

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)

2024年 1月19日
四国電力株式会社

1. 安全性向上評価について

2. 第3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

第2章 安全性の向上のため自主的に講じた措置

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

第4章 総合的な評価

添付資料1 これまでに実施済みまたは運用開始済みの安全性向上計画

添付資料2 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

添付資料3 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

本参考資料では、

・青文字：安全性向上評価届出に係る改善事項※に対して改善を実施した項目

・赤文字：第3回安全性向上評価届出におけるポイント

を示す。

※：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）

1. 安全性向上評価について

1. 安全性向上評価について

- 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6ヶ月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3回安全性向上評価**については、**第16回定検終了（本年6月20日）時点**のプラント状態の確認およびその状態での各種評価を実施し、**12月19日に原子力規制委員会へ届け出た。**
【過去実績】第1回安全性向上評価届出 2019年5月24日
第2回安全性向上評価届出 2022年7月22日

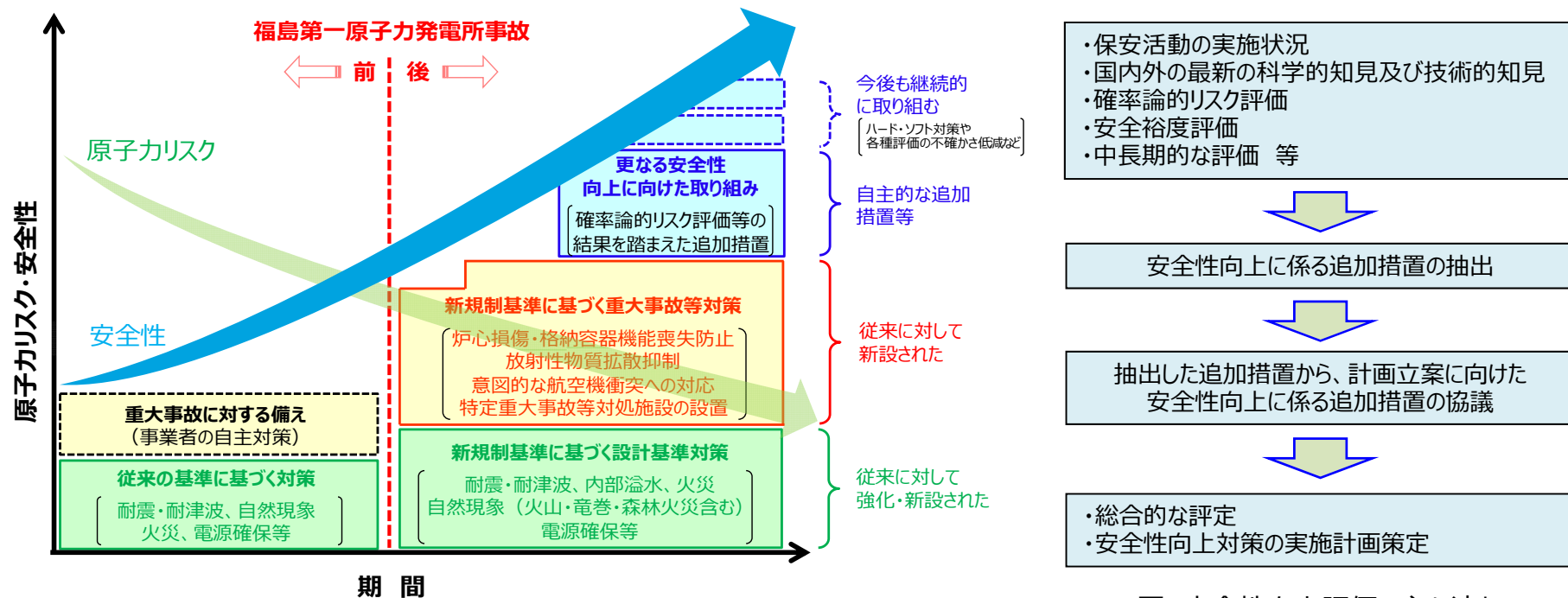


図 当社の安全性向上に向けた取り組み（イメージ）

図 安全性向上評価の主な流れ

1. 安全性向上評価について

- 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や手順等について、定検終了時点の状態の確認

[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、定検終了までの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および分析]

【評価実施時期：原則5年毎※1】

- ・確率論的リスク評価（PRA）※2、安全裕度評価（ストレステスト）※3及び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もしくはストレステストの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：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

※3：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

※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3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]

- 安全規制によって法令への適合性が新たに確認された範囲の設備や手順等を、これまでの安全性向上評価で取りまとめた内容に反映し、定検終了時点の最新のプラント状態を確認した。
- 原子力発電所の安全機能を確保する上で重要な設計要件をとりまとめた設計基準文書（DBD）の一覧表を届出書に加えた。

[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および分析]

- 「確率論的リスク評価」について、第1回安全性向上評価から5年毎の改訂として、他のPRAのベースとなる内部事象出力運転時PRAモデルについて、プラントの最新の設計情報及び運用情報、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モデル高度化技術を反映し、PRAモデル更新を実施した。

同PRAモデルの評価結果から、代表的な事故シナリオを分析して、原子力施設の設計や運用の改善点を見出し、安全性向上に寄与する追加措置を検討・抽出した。

[第4章：総合的な評定]

○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

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章 保安活動】

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【2章 保安活動】

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【2章 保安活動】

技術力・現場力継承のためのSAT※の仕組みの導入【2章 保安活動】※:Systematic Approach to Trainingの略

・今後実施を計画する追加措置 6件

デジタル安全保護回路ソフトウェア共通要因故障対策【2章 新知見情報】【2章 保安活動】

使用済樹脂貯蔵タンクの増設【2章 保安活動】

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【2章 新知見情報(設計の経年化評価)】

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【3章 確率論的リスク評価】

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【3章 確率論的リスク評価】

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【3章 確率論的リスク評価】

・今後検討に取り組む追加措置 2件

ECCS再循環切替自動化設備の導入【2章 新知見情報(設計の経年化評価)】【3章 確率論的リスク評価】

1次冷却材ポンプシャットダウンシールの導入【2章 新知見情報(設計の経年化評価)】【3章 確率論的リスク評価】

○**第2回安全性向上評価で整理した安全性向上計画の実施状況を確認**した。

・完了分 4件

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

非常用外部電源受電設備の活用

1次系配管取替工事

187kVガス絶縁装置断路器の恒常的な対策

・今後実施分 3件

炉内計装盤更新工事

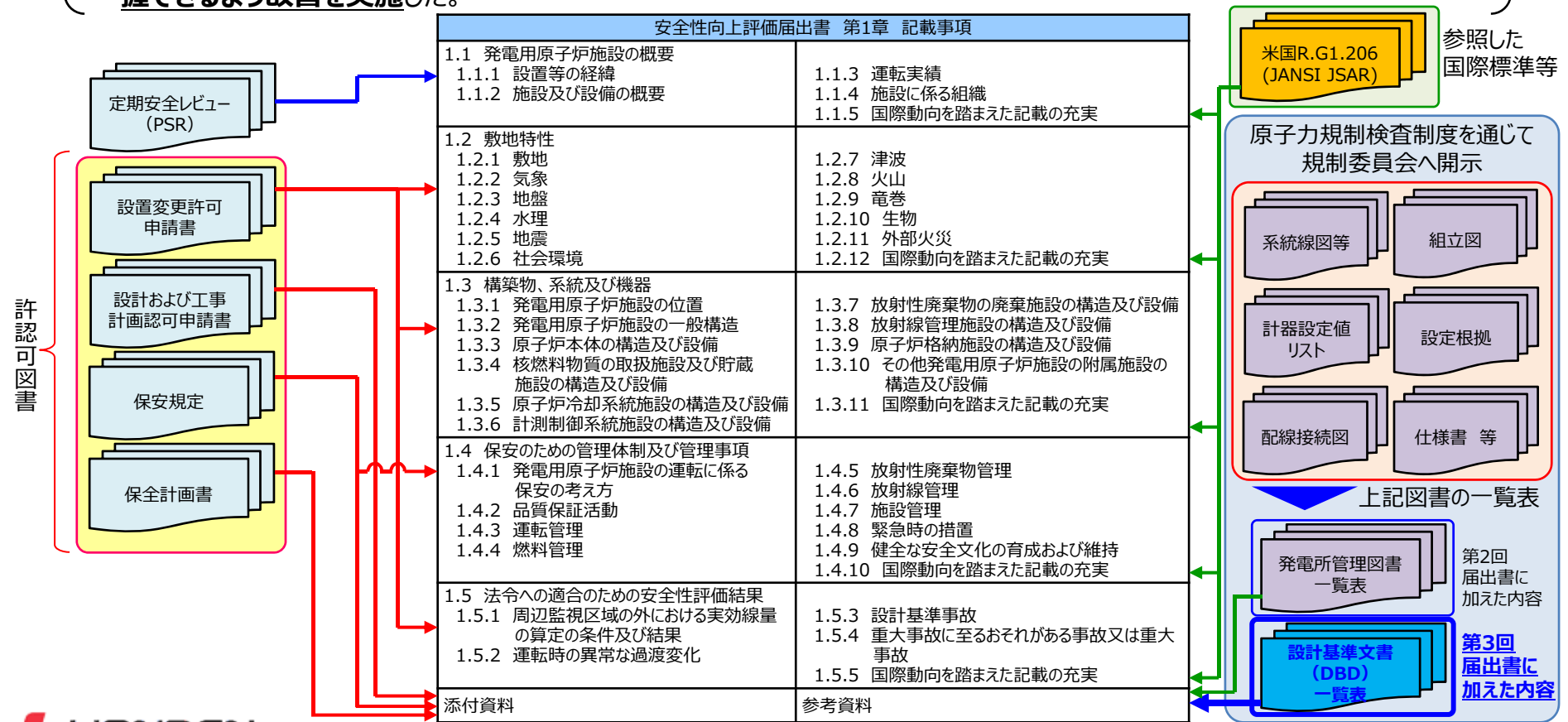
使用済燃料乾式貯蔵施設の設置

確率論的地震ハザード高度化を踏まえた地震PRAの実施

第1章 安全規制によって法令への適合性が確認された範囲

○ 第3回届出では、原子力発電所の安全機能を確保する上で重要な設計要件をとりまとめた設計基準文書（DBD）を整備したため、**DBDの一覧表を届出書に加えた**。引き続き、プラントの最新状態を1つの図書で把握できるよう改善するとともに、効率化に向けて検討していく。

- 第1回届出では最新の許認可図書等の内容を整理するとともに、米国NRCの規制指針R.G1.206やJANSI JSARガイド※を参考に、国際動向を踏まえた記載充実を実施。また、プラントの最新状態を把握する観点から、発電所で管理している系統線図を届出書に含めた。
※：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
- 第2回届出では、**系統線図を含む発電所管理図書の一覧表を届出書に加え、プラントの最新状態を1つの図書で把握できるよう改善を実施した。**



2.1 安全性の向上に向けた継続的取組み方針

【基本方針】

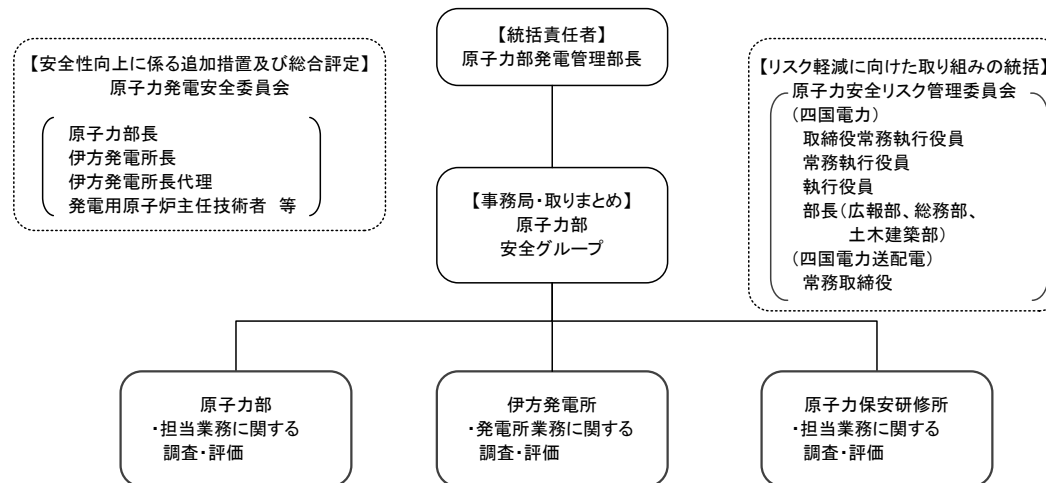
- 伊方発電所の運営にあたって、自らの責任において、可能な限りリスクの低減と未然防止に務める。

【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。

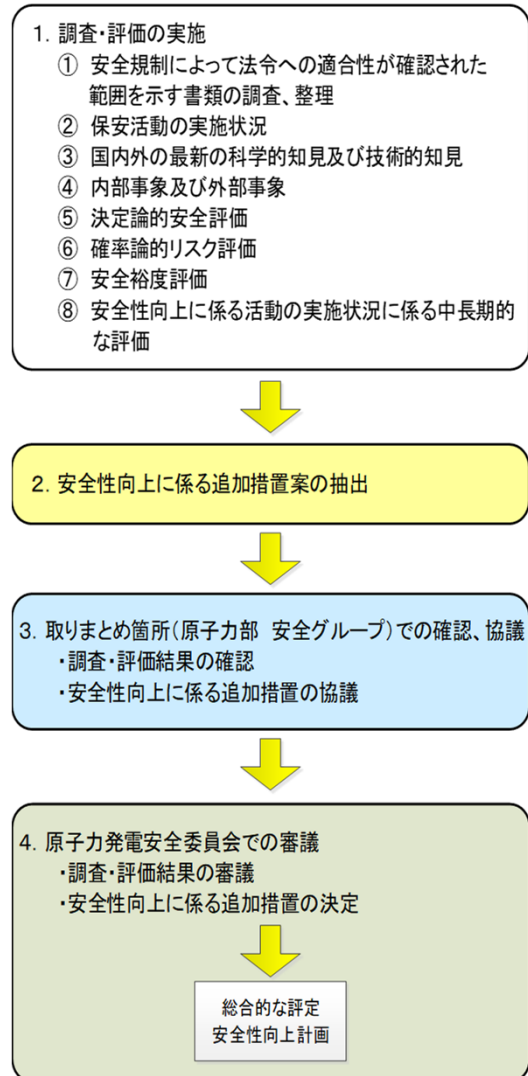
【目標】

- 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



2.1 安全性の向上に向けた継続的取組の方針

【リスクマネジメント実践のための取組み】

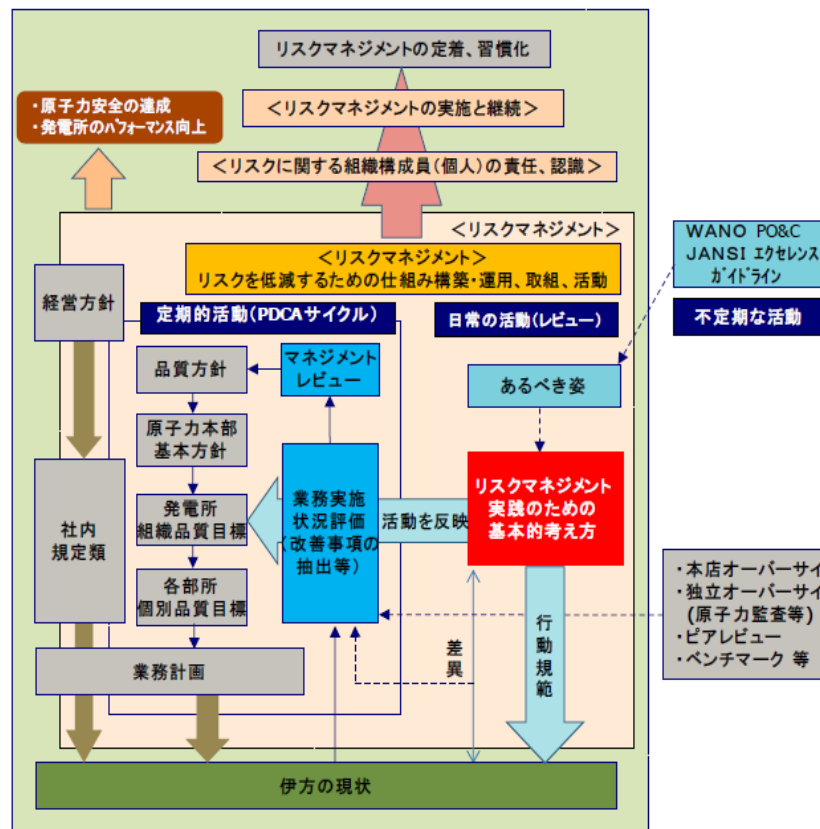
- 原子力部門の要員がリスクマネジメントの概念をしっかりと意識して自らの業務に取組めるよう、リスクマネジメントの定着・習慣化を図るための文書として、**原子力本部長が定める「リスクマネジメント実践のための基本的考え方」を制定**。リスクマネジメントの概念は、既存のQMS活動に新たな業務プロセスを追加するものではなく、従来のQMS活動において考慮されているものである。（右図参照）
- 伊方発電所において、**リスクマネジメントに関する具体的な業務事例をとりまとめた「伊方発電所リスクマネジメント実施方針」を制定**。従来のQMSもリスクマネジメントの一部であることを認識させるものと位置付けた。

(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]
 ALARA※の精神に従い、作業員の被ばく低減、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

※ : ALARA (As Low As Reasonably Achievable : 合理的に達成可能な限り低く)



既存のQMS活動に対するリスクマネジメントの位置づけ

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】

- 2022年1月25日 ～ 2023年6月20日
(第2回安全性向上評価における評価時点の翌日から、第16回定期事業者検査終了まで)

【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、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。
- 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**
 - ・今後実施を計画するものとして、**2件****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。)

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】

- 2022年1月25日 ～ 2023年6月20日
(第2回安全性向上評価における評価時点の翌日から、第16回定期事業者検査終了まで)

【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、**新知見として45件抽出され**、未然防止処置検討会等の仕組みにより、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。また、抽出過程をいくつか例示する。
- 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、
 - ・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
 - ・今後実施を計画するものとして、**1件**
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。）

2.2.2 国内外の最新の科学的知見及び技術的知見

次頁以降で
黄色ハッチングの事例を説明

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	0件	約60件
		METI、JAEA、NRA（旧JNES含む）	1件	約80件
	国外	OECD/NEA、ENS、EPRI、PSAM他	0件	約260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		16件	約100件
	国内他社トラブル情報		7件	
	海外トラブル情報		1件	
	NRA指示		7件	約10件
	ATENA技術レポート・ガイド文書		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	約40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		3件	約10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	4件	約120件
	国外	IAEA、NRC、ASN他	0件	約1,220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710件
		国際機関関係IAEA、ERMSAR他）	0件	約1,340件
	国外	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(10件※1)	約1,360件
	火山		0件(1件※2)	
	竜巻		0件(0件※2)	
	上記以外の外部事象		0件(2件※2)	-
g. 設備の安全性向上に係るメーカー提案	メーカー提案書他		0件	約10件
合計			45件	約5,300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、自主的な取り組みの一環の活動の件数を示す。

新知見情報と整理した例（1）

情報名称 NRA技術ノート 航空機落下に関するデータ(平成13年～令和2年)

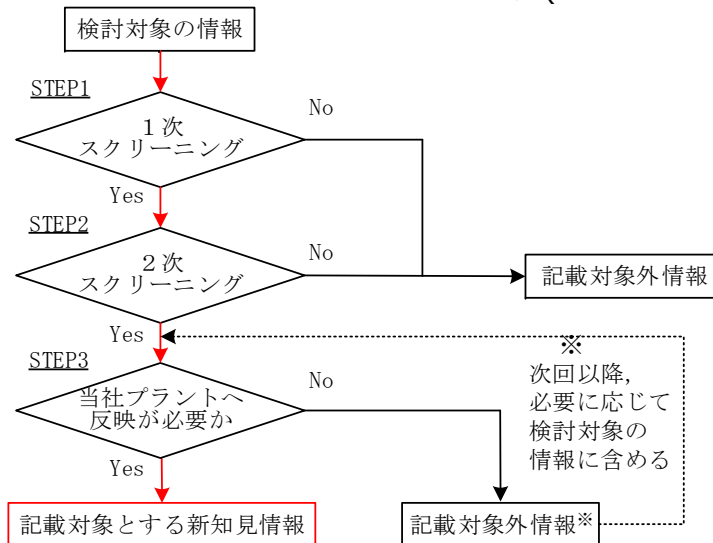
○概要

平成13年1月～令和2年12月の20年間の航空機事事故事例を公開資料により調査し、評価対象とする航空機事故データを選定するとともに、同20年間の民間航空機の離着陸回数及び延べ飛行距離の運航実績データをまとめた。
また、令和3年の自衛隊機及び米軍機の訓練空域面積並びに回廊の面積をまとめた。

○判断根拠

航空機落下確率を再評価した結果、**航空機落下による防護設計の要否判断の基準を下回ることを確認した**。また、その航空機落下確率から算出した防護対象施設までの離隔距離が変更となったことから、**外部火災影響評価（航空機墜落による火災）について、放熱を考慮した再評価を実施した結果、防護対象施設の許容温度を満足することを確認**※した。

※：届出時点(2023.12.19)では再評価中であったが、評価の結果、基準を満足することを確認した。



- 【STEP1】 1次スクリーニングにおいて検討対象外とする情報
 - ・原子力関連施設のうち運転中の商用軽水炉以外の施設
 - ・将来の燃料技術
 - ・保障措置、核物質防護（サイバーセキュリティ等は検討対象）等
- 【STEP2】 2次スクリーニングにおいて検討対象外とする情報
 - ・既往データに基づいており、新たな知見が示されていない。
 - ・既往の知見の取りまとめであり、新たな手法等を提案していない。
 - ・既に反映済みである。等
- 【STEP3】 記載対象とする新知見情報
 - ・既設プラントの設備設計や運用等に直ちに反映すべき水準のもの。

図 安全に係る研究の整理、分類フロー

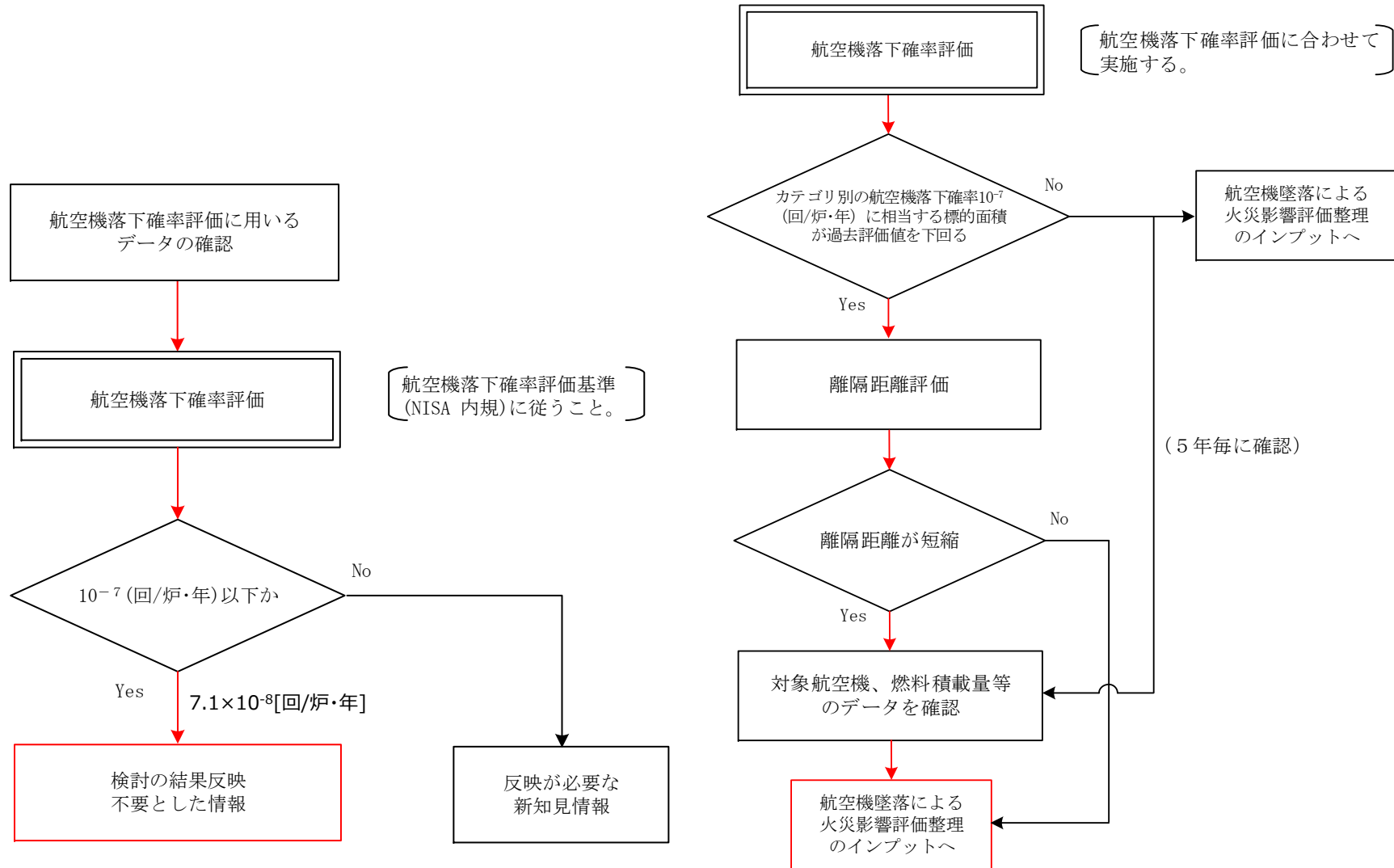


図 国際機関及び国内外の学会等の情報(外部事象に関する情報)の整理、分類方法(飛来物(航空機落下))

【航空機落下確率評価】 <届出書3.1.1章の別紙3.1.1.5-4に評価結果を記載>

伊方発電所3号炉に対する航空機落下確率について、「実用発電用原子炉施設への航空機落下確率の評価基準について」（平成21・06・25原院第1号）に基づき評価を行った。
 結果は伊方3号炉で約 7.1×10^{-8} 回/炉・年、使用済燃料乾式貯蔵施設で約 5.9×10^{-8} 回/炉・年となり、判断基準値である 10^{-7} 回/炉・年を下回ることを確認した。

評価対象	1) 計器飛行方式民間航空機の落下事故		2) 有視界飛行方式民間航空機の落下事故	3) 自衛隊機または米軍機の落下事故		合計
	① 飛行場での離着陸時における落下事故	② 航空路を巡航中の落下事故		① 訓練空域内で訓練中および訓練空域外を飛行中の落下事故	② 基地 - 訓練空域間往復時の落下事故	
対象事故	×注1	○注2	○	○ 〔訓練空域外を飛行中の落下事故〕	○注3	
伊方発電所3号炉	-	4.78×10^{-10}	8.71×10^{-9}	3.71×10^{-8}	2.43×10^{-8}	7.1×10^{-8}
使用済燃料乾式貯蔵施設	-	3.98×10^{-10}	7.26×10^{-9}	3.09×10^{-8}	2.03×10^{-8}	5.9×10^{-8}

○：対象、×：対象外

注1：発電所は、滑走路方向に対して±60°扇型区域から外れている。

注2：発電所上空には、広域航法（RNAV）経路として「Y23」、「Y40」、「Y351」が存在する。

注3：自衛隊機および米軍機の想定飛行範囲内に原子炉施設が存在する。

【航空機墜落による火災影響評価】

航空機落下確率から算出した防護対象施設までの離隔距離が変更となったことから、**外部火災影響評価（航空機墜落による火災）**について、放熱を考慮した再評価を実施した結果、**防護対象施設の許容温度を満足し、防護対象施設の安全機能を損なうおそれはないことを確認した。**

※：届出時点(2023.12.19)では再評価中であったが、評価の結果、基準を満足することを確認した。

新知見情報と整理した例（2）

情報名称 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）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、国内の規制基準に適合及び規制基準適合審査の申請済のPWRプラントを対象に、**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**した。評価フローの概要は右図のとおり。
- 評価フロー①～③に基づき、新旧プラント設計の違いに着目して、**プラントの設計差異に関して安全上の得失を原子炉リスクの観点から分析して、プラントの安全性の特徴を理解**するとともに、**国内PWRプラント間の設計差異の抽出、評価等を実施**し、個別プラントの検討が必要となる設計差異を抽出した。
- 評価期間においては、評価フロー④のうち、伊方3号機への対策要否の具体的な検討に取り組んでいる。

再循環切替操作手段 ⇒ 「手動方式」を採用

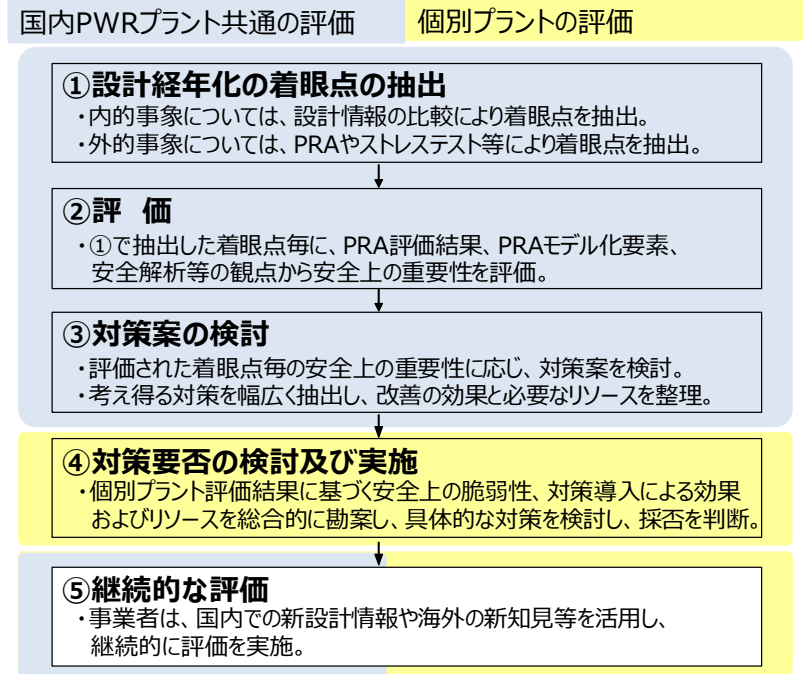
再循環切替操作の「半自動方式」、「自動方式」は、事故時の高ストレス下での複雑な操作に対する運転員の負担軽減という観点から採用されている。

RCPシャットダウンシール ⇒ 導入していない

PWRプラントのPRA結果から、RCPシールLOCAがリスク上重要な事象であるとの知見が得られている。

- 本評価で得られた知見を踏まえ、追加措置を検討した。

追加措置	概要
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	設計差異に係るリスク情報等から他プラントとの設計差異による影響を把握し、運転員、保修員等の認識の促進を図る。



設計の経年化評価ガイドラインの評価フローの概要

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とした例（新知見関連情報）

情報名称 日向灘及び南西諸島海溝周辺の地震活動の長期評価（第二版）

（地震調査研究推進本部ホームページ）

<届出書3.1.1章の別紙3.1.1.5-1に地震事象、
別紙3.1.1.5-2に津波事象の判断根拠をそれぞれ記載>

○概要

日向灘及び南西諸島海溝周辺の地震活動の長期評価について報告している。長期評価手法の検討途上ではあるが、地下構造、大地震、津波に関する前回評価(2004年)以降の最新知見を踏まえて地震を再評価し、初版を改訂した。また以下の点について留意した。

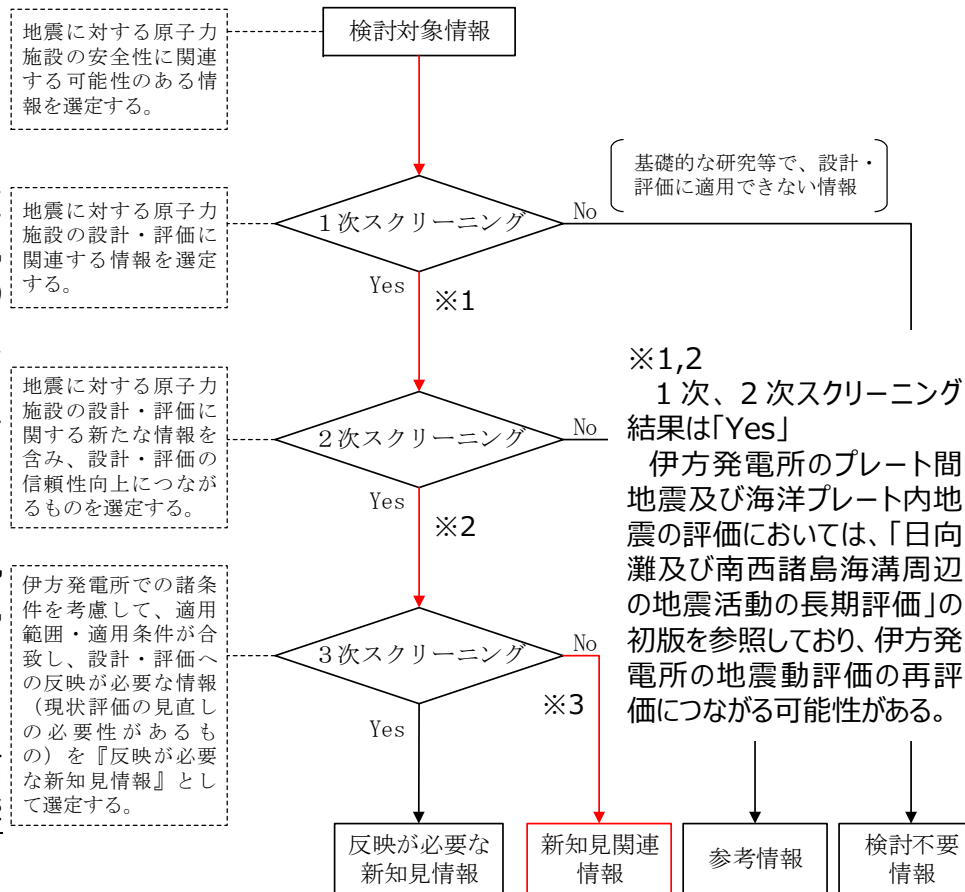
- ・不確実性を含む情報も、誤差等を検討した上で、評価に活用する。
- ・現在の科学的知見の範囲で発生し得る地震を評価する。

評価対象領域・地震が再編され、日向灘の巨大地震の規模はM8.0程度、南西諸島周辺及び与那国島周辺の巨大地震はM8.0程度と評価された。

○判断根拠

「日向灘及び南西諸島海溝周辺の地震活動の長期評価（第二版）」を踏まえても伊方発電所の地震動評価に影響がないことを、既許可評価において確認済みである。（※3 3次スクリーニング結果は「No」）

また、津波事象についても、同様に影響ないことを確認済みである。



(a) 施設の耐震性に係る知見の整理

図 地震に関する情報の整理、分類フロー

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	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（右肩p.20参照）。	安全文化の育成 および維持活動 運転管理
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（右肩p.10参照）。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（右肩p.21頁参照）。	安全文化の育成 および維持活動
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（右肩p.21頁参照）。	放射線管理
4	技術力・現場力継承のためのSAT※の仕組みの導入 ※: Systematic Approach to Trainingの略。	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。	品質保証活動

表 保安活動の実施状況評価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	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	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。	施設管理
2	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余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。	放射性 廃棄物管理

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	対応する新知見
1	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	設計差異に係るリスク情報等から他プラントとの設計差異による影響を把握し、運転員、保修員等の認識の促進を図る。	国内外の原子力施設の 運転経験から得られた教訓

2.4 追加措置の内容

【「実施済みまたは運用開始済み」No.1】停止時リスク管理の運用見直し

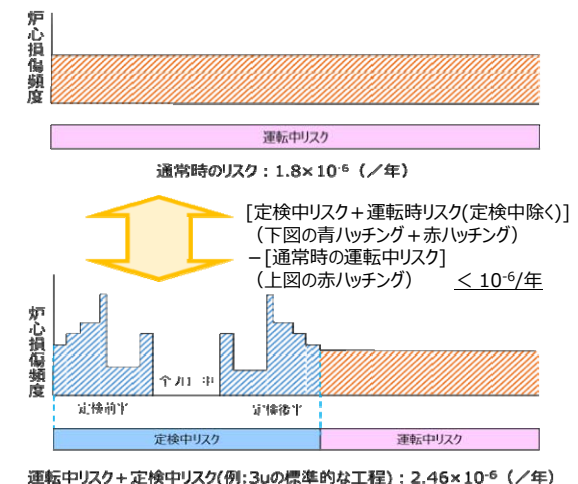
- 定期事業者検査において従来から実施している炉心損傷リスクの定量的な評価において、停止時PRAモデルの高度化を踏まえ、**リスク管理レベルの目安値を含むリスク管理方法の見直し**を実施した。また、**リスク管理レベルに応じた補償措置について、上層部が参加する社内会議体で審議、確認した上で実施**した。
- 高リスク工程における補償措置の実施のため、**当直長会議にて、高リスク工程および炉心損傷シナリオの事前説明を実施**した。各高リスク工程の操作担当直における事前周知を実施した。

- 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】: $1.1E-8$(/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	$5.7E-9$ (/時間)以上 ～ $1.1E-8$ (/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	$5.7E-10$ (/時間)以上 ～ $5.7E-9$ (/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	$5.7E-10$ (/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】



2.4 追加措置の内容

【「実施済みまたは運用開始済み」No.2】

リスクマネジメント周知会

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。



【本店（高松）】



【原子力保安研修所・原子力本部（松山）】



【伊方発電所】

【「実施済みまたは運用開始済み」No.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

チャコールフィルタ付きマスクを使用することにより、内部被ばくを防止した。



3.1 安全性向上に係る活動の実施状況の評価

3.1.1 内部事象及び外部事象に係る評価

- 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内部事象及び外部事象の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、今回改めて評価を実施していない。
- なお、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届出書3.1.1章別紙でまとめている。

3.1.2 決定論的安全評価

- 前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、今回改めて評価を実施していない。

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）

- 第1回安全性向上評価届出から5年ごとの改訂として、第3回安全性向上評価では、他のPRAのベースとなる**内部事象出力運転時PRAのモデル更新を実施**。詳細は次頁以降で説明。
- なお、内部事象停止時PRA、地震PRA及び津波PRAは、第4回安全性向上評価において評価結果を示す計画である。

3.1.4 安全裕度評価

- 前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、今回改めて調査、分析または評価を実施していない。
- なお、地震PRAや津波PRAの知見を活用し、第4回安全性向上評価において評価結果を示す計画である。

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)

- 第1回安全性向上評価届出の評価時点(2018年11月28日)から5年ごとの改訂として、第3回安全性向上評価では、他のPRAのベースとなる**内部事象出力運転時PRAのモデル更新を実施**。
- 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、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モデル高度化技術を反映**。
- 第1回届出からの変更点は以下のとおり。
桃色：炉心損傷頻度や格納容器機能喪失頻度の**増加**に影響を与える主な要因
緑色：炉心損傷頻度や格納容器機能喪失頻度の**減少**に影響を与える主な要因

分類		①第1回安全性向上評価※1	②第3回安全性向上評価※1	【参考】第2回安全性向上評価※1 (第1回評価の感度解析)
プラント 情報更新	設計情報・ 運用情報	再稼働時に運用を開始していた 重大事故等対処設備を反映	再稼働以降に運用を開始した 特定重大事故等対処施設・ 蓄電池(3系統目)・非常用ガスタービン発電機 を反映 (特定重大事故等対処施設は詳細情報を反映) 再稼働以降の工事等により更新されたプラント情報を反映	特定重大事故等対処施設・ 蓄電池(3系統目)・ 非常用ガスタービン発電機 を反映
パラメータ更新	機器故障率	国内故障率データ※2	個別プラント故障率データ※3	国内一般機器故障率データ※4
モデル 高度 化	人間信頼性評価手法	THERP手法	HRA Calculatorを適用	第3回と同じ
	起因事象発生頻度推定方法	最尤推定値を用いた推定方法 稼働率を未考慮	平均値を用いた推定方法 稼働率を考慮	第3回と同じ
	交互運転の考慮	未考慮	考慮 (交互運転しているシステムをモデル化)	第1回と同じ
	その他の高度化	-	その他、伊方3号プロジェクト等を通じて得られた PRAモデル高度化に係る知見を反映※5	第1回と同じ
炉心損傷頻度 [/炉年]※6		1.8E-06	2.8E-06	3.8E-06
格納容器機能喪失頻度 [/炉年]※6, 7		5.7E-07	2.8E-07	5.3E-07

※1：各評価に当たって最新のデータを使用 (起因事象発生頻度の評価収集期間、CCFパラメータデータ 等)
 ※2：「故障件数の不確かさを考慮した国内一般機器故障率の推定(1982年度～2010年度29ヵ年56基データ)JANSI-CFR-02(2016年6月)」に記載のもの
 ※3：「国内原子力発電所のPRA用一般機器信頼性パラメータの推定(2004年度～2010年度7ヵ年27基データ)(2021年9月)」(NRRC)に記載されている国内故障率データを事前分布に伊方3号機の個別プラントデータを反映
 ※4：「国内原子力発電所のPRA用一般機器信頼性パラメータの推定(2004年度～2010年度7ヵ年27基データ)(2021年9月)」(NRRC)に記載されている国内故障率データ
 ※5：最悪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
 ※6：炉心損傷頻度や格納容器機能喪失頻度は点推定値。以降の事故シーケンスグループ別炉心損傷頻度や格納容器機能喪失モード別格納容器喪失頻度も同様
 ※7：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[/炉年]も同じ評価結果 (第3回安全性向上評価：2.8E-07/炉年)

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)

○ PRAモデル高度化技術の反映によって、プラントの状態をより高精度に把握することが可能となったことから、第1回安全性向上評価の評価結果と比較して、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。

○ **炉心損傷頻度**については、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。

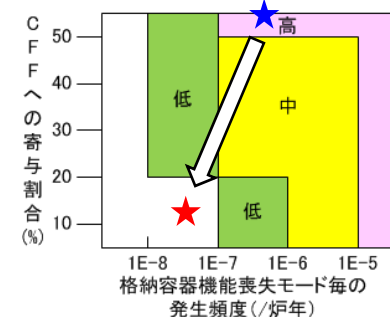
※：原子力規制委員会において「安全目標を議論する上で十分に議論の基礎となるものと考えられる」とされた「 10^{-4} /炉年程度」に比べ十分小さい

○ **格納容器機能喪失頻度**については、炉心損傷頻度と同様にPRAモデル高度化の影響（増加）がある一方で、格納容器の過圧破損を防止するための緩和手段である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**した。

特に、格納容器機能喪失モードのうち、特定重大事故等対処施設の設置による影響が最も大きい「**水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損**」モードでは、**大幅に低減することを確認**した。

	①第1回 安全性向上評価	②第3回 安全性向上評価
炉心損傷頻度[/炉年]	1.8E-06	2.8E-06
格納容器機能喪失頻度[/炉年]	5.7E-07	2.8E-07
格納容器機能喪失モード 「水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損」の 格納容器機能喪失頻度[/炉年] (カッコ内の値は全格納容器機能喪失頻度に占める割合)	4.2E-07 (72.1%)	3.6E-08 (12.6%)

＜考え方※1＞



※1 「原子力発電所におけるシビアアクシデントマネジメント整備及び維持向上に関する実施基準：2019」を参考に設定

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)

- 内部事象出力運転時レベル1及びレベル2 PRAの結果から、事故シーケンスグループ毎、格納容器機能喪失モード毎のリスク評価値を整理し、それぞれのリスク評価値及び全体に対する寄与割合から、重要な事故シーケンスグループ、格納容器機能喪失モードを特定した。
(黄色ハッチング部：重要度「中」、緑色ハッチング部：重要度「低」)
- 重要な事故シーケンスグループ、格納容器機能喪失モードにおける代表的な事故シナリオを分析することで、原子力施設の**設計や運用の改善点を見出し、追加措置を検討・抽出**した。

<炉心損傷頻度>

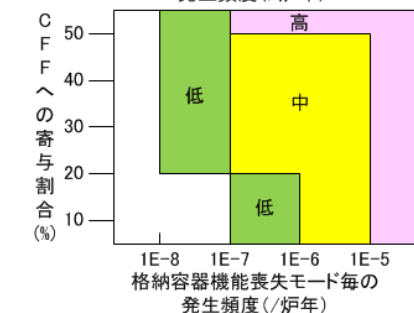
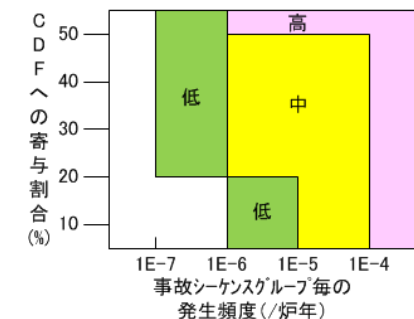
事故シーケンスグループ	伊方3号	
	CDF[/炉年]	割合
2次冷却系からの除熱機能喪失	3.5E-07	12.6%
全交流電源喪失	1.8E-07	6.4%
原子炉補機冷却機能喪失	6.0E-07	21.5%
原子炉格納容器の除熱機能喪失	2.1E-09	<0.1%
原子炉停止機能喪失	3.2E-08	1.1%
ECCS 注水機能喪失	9.7E-08	3.5%
ECCS 再循環機能喪失 ※1	1.4E-06	49.7%
格納容器バイパス	1.4E-07	5.2%
合計	2.8E-06	100%

※1：第1回安全性向上評価では、重要な事故シーケンスグループ、格納容器機能喪失モードに該当せず

<格納容器機能喪失頻度>

格納容器機能喪失モード	伊方3号	
	CCF[/炉年]	割合
原子炉容器内水蒸気爆発	1.4E-10	<0.1%
格納容器隔離失敗 ※1	9.7E-08	34.1%
水素燃焼	ε	<0.1%
水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損	3.6E-08	12.6%
ベースマツト溶融貫通	1.1E-09	0.4%
水蒸気蓄積によるCV 先行破損	2.1E-09	0.7%
原子炉容器外水蒸気爆発	1.6E-09	0.6%
格納容器雰囲気直接加熱	ε	<0.1%
インターフェイスシステム LOCA	5.2E-08	18.5%
蒸気発生器伝熱管破損 ※1	9.4E-08	33.0%
格納容器過温破損	7.0E-12	<0.1%
溶融物直接接触	ε	<0.1%
合計	2.8E-07	100%

<考え方※2>



※2「原子力発電所におけるシビアアクシデントマネジメント整備及び維持向上に関する実施基準：2019」を参考に設定

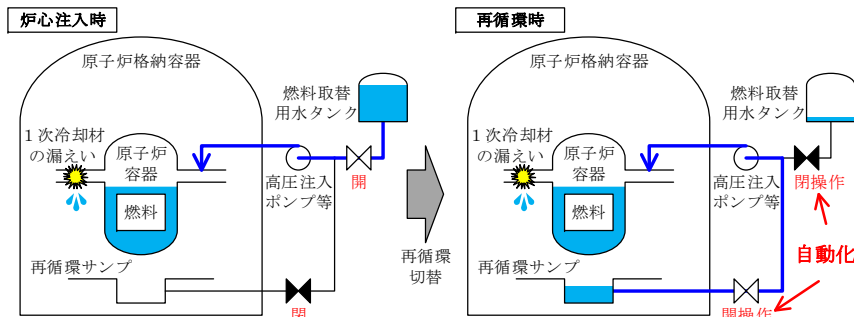
ε：カットオフ値より小さい値

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)

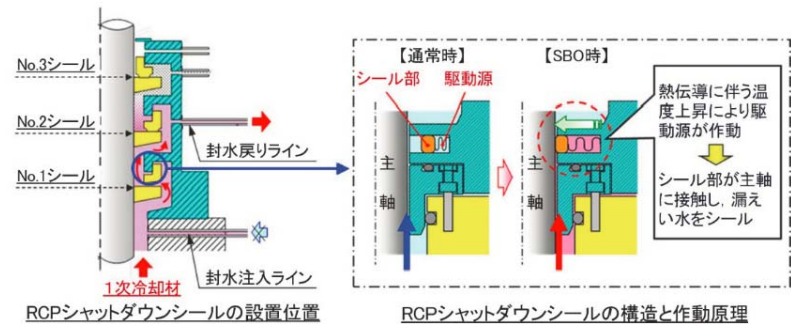
○ 評価結果及び評価を実施する過程から抽出した追加措置

(安全性向上に係る追加措置の取扱いは第4章で整理)

No.	分類	追加措置	期待される効果	左記追加措置が抽出された事象
1	リスク情報の活用	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活用	運転員及び緊急時対応要員の意識を高め、事故対応能力を向上できる。	レベル1 PRA レベル2 PRA
2	設備対策/ 運用対策	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、信頼性向上に期待できる。	レベル2 PRA
3		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できる。	レベル2 PRA
4		ECCS再循環切替自動化設備の導入 (下左図参照)	ECCS再循環切替操作の信頼性の向上が期待できる。	レベル1 PRA
5		1次冷却材ポンプシャットダウンシールの導入 (下右図参照)	原子炉補機冷却機能喪失時の1次冷却材ポンプ封水LOCAの発生頻度の低減が期待できる。	レベル1 PRA



ECCS再循環切替操作自動化のイメージ図



1次冷却材ポンプシャットダウンシールのイメージ図

3.2 安全性向上に係る活動に関する中長期的な評価

- 第1回届出では、IAEA安全ガイドSSG-25と同等の規格である日本原子力学会標準（AESJ-SCS006:2015）に記載している各安全因子に対する現状分析として、中長期的な評価に必要な項目のうち対応済み項目および改善が必要な項目の整理を実施した。
- 第2回届出では、**安全因子の傾向把握及び評価手法の習熟を目的として、一部の安全因子（「⑥確率論的リスク評価」、「⑦ハザード解析」、「⑫ヒューマンファクター」）に対する試評価を実施した。**
- 第3回届出でも引き続き、**評価手法の習熟を目的として、第2回と異なる安全因子（「⑨他のプラントでの経験及び研究結果の利用」、「⑩組織、マネジメントシステム、及び安全文化」）に対する試評価を実施し、第2回届出で実施した3つの安全因子を含めた5つの安全因子に対して総合評価を実施した。**

【PSR+指針に基づく安全因子】

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

注：桃字は今回試評価の対象とした安全因子
 緑字は前回試評価の対象とした安全因子



【安全因子レビュー】

- ・レビューに必要な情報を調査、調査結果の分析・評価を実施し、好ましい所見・改善の余地が見込まれる所見に分類する。
- ・改善の余地が見込まれる所見に関するリスク評価を実施する。
- ・改善の余地が見込まれる所見、好ましい所見に対する安全性向上措置候補の検討を実施する。



【総合評価】

- ・因子間の相互関係を踏まえつつ、妥当かつ実行可能な安全性向上措置を検討する。
- ・将来のプラント運用の安全性を確認し、安全性向上措置の実施計画を策定する。

注：灰色字は試評価のため対象外とした項目。

3.2 安全性向上に係る活動に関する中長期的な評価

- 各安全因子に対する**試評価の結果**、
 - ・安全因子⑨(他のプラントでの経験及び研究結果の利用)については、好ましい所見から「自社内の運転経験を幅広く外部へ情報提供」が、安全性向上措置候補として抽出された。また、改善の余地が見込まれる所見は抽出されなかった。
 - ・安全因子⑩(組織、マネジメントシステム、及び安全文化)については、マネジメントレビューにおいて、組織、マネジメントシステム及び安全文化が適宜改善される仕組みが適切に整備されていることから、特段の所見がないことを確認した。
- 第2回安全性向上評価における安全因子レビュー結果も活用して**総合評価を実施した結果、妥当かつ実行可能な安全性向上措置として「海外有識者によるレビューコメントに基づくPRA高度化推進」を抽出した。**
- これまでの試評価にて得られた知見をもとに、**第4回届出において、すべての安全因子を対象とした本評価を実施**する。

	安全因子	好ましい所見	改善の余地が見込まれる所見	安全性向上措置候補	妥当かつ実行可能な安全性向上措置
今回試評価	⑨他のプラントでの経験及び研究結果の利用	・関係事業者等への情報提供案件と判断する基準のうち、設備トラブルに係る案件については、「正常状態以外のすべての事態」を対象としており、幅広く外部に向けて情報を提供するよう取り組んでいる。	なし	なし	なし
	⑩組織、マネジメントシステム、及び安全文化	・マネジメントレビューにおいて、組織、マネジメントシステム及び安全文化が適宜改善される仕組みが適切に整備されていることから、特段の所見がないことを確認した。		なし	なし
前回試評価	⑥確率論的リスク評価	・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、内部事象出力運転時レベル1 PRAモデルを対象に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を実施している。 ・プラント固有の起因事象を選定するため、当該プラントの設計情報を用いた故障モード影響解析(FMEA : Failure Mode and Effect Analysis)を実施している。	・火災、溢水等に対して、PRAが実施できていない。	・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、海外有識者によるレビューコメントに基づきPRA高度化を推進する。 ・火災、溢水等に対して、PRA技術の開発・高度化を進める。	・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、海外有識者によるレビューコメントに基づきPRA高度化を推進する。
	⑦ハザード解析	・新知見を収集・反映する仕組み等が適切に整備されていること等から、特段の所見がないことを確認した。		なし	なし
	⑫ヒューマンファクター	・発生事象に対する原因究明や再発防止策の立案・実行が適切になされていること等から、特段の所見がないことを確認した。		なし	なし



4.1 評定結果

○ 総合的な評定

保安活動全般、確率論的リスク評価等の観点から評価を実施。

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新たに確認された範囲の設備や手順等を、これまでの安全性向上評価で取りまとめた内容に反映し、定検終了時点の最新のプラント状態を確認した。
- 原子炉設置変更許可等の許認可制度、原子力規制検査制度及び安全性向上評価制度を一体と捉えて、プラントの最新状態を1つの図書で把握できるよう、原子力規制検査を通じて原子力規制庁へ開示している設計基準文書（DBD）の一覧表を届出書に加えた。

[第2章]

- 保安活動の改善活動が定着し、継続的な見直しが行われていること、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。
- 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]

- 第1回安全性向上評価から5年ごとの改訂として、他のPRAのベースとなる内部事象出力運転時PRAモデルについて、プラントの最新の設計情報及び運用情報、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モデル高度化技術を反映し、PRAモデル更新を実施した。
- 同PRAモデルの評価結果から、重要な事故シーケンスグループ、格納容器機能喪失モードを抽出し、代表的な事故シナリオを分析することで、原子力施設の設計や運用の改善点を見出し、安全性向上に寄与する追加措置を検討・抽出した。

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、
四国電力送配電(株) 送変電部担当役員
- ・委 員：経営企画部長、総務部長、広報部長、土木建築部長、
原子力部長（発電管理部長）、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

・2023年11月28日

○ 評価結果と対応

以下の指摘を受け、社外とのコミュニケーションにあたって工夫するとともに、丁寧な説明に心がけるよう、改善に向けて取り組んでいくこととした。

- ・安全性向上評価の公表、安全性向上評価を活用した社会とのコミュニケーションに当たっては、伝える対象者や目的を明確にし、例えば短時間の動画にまとめる等、伝えたいことが伝わるよう工夫すること。
- ・確率論的リスク評価の結果の考察を対外説明する際には、リスクが減少するケースについて、その効果を評価・説明するだけでなく、増加するケースにおいても、その原因や影響について丁寧に説明することで、評価の信頼性を高めること。

4.1 評定結果

○ 社会とのコミュニケーション

当社は、第2回安全性向上評価を届け出て以降、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、一般社会に広く情報を発信してきた。

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2回）の提出について> https://www.yonden.co.jp/press/2022/_icsFiles/afieldfile/2022/07/22/pr006.pdf	2022年 7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）、伊方ビクターズハウスに設置している。 <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	2022年 7月

4.1 評定結果

○ 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様への訪問対話活動	<p>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からいただいたご意見・ご質問に個別に回答するなど、丁寧に対応した。</p> <p>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。</p> <p><伊方発電所周辺地域のお客様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/afieldfile/2022/12/21/pr006.pdf</p> <p><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</p>	2022年 9月 ～ 10月

The collage illustrates the safety improvement evaluation process. It features several key elements:

- 安全性向上評価 (Safety Improvement Evaluation):** A video showing the 1st round in May 2019 and the 2nd round in July 2022, with a call to action to submit findings to the Nuclear Regulation Authority (原子力規制委員会).
- 継続的に収集している最新知見を評価 (Evaluating the latest insights collected continuously):** A video highlighting the ongoing process of gathering and assessing new information.
- これらを反映したさらなる安全対策を自ら検討・実践 (Reflecting on these and implementing self-checks and safety measures):** A video detailing the implementation of safety measures based on the collected insights, such as reducing the number of discharges and improving equipment.
- 伊方発電所の信頼回復に向けて (Towards restoring trust in the Iwata power plant):** A webpage snippet discussing the company's commitment to safety and transparency.
- 伊方発電所で働く人たち～安全への思いをひとつに～ (Working at Iwata Power Plant - Sharing our thoughts on safety):** A video featuring a staff member discussing the company's safety philosophy.

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

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

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、確率論的リスク評価の評価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。**

設計の経年化評価及び第3章のPRAから抽出された追加措置（ECCS再循環切替自動化設備の導入及び1次冷却材ポンプシャットダウンシールの導入）については、検討を継続しており、今後、伊方3号機の個別プラント評価結果に基づく安全上の影響程度、対策導入による効果、リソースなど幅広い観点で総合的に採否判断できるよう、**2024年度下期を目途に具体的な検討を進める。**

- 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2回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について、概ね計画通りに実施していることを確認。
- 第2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追加措置については、添付資料にまとめた。

4.2 安全性向上計画

表 実施済みまたは運用開始済みの追加措置

No.	追加措置	評価分野		実施または運用開始時期
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	2章 2章	安全文化の育成および維持活動 運転管理	2022年5月から開始
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	2章	安全文化の育成および維持活動	2022年4月から開始
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	2章	放射線管理	第16回定期事業者検査
4	技術力・現場力継承のためのSATの仕組みの導入	2章	品質保証活動	2022年4月から順次導入

表 今後実施を計画する追加措置

No.	追加措置	評価分野		実施計画（予定）
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	2章 2章	施設管理 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)	第17回定期事業者検査 2024年度下期
2	使用済樹脂貯蔵タンクの増設	2章	放射性廃棄物管理	2026年6月
3	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	2章	国内外の原子力施設の 運転経験から得られた教訓	2024年度以降順次
4	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	3章	確率論的リスク評価	2024年度下期
5	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	3章	確率論的リスク評価	2024年度下期
6	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	3章	確率論的リスク評価	2023年度下期

表 今後検討に取り組む追加措置

No.	追加措置	評価分野		実施計画（予定）
1	ECCS再循環切替自動化設備の導入	2章	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	2024年度下期を目標に 採否に向けた 検討に取り組む
2	1次冷却材ポンプシャットダウンシールの導入	3章		

4.2 安全性向上計画

表 第2回安全性向上評価届出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（完了分）

No.	追加措置	追加措置概要	実施時期（予定）	実施時期（実績）	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年度 上期	2022年 6月	運転管理
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年度 上期	2022年 6月	運転管理
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。	第16回定期事業者検査（2023年度 上期）	2023年 4月	施設管理
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。	第16回定期事業者検査（2023年度 上期）	2023年 4月	施設管理

表 第2回安全性向上評価届出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（今後実施分）

No.	追加措置	追加措置の概要	実施計画（予定）	評価分野
1	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。	第17回定期事業者検査※ 2024年度 下期	施設管理
2	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 2月	燃料管理
3	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。	第4回安全性向上評価届出 2025年度 上期	安全に係る研究 自社研究、 電力共通研究

※：前回の評価時点では、「第16回定期事業者検査 2023年 上期」であった。電子部品の世界的な供給不足による納期長期化により、計画を変更。

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	取組状況	本評価期間での取り組み
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。	継続的に実施	確率論的リスク評価を実施するに当たって、プラントの設計情報及び運用情報の最新化に加え、伊方3号プロジェクト等を通じて得られたPRAモデル高度化技術を反映し、より高度化した内部事象出力運転時PRAモデルに更新している。 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ている。さらに、周知会や職場研究会の開催など、リスクマネジメントの更なる定着化を図っている。
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。	伊方3号プロジェクトを通じて順次実施	
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。	継続的に実施	
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。	伊方3号プロジェクトを通じて順次実施	
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。	継続的に実施	
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。	継続的に実施	
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。	継続的に実施	

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（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	取組状況	本評価期間での取り組み
8	パフォーマンス監視・評価	安全性・信頼性等に係るP I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。	継続的に実施	伊方3号プロジェクト等を通じて得られた知見を反映し、定期事業者検査中の炉心損傷頻度の定量的な評価を行うための停止時PRAモデルを高度化するとともに、 <u>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ている。</u> さらに、高リスク工程におけるリスク低減のため、 <u>リスク管理レベルに応じた補償措置を、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ている。</u>
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。	伊方3号プロジェクトを通じて順次実施	原子力発電所の構築物、系統および機器の安全機能を確保する上で重要な設計要件をとりまとめた <u>設計基準文書(DBD)</u> を整備している。
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。	継続的に実施	今後、リスク評価や意思決定・実施にリスク情報を活用できるよう、より高度化した内部事象出力運転時PRAモデルを更新している。
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。	継続的に実施	
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。	継続的に実施	

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、今後実施を計画する追加措置は以下のとおりであり、追加措置の特性に応じて、定期事業者検査等の時期を考慮して計画的に取り組む。

分類	内容	2021年度	2022年度		2023年度		2024年度		2025年度		
		下期	上期	下期	上期	下期	上期	下期	上期		
安全性向上評価届出			第2回▼		第3回▼		第4回(予定)▽				
安全性向上評価から抽出された追加措置	今後実施を計画する追加措置	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					実施(予定)▽				
		2. 使用済樹脂貯蔵タンクの増設					}} 2026.6 実施(予定)				
		3. 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					順次実施(予定)▽ 資料の検討・調整				
		4. 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					実施(予定)▽ 実施方法の検討・調整				
		5. 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					実施(予定)▽ 実施方法の検討・調整				
		6. 巡視点検時の余熱除去ポンプRWS T戻り弁閉状態の監視強化				実施(予定)▽ 実施方法の検討・調整					
		7. 炉内計装盤更新工事					実施(予定)▽				
		8. 使用済燃料乾式貯蔵施設の設置	▼着工	設置工事					実施(予定)▽		
		9. 確率論的地震ハザード高度化を踏まえた地震PRAの実施	SSHACハザードを考慮した影響評価	▼影響評価		運転時内のPRA高度化他の反映			実施(予定)▽		
	取り組む追加措置	今後検討に	1. ECCS再循環切替自動化設備の導入					検討完了(予定)▽ 採否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	2021年度		2022年度		2023年度		2024年度		2025年度	
		下期	上期	下期	上期	下期	上期	下期	上期		
安全性向上評価届出			第2回▼			第3回▼			第4回(予定)▽		
自律的・効率的な安全性向上計画に含めた安全性向上の基盤として	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)		▼文書変更に伴うリスク評価(試評価)開始 ▼リスクマネジメントの基本的考え方を定めた文書の制定・実践 □ リスクマネジメントの概念の理解・浸透を図るための周知会、職場研究会の開催 ▼停止時リスク管理方法の見直し □ 高リスク工程における補償措置の実施							
		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									
				内部事象出力運転時PRAモデルに反映▼ 影響評価▼				地震等PRAモデルに反映(予定)▽			
		特重施設などの新設設備・手順のモデルへの反映									
				▼第7回レビュー		▼第8回レビュー		▼第9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									
				内部事象出力運転時PRAモデルに反映▼				地震等PRAモデルに反映(予定)▽			
				NRRCデータ収集ガイドラインに基づく伊方発電所の故障率データの収集・反映				地震PRAモデルに反映(予定)▽			
				影響評価▼				地震PRAモデルに反映(予定)▽			
		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モデルへの反映									
		共同委託等による地震PRA手法の高度化検討									
		社外教育の受講、社内教育の充実等による人材育成									
		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)		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) と同じ							
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)		2. リスク評価におけるPRAの活用推進 (PRAの技術検討) と同じ									

4.2 安全性向上計画

○ 安全性向上計画 (前頁のつづき)

分類	内容	2021年度	2022年度		2023年度		2024年度		2025年度	
		下期	上期	下期	上期	下期	上期	下期	上期	
安全性向上評価届出			第2回▼		第3回▼		第4回(予定)▽			
自律的な安全性向上計画に含めた取り組みとして RIDM戦略プラン※	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)		第2回安全性向上評価結果の公表▼	安全性向上に係る結果の活用	第3回安全性向上評価結果の公表▼	安全性向上に係る結果の活用	安全性向上に係る結果の活用			
	リスクコミュニケーション手法の継続的な改善									
	6. 事故対応能力の向上等 (社内教育の充実)	教育訓練の継続実施・実施内容の改善								
	7. 事故対応能力の向上等 (組織文化の構築)	教育訓練の継続実施・実施内容の改善								
	8. パフォーマンス監視・評価	継続的な改善								
	9. リスク評価	2. リスク評価におけるPRAの活用推進 (PRAの技術検討) と同じ								
	10. 意思決定・実施	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) と同じ								
	11. 改善措置活動 (CAP)	継続的な改善								
	12. コンフィギュレーション管理 (CM)	▼設計基準文書とりまとめ								
		継続的な改善								
			設計基準文書の整備							

※：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。

- 添付資料 1 これまでに実施済みまたは運用開始済みの安全性向上計画
(右肩 p.添付-1~12)
- 添付資料 2 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 添付-13)
- 添付資料 3 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-14~25)

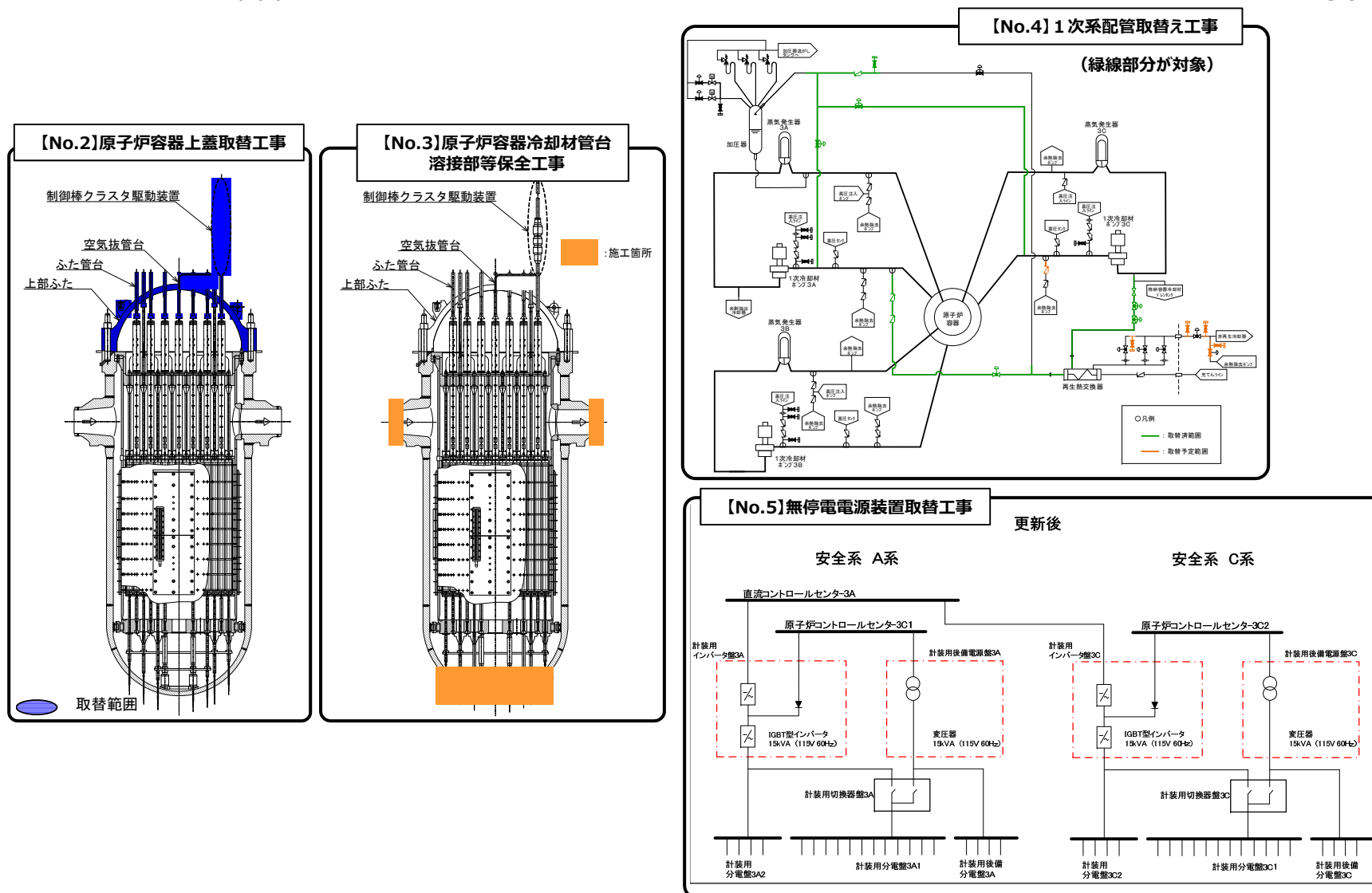
＜第 1 回安全性向上評価＞

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

No.	追加措置	追加措置概要	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（PWSCC）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（PWSCC）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次系配管取替え工事	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 回安全性向上評価届出の調査対象期間内に実施済みまたは運用開始済みの追加措置 (図①)



<第 1 回安全性向上評価>

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

【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 7,000 m²]





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 13,000 m²]

第3 (約 6,000 m²)

第2 (約 1,000 m²)

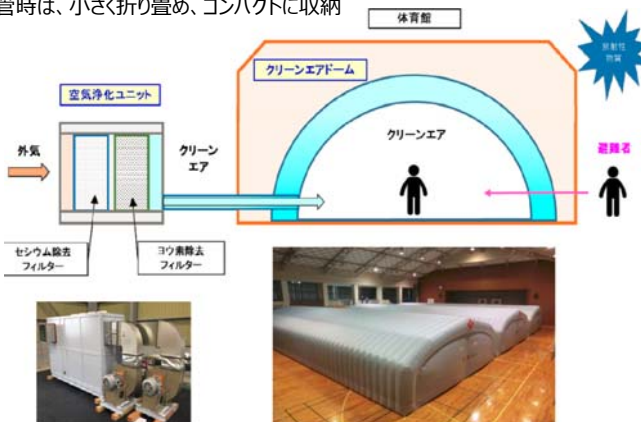
第1 (約 6,000 m²)



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



外気 → 空気清浄ユニット → クリーンエア → クリーンエアドーム → クリーンエア

セシウム除去フィルター / ヨウ素除去フィルター

体育館

避難者


【No.7】避難時の移動手段としての福祉車両提供



福祉車両外観

ストレッチャー 2 台・車椅子 2 台搬送(最大) / 車椅子 6 台搬送(最大)

【No.9】眼力 (めざから) アップ活動



3号機再稼働・安定運転に向けて異常を見逃すな

めざから 眼力アップ

発電所内にポスターを貼り、意識を啓発

＜第 2 回安全性向上評価＞

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

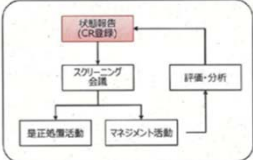
No.	追加措置	追加措置概要	実施時期	関連する評価分野
1	状態報告（CR※）収集の充実	収集されたCRは従前より統合型保守管理システム（EAM）に入力し、原則毎日実施しているスクリーニング会議にて不適合等の判断を実施しているが、CRの範囲を拡大し、2020年9月から未然防止処置に係る情報の他、教育・訓練の反省事項や関係会社等の意見・要望、従前より実施している眼力（めざから）アップ活動の情報等についてスクリーニング会議で審議することとした。	2020年9月から運用開始	品質保証活動（第2回）
2	プロセス管理課による作業レビュー	2020年1月に発生した連続トラブルを受け、同年9月にプロセ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、 <ul style="list-style-type: none"> ・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）

<第2回安全性向上評価>

第2回安全性向上評価届出の調査対象期間内に実施済みまたは運用開始済みの追加措置 (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)



CAPの基本モデル

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

【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。



伊方発電所組織概略図

これまでの作業担当課による作業計画の策定

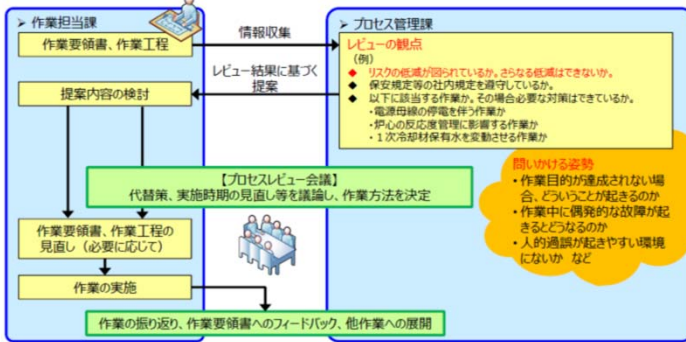
```

        graph TD
            A[作業要領書、作業工程] --> B[作業の実施]
            B --> C[作業の振り返り、作業要領書へのフィードバック、他作業への展開]
            
```

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。



➢ プロセス管理課
レビューの観点
(例)

- リスクの低減が図られているか、さらなる低減はできないか。
- 保安規定等の社内規定を遵守しているか。
- 以下に該当する作業か、その場合必要な対策はできているか。
 - ・電圧母線の停電を行う作業か
 - ・炉心の反応度管理に影響する作業か
 - ・1次冷却材保有水を変動させる作業か

問いかけの姿勢

- ・作業目的が達成されない場合、どういことが起きるのか
- ・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回安全性向上評価届出の調査対象期間内に実施済みまたは運用開始済みの追加措置 (図②)

【No.3】宿直要員の適切な管理

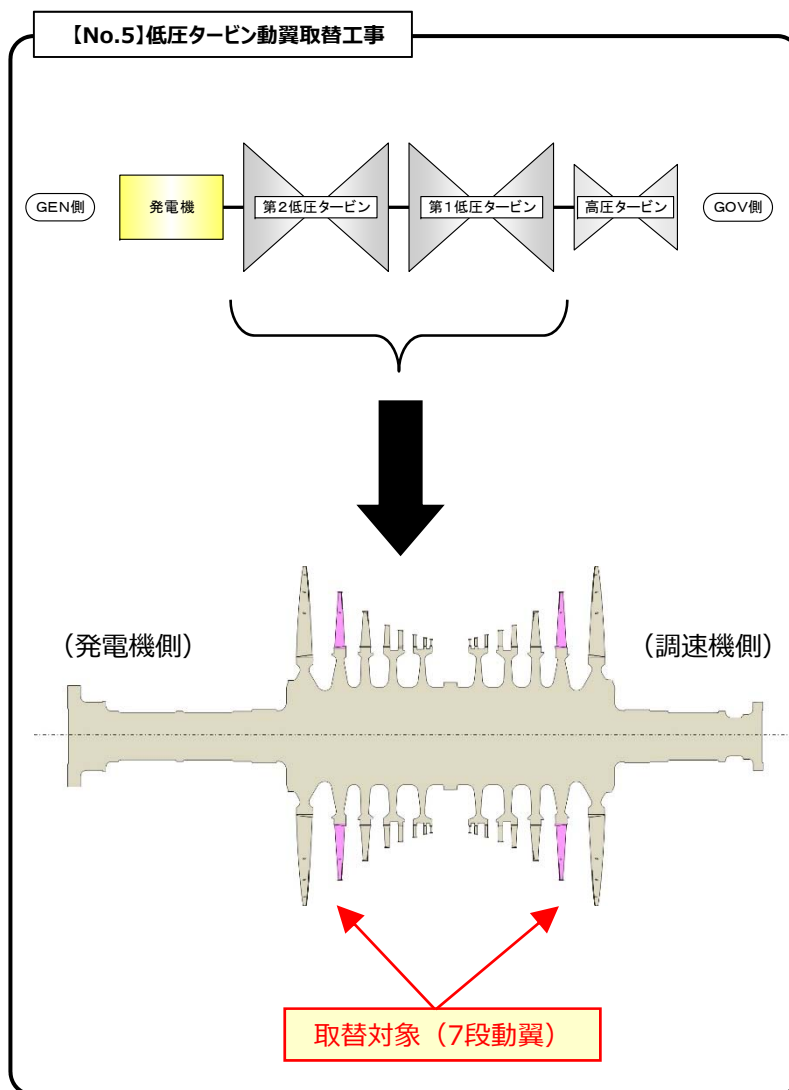
推定原因	再発防止策	実施期間
<ul style="list-style-type: none"> ・本事業の発生に至った原因として、元社員 A が原子力安全に対する意識やコンプライアンスを徹底するという意識を欠いていたことがあげられる。 ・発電所員へのアンケートにおいて、元社員 A が宿直勤務中に発電所外へ出ているとの噂を聞いたことがある者が存在していたが、噂の事実確認に向けて上長へ報告する等の能動的な対応が取られていなかった。 	<p>a. 経営層による訓話、督促</p> <ul style="list-style-type: none"> ・本事業を受け、直ちに、社長からコンプライアン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促を実施するなど、経営層による訓話、督促を実施した。 ・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。 <p>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</p> <ul style="list-style-type: none"> ・伊方発電所で勤務する当社所属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。 <p>c. コンプライアンス教育</p> <ul style="list-style-type: none"> ・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。 	<p>7月6日～8月31日にて実施</p>
	<p>d. 職場内での議論の実施</p> <ul style="list-style-type: none"> ・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、同様な事業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。 	<p>9月より実施</p>

【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)
事例 I 中央制御室非常用循環系点検に伴う運転上の制限の逸脱	<p>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おいて、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。</p> <p>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なかったことを確認した。</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・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なら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が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。 ・「問いかける姿勢」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。 	<ul style="list-style-type: none"> ・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、「問いかける姿勢」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】
事例 II 原子炉容器上部炉心構造物吊り上げ時の制御クラスト引き上がり	<p>原子炉からの燃料取出の準備作業として、制御クラスト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、制御クラスト1体が上部炉心構造物とともに引き上げられた。</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・制御クラスト頭部の堆積物が駆動軸取り外し軸の先端と接手の間に詰まったことから、駆動軸を制御クラストへ着座させた後、駆動軸先端が制御クラストに沈み込み、不完全な結合状態となり、制御クラスト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。 	<ul style="list-style-type: none"> ・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工、駆動軸を制御クラスト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】 ・制御クラスト頭部のスラッシュを可能な限り減らすため、定期検査毎に制御クラスト頭部の状況を確認し、スラッシュ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】
事例 III 燃料集合体点検時の落下信号発信	<p>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。</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・点検装置ラックの開口部が小さく、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、開口部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、改善につながっていなかった。 	<ul style="list-style-type: none"> ・点検装置ラックの開口部を拡大する。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】
事例 IV 所内電源の一時的喪失	<p>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。</p> <p>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。</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・断路器の設備故障が直接的な原因であった。 ・断路器の開閉を行う内部部品に結合部分に、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が溶け、隙間が拡大した。 ・その後、断路器開閉時に結合部分で溶けた金属片が落下し、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。 	<ul style="list-style-type: none"> ・故障した当該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。【恒常的な対策実施中】 ・当該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。【恒常的な対策として継続実施】 ・今回の保護リレー試験の際に際しては、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】

<第2回安全性向上評価>

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



【No.6】新型コロナウイルス感染症への対応

伊方発電所における新型コロナウイルス感染防止対策

当社は、電力の安定供給に万全を期すために、4月10日に特別非常体制を発令するとともに、本店に「新型コロナウイルス感染症対策総本部」、また伊方発電所に「同対策本部」を設置し、新型コロナウイルスの感染拡大防止に努めております。

【現状(令和2年12月14日時点)の感染防止対策】

【発電所員への対策】

- ・ 毎日の健康状態確認(発熱者等の体調不良者は出勤させない)
- ・ 執務室の換気(密閉)、座席配置の変更(密集)、マスク着用(密接)等による「3密」の回避
- ・ 通勤バス、執務室、共用設備等の消毒
- ・ 四国外(特に首都圏)への出張は極力控え、Web会議等を活用する
- ・ やむを得ず出張する場合は、過去2週間の体調に問題がないことを確認のうえ、不特定多数の方との接触を避ける等適切な感染予防対策をとり、最小人数とする。また、帰着後2週間、不特定多数との接触、密閉した場所での会議等への出席、至近距離での会話をしない

【運転員への対策】

- ・ 運転員用通勤バスに運転員以外乗車禁止、1日2回の消毒
- ・ 中央制御室の入室制限(入室時は手指の消毒、マスク着用)
- ・ 運転員が共用で使用する機器(OA機器、電話など)を1日2回消毒

【構内関係会社・協力会社への対策】

- <新規入構者>
 - ・ 入構前2週間にわたって毎日の健康状態確認および「3密」への立ち入りの有無を確認し、「3密」への立ち入りが確認された場合は、2週間発電所へ入構させない
 - ・ 愛媛県外からの新規入構者については、PCR検査が陰性であることを確認のうえ来県する
- <既入構者>
 - ・ 「3密」への立ち入りを避ける
 - ・ 毎日の健康状態確認(発熱者等の体調不良者は出勤させない)
 - ・ 四国外への移動を自粛する。やむを得ず、四国外へ移動する場合は不特定多数の方との接触を避ける等、感染防止に細心の注意を払う

伊方3号機において運転員等が新型コロナウイルスに感染した場合の対応

○伊方発電所では、保安規定に以下の内容を定めております。

- ✓ 表1に定める人数の運転員を確保する。
- ✓ 表2に定める人数の緊急時対応要員を確保する。
- ✓ 運転員及び緊急時対応要員に欠員が生じた場合、速やかに補充を行う。
- ✓ 運転員及び緊急時対応要員の補充の見込みが立たない場合、原子炉の運転中は、原子炉の安全を確保しつつ、速やかに原子炉停止の措置を実施する。原子炉の停止中は、原子炉の停止状態を維持し、原子炉の安全を確保する。

表1：1チームあたりの運転員の人数

モード1、2、3および4(蒸気発生器が熱除去のために使用されている期間)の場合	10名以上 (当直長を含む)
モード4(余熱除去系が熱除去のために使用されている期間)、5および6の場合	8名以上 (当直長を含む)
使用済燃料ピットに燃料体を貯蔵している期間	5名以上 (当直長を含む)

表2：緊急時対応要員の人数

モード1、2、3、4、5、6および使用済燃料ピットに燃料体を貯蔵している期間	22名以上
--	-------

- ✓ 病原性の高い新型インフルエンザや同様に危険性のある新感染症等が発生し、緊急時対応要員に欠員が生じた場合は、緊急時対応要員の補充を行うとともに、そのような事態に備えた緊急時対応要員の体制に係る管理を行う。
- 伊方発電所では、運転員が感染した場合は、感染拡大を防止するため、当該運転員が所属するチーム全員を一時休務とし、残りのチームで交代勤務を実施することとしております。
- 運転員や緊急時対応要員に欠員が生じた場合、保安規定に基づき、力量のあるものから補充することとしますが、運転員が表1に定める人数を確保できない場合、または緊急時対応要員が表2に定める人数を確保できない場合、原子炉を停止いたします。

＜第 2 回安全性向上評価＞

第 1 回安全性向上評価届出にて今後実施を計画する追加措置とした措置（完了分）（一覧表 1 / 2）

No.	追加措置	追加措置概要	実施時期 (予定)	実施時期 (実績)	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。	2019年度 下期	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年度 上期	2021年 12月	保守管理 (第 1 回)
3	1 次系配管取替え工事	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。	2021年度 上期	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。	次回の評価時点 までに実施予定 (2020年度上期)	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。	次回の評価時点 までに実施予定 (2020年度上期)	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。	2020年度 下期	2021年 10月	確率論的 リスク評価 (第 1 回)

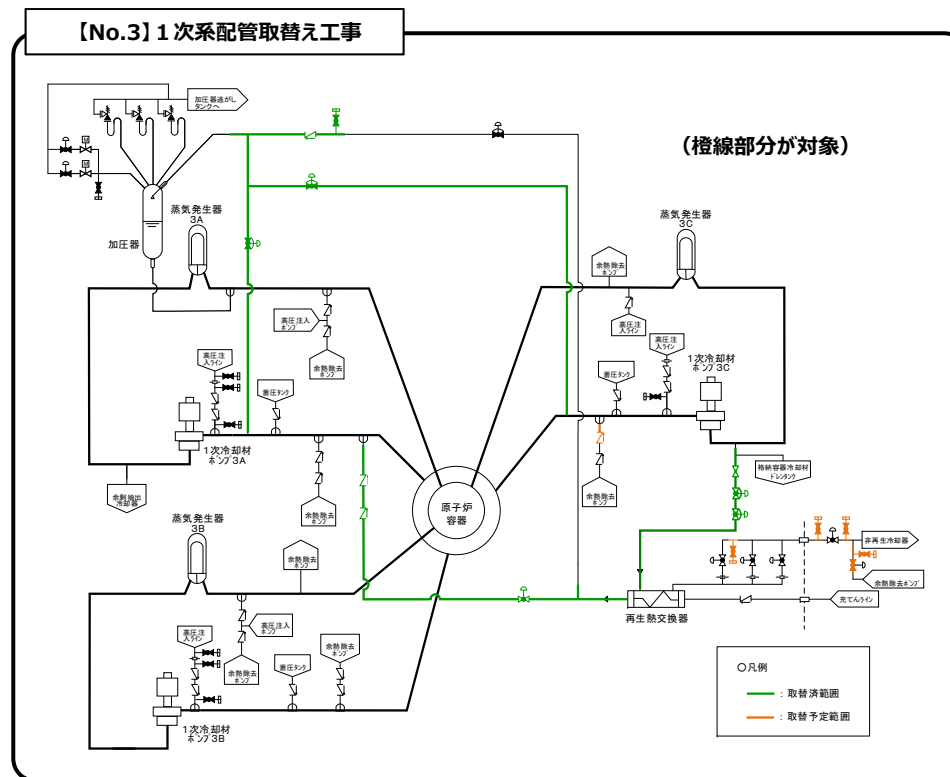
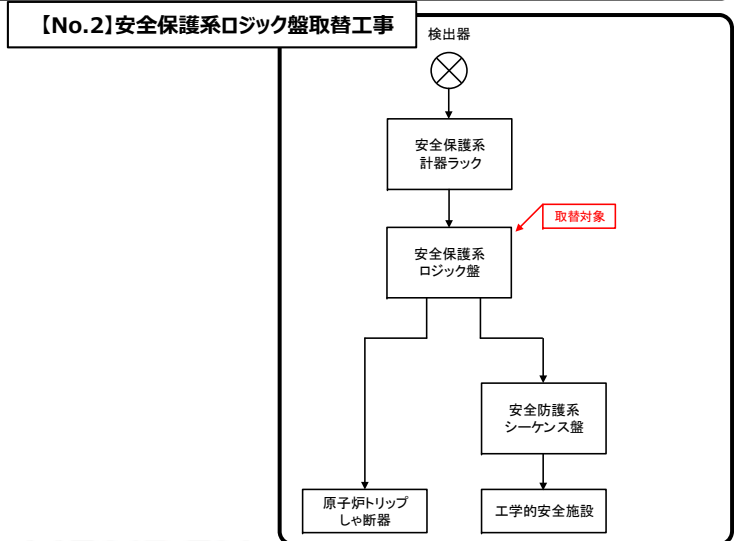
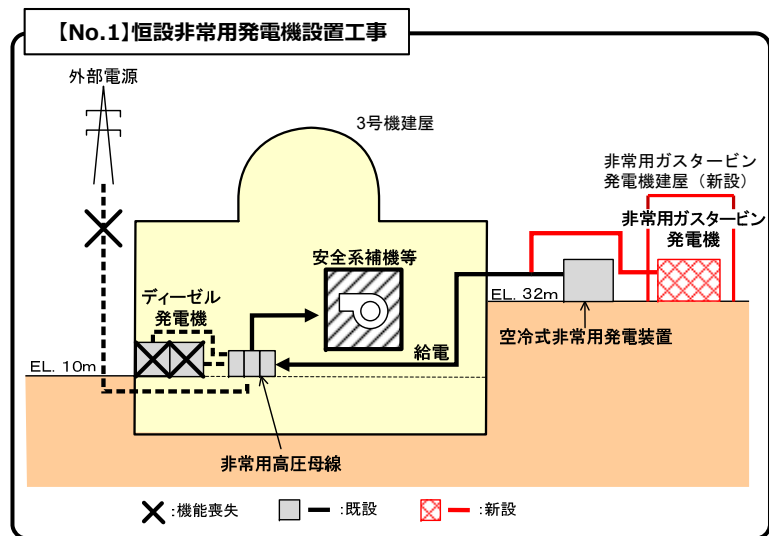
＜第 2 回安全性向上評価＞

第 1 回安全性向上評価届出にて今後実施を計画する追加措置とした措置（完了分）（一覧表 2 / 2）

No.	追加措置	追加措置概要	実施時期 (予定)	実施時期 (実績)	関連する 評価分野
7	安全裕度評価結果 の教育・訓練	起回事象の発生、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。	次回の評価時点 までに実施予定 (2020年度上期)	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。	次回の評価時点 までに実施予定 (2020年度上期)	2020年 5月	安全裕度評価 (第 1 回)
9	メタクラ 3 D 保護継電器取替	メタクラ 3 D 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。	2019年度 下期	2020年 9月	安全裕度評価 (第 1 回)

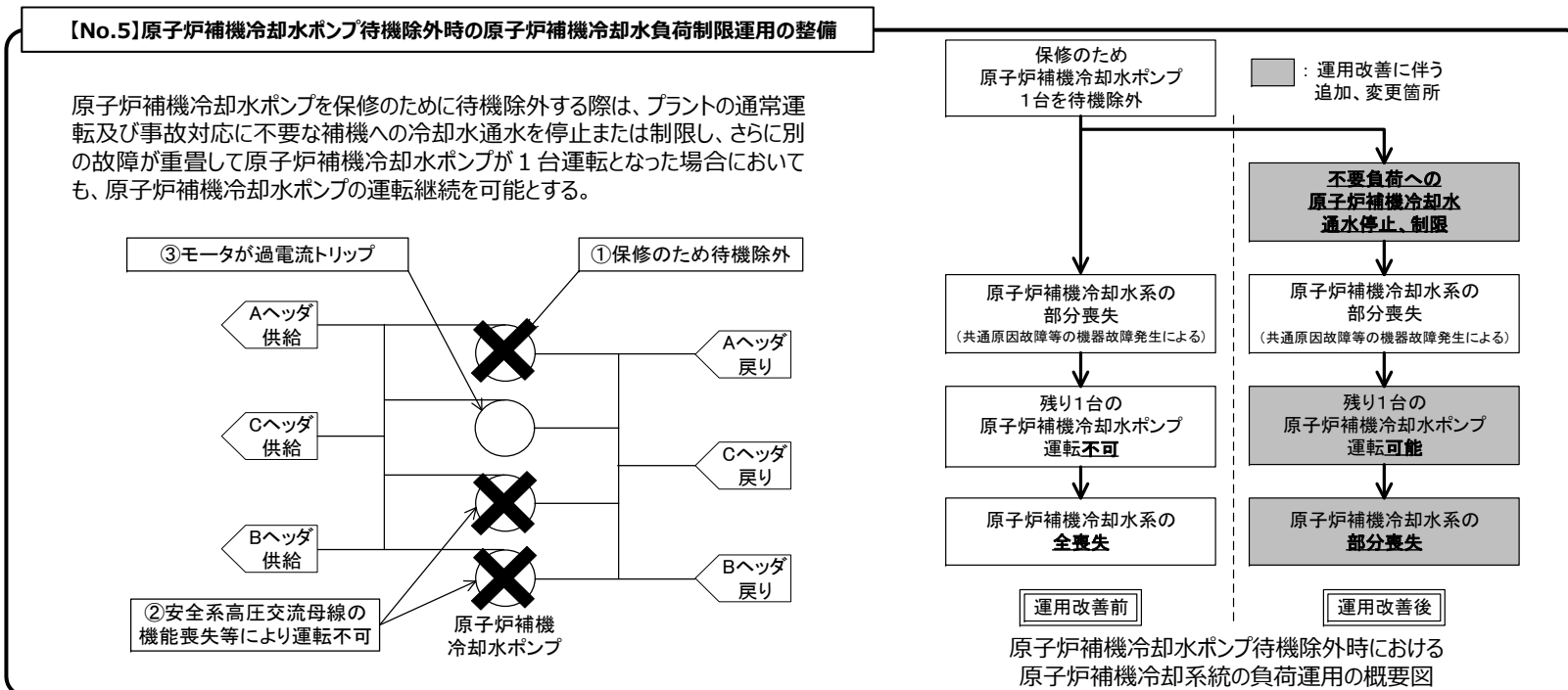
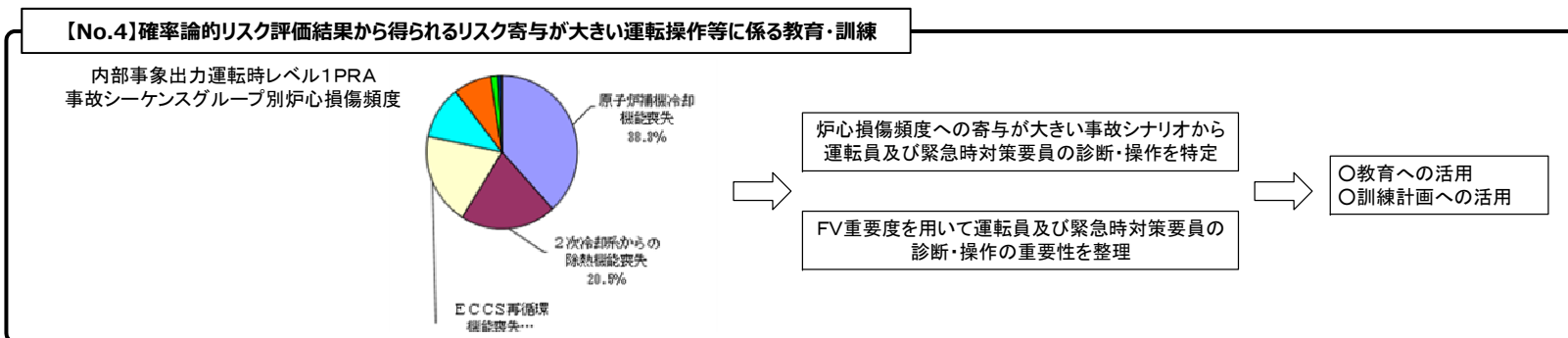
<第2回安全性向上評価>

第1回安全性向上評価届出にて今後実施を計画する追加措置とした措置（完了分）（図①）



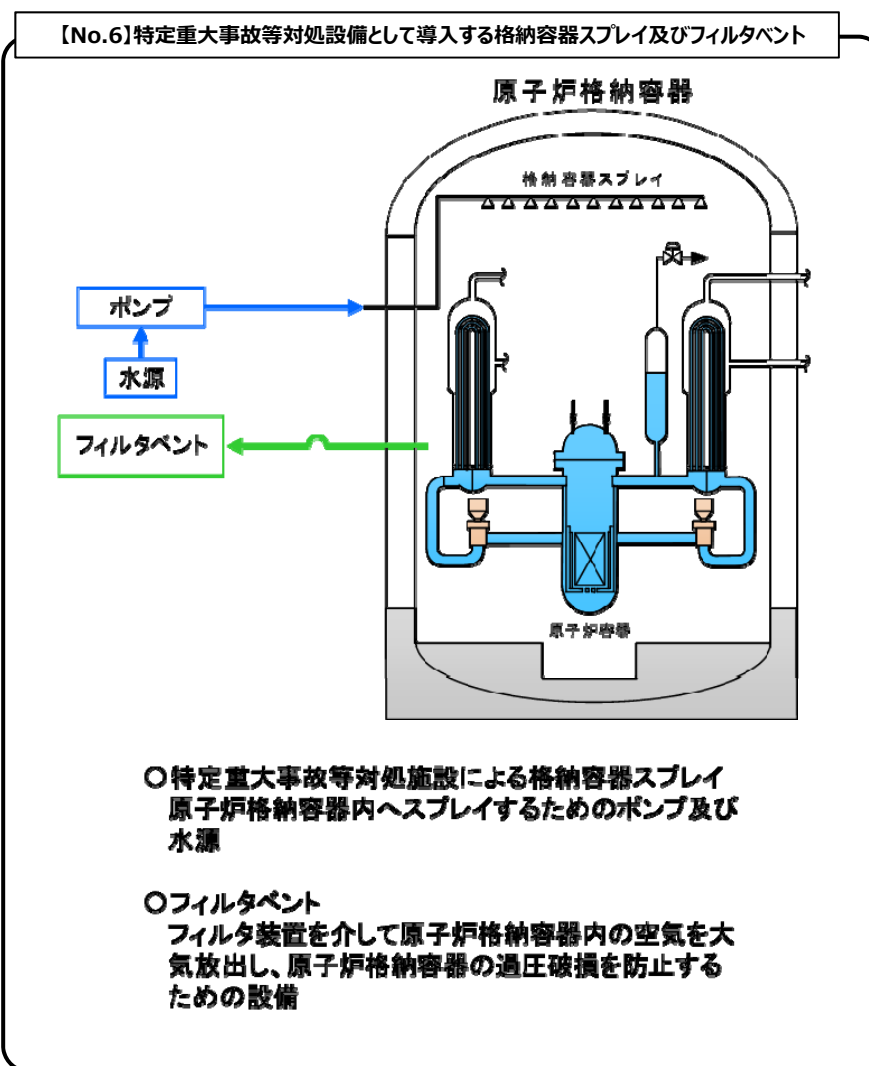
<第2回安全性向上評価>

第1回安全性向上評価届出にて今後実施を計画する追加措置とした措置（完了分）（図②）



<第2回安全性向上評価>

第1回安全性向上評価届出にて今後実施を計画する追加措置とした措置（完了分）（図③）



(第2回安全性向上評価届出まで)

No.	追加措置	追加措置概要	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の提出について https://www.yonden.co.jp/press/2019/_icsFiles/afieldfile/2019/05/24/pr007.pdf	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）、原子カ本部（松山）、伊方ビクターズハウスに設置している。 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	2019年 5月
3	学会等を通じた 安全性向上に係る 取り組みの説明	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
		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報告した。	2021年 7月

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
<ul style="list-style-type: none"> 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。 	<ul style="list-style-type: none"> 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因事象の選定、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因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

添付資料 3 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-15

リスク評価に関する事例

➤ 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。)**

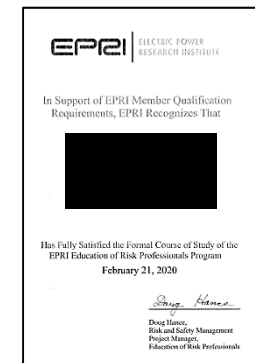
➤ PRA実務者の育成

- ✓ 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

モータ	文書	通知	子カテゴリ	ユーザ	ステータス	定検種別	機組場所	機組場所の説明	PG	保全作業区	通知日	
000	○	XI	110210637	3U	主変気心任力A指示変動調査	承認	長期	SRN_3_4003_3RC1	原子炉制御系統制御	ZI	14652020	204/4
000	○	XI	110210663	3U	D/G-3B電気防食装置制御装置手動点検	完了	長期	SRN_3_1370_3-O-O-DGB	フェーズII電気防食装置3B	ZE	13613111	204/4
000	○	XI	110210684	3U	海外電力水-202出口弁駆動装置	完了	短期	SRN_3_2295	海水ポンプ駆動系統	ZT	13614111	204/4
000	○	XI	110210688	3U	2F-3B強制循環水ポンプ-3取付点検	完了	短期	SRN_3_2110	2F強制循環水ポンプ	ZT	13614115	204/4
000	○	XI	110210699	3U	保安設備確認(物品の片付け)	完了	短期	SRN_3	3号機	ZF	10214363	204/4
000	○	XI	110211010	3U	3F-2220給排水-7741点検	完了	短期	SRN_3_1170_3FB-7741	3F圧縮機室給排水系統7741	ZI	14652020	204/4
000	○	XI	110211013	3U	新機組海水ポンプ水位計多量化工事	完了	短期	SRN_3_4990_3LT-4940	新機組海水ポンプ海水ポンプ	ZI	10214367	204/4
000	○	XI	110211014	3U	3F-2170-1内照明灯点検	完了	短期	SRN_3_3310	3号機	ZE	13613112	204/4
000	○	XI	110211021	3U	3号機 廊下(3号機)点検	完了	短期	SRN_3_5340_3CWM-03	管理区施設E-3号-CWM-3	ZS	14652050	204/4
000	○	XI	110211022	3U	3号機 廊下(3号機)点検	完了	短期	SRN_3_1440	3号機	ZS	13613105	204/4
000	○	XI	110211023	3U	3号機 RAS関係の遠征指示書 暫定設定	完了	短期	SRN_3	3号機	ZH	10214341	204/4
000	○	XI	110211025	3U	保安設備確認(物品の保管状態)	完了	短期	SRN_3	3号機	ZI	10214357	204/4
000	○	XI	110211026	3U	燃料取扱システムの運用停止	完了	短期	SRN_3_1570_3PH1-E	燃料取扱システム	ZE	13613124	204/4
000	○	XI	110211027	3U	3号機 燃料取扱システムの点検	完了	短期	SRN_3	3号機	ZE	13613105	204/4
000	○	XI	110211033	3U	保安設備確認(水密扉の閉止状態)	完了	短期	SRN_3	3号機	ZE	10214371	204/4
000	○	XI	110211038	3U	計器メンテナンス	完了	短期	SRN_3	3号機	ZI	14652050	204/4
000	○	XI	110211040	3U	3F-2B電動機メンテナンス	完了	短期	SRN_3	3号機	ZE	13613105	204/4
000	○	XI	110211042	3U	3号機-3B油圧ユニット計器メンテナンス	完了	短期	SRN_3	3号機	ZI	14652030	204/4
000	○	XI	110211050	3U	75kVA電圧変換装置点検	完了	長期	SRN_3	3号機	ZE	13613105	204/4
000	○	XI	110211051	3U	300kVA電圧変換装置点検(平成29年度上期)	完了	長期	SRN_3	3号機	ZE	13613105	204/4
000	○	XI	110211052	3U	3号機 電動機点検(平成29年度上期)	完了	長期	SRN_3	3号機	ZE	13613105	204/4
000	○	XI	110211053	3U	3号機 電動機点検(平成29年度4月)	完了	短期	SRN_3	3号機	ZE	13613105	204/4
000	○	XI	110211055	3U	3号機 電動機点検(平成29年度)	完了	短期	SRN_3	3号機	ZI	14652010	204/4
000	○	XI	110211057	3U	保安設備確認(作業許可書の取付状態)	完了	短期	SRN_3	3号機	ZE	10214367	204/4
000	○	XI	110211058	3U	保安設備確認(弁名標の取付状態)	完了	短期	SRN_3	3号機	ZF	10214363	204/4
000	○	XI	110211070	3U	海水循環ポンプASB点検	完了	短期	SRN_3_2270	海水循環系統	ZT	13614115	204/4

保守依頼を抽出し、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

<フェーズ 1 以降の取り組み>

➤ 第 2 回安全性向上評価におけるPRA

- ✓ より現実に即した人間信頼性評価手法（HRA calculator）やNRRCが新しく整備した国内一般機器故障率の適用等を実施。
- ✓ 第 1 回安全性向上評価以降に運用を開始した特定重大事故等対処施設、蓄電池（3系統目）、非常用ガスタービン発電機等のリスク低減効果を確認。
- ✓ 特定重大事故等対処施設の設置により、格納容器機能喪失頻度が約50%程度低減。

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※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予定。**

※：伊方SSHACプロジェクト

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



最終報告書

日本原子力学会
貢献賞

意思決定・実施に関する事例

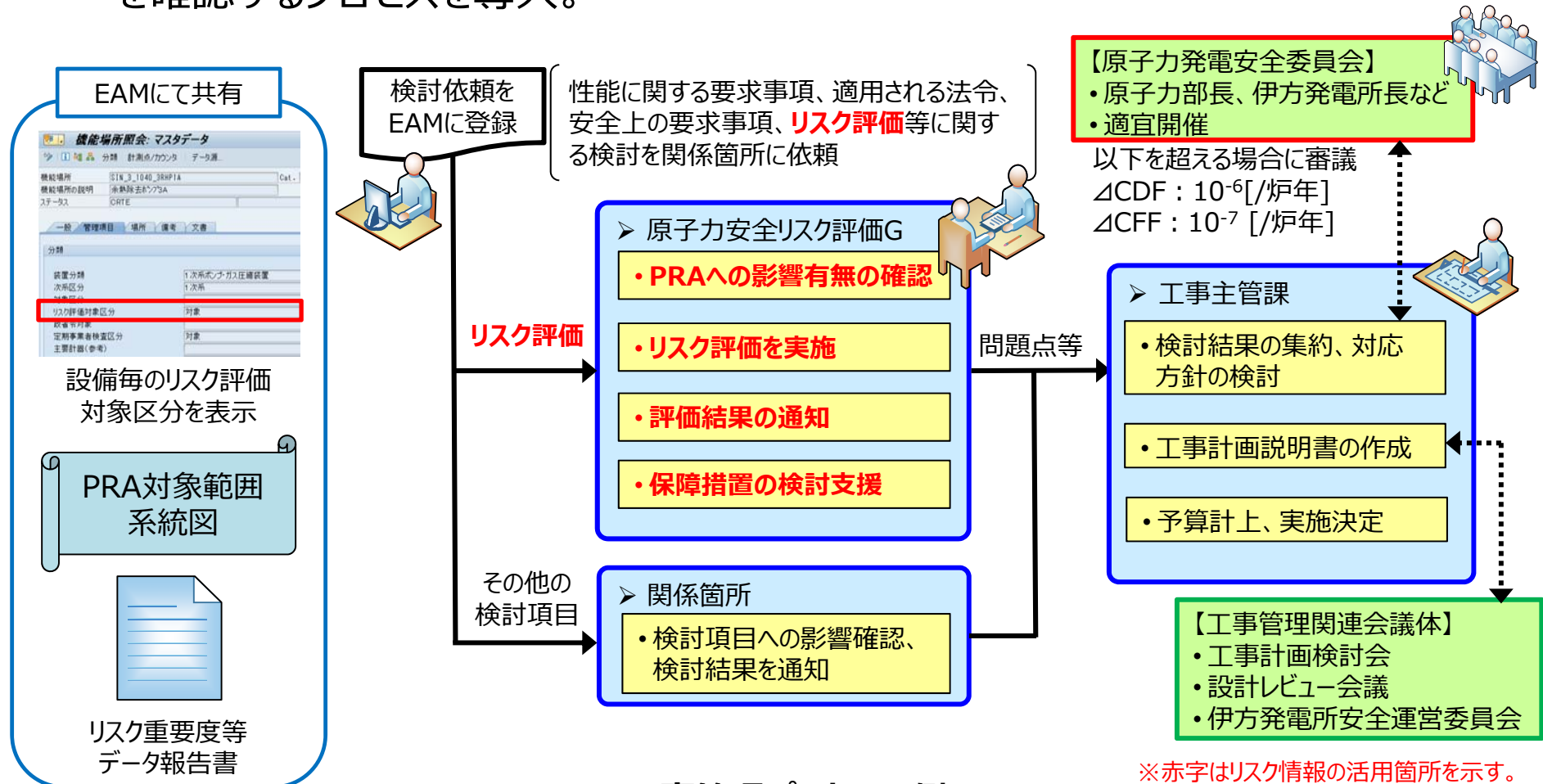
機能の概要	フェーズ 1 における目標
<ul style="list-style-type: none"> 規制基準にとどまることなく安全性を向上するため、従来の決定論的評価からの知見などに加え、PRAから得られる情報を組み合わせた評価により、業務上の意思決定を行う。 	<ul style="list-style-type: none"> 従来の決定論的評価からの知見などに加えて、PRAから得られる知見を組み合わせた評価に基づき、意思決定を行うプロセスを構築。
<ul style="list-style-type: none"> ➤ リスク情報活用のための基盤整備として、PRAモデル化対象機器・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。 ➤ 以下の業務プロセスにRIDMを導入。 <ul style="list-style-type: none"> ✓ 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 	
<p>フェーズ 1 終了</p>	

※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。

- 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) 内の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（横軸）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) 内の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（横軸）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12件、是正処置として12件、リスク情報に基づく評価を実施。（～2023年6月）

（適用事例）

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。

（次頁、次々頁参照）

- ✓ 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	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	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。

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。

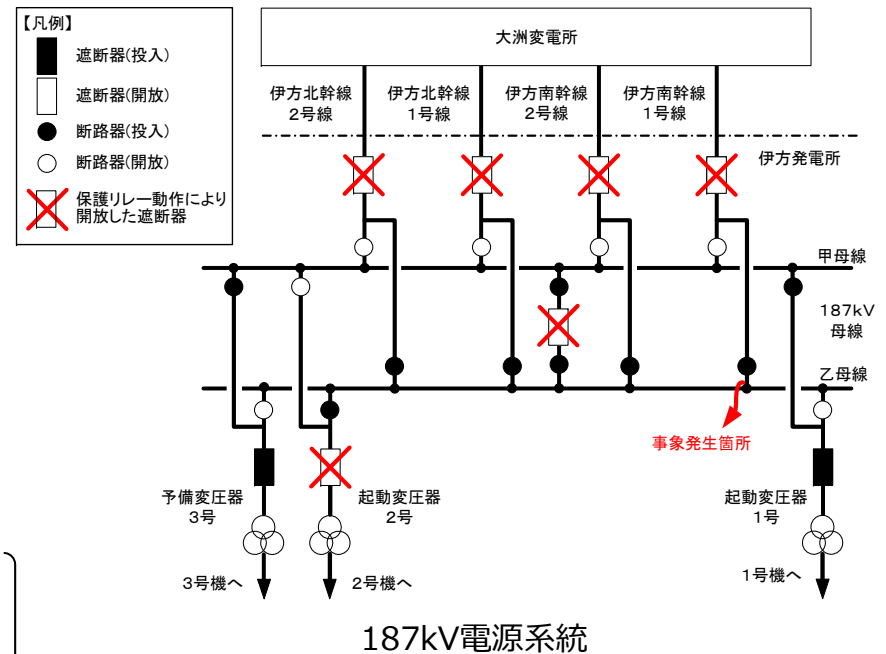
その後、1、2号機は予備系統から受電し、3号機は非常用ディーゼル発電機から受電した後に、500kV送電線からの受電に切り替え復旧した。

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。）

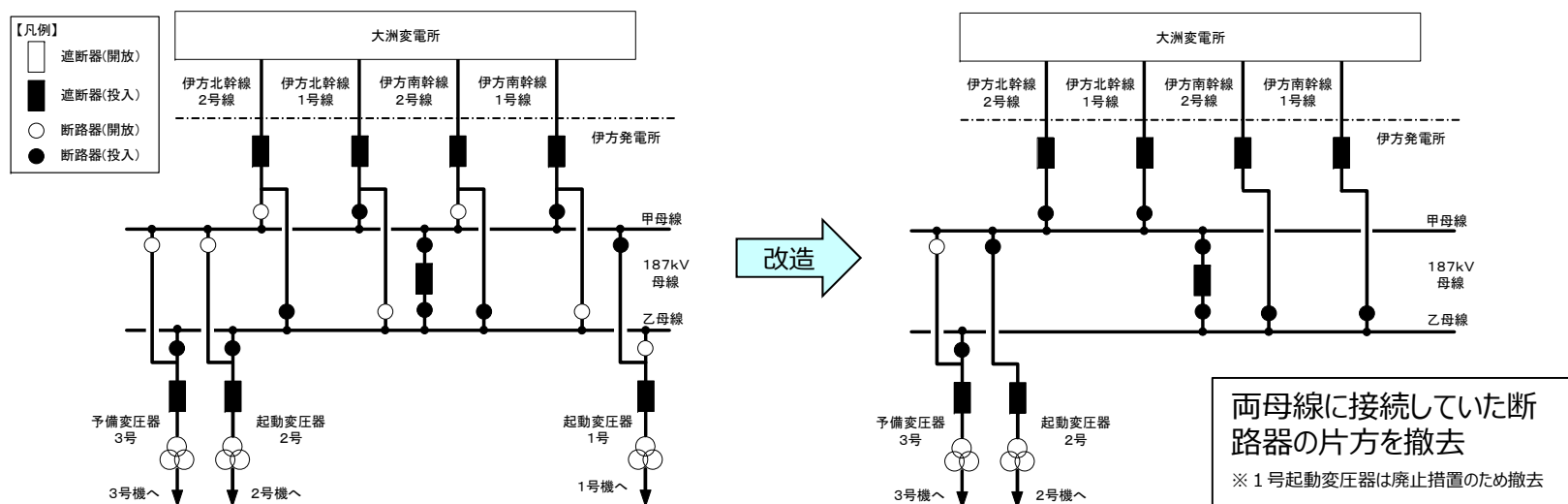


※：第9回原子炉安全基本部会・第3回核燃料安全基本部会 資料1-3「新検査制度における四国電力の取り組み」から引用

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。

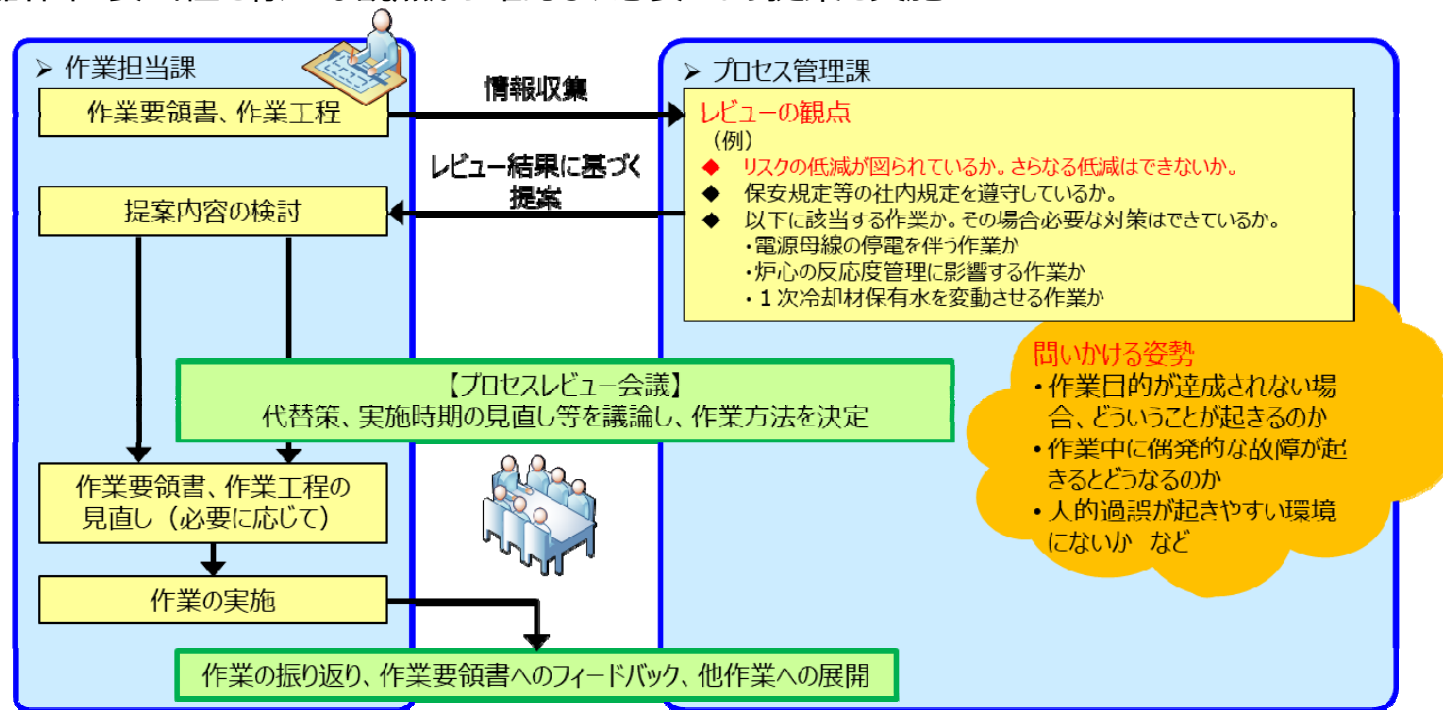
e. 設計レビュー

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

- ✓ 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

意思決定・実施に関する事例

プロセス管理課の活動実績例 3号機 使用済燃料ピットポンプ3 B 電動機点検作業計画の確認

使用済燃料ピット (SFP) ポンプ3 Bの点検が計画されている。

<プロセス管理課でのレビュー>

<情報収集・確認>

- ✓ 本点検に伴いSFPポンプ2台中1台が運転不能となるため、本点検期間中に万一、運転中のSFPポンプ3Aが運転不能となった場合、使用済燃料の冷却ができなくなるリスクがある。
- ✓ 作業担当課では、万一、ポンプが全台運転不能となった場合でも、点検中のSFPポンプ3Bの復旧に要する時間は最大約24時間と推定されたことから、SFP温度が52℃に到達する(41.1時間)前に点検中のSFPポンプ3Bを運転してSFPの冷却を再開できることを確認。

<提案>

- ✓ 作業員に本作業のリスクを認識してもらうため、本作業はSFP冷却機能喪失となるリスクがあることを作業前に作業員に周知することを提案。
- ✓ 提案が反映されていることを確認。

<参考：SFPの温度評価>

- ・SFPポンプ1台運転中のSFP温度：30.2℃
- ・SFPポンプ全台使用不能時のSFP温度上昇率：0.53℃/時間 (ポンプ点検時点におけるSFP内の燃料集合体の崩壊熱から算出)
- ・SFPポンプ全台使用不能時SFP温度52℃(社内規定)到達時間：41.1時間後
- ・SFPポンプ全台使用不能時SFP温度65℃(制限値)到達時間：65.7時間後

