- ・使用済樹脂貯蔵タンクの増設
- ・確実な設計情報管理の構築
- ・停止時リスクモニタの更新
- ・PRA高度化の推進
- ・内部溢水PRAの計画的な実施
- ・RIDMプロセスの適用拡大(地震事象・津波事象の結果の活用)

✓ 検討継続中 [2件]

- ・ECCS再循環切替自動化設備の導入
- ・1次冷却材ポンプシャットダウンシールの導入

- 2025年5月に改正された運用ガイドを参照し、評価時点における**設置許可申請書(完本)※1、原子炉施設保安規定※2等を届出書に含め**、安全規制によって法令への適合性が確認された範囲を明確にした。
- 米国NRCの規制指針R.G1.206やJANSI JSARガイド※3を参考に、安全性向上の観点から記載の充実が必要な項目を把握し、これまでの届出書において、伊方3号機の対応状況を整理・追記することで許可図書等の記載を充実していた。届出書構成を変更した本評価においても、これまでの内容を再編成し、届出書に含めた。



※1：原子炉等規制法第43条の3の5第2項及び核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律施行令（昭和32年政令第324号）

第20条の2第2項に基づく申請書等について、評価時点までに受けた許可の情報をすべて反映したもの

※2：実用炉規則第92条第1項及び第2項に基づく申請書等について、評価時点までに認可を受けた認可の情報をすべて反映したもの

※3：事業者自主安全評価書ガイドライン 一般社団法人 原子力安全推進協会 2018年4月制定、2019年5月改定

2.1 安全性の向上に向けた継続的取組み方針

【基本方針】

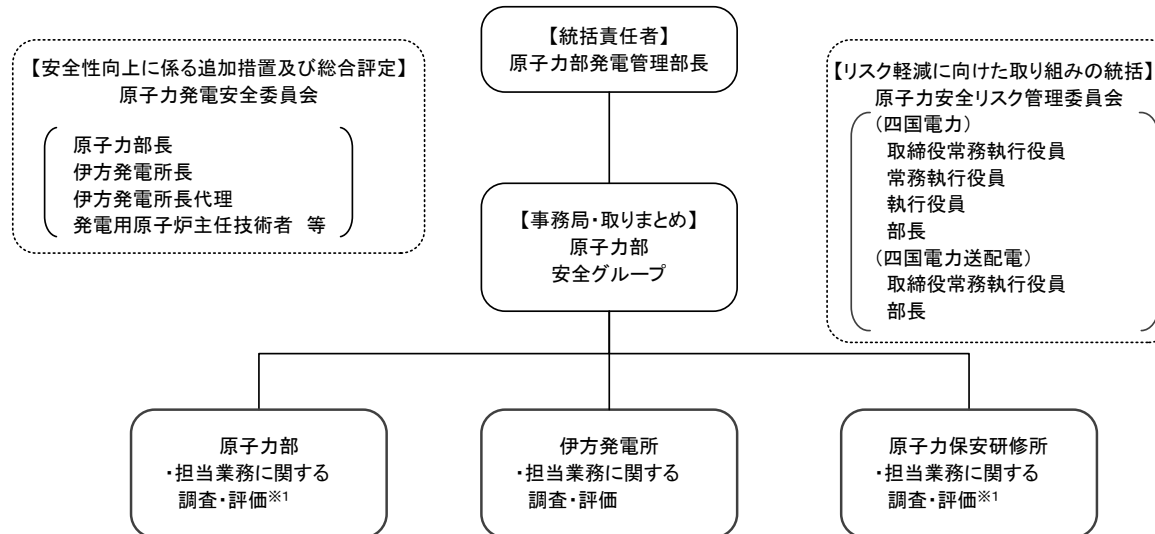
- 伊方発電所の運営にあたって、自らの責任において、可能な限りリスクの低減と未然防止に務める。

【目的】

- 伊方発電所の更なる安全性向上を図るため、原子力の有するリスクを常に認識し、新しい知見の把握に努め、必要な安全対策に積極的に取り組む。

【目標】

- 発電所の保安活動に係るリスクの把握に努め、確率論的リスク評価、安全裕度評価の結果等を活用し、継続的なリスク低減や裕度向上のための改善活動を合理的かつ効果的に検討・実施する。



※1 必要に応じて土木建築部関係グループにて対応

図 安全性向上評価実施体制及び評価フロー

1. 調査・評価の実施
 - ① 安全規制によって法令への適合性が確認された範囲を示す書類の調査、整理
 - ② 保安活動の実施状況
 - ③ 国内外の最新の科学的知見及び技術的知見
 - ④ 決定論的安全評価(安全裕度評価を含む。)
 - ⑤ 確率論的リスク評価
 - ⑥ ハザード評価
 - ⑦ 安全性向上に係る活動の実施状況に係る中長期的な評価

2. 安全性向上に係る追加措置案の抽出

3. 取りまとめ箇所(原子力部 安全グループ)での確認、協議
 - ・調査・評価結果の確認
 - ・安全性向上に係る追加措置の協議

4. 原子力発電安全委員会での審議
 - ・調査・評価結果の審議
 - ・安全性向上に係る追加措置の決定

総合的な評定
安全性向上計画

2.2.1 保安活動の実施状況

- 原子炉等規制法第43条の3の22第1項及び実用炉規則第69条の規定に基づく保安活動に加え、発電所の安全性及び信頼性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】

- 2024年11月13日 ～ 2026年 1月21日
(第4回安全性向上評価における評価時点の翌日から、第5回安全性向上評価における評価時点(第18回定検終了)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、
 - ⑥放射性廃棄物管理、⑦緊急時の措置、⑧健全な安全文化の育成および維持活動

【評価手法】

- 評価期間中の活動を振り返り、分析・評価を行う。また、評価結果から、追加措置を抽出する。

【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実施した結果、これまでに策定した安全性向上計画の実施に伴う社内マニュアルの改定、教育・訓練の拡充、また、経年変化による設備更新など、改善活動が継続的に行われていることを確認した。
- 保安活動の評価結果から、**安全性向上、信頼性向上に寄与する自主的な追加措置**について、
・調査対象期間内に実施済みまたは運用開始済みのものとして、**4件**
を**抽出**した。(抽出した追加措置は「2.3安全性向上計画」、「2.4追加措置の内容」に示す。)
(なお、今後実施を計画するものはなかった。)

2.2.2 国内外の最新の科学的知見及び技術的知見

- 安全性向上に資すると判断される国内外で得られた最新の科学的知見及び技術的知見について収集し、必要に応じて追加措置を抽出する。また、その判断の根拠についても説明する。

【収集期間】

- 2024年11月13日 ～ 2026年 1月21日
(第4回安全性向上評価における評価時点の翌日から、第5回安全性向上評価における評価時点(第18回定検終了)まで)

【収集対象】

- 安全研究、原子力施設の運転経験、確率論的リスク評価用データ、規格基準類、国際機関及び国内外の学会等の情報（外部事象に関する情報含む）、メーカ提案

【整理・分類方法】

- 収集対象ごとに検討対象とするか否か等の判断基準を整理し、それぞれフロー図に従って整理・分類した。

【評価結果】

- 収集・分析を実施した結果、**新知見情報として46件を確認し**、未然防止処置等に係る仕組みにより、既に対応済みもしくは対応に向けた検討が進められていることを確認した。
- 抽出した新知見を分野毎に整理した結果を次ページの表に示す。
- **地震事象等において、設計、評価を見直す必要がないと判断するにあたって確認した内容等を取りまとめた。**
- 新知見の収集・分析結果のうち、**安全性向上、信頼性向上に寄与する自主的な追加措置**について、
・今後実施を計画するものとして、**1件**
を**抽出**した。（抽出した追加措置は「2.3安全性向上計画」、「2.4追加措置の内容」に示す。）
（なお、調査対象期間内に実施済みまたは運用開始済みのものはなかった。）

2.2.2 国内外の最新の科学的知見及び技術的知見

黄色ハッチングの事例を説明
・設計の経年化評価ガイドライン
・南海トラフの地震活動の長期評価
(第二版一部改訂)

表 抽出した新知見の整理結果

収集分野	分類（略語は届出書参照）		新知見件数	収集件数
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	1件	約40件
		METI、JAEA、NRA	0件	約30件
	国外	OECD/NEA、ENS、EPRI、PSAM他	0件	約190件
b. 国内外の原子力施設の運転経験から得られた教訓	当社トラブル情報		17件	約240件
	国内他社トラブル情報		5件	
	海外トラブル情報		0件	
	NRA指示文書・被規制者向け情報通知文書		9件	約10件
	ATENAが発行した文書、技術レポート及びガイド類		6件	約10件
	国内事業者の安全性向上評価における追加措置		0件	10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	伊方 3 号プロジェクト、故障率データ等		0件	20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	7件	約160件
	国外	IAEA、NRC、ASN他	1件	約310件
e. 国際機関及び国内外の学会等の情報（外部事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	約150件
	国外	国際機関関係IAEA、ERMSAR他	0件	約630件
		論文、学会誌関係ANS、ASME他	0件	
f. 国際機関及び国内外の学会等の情報（外部事象に関する情報）	地震・津波		0件(2件※1、4件※2)	約1,610件
	火山		0件(0件※2)	
	竜巻		0件(0件※2)	
	上記以外の外部事象		0件(1件※2)	－
g. 設備の安全性向上に係るメーカ提案	メーカ提案書他		0件	約60件
合 計			46件	約3,500件

※1：客観的な根拠、関連するデータ等の蓄積による新たな知見を含むものの、設計、評価を見直す必要がない情報の件数を示す。

※2：検討の結果反映が不要となった情報のうち主要なもの、または、更なる安全性向上に向けた自主的な取り組みとして当社が関わった成果の情報の件数を示す。

2.2.2 国内外の最新の科学的知見及び技術的知見

[新知見情報]の例 設計の経年化評価ガイドライン (ATENA 20-ME03 Rev.1)

- 原子力エネルギー協議会(ATENA)※1発行の「設計の経年化評価ガイドライン(2023年6月)」に基づき、**地震事象及び津波事象に係る評価**を実施し、プラントの設計差異に関して安全上の得失を原子力リスクの観点から分析して、プラントの安全性の特徴を理解するとともに、必要に応じてハード対策及びソフト対策を検討する。
(なお、第3回評価において、プラント設計が変遷すること(設計経年化)によって生じる新旧プラント設計の違いに着目した評価(内的事象に係る評価)を実施済み。) ※1: 2026年4月1日より、一般社団法人 原子力エネルギー協議会。以下本資料において同様。

<地震評価>

- 地震の発生により、設備には共通的に外力が働くため、個別の設備等の比較結果で設計経年化の着眼点を抽出することは困難である。そこで、**プラントの地震ハザードに対する脆弱性について、設計基準超の領域も対象として評価する地震事象の確率論的リスク評価(以下「地震PRA」という。)**を活用して評価する。以下3つの観点で分析し、地震時のリスク低減を目的とした安全性向上に資する実効的な対策案を検討する。

- ① 個別プラントの脆弱性把握 (高FV値の設備のフラジリティ分析・当該設備の損傷防止に係る検討)
- ② 個別プラントの脆弱性把握 (複数のシナリオに関与する設備に係る検討・当該設備損傷時の緩和に係る検討)
- ③ 他プラントとの設計の違いからの脆弱性把握

① 個別プラントの脆弱性把握 (高FV値の設備のフラジリティ分析・当該設備の損傷防止に係る検討)

評価プロセス	評価結果
- 伊方3号機の第4回安全性向上評価にて実施した地震PRA※2において、炉心損傷頻度(CDF)や格納容器機能喪失頻度(CFF)といったリスク評価結果への影響が有意となる設備損傷に関連する故障要因(以下「基事象」という。)のうち、FV重要度※3 0.01以上となる構造物、系統及び機器(SSCs)を抽出。 - 抽出された各SSCについて、フラジリティ評価において考慮される機器応答・機器耐力・建屋応答の各観点からHCLPF※4が小さくなる要因を分析。	抽出された機器については、全体的に設置場所・機器固有周期の影響により応答が大きめとなっていることがFV重要度が高くなった要因であることを確認した。

※2: 設計基準超の領域を大きくとることにより、地震により損傷する多くの設備を対象として分析できることから、地震加速度を2.0Gまで拡張した感度解析の結果を使用

※3: PRAにおける設備等の重要度指標の一つ。Fussell-Vesely重要度。全CDF/全CFFに対する当該設備の故障が関わるCDF/CFFの割合で定義

※4: High Confidence of Low Probability of Failure。95%信頼度における5%損傷確率であり、高信頼度低損傷確率の略称

＜地震評価＞つづき

② 個別プラントの脆弱性把握（複数のシナリオに関与する設備に係る検討・当該設備損傷時の緩和に係る検討）

評価プロセス	評価結果
- 伊方3号機の第4回安全性向上評価にて実施した地震PRA※1において、炉心損傷に至るシナリオを把握するため、カットセット※2の分析を行い、主要なシナリオの要因を分析。カットセットの分析に当たっては、CDF、CFFへの寄与割合が目安として0.5%以上となるカットセットを対象※3とし、これらのカットセットのうち、同一の基事象が複数回登場するものから重要な基事象を抽出。 - 基事象の組み合わせであるカットセットからのみではどのような想定で炉心損傷／格納容器機能喪失に至るかが読み取り難いため、基事象と機能喪失の関連性について、プラントの系統構成等を踏まえ、基事象の設定条件に立ち返り分析。	- カットセット上位に複数回登場する重要な基事象として、特有の系統構成が要因として抽出されるものはないことを確認した。 - 分析の結果、地震による損傷により、「全交流動力電源喪失」と「原子炉補機冷却機能喪失」が同時に発生する可能性が示唆され、炉心損傷防止のために実施する炉心冷却や電源供給に係る操作が重要であることが分かった。

※1：設計基準超の領域を大きくとることにより、地震により損傷する多くの設備を対象として分析できることから、地震加速度を2.0Gまで拡張した感度解析の結果を使用

※2：炉心損傷等が発生させる基事象（起因事象に対する緩和系の不動作等）の組み合わせ

※3：同種のカットセットを合算するとCDF／CFFへの寄与割合が1%以上となり、影響が有意となる可能性があるため

③ 他プラントとの設計の違いからの脆弱性把握

評価プロセス	評価結果
- 他プラントとの設計差異から改善点を把握するため、特重施設設置前の状態における地震PRAを実施済のプラントを対象※1として、地震PRA結果を分析し、3プラント以上でCDFへの影響が有意であるFV重要度0.01以上となる設備損傷に関連する基事象を抽出。 - プラント間での比較のため機器ごとに整理し直し、フラジリティ評価において考慮される機器応答・機器耐力・建屋応答の各観点からHCLPFが小さくなる要因を分析。 - プラント間の相違が設計経年による場合は、その要因について検討。	メタルクラッドスイッチギアについては、保護リレーに機械式リレーが存在することにより、保護リレーがデジタル化されているものに比べて耐力が低めになっているものがあり、設計経年による影響と判断した。 - それ以外の機器については、設計経年による影響はないことを確認した。

※1：伊方3号機、高浜3号機及び4号機、大飯3号機及び4号機、川内1号機及び2号機、玄海3号機及び4号機における第1回安全性向上評価における地震PRAの評価結果を使用

＜津波評価＞

- 敷地内及び建屋内が大規模に浸水することを想定した場合、同じ階層の設備は同様な水没状態となり、設備には共通的に影響が生じるため、個別の設備等の比較結果で設計経年化の着眼点を抽出することは困難である。また、設計基準内の範囲では、ドライサイトを前提とすることから、設計差異（主にレイアウト）による影響は小さいと考えられる。そこで、**津波による敷地内浸水時における敷地内及び建屋内の浸水状況について、前回第4回安全性向上評価において実施した津波事象の安全裕度評価（以下「既津波評価」という。）を活用して評価**し、機能維持する系統を確実に活用するという観点などから対策案を検討する。

① 津波到達時のプラント状態の設定（起因事象に対する影響緩和機能及び収束シナリオの特定）

評価用津波が発電所に到達し、敷地高さを超えることにより、敷地内が浸水することを想定する。また、敷地内まで侵入した津波は、**建屋につながる開口部から建屋内に浸水**することを想定する。建屋内浸水により、「**外部電源喪失**」及び「**原子炉補機冷却海水系の全喪失**」の重畳事象が発生する可能性があるため、これを**起因事象**として選定した。

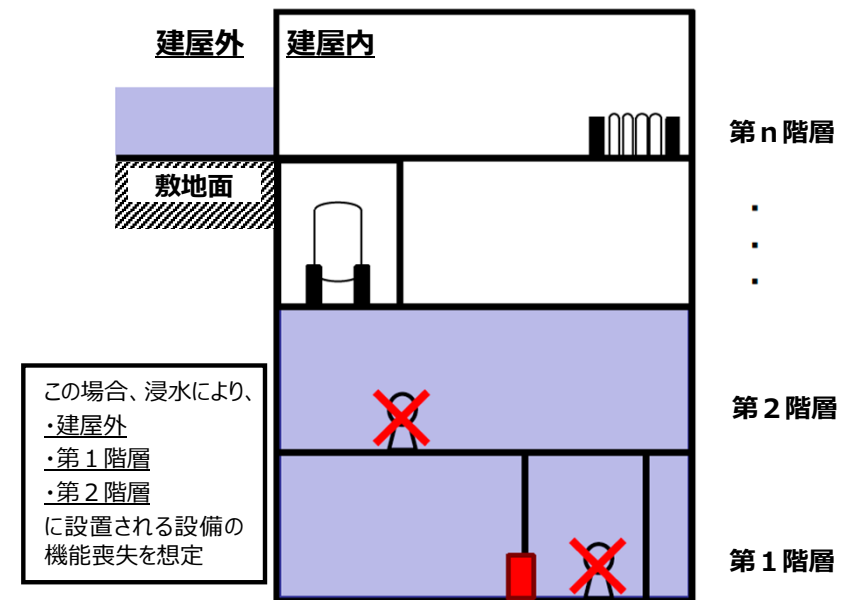
② 階層毎の機能喪失系統の特定

建屋内への浸水後は、浸水開始箇所、浸水速度、浸水ルート等が異なる可能性があるが、**建屋内の最下層（第1階層）から順に階層ごとに一律に浸水し、機能喪失**することを想定する。既津波評価を活用し、各影響緩和機能について、フロントライン系の設備及びそれに必要なサポート系の設備が設置される階層区分を整理し、**各影響緩和機能の喪失に係る階層区分を特定した。**

③ プラント状態の整理

各収束シナリオの機能喪失に係る階層区分を特定し、**すべての収束シナリオにおいて炉心損傷に至ると評価される階層区分を特定した。**

- 分析の結果、炉心損傷防止対策において、すべての収束シナリオにおいて炉心損傷に至ると評価される階層区分は、**第2階層（原子炉補助建屋(A/B) EL. 3.3m）**であることを特定した。



建屋の第2階層以下浸水イメージ

<地震評価及び津波評価のまとめ>

○ 地震評価

- ・ 他プラントとの比較による脆弱性の把握では、メタルクラッドスイッチギアにおいて設計経年による影響があるため、保護リレーを機械式からデジタル式に変更する対策案が抽出された。この対策案については、第2回安全性向上評価において示しているように、既に対策済（デジタル式に取替済）であることを確認した。
- ・ 個別プラントの脆弱性の把握等を行う過程で得られた知見として、地震による損傷により、「全交流動力電源喪失」と「原子炉補機冷却機能の全喪失」が同時に発生する可能性が示唆され、炉心損傷防止のために実施する炉心冷却手段や電源供給手段に係る操作が重要であることが分かった。

○ 津波評価

- ・ 津波による敷地内浸水時において、敷地内及び建屋につながる開口部から建屋内に浸水することを想定して評価し、建屋内に流入した際に予想されるプラント挙動（最下層から順に水没した場合に、炉心損傷防止対策及び格納容器機能喪失防止対策の収束シナリオに必要な緩和機能が、どの階層までは期待できるか）等の知見が得られた。

- 両評価においてこれまでと異なるアプローチによる分析を行うことにより、プラントの安全性に係る検討を深めることができた。両評価から得られたプラントの脆弱性等の知見を把握しておくことは、重大事故等発生時の事故収束対応のレジリエンス向上につながるため、これらの知見を技術資料（教育資料等）に反映し、運転員・保修員等の力量の維持・向上を図ることを追加措置として抽出した。なお、抽出した追加措置については、第4回安全性向上評価において実施したPRAや安全裕度評価の結果の分析から得られた収束シナリオの耐性や脆弱点に係る知見を活用し、操作の信頼性向上を図る取り組みと類似している。従来とは異なる評価方法で特定された知見も活用しつつ、これまでの信頼性向上のための活動を継続することにより、反復的な注意喚起を促し、事故対応能力の向上に努める。

		追加措置	取り組み状況
地震	ハード対策	メタルクラッドスイッチギアの保護リレーを機械式からデジタル式に変更	取替済
	ソフト対策	設計の経年化評価（地震・津波）に係る知見を技術資料（教育資料等）に反映	地震PRAの結果分析、津波の安全裕度評価の結果分析などの成果を活用して継続的に教育・訓練を行うことにより、力量の維持・向上に努めており、本知見も活用していく。
津波			

2.2.2 国内外の最新の科学的知見及び技術的知見

[新知見関連情報]の例 (客観的な根拠、関連するデータ等の蓄積による新たな知見を含むものの、設計、評価を見直す必要がない情報)

地震調査研究推進本部：南海トラフの地震活動の長期評価（第二版一部改訂）

○知見の概要

第二版一部改訂において、南海トラフで大地震が発生する確率の計算手法について、地震発生確率の不確実性を考慮して下表のとおり変更された。

これを踏まえ、既許可における確率論的地震ハザード評価及び確率論的津波ハザード評価に及ぼす影響を確認する。

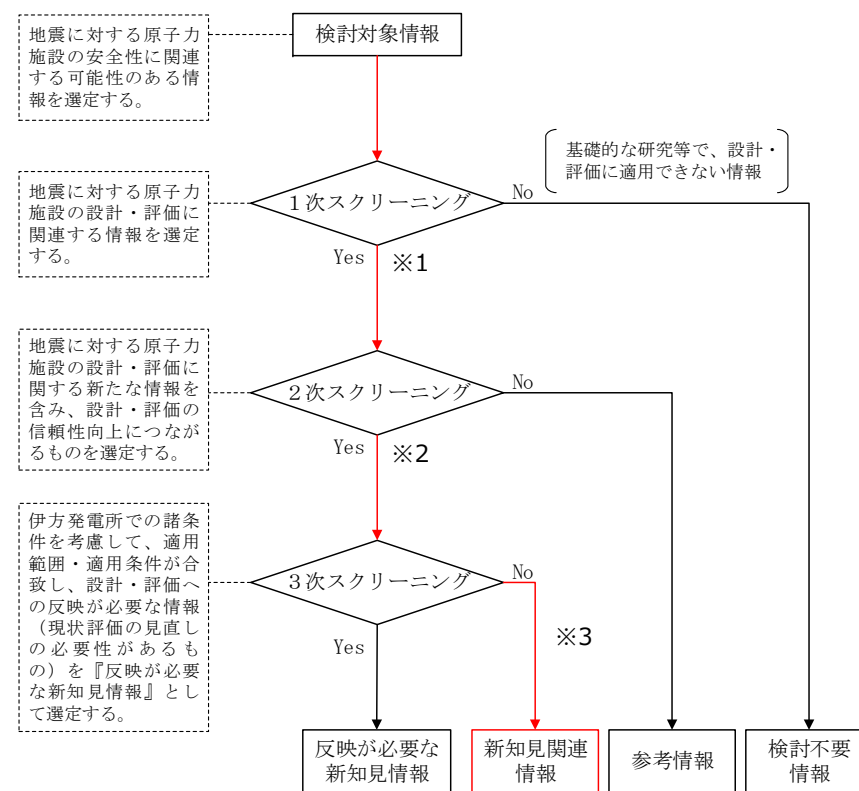
第二版 (2013)	第二版一部改訂 (2025)
BPTモデル (最尤法)	BPTモデル (ベイズ推定)
BPTモデル (時間予測モデル)	すべり量依存BPTモデル (ベイズ推定)

<確率計算モデル>

- ・BPTモデル：
地震の発生間隔を表す統計分布の一つで、平均活動間隔とばらつきから次の地震の発生確率を評価するモデル
- ・時間予測モデル：
次の大地震が発生するまでの期間が前の地震の規模に比例するモデル
- ・すべり量依存BPTモデル
BPTモデルに地震の規模と発生間隔の係数を加味した拡張モデル

<平均活動間隔とばらつきの計算方法>

- ・最尤法
ある確率計算モデルが過去の地震発生間隔を最も良く再現するパラメータを推定する統計手法
- ・ベイズ推定
ある確率計算モデルが過去の地震発生間隔を再現するパラメータの確率分布を推定する統計手法



※1,2（1次、2次スクリーニング結果は「Yes」）

「南海トラフの地震活動の長期評価(第二版一部改訂)」では、地震発生確率の計算手法が変更されており、伊方発電所の評価の再評価につながる可能性がある。

※3（3次スクリーニング結果は「No」）

既評価結果への影響がない。（次頁参照）

地震に関する情報の整理、分類フロー (施設の耐震性に係る知見の整理)

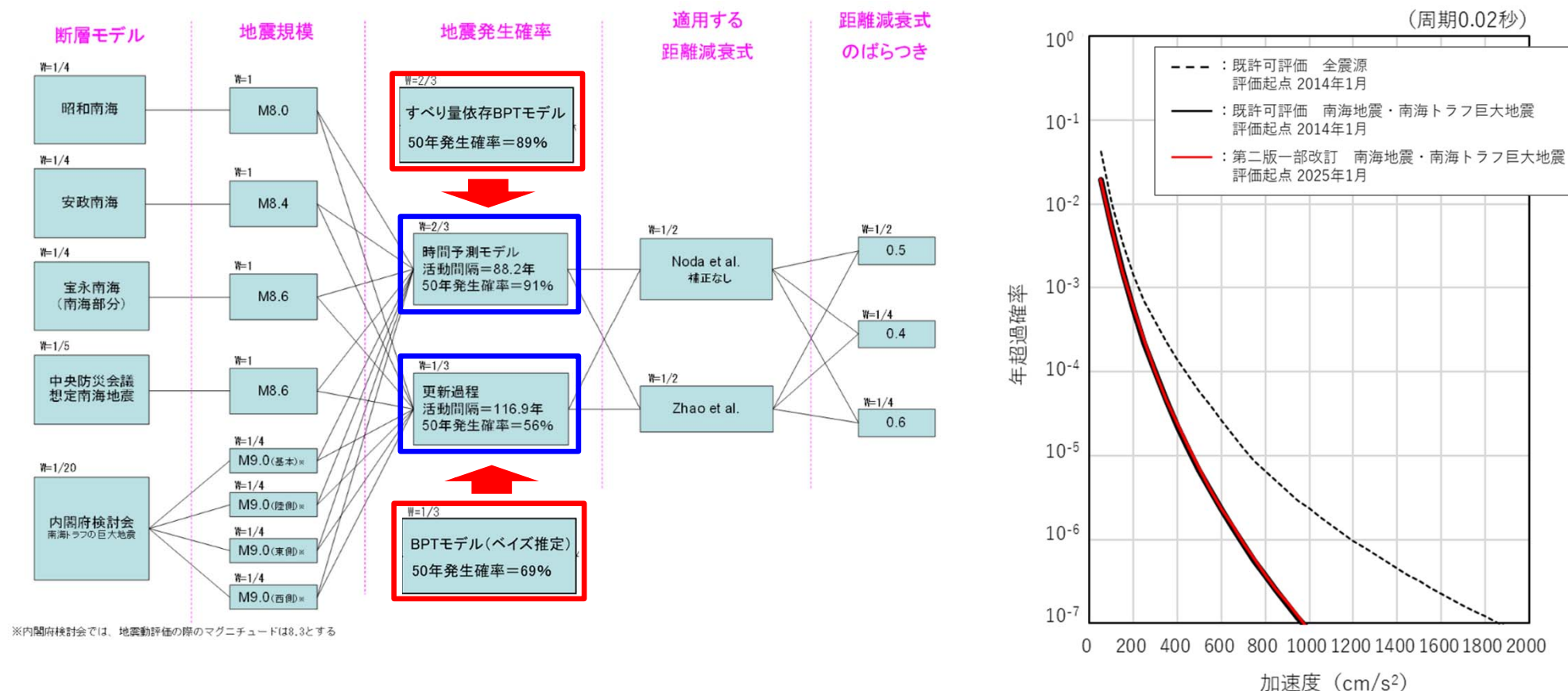
2.2.2 国内外の最新の科学的知見及び技術的知見

○影響評価結果

既許可評価で設定した下図の南海地震・南海トラフの巨大地震のロジックツリー[左図]について、地震発生確率の計算手法（**青枠**）を第二版一部改訂における計算手法（**赤枠**）に置き換えて地震ハザードを算定した。

その結果、第二版一部改訂を踏まえて評価した南海地震・南海トラフの巨大地震の地震ハザード曲線は、**既許可評価とほぼ同レベルであり全震源のハザード曲線より十分小さいことから、既許可評価への影響がないことを確認した**[右図]。

なお、津波ハザードも中央構造線断層帯による津波が支配的であり、既許可評価への影響がないことを確認した。



2.2.2 国内外の最新の科学的知見及び技術的知見

中部電力株式会社が2026年1月5日に公表した「浜岡原子力発電所の新規制基準適合性審査における基準地震動策定に係る不適切事案について」を受け、当社の基準地震動の策定状況について確認した結果、基準地震動の策定が適切に行われており、データを意図的に操作するといった浜岡原子力発電所の事案と同様の行為は行っていないことを確認し、当社HP※1において公表している※2。

また、基準地震動の選定及び代表波策定に係る共通的なプロセスの整理や、品質保証活動の改善に向けて、ATENAとして検討を進めている。さらに、中部電力株式会社や第三者委員会の調査結果等※3については、内容を確認のうえ、それらを踏まえた対応を実施していく。

※1：https://www.yonden.co.jp/press/2025/_icsFiles/afieldfile/2026/01/19/20260119.pdf

※2：愛媛県開催の会議体（2026年1月29日伊方原子力発電所環境安全管理委員会原子力安全専門部会、同年3月24日伊方原子力発電所環境安全管理委員会）において説明

※3：中部電力株式会社や第三者委員会の調査結果等として、第三者委員会設置後、本届出書取りまとめ時点までに報告されている調査結果等
・2026年3月31日：中部電力株式会社「浜岡原子力発電所の新規制基準適合性審査における基準地震動策定に係る不適切事案に関する報告書」

断層モデルを用いた手法による地震動評価の概要（1/2）

○断層モデルを用いた手法による地震動評価では、震源断層を想定した上で、**波形合成法**を用いている。

○波形合成法とは、大規模な地震の震源断層を小断層に分割し、**各小断層から放出された小地震波を合成して大規模な地震の地震動を評価する方法**であり、「**経験的グリーン関数法**」と「**統計的グリーン関数法**」の2種類がある。

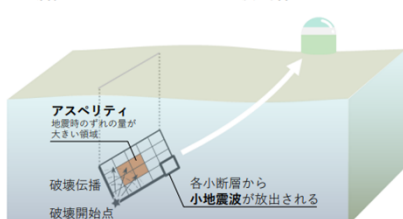
経験的グリーン関数法

実際の観測記録を小地震波として用いて波形を合成する

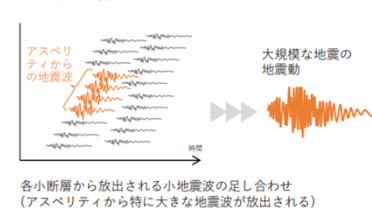
統計的グリーン関数法

適切な観測記録が得られていない場合に人工的に作成した小地震波を用いて波形を合成する

断層モデルを用いた手法による地震動評価のイメージ



小地震波の合成のイメージ



2

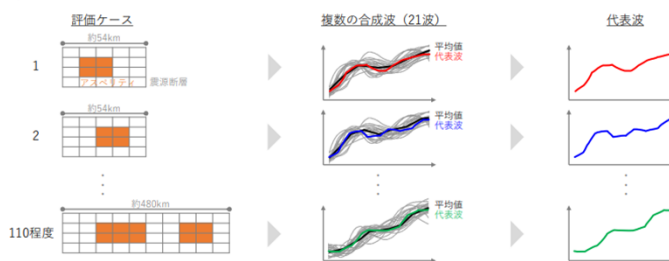
断層モデルを用いた手法による代表波の選定について

○経験的グリーン関数法および統計的グリーン関数法に基づく波形合成法においては、評価ケース※1ごとに複数の合成波（21波）を1セット作成し、この合成波の中から、平均値との残差と応答スペクトル形状を確認のうえ、代表波を選定する。

※1 自然現象の不確かさを考慮して、断層長さやアスペリティの位置等を複数ケース設定

○これは、中部電力（株）が令和8年1月5日に公表した方法①及び方法②のいずれにも該当しない。

代表波選定のイメージ



【補足】※2

- ・中部電力の方法①は、20波の地震動とその代表波のセットを1つではなく多数（例：100セット）作成し、その中から1つのセットの代表波を選定していた
- ・中部電力の方法②は、多数の地震動（例：数千波）の中から意図的に平均に最も近い波ではないものを代表波として選定したうえで、当該代表波が20波の平均に最も近くなるように残りの19波を選定し、20波の地震動とその代表波のセットを作成していた

※2 出典：中部電力ホームページ（https://www.chuden.co.jp/publicity/press/_icsFiles/afieldfile/2026/01/05/260105.pdf）

4

2.3 安全性向上計画

表 保安活動の実施状況評価を通じて抽出した実施済みまたは運用開始済みの追加措置

No.	追加措置	概要（詳細は、「 第5回安全性向上評価の概要について 」を参照）	評価分野
1	主給水管取替工事	信頼性向上の観点から、肉厚管理に基づき主給水管の配管取替を実施した。	施設管理
2	1次系弁取替工事	信頼性向上の観点から、高圧注入ラインループB低温側第1逆止弁及び当該弁の取り合い部を含む一部配管の取替を実施した。	施設管理
3	加圧器ヒータ制御盤取替工事	取替部品の製造中止品等への対応として、加圧器ヒータ制御盤の取替を実施した。	施設管理
4	トラブルからの学び舎の整備	3号機の1基体制に伴い、現場での点検・保守等を経験する機会の減少や世代交代により、技術力・現場力の維持向上が発電所運営の重要課題となっていることから、社員の技術力・現場力の維持・向上を図るため、過去に経験した設備故障やトラブルのうち、次世代に継承すべき教訓を得た「学べき15の事象」の概要、原因、対策について、視覚効果の高い映像機器や当時の新聞記事、写真、模型等を用いて追体験できる研究施設を原子力保安研修所に整備し、運用を開始した。	施設管理 安全文化の育成 および維持活動

表 新知見の収集・分析を通じて抽出した今後実施を計画する追加措置

No.	追加措置	概要（詳細は、「 第5回安全性向上評価の概要について 」を参照）	対応する新知見
1	設計の経年化評価（地震・津波）から得られた知見の技術資料（教育資料等）への反映	原子力エネルギー協議会の「設計の経年化評価ガイドライン」に基づき実施した地震及び津波の設計の経年化評価から得られた知見を技術資料（教育資料等）に反映し、運転員、保守員等の力量の維持・向上を図る※。	国内外の原子力施設の運転経験から得られた教訓 ATENAが発行した文書、技術レポート及びガイド類

※：設計の経年化評価（地震・津波）から得られた知見を活用する取り組みは、地震PRA結果や津波の安全裕度評価結果の分析から得られた収束シナリオの耐性や脆弱点に係る知見を活用し、操作の信頼性向上を図る取り組みと類似している。従来とは異なる評価方法で特定された知見も活用しつつ、これまでの信頼性向上のための活動を継続することにより、反復的な注意喚起を促し、事故対応能力の向上に努める。

2.4 追加措置の内容

【「実施済みまたは運用開始済み」No.4】 トラブルからの学び舎の整備

社員の技術力・現場力の維持・向上を図るため、過去に経験した設備故障やトラブルのうち、次世代に継承すべき教訓を得た「学ぶべき15の事象」の概要、原因、対策について、視覚効果の高い映像機器や当時の新聞記事、写真、模型等を用いて追体験できる研修施設を原子力保安研修所に整備し、2025年6月より運用を開始した。



研修風景



研修エリア

パネル
事象の概要・調査結果

※いくつかの事象では動画を用いて解説

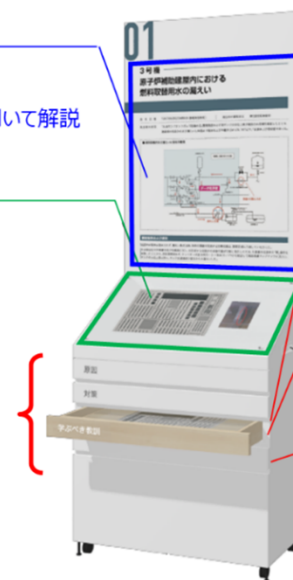
当時の新聞記事

引出し
内部に原因・対策・学
ぶべき教訓等の詳細資
料を配備

1 段目：原因・原因の補足資料
2 段目：対策・対策の補足資料

3 段目：学ぶべき教訓

4 段目：その他研修に必要な補足資料



3.1 安全性向上に係る活動の実施状況の評価

3.1.1.1 決定論的安全評価、3.1.1.2 安全裕度評価、3.1.2 確率論的リスク評価

- 3.1.1.2 安全裕度評価において、地震及び津波以外の自然現象が設計を一定程度上回る規模で伊方発電所に襲来した場合の影響について、それぞれの自然現象の特性に応じた「**その他自然現象に対するリスク評価**」を実施した。右肩p.23～26にこの内容を示す。
- これまでの届出で評価結果を示している「**決定論的安全評価**」、地震及び津波の「**安全裕度評価**」、「**確率論的リスク評価**」については、前回第4回届出の評価時点以降、評価結果が変わるような大規模な工事を行っていない等の理由により、**改めて調査、分析または評価を実施していない**。

3.1.3 ハザード評価

- 今回の評価期間において得られた新知見情報において、安全評価の前提となっているハザード評価を見直す必要があるような科学的知見及び技術的知見はなかった。このため、反映が必要な評価はなく、**改めて調査、分析または評価を実施していない**。

3.2 安全性向上に係る活動の実施状況に関する中長期的な評価

- 第4回評価において総合評価を実施しており、**改めて評価を実施していない**。次回の評価を実施するまでの期間においては、現状の保安活動等を着実に実施していくとともに、将来を見据えた中長期的な視点でのプラント環境の変化を把握するなど、10年ごとの評価を実施するためのデータを蓄積している。

3.1.1.2 安全裕度評価 「その他自然現象に対するリスク評価」

- **地震及び津波以外の自然現象**について、原子力学会標準「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：2024」（以下「学会標準」という。）を参考に、炉心損傷等のリスク評価を実施した。
- 国内外の文書から自然現象に係る外部ハザードを網羅的に抽出したうえで、地域特性等による伊方3号機への影響について、以下の観点からスクリーニング（1つでも該当した場合は評価対象外）を実施した。

基準	補足
A	プラントに影響を及ぼすほど接近した場所で発生しない（例：砂嵐）
B	ハザード進展・襲来が遅く、事前にそのリスクを予知・検知することによりハザードを排除できる。（例：海岸浸食）
C	プラント設計上、考慮された事象と比較して設備等への影響度が同等もしくはそれ以下、またはプラントの安全性が損なわれることがない。（例：濃霧）
D	影響が他の事象に包含される。（例：満潮）
E	発生頻度が他の事象と比較して非常に低い。（例：隕石）
F	別途評価している地震事象及び津波事象の安全裕度評価に包絡される。（例：地震活動）

- スクリーニングによりハザードの選別を行った結果、伊方3号機に潜在的な脅威を与える可能性のある自然現象として**11事象を選定**した。選定した自然現象について、以下の評価手法を選定し、リスク評価を実施した。

＜11事象＞凍結(低温)、降水(降雨)、積雪、落雷、地滑り、生物学的事象、森林火災、竜巻を含む強風、気温(高温)、太陽風(太陽フレア)、火山(降下火砕物)

基準	具体的な評価手法
影響度分析によるリスク判断	当該外部ハザードのプラントへの影響を保守的に仮定したとしても、プラントにおける炉心損傷につながる起因事象の発生及び安全機能を有する構造物、系統及び機器(SSC)が損なわれることが無いことを決定論的評価により確認する。 この確認ができる場合には、当該ハザードは有意な炉心損傷リスクを有しないものと判断する。
裕度評価	地震及び津波の安全裕度評価と同様、炉心損傷につながる起因事象の発生や安全機能を有するSSCの機能喪失に対するハザードの影響を決定論的に設定することにより、炉心損傷リスクが必ず起こるハザードレベル、及び、支配的なシナリオを導出し、どの程度のハザードレベルまで影響を回避することができるか、当該ハザードの炉心損傷に対する裕度として算出する。 この結果、裕度が判断基準値を上回ると評価できる場合には、当該ハザードは有意な炉心損傷リスクを有しないものと判断する。

3.1.1.2 安全裕度評価

○ 選定した自然現象のリスク評価結果

※1：本評価では、学会標準において例示されている定量的なリスク評価におけるスクリーニング基準を準用して、年超過確率が 10^{-6} /年に相当する値を目安とした。

※2：外部電源喪失時の対応

※3：2次冷却系からの除熱機能喪失時の炉心損傷防止対策

※4：原子炉補機冷却機能喪失時の炉心損傷防止対策

基準	選定した自然現象	設計上の考慮	設計想定	リスク評価で想定した値※1	設計を一定程度上回る状況のリスク評価結果
影響度分析によるリスク判断	凍結（低温）	屋外設備には、保温材を取り付け、補助蒸気による加温等の凍結防止対策を講じている。	-7.0℃ 伊方発電所付近の観測記録を下回る値	約-9.9℃	万が一、凍結により屋外設置となる補助給水タンク損傷等による2次冷却系からの除熱機能喪失を想定した場合でも、既に整備している設備や手順※3により対処できることから、凍結による影響はないと評価した。
	降水（降雨）	観測記録を上回る設計降雨強度を有する構内排水設備を設置している。	139.6mm/h 伊方発電所付近の観測記録を上回る構内排水設備の設計降雨強度	約167.4mm/h	万が一、発電所の雨水排水設備の排水能力を超えた場合にも、敷地高さ(EL.10.0m)で溢れた水は、敷地の下り勾配により自然流下し海域に流出するため、敷地に雨水が貯留し続けることはなく、また、建屋外郭の水密扉等の建屋シールにより建屋内へ流入しない対策を講じている。また、流出経路上に安全上重要な設備もないことから、降水による影響はないと評価した。
	積雪	安全上重要な建屋(原子炉建屋、原子炉補助建屋)は、積雪荷重に対して十分な余裕を有している。また、運用として、積雪時には、除雪等を行う手順も整備している。	52cm 伊方発電所付近の観測記録最大	約88cm	万が一、積雪により屋外設置となる補助給水タンク損傷による2次冷却系からの除熱機能喪失や着雪等により外部電源喪失を想定した場合でも、既に整備している設備や手順※2,3により対処できることから、積雪による影響はないと評価した。また、給排気口高さが積雪高さを上回る位置に設定しているため、積雪による影響はないと評価した。
	落雷	雷害防止対策として、原子炉格納施設等への避雷針の設置等の対策を講じている。	150kVA 500kV発電所の最大想定雷撃電流推奨値	約316kVA	万が一、落雷により複数設備である送電系統が同時損傷することによる外部電源喪失を想定した場合や屋外設備である海水ポンプの機能喪失による原子炉補機冷却海水系の喪失を想定した場合でも、既に整備している設備や手順※2,4により対処できることから、落雷による影響はないと評価した。
	地滑り	重要安全施設を地滑りが発生するおそれのない位置に設置するなどの配置的な配慮や相応の頑健性を有する鉄筋コンクリート造とするとともに、損傷した場合には速やかに補修を行うなどの対策を講じている。			万が一、地滑りにより発電所周辺の送電線等の倒壊に伴い外部電源喪失を想定した場合でも、既に整備している設備や手順※2により対処できることから、地滑りによる影響はないと評価した。
	生物学的事象	クラゲ等の海生生物の発生に対して除塵装置を設け、また、小動物の侵入に対して屋外装置の端子箱貫通部等にシールを行うなどの対策を講じている。			万が一、取水路の閉塞等により原子炉補機冷却海水系の喪失を想定した場合でも、既に整備している設備や手順※4により対処できることから、生物学的事象による影響はないと評価した。

3.1.1.2 安全裕度評価

○ 選定した自然現象のリスク評価結果

※1：本評価では、学会標準において例示されている定量的なリスク評価におけるスクリーニング基準を準用して、年超過確率が 10^{-6} /年に相当する値を目安とした。

※2：外部電源喪失時の対応

※3：2次冷却系からの除熱機能喪失時の炉心損傷防止対策

※4：原子炉補機冷却機能喪失時の炉心損傷防止対策

基準	選定した自然現象	設計上の考慮	設計想定	リスク評価で想定した値※1	設計を一定程度上回る状況のリスク評価結果
影響度分析によるリスク判断	森林火災	森林火災の延焼防止を目的として、防火帯(約35m)を敷地内に設けている。 ばい煙等発生時の二次的影響に対して、給気口にフィルタを設置するなどの対策を講じている。 また、運用として、従来より24時間駐在している自衛消防隊により、早期に体制を確立し、森林火災に対する影響緩和策を講じることができる。			万が一、森林火災に伴う輻射熱により、屋外設備である海水ポンプの機能喪失による 原子炉補機冷却海水系の喪失を想定した場合 や補助給水タンク損傷等による 2次冷却系からの除熱機能喪失を想定した場合 でも、 既に整備している設備や手順※3,4により対処 できること、また、火災または火災に伴う倒木により送電線等の機器が損傷して 外部電源喪失を想定した場合 でも、 既に整備している設備や手順※2により対処 できることから、 森林火災による影響はない と評価した。
	竜巻を含む強風	最大風速100m/sの竜巻が発生した場合においても、竜巻による風圧力による荷重、気圧差による荷重及び飛来物の衝撃荷重を組み合わせた荷重等に対して、飛来物の発生防止対策及び竜巻防護対策を講じている。	100m/s	約103.8m/s	万が一、強風が襲来した場合を想定し、設計想定を上回る風速による風荷重や応力値が風速の自乗に比例するものとして簡易的に評価した結果、 許容値に対する裕度が確認でき、各建屋及び各設備の健全性は確保 されること、また、万が一、竜巻を含む強風により発電所周辺の送電線等の倒壊に伴い 外部電源喪失を想定した場合 でも、 既に整備している設備や手順※2により対処 できることから、 竜巻を含む強風による影響はない と評価した。
	気温（高温）	建屋内は、海を最終ヒートシンクとする空調用冷水系統と相まって、建屋内の空間や設備の機能維持対策を講じている。 屋外設備については、外気温を上回る温度でも機能維持する対策を講じている。	外気温 33.0℃ 屋外機器等 使用温度 50℃	約42.4℃	万が一、高温となった場合でも、屋内設備については、海を最終ヒートシンクとする 空調用冷水系統を用いた空調により冷却することが可能 であり、 気温による影響はない と評価した。また、屋外設備については、 設計温度内 であることから、必要な機能は維持されるため、 気温による影響はない と評価した。
	太陽風（太陽フレア）	有線系、無線系または衛星系回線による通信方式の多様性を備えた構成の専用通信回線に接続し、輻輳等による制限を受けることなく常時使用できるよう、配慮している。			万が一、太陽フレア等による影響が顕在化した場合においても、 太陽フレア等の影響を受けない代替措置 （他種の通信機器による通信手段の確保や連絡要員の追加）により、 通信機能は維持できる ことから、 太陽フレア等による影響はない と評価した。

3.1.1.2 安全裕度評価

○ 選定した自然現象のリスク評価結果

基準	選定した自然現象	設計上の考慮	設計想定	クリフエッジ	設計を一定程度上回る状況のリスク評価結果
裕度評価	火山 (降下火砕物)	直接的影響である降下火砕物の構造物への荷重に対して安全裕度を有している。 このほか、以下についても、考慮している。 ・ 換気系、電気系及び計装制御系に対する機械的影響(閉塞)に対して、降下火砕物が侵入しにくい対策を講じている。 ・ 構造物の化学的影響(腐食)等に対して短期での腐食が発生しない措置を講じている。 ・ 発電所周辺の大気汚染に対して、中央制御室の換気空調設備は降下火砕物が侵入しにくく、さらに外気を遮断できる設計としている。 など	15cm	限界層厚25cm 除灰作業を考慮し、クリフエッジを回避できる最大厚さ70cm	火山事象に対する評価については、第2回安全性向上評価において、降下火砕物の層厚に対する炉心損傷防止対策の効果を確認している。 ・ 火山事象に対する評価については、外部電源喪失に対して、発電所に待機している 緊急時対応要員による除灰作業のみを考慮した場合、2次系純水タンクの限界層厚は25cm であり、 これがクリフエッジ となることを確認した。 ・ さらに、降灰開始時点から 参集要員による除灰作業により、最大70cmまでクリフエッジを回避できる ことを確認し、その重要性を社内規定に明記している。

○ 発電所周辺において発生が想定される自然現象のうち、地域特性等によりプラントに潜在的な脅威を与える**11の自然現象を対象に、設計を一定程度上回る規模を想定して、それぞれの特性に応じたリスク評価を実施した**。その結果、**設計の有する裕度等により発電所に脅威を与える起因事象の発生に至らないこと**、または、**既に整備している設備や手順を活用することにより発電所を安全に停止できることを確認し、伊方発電所の安全性を確認した**。

評価項目		クリフエッジ	
		対象機器	降下火砕物厚さ
炉心（出力時）		2次系純水タンク	25cm
参集要員考慮	170分以降	2次系純水タンク	52cm～61cm※
	降灰開始時点	2次系純水タンク	56cm～70cm※

※：2次系純水タンクの除灰作業は、2班が交代で実施する体制を前提としているが、加えて、除灰作業中についても約10分毎に2分程度の休憩（インターバル休憩）を考慮している。このインターバル休憩の有無で除灰量が変動するため、クリフエッジに幅を有する。なお、クリフエッジ70cmの対象機器は、原子炉建屋である。

4.1 評価結果

○ 総合的な評価

保安活動全般、安全裕度評価等の観点から評価を実施した。

今後も安全性向上評価を活用し、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。

【第1章】

- 安全規制によって法令への適合性が確認された範囲を明確にし、設置許可申請書(完本)等を届出書に含めた。

【第2章】

- 保安活動に関して、改善活動が継続的に行われていること、各保安活動を行う仕組みが適切かつ有効であることを確認した。
- 国内外の最新の科学的知見及び技術的知見に関して、伊方3号機に反映すべき知見を抽出し、反映状況を確認した結果、反映を検討すべき知見は、未然防止処置等に係る仕組みにより適切に処置されていることを確認した。
- 保安活動の評価結果及び国内外の最新の科学的知見及び技術的知見に関する評価結果から、安全性向上、信頼性向上に寄与する自主的な追加措置を抽出した。

【第3章】

[安全裕度評価] (その他自然現象に対するリスク評価)

- 学会標準※1を参照し、地震及び津波以外の自然現象に対して、伊方発電所周辺において発生が想定され、プラントに影響を及ぼす可能性のある設計を一定程度上回る規模の各自然現象が襲来した場合の影響について、それぞれの特性に応じたリスク評価を実施した。その結果、設計を一定程度上回る規模の自然現象が発電所に襲来したとしても、設計の有する裕度等により発電所に脅威を与える起因事象の発生に至らないこと、または、既に整備している設備や手順を活用することにより発電所を安全に停止できることを確認し、伊方発電所の安全性を確認した。

※1：日本原子力学会標準「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：2024」

4.1 評定結果

○ 原子力安全リスク管理委員会

原子力の継続的な安全性向上と、これに基づく原子力への信頼回復を達成するため、当社原子力に係る安全リスクの評価・確認を行い、リスク軽減に向けた取り組み状況について統括するとともに、社長による適切な経営判断に資するための提言を行う。また、外部ステークホルダーとの効果的なリスクコミュニケーションの推進を統括する。

（構成）

- ・委員長：総合企画室長
- ・主 査：広報部担当役員、総務部担当役員、原子力本部副本部長(本店)、四国電力送配電(株) 送変電部担当役員
- ・委 員：経営企画部長、広報部長、総務部長、土木建築部長、原子力部長、四国電力送配電(株) 送変電部長

○ 評価の観点 安全性向上計画の妥当性について、部門横断的な立場から評価する。

○ 実施日 2026年 6月 9日

○ 評価結果と対応

第5回安全性向上評価の結果から抽出した追加措置に対する安全性向上計画に計画的に取り組むこと、第4回安全性向上評価で策定した安全性向上計画は適切に実施されていること、自律的・効率的な安全性向上の基盤となるリスクマネジメントの実践・浸透、PRA高度化等に継続的に取り組むことは妥当であることを確認した。

また、以下の指摘を受け、社会とのコミュニケーションにあたって、写真やイメージ図等のイラストも含めて分かりやすく、丁寧な説明に心がけるとともに、ホームページ掲載について、事業者の安全性向上への取り組みをより多くのステークホルダーに知ってもらえるよう、改善に向けて取り組んでいくこととした。

- ・原子力特有の専門用語だけでなく、分かりやすい説明を心がけること。
- ・安全性向上評価に係る概要説明資料等のホームページ掲載に当たっては、当社ホームページの他の内容を目的にアクセスされた方に対しても安全性向上への事業者の自主的な取り組みにも興味を持ってもらえるよう、工夫すること。

4.1 評価結果

○ 社会とのコミュニケーション

当社は、第4回安全性向上評価を届け出て以降、以下のとおり、プレスリリースによる評価結果の公表、当社ホームページ等による届出書の公開、伊方発電所周辺地域のお客様への訪問対話活動、学会等を通じた安全性向上に係る取り組みの説明等を実施することにより、社会に広く情報を発信してきた。

（これまでの社会への情報発信、社会とのコミュニケーション実績は、添付資料3にまとめた。）

当社の安全性向上に向けた取り組みの内容が、これまで以上に広く社会に認識されるよう、引き続き、丁寧かつ分かりやすい情報発信、社会とのコミュニケーションに取り組んでいく。

No.	項 目	内 容	実施時期
1	プレスリリースによる 評価結果の公表	安全性向上評価の目的、内容、評価結果、今後実施を計画する追加措置の概要と実施時期を取りまとめた。 また、取りまとめた内容をプレスへ公表するとともに、ホームページに掲載した。 <伊方発電所3号機 安全性向上評価届出書（第4回）の提出について> https://www.yonden.co.jp/press/2025/_icsFiles/afieldfile/2025/05/12/pr003.pdf	2025年 5月
2	ホームページ等による 届出書の公開	当社ホームページにおいて、届出書の本文、添付資料及び届出の概要版を公開するとともに、原子カライブラリにおいて公開した。 なお、原子カライブラリは、本店（高松）、原子力本部（松山）、伊方ビジターズハウスに設置している。 <伊方発電所3号機 第4回 安全性向上評価届出書> https://www.yonden.co.jp/energy/atom/safety/safety_improvement/20250512_assessment.html <伊方発電所3号機 第4回 安全性向上評価の概要について> https://www.yonden.co.jp/assets/pdf/energy/atom/safety/safety_improvement/index/4_summary.pdf <伊方発電所3号機 第4回 安全性向上評価の概要 補足説明資料> https://www.yonden.co.jp/assets/pdf/energy/atom/safety/safety_improvement/index/4_overview.pdf	2025年 5月

4.1 評価結果

○ 社会とのコミュニケーション（前頁つづき）

No.	項目	内容	実施時期※
3	伊方発電所周辺地域のお客さまへの訪問対話活動	当社社員が、伊方発電所から半径20km圏内にお住まいの各世帯を訪問し、 ・ 南海トラフ地震などの巨大地震に備えた伊方発電所の安全対策 ・ 伊方発電所における安全文化醸成や技術力の維持・向上への取り組み などについて、リーフレットを用いてご説明するとともに、原子力に関するご意見・ご質問を伺った。 また、訪問対話活動にあわせて伊方発電所の安全への取り組みや伊方発電所の使用済燃料乾式貯蔵施設を紹介した動画を制作し、地域のケーブルテレビ局で放送したほか、当社ホームページでも公開した。 ＜伊方発電所周辺地域のお客さまへの訪問対話活動の実施結果について＞ https://www.yonden.co.jp/press/2025/_icsFiles/afieldfile/2025/12/03/pr001.pdf 動画「一歩、一歩、積み重ねで進化し続ける伊方発電所の安全対策」 https://www.yonden.co.jp/cnt_ikata/ 動画「伊方発電所の使用済燃料乾式貯蔵施設について」 https://www.yonden.co.jp/energy/atom/cycle/spent_fuel.html	※：毎年実施しており、第4回届出以降、2024年10月～11月にも同様の活動を実施 2025年8月～10月

地域の皆さまへ

皆さまは、日頃より四国電力の事業運営にご高配を賜り、誠にありがとうございます。

昨年、伊方発電所3号機は、運転開始から30年を迎えました。

今日まで運転を続けてこられたのは、地域の皆さまからのご理解とご支援の賜物であり、厚く御礼申し上げます。

3号機は、運転開始40年までに実施すべき保全活動を定めた長期施設管理計画について、本年3月に認可をいただきました。当社としては、本計画に基づき、設備の高齢化への対策等を着実に実施し、さらなる安全性・信頼性の向上に不断の努力を積み重ねてまいります。

そして、今後も安全・安定運転を継続していくとともに、発電所に関する情報を迅速かつ丁寧に分かりやすく発信していくことで、皆さまからご信頼いただける伊方発電所を目指してまいります。



四国電力株式会社
取締役社長 社長執行役員
宮本 善弘



四国電力では、伊方発電所に対する皆さまのご不安や疑問の声を少しでもお答えできるよう、社員が各ご家庭を訪問し、直接ご意見・ご質問をお伺いする活動を継続的に行っております。

本日は、伊方発電所の現状に関するリーフレットをお届けいたしました。

リーフレットの内容に関するものはじめ、伊方発電所について日頃からお気づきの点やご質問などございましたら、以下の方法でお寄せいただくと幸いです。

同封の郵便ハガキ
chiki-voice@yonden.co.jp
0120-459-796
10月31日（金）まで 平日9時～17時
11月12日（水）～13日（木）9時～17時

訪問対話活動リーフレット



伊方発電所の安全性向上に向けた取り組み

～一歩一歩、着実に～

巨大地震に備えた対策

伊方発電所では、南海トラフ地震をはじめとした巨大地震を想定して、基準地震動を設定するとともに、さまざまな安全対策を行っています。

▶伊方発電所の安全上重要な建物は、強固な岩盤上に高層設置されています。そのため、これらの建物にかかる地震の揺れは、地表から表層地盤上の建物に比べて1/2～1/3程度となります。

よくいただく質問

Q 伊方発電所では最大でどれくらいの揺れを想定しているの？
 A 震度5弱程度と想定される中央構造線断層帯に由来する地震について、最大震度の揺れを基準地震動(650ガル)として設定し、この基準地震動を基に、信頼性を確保しています。

Q 南海トラフ地震が起こっても伊方発電所は大丈夫なの？
 A 南海トラフ地震の想定される震源域のうち、伊方発電所から約10km以内の震源域は地下深くに位置しており、発電所の敷地から距離が離れたことから、中央構造線断層帯による地震よりも影響が小さく、地震動は181ガルと推定されています。

さらに詳しく

▶当社独自の対策として安全上重要な機器などについて、概ね1,000ガルの揺れに耐えられることを確認しています。

▶重大事故時に使用する設備として代替燃料ガススプレイングなどを設置したほか、これを起動するための非常用電源として、非常用ガスタービン発電機や冷温水非常用発電機を設置しています。

伊方発電所の状況について

使用済燃料乾式貯蔵施設の運用を開始

使用済燃料乾式貯蔵施設は、伊方発電所で発生した使用済燃料を青森県六ヶ所村の再処理工場へ搬出するまでの間、発電所敷地内で一時的に貯蔵する施設で、本年7月に運用を開始しました。

本施設では、使用済燃料（プールの）で十分に冷却した使用済燃料を、「乾式キャスク」と呼ばれる金属製の罐式容器に収納・密封して安全に貯蔵し、電気や水を使わず、空気の自然対流で冷却することができます。

安全文化の醸成と技術継承

安全文化を育んでいくために

▶当社経営層・幹部と発電所長との双方向コミュニケーションを充実させるため、意見交換の場を定期的に設け、安全意識の高揚を図っています。

▶日々の業務の中での気づきや改善提案を幅広く収集するしくみを構築し、改善活動を推進することで、トラブルの未然防止に努めています。

技術力を維持し、高めていくために

▶3号機一基体制となったことによる現場作業経験の減少やベテラン社員が定年退職を迎える中、現場の技術力を維持し、一層高めていくための取り組みを進めています。

▶原子力保安研修所（松山市）では、実際に伊方発電所で使用している機器類を用いた訓練を継続的に行っています。また本年、同研修所内に整備したトラブルからの学び場では、発電所で過去に経験した設備故障やトラブルから得た教訓・知見を、次世代に継承するための研修も行っています。

高齢化への取り組み

▶伊方発電所では、運転開始から30年を迎えた3号機について、法令に基づき、今後10年間の運転による設備の劣化管理に必要な対策を取りまとめた長期施設管理計画を策定し、本年3月、国の認可をいただくとともに、愛媛県と伊方町へ報告しました。

▶今後は、本計画に基づき、必要な対策を行うことで、一部の安全性・信頼性の向上に努めています。

1、2号機の廃止措置について

全体工程を4段階に区分し、約40年かけて作業を実施する計画で、現在、第1段階として、設備の汚染状況の調査や、放射線管理を必要としない区域の設備を解体、撤去しています。引き続き、安全を最優先に確実に進めてまいります。

【お問い合わせ先】（平日9時～17時）
 四国電力株式会社 原子力本部 エネルギー広報グループ 伊方発電所 広報課
 TEL:089-946-9730
 TEL:0894-39-1701

4.1 評価結果

○ 社会とのコミュニケーション（前頁つづき）

No.	項 目	内 容	実施時期
4	学会等を通じた 安全性向上に係る 取り組みの紹介	日本保全学会第21回学術講演会において、「伊方発電所3号機第4回安全性向上評価の概要と中長期的な評価について」として、第4回安全性向上評価の概要、中長期的な評価の結果や評価から抽出した追加措置など、安全性向上評価における四国電力の取り組みを紹介した。	2025年 7月
		日本保全学会第21回学術講演会において、「伊方発電所3号機安全性向上評価におけるPRAと追加措置」として、第4回安全性向上評価で実施したPRA結果やPRAから抽出した追加措置について紹介した。	2025年 7月
		日本保全学会第21回学術講演会において、「四国電力 原子力保安研修所 研修スペース『トラブルからの学び舎～教訓を明日へつなぐ～』」として、過去に経験した設備故障やトラブルから得た教訓・知見を次世代に継承するために新たに整備した研修施設について紹介した。また、この内容について、保全学会誌2026年1月号に解説記事『『トラブルからの学び舎』設置とその意義』を寄稿した。	2025年 7月
		日本保全学会第21回学術講演会において、「伊方発電所におけるオンラインメンテナンス(OLM)導入に向けた取り組みについて」として、伊方発電所において実施した現場実証の状況など、四国電力の取り組みを紹介した。	2025年 7月
		日本保全学会第21回学術講演会において、「伊方発電所 使用済燃料乾式貯蔵施設の設置工事について」として、設置工事に係る四国電力の取り組みなどを紹介した。	2025年 7月
		日本原子力学会2025年秋の大会のリスク部会セッションにおいて、オンラインメンテナンスに係る最新の活動に関する情報を共有し、PRA／リスク情報活用に関する議論を深めることを目的として、事業者の現場実証の状況、リスク評価手法における四国電力の取り組みを紹介した。 ・「伊方発電所におけるオンラインメンテナンス導入に向けた取り組みについて」 ・「OLMに適用するリスク評価技術について」	2025年 9月

4.2 安全性向上計画

- 安全性向上評価の結果から抽出された追加措置の実施計画
保安活動全般、国内外の最新の科学的知見及び技術的知見の調査から抽出された追加措置の中から、**今後実施を計画するプラントの安全性向上に資する自主的な追加措置等を整理し、安全性向上計画を策定。**
- これまでの安全性向上評価にて今後実施を計画する追加措置とした措置の実施状況
第4回安全性向上評価において策定した安全性向上計画の実施状況について、**概ね計画通りに実施していることを確認。**
- 第5回安全性向上評価までの評価期間において、実施済みまたは運用開始済みの措置については、添付資料1にまとめた。

表 第5回安全性向上評価における実施済みまたは運用開始済みの追加措置

No.	措置	評価分野		実施または運用開始時期
1	主給水管取替工事	2章	施設管理	2026年1月
2	1次系弁取替工事	2章	施設管理	2025年12月
3	加圧器ヒータ制御盤取替工事	2章	施設管理	2026年1月
4	トラブルからの学び舎の整備	2章	施設管理 安全文化の育成および維持活動	2025年6月から運用開始

表 第5回安全性向上評価において新たに策定する安全性向上計画

No.	措置	評価分野		実施計画（予定）
1	設計の経年化評価（地震・津波）から得られた知見の技術資料（教育資料等）への反映	2章	国内外の原子力施設の 運転経験から得られた教訓	2027年度

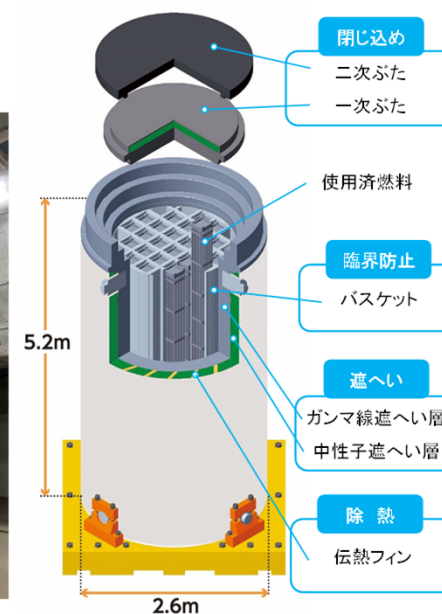
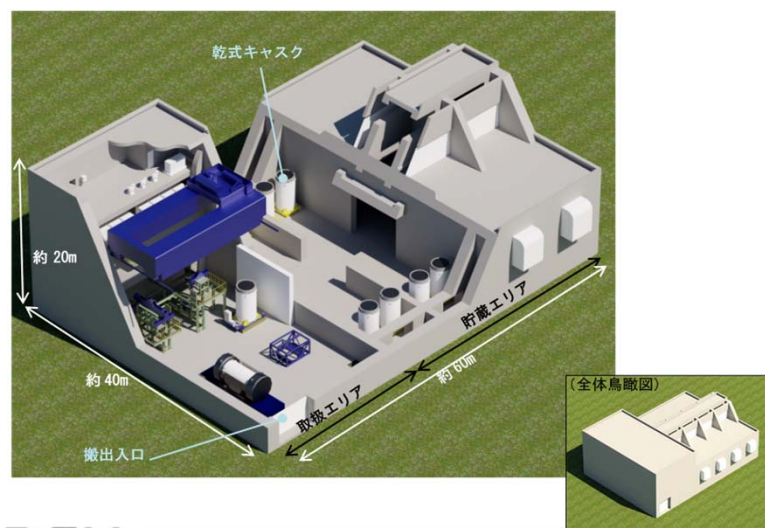
4.2 安全性向上計画

表 第4回安全性向上評価において策定した安全性向上計画の実施状況（完了）

No.	措置	措置の概要 (詳細は、「 第4回安全性向上評価の概要について 」を参照)	実施時期 (予定)	実施時期 (実績)	関連する評価分野 (() なしは第4回評価にて策定)
1	使用済燃料乾式貯蔵施設の設置	使用済燃料の冷却に水や電源を使用しない、安全性に優れた貯蔵方式である乾式貯蔵施設を設置する。	2025年7月	2025年7月	燃料管理 (第2回)
2	能登半島地震を踏まえた変圧器に係る安全対策	原子力エネルギー協議会の発出文書「能登半島地震を踏まえた発電所設備に係る対策について」に基づく主変圧器及び所内変圧器への安全対策に加え、伊方発電所3号機の運転に必要な外部電源を受電するための変圧器（予備変圧器）について安全対策を実施する。	2025年度 上期	2025年 5月	国内外の原子力施設の 運転経験から得られた教訓
3	運転員及び緊急時対応要員への教育・訓練プログラム策定へのリスク情報の活用（地震PRA）	確率論的リスク評価結果から得られるリスク寄与が大きい運転員操作等のリスク情報を教育・訓練プログラム策定に活用し、運転員及び緊急時対応要員の意識を高め、事故対応能力の向上を図る。	2025年度 下期	2026年 2月	確率論的リスク評価

No.1 使用済燃料乾式貯蔵施設の設置（左図 乾式貯蔵建屋、中・右図 乾式キャスク）

動画 https://www.yonden.co.jp/energy/atom/cycle/spent_fuel.html



4.2 安全性向上計画

表 第4回安全性向上評価において策定した安全性向上計画の実施状況（完了）

No.	措置	措置の概要 (詳細は、「第4回安全性向上評価の概要について」を参照)	実施時期 (予定)	実施時期 (実績)	関連する評価分野 ()なしは第4回評価にて策定)
4	安全裕度評価結果から得られる クリフエッジシナリオに係る教育・訓練	起因事象の発生、緩和機能の喪失など、クリフエッジに至るまでの過程について教育・訓練を行うことにより、運転員や緊急時対応要員の事故対応能力向上を図る。	2025年度 下期	2025年 9月	安全裕度評価
5	外部ハザードの中長期的な傾向監視	設計条件となる外部ハザードについて、中長期的な傾向を定期的に監視する。	2025年度 上期	2026年 1月	中長期的な評価
6	オンラインメンテナンス※の適用検証	メンテナンスの作業品質向上、ヒューマンエラーや機器故障リスク低減によるプラントの安全性向上を図るため、オンラインメンテナンスの実証を行い、本格導入に向けた検討を進める。	2025年度	2025年 5月、8月 現場実証	中長期的な評価

※：定検中に集中する保全業務を運転中に実施し、作業の平準化や現場作業における熟練作業員の適正配置、作業輻輳回避による作業品質の向上につながるともに、若手技術者の力量向上、育成につながる

No.6 オンラインメンテナンスの適用検証

現場実証に当たっては、事前に作業計画及びリスク管理措置について社内の会議において審議し、実施しました。（左写真）
作業当日は、リスク管理措置を実施したうえで点検作業を行いました。（中、右写真）

【事前の検討会議】



【リスク管理措置】



【点検作業 電気回路の健全性試験】



4.2 安全性向上計画

表 第4回安全性向上評価において策定した安全性向上計画の実施状況（継続）

No.	措置	措置の概要 (詳細は、「 第4回安全性向上評価の概要について 」を参照)	実施計画（予定）	関連する評価分野 (（ ）なしは第4回評価にて策定)
1	使用済樹脂貯蔵タンクの増設	今後、運転等に伴い発生する使用済樹脂を考慮し、将来的に発生する使用済樹脂の貯蔵裕度を確保するため、一時的に貯蔵するタンクを1基増設する。	2027年1月	放射性廃棄物管理 (第3回)
2	確実な設計情報管理の構築	「火災防護」、「溢水防護」、「津波防護」及び「重大事故等対処設備(可搬型設備)」の設計情報について、明文化できていない設備設計時の考え方や審査・検査で得られた設計的知見を共有・技術継承するため、設計基準文書の充実等を図る。	2025年度以降順次※1	品質保証活動
3	停止時リスクモニタの更新	最新PRAモデルの評価結果に基づいた停止時リスク管理を行うため、高度化した停止時PRAモデルを停止時リスクモニタに反映する。	2026年度下期	確率論的リスク評価
4	PRA高度化の推進	国際的に実践されている水準に比肩するPRA(Good PRA)の構築に向け、国際的な規格基準を参照した海外有識者によるレビューコメント等に基づき、PRA高度化を推進する。	順次実施※2	中長期的な評価

※1：「火災防護」に係る設計情報について、再稼働当時の設計の考え方や最新の他電力の許認可審査・原子力規制検査での知見等を反映し、設計基準文書の改定を行った。今後も、原子力規制検査等で得られた情報を継続的に設計基準文書に反映していく。「溢水防護」等についても、同様の情報を収集するなど、設計基準文書の充実に向けた取り組みを継続している。

※2：2025年12月に内部事象出力運転時レベル1.5PRAモデルに関する海外専門家レビューを実施し、約半数の技術領域についてレビューを完了。2026年度に残り半数の技術領域についてレビューを実施する予定。
2026年1月に内部事象出力運転時レベル1 PRAモデルに対する過去の指摘事項の解決に向けた海外専門家レビューを実施し、対象とした指摘事項について、モデル修正、文書化の充実等により概ね解決したことを確認することができた。

4.2 安全性向上計画

表 第4回安全性向上評価において策定した安全性向上計画の実施状況（継続）

No.	措置	措置の概要 (詳細は、「 第4回安全性向上評価の概要について 」を参照)	実施計画（予定）	評価分野 (（ ）なしは第4回評価にて策定)
5	内部溢水PRAの計画的な実施	プラントにおける内部溢水事象の潜在的なリスクを定量的に把握するため、NRRCによる研究成果を踏まえ、伊方3号機の評価を行う。	2025年度以降順次※3	中長期的な評価
6	RIDMプロセスの適用拡大 (地震事象・津波事象の結果の活用)	これまでの内部事象出力運転時PRAから得られる情報に加え、地震PRA及び津波PRAの評価結果や評価過程において得られる情報を、リスク情報を活用した意思決定(RIDM)プロセスに活用する。	OLM本運用導入時※4	中長期的な評価

※3：内部溢水PRAの整備に必要となるプラント情報調査として、溢水伝播経路に係る調査及びデータ整理、溢水源の同定に係る調査及びデータ整理、機器配置調査を2025年度に実施した。2026年度以降、調査結果に基づいてモデル整備を進めるとともに、必要に応じて追加の情報調査やプラントワークダウンを実施予定。

※4：工事管理等の既存RIDMプロセスを対象とし、地震PRA及び津波PRAの評価結果や評価の過程において得られる情報も活用する試運用を2025年7月より開始した。本運用の開始は、オンラインメンテナンス(OLM)本運用の導入時期に合わせて検討中であり、引き続きデータ整備やプロセスの検証を継続して行うため、「2025年度下期」から変更。

表 採否判断に向けた検討に継続的に取り組んでいる措置

No.	措置	措置の概要	実施計画（予定）	評価分野
1	ECCS再循環切替自動化設備の導入	ECCS再循環運転の切替操作を自動化することで、事故時の高ストレス下での操作に対する運転員の負担を軽減し、事故時の操作性の向上による安全性の向上を図る。	2026年度下期を 目途に 採否判断に向けた 検討に取り組む※1	国内外の原子力施設の 運転経験から得られた教訓 確率論的リスク評価
2	1次冷却材ポンプシャットダウンシールの導入	全交流動力電源喪失時または原子炉補機冷却機能喪失時における1次冷却材ポンプのシール部からの1次冷却材の漏えいを防止し、安全性の向上を図る。		

※1：ECCS再循環切替自動化設備は、詳細な設備構成の検討、現場調査等による工事成立性を踏まえて、幅広い観点で総合的に採否判断できるよう検討を進めている。

1次冷却材ポンプシャットダウンシールは、ポンプ本体への影響、事故時手順への影響等の検討を踏まえて、幅広い観点で総合的に採否判断できるよう検討を進めている。

4.2 安全性向上計画

- 第1回安全性向上評価で安全性向上計画に含めた、自律的・効率的な安全性向上の基盤となる取り組みに対する実施状況は下表のとおりであり、今後も継続的に取り組んでいく。

【対応する取組内容（1／2）】

・「原子力の自主的安全性向上に向けた今後の取り組みについて」
(安全性向上に向けた取組)(2014年6月13日)

No.	項目※	自律的・効率的な安全性向上の基盤となる取り組み	本評価期間での主な取り組み
1	リスク評価におけるPRAの活用推進 (リスク評価・プラント適用)	内的事象や地震・津波などの低頻度の外的事象を対象に、PRAを活用したリスク評価を順次実施する。また、プラントの運用変更・設備変更等へPRAの適用範囲を拡大して順次試行・実施する。	No.1、3、5、6、7は継続的に、No.2、4は伊方3号プロジェクトを通じて順次、取り組んでいる。 オンラインメンテナンスの第1回及び第2回現場実証対応として、実施可否の判断やリスク管理措置の策定に必要な評価を実施し、PRAの活用推進に努めている。
2	リスク評価におけるPRAの活用推進 (PRAの技術検討)	リスク評価、プラント適用を実施するために必要となるPRAの評価手法について、原子力リスク研究センターを活用しながら技術検討を計画的に進める。	
3	原子力安全に係るリスクマネジメントの仕組みの強化 (リスクマネジメントの強化)	既存のリスクマネジメントのPDCAサイクルに、PRAを活用したリスク評価を新たに取り込んで、リスクマネジメントを強化する。	
4	原子力リスク研究センターの積極的活用 (PRAの技術検討)	原子力リスク研究センターが実機プラントデータを用いて行う地震レベル2 PRAの評価手法の研究において、伊方3号機を代表プラントとして研究に積極的に参加する等、その知見・提言等を踏まえつつ、伊方発電所に適用するPRAの技術検討を進める。	
5	原子力リスク研究センターの積極的活用 (新知見の収集・リスクコミュニケーション手法の改善等)	地震・津波などの低頻度の外的事象に関する新知見の収集、リスクコミュニケーション手法の改善等の取り組みについて、原子力リスク研究センター提言や技術支援等を積極的に活用し、当社の取り組みに反映していく。	
6	事故対応能力の向上等 (社内教育の充実)	管理者層を対象にした原子力安全に係るリスクマネジメントやPRAに関する教育を充実する。	
7	事故対応能力の向上等 (組織文化の構築)	原子力安全に係るリスクについての社内教育訓練プログラムを強化し、社員一人一人のリスクへの意識を向上させ、組織文化の構築に向けた取り組みを継続する。	

※：2020年6月改訂の「リスク情報活用の実現に向けた戦略プラン及びアクションプラン」で追加された「RIDMのための技術基盤の活用及び改善」、「研究開発の継続と成果の適用」及び「RIDMプロセスの適用範囲の拡大」については、「原子力の自主的安全性向上に向けた今後の取り組みについて(自主的安全性向上)」や「リスク情報活用の実現に向けた戦略プラン及びアクションプラン(RIDM戦略プラン)」の項目に関連して取り組みを進めている。

4.2 安全性向上計画

【対応する取組内容（2／2）】

・「リスク情報活用の実現に向けた戦略プラン及びアクションプラン」

(RIDM戦略プラン)(2018年2月8日、2020年6月19日、2023年12月14日改定)

No.	項目※	自律的・効率的な安全性向上の基盤となる取り組み	本評価期間での主な取り組み
8	パフォーマンス監視・評価	安全性・信頼性等に係るPIの収集・評価を行い、発電所の状態を把握し、パフォーマンスの劣化兆候を早期に発見、対策を検討する。また、現場作業における人的パフォーマンスを監視し、問題の特定とその対策を検討する。	No.8、10、11、12は継続的に、No.9は伊方3号プロジェクトを通じて順次、取り組んでいる。
9	リスク評価	パフォーマンス監視から得られた情報に基づいて、その系統・機器が発電所の安全にどのような影響を与えるか評価する。特に、既存のPRAを高度化することで、系統・機器の重要度がより明確になり、重要度に応じた効果的な対応が可能となる。	内部事象出力運転時PRAモデルに対する海外専門家レビューを継続的に実施しており、レベル1 PRAについて過去に受けた指摘事項へ対応するとともに、レベル1.5PRAについて新たにレビューを開始している。
10	意思決定・実施	安全に係るプラントの状態を現物・現実に則して正しく把握し、リスク評価によって得られる重要度を自らの判断の物差しとして（パフォーマンスベース・リスクインフォームド）、改善に向けた速やかな意思決定を可能とする。	RIDMプロセスの適用拡大に向けた取り組みとして、既存RIDMプロセスを対象とし、内部事象PRAから得られる情報に加えて、地震PRA及び津波PRAの評価結果や評価の過程において得られる情報も活用する試運用を2025年7月より開始している。オンラインメンテナンス本運用の導入時期に本格運用を開始できるよう、引き続きデータ整備やプロセスの検証を継続している。
11	改善処置活動（CAP）	発電所における安全上の問題を見逃さないために、低いしきい値で広範囲の情報を収集し、安全への影響度に応じた是正を行うことにより、重要な問題の再発防止や未然防止を図る。また、発電所の資源を安全上重要な問題に集中させ、効果的に活用することにより、プラントの安全性の更なる向上を目指す。	
12	コンフィギュレーション管理（CM）	構築物、系統及び機器が設計で要求したとおりに制作・設置され、運転・維持されていることを常に確認、保証する仕組みを構築し、プラントの諸活動を安全かつ適切に実施することを可能とする。	「火災防護」等の設計情報について、再稼働当時の設計の考え方や最新の他電力の許認可審査・原子力規制検査での知見等を反映し、設計基準文書の改定を適宜行っている。

※：2020年6月のアクションプラン改訂で追加された「RIDMのための技術基盤の活用及び改善」、「研究開発の継続と成果の適用」及び「RIDMプロセスの適用範囲の拡大」については、「原子力の自主的安全性向上に向けた今後の取り組みについて(自主的安全性向上)」や「リスク情報活用の実現に向けた戦略プラン及びアクションプラン(RIDM戦略プラン)」の項目に関連して取り組みを進めている。

○ これまでの継続的な安全性向上に係る具体的な取り組みは、添付資料2にまとめた。

4.2 安全性向上計画

○ 安全性向上計画

安全性向上評価から抽出され、整理した安全性向上計画は以下のとおりであり、措置の特性に応じて、定検等の時期を考慮して計画的に取り組む。

分類		内容	2024年度		2025年度		2026年度		2027年度		
			上期	下期	上期	下期	上期	下期	上期	下期	
安全性向上評価届出				第4回▼		第5回▼			第6回(予定)▽		
安全性向上評価から抽出された追加措置	第4回安全性向上評価にて策定した 安全性向上計画（実施継続）	1. 使用済樹脂貯蔵タンクの増設		▼着工				竣工(予定)▽			
			設置工事								
		2. 確実な設計情報管理の構築	火災防護に係る設計情報を設計基準文書に反映		▼		▼				
			順次実施								}}
		3. 停止時リスクモニタの更新						実施(予定)▽			
			リスクモニタ更新								
	新たに策定した計画	4. P R A 高度化の推進	内部事象出力運転時レベル1.5 P R A 海外専門家レビュー	内部事象出力運転時レベル1 P R A 海外専門家レビュー							
			順次実施								}}
		5. 内部溢水 P R A の計画的な実施		プラント情報調査の実施▼					モデル整備(予定)▽		
			順次実施								}}
		6. R I D Mプロセスの適用拡大（地震事象・津波事象の結果の活用）		オンラインメンテナンス本格導入に合わせて適用拡大(予定)	試運用開始▼						
			具体的検討								}}
	継続して検討に取り組む措置	1. 設計の経年化評価（地震・津波）から得られた知見の技術資料（教育資料等）への反映							実施(予定)▽		
			資料内容等の検討・調整								
		1. E C C S 再循環切替自動化設備の導入							検討完了(予定)▽		
			採否判断に向けた具体的な検討								
		2. 1 次冷却材ポンプシャットダウンシールの導入							検討完了(予定)▽		
			採否判断に向けた具体的な検討								

4.2 安全性向上計画

○ 安全性向上計画

自律的・効率的な安全性向上の基盤となる取り組みに係る安全性向上計画は以下のとおりであり、リスクマネジメントの実践・浸透、PRAの高度化、活用推進等に継続的に取り組む。

分類	内容		2024年度		2025年度		2026年度		2027年度	
			上期	下期	上期	下期	上期	下期	上期	下期
安全性向上評価届出				第4回▼		第5回▼			第6回(予定)▽	
自律的・効率的な安全性向上の基盤として安全性向上計画に含めた取り組み	自主的安全性向上に向けた取り組み	1. リスク評価におけるPRAの活用推進（リスク評価・プラント適用）	OLM現場実証（1回目）▼	▼OLM現場実証（2回目） ▼RIDMプロセスの適用拡大（地震事象・津波事象の結果の活用） 試運用開始						
			保安活動への段階的なリスク情報活用の適用							
			NRRCの支援を受けた伊方3号プロジェクトによるPRA手法の高度化							
			地震等PRAモデルに反映▼							
			特重施設などの新設設備・手順のモデルへの反映							
			第10回レビュー▼	第11回レビュー▼	第12回レビュー					
			外部専門家によるレビュー、課題抽出、対応方針の検討など							
			▼地震等PRAモデルに反映							
			NRRCデータ収集プラットフォームに基づく伊方発電所の故障率データの収集・反映							
			▼伊方SSHACプロジェクトで高度化した確率論的地震ハザードの地震PRAモデルに反映							
	2. リスク評価におけるPRAの活用推進（PRAの技術検討）									
	</									

2020年6月の「リスク情報活用の実現に向けた戦略プラン及びアクションプラン」改訂の際に示された「RIDMのための技術基盤の活用及び改善」、「研究開発の継続と成果の適用」及び「RIDMプロセスの適用範囲の拡大」については、「原子力の自主的安全性向上に向けた今後の取り組みについて（自主的安全性向上）」や「リスク情報活用の実現に向けた戦略プラン及びアクションプラン（RIDM戦略プラン）」の項目に関連して取り組みを進めている。

- 添付資料 1 これまでに実施済みまたは運用開始済みの措置
(右肩 p.添付- 1～16)
- 添付資料 2 これまでの継続的な安全性向上に係る具体的な取り組み
(右肩 p.添付-17～31)
- ・リスク評価に関する事例
 - ・意思決定・実施に関する事例
- 添付資料 3 これまでの社会への情報発信、社会とのコミュニケーション実績
(右肩 p.添付-32～35)

<第4回安全性向上評価>

第4回安全性向上評価の調査対象期間内に実施済みまたは運用開始済みの措置（一覧表）

No.	措置	措置概要	実施時期	関連する評価分野
1	制御用地震計取替工事	製造中止となった取替部品への対策として、制御用地震計の取替を実施した。	2024年10月	施設管理 (第4回)
2	主給水管取替工事	2次系配管検査において主給水配管の減肉が確認された箇所の配管の取替を実施した。	2024年11月	施設管理 (第4回)
3	ヒートトレースSCC対策修繕工事	ヒートトレースのON-OFF制御に伴う塩化物イオン濃縮による孔食を起因とした応力腐食割れ（ヒートトレースSCC）が懸念される配管の取替を実施した。	2024年 9月	施設管理 (第4回)
4	PRA※1結果を踏まえた出力運転中作業のリスク管理	RIDM※2プロセスの適用拡大に向けた取り組みのひとつとして、出力運転中作業のリスク管理として、運転中の機器・系統隔離を考慮したPRAの結果に基づき、作業の見直しや補償措置の実施等を行うプロセスの運用を開始した。	2024年 3月	安全文化の育成 および維持活動 (第4回)
5	リスク重要度エリアマップ※3の整備	RIDMプロセスの適用拡大に向けた取り組みのひとつとして、リスク重要度エリアマップを整備し、出力運転中の作業や物品保管におけるリスク上重要な機器への影響を考慮した作業管理や、防護対策強化を行うプロセスの運用を開始した。	2024年 3月	安全文化の育成 および維持活動 (第4回)
6	文書管理におけるリスク評価	RIDMプロセスの適用拡大に向けた取り組みのひとつとして、PRAモデルの入力情報として参照している手順等の文書を新規制定または変更する場合に、PRAを活用したリスク評価を実施し、文書変更内容を見直すプロセスの運用を開始した。	2024年 3月	安全文化の育成 および維持活動 (第4回)

※1：確率論的リスク評価 ※2：リスク情報を活用した意思決定 ※3：リスク上重要な機器が設置されたエリアを目視で確認できるマップ

<第4回安全性向上評価>

第4回安全性向上評価の調査対象期間内に実施済みまたは運用開始済みの措置（図①）

【No.4】PRA結果を踏まえた出力運転中作業のリスク管理

(a) 目的

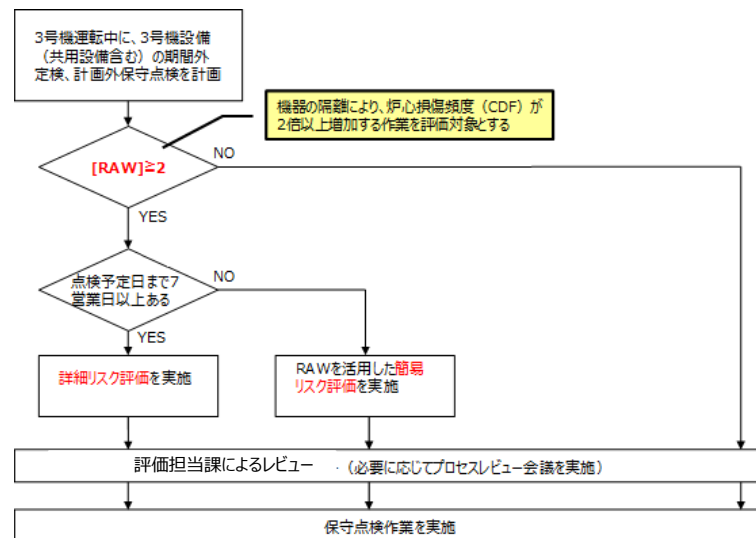
RIDMプロセスの適用拡大に向けた取り組みのひとつとして、出力運転中における原子力安全を確保するため、PRA結果を踏まえた作業の見直しや補償措置の実施等を行うプロセスの運用を通して、関係者の原子力安全への意識を向上させ、更なる安全性向上を図る。

(b) 対策の概要

出力運転中作業のリスク管理として、運転中の機器・系統隔離に対するPRAの結果に基づき、作業の見直しや補償措置の実施等を行うプロセスの運用を開始した。

(c) 運用開始時期

2024年 3月



出力運転中作業のリスク管理 実施フロー

【No.5】リスク重要度エリアマップの整備

(a) 目的

RIDMプロセスの適用拡大に向けた取り組みのひとつとして、出力運転中にリスク上重要な機器の近傍で保全作業や物品保管を実施する際に、当該機器への影響を踏まえた対応を講じることにより、更なる安全性向上のほか、作業員のリスク感受性向上を図る。

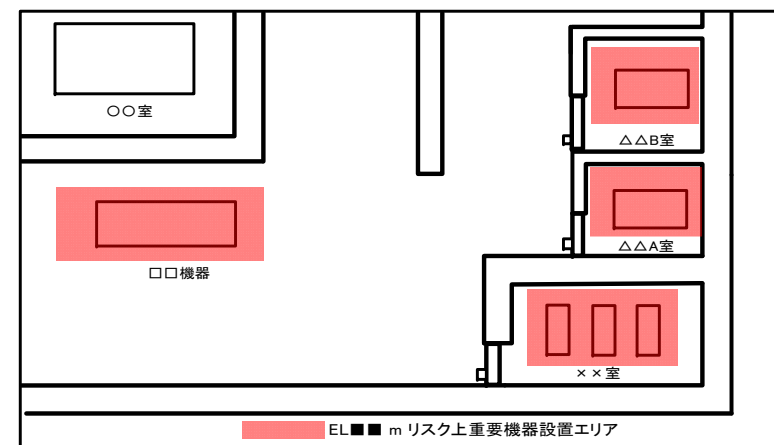
(b) 対策の概要

フロア毎に、リスク上重要な機器（RAW※1が2以上の機器を重要機器と定義）が設置されたエリアを目視で確認できるマップ（リスク重要度エリアマップ）を整備し、出力運転中の作業や物品保管におけるリスク上の重要機器への影響を考慮した作業管理や防護対策強化を行うプロセスの運用を開始した。

(c) 運用開始時期

2024年 3月

※1：機能喪失時にCDFが何倍になるかを示す
リスク重要度指標
(Risk Achievement Worth)



リスク重要度エリアマップイメージ

<第4回安全性向上評価>

第4回安全性向上評価の調査対象期間内に実施済みまたは運用開始済みの措置（図②）

【No.6】文書管理におけるリスク評価

(a) 目的

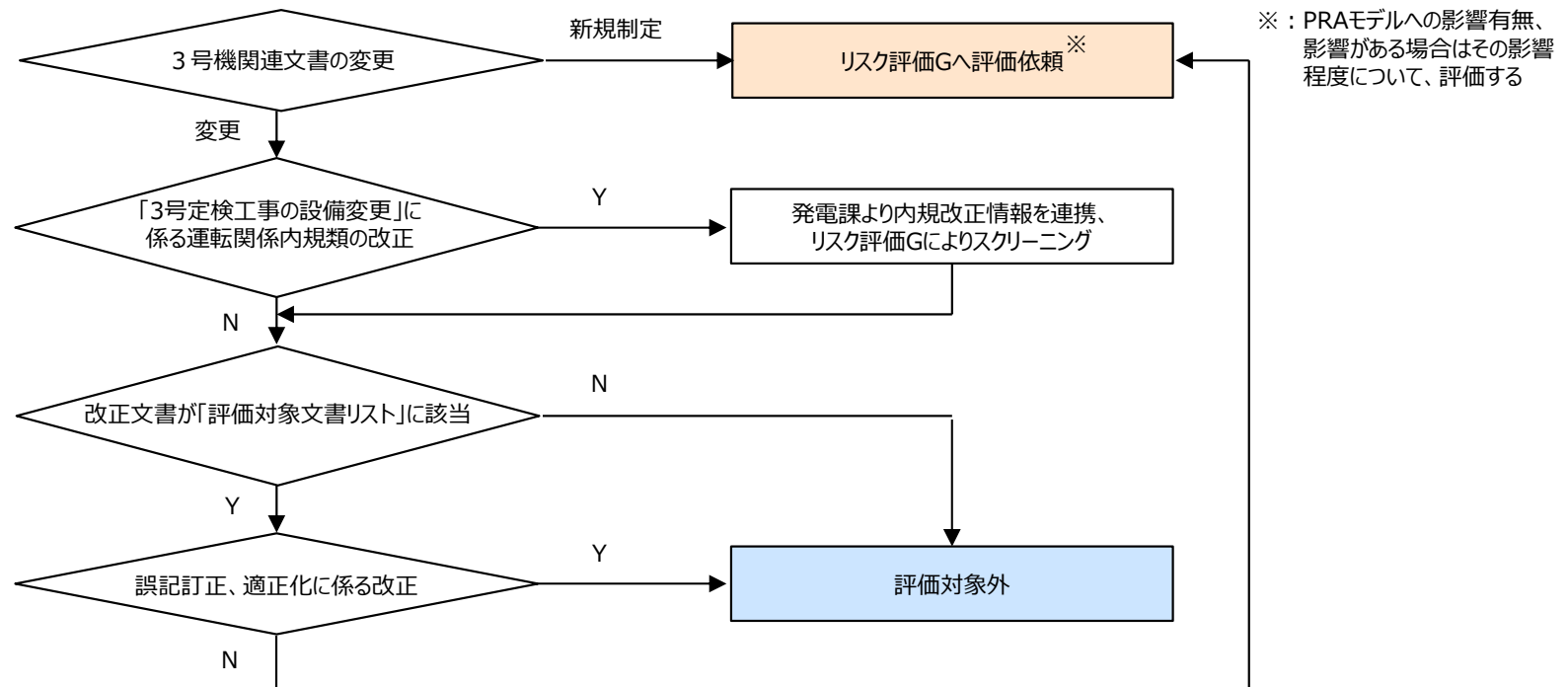
RIDMプロセスの適用拡大に向けた取り組みのひとつとして、PRAモデルの入力情報として参照している運転員や緊急時対応要員が使用する社内文書の手順等を新規制定または変更する場合に、PRAを活用したリスク評価を実施して、手順変更等が原子力安全に与える影響を把握し、手順の見直し等を行うプロセスの運用を通して、関係者の意識向上を図る。

(b) 対策の概要

PRAモデルの入力情報として参照している手順等の文書を新規制定または変更する場合に、PRAを活用したリスク評価を実施し、必要に応じて文書変更内容を見直すプロセスの運用を開始した。

(c) 運用開始時期

2024年 3月



文書管理におけるリスク評価 実施フロー

<第4回安全性向上評価>

第3回安全性向上評価において策定した安全性向上計画のうち、第4回評価で完了した措置（一覧表）

No.	措置	措置概要	実施時期	関連する評価分野
1	デジタル安全保護回路 ソフトウェア共通要因故障対策	原子力エネルギー協議会※1の「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」の知見を踏まえ、ソフトウェアに起因する共通要因故障により安全保護機能を喪失した場合でも、運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故時に判断基準を満足できるよう、既存の多様化設備に安全注入系の自動起動に係る機能および警報を追加する対策を講じる。	2024年 9月	施設管理 (第3回) 国内外の原子力施設の 運転経験から得られた教訓 (第2回)
2	設計の経年化評価から 得られた知見の技術資料 (教育資料等) への反映	原子力エネルギー協議会※1の「設計の経年化評価ガイドライン」の新旧プラント設計の比較及び対策検討に係る手法を踏まえ、抽出した知見を技術資料（教育資料等）に反映し、運転員、保修員等の認識の促進を図る。	2024年10月	国内外の原子力施設の 運転経験から得られた教訓 (第3回)
3	運転員及び緊急時対応要員への 教育・訓練プログラム策定への リスク情報の活用	確率論的リスク評価結果から得られるリスク寄与が大きい運転員操作等のリスク情報を教育・訓練プログラム策定に活用し、運転員及び緊急時対応要員の意識を高め、事故対応能力の向上を図る。	2024年10月	確率論的リスク評価 (第3回)
4	1次冷却システムのフィードアンド ブリード操作の信頼性向上	格納容器隔離失敗に至るシナリオにおいても有効となるフィードアンドブリードについて、複数の操作手段を運用する手順を整備して操作の多様性を確保することで、信頼性向上を図る。	2024年12月	確率論的リスク評価 (第3回)
5	巡視点検時の余熱除去ポンプ RWST戻り弁閉状態の監視強化	リスク上重要な余熱除去ポンプから燃料取替用水タンクへの戻りラインの弁の閉状態への戻し忘れを防止する。	2024年 4月	確率論的リスク評価 (第3回)
6	炉内計装盤更新工事	最新式のデジタル制御装置を用いた炉内計装盤に取り替え、機能の維持・向上を図る。	2024年11月	施設管理 (第2回)
7	確率論的地震ハザード高度化を 踏まえた地震PRAの実施	「国際水準を踏まえた伊方発電所3号機の地震ハザード評価の高度化に関する研究」の成果※2を踏まえた確率論的地震ハザードを活用することにより信頼性の高い地震PRAを実施し、プラントの脆弱点をより適切に把握する。	2025年 5月	安全に係る研究 自社研究、電力共通研究 (第2回)

※1：2026年4月1日より、一般社団法人 原子力エネルギー協議会

※2：伊方SSHACプロジェクト：https://www.yonden.co.jp/energy/atom/safety/sshac_project/index.html

<第 4 回安全性向上評価>

第 3 回安全性向上評価において策定した安全性向上計画のうち、第 4 回評価で完了した措置（図①）

【No.1】デジタル安全保護回路ソフトウェア共通要因故障対策

(a) 目的

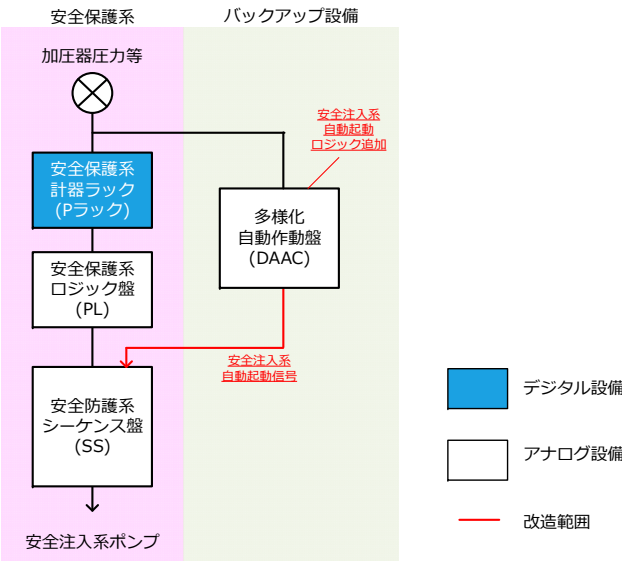
デジタル安全保護回路のソフトウェアに起因する共通要因故障における対処機能の向上を図る。

(b) 対策の概要

原子力エネルギー協議会の「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」の知見を踏まえ、ソフトウェアに起因する共通要因故障により安全保護機能を喪失した場合でも、運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故時に判断基準を満足できるよう、既存の多様化設備に安全注入系の自動起動に係る機能および警報を追加する対策を講じる。

(c) 実施時期

2024年 9月



デジタル安全保護回路ソフトウェア共通要因故障対策の概要

【No.7】確率論的地震ハザード高度化を踏まえた地震PRAの実施

(a) 対策の概要

「国際水準を踏まえた伊方発電所 3 号機の地震ハザード評価の高度化に関する研究」の成果を踏まえた確率論的地震ハザードを活用することにより信頼性の高い地震PRAを実施し、プラントの脆弱点をより適切に把握する。

(b) 実施時期

2025年 5月



「国際水準を踏まえた伊方発電所 3 号機の地震ハザード評価の高度化に関する研究」の成果
https://www.yonden.co.jp/energy/atom/safety/sshac_project/index.html

<第3回安全性向上評価>

第3回安全性向上評価の調査対象期間内に実施済みまたは運用開始済みの措置（一覧表）

No.	措置	措置概要	実施時期	関連する評価分野
1	停止時リスク管理の運用見直し及び高リスク工程における補償措置の実施運用	定期事業者検査中の高リスク工程における関係者の意識向上を図るため、リスク管理方法の見直しを実施した。また、リスク管理レベルに応じた補償措置について、上層部が参加する社内会議体で審議、確認した上で実施した。	2022年 5月 から開始	安全文化の育成 および維持活動 運転管理 (第3回)
2	リスクマネジメントの実践のための基本的考え方の制定及びリスクマネジメント活動	リスクマネジメントを定着・習慣化するため、リスクマネジメントの観点などをとりまとめた社内規定を制定した。 リスクマネジメントの概念の理解・浸透を図るため、具体的な事例等を交えて解説する周知会やリスクマネジメントと各自の業務との関わりを議論する職場研究会を開催した。	2022年 4月 から開始	安全文化の育成 および維持活動 (第3回)
3	燃料漏えい発生時の定期事業者検査中における被ばく低減対策	第16サイクル運転中に発生した燃料漏えいを受け、定期事業者検査において、放射線業務従事者の放射性よう素による被ばく影響を可能な限り低減するため、チャコールフィルタ付きマスク及び局所排風機を使用することにより、内部被ばくを防止した。	第16回 定期事業者 検査	放射線管理 (第3回)
4	技術力・現場力継承のためのSAT※1の仕組みの導入	業務に幅広く要求される能力(知識・技能)を分析・細分化し、効率的に習得できるような体系的・計画的な教育訓練プログラムの構築を段階的に進めている。設計管理等の机上業務については、習得すべき知識・技能レベルの整理を2021年度下期に完了し、教育訓練プログラムの運用を開始している。設備の保守等の現場業務については、2024年度からの本プログラム運用開始に向けて整理を進めている。	2022年 4月 から順次導入※2	品質保証活動 (第3回)

※1：Systematic Approach to Trainingの略。

※2：設備の保守等の現場業務について、設備単位で整理した知識・技能整理表を含めた教育訓練プログラムの運用を2024年度より開始している。

<第 3 回安全性向上評価>

第 3 回安全性向上評価の調査対象期間内に実施済みまたは運用開始済みの措置（図①）

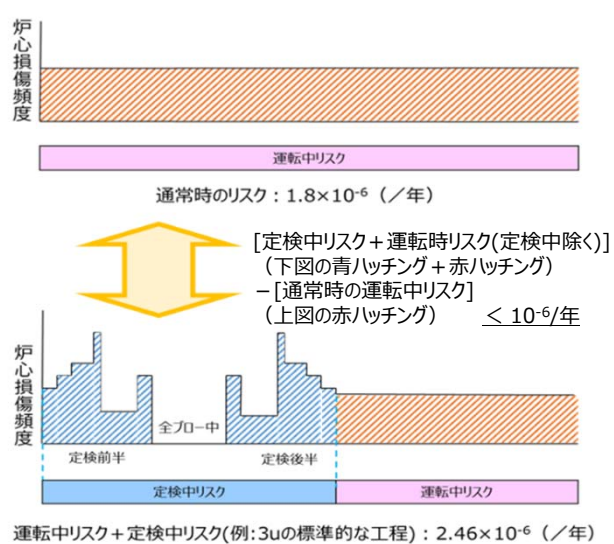
【No.1】停止時リスク管理の運用見直し及び高リスク工程における補償措置の実施運用

- 定期事業者検査において従来から実施している炉心損傷リスクの定量的な評価において、停止時PRAモデルの高度化を踏まえ、リスク管理レベルの目安値を含むリスク管理方法の見直しを実施した。また、リスク管理レベルに応じた補償措置について、上層部が参加する社内会議体で審議、確認した上で実施した。
 - 高リスク工程における補償措置の実施のため、当直長会議にて、高リスク工程および炉心損傷シナリオの事前説明を実施した。各高リスク工程の操作担当直における事前周知を実施した。
- リスク管理にあたって目標とすべき基準は、旧原子力安全委員会が検討した「性能目標(案)」の一つであり、2013年4月に原子力規制委員会が「安全目標を議論する上で十分に議論の基礎となるものと考えられる」とした、「炉心損傷頻度（CDF）： 10^{-4} /炉・年程度」を参考に設定。
 - リスクの瞬時値は、CDF： 10^{-4} /炉・年程度を換算した「 1.1×10^{-8} /時間」を目安値とし、従来と同様に4色のカラーコード「赤」「橙」「黄」「緑」によりリスク管理レベルを設定。
 - リスクの積算値は、 10^{-6} /年（ 10^{-4} /年の1%）を目安値とし、通常時の運転中リスクからの定検中リスクの増分が、目安値を超えないことを確認。
 - 目安値を超える場合は原子力部長を委員長とする「原子力発電安全委員会」により審議するプロセス等を整備。

【リスクの瞬時値の管理】

カラーコード	範囲 (リスク瞬時値の管理レベル)	目安値からの倍率	補償措置
赤	【目安値】： $1.1\text{E-}8$(/時間)以上	1 倍以上	許容しない。(リスク低減のための補償措置を原子力発電安全委員会により審議・確認した上で講ずることにより、許容される。)
橙	$5.7\text{E-}9$ (/時間)以上 ～ $1.1\text{E-}8$ (/時間)未満	1/2倍以上 ～ 1 倍未満	「黄」領域の対策に加えて、継続時間短縮に関する検討結果についても伊方発電所安全運営委員会により審議・確認した上で、実施する。
黄	$5.7\text{E-}10$ (/時間)以上 ～ $5.7\text{E-}9$ (/時間)未満	1/20倍以上 ～ 1/2 倍未満	該当区間の各種工程について合理的に可能な範囲で最低限のリスク状態になっていること、およびリスク低減のための補償措置について、伊方発電所安全運営委員会により審議・確認した上で、実施する。
緑	$5.7\text{E-}10$ (/時間)未満	～ 1/20 倍未満	特別な措置を必要としない。ただし、工程調整等、低減対策を行った結果「黄」領域以上から本領域に入る場合、それらの対策を維持するための措置を実施する。

【リスクの積算値の管理】



<第3回安全性向上評価>

第3回安全性向上評価の調査対象期間内に実施済みまたは運用開始済みの措置（図②）

【No.2】リスクマネジメントの実践のための基本的考え方の制定及びリスクマネジメント活動

- 原子力部門の要員がリスクマネジメントの概念をしっかりと意識して自らの業務に取り組めるよう、リスクマネジメントの定着・習慣化を図るための文書として、**リスクマネジメント実践の意義や国際的なエクセレンスに基づくトップの期待事項**、リスクの特定、分析、最小化などのリスクマネジメント実践の流れ等を整理した、**原子力本部長が定める「リスクマネジメント実践のための基本的考え方」を制定**。
- リスクマネジメントの概念は、既存のQMS活動に新たな業務プロセスを追加するものではなく、従来のQMS活動において考慮されているものである。（右図参照）
- 伊方発電所において、**リスクマネジメントに係る具体的な業務事例をとりまとめた「伊方発電所リスクマネジメント実施方針」を制定**。従来のQMSもリスクマネジメントの一部であることを認識させるものと位置付けた。

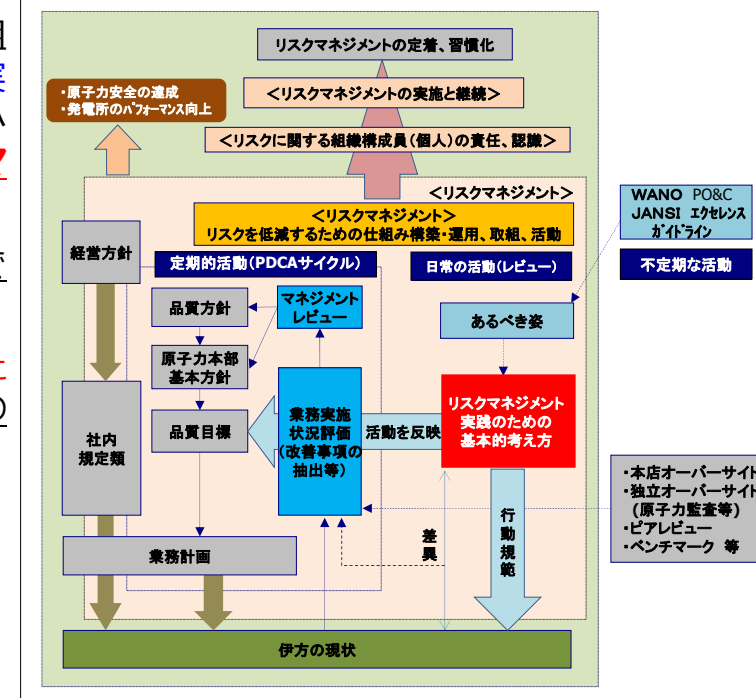
（記載例）

【原子力リスク】

定検工程に基づく炉心損傷頻度の定量的評価の実施、必要に応じ定検工程の変更
⇒「伊方発電所 定検プロセス管理マニュアル」(QMS文書)に規定

【放射線リスク】

※2：ALARA（As Low As Reasonably Achievable：合理的に達成可能な限り低く）
ALARA※2の精神に従い、作業者の被ばく低減、身体的汚染の防止のため必要な活動を実施
⇒「伊方発電所 放射線管理総括内規」(QMS文書)に規定



既存のQMS活動に対するリスクマネジメントの位置づけ※1

※1：届出時点での最新の位置づけを提示

- リスクマネジメントの概念の理解・浸透を図るため、具体的な事例等を交えて解説する周知会やリスクマネジメントと各自の業務との関わりを議論する職場研究会を開催した。

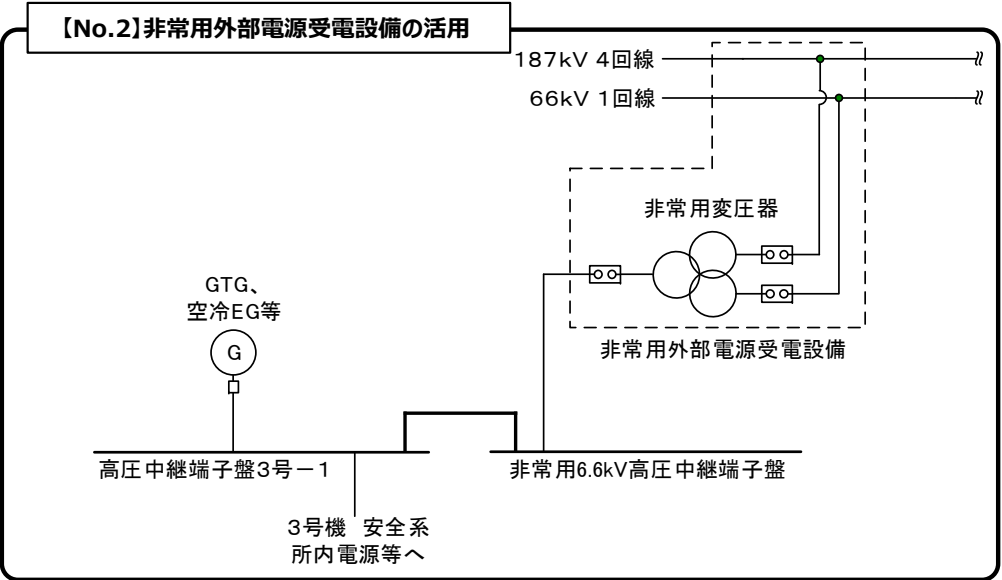
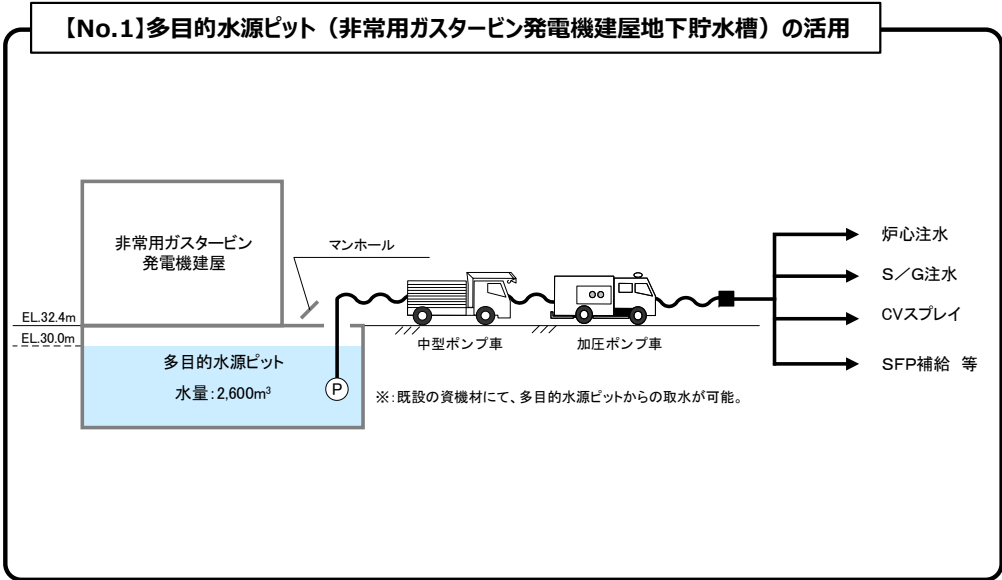


左：原子力本部、原子力保安研修所（松山）
中：本店（高松）
右：伊方発電所

＜第 3 回安全性向上評価＞

第 2 回安全性向上評価において策定した安全性向上計画のうち、第 3 回評価で完了した措置（一覧表・図）

No.	措置	措置概要	実施時期	関連する評価分野
1	多目的水源ピット（非常用ガスタービン発電機建屋地下貯水槽）の活用	中型ポンプ車及び加圧ポンプ車並びに消防自動車の水源として多目的水源ピット（非常用ガスタービン発電機建屋地下貯水槽）を使用できるよう手順を整備した。	2022年 6月	運転管理（第 2 回）
2	非常用外部電源受電設備の活用	非常用外部電源受電設備を用いて非常用所内電源へ給電する手順を整備した。	2022年 6月	運転管理（第 2 回）
3	1 次系配管取替工事	加圧器逃がしライン等の硬化層形成による応力腐食割れ(SCC)対策として、硬化層が形成されない曲げ管またはエルボへの取り替え等を実施した。	2023年 4月	施設管理（第 2 回）
4	187kVガス絶縁装置断路器の恒常的な対策	所内電源系統に設置している一部の断路器を撤去し、開放状態にある断路器において内部の可動接触子と絶縁操作軸埋金の嵌合部が課電されることがないような系統構成とした。また、嵌合部が課電されない構造の接地開閉器を新たに設置した。	2023年 4月	施設管理（第 2 回）



<第2回安全性向上評価>

第2回安全性向上評価の調査対象期間内に実施済みまたは運用開始済みの措置（一覧表）

No.	措置	措置概要	実施時期	関連する評価分野
1	状態報告(CR※)収集の充実 ※：Condition Report	収集されたCRは従前より統合型保守管理システム(EAM)に入力し、原則毎日実施しているスクリーニング会議にて不適合等の判断を実施しているが、CRの範囲を拡大し、2020年9月から未然防止処置に係る情報の他、教育・訓練の反省事項や関係会社等の意見・要望、従前より実施している眼力（めざから）アップ活動の情報等についてスクリーニング会議で審議することとした。	2020年 9月 から運用開始	品質保証活動 (第2回)
2	プロセス管理課による 作業レビュー	2020年1月に発生した連続トラブルを受け、同年9月にプロセス管理課を設置した。プロセス管理課は、作業担当課が策定した定期事業者検査等の作業要領書や作業工程等の作業計画を独立した立場でレビューし、作業計画の妥当性を様々な観点から確認し、必要により提案を実施する運用を行っている。	2020年 9月 から運用開始	品質保証活動 (第2回)
3	宿直要員の適切な管理	2021年7月に判明した宿直中の緊急時対応要員が無断外出したことに伴う過去の保安規定違反を受け、保安規定等の遵守、企業倫理の徹底について再認識させるよう特別教育を行った。また、宿直当番者の点呼の強化、発電所退出者管理の強化及び社有車の管理の強化等の対策を行った。	2021年 7月 から順次運用開始	品質保証活動 (第2回)
4	作業性、保守技術及び 作業要領の改善	2020年1月に発生した連続トラブルを受け、 ・原子炉容器開放・復旧工事の作業要領書 ・燃料集合体点検の作業要領書 ・燃料集合体を取り扱う作業の作業要領書 ・その他の作業要領書 の記載内容充実を図った。 また、燃料集合体点検に係る作業性の改善及び部分放電診断技術を用いた断路器の状態監視を適用した。	2020年 1月 から順次 運用開始	施設管理 (第2回) 燃料管理 (第2回)
5	低圧タービン動翼取替工事	予防保全対策として、第1、第2低圧タービンの7段動翼の取替を実施した。	2022年 1月実施	施設管理 (第2回)
6	新型コロナウイルス感染症への 対応	新型コロナウイルスに対する感染防止対策として、発電所員、運転員、発電所へ入構する協力会社従業員に対して、様々な運用を開始した。	2020年 2月 から順次運用開始※	運転管理 (第2回) 緊急時の措置 (第2回)

※：5類移行後は、新型コロナウイルス感染症への対応を完了した。

<第2回安全性向上評価>

第2回安全性向上評価の調査対象期間内に実施済みまたは運用開始済みの措置（図①）

【No.1】状態報告（CR）収集の充実

【CR(Condition Report)の収集】

原子力安全の達成のために必要な発電所内外の情報を低いしきい値で広範囲から収集し、重要な問題の再発防止や未然防止を図る。（何でも報告する文化の推進）

①収集範囲

- ・本来あるべき状態とは異なる状態
- ・すべき行動から外れた行動や結果
- ・気づいた問題、要改善点 等

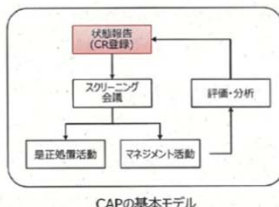
②収集項目

状態報告提出時は以下の項目について、可能な範囲で詳細に記載する。

- ・件名
- ・発生（発見）日
- ・発生（発見）号機、対象機器（機器がある場合）
- ・報告者（会社名、所属、氏名（匿名でも可））
- ・事象内容（何を発見し、その結果どうなっているか。）

③収集方法

- ・EAMに直接入力（EAMユーザー）
- ・事務局への電子メール
- ・紙にて気付事項登録BOXへ投函



CAPの基本モデル

【CR件数を増やすための取組み状況】

- CAP運用開始に伴い、CAPに関する周知を発電所員および発電所構内常駐の協力会社社員全員に対して実施。
- 発電所構内の現場情報端末（構内に8台）画面に低いしきい値による積極的なCR提出について周知情報を掲載し、構内作業員等への啓蒙活動を実施。
- 発電所構内に「気付事項登録BOX」を11個設置し、EAMの操作権限を持たない構内作業員等においても、登録用紙に記入し投稿できる運用を開始。なお、令和3年7月に判明した、伊方発電所において過去に当社元社員が宿直勤務中に無断で発電所外へ外出した保安規定違反事案についても、本登録BOXに投函されたことにより判明したものである。
- 全ての作業について、工事完了後、工事関係者による体系的な評価、振り返りを行うことにより、多くの改善事項を抽出してもらうことを依頼。（調達要求に追加）



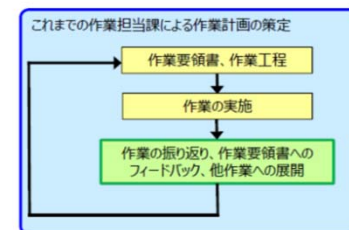
現場情報端末への表示



気付事項登録BOX

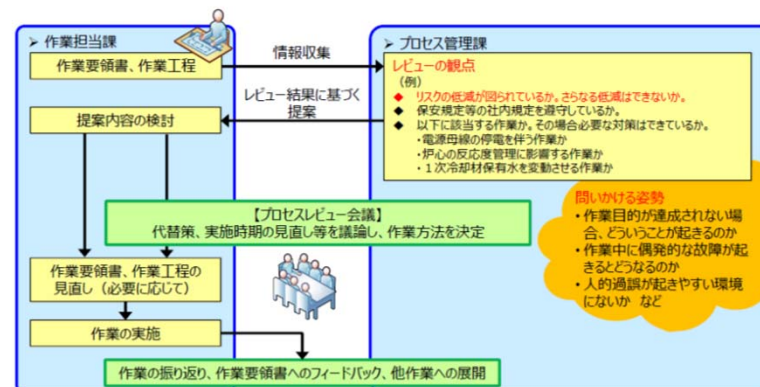
【No.2】プロセス管理課による作業レビュー

- 作業担当課が策定した作業計画を独立した立場からレビューし、妥当性を確認するための新チームを令和2年4月に設置し、令和2年9月に恒常的な組織として「プロセス管理課」を設置した。



プロセス管理課を設置し、作業担当課から独立した立場で作業計画をレビューする。

- プロセス管理課での活動は、リスクマネジメントの視点を取り入れ、リスク上重要な作業に着目してレビューを行う。
 - ✓ 作業担当課が策定した定期検査等の作業要領書や作業工程等の作業計画を独立した立場でレビューする。
 - ✓ 作業計画の妥当性を様々な観点から確認し、必要により提案を実施（作業に特化した提案、作業に対する一般的な提案）
- これらの活動については、日本保全学会第17回学術講演会（7月6日～8日）で発表した。



問いかける姿勢
・作業目的が達成されない場合、どういったことが起こるのか
・作業中に偶発的な故障が起きるとどうなるのか
・人的過誤が起きやすい環境にないか など

<第2回安全性向上評価>

第2回安全性向上評価の調査対象期間内に実施済みまたは運用開始済みの措置（図②）

【No.3】宿直要員の適切な管理

推定原因	再発防止策	実施期間
・本事業の発生に至った原因として、元社員 A が原子力安全に対する意識やコンプライアンスを徹底するという意識を欠いていたことがあげられる。 ・発電所員へのアンケートにおいて、元社員 A が宿直勤務中に発電所外へ出ているとの噂を聞いたことがある者が存在していたが、噂の事実確認に向けて上長へ報告する等の能動的な対応が取られていなかった。	a. 経営層による訓話、督励 ・本事業を受け、直ちに、社長からコンプライアンス意識の徹底としっかりとした調査および再発防止策の策定を行うよう督励を実施するなど、経営層による訓話、督励を実施した。 ・今後も継続し、伊方発電所従業員の原子力安全に対する意識のより一層の向上とコンプライアンスの徹底を図る。 b. 保安規定等の遵守、企業倫理の徹底についての特別教育 ・伊方発電所で勤務する当社所員全員および当社より業務を委託している関係会社従業員全員に対して本事業を説明し、緊急時対応要員としての当番業務は重大事故等に備えた重要な責務であることを再認識させるとともに、保安規定・法令の遵守、企業倫理の徹底について教育するなど、本事業に特化した教育を実施した。 ・今後も同様の教育を毎年 1 回実施する。 c. コンプライアンス教育 ・業務を遂行する上で、コンプライアンスの判断に疑義があれば、上長等に相談することなど、改めて発電所員全員に対して教育を実施した。特別管理者に対しては、コンプライアンスに対する考え方・心構えなどに関する教育を実施した。 ・今後も同様の教育を毎年 1 回実施する。	7月6日～8月31日にて実施 7月29日～8月31日にて実施
	d. 職場内での議論の実施 ・発電所各課単位で実施する職場研究会等の場において、本事業を題材として議論し、同様な事案の再発防止等について理解を深める。 ・また、職場研究会の他、課内でのミーティングの場等も活用し、身近な問題、疑問についても自由に議論し、より良い職場へと改善を図る活動を推進する。	9月より実施

【No.4】作業性、保守技術及び作業要領の改善

	概要	原因	再発防止対策と【対応状況】（赤字は未完）
事象Ⅰ 中央制御室非常用循環系の点検に伴う運転上の制限の逸脱	第14回定期検査（平成29年10月3日～平成30年11月28日）中の中央制御室非常用循環系点検作業について、保安規定に定める点検可能時期以外の期間で作業を実施していた。 なお、当該作業以外の予防保全作業について、点検可能時期以外の期間で作業していなかったことを確認した。	・担当者は、保安規定記載事項の一部について誤った解釈をした状態であったこと、また、十分な確認を行わなかったことから、当該作業を実施してはけない時期に計画した。 ・作業許可にあたり、各承認者が当該作業の実施可能時期かどうかを確実にチェックできる仕組みが構築できていなかった。 ・「問いかけの姿勢」が欠けていたことから、組織としてのチェック機能も働かなかったものと推定した。	・作業計画の妥当性を確認するチェックシートを作成し、承認を受ける運用を開始した。 【社内規定へ反映し運用開始済】 ・保安規定が改定された場合には、周知に加えて改定内容に係る教育を実施する。 【社内規定へ反映済・継続実施】 ・保安規定の運用について追加教育を行う。 【教育実施】 ・定期的に実施している、原子力安全に対して組織や個人が持つべき習慣等に関する教育に、今回の事象を反映することで、「問いかけの姿勢」が定着するよう繰り返し意識付けを行う。 【社内規定へ反映済・継続実施】
事象Ⅱ 原子炉容器上部炉心構造物吊り上げ時の制御棒クラスタ引き上がり	原子炉からの燃料取出の準備作業として、制御棒クラスタと駆動軸との切り離しを行った後、原子炉容器の上部炉心構造物を吊り上げていたところ、制御棒クラスタ 1 体が上部炉心構造物とともに引き上げられた。	・制御棒クラスタ頭部の堆積物が駆動軸取り外し軸の先端と接点との間に詰まったことから、駆動軸を制御棒クラスタへ着座させた後、駆動軸先端が制御棒クラスタに沈み込み、不完全な結合状態となり、制御棒クラスタ 1 体が上部炉心構造物とともに引き上げられたものと推定した。 ・切り離し操作後に意図せず再結合する事象は、これまで経験したことがない事象であったため、再結合となった状態を確認する手順がなかった。	・駆動軸が確実に切り離されていることを確認するため、駆動軸取り外し軸の位置を確認する手順を追加することにより、再結合を防止する。 【作業要領書へ反映済】 ・駆動軸切り離し時に加え、駆動軸を制御棒クラスタへ着座させた後に再度重量確認や位置計測を行うことにより、再結合していないことを確実に確認する手順を追加する。 【作業要領書へ反映済】 ・制御棒クラスタ頭部のスラッジを可能な限り減らすため、定期検査毎に制御棒クラスタ頭部の状況を確認し、スラッジが堆積している場合は除去する。 【3・15定検実施済・継続実施】
事象Ⅲ 燃料集合体点検時の落下信号発信	燃料集合体を点検装置ラックに挿入する際に、当該ラックの枠に乗り上げたことにより使用済燃料ピットクレーンの吊り上げ荷重が減少し、燃料集合体の落下信号が発信した。	・点検装置ラックの開閉口が小さく、難度が高い作業となっていた。また、水中照明により点検装置ラックに影ができ、開閉口の視認性が低下していた。 ・燃料集合体の点検装置ラックへの挿入状況の確認は操作員のみで実施していた。 ・燃料集合体が点検装置ラックと接触すること等により荷重変動が生じた際の対応が明確でなかった。 ・この作業の困難さを操作員のみが認識し、作業員全員で共有できておらず、改善につなげていなかった	・点検装置ラックの開閉口を拡大する。 また、本点検作業時には、状況を確認するための水中テレビカメラ、作業中の視認性向上のための水中照明を追加で設置する。【点検再開時に実施済】 ・燃料集合体の点検装置ラックへの挿入状況について、操作員に加えて作業責任者がダブルチェックを行う。 【作業要領書へ反映済】 ・燃料集合体を点検装置ラックに挿入する際の注意事項として、点検装置ラックへの接触等により荷重変動が生じた際には作業を中断し、追加措置の必要性等を確認することを作業要領書に追記する。 【作業要領書へ反映済】 ・今後、作業の難度を考慮し、作業員への聞き取り等に基づき適切な作業手順・作業環境とすることが作業要領書に反映されるよう、社内規定を見直す。 【社内規定・作業要領書へ反映済】
事象Ⅳ 所内電源の一時的喪失	1、2号機の屋内開閉所において、保護リレー試験時に断路器が故障し、1～3号機へ供給していた18万7千V送電線4回線からの受電が停止した。その後、1、2号機は6万6千Vの予備系統から受電し、3号機は非常用ディーゼル発電機から受電した後に、50万V送電線からの受電に切り替え復旧した。 今回の保護リレー試験では、断路器が故障すると数秒間でも3基が同時に停電する系統構成となっていた。	・断路器の設備故障が直接の原因であった。 ・断路器の開閉を行う内部部品の結合部分に、ごく稀に隙間が生じる構造となっていたため放電が発生し、放電に伴う発熱により結合部分が融け、隙間が拡大した。 ・その後、断路器開閉時に結合部の隙間が生じることで金属片が落下し、相間短絡（ショート）が発生し、保護装置が動作したものと推定した。	・故障した当断路器の部品を新品に交換する。【済】 ・その他断路器については、内部異常診断等により異常がないことを確認した。さらに、構造が異なる3号機の断路器についても、同診断により異常がないことを確認した。 【確認実施済】 ・今後計画的に同一構造および使用状態が同一断路器ユニット（13台）の内部開閉点検を行う。【点検実施済】※ ・恒常的な対策を検討する。【恒常的な対策を実施中】 ・当断路器を加工した断路器（14台）について、内部異常診断による監視を強化する。【恒常対策まで継続実施】 ・今回の保護リレー試験の再開に際しては、一定の負荷を接続する必要があるが、1～3号機の同時停電を防止する観点から、3号機の所内負荷を接続しない系統構成（模擬負荷使用）とする。【試験再開時に実施済】

※：対策実施済（第2回安全性向上評価において策定した安全性向上計画のうち、第3回評価で完了した措置（187kVガス絶縁装置断路器の恒常的な対策）参照）

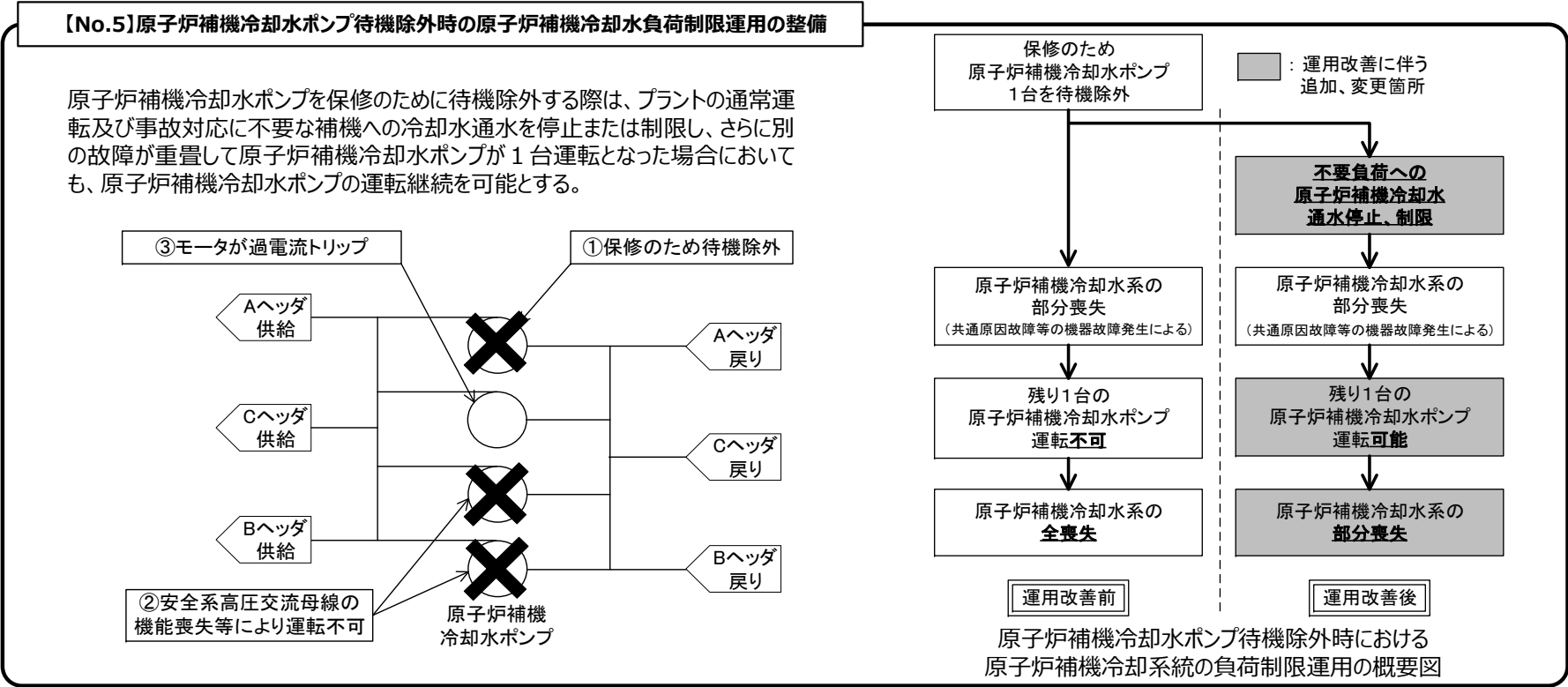
<第2回安全性向上評価>

第1回安全性向上評価において策定した安全性向上計画のうち、第2回評価で完了した措置（一覧表）

No.	措置	措置概要	実施時期	関連する評価分野
1	恒設非常用発電機設置工事	非常用所内電源の更なる信頼性向上の観点から、既存の非常用電源であるディーゼル発電機に対して、異なる冷却方式である空冷式のカスタム発電機、燃料タンク等を設置した。	2021年 2月	保守管理 (第1回)
2	安全保護系ロジック盤 取替工事	安全保護系ロジック盤について、設備老朽化への対応として取替を実施し、信頼性及び保守性の向上を図った。	2021年 12月	保守管理 (第1回)
3	1次系配管取替工事	1次系ステンレス配管の応力腐食割れ(SCC)対策として、高温かつ溶存酸素濃度が高い箇所の材料変更、内面に硬化層がある可能性が懸念される曲げ管のエルボ等への取替を実施した。	2022年 1月	保守管理 (第1回)
4	確率論的リスク評価結果から 得られるリスク寄与が大きい 運転操作等に係る教育・訓練	確率論的リスク評価の結果から代表的事故シーケンスに登場する操作失敗等のリスク情報を教育・訓練プログラムの策定に活用した。	2020年 8月	確率論的 リスク評価 (第1回)
5	原子炉補機冷却水ポンプ 待機除外時の 原子炉補機冷却水 負荷制限運用の整備	保修のために原子炉補機冷却水ポンプを待機除外にする際に、原子炉補機冷却水系の全喪失に係るリスクを低減するため、原子炉補機冷却水ポンプの負荷制限運用を整備した。	2020年 10月	確率論的 リスク評価 (第1回)
6	特定重大事故等対処設備 として導入する 格納容器スプレイ及びフィルタベント	格納容器の過圧破損に係るリスク低減を図るため、特定重大事故等対処設備を用いた格納容器スプレイ及びフィルタベントを整備した。	2021年 10月	確率論的 リスク評価 (第1回)
7	安全裕度評価結果の教育・訓練	起因事象の発生、緩和機能の喪失など、クリフエッジに至るまでの過程について教育・訓練を行うことにより、運転員や緊急時対応要員の事故対応能力向上を図った。	2020年 4月	安全裕度評価 (第1回)
8	余裕時間評価結果の 手順書への反映	安全裕度評価で確認した余裕時間評価の結果を反映し、より現実的なプラント挙動を把握するとともに、アクシデントマネジメントに活用した。	2020年 5月	安全裕度評価 (第1回)
9	メタクラ3D保護継電器取替	メタクラ3Dの既設アナログ保護継電器をデジタル保護継電器に取替えた。	2020年 9月	安全裕度評価 (第1回)

<第 2 回安全性向上評価>

第 1 回安全性向上評価において策定した安全性向上計画のうち、第 2 回評価で完了した措置（図①）



＜第 1 回安全性向上評価＞

第 1 回安全性向上評価の調査対象期間内に実施済みまたは運用開始済みの措置（一覧表）

No.	措置	措置概要	実施時期	関連する評価分野
1	確率論的リスク評価(PRA)、安全裕度評価を実施する過程で得られた運用変更	確率論的リスク評価(PRA)、安全裕度評価の実施過程において、炉心損傷頻度、クリフエッジを向上させるために必要な改善を実施し、安全性向上を図る運用を開始した。	2018年2月から運用開始	運転管理 (第 1 回)
2	原子炉容器上蓋取替工事	原子炉容器上蓋用管台及び管台溶接部に対する 1 次冷却材環境下での応力腐食割れ(PWSKC)対策として、管台及び溶接部の材料変更等、最新設計を採用した上蓋への取替を実施した。	2018年11月	保守管理 (第 1 回)
3	原子炉容器冷却材管台溶接部等保全工事	原子炉容器出入口管台溶接部等に対する 1 次冷却材環境下での応力腐食割れ(PWSKC)対策として、引張残留応力を改善するためのウォータージェットピーニングを実施した。	2018年1月	保守管理 (第 1 回)
4	1 次系配管取替工事	充てんライン配管等の硬化層形成による応力腐食割れ(SCC)対策として、硬化層が形成されない曲げ管またはエルボに取り替えた。	2018年11月	保守管理 (第 1 回)
5	無停電電源装置取替工事	無停電電源装置について、使用している主要部品の製造中止への対応として、信頼性及び保守性向上の観点から一式取替えを実施し、インバータ方式を変更することにより出力電圧、効率、騒音等の性能向上を図った。	2017年12月	保守管理 (第 1 回)
6	緊急時作業スペースの整備	緊急時作業スペースとして、発電所構外（約13,000m ² ）及び発電所構内（約7,000m ² ）に整備した。	2018年10月完成	緊急時の措置 (第 1 回)
7	避難時の移動手段としての福祉車両提供	避難時の要支援者の移動手段として福祉車両を提供した。	2016年6月配備	緊急時の措置 (第 1 回)
8	クリーンエアドームの配備	原子力災害時の避難拠点に放射性物質防護機能を備えたクリーンエアドームを配備した。	2018年6月配備	緊急時の措置 (第 1 回)
9	眼力（めざから）アップ活動	設備や作業現場の異常はもとより、社内文書・図面などの不備を敏感に感じ取る力「眼力（めざから）」を高め、小さな異常を見逃さない考え方を根付かせる活動を開始した。	2015年度から開始	安全文化の醸成活動 (第 1 回)

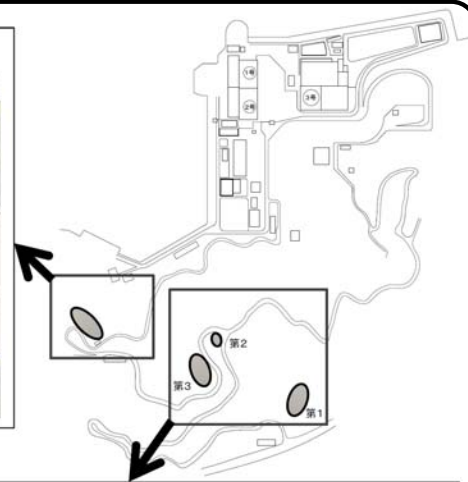
<第 1 回安全性向上評価>

第 1 回安全性向上評価の調査対象期間内に実施済みまたは運用開始済みの措置（図①）

【No.6】緊急時作業スペースの整備

今回整備した発電所構内作業スペース

〔約 7,000m²〕



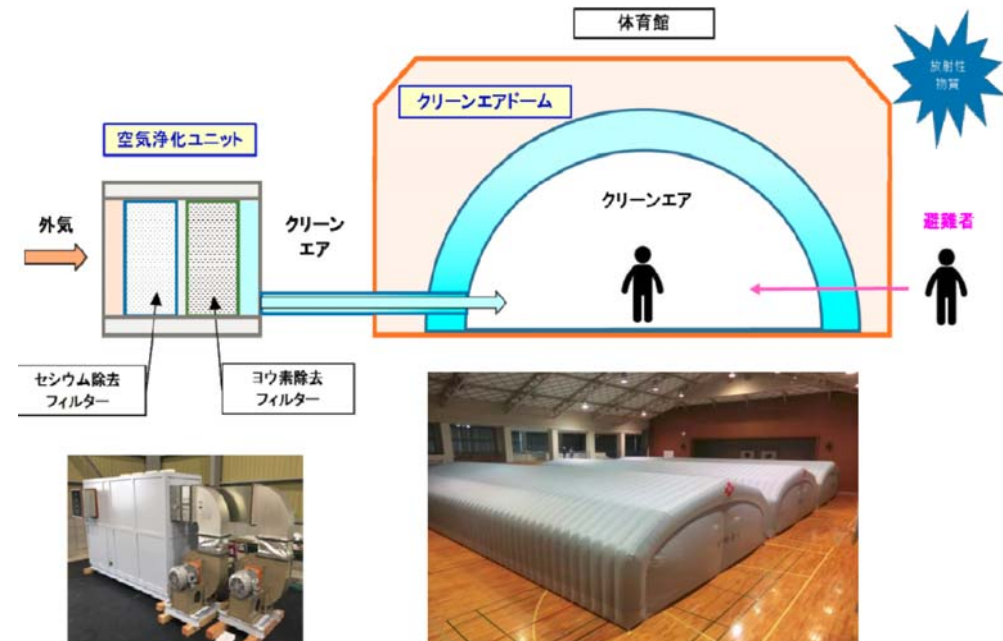
先行して整備した発電所構外作業スペース〔第1、第2、第3 合計 約13,000m²〕



既存の駐車場に非常用照明設備、ポータブル発電機などを整備（平成28年3月整備済み）

【No.8】クリーンエアドームの配備

- ・ドームの素材には、超軽量で耐久性に優れた高強力ポリエステルを使用
- ・空気清浄ユニットには、セシウム除去フィルター、ヨウ素除去フィルターを完備し、放射性物質の高い除去効率（99%以上）を実現
- ・保管時は、小さく折り畳め、コンパクトに収納



リスク評価に関する事例

機能の概要	フェーズ 1 における目標
- 課題とその解決策について、発電所の安全に与える影響を評価し、意思決定に必要な情報を提供する。 - 情報提供に用いるPRAは、現実のプラント状態を反映した評価とする。	- 既存のPRAモデルを高度化するとともに、PRAの信頼性パラメータとして個別プラントデータを使用。 - PRA実務者を育成。

➤ PRAモデル高度化

- ✓ 海外から招聘した専門家によるレビューを受け、結果をモデルに反映。
- 伊方 3 号機の特徴を踏まえた起回事象の選定、イベントツリー構築
- 米国の人間信頼性評価ツールの導入、運転員インタビュー等を用いた入力パラメータの整備
- 最適条件での成功基準解析
- 海外の最新知見を取り入れた起回事象発生頻度の評価等



海外専門家によるレビューの様子

- ↓
- ✓ **第 1 回安全性向上評価におけるPRAに活用**
 - ✓ 新しい検査制度の適用を円滑に進めるため、電力事業者の代表として原子力規制庁と議論し、**原子力規制検査に事業者PRAモデルを活用する枠組みを構築**。
 - ✓ **原子力規制庁は、伊方 3 号機を同検査に使用する初めてのケースとして適切性を確認**。



運転員インタビューの様子

➤ 信頼性パラメータの整備

- ✓ 個別プラントデータを反映した信頼性パラメータの整備として、伊方3号機の2004～2010年の7年分の故障率データを収集し、第1回安全性向上評価におけるPRAに活用。
- ✓ EAMを活用した故障率データ収集の仕組みを整備。
- ✓ **2011年以降の故障率データについても、継続的に収集。（第3回、第4回安全性向上評価におけるPRAに活用。）**

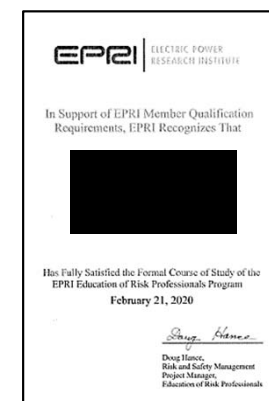
➤ PRA実務者の育成

- ✓ PRA業務担当者に対し、PRA専門家（海外の専門家を含む）を講師としたPRA実務者教育を実施（1週間×6回／年）。
- ✓ メーカーのPRAモデル作成作業に参画。

フェーズ1終了

[illegible]

保修依頼を抽出し、機器の故障データを収集



実務者教育合格証

- 伊方3号機の特徴を反映するなどにより高度化したPRAモデルを既存の業務におけるRIDMに順次展開していく。
- 今後も専門家のレビューで得られた知見の反映や個別プラントの機器故障率整備、PRAに係る人材育成に継続的に取り組む。

リスク評価に関する事例

第3回届出におけるPRA 概要資料 右肩19～22ページ

https://www.yonden.co.jp/assets/pdf/energy/atom/safety/safety_improvement/index/3_overview.pdf

第4回届出におけるPRA 概要資料 右肩16～24ページ

https://www.yonden.co.jp/assets/pdf/energy/atom/safety/safety_improvement/index/4_overview.pdf

<フェーズ1以降の取り組み>

➤ 第3回、第4回安全性向上評価におけるPRA

- ✓ 第1回安全性向上評価届出の評価時点以降の工事等による**プラントの最新の設計情報及び運用情報**（特定重大事故等対処施設、非常用ガスタービン発電機等）、**パラメータ更新**、並びに**伊方3号プロジェクト等を通じて得られたPRAモデル高度化技術**（最確条件の成功基準の一部適用、外部電源喪失発生頻度の見直し、1次冷却材ポンプ封水LOCA発生確率の見直し等）**を反映**。
- ✓ これらを反映することにより、炉心損傷頻度や格納容器機能喪失頻度が増加／減少する影響があった。
 - **内部事象出力運転時PRA、内部事象停止時PRA及び地震出力運転時PRAの炉心損傷頻度**については、第1回安全性向上評価の評価結果と比較して、PRAモデル高度化の影響により**増加する結果となったものの、その値は第1回評価と同じ 10^{-6} /炉年オーダー**※であった。
※：原子力規制委員会において「安全目標を議論する上で十分に議論の基礎となるものと考えられる」とされた「 10^{-4} /炉年程度」に比べ十分小さい
 - **津波出力運転時PRAの炉心損傷頻度**は **10^{-8} /炉年オーダー**であり、**他のPRAと比較して低頻度**であった。
- ✓ **格納容器機能喪失頻度**については、特定重大事故等対処施設を設置した効果（低減）により、全体として**低減することを確認**。特に、格納容器機能喪失モードのうち、「**水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損**」（δモード）では、**大幅に低減**することを確認。

リスク評価に関する事例

➤ 海外専門家レビューに対する取り組み

＜第5回安全性向上評価＞

第4回安全性向上評価において策定した安全性向上計画のうち、実施継続中の措置

- ✓ NRRCの支援を受け、2017年から下表のとおり海外専門家によるレビューを継続的に実施。
- ✓ 海外専門家レビューでは、**ASME/ANS PRA標準（カテゴリーⅡ）への適合状況を確認**するとともに、レビューの全体的な事実及び所見として助言や指摘事項を受けている。
- ✓ 至近の第12回レビュー(2025年)終了時点においては、第3回及び第4回レビュー時(2018年)よりもサポート要件に対して適合した内容が増えるとともに、助言や指摘事項に対しても適切に対応している。
- ✓ 新たに内部事象出力運転時レベル1.5PRAモデルに関する海外専門家レビューを開始した。

回 数	内 容	実施時期・期間
第1回	地震レベル1&1.5	2017年 2月
第2回	出力運転時内部事象レベル1.5	2017年 8月
第3回	出力運転時内部事象レベル1（1回目）	2018年 2月
第4回	出力運転時内部事象レベル1（2回目）	2018年 8月
第5回	停止時内部事象レベル1	2019年10月～11月
第6回	過去レビュー※のフォローアップ等	2020年11月～12月
第7回	過去コメント※に対する対応方針の確認	2021年12月
第8回	過去コメント※の反映状況確認（指摘事項終了のための確認）	2022年12月
第9回	過去コメント※の反映状況確認（指摘事項終了のための確認）	2023年12月
第10回	過去コメント※の反映状況確認（指摘事項終了のための確認）	2024年12月
第11回	出力運転時内部事象レベル1.5（1回目）	2025年12月
第12回	過去コメント※の反映状況確認（指摘事項終了のための確認）	2026年 1月

※：第3回、第4回の出力運転時内部事象レベル1PRAを対象としたレビューおよびコメント

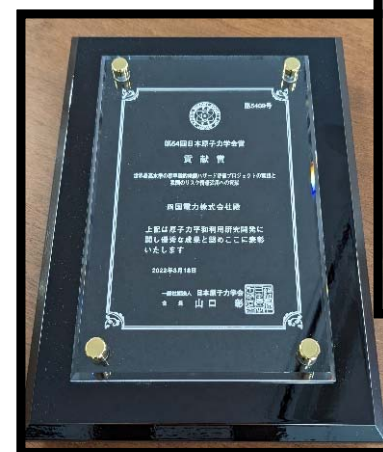
リスク評価に関する事例

➤ 伊方SSHACプロジェクトの成果公表

- ✓ 米国における確率論的地震ハザード解析の評価手順を定めたガイドラインのレベル3プロセスを適用するプロジェクトを国内で初めて実施。

(成果については、当社ホームページ※¹にて公開)

- ✓ 原子力平和利用の進展に寄与するものとして、日本原子力学会から貢献賞を受賞。
- ✓ 第2回安全性向上評価では、同プロジェクトから得られた地震ハザードが地震PRAに与える影響を確認する感度解析を実施。
- ✓ **本成果を活用した地震PRAを第4回安全性向上評価において実施※^{2、3}。**



日本原子力学会
貢献賞



最終報告書

※1：伊方SSHACプロジェクト

https://www.yonden.co.jp/energy/atom/safety/sshac_project/index.html

※2：第4回届出におけるPRA 概要資料 右肩16～24ページ

https://www.yonden.co.jp/assets/pdf/energy/atom/safety/safety_improvement/index/4_overview.pdf

※3：添付資料1 これまでに実施済みまたは運用開始済みの措置 に整理している

＜第4回安全性向上評価＞ 第3回安全性向上評価において策定した安全性向上計画のうち、第4回評価で完了した措置

意思決定・実施に関する事例

機能の概要	フェーズ 1 における目標
・規制基準にとどまることなく安全性を向上するため、従来の決定論的評価からの知見などに加え、PRAから得られる情報を組み合わせた評価により、業務上の意思決定を行う。	・従来の決定論的評価からの知見などに加えて、PRAから得られる知見を組み合わせた評価に基づき、意思決定を行うプロセスを構築。

- リスク情報活用のための基盤整備として、PRAモデル化対象機器・対象範囲の識別情報、リスク重要度データをEAMを活用して発電所内で共有。
- 人材育成として、PRAの基礎知識についての集合教育（2016年～2019年：のべ323名が参加）※を実施し、NRRC主催の意思決定者向けリスク情報活用演習についても、主に管理職が受講。
- 原子力部門における活動方針として「リスクマネジメントに係る基本的考え方」を定め、RIDMプロセスの理解浸透を図る周知会を実施。

※2020年度からは原子力本部全員が受講可能となるe-ラーニングに移行。

➤ **以下の業務プロセスにRIDMを導入。**

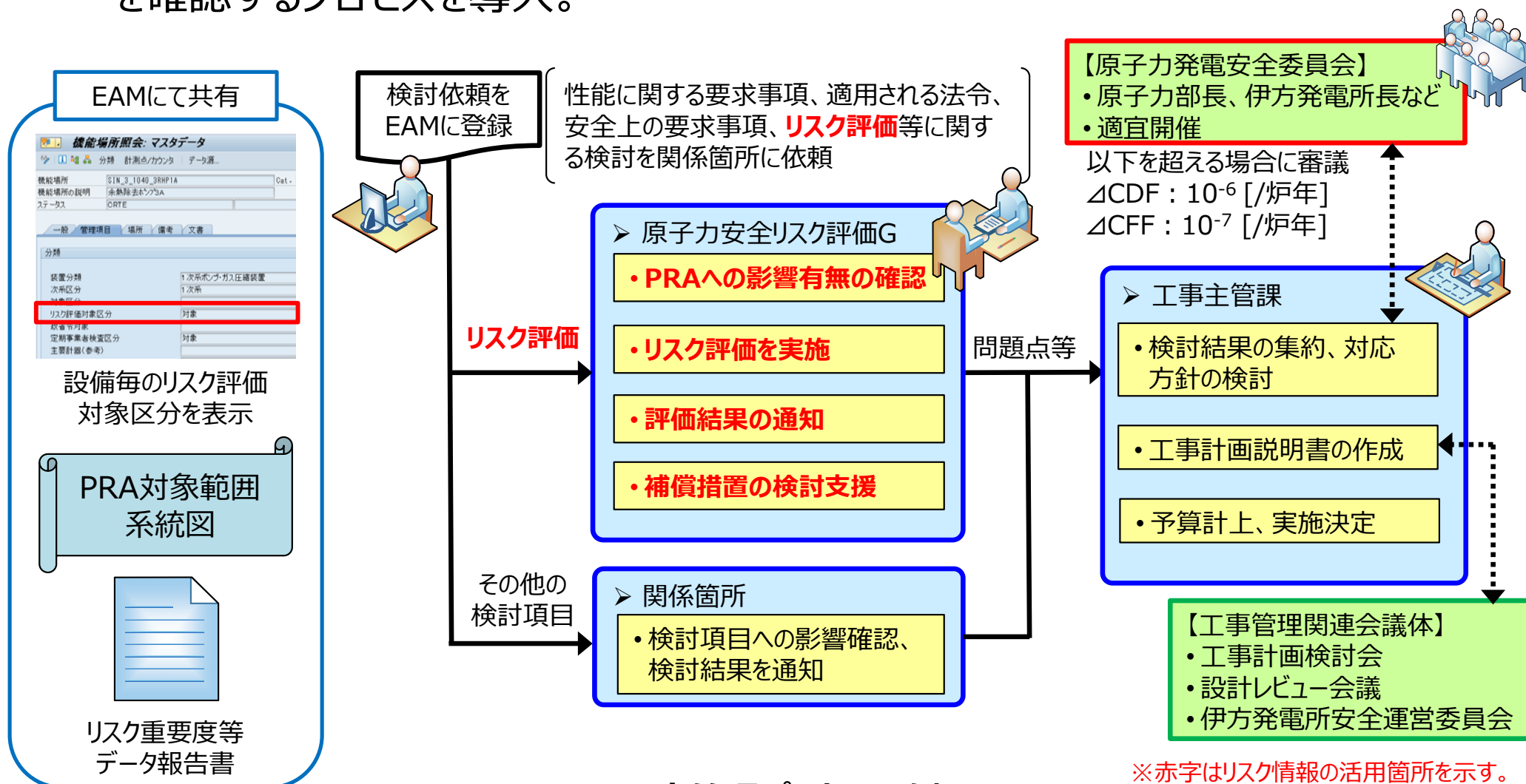
- ✓ 不適合管理における不適合レベル判定、是正処置の策定
- ✓ 工事管理における工事計画の策定
- ✓ 未然防止処置管理における未然防止処置の策定、入力情報への「PRA等により抽出された改善措置」の追加

フェーズ 1 終了

- ・ EAMを活用してPRAモデル化対象機器等の情報を共有することで、RIDMの基盤を整備するとともに、日常業務プロセスの一部にRIDMを段階的に導入。
- ・ 今後は、これらを活用・改善しながら、着実に実績を積み重ねていく。

意思決定・実施に関する事例

- 工事計画の策定段階等において、PRAを考慮したプラントのリスクレベルへの影響を確認するプロセスを導入。



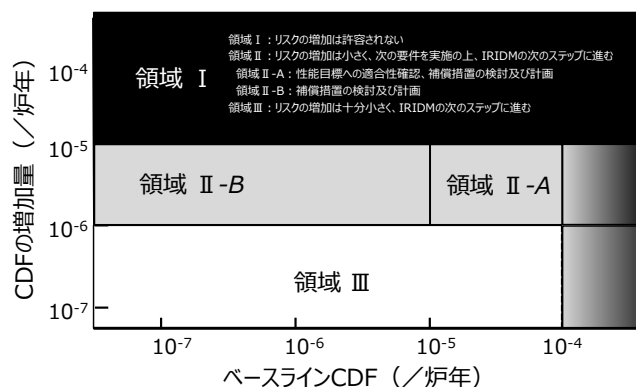
工事管理プロセスの例

(未然防止処置、是正処置の検討においても同様の影響確認を実施)

意思決定・実施に関する事例

➤ PRAによる影響検討と判断のめやす

- ✓ 工事対象機器がPRAの対象である場合に、原子力安全リスク評価Gにおいてリスク評価を実施し、炉心損傷頻度等により影響を確認した結果を主管課に連絡する。
- ✓ **判断のめやす（ $\Delta CDF : 10^{-6}$ [/炉年]、 $\Delta CFF : 10^{-7}$ [/炉年]）** は、日本原子力学会標準「原子力発電所の継続的な安全性向上のためのリスク情報を活用した統合的意思決定に関する実施基準」を参考とした。



- 注a) 内的事象及び外的事象を含むリスクに対して適用し、右図と併用する。
- 注b) 性能目標案の趣旨を踏まえ、許容されないベースラインCDFの境界は濃淡で示している。
- 注c) ベースラインCDF（横軸）は選択肢の実施前のCDF、CDFの増加量（縦軸）は選択肢の実施後のCDFとベースラインCDFの差とする。
- 注d) 評価結果が本図の範囲外である場合には領域の境界線を直線外挿する。
- 注e) 領域ⅢにおいてCDFの増加量がベースラインCDFを上回る場合には、補償措置を検討する。



- 注a) 内的事象及び外的事象を含むリスクに対して適用し、左図と併用する。
- 注b) 性能目標案の趣旨を踏まえ、許容されないベースラインCFFの境界は濃淡で示している。
- 注c) ベースラインCFF（横軸）は選択肢の実施前のCFF、CFFの増加量（縦軸）は選択肢の実施後のCFFとベースラインCFFの差とする。
- 注d) 評価結果が本図の範囲外である場合には領域の境界線を直線外挿する。
- 注e) 領域ⅢにおいてCFFの増加量がベースラインCFFを上回る場合には、補償措置を検討する。

炉心損傷頻度が増加する場合の判断のめやす

格納容器機能喪失頻度が増加する場合の判断のめやす

意思決定・実施に関する事例

➤ RIDMを導入した業務実績の積み重ね

- ✓ 2019年6月の導入以降、未然防止処置管理（旧予防処置管理含む）として8件、工事管理として19件、是正処置として13件、文書管理として20件、リスク情報に基づく評価を実施。（～2026年1月）

※1：＜第5回安全性向上評価＞第4回安全性向上評価において策定した安全性向上計画のうち、第5回評価で完了した措置

※2：添付資料1 これまでに実施済みまたは運用開始済みの措置 に整理している

＜第3回安全性向上評価＞第2回安全性向上評価において策定した安全性向上計画のうち、第3回評価で完了した措置

(適用事例)

- ・2025年度に実施したOLM現場実証※1において、非常用ディーゼル発電機Bを待機除外した場合の評価について、計画段階から地震・津波PRAを考慮して、スクリーニング基準及びリスクレベルに対する評価並びにリスク管理措置の策定を実施した。【p.添付-29参照】
 - ・2020年1月に伊方発電所で発生した所内電源の一時的喪失に対する恒常対策※2を計画する際に、断路器構成を変更した場合でも、187kV母線から所内電源が受電できなくなる確率（非信頼度）が変更前と同等であることを確認した。【p.添付-30～31参照】
- ✓ 未然防止処置管理プロセスにおいて、安全性向上評価のPRA等の結果から抽出された安全性向上対策を入力・管理し、措置を完了した。

安全性向上対策の例	概要
PRA結果から得られるリスク寄与が大きい運転操作等に係る教育・訓練※3	操作失敗等に係るリスク情報を教育・訓練プログラムの策定に活用する。
原子炉補機冷却水ポンプ待機除外時の原子炉補機冷却水負荷制限運用の整備※4	原子炉補機冷却水系の機能喪失に至る可能性を低減するための運用を整備する。

※3、※4：添付資料1 これまでに実施済みまたは運用開始済みの措置 に整理している

＜第2回安全性向上評価＞第1回安全性向上評価において策定した安全性向上計画のうち、第2回評価で完了した措置

意思決定・実施に関する事例
(適用事例※)

非常用ディーゼル発電機のOLMに関するPRA評価結果 (1 / 2)

2025/6/24
四国電力株式会社

- ◆ 最新の伊方3号機の第4回安全性向上評価届出※1モデルで、非常用ディーゼル発電機Bを待機除外した場合のリスクを評価
- ◆ 地震・津波PRAの評価結果を考慮した場合、10日間の待機除外期間では、リスクレベルが「緑」から「白」に変化した。ただし、実証の作業計画（実作業1日間、模擬6日間）では、リスクレベルは「緑」を維持

※1 2025年5月12日に原子力規制委員会へ届出 (<https://www.da.nra.go.jp/detail/NRA100010174>)

作業選定段階での評価

項目	評価結果※2				スクリーニング基準	実施可否	
	内的	地震※3	津波	合計		内的単独	合計
CDF	8.98×10^{-6} ($+5.48 \times 10^{-6}$)	1.89×10^{-5} ($+1.31 \times 10^{-5}$)	3.17×10^{-8} ($+5.66 \times 10^{-9}$)	2.79×10^{-5} ($+1.86 \times 10^{-5}$)	$< 10^{-4}$	可	可
CFF	1.90×10^{-6} ($+1.54 \times 10^{-6}$)	7.63×10^{-6} ($+3.00 \times 10^{-6}$)	1.32×10^{-8} ($+3.00 \times 10^{-10}$)	9.54×10^{-6} ($+4.54 \times 10^{-6}$)	$< 10^{-5}$	可	可

※2 ()はゼロメンテナンスからの増加量

※3 CCDPが1となる上限加速度(2.0G)までの評価結果に、上限加速度を超過する頻度(9.20×10^{-7})を加算して算出

作業準備段階での評価

項目	評価結果				リスクレベル	
	内的	地震	津波	合計	内的単独※4	合計
ICDP(5h)	3.13×10^{-9}	7.47×10^{-9}	3.23×10^{-12}	1.06×10^{-8}	$\leq 10^{-6}$ [緑]	$\leq 10^{-6}$ [緑]
ICFP(5h)	8.81×10^{-10}	1.71×10^{-9}	1.71×10^{-13}	2.59×10^{-9}	$\leq 10^{-7}$ [緑]	$\leq 10^{-7}$ [緑]
ICDP(10d)	1.50×10^{-7}	3.59×10^{-7}	1.55×10^{-10}	5.09×10^{-7}	$\leq 10^{-6}$ [緑]	$\leq 10^{-6}$ [緑]
ICFP(10d)	4.23×10^{-8}	8.22×10^{-8}	8.22×10^{-12}	$1.24 \times 10^{-7} \times 5$	$\leq 10^{-7}$ [緑]	$\leq 5 \times 10^{-7}$ [白]

※4 地震単独、津波単独の場合も「緑」

※5 合計ICFP(6d) は 7.46×10^{-8}

変化なし

変化あり

※：原子力エネルギー協議会等との運転中保全(オンラインメンテナンス)に関する面談 令和7年6月24日 資料 3 から引用

意思決定・実施に関する事例

(適用事例※)

- 工事計画段階で設備変更がある場合には、関係各部署へ設備変更に係る影響についてレビューを行う運用を規定している。このなかで、決定論的な安全評価を行うとともに、確率論的な安全評価も活用することとしている。
- 2020年1月に発生した「伊方発電所 所内電源の一時的喪失」の恒常対策を計画するにあたって評価した事例を以下に示す。

a. 事象の概要

187kV開閉所において保護リレーが動作し、187kV送電線 4 回線からの受電が停止したことにより、187kV送電線から受電していた伊方1～3号機の外部電源が一時的に喪失した。

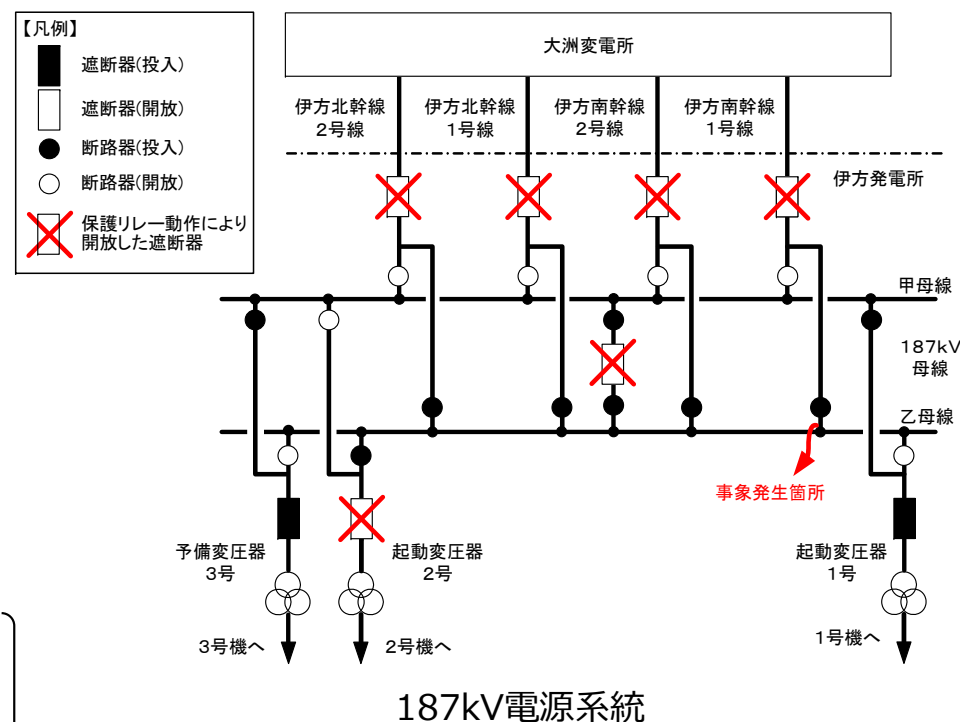
その後、1、2号機は予備系統から受電し、3号機は非常用ディーゼル発電機から受電した後に、500kV送電線からの受電に切り替え復旧した。

原因を調査した結果、断路器において短絡が発生していたことが判明した。

b. 原因

断路器の設備故障が原因であった。

断路器内部の可動接触子と絶縁操作軸埋金の嵌合部が非接触状態（断路器が開放状態）で電圧が課電されることによって、嵌合部に放電が発生し、最終的に短絡に至った。

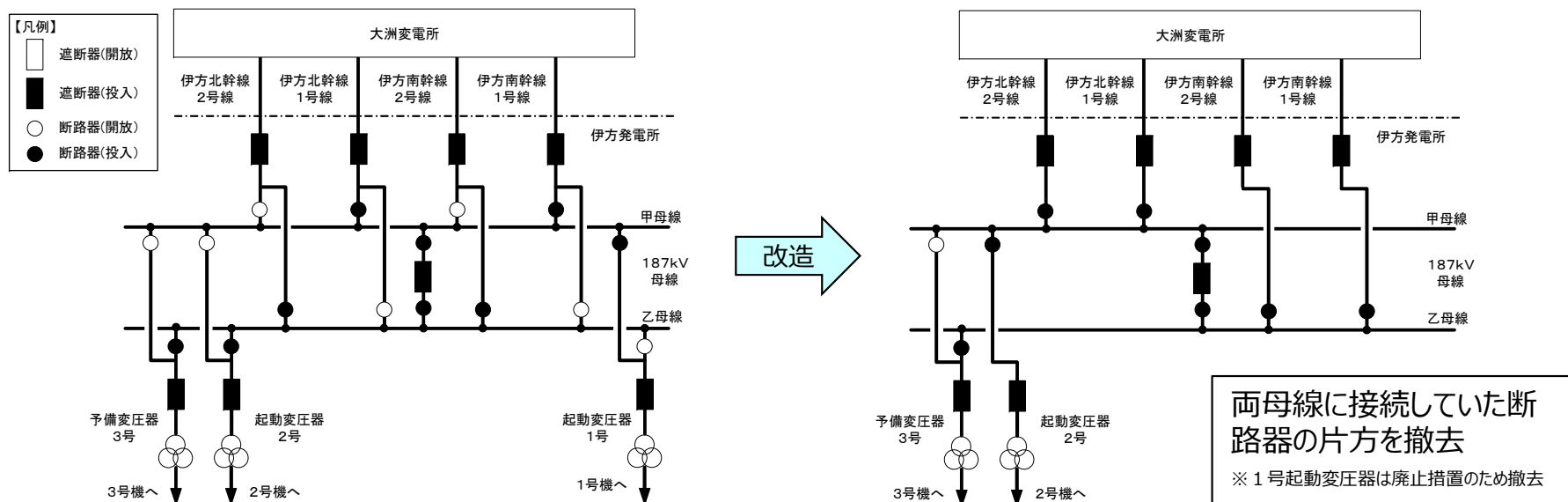


※：第9回原子炉安全基本部会・第3回核燃料安全基本部会 資料1-3「新検査制度における四国電力の取り組み」から引用

意思決定・実施に関する事例

c. 恒常対策

今回短絡が発生した断路器と同一構造かつ使用状態が同じものについては、同様の事象が発生する恐れがあることから監視を強化するとともに、恒常的な対策を実施する。恒常対策は、発生メカニズムを踏まえ、両母線に接続していた断路器の片方を撤去する設備構成の変更を実施することとした。



d. 設備構成変更に伴う影響評価

設備構成を変更することから、PRAから得られた知見を使って、機器毎の故障率をもとに187kVから所内電源が受電できなくなる確率（非信頼度）を評価することにより、工事影響を確認した。

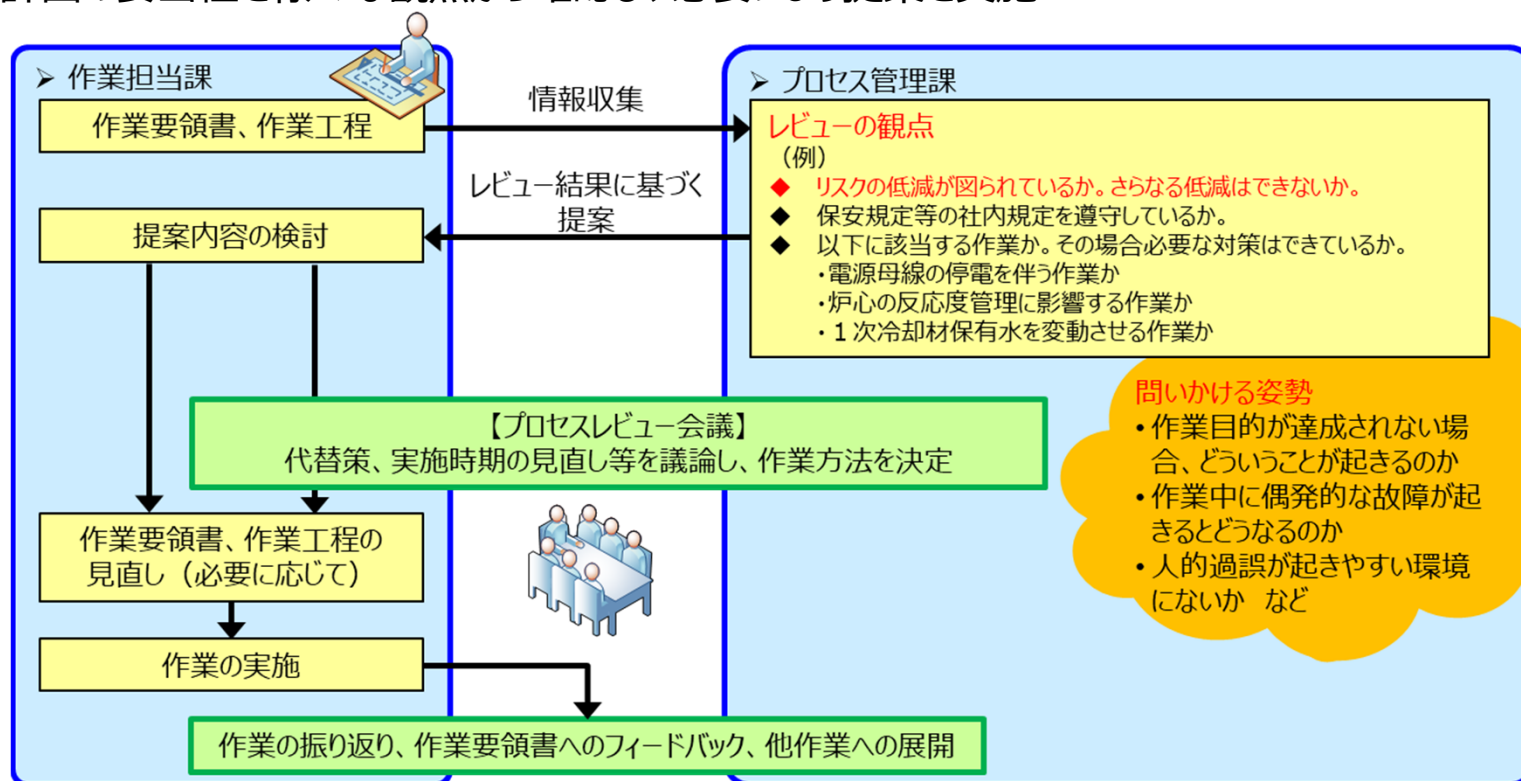
e. 設計レビュー

上記計画について、伊方発電所設計レビュー会議においてレビューを行った。

意思決定・実施に関する事例

➤ プロセス管理課の設置※ 1

- ✓ 作業担当課が策定した作業計画を独立した立場からレビューし、妥当性を確認するための新チームを2020年4月に設置し、2020年9月に恒常的な組織として「プロセス管理課」を設置した。
- ✓ プロセス管理課は、リスクマネジメントの視点を取り入れ、リスク上重要な作業に着目してレビューを行う。
 - ・ 作業担当課が策定した作業要領書や作業工程等の作業計画を独立した立場でレビュー
 - ・ 作業計画の妥当性を様々な観点から確認し、必要により提案を実施



プロセス管理課でのレビュー

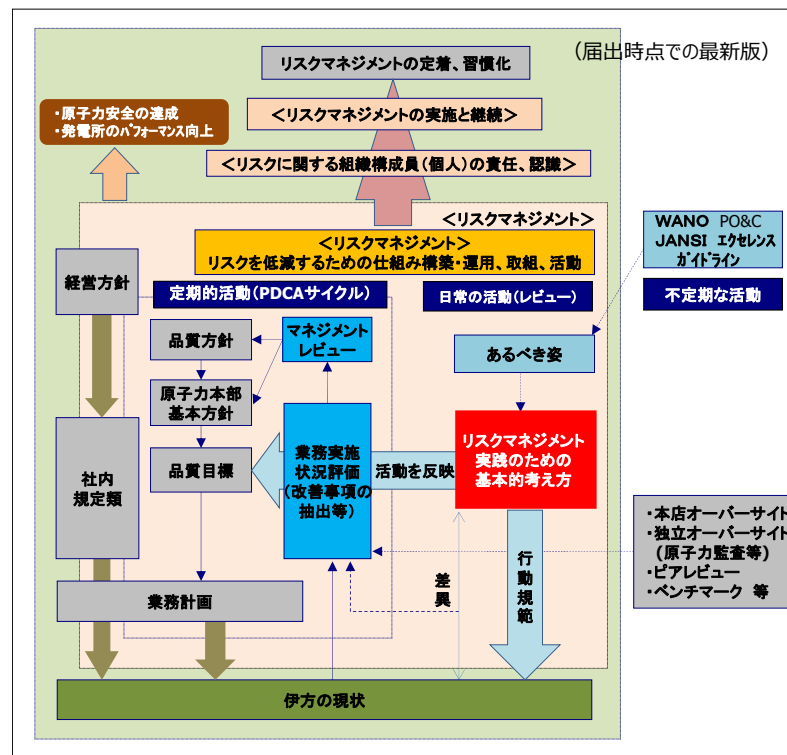
※ 1 : 添付資料 1 これまでに実施済みまたは運用開始済みの措置 に整理している

<第2回安全性向上評価> 第2回安全性向上評価の調査対象期間内に実施済みまたは運用開始済みの措置

意思決定・実施に関する事例

➤ リスクマネジメントの理解・浸透※ 1

- ✓ リスクマネジメントを定着・習慣化するため、リスクマネジメントとの観点などを取りまとめた社内規定を制定。さらに、リスクマネジメントの概念の理解・浸透を図るための職場研究会を継続するなど、リスクマネジメントの定着化を図っている。



➤ 停止時リスク管理の運用見直し及び高リスク工程における補償措置の実施運用※ 2

- ✓ 停止時PRAモデルの高度化を踏まえ、リスク管理レベルの目安値を含むリスク管理方法の見直しを実施した。
- ✓ リスク管理レベルに応じた補償措置について、上層部が参加する社内会議体で審議、確認した上で実施した。高リスク工程における補償措置の実施のため、当直長会議にて、高リスク工程および炉心損傷シナリオの事前説明を実施した。各高リスク工程の操作担当直における事前周知を実施した。

※ 1、※ 2：添付資料 1 これまでに実施済みまたは運用開始済みの措置 に整理している

＜第 3 回安全性向上評価＞ 第 3 回安全性向上評価の調査対象期間内に実施済みまたは運用開始済みの措置

意思決定・実施に関する事例

停止時リスク管理の運用実績

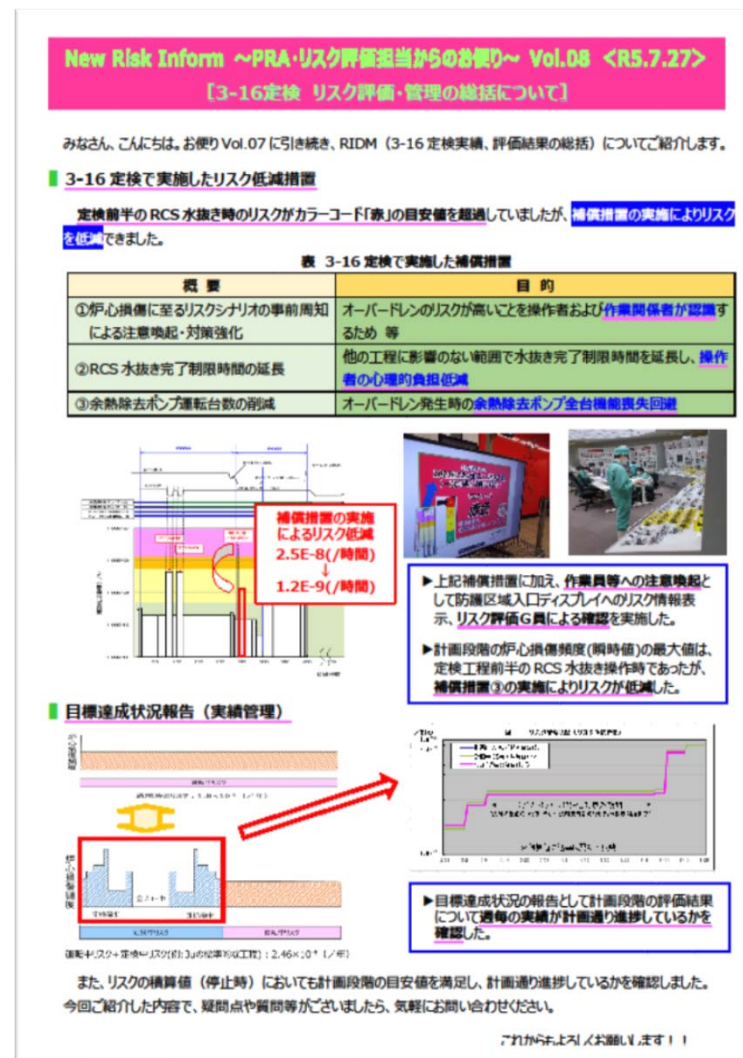
- 定検前半における 1 次冷却材系統水抜き時のリスクがカラーコード「赤」の目安値を超過していたが、補償措置の実施によりリスクを低減できた。また、同内容を総括したレターを作成し、原子力本部全体へ配信した。

3-16定検で実施した補償措置

概 要	目 的
① 炉心損傷に至るリスクシナリオの事前周知による注意喚起・対策強化	オーバードレンのリスクが高いことを 操作者および作業関係者が認識 するため 等
② RCS水抜き完了制限時間の延長	他の工程に影響のない範囲で水抜き完了制限時間を延長し、 操作者の心理的負担低減
③ 余熱除去ポンプ運転台数の削減	オーバードレン発生時の 余熱除去ポンプ全 台機能喪失回避



- 上記補償措置に加え、**作業員等への注意喚起**として防護区域入口ディスプレイへのリスク情報表示、**リスク評価を実施するメンバーによる現場確認**を実施した。
- 計画段階の炉心損傷頻度(瞬時値)の最大値は、定検工程前半のRCS水抜き操作時であったが、**補償措置③の実施によりリスクが低減**した。



3-16定検後に配信したレター

(第4回安全性向上評価届出の評価時点まで)

No.	項目	内容	実施時期
1	プレスリリースによる 評価結果の公表	安全性向上評価の目的、内容、評価結果、今後実施を計画する追加措置の概要と実施時期を取りまとめた。 また、取りまとめた内容をプレスへ公表するとともに、ホームページに掲載した。	
		<伊方発電所3号機 安全性向上評価届出書（第3回）の提出について> https://www.yonden.co.jp/press/2023/_icsFiles/afieldfile/2023/12/19/pr006.pdf	【第3回届出】 2023年12月
		<伊方発電所3号機 安全性向上評価届出書（第2回）の提出について> https://www.yonden.co.jp/press/2022/_icsFiles/afieldfile/2022/07/22/pr006.pdf	【第2回届出】 2022年 7月
		<伊方発電所3号機 安全性向上評価届出書の提出について> https://www.yonden.co.jp/press/2019/_icsFiles/afieldfile/2019/05/24/pr007.pdf	【第1回届出】 2019年 5月
2	ホームページ等による 届出書の公開	当社ホームページにおいて、届出書の本文、添付資料及び届出の概要版を公開するとともに、原子カライブラリにおいて公開した。 なお、原子カライブラリは、本店（高松）、原子力本部（松山）、伊方ビジターズハウスに設置している。	
		<伊方発電所3号機 第3回 安全性向上評価届出書> https://www.yonden.co.jp/energy/atom/safety/safety_improvement/20231219_assessment.html <伊方発電所3号機 第3回 安全性向上評価について（要約版）> https://www.yonden.co.jp/assets/pdf/energy/atom/safety/safety_improvement/index/3_summary.pdf <伊方発電所3号機 第3回 安全性向上評価について（全体概要版）> https://www.yonden.co.jp/assets/pdf/energy/atom/safety/safety_improvement/index/3_overview.pdf	【第3回届出】 2023年12月
		<伊方発電所3号機 第2回 安全性向上評価届出書> https://www.yonden.co.jp/energy/atom/safety/safety_improvement/20220722_assessment.html <伊方発電所3号機 第2回 安全性向上評価について（概要版）> https://www.yonden.co.jp/assets/pdf/energy/atom/safety/safety_improvement/index/assessment-2.pdf	【第2回届出】 2022年 7月
		<伊方発電所3号機 第1回 安全性向上評価届出書> https://www.yonden.co.jp/energy/atom/safety/safety_improvement/20190524_assessment.html	【第1回届出】 2019年 5月

(第4回安全性向上評価届出の評価時点まで)

No.	項目	内容	実施時期
3	伊方発電所周辺地域のお客様への訪問対話活動	4年ぶりとなる対面形式により実施し、 ・伊方発電所における安全文化醸成や技術力の維持・向上への取り組み ・使用済燃料乾式貯蔵施設設置工事、使用済樹脂貯蔵タンク増設計画の状況 などを説明するとともに、原子力に関する意見・質問を伺った。 また、訪問対話活動にあわせて伊方発電所で働く従業員が自らの言葉で自身の役割と安全への思いを語る動画を制作し、地域のケーブルテレビ局で放送したほか、当社ホームページでも公開した。 <伊方発電所周辺地域のお客さまへの訪問対話活動の実施結果について> https://www.yonden.co.jp/press/2023/_icsFiles/afiedfile/2023/12/20/pr007.pdf <動画「一人ひとりが、安全への思いを胸に」> https://www.yonden.co.jp/energy/atom/disclosure/brochure.html 	2023年 9月～11月
		伊方発電所の現状や安全性向上のための取り組みなどについてご説明するリーフレットを伊方発電所から20km圏内の各世帯に配布した。専用はがきや電子メール等で皆さまでいただいたご意見・ご質問に個別に回答するなど、丁寧に対応した。 また、訪問対話活動にあわせて伊方発電所の状況を説明する動画を制作し、地域のケーブルテレビ局で放送したほか、当社ホームページでも公開した。 <伊方発電所周辺地域のお客さまへの訪問対話活動の実施結果について> https://www.yonden.co.jp/press/2022/_icsFiles/afiedfile/2022/12/21/pr006.pdf <動画「伊方発電所で働く人たち～安全への思いをひとつに～」> https://www.yonden.co.jp/energy/atom/disclosure/brochure.html 	2022年 9月～10月

(第4回安全性向上評価届出の評価時点まで)

No.	項目	内容	実施時期
4	学会等を通じた 安全性向上に係る 取り組みの説明	原子力リスク研究センター ワークショップ2024[意思決定におけるリスク情報の活用 利点と障害]において、「伊方3号機におけるPRAの高度化について～PRAの高度化とCDFの変遷～」として、伊方3号プロジェクトにおけるPRA高度化やPRA高度化に伴うCDFの変遷について紹介した。	2024年11月
		PSAM17 & ASRAM2024※において、「Risk Information Utilization Initiatives of Ikata Nuclear Power Plant Unit-3」として、当社で実施しているリスク情報を活用した意思決定プロセスの適用拡大・定着・実践に係る取り組みについて紹介した。	2024年10月
		PSAM17 & ASRAM2024※において、「PRA and Additional measures in 3rd safety improvement assessment of the IKATA Unit3」として、第3回安全性向上評価におけるPRA結果とPRAから抽出した追加措置について紹介した。	2024年10月
		日本保全学会第20回学術講演会において、「伊方発電所3号機 安全性向上評価におけるPRAと追加措置」として、第3回安全性向上評価におけるPRA結果とPRAから抽出した追加措置について紹介した。	2024年 8月
		「四国電力におけるRIDMの取り組み～RIDMの実践・定着・更なる適用拡大に向けて～」として、当社で実施しているリスク情報を活用した意思決定プロセスの適用拡大・定着・実践に係る取り組みについて紹介した。	
		一般社団法人日本保全学会西日本支部主催2023年度保全技術セミナー「原子力の自主的安全性向上に向けた取り組み」	2023年10月
		日本保全学会第161回原子力規制関連検討会	2023年11月
		第9回原子力安全合同シンポジウム	2023年12月
		日本保全学会第19回学術講演会において、「伊方発電所3号機 第2回安全性向上評価について」として、第2回安全性向上評価における調査結果及び評価結果並びにこれらの結果から抽出された安全性向上計画を含む安全性向上評価での取り組みについて紹介した。	2023年 8月

※：リスク評価・マネジメントの国際会議PSAM（Probabilistic Safety Assessment and Management）第17回及び
リスク評価とリスクマネジメントに関するアジアシンポジウムASRAM（Asian Symposium on Risk Assessment and Management）2024の合同開催

(第4回安全性向上評価届出の評価時点まで)

No.	項目	内容	実施時期
4	学会等を通じた 安全性向上に係る 取り組みの説明	日本電気協会第13回JEAC4111ワークショップにおいて、「RIDM①～リスク情報の活用～」として、当社で実施しているリスク情報を活用した意思決定プロセスの適用拡大・定着・実践に係る取り組みについて紹介した。	2023年 5月
		日本原子力学会誌2023年1月号 (Vol 65. No.1) において、「伊方SSHAC※プロジェクトの概要と地震PRAへの活用」として、確率論的地震ハザード解析においてSSHACガイドラインのレベル3を適用した国内初の取り組みや、この結果による伊方3号機の地震PRAへの影響の概略を紹介した。 ※：Senior Seismic Hazard Analysis Committee の略	2023年 1月
		日本原子力学会2022年秋の大会のリスク部会セッションにおいて、「伊方3号機におけるPRAの高度化について」として、伊方3号プロジェクトで実施している海外のPRA専門家によるレビューで受けたコメントへの対応状況、高度化したPRA結果を活用したリスク情報の活用事例について紹介した。	2022年 9月
		日本保全学会第18回学術講演会において、「リスクマネジメント実践に向けた取り組み」として、当社で実施しているリスクマネジメント定着に向けた取り組みを紹介した。	2022年 7月
		日本保全学会第18回学術講演会において、「外部ハザードに対する安全性の更なる向上に向けた四国電力の取り組み」として、激甚豪雨に対する取り組みを紹介した。	2022年 7月
		日本原子力学会2022年春の年会において、「炉外FCIに対する原子炉格納容器構造健全性評価」として、さらなる安全性の向上の観点から、伊方3号機において水蒸気爆発の発生を仮定し、複数の保守的な条件を設定した場合でも、原子炉格納容器の構造健全性に問題がないことを確認したことについて紹介した。	2022年 3月
		日本保全学会第17回学術講演会において、「伊方SSHACプロジェクトの成果を活用した更なる安全性向上に向けた四国電力の取り組み」として、伊方3号プロジェクトの技術タスク「地震ハザード評価の高度化」に関する成果を活用した今後の地震PRAへの展開、更なる安全性向上への取り組みについて紹介した。	2021年 7月
		日本保全学会第16回学術講演会において、「PRAの改善に係る四国電力の取り組みと安全性向上評価について」として、伊方3号プロジェクトの進捗状況及び伊方発電所3号機の安全性向上評価届出のうち、PRAの実施状況を紹介した。	2019年 7月