

伊方発電所 3号機 安全性向上評価について



2022年12月8日
四国電力株式会社

1. 安全性向上評価制度
2. 安全性向上評価届出書の概要
3. 安全性向上評価の概要
4. 安全性向上評価の位置づけ
5. 最後に

参考資料 1 : 伊方発電所の概要

参考資料 2 : 第 2 回安全性向上評価の概要

参考資料 3 : 第 1 回安全性向上評価における追加措置

参考資料 4 : 継続的な安全性向上に係る具体的な取り組みの例

- 2013年12月に施行された原子炉等規制法の改正により、新規制基準適合性審査を経て運転を再開したプラントを対象に安全性向上評価制度が導入された。
- 本制度は、事業者自らが定期事業者検査（以下「定検」という。）毎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、その結果は定検終了日から6ヶ月以内に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。
- 当社では、伊方3号機を対象として、これまでに**計2回※安全性向上評価を実施し、原子力規制委員会へ届け出るとともに、結果を公表**している。

※：第1回届出は2019年5月24日に、第2回届出は2022年7月22日に実施

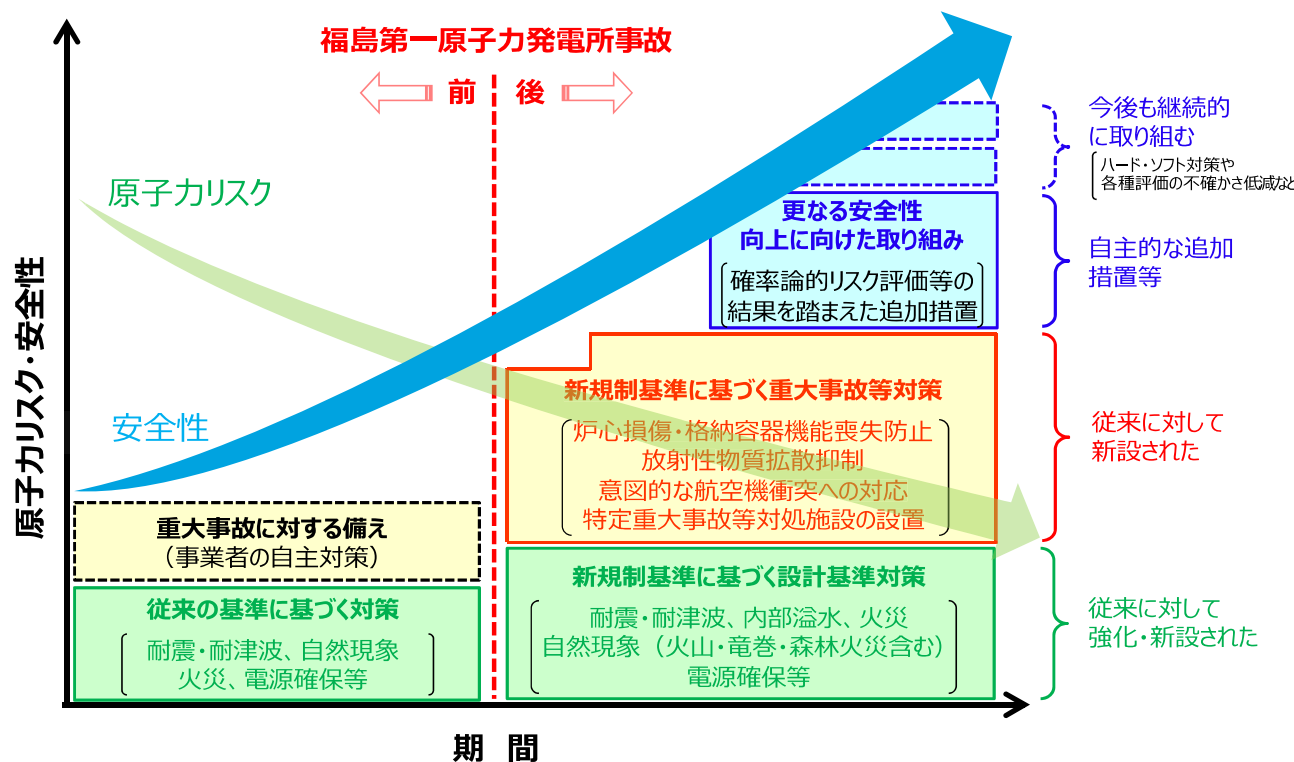


図1 当社の安全性向上に向けた取り組み（イメージ）

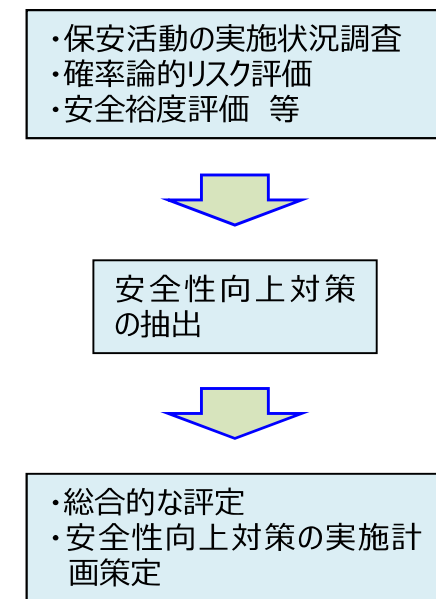


図2 安全性向上評価の主な流れ

- 安全性向上評価届出書は4章構成であり、それぞれ以下の内容を取りまとめている。

[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、プラントの現状を評価するとともに、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対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し、追加措置を抽出

※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※5の特定）し、追加措置を抽出

※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し、追加措置を抽出

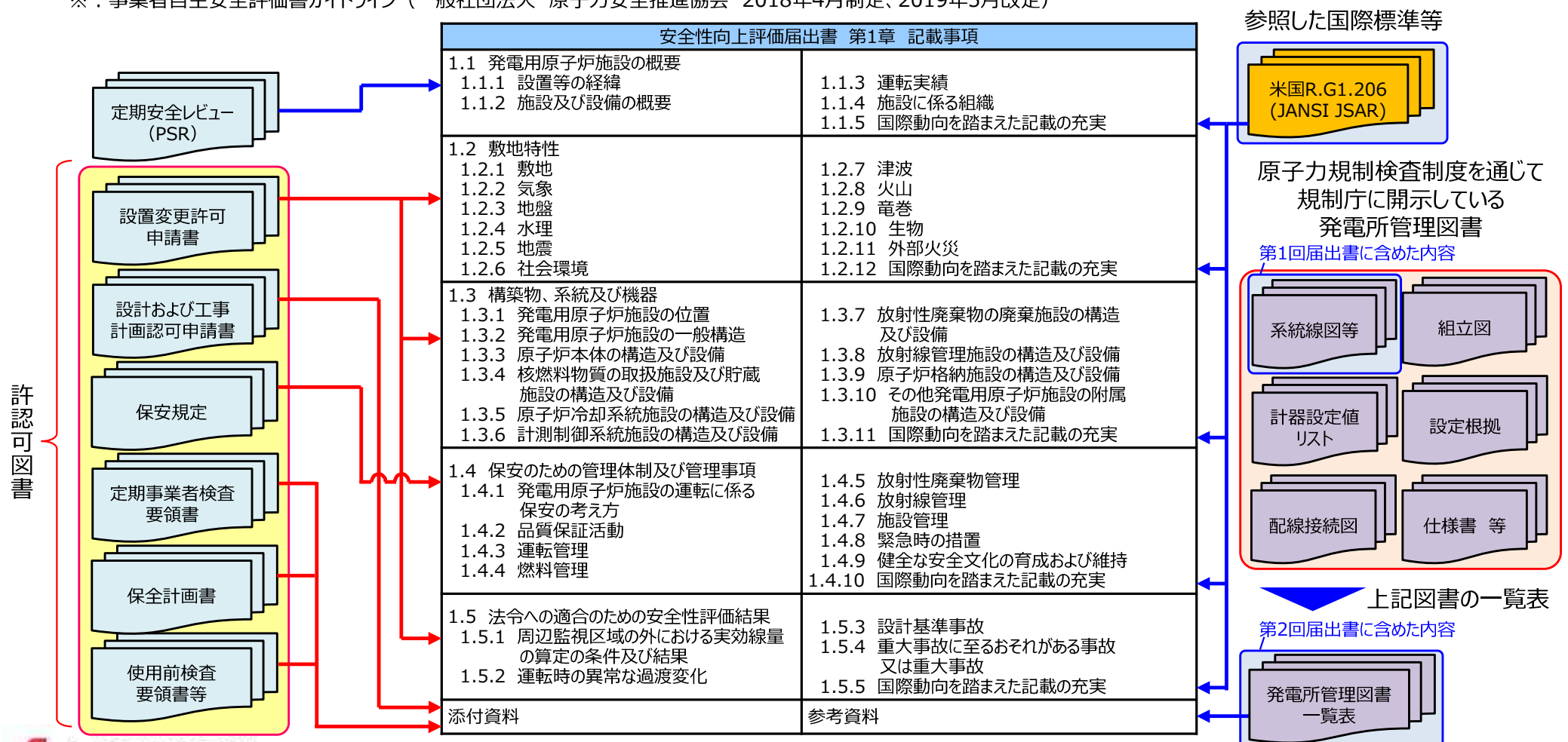
※5：地震動や津波高さが設計基準を超えて事象収束に必要な設備の機能喪失が生じることにより、事象進展が急変して燃料等の重大な損傷に至る状態となる場合に、支配的となる設備及びその裕度を表す指標

3. 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、**原子力規制検査を通じて原子力規制庁に開示している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）



【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調査

以下の保安活動の実施状況を調査した結果、改善活動が定着していること、継続的な見直しが行われていることを確認した。

- 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

第2回届出では、「①品質保証活動」において原子力規制検査で重要度が「緑」以上となった指摘事項の調査結果を整理。

○ 国内外の最新の科学的知見及び技術的知見

以下の新知見情報の収集・分析状況を確認した結果、抽出した新知見については、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。

- ①安全研究、②原子力施設の運転経験、③確率論的リスク評価用データ、④規格基準類、⑤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）、⑥メーカー提案

第2回届出では、「②原子力施設の運転経験」において他社の安全性向上評価における追加措置を収集対象に追加。

届出回	新知見件数	対象期間
第1回	187件	2011年3月11日 ~ 2018年11月28日 (約7.7年)
第2回	92件	2018年11月29日 ~ 2022年1月24日 (約3.2年)

【第2章 安全性の向上のため自主的に講じた措置】

○ 第2章の調査で確認した追加措置

以下のとおり、保安活動や新知見情報の収集・分析により追加措置を抽出し、計画的に実施していることを確認した。

表 第1回安全性向上評価における追加措置（第2章）

No.	追加措置※1	実施状況
1	確率論的リスク評価、安全裕度評価等を実施する過程で得られた運用変更	実施済
2	原子炉容器上蓋取替工事	実施済
3	原子炉容器冷却材管台溶接部等保全工事	実施済
4	1次系配管取替工事※2	実施済
5	無停電電源装置取替工事	実施済
6	緊急時作業スペースの整備	実施済
7	避難時の移動手段としての福祉車両提供	実施済
8	クリーンエアドームの配備	実施済
9	眼力（めざから）アップ活動	実施済
10	恒設非常用発電機設置工事	実施済
11	安全保護系ロジック盤取替工事	実施済
12	1次系配管取替工事※3	実施済

※1：追加措置の内容については参考資料3参照。

※2：3号14回定検にて実施した工事を示す。

※3：3号15回定検にて実施した工事を示す。

表 第2回安全性向上評価における追加措置（第2章）

No.	追加措置※4	実施状況
1	状態報告（CR）収集の充実	実施済
2	プロセス管理課による作業レビュー	実施済
3	宿直要員の適切な管理	実施済
4	作業性、保守技術及び作業要領の改善	実施済
5	低圧タービン動翼取替工事	実施済
6	新型コロナウイルス感染症への対応	実施済
7	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	実施済
8	非常用外部電源受電設備の活用	実施済
9	1次系配管取替工事※5	第16回定検 2023年度上期
10	炉内計装盤更新工事	
11	187kVガス絶縁装置断路器の恒常的な対策	2025年2月
12	使用済燃料乾式貯蔵施設の設置	
13	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※6ハザードの適用）	第4回届出 2024年度下期
14	デジタル安全保護回路ソフトウェア共通要因故障対策	第17回定検※7 2024年度

※4：追加措置の内容については参考資料2参照。

※5：3号16回定検にて実施予定の工事を示す。

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

※7：評価時点では、「2023年度以降に開始する最初の定検終了までに実施」であった。

【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】

○ 内部事象及び外部事象に係る確率論的リスク評価（PRA）

リスク上重要な機器や運転操作、現状のリスクレベルなど、自らのプラントの現状を把握することで、より効果的な追加措置を抽出するため、内部事象及び地震・津波を対象とした外部事象PRAを実施。

伊方3号プロジェクトで得られた成果を適宜反映することにより**PRAモデルを高度化**するとともに、第1回届出では、**新規制基準適合性審査を踏まえて整備した重大事故等対策**を、第2回届出では、**特定重大事故等対処施設等**、追加設置した施設・設備を考慮した評価を実施し、これらの対策や施設等の**リスク低減効果を確認**した。

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])				
	第1回届出		第2回届出		第1回届出		第2回届出		
ケース	①SA対策なし	②SA対策あり	③ ②+モデル高度化*1	④ ③+新設設備*2	①SA対策なし	②SA対策あり	③ ②+モデル高度化*1	④ ③+新設設備*2	
内部事象	出力時	1.8E-03	1.8E-06	3.9E-06	3.8E-06	1.8E-03	5.7E-07	1.2E-06	5.3E-07
	停止時	5.9E-04	5.1E-07	—	4.9E-07*3	—	—	—	—
外部事象	地震	8.5E-06	1.2E-06	2.5E-06*4	1.1E-06*5	8.5E-06	1.0E-06	—	4.0E-07*6
	津波	1.9E-05	2.6E-08	—	2.3E-08*3	1.9E-05	2.2E-08	—	1.4E-08*6

↓ 約1/1000に低減
↓ 約1/3000に低減
↓ 約1/2に低減

※ 1：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(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)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回届出ではレベル1 PRAの感度解析として実施）。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。なお、伊方3号機の特徴を踏まえた起因事象の設定については、第1回届出のPRAモデルで反映済。

※ 2：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。

※ 3：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。

※ 4：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。

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

※ 6：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※5同様簡易評価（地震PRA約2%、津波PRA約18%低減見込み）。

【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】

○ 内部事象及び外部事象に係る確率論的リスク評価（PRA）

敷地境界における被ばく線量評価として、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実効線量を評価し、第2回届出で、より現実的な条件を用いた評価を実施。

さらに、**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実効線量の評価を実施。**

フィルタベントによる管理放出により、Cs-137の放出量は約0.69TBq、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となり、**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した。**

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] ※1	
	特重※2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

※1：カットオフ等により特重あり・なしの合計は一致しない

※2：特定重大事故等対処施設

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)

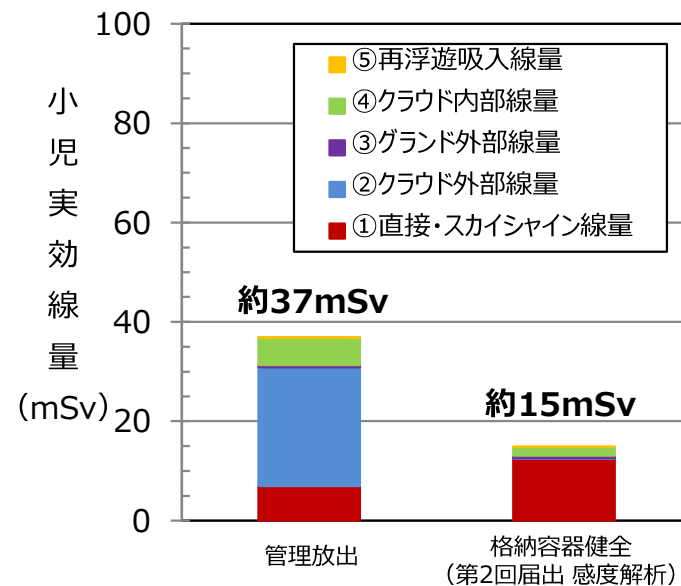


図 敷地境界における実効線量の評価結果 (全気象シーケンスの平均値のうち最大となる方位の線量)

【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】

○ 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。

【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】

○ 安全裕度評価

また、第2回届出では、

- ・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。

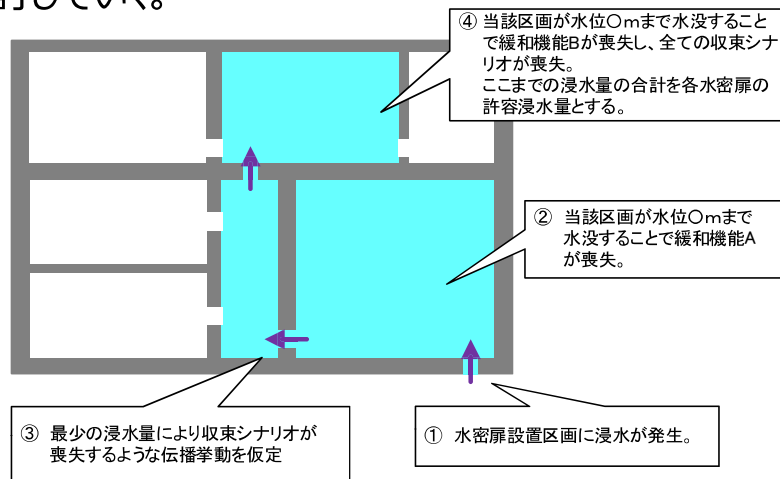


図 水密扉からの浸水影響評価のイメージ

【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。

【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3章の評価から抽出した追加措置

以下のとおり、PRAや安全裕度評価の結果から追加措置を抽出し、計画的に実施している。

No.	追加措置	追加措置概要	実施時期 (第1回届出での予定)	実施時期 (実績)	関連する 評価分野
1	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)
2	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。⇒ 例として次ページで補足	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)
3	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)
4	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	ストレステスト (第1回)
5	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	ストレステスト (第1回)
6	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	ストレステスト (第1回)

【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3章の評価から抽出した追加措置

(例) PRAの結果から得られた情報を踏まえた追加措置

○ 原子炉補機冷却水ポンプ待機除外時における原子炉補機冷却水システムの負荷制限運用の整備

✓ 追加措置の概要

設備トラブル等により原子炉補機冷却水ポンプ（CCWポンプ）が1台運転となった場合でも、ポンプの過負荷トリップにより原子炉補機冷却水系の全喪失に至ることがないように、CCWポンプ1台待機除外時に原子炉補機冷却水系の負荷を制限する運用を2020年10月より開始。

✓ 運用整備により炉心損傷が回避される代表的な事故シナリオの概要

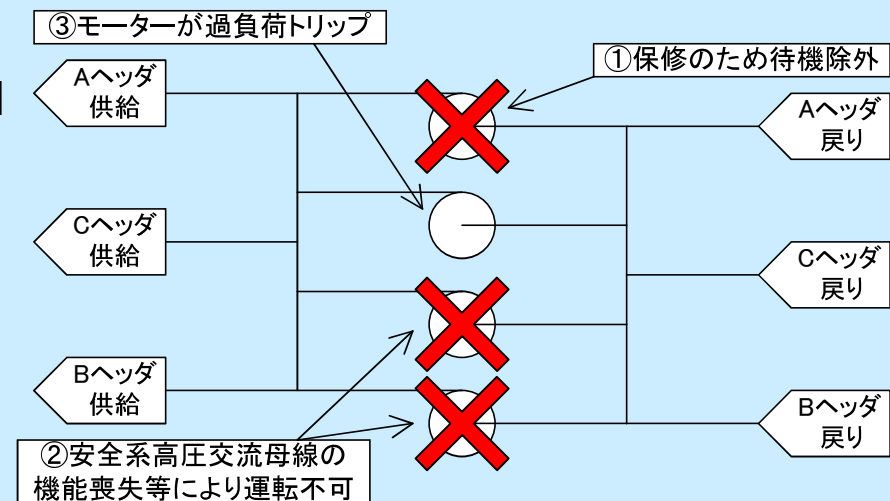
原子炉補機冷却水系は多重化された2系統で構成されており、各系統にCCWポンプが2台（合計4台）設置され、通常は各系統1台（合計2台）が運転している。CCWポンプ1台が保守等のため待機除外時に、もう片系統のCCWポンプ（2台）が安全系高圧交流母線の故障により機能喪失。CCWポンプが1台運転となり、当該ポンプが過負荷でトリップすることにより、原子炉補機冷却水系が全喪失に至る。

✓ 運用整備に伴う改善効果※

事故シーケンスグループ「原子炉補機冷却機能喪失」のCDFが改善し、全CDFで約10%低減。

- ・全CDF（整備前）：1.8E-6／炉年
- ・全CDF（整備後）：1.6E-6／炉年

※第1回安全性向上評価届出における内部事象出力運転時レベル1PRAモデルを基に簡易評価を実施



【第4章 総合的な評定】

○ 評定結果

総合的な評定として、第1章から第3章の調査・分析、評価について、総合的な評定を実施。また、第2回届出では、第1回届出以降に安全性向上評価をツールとして実施した社会とのコミュニケーションの実績をとりまとめた。

○ 安全性向上計画

第2章及び第3章で抽出した追加措置に対する安全性向上計画を策定した。さらに、自律的・効率的な安全性向上の基盤となる取り組みとして、

・原子力の自主的安全性向上に向けた取り組み※1 (2014年6月13日公表)

・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※2
(2018年2月8日公表、2020年6月19日改定)

についても安全性向上計画に含めた。

引き続き、計画的かつ継続的に安全性向上に向けて取り組んで行く。

※1：総合エネルギー調査会 電力・ガス事業分科会 原子力小委員会傘下に設置された自主的安全性向上・技術・人材WGからの提言を踏まえ、以下の取り組みを進めることを公表した。

- ①リスク評価におけるP R Aの活用推進 ②原子力安全に係るリスクマネジメントの仕組みの強化
- ③原子力リスク研究センターの積極的活用 ④事故対応能力の向上 等

※2：リスクマネジメントの仕組みの導入を実現し、原子力発電所の安全性を向上するため、以下の取り組みを進めていくことを電力各社連名で公表した。

- ①パフォーマンス監視・評価 ②リスク評価 ③意思決定及び実施 ④是正処置プログラム（CAP） ⑤設備構成管理（コンフィグレーション管理）

- 安全性向上評価については、届出後、**プレス発表、当社ホームページで公開（届出書・概要版）**するとともに、**原子カライブラリ（高松・松山・伊方）**で閲覧可能な状態としている。

本文・添付：約4,000ページ
参考(非公開)：約6,000ページ

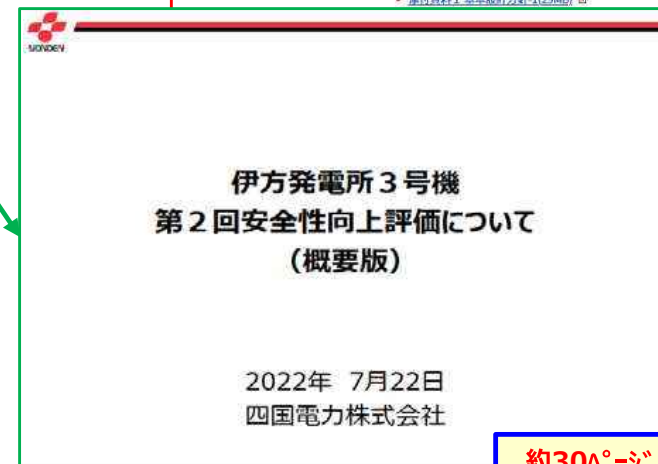


伊方発電所3号機 安全性向上評価届出書	
第1回 2019年5月24日 届出	<ul style="list-style-type: none"> 伊方発電所3号機 第1回 安全性向上評価届出書 (参考)伊方発電所3号機 安全性向上評価届出書の提出について (2019年5月24日プレスリリース)
第2回 2022年7月22日 届出	<ul style="list-style-type: none"> 伊方発電所3号機 第2回 安全性向上評価届出書 (参考1)伊方発電所3号機 第2回安全性向上評価について(概要版) (参考2)伊方発電所3号機 安全性向上評価届出書の提出について

公開資料の閲覧について

原子炉設置許可申請書、トラブル解説資料、保安規定、原子力関係資料などについて、本店(広報部エネルギー広報グループ)、原子力本部および伊方ビズターズハウスにて公開しています。 閲覧方法など、詳しくは公開箇所にお問い合わせください。

注：届出書・概要版のページ数は第2回届出での事例を示す



約30ページ

○ さらに、

- ・地元の皆さまからのフィードバックが得られる訪問対話活動に使用するリーフレットへの記載
- ・当社ホームページで公開している動画や地元のケーブルテレビでの説明
- ・届出書のポイントをまとめた概要版のホームページへの掲載（前頁の再掲）

など、社会に向けて積極的な情報発信やコミュニケーションを実施している。

(例) 当社ホームページで公開している動画での説明

伊方発電所の信頼回復に向けて

動画「伊方発電所で働く人たち～安全への思いをひとつに～」

「安全文化を育む」編

安全性向上評価

第1回 2019年5月
第2回 2022年7月

➡ 原子力規制委員会に提出

継続的に収集している最新知見を評価

↓

これらを反映した
さらなる安全対策を自ら検討・実践

伊方発電所の安全をたゆまず
追いつめていきたいと考えています

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
 - ・Ce-137放出量や敷地境界における有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、
 - ・メタクラス3の促進絶縁電器デジタル化に伴い地震単独事象のクリアエッジが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。

原子力を持つリスクを十分に認識しながら

○ このように、**安全性向上評価は**、許認可対応や保安活動など**従来から実施してきた活動に加えて**、新見情報の収集・分析やPRA、安全裕度評価など、**新たな取り組み又は従来の取り組みを強化した活動の成果を取りまとめたもの**であり、

- ・PRA、安全裕度評価の結果や評価を実施する過程で得られる情報等から、現状のリスクレベルや頑健性などを定量化することで、**自らのプラントの現状を把握する**
- ・自部門内のみならず、**他部門の経営層へ情報を共有する**
- ・**社会とのコミュニケーションを促進する**

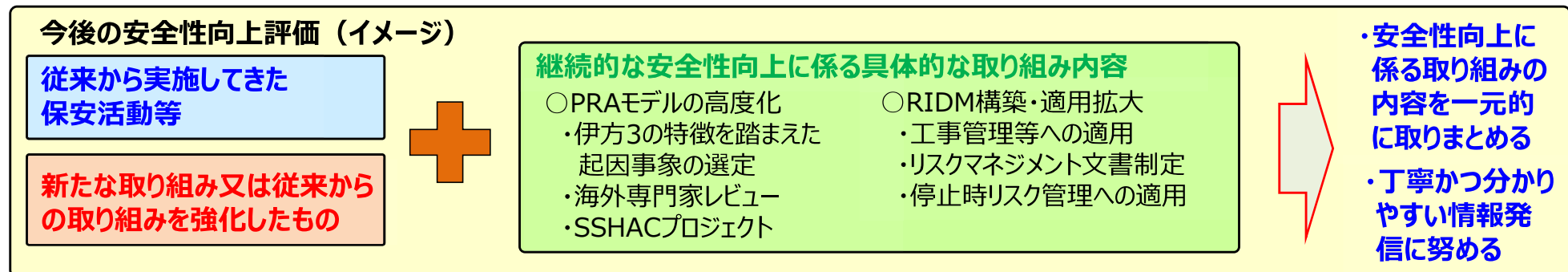
ためものとして位置づけている。



○ 今後、これまで安全性向上評価として取りまとめていた内容に加えて、

- ・PRAモデルの高度化
- ・PRA等の情報を含む様々なリスク情報を考慮した意思決定プロセスの構築・適用拡大 等

の**具体的な取り組み内容※**を**安全性向上評価届出書に含める**ことで、当社の継続的安全性向上に向けた取り組み内容を**一元的にとりまとめる**とともに、当社の取り組み内容が広く社会に認識されるよう、**丁寧かつ分かりやすい情報発信**について、引き続き検討を進めていく。



※：具体的な取り組み内容の例を参考資料4に示す。

- 当社としては、新規制基準への適合にとどまることなく、安全性向上に向けた取り組みを継続するとともに、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まいります。



参考資料 1 伊方発電所の概要

- 所在地：愛媛県西宇和郡伊方町



- 運転状況と設備概要

	1号機 (廃止措置中)	2号機 (廃止措置中)	3号機 (運転中)
定格電気出力	56万6千kW	56万6千kW	89万kW
原子炉型式	加圧水型軽水炉	加圧水型軽水炉	加圧水型軽水炉
運転開始時期	1977年9月30日	1982年3月19日	1994年12月15日

参考資料 2 第2回安全性向上評価の概要

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

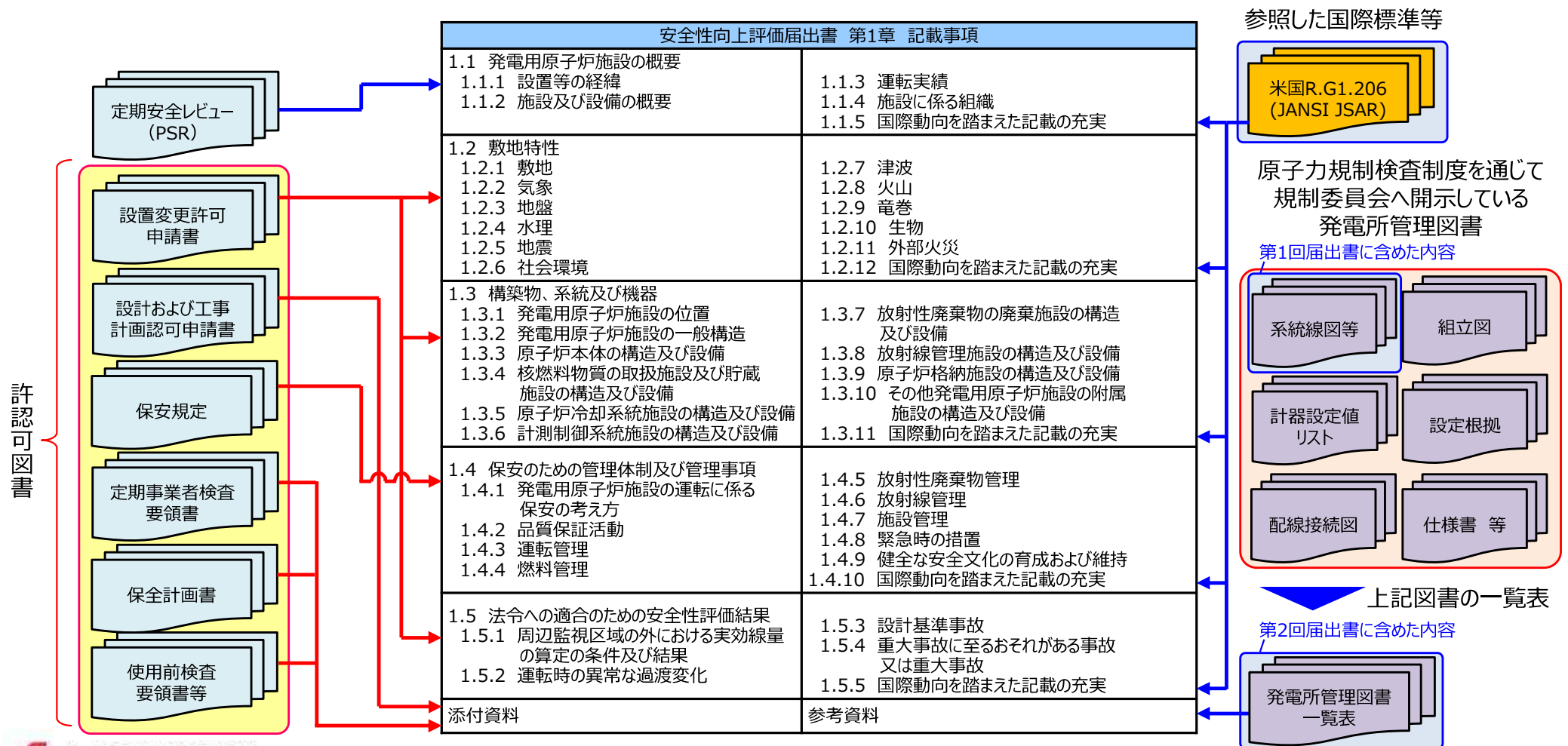
・赤文字：第2回安全性向上評価届出におけるポイント

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。

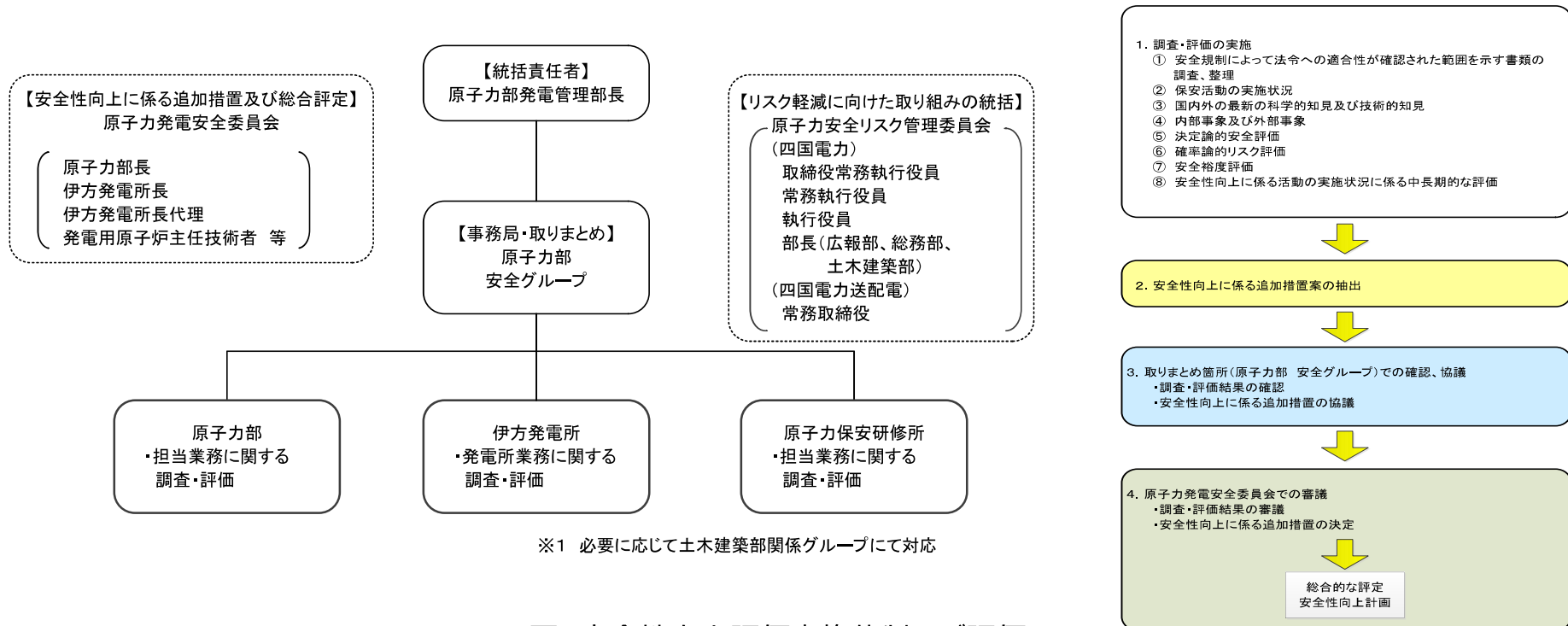


図 安全性向上評価実施体制及び評価フロー

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ー提案	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（めちから）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に系統構成とする。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（SSHAC※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 ATENA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）

2.4 追加措置の内容

注：以下の2件は例として記載

【使用済燃料乾式貯蔵施設の設置】

- 乾式貯蔵施設は乾式貯蔵建屋と乾式キャスクから構成しており、使用済燃料の冷却に水や電源を使用せず、空気の自然対流で冷却することができるため、安全性に優れた貯蔵方式である。
- 乾式キャスクは、使用済燃料を安全に貯蔵するため、「閉じ込め機能」、「臨界防止機能」、「遮へい機能」、「除熱機能」という4つの安全機能を有し、使用済燃料を輸送容器に詰め替えることなく発電所外へ搬出することができる。(輸送・貯蔵兼用)

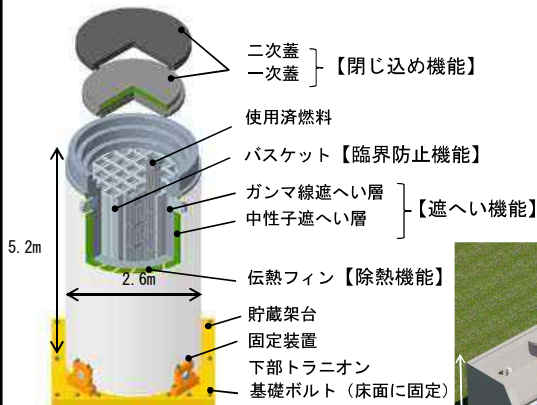


図 乾式キャスク

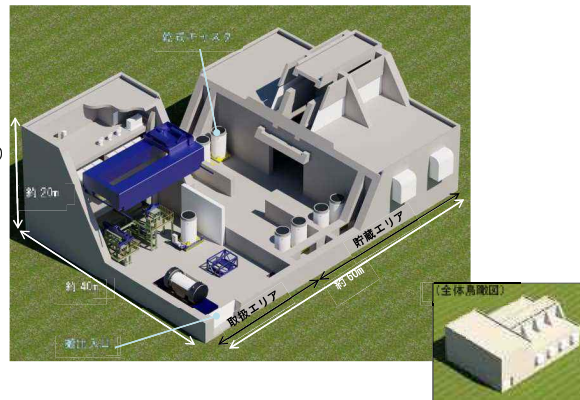


図 乾式貯蔵建屋

【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に、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。

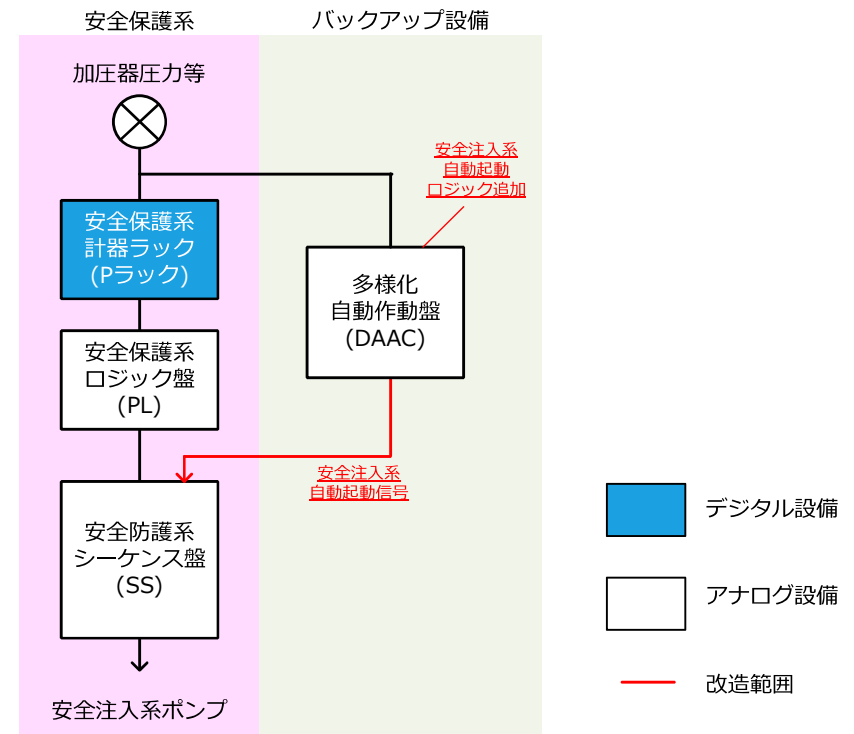


図 デジタル安全保護回路ソフトウェア共通要因故障対策の概要

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])		
ケース		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)。