

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)

2022年 8月31日
四国電力株式会社

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

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

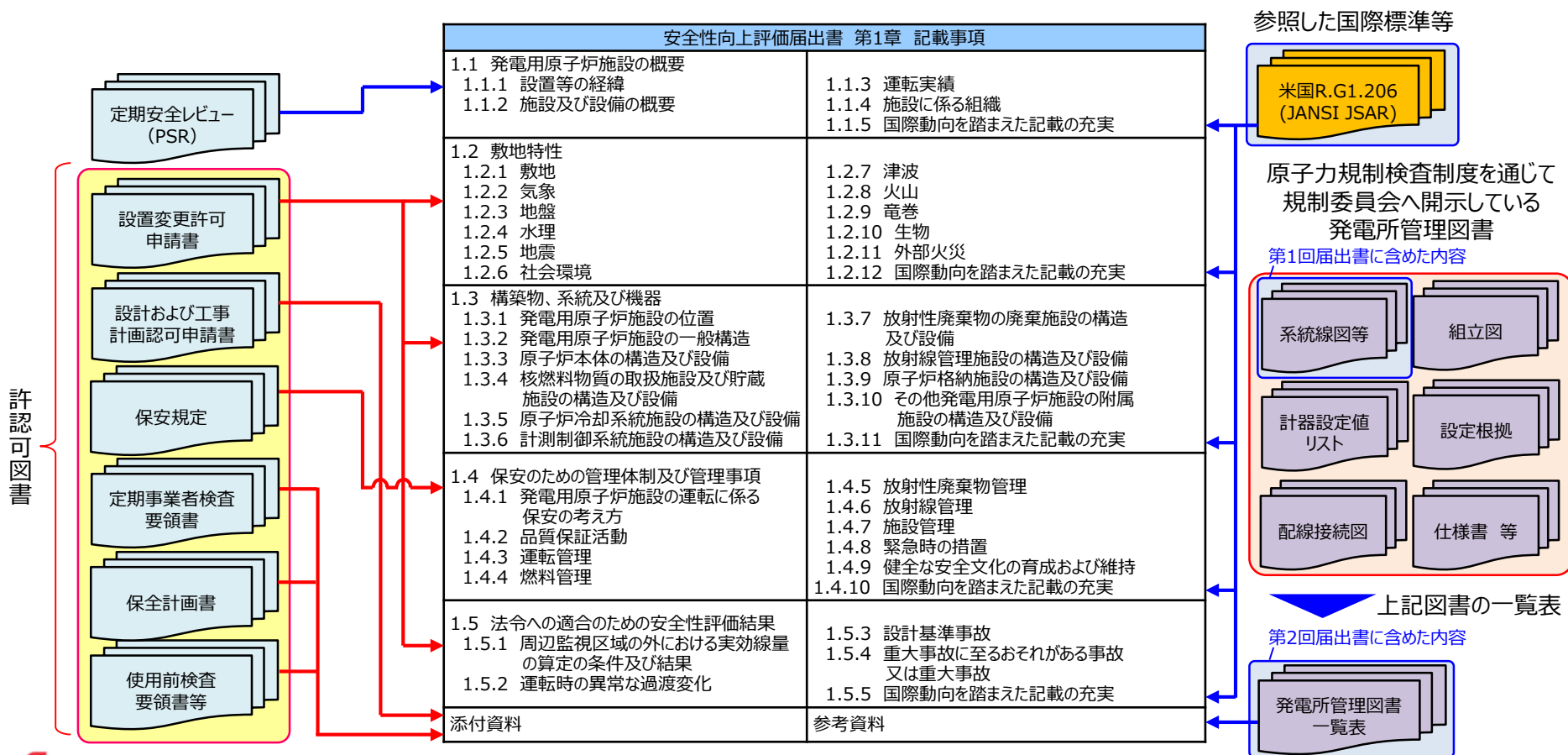
・赤文字：第2回安全性向上評価届出におけるポイント

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）

- 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。
- 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含め、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。**

※：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の方針

【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。

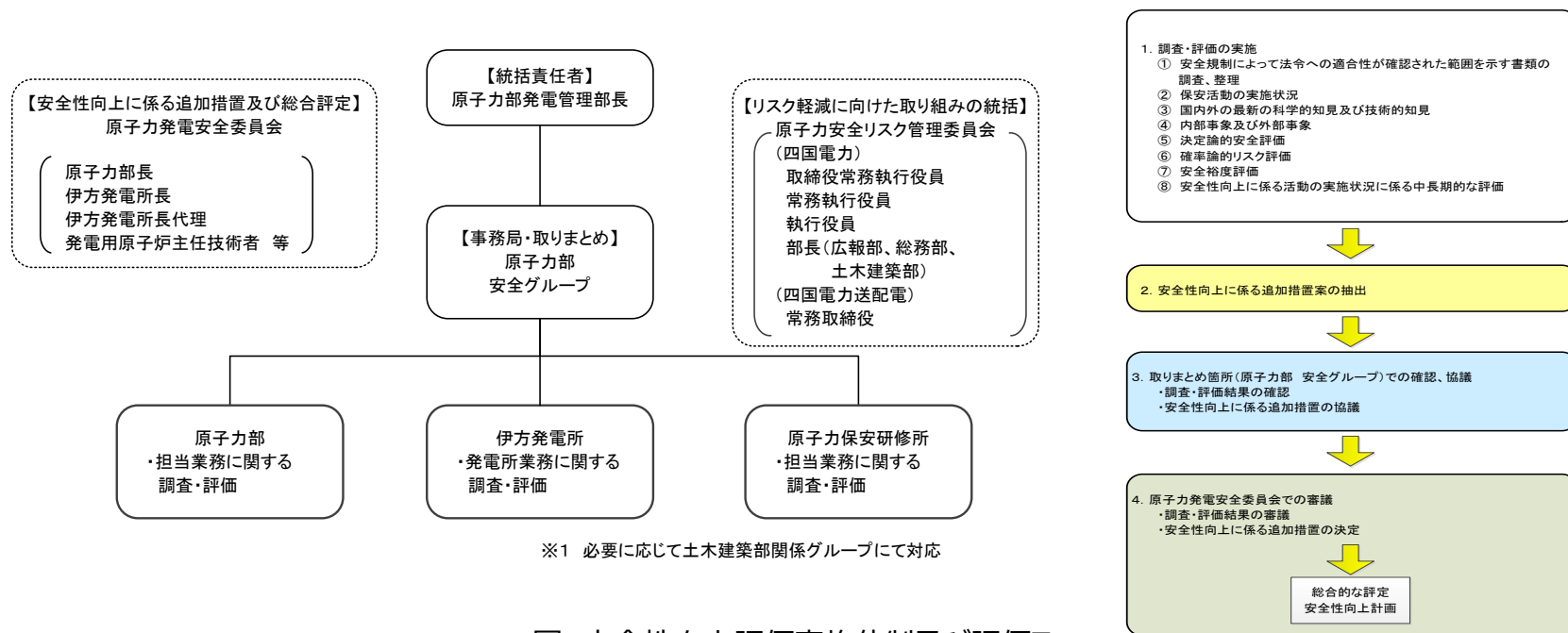


図 安全性向上評価実施体制及び評価フロー

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】

- 2018年11月29日 ～ 2022年1月24日
(第1回安全性向上評価における評価時点の翌日から、第15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は**実績**として
 - ・今後実施を計画するものは**計画**として**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】

- 2018年11月29日 ～ 2022年1月24日

【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）、メーカー提案

【評価結果】

- 収集・分析を実施した結果、**新知見として約90件抽出された**が、未然防止処置検討会等の仕組みにより、既に反映済みもしくは反映に向けた検討が進められていることを確認した。
- 新知見の収集・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**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実績として
 - ・今後実施を計画するものは**計画**として**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。）
- 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。

2.2.2 国内外の最新の科学的知見及び技術的知見

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80件
		METI、JAEA、NRA（旧JNES含む）	0件	約1,490件
	国外	OECD/NEA、ENS、EPRI、PSAM他	0件	約330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		41件	約200件
	国内他社トラブル情報		11件	
	海外トラブル情報		3件	
	NRA指示		2件	2件
	ATENA技術レポート・ガイド文書		2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	-
c. 確率論的リスク評価を実施するために必要なデータ	TAC提言、故障率データ等		6件	約80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	24件	約150件
	国外	IAEA、NRC、ASN他	0件	約700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660件
		国際機関関係（IAEA、ERMSAR他）	0件	約1,220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(19件※1)	約4,450件
	火山		0件(1件※2)	
	竜巻		0件(0件※2)	
	上記以外の外部事象		1件(2件※2)	-
d. 設備の安全性向上に係るメーカ提案	未然防止処置検討会		1件	約20件
合計			92件	約9,400件

※1：新知見関連情報として抽出した件数を示す。

※2：検討の結果反映不要とした情報のうち主要なものの件数を示す。

2.2.3 発電用原子炉施設の現状を詳細に把握するための調査

- P R A・安全裕度評価については、前回の評価結果に対する工事等の影響確認であることから、津波に係る安全裕度評価（水密扉開放時の影響評価）以外はプラント・ウォークダウンを実施していない。

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追加措置（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	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（めぢから）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。	品質保証活動
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。	品質保証活動
3	宿直要員の適切な管理	2021年7月に判明した宿直中の重大事故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。	品質保証活動
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等を用いた断路器の状態監視を適用した。	施設管理 燃料管理
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。	施設管理
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。	運転管理 緊急時の措置

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追加措置（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	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する。	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する。	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する。	施設管理
4	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。	施設管理
5	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する。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する。（一部実施済）	施設管理
6	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。	燃料管理

※：3号16回定期事業者検査にて実施予定の工事を示す。

表 新知見の収集・分析を通じて抽出した追加措置（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	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（SSHA C※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。	安全に係る研究 自社研究、電力 共通研究
2	デジタル安全保護回路ソフト ウェア共通要因故障対策	ATENA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。	国内外の原子力 施設の運転経験 から得られた教訓 A T E N A が発 出した技術レポ ート及びガイド文書

※：地震ハザード解析専門家委員会（Senior Seismic Hazard Analysis Committee）

2.5 外部評価の結果

- 調査期間中において、伊方3号機を対象とした外部組織によるレビューを受け入れている。

表 外部組織によるレビューの実績

外部評価機関	レビュー区分	実績
世界原子力発電事業者協会 (WANO)	ピアレビュー	2019年4月11日～4月25日
原子力安全推進協会 (JANSI)	ピアレビュー	2020年10月12日～10月28日

評価の具体的な内容については、外部組織との取り決めにより非開示情報

- 電力間の独立オーバーサイト※を実施している。
・実施期間：2019年11月26日～11月28日
※：発電所の安全に係る取り組み状況を観察・評価し、改善につなげる仕組み
- WANO及びJANSIによる評価結果や電力間の独立オーバーサイトの結果については、保安活動への反映を通じて改善を図り、発電所の安全性向上に資することとしている。
- 外部組織が有する知見等を活用し改善を行う仕組みの充実を図りながら、継続的に安全性向上を図っていく。

3.1.1 内部事象及び外部事象に係る評価

- 「2.2.2 国内外の最新の科学的知見及び技術的知見」のとおり、今回の評価期間において、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得られていない。また、前回届出の評価時点以降、特定重大事故等対処施設や非常用ガスタービン発電機等の工事を実施しているが、これらについては、第1章に示すとおり、安全規制によって法令への適合性が確認されている。
- このため、今回改めて調査、分析または評価を実施していない。

3.1.2 決定論的安全評価

- 前回届出の評価時点以降、特定重大事故等対処施設や非常用ガスタービン発電機等の工事を実施しているが、既存の決定論的安全評価の結果には影響がないため、今回改めて調査、分析または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

- 第1回届出では、内部事象及び外部事象(地震・津波)について、炉心損傷に至る評価(レベル1PRA)から、放射性物質の放出量・発生頻度の評価(レベル2PRA)までを実施。
- 第2回届出では、
 - ・第1回安全性向上評価届出で追加措置として抽出した**特定重大事故等対処施設**や新たに運用を開始した**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**
 内部事象出力時PRA : 新設設備をPRAモデルへ反映し評価を実施
 (特定重大事故等対処施設設置により格納容器機能喪失頻度が約50%低減)
 その他のPRA : 既評価結果の分析による簡易評価を実施
 - ・モデルの高度化として、内部事象出力時PRAについては、**より現実に即した人間信頼性評価手法やNRRC※1が新しく整備した国内一般機器故障率※2の適用等を実施**。外部事象のうち**地震については、SSHACハザードのレベル1PRA結果への影響を感度解析にて確認**。

※1 : 一般財団法人電力中央研究所原子力リスク研究センター ※2 : 機器故障率適用に伴い有意となったモデルの保守性排除等精緻化を実施

分類		レベル1 PRA(炉心損傷頻度[/炉年])			レベル2 PRA(格納容器機能喪失頻度[/炉年])		
		①第1回ベースケース	② ①+モデル高度化	③ ②+新設設備※1	①第1回ベースケース	② ①+モデル高度化	③ ②+新設設備※1
内部事象	出力時	1.8E-06	3.9E-06	3.8E-06	5.7E-07	1.2E-06	5.3E-07
	停止時	5.1E-07	—	4.9E-07 ※2	—	—	—
外部事象	地震	1.2E-06	2.5E-06 ※3	1.1E-06 ※4	1.0E-06	—	4.0E-07 ※5
	津波	2.6E-08	—	2.3E-08 ※2	2.2E-08	—	1.4E-08 ※5

※1 : レベル1 PRAは蓄電池(3系統目)、非常用ガスタービン発電機、レベル2PRAは加えて特定重大事故等対処施設のリスク低減効果を評価。

※2 : 空冷式非常用発電装置や安全系蓄電池のFV重要度を代用して低減見込みを簡易評価。

※3 : メタクラ3D保護継電器デジタル化(約3%低減)及びSSHACハザードを反映。

※4 : メタクラ3D保護継電器デジタル化反映に加え、※2同様簡易評価(SSHACハザード未反映)。

※5 : 特定重大事故等対処施設の効果を内部事象出力時レベル2PRA結果を活用して簡易評価(地震PRAはメタクラ3D保護継電器デジタル化反映含む)。

また、別途、非常用ガスタービン発電機、蓄電池(3系統目)の効果を※4同様簡易評価(地震PRA約2%、津波PRA約18%低減見込み)。

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

- 第1回届出では、炉心損傷後の格納容器が健全な場合（格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却等により重大事故等対策が成功）において、Cs-137の放出量及び防護対策なしで7日間敷地境界に滞在した際の被ばく線量の評価を実施。
- 第2回届出では、**炉心損傷後にフィルタベントによる管理放出が行われる場合**において、**Cs-137の放出量**及び防護対策なしで**7日間敷地境界に滞在した際の被ばく線量の評価**を実施。

【管理放出時の評価結果】

- Cs-137の放出量は**約0.69TBq**
(フィルタベント：約0.0066TBq、設計漏えい：約0.68TBq)
- 全気象シーケンスの評価結果の平均値のうち、最大となる方位の線量は**約37mSv**。
- フィルタベントによる管理放出により、**Cs-137の放出量が100TBqを超える頻度を約50%低減**でき、**原子炉格納容器が健全な状態と同程度まで放出量や敷地境界における実効線量を低減できる**ことを確認。
- クラウドシャインガンマ線による外部被ばくが大半を占める（右図青色「②クラウド外部線量」）。なお、クラウドシャインガンマ線による外部被ばくについては、現実的には、屋内退避や避難等の措置による影響低減が考えられるため、公衆の実効線量は大幅に低減すると考えられる。

表 原子炉格納容器の状態と発生頻度

原子炉格納容器の状態	発生頻度[炉年]*	
	特重なし	特重あり
管理放出	-	4.3E-07
格納容器健全	2.6E-06	2.6E-06
格納容器バイパス 格納容器破損 格納容器隔離失敗 (Cs-137放出量>100TBq)	1.1E-06	5.3E-07

*：カットオフ等により特重あり・なしの合計は一致しない

表 Cs-137放出量

管理放出	格納容器健全
約0.69TBq (設計漏えい：約0.68TBq フィルタベント：約0.0066TBq)	約0.34TBq (第2回届出 感度解析)

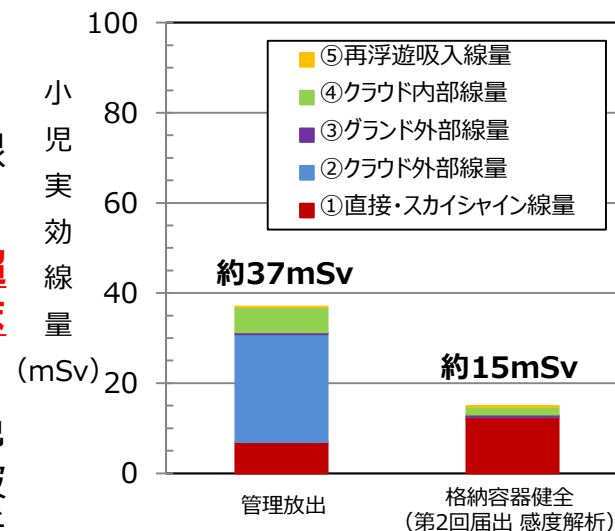


図 敷地境界における実効線量の評価結果 (全気象シーケンスの平均値のうち最大となる方位の線量)

3.1.4 安全裕度評価

- 第1回届出では、炉心(出力時・停止時)、原子炉格納容器及び使用済燃料ピットを対象に、地震、津波及び地震と津波の重畳並びに随伴事象、その他自然現象重畳の影響評価等を実施。
 - 第2回届出では、
 - ・第1回安全性向上評価届出で追加措置として抽出した**メタクラ※3D保護継電器デジタル化**に伴うクリフエッジに対する**影響を確認**
※：金属製の箱の中に開閉装置を収納したものの総称
 - ・評価時点で実施済みの工事として、**①特定重大事故等対処施設、②蓄電池(3系統目)、③非常用ガスタービン発電機等の効果を確認**
- し、**裕度向上(地震単独：1.02Gから1.04Gに向上)および事故対応手段を多様化**できた。

評価項目	クリフエッジ				評価時点で実施済みの工事の効果(地震・津波)
	地震単独		津波単独		
	第1回届出	第2回届出	第1回届出	第2回届出	
炉心(出力時)	1.02G (メタクラ-3D)	1.04G (原子炉補助建屋)	14.2m (建屋シール)	同左	②サポート系の緩和機能が 1つ追加 ③収束シナリオが 3つ追加
原子炉格納容器※1	1.02G (メタクラ-3D)	1.04G (原子炉補助建屋)	14.2m (建屋シール)	同左	①収束シナリオが 7つ追加 、サポート系の緩和機能が 1つ追加 ※3 ②サポート系の緩和機能が 1つ追加 ③収束シナリオが 8つ追加 ※3
使用済燃料ピット	1.20G※2 (SFP)	同左	32m※2 (中型ポンプ車等)	同左	③サポート系の緩和機能が 1つ追加
炉心(停止時)	1.02G (メタクラ-3D)	1.04G (原子炉補助建屋)	14.2m (建屋シール)	同左	②サポート系の緩和機能が 1つ追加 ③収束シナリオが 1つ追加

※1：炉心(出力時)のクリフエッジ地震加速度・津波高さと同じであるため、炉心損傷と同時に格納容器機能喪失防止に必要な緩和系の機能は喪失しており、格納容器機能喪失を防止できない。
 ※2：炉心に燃料がある場合には、炉心損傷防止及び格納容器機能喪失防止に係る収束シナリオは地震加速度1.02G又は津波高さ14.2mでクリフエッジに至っていることから、その値を超える場合には、屋外の線量が高くなり、SFP燃料損傷防止に係る緩和機能の実施が困難になる。
 ※3：津波単独事象については、①はサポート系緩和機能が1つ追加、③は収束シナリオが1つ追加となる。

3.1.4 安全裕度評価

- また、
 - ・津波については、**水密扉からの浸水を仮定した評価**
 - ・その他自然現象に対する評価として、**火山事象（降下火砕物の層厚）に対する炉心損傷防止対策の効果の確認** 等**を実施した。**

【評価結果（津波）】

- 水密扉からの浸水を仮定した評価については、浸水の発生から収束シナリオの喪失に至るまでの過程を分析するとともに、許容浸水量の観点から重要な水密扉を特定した。
- 今後、プラントの最新状態を反映した評価等を通じて、安全性向上につながる対策を引き続き検討していく。

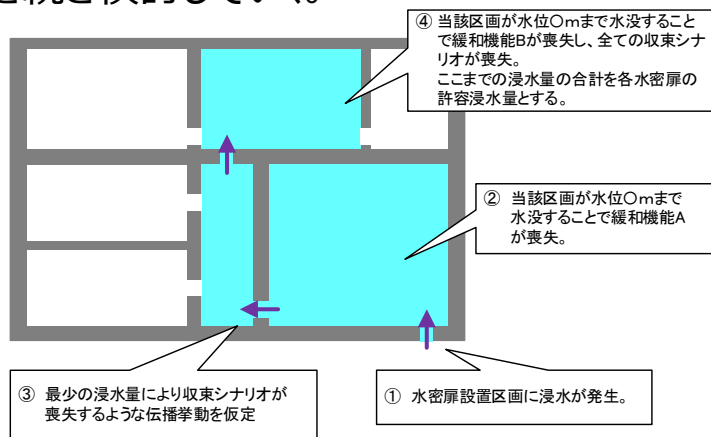


図 水密扉からの浸水影響評価のイメージ

【評価結果（火山）】

- 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、層厚25cmで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た。

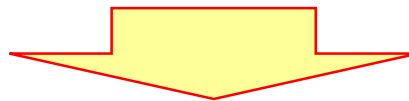
起因事象	降下火砕物厚さ
外部電源喪失	0 cm
原子炉補機冷却系の喪失	70cm
炉心損傷直結	70cm

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。

特定重大事故等対処施設等新設設備の効果（まとめ）

- PRAの結果から、以下のとおり、新設設備の設置に伴いリスク低減に寄与していることを確認した。このうち、**特定重大事故等対処施設設置に伴い、**
 - ・**格納容器機能喪失頻度が約50%低減**
 - ・**Cs-137の放出量が100TBqを超える頻度が約50%低減**
 - ・**Cs-137放出量や敷地境界における実効線量を原子炉格納容器が健全な状態と同程度まで低減できる**ことを確認した。
- 安全裕度評価の結果から、
 - ・メタクラ3D保護継電器デジタル化に伴い**地震単独事象のクリフエッジが1.02Gから1.04Gに向上**
 - ・炉心損傷防止、格納容器機能喪失、停止時炉心損傷防止および使用済燃料ピットにおける燃料損傷防止の観点から、**事故対応手段が多様化**したことを確認した。



- PRA・安全裕度評価等の結果から抽出した追加措置が**リスク低減・裕度向上の観点から効果が大いことを確認**した。
- 次回以降の届出において、最新のプラント状態等を反映した内部事象・外部事象PRAおよび安全裕度評価を実施し、効果的な追加措置を抽出していく。

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、一部の因子（確率論的リスク評価、ハザード解析、ヒューマンファクター）に対する試評価を実施**した。

【PSR+指針に基づく安全因子】

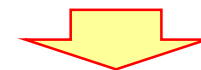
- ① プラント設計
- ② 安全上重要なSSC（構築物・系統・機器）の現状
- ③ 機器の性能保証
- ④ 経年劣化
- ⑤ 決定論的安全解析
- ⑥ **確率論的リスク評価**
- ⑦ **ハザード解析**
- ⑧ 安全実績
- ⑨ 他のプラントでの経験及び研究結果の利用
- ⑩ 組織、マネジメントシステム、及び安全文化
- ⑪ 手順
- ⑫ **ヒューマンファクター**
- ⑬ 緊急時計画
- ⑭ 放射性物質が環境に与える影響

注：赤字は今回試評価の対象とした安全因子（⑥⑦⑫）。



【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】

- ・因子間の総合関係を踏まえつつ、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

- 各因子に対する**試評価の結果**、
 - ・安全因子⑥(確率論的リスク評価)については、好ましい所見から「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」が、改善の余地が見込まれる所見から「火災、溢水PRAの検討」が、安全性向上措置候補として抽出された。
 - ・安全因子⑦(ハザード解析)については、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、安全因子⑫(ヒューマンファクター)については、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。
- これらの結果から、**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。**
- **引き続き、試評価による安全因子の傾向把握及び評価手法の習熟を図る**とともに、安全因子間での相互関係、他の安全因子への悪影響の有無、安全性向上措置等の検討を実施し、**第4回届出を目的に、全ての因子を対象とした評価を実施**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
⑥確率論的リスク評価	<ul style="list-style-type: none"> ・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。 	<ul style="list-style-type: none"> ・火災、溢水等に対して、PRAが実施できていない。 	<ul style="list-style-type: none"> ・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に基づきPRA高度化を推進する。 ・火災、溢水等に対して、PRAを検討する。 	<ul style="list-style-type: none"> ・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に基づきPRA高度化を推進する。
⑦ハザード解析	<ul style="list-style-type: none"> ・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	<ul style="list-style-type: none"> ・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 評価結果

○ 総合的な評価

保安活動全般、確率論的リスク評価、安全裕度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】

- 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、プラントの最新状態を1つの図書で把握できるよう、原子力規制検査において原子力規制庁へ開示している、系統図、組立図、外形図、配置図、仕様書、計器設定値リスト、設定根拠、ブロック図、配線接続図等の一覧表を届出書に含める等の改善を実施した。

【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：PRA・安全裕度評価】

- 第1回安全性向上評価届出の評価時点（2018年11月28日）以降、特定重大事故等対処施設や非常用ガスタービン発電機等の工事を実施しており、これらの工事が既存の評価結果に与える影響を確認した。

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、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

・2022年6月22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、より効果的な安全性向上評価となるよう、改善に向けて取り組んでいくこととした。

- ・安全性向上評価の結果を社外に発信する際には、リスクの定量値や専門用語を使用しないなど、一般の方にもご理解いただけるよう工夫すること
- ・記載内容が詳細に及ぶため届出書のボリュームは相当大きくなるが、誤りのない記載とするために届出書の作成自体を目的とするのではなく、安全性向上評価の結果からどのようなアクションをとるかといった気づきをより多く得ることを意識して取り組むこと

4.1 評価結果

○ 社会とのコミュニケーション

当社は、第1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、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。

当社としては、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、社会とのコミュニケーションに取り組んでいく。

表 安全性向上評価に係る社会とのコミュニケーション実績

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。	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）、原子力本部（松山）、伊方ビクターズハウスに設置している。	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
		また、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

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等の評価から、さらにプラントの安全性向上に資する自主的な追加措置を抽出。

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	状態報告（CR）収集の充実	品質保証活動	2020年9月から運用開始
2	プロセス管理課による作業レビュー	品質保証活動	2020年9月から運用開始
3	宿直要員の適切な管理	品質保証活動	2021年7月から順次運用開始
4	作業性、保守技術及び作業要領の改善	施設管理・燃料管理	2020年1月から順次運用開始
5	低圧タービン動翼取替工事	施設管理	2022年1月実施
6	新型コロナウイルス感染症への対応	運転管理・緊急時の措置	2020年2月から順次実施

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	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	運転管理	2022年度上期
2	非常用外部電源受電設備の活用	運転管理	2022年度上期
3	1次系配管取替工事※1	施設管理	第16回定期事業者検査 2023年度上期
4	炉内計装盤更新工事	施設管理	第16回定期事業者検査 2023年度上期
5	187kVガス絶縁装置断路器の恒常的な対策	施設管理	第16回定期事業者検査 2023年度上期
6	使用済燃料乾式貯蔵施設の設置	燃料管理	2025年2月
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	安全に係る研究 自社研究、電力共通研究	第4回安全性向上評価届出 2024年度下期
8	デジタル安全保護回路ソフトウェア共通要因故障対策	国内外の原子力施設の 運転経験から得られた教訓 ATENAが発出した 技術レポート及びガイド文書	第17回定期事業者検査※2 2024年度

※1：3号16回定期事業者検査にて実施予定の工事を示す。

※2：評価時点では、「2023年度以降に開始する最初の定期事業者検査の終了までに実施」であった。

4.2 安全性向上計画

○ これまでの安全性向上評価の結果から抽出された追加措置の実施状況

第1回安全性向上評価の結果から抽出された追加措置の実施状況は以下のとおりであり、定期事業者検査の計画変更に伴う実績変動を除いて、概ね計画通りに実施した。

表 これまでの安全性向上評価で今後実施を計画する追加措置とした措置の実施状況

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する。	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る。	2021年度上期	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する。	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する。	次回の評価時点 までに実施予定 (2020年度上期)	2020年8月	PRA (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	保守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する。	次回の評価時点 までに実施予定 (2020年度上期)	2020年10月	PRA (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する。	2020年度下期	2021年10月	PRA (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る。	次回の評価時点 までに実施予定 (2020年度上期)	2020年4月	ストレス (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する。	次回の評価時点 までに実施予定 (2020年度上期)	2020年5月	ストレス (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る。	2019年度下期	2020年9月	ストレス (第1回)

※：3号15回定期事業者検査にて実施した工事を示す。

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。
 - ・「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)
 - ・「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.	自律的・効率的な安全性向上の基盤となる取組み	対応する取組内容	実施時期(予定)	実施時期(実績)
1	リスク評価におけるP R Aの活用推進 (リスク評価・プラント適用)	安全性向上に向けた取組	2020年度までに段階的に実施	2020年4月以降継続的に実施
2	リスク評価におけるP R Aの活用推進 (P R Aの技術検討)	安全性向上に向けた取組	伊方3号プロジェクトを通じて 順次実施	同左
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)	安全性向上に向けた取組	2020年度までに段階的に実施	2020年4月以降継続的に実施
4	原子力リスク研究センターの積極的活用 (P R Aの技術検討)	安全性向上に向けた取組	伊方3号プロジェクトを通じて 順次実施	同左
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)	安全性向上に向けた取組	継続的に実施	同左
6	事故対応能力の向上等(社内教育の充実)	安全性向上に向けた取組	継続的に実施	同左
7	事故対応能力の向上等(組織文化の構築)	安全性向上に向けた取組	継続的に実施	同左
8	パフォーマンス監視・評価	R I D M戦略プラン	2020年度までに段階的に実施	2020年4月以降継続的に実施
9	リスク評価	R I D M戦略プラン	伊方3号プロジェクトを通じて 順次実施	同左
10	意思決定・実施	R I D M戦略プラン	2020年度までに段階的に実施	2020年4月以降継続的に実施
11	改善処置活動(C A P)	R I D M戦略プラン	2020年度までに段階的に実施	2020年4月以降継続的に実施
12	コンフィギュレーション管理(C M)	R I D M戦略プラン	2020年度までに段階的に実施	2020年4月以降継続的に実施

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た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	2019年度		2020年度		2021年度		2022年度		2023年度		2024年度		
		上期	下期	上期	下期	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1回▼						第2回▽		第3回(予定)▽		第4回(予定)▽		
安全性向上評価から抽出された追加措置	1. 状態報告（CR※）収集の充実 ※Condition Report			運用開始▼										
	2. プロセス管理課による作業レビュー			運用開始▼										
	3. 宿直要員の適切な管理				順次運用開始▼									
	4. 作業性、保守技術及び作業要領の改善		順次運用開始▼											
	5. 低圧タービン動翼取替工事						実施▼							
	6. 新型コロナウイルス感染症への対応		順次実施▼											
今後実施を計画する追加措置	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						実施(予定)▽							
	2. 非常用外部電源受電設備の活用						実施(予定)▽							
	3. 1次系配管取替工事							実施(予定)▽						
	4. 炉内計装盤更新工事							実施(予定)▽						
	5. 187kVガス絶縁装置断路器の恒常的な対策							実施(予定)▽						
	6. 使用済燃料乾式貯蔵施設の設置						着工▼					実施(予定)▽		
	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	成果報告書のHP公開▼							影響評価▽					
		SSHACプロジェクト							SSHACハザードを考慮した影響評価					
8. デジタル安全保障回路ソフトウェア共通要因故障対策												実施(予定)▽		

