

# 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

# 1. 安全性向上評価制度

- 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

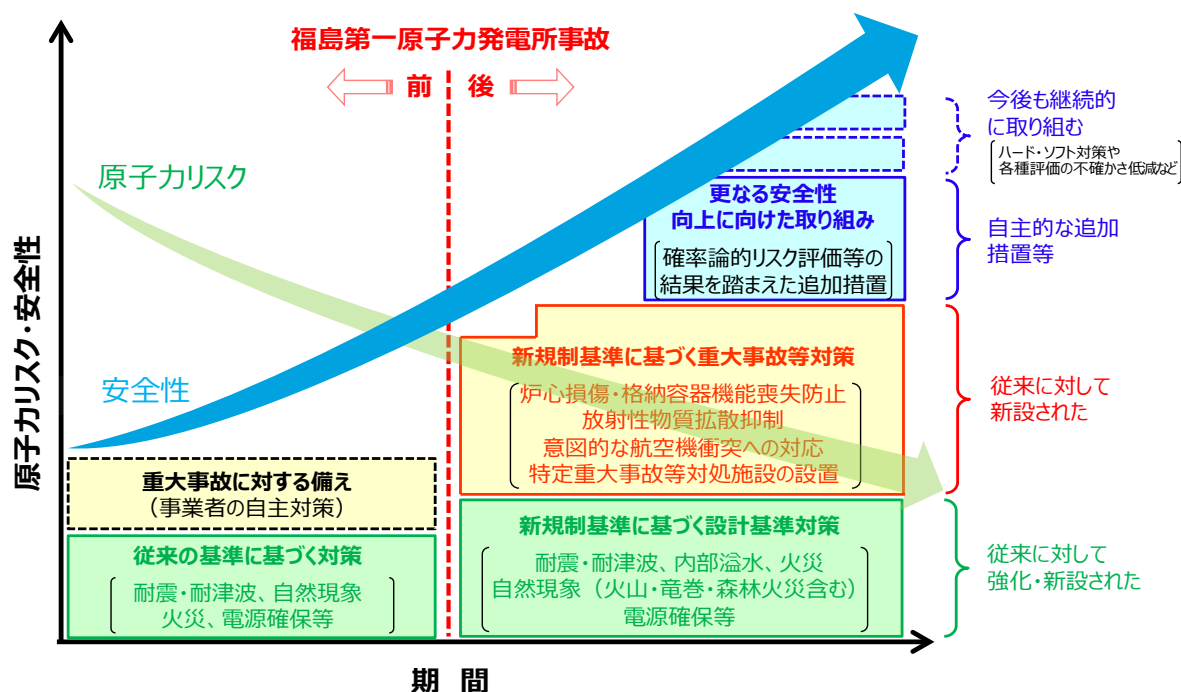


図1 当社の安全性向上に向けた取り組み（イメージ）

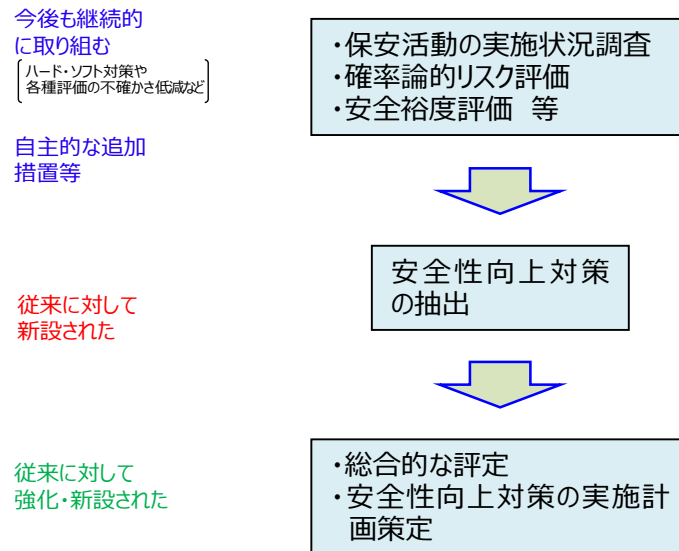


図2 安全性向上評価の主な流れ

- 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とりまとめている。

### **【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

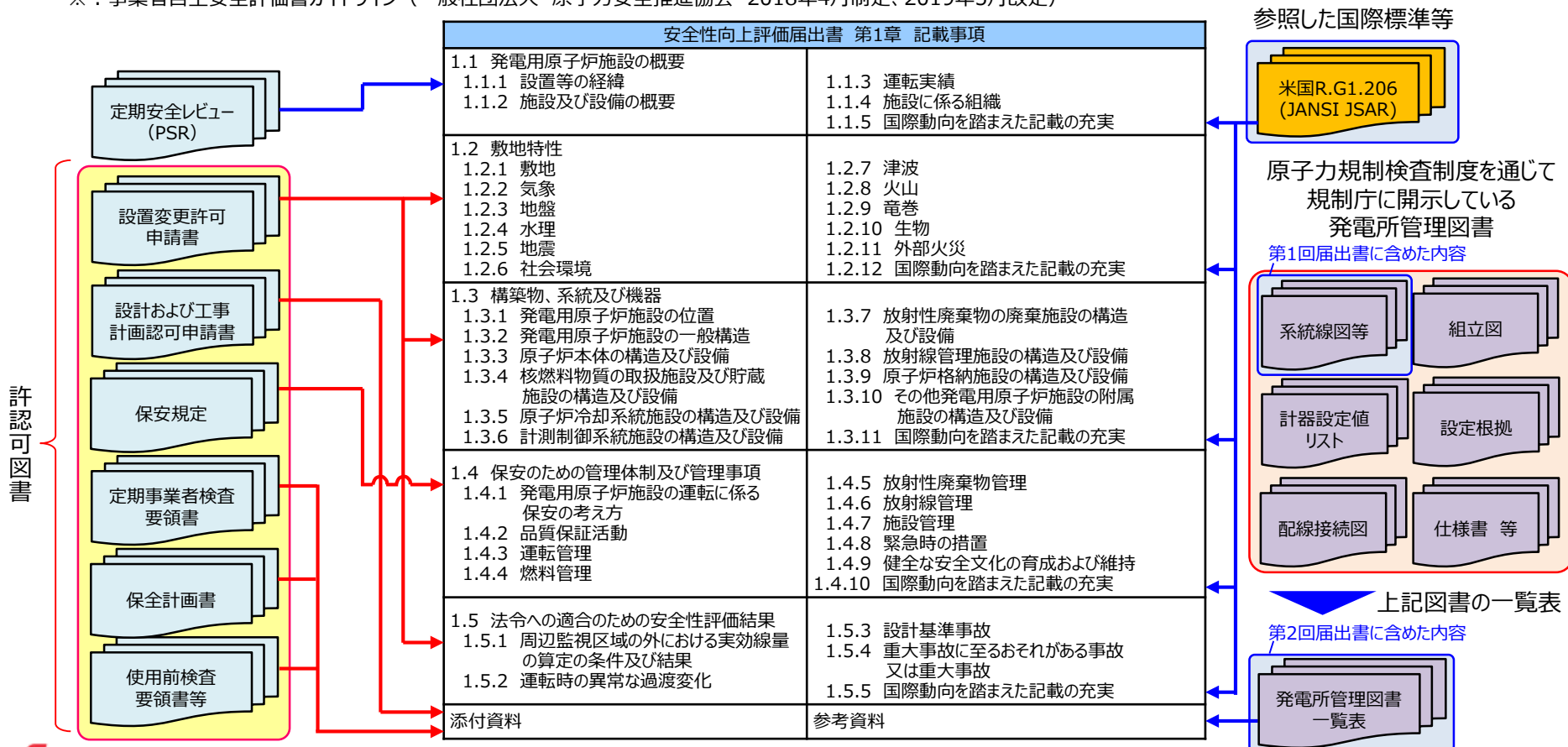
※5：地震動や津波高さが設計基準を超えて事象収束に必要な設備の機能喪失が生じることにより、事象進展が急変して燃料等の重大な損傷に至る状態となる場合に、支配的となる設備及びその裕度を表す指標

# 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	グ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。

# 3. 安全性向上評価の概要

## 【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)

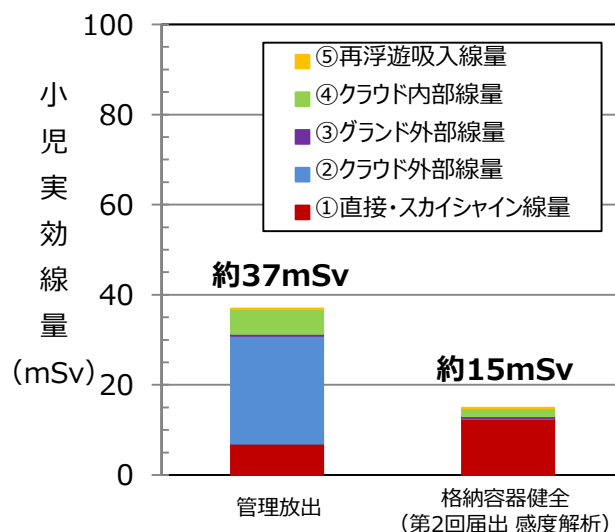


図 敷地境界における実効線量の評価結果 (全気象シーケンスの平均値のうち最大となる方位の線量)

### 3. 安全性向上評価の概要

#### 【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)	<b>1.04G</b> (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 <b>1つ追加</b> ③収束シナリオが <b>3つ追加</b>
原子炉格納容器※1	1.02G (メタクラ-3D)	<b>1.04G</b> (原子炉補助建屋)	14.2m (建屋シール)	同左	①収束シナリオが <b>7つ追加</b> 、サポート系の緩和機能が <b>1つ追加</b> ※3 ②サポート系の緩和機能が <b>1つ追加</b> ③収束シナリオが <b>8つ追加</b> ※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 <b>1つ追加</b>
炉心(停止時)	1.02G (メタクラ-3D)	<b>1.04G</b> (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 <b>1つ追加</b> ③収束シナリオが <b>1つ追加</b>

※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. 安全性向上評価の概要

#### 【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。

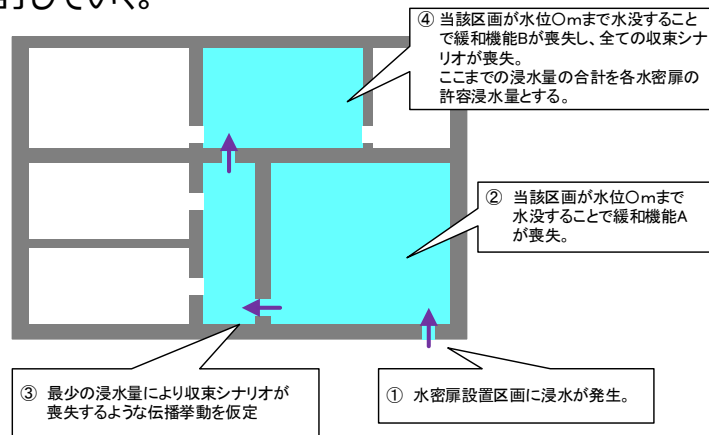


図 水密扉からの浸水影響評価のイメージ

##### 【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。

### 3. 安全性向上評価の概要

#### 【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 (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 (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 (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

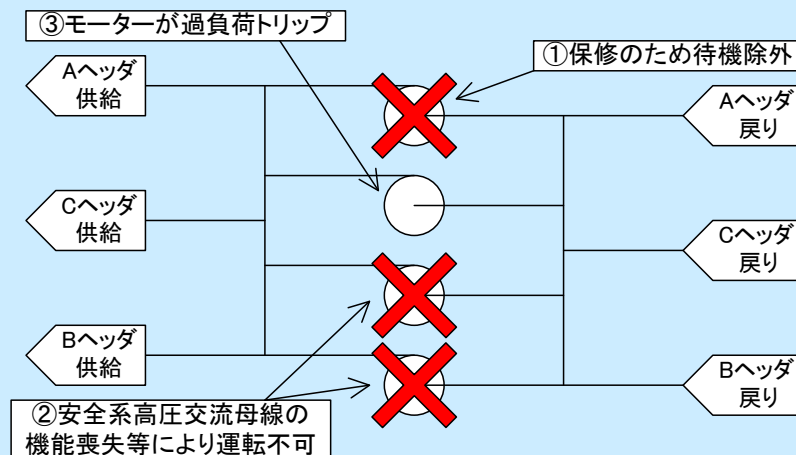
原子炉補機冷却水系は多重化された2系統で構成されており、各系統にCCWポンプが2台（合計4台）設置され、通常は各系統1台（合計2台）が運転している。CCWポンプ1台が保守等のため待機除外時に、もう片系統のCCWポンプ（2台）が安全系高圧交流母線の故障により機能喪失。CCWポンプが1台運転となり、当該ポンプが過負荷でトリップすることにより、原子炉補機冷却水系が全喪失に至る。

##### ✓ 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PRA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

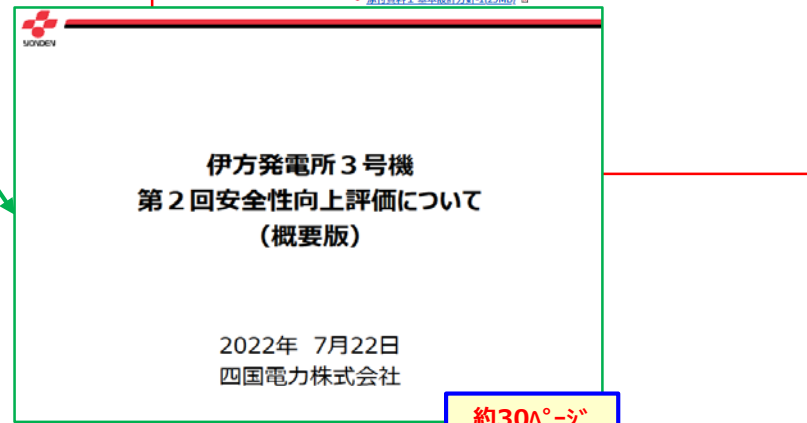
※2：リスクマネジメントの仕組みの導入を実現し、原子力発電所の安全性を向上するため、以下の取り組みを進めていくことを電力各社連名で公表した。

- 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



## 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デジタル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。

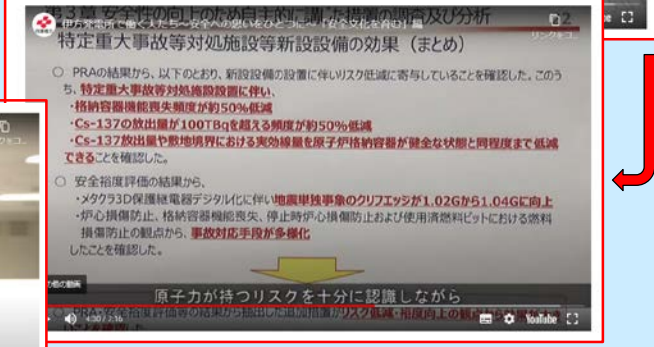
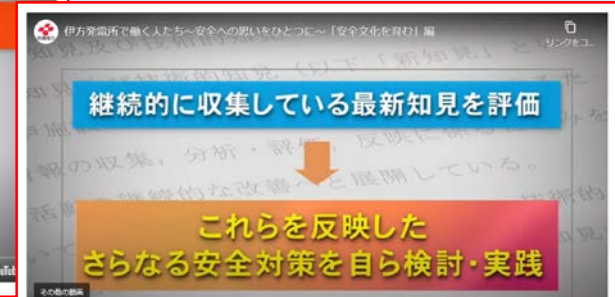
注：届出書・概要版のページ数は第2回届出での事例を示す

○ 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



○ 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**、新発見情報の収集・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**

ための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。

### 今後の安全性向上評価（イメージ）

従来から実施してきた  
保安活動等

新たな取り組み又は従来からの  
取り組みを強化したもの



### 継続的な安全性向上に係る具体的な取り組み内容

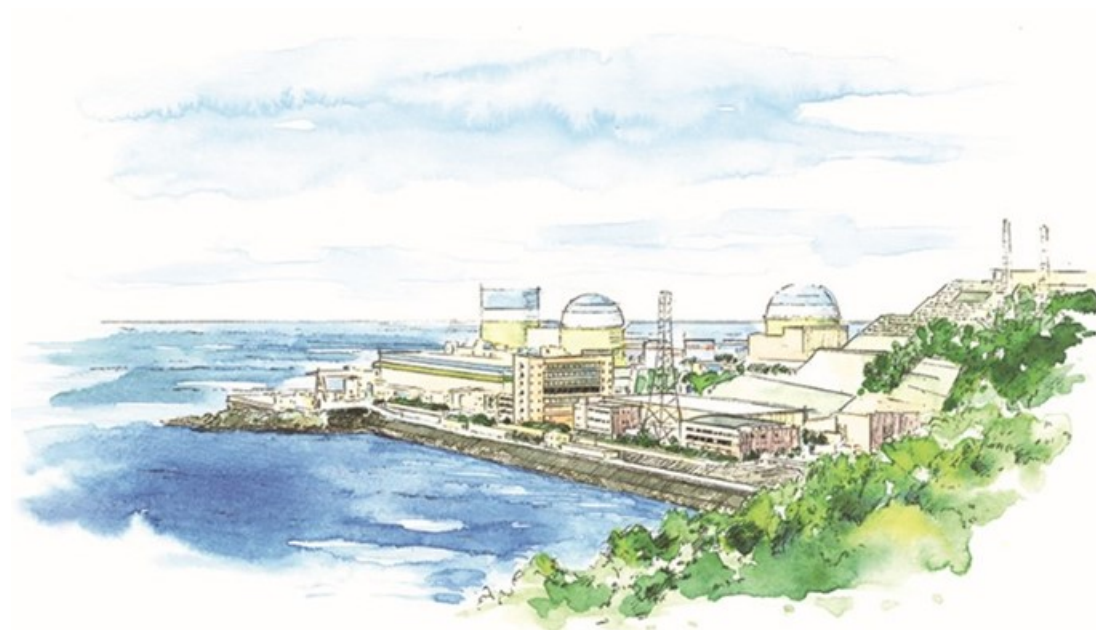
- PRAモデルの高度化
- ・伊方3の特徴を踏まえた起因事象の選定
- ・海外専門家レビュー
- ・SSHACプロジェクト
- RIDM構築・適用拡大
- ・工事管理等への適用
- ・リスクマネジメント文書制定
- ・停止時リスク管理への適用



- ・安全性向上に係る取り組みの内容を一元的に取りまとめる
- ・丁寧かつ分かりやすい情報発信に努める

※：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

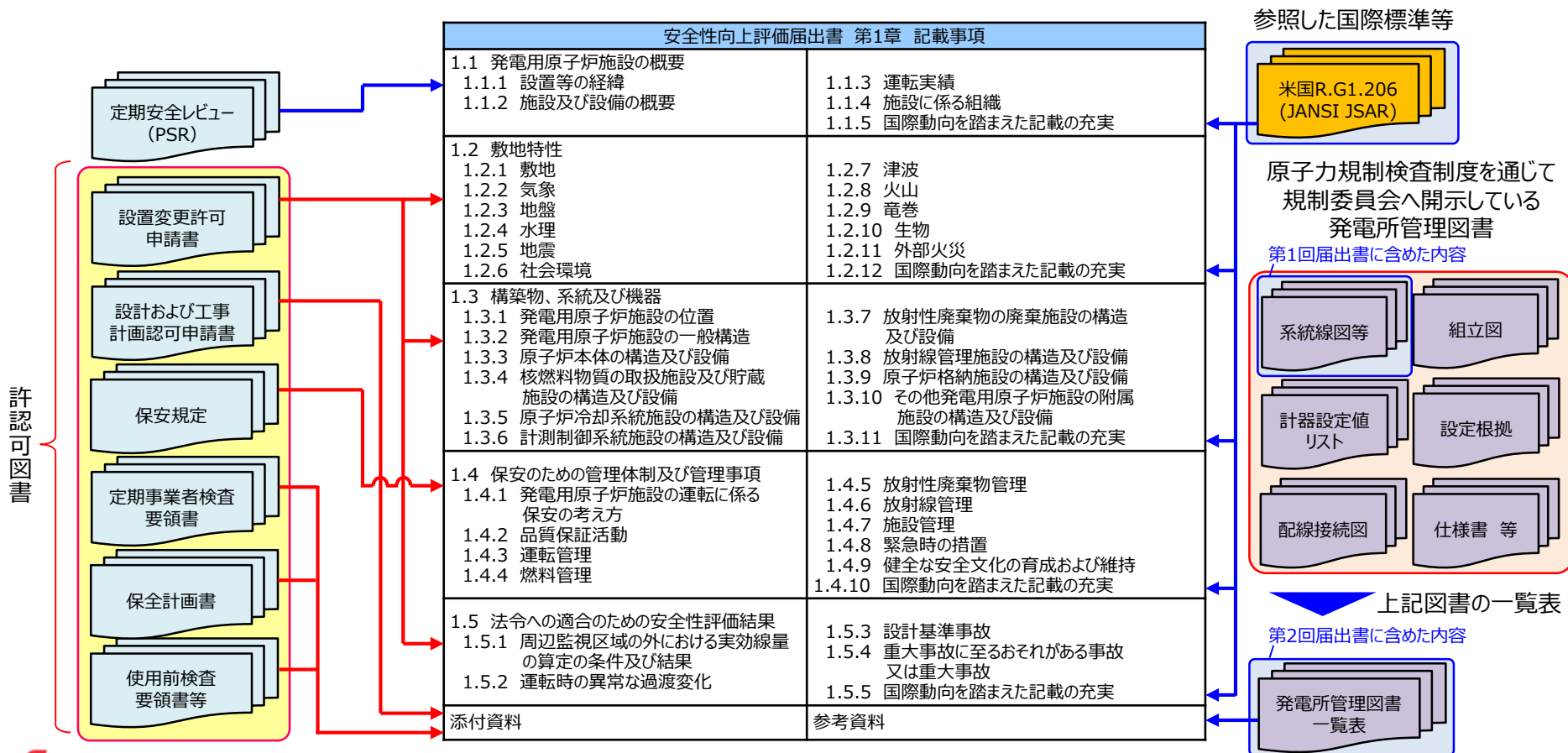
・赤文字：第2回安全性向上評価届出におけるポイント

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。

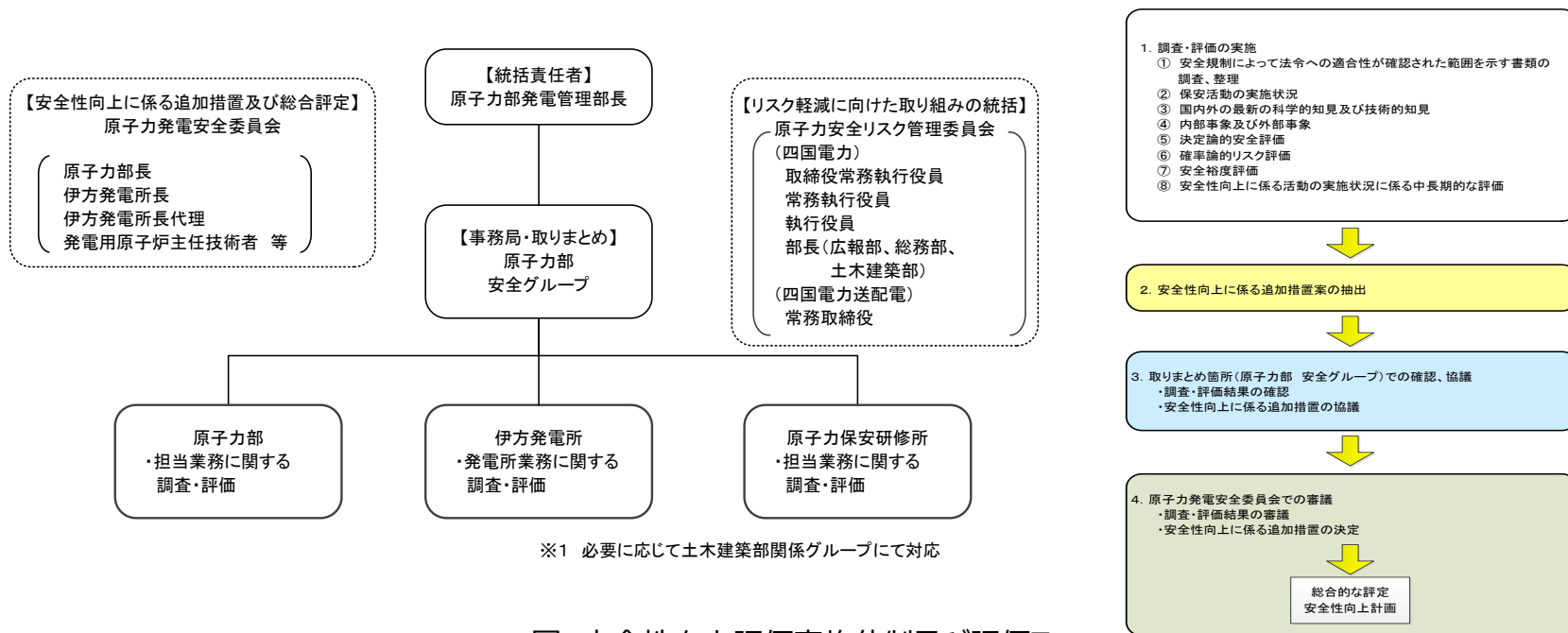


図 安全性向上評価実施体制及び評価フロー

### 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）

## 2.4 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)

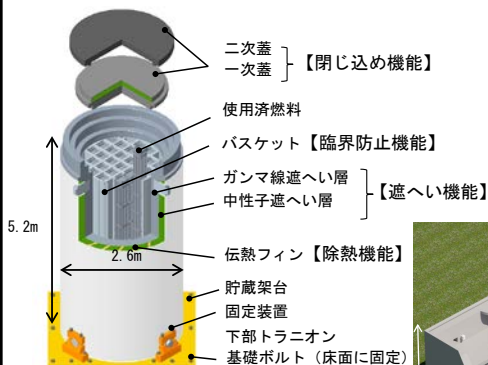


図 乾式キャスク

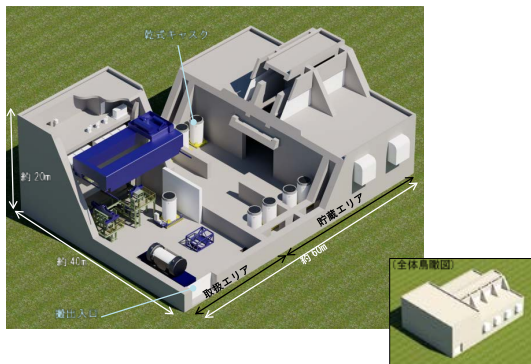


図 乾式貯蔵建屋

### 【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。

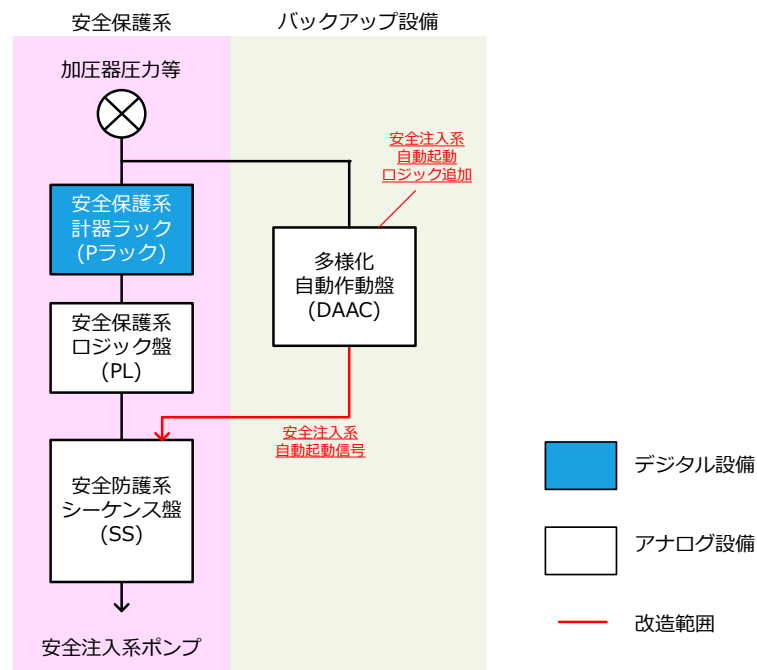


図 デジタル安全保護回路ソフトウェア共通要因故障対策の概要

## 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])		
		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	<b>3.9E-06</b>	<b>3.8E-06</b>	5.7E-07	<b>1.2E-06</b>	<b>5.3E-07</b>
	停止時	5.1E-07	—	<b>4.9E-07</b> ※2	—	—	—
外部事象	地震	1.2E-06	<b>2.5E-06</b> ※3	<b>1.1E-06</b> ※4	1.0E-06	—	<b>4.0E-07</b> ※5
	津波	2.6E-08	—	<b>2.3E-08</b> ※2	2.2E-08	—	<b>1.4E-08</b> ※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)

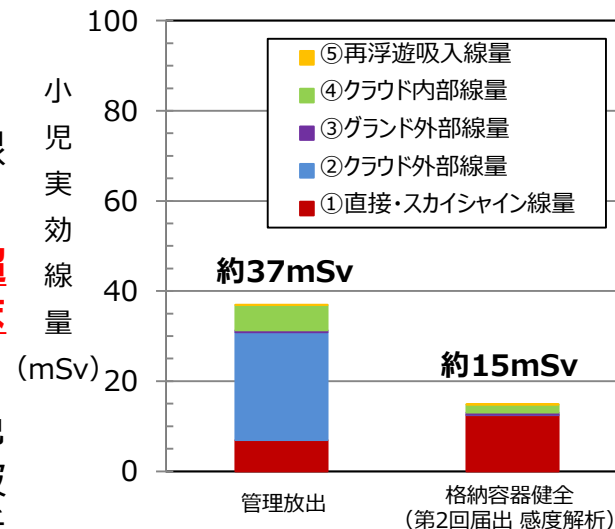


図 敷地境界における実効線量の評価結果 (全気象シーケンスの平均値のうち最大となる方位の線量)

## 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)	<b>1.04G</b> (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 <b>1つ追加</b> ③収束シナリオが <b>3つ追加</b>
原子炉格納容器※1	1.02G (メタクラ-3D)	<b>1.04G</b> (原子炉補助建屋)	14.2m (建屋シール)	同左	①収束シナリオが <b>7つ追加</b> 、サポート系の緩和機能が <b>1つ追加</b> ※3 ②サポート系の緩和機能が <b>1つ追加</b> ③収束シナリオが <b>8つ追加</b> ※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 <b>1つ追加</b>
炉心(停止時)	1.02G (メタクラ-3D)	<b>1.04G</b> (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 <b>1つ追加</b> ③収束シナリオが <b>1つ追加</b>

※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。

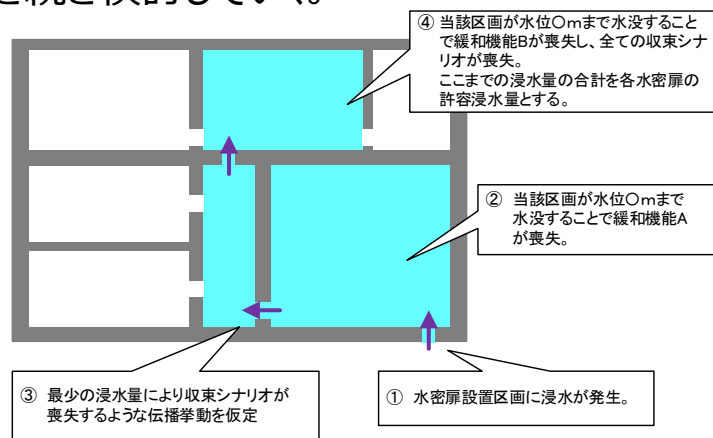


図 水密扉からの浸水影響評価のイメージ

### 【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】

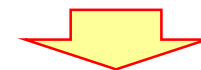
- ① プラント設計
- ② 安全上重要なSSC（構築物・系統・機器）の現状
- ③ 機器の性能保証
- ④ 経年劣化
- ⑤ 決定論的安全解析
- ⑥ **確率論的リスク評価**
- ⑦ **ハザード解析**
- ⑧ 安全実績
- ⑨ 他のプラントでの経験及び研究結果の利用
- ⑩ 組織、マネジメントシステム、及び安全文化
- ⑪ 手順
- ⑫ **ヒューマンファクター**
- ⑬ 緊急時計画
- ⑭ 放射性物質が環境に与える影響

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"> <li>・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。</li> <li>・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。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・火災、溢水等に対して、PRAが実施できていない。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・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。</li> <li>・火災、溢水等に対して、PRAを検討する。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・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。</li> </ul>
⑦ハザード解析	<ul style="list-style-type: none"> <li>・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。</li> </ul>		なし	なし
⑫ヒューマンファクター	<ul style="list-style-type: none"> <li>・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。</li> </ul>		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、「P R A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、P R A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P R A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	ストレステスト (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	ストレステスト (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	ストレステスト (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り組み	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. デジタル安全保護回路ソフトウェア共通要因故障対策												実施(予定)▽		



## 参考資料 3 第 1 回安全性向上評価における追加措置

表 2章の調査・分析を通じて確認した追加措置（第1回届出評価時点で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	確率論的リスク評価（PRA）、安全裕度評価等を実施する過程で得られた運用変更	<ul style="list-style-type: none"> <li>・巡視点検時の原子炉補機冷却水冷却器出口弁開閉状態の監視強化</li> <li>・蒸気発生器細管破損時における破損側蒸気発生器隔離失敗時の破損側蒸気発生器満水回避操作の追加</li> <li>・格納容器隔離信号未発信時の格納容器隔離手順の見直し</li> <li>・プラント停止時における余熱除去系機能喪失に対する待機側徐熱除去系併入条件の見直し</li> <li>・大型ポンプ車を使用した空調用冷凍機への海水供給手順の新規作成</li> <li>・ミッドループ運転中の地震による余熱除去機能喪失防止操作の見直し</li> </ul>	運転管理
2	原子炉容器上蓋取替工事	原子炉容器上蓋用管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（PWS C C）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。	保守管理
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（PWS C C）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。	保守管理
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（S C C）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。	保守管理
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た。	保守管理
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 <sup>2</sup> ）及び発電所構内（約7,000m <sup>2</sup> ）に整備した。	緊急時の措置
7	避難時の移動手段としての福祉車両提供	避難時に、要支援者の移動手段として福祉車両を提供した。	緊急時の措置
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。	緊急時の措置
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。	安全文化の醸成活動

表 2章の調査・分析を通じて確認した追加措置（第1回届出評価時点で今後実施を計画するとした追加措置）

No.	追加措置	概要	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。	保守管理
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、設備老朽化の対応として、信頼性及び保守性の高い装置への取替を実施する。	保守管理
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（S C C）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。	保守管理



表 3章の評価を通じて抽出した追加措置

No.	追加措置	概要	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	リスク寄与が大きい運転員操作等についての認識を高め、対応能力の向上を図るため、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に活用する。	確率論的リスク評価
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	保修のために原子炉補機冷却水ポンプを待機除外にしている間に、安全系高圧交流母線の機能喪失が発生すること等による原子炉補機冷却水系の全喪失リスクを低減するため、原子炉補機冷却水ポンプが1台運転となった場合でも、ポンプが過流量により故障しないよう、原子炉補機冷却水の負荷を制限する運用を整備する。	確率論的リスク評価
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を防止するための緩和手段として、特定重大事故等対処設備として格納容器スプレイ及びフィルタベントを導入する。	確率論的リスク評価
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。	安全裕度評価
5	余裕時間評価結果の手順書への反映	炉心（出力時）のクリフエッジシナリオにおける炉心注水手段について、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。炉心（出力時）のクリフエッジシナリオから、炉心損傷し、格納容器機能喪失に至るまでの余裕時間の結果を反映し、アクシデントマネジメントに活用する。	安全裕度評価
6	メタクラ3D保護継電器取替	保護継電器をデジタル化することで機械的な駆動部がなくなり、メタクラの耐震信頼性の向上を図ることができる。	安全裕度評価

## 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

## 機能の概要

- 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。

## フェーズ 1 における目標

- 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

## ➤ 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をNRRCが新しく整備した国内一般機器故障率データに反映し、第3回安全性向上評価におけるPRAに活用予定。**

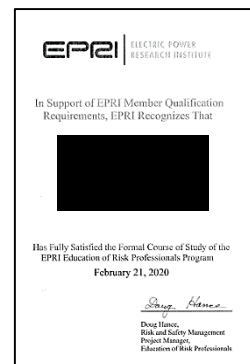
ID	名称	種別	状態	場所	説明	PG	備考	更新日
000	X1 110210937	3U 主変圧機圧力検出装置	完了	SRN_3_4000_SBC1	電子制御部(計測部)	Z1	14852020	2014/4/2
000	X1 110210989	3U D/G-3B電気防食装置制御器	完了	SRN_3_1370_3-D0-DGB	予備機	Z1	13913111	2014/4/2
000	X1 110210984	3U 海水取水ポンプ(3号機)	完了	SRN_3_2290	海水取水装置	Z1	13914111	2014/4/2
000	X1 110210988	3U 海水取水ポンプ(3号機)	完了	SRN_3_2110	海水取水装置	Z1	13914115	2014/4/2
000	X1 110210990	保安装置(3号機)	完了	SRN_3_1170_3PB-7741	保安装置	Z1	10214990	2014/4/2
000	X1 110211010	保安装置(3号機)	完了	SRN_3_1170_3PB-7741	保安装置	Z1	14852020	2014/4/2
000	X1 110211013	3号機 海水取水ポンプ(3号機)	完了	SRN_3_4990_SLT-4840	海水取水装置	Z1	10214527	2014/4/2
000	X1 110211014	3号機 海水取水ポンプ(3号機)	完了	SRN_3_3910	海水取水装置	Z1	13913112	2014/4/2
000	X1 110211021	3号機 海水取水ポンプ(3号機)	完了	SRN_3_5340_3CWM-03	海水取水装置	Z1	14852050	2014/4/2
000	X1 110211022	3号機 海水取水ポンプ(3号機)	完了	SRN_3_1440	海水取水装置	Z1	13915105	2014/4/2
000	X1 110211023	3号機 保安装置	完了	SRN_3_1170_3PB-7741	保安装置	Z1	10214341	2014/4/2
000	X1 110211025	保安装置	完了	SRN_3_1170_3PB-7741	保安装置	Z1	10214357	2014/4/2
000	X1 110211026	保安装置	完了	SRN_3_1170_3PB-7741	保安装置	Z1	13915124	2014/4/2
000	X1 110211027	保安装置	完了	SRN_3_1170_3PB-7741	保安装置	Z1	13915105	2014/4/2
000	X1 110211033	保安装置	完了	SRN_3_1170_3PB-7741	保安装置	Z1	10214371	2014/4/2
000	X1 110211038	保安装置	完了	SRN_3_1170_3PB-7741	保安装置	Z1	14852030	2014/4/2
000	X1 110211040	保安装置	完了	SRN_3_1170_3PB-7741	保安装置	Z1	13915105	2014/4/2
000	X1 110211042	保安装置	完了	SRN_3_1170_3PB-7741	保安装置	Z1	14852030	2014/4/2
000	X1 110211050	保安装置	完了	SRN_3_1170_3PB-7741	保安装置	Z1	13915105	2014/4/2
000	X1 110211051	保安装置	完了	SRN_3_1170_3PB-7741	保安装置	Z1	13915105	2014/4/2
000	X1 110211052	保安装置	完了	SRN_3_1170_3PB-7741	保安装置	Z1	13915105	2014/4/2
000	X1 110211053	保安装置	完了	SRN_3_1170_3PB-7741	保安装置	Z1	13915105	2014/4/2
000	X1 110211054	保安装置	完了	SRN_3_1170_3PB-7741	保安装置	Z1	14852040	2014/4/2
000	X1 110211055	保安装置	完了	SRN_3_1170_3PB-7741	保安装置	Z1	10214357	2014/4/2
000	X1 110211056	保安装置	完了	SRN_3_1170_3PB-7741	保安装置	Z1	10214353	2014/4/2
000	X1 110211070	保安装置	完了	SRN_3_2270	保安装置	Z1	13914115	2014/4/2

保守依頼を抽出し、機器の故障データを収集

## ➤ 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



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。

## <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。
- 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。
  - ✓ 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。
  - ✓ **今後、本成果を活用した地震PRAを実施予定。**(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。)



日本原子力学会  
貢献賞

最終報告書



## 機能の概要

- 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。

## フェーズ1における目標

- 従来の決定論的評価からの知見などに加えて、PRAから得られる知見を組み合わせた評価に基づき、意思決定を行うプロセスを構築。

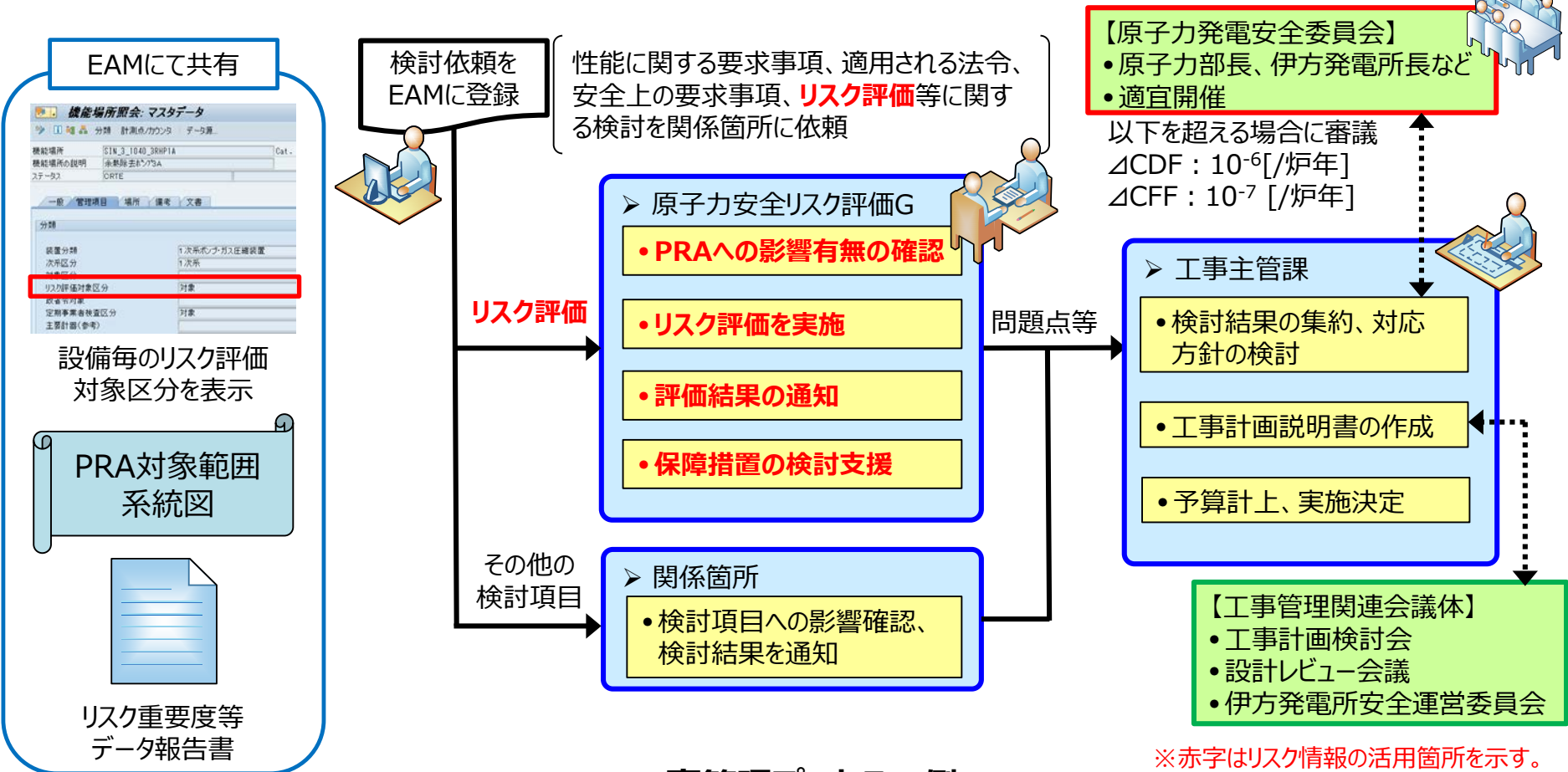
- リスク情報活用のための基盤整備として、PRAモデル化対象機器・対象範囲の識別情報、リスク重要度データをEAMを活用して発電所内で共有。
- 人材育成として、PRAの基礎知識についての集合教育（2016年～2019年：のべ323名が参加）※を実施し、NRRC主催の意思決定者向けリスク情報活用演習についても、主に管理職が受講。
- 原子力部門における活動方針として「リスクマネジメントに係る基本的考え方」を定め、RIDMプロセスの理解浸透を図る周知会を実施。
- **以下の業務プロセスにRIDMを導入。**
  - ✓ 不適合管理における不適合レベル判定、是正処置の策定
  - ✓ 工事管理における工事計画の策定
  - ✓ 未然防止処置管理における未然防止処置の策定、入力情報への「PRA等により抽出された改善措置」の追加

※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。

フェーズ1終了

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

- 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。

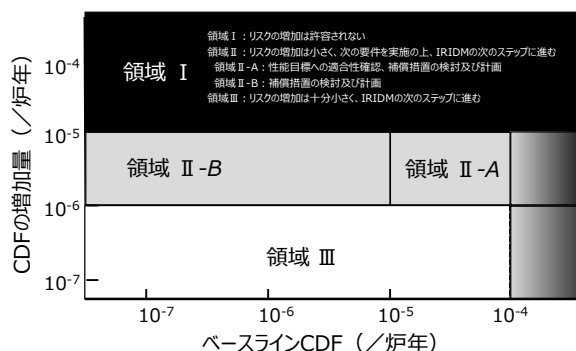


## 工事管理プロセスの例

(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)

## ➤ PRAによる影響検討と判断のめやす

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



- 注a) 内的事象及び外的事象を含むリスクに対して適用し、右図と併用する。
- 注b) 性能目標案の趣旨を踏まえ、許容されないベースラインCDFの境界は濃淡で示している。
- 注c) ベースラインCDF (横軸) は選択肢の実施前のCDF、CDFの増加量 (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。

炉心損傷頻度が増加する場合の判断のめやす



- 注a) 内的事象及び外的事象を含むリスクに対して適用し、左図と併用する。
- 注b) 性能目標案の趣旨を踏まえ、許容されないベースラインCFFの境界は濃淡で示している。
- 注c) ベースラインCFF (横軸) は選択肢の実施前のCFF、CFFの増加量 (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。

格納容器機能喪失頻度が増加する場合の判断のめやす

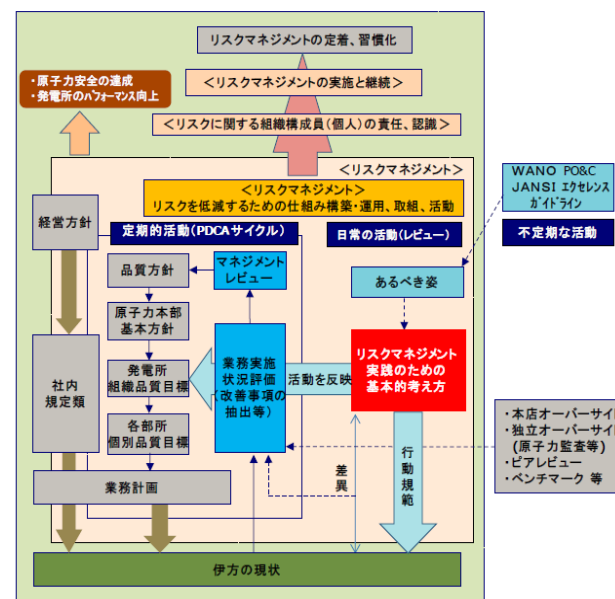
## <フェーズ1以降の取り組み>

### ➤ 「リスクマネジメント実践のための基本的考え方」の制定

- ✓ 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、原子力本部長により公布。
- ✓ 既存の品質保証活動に対するリスクマネジメントの位置付けを下図のとおり整理し、既存業務においてリスクマネジメントを実践するための基本的考え方を解説
- ✓ リスクマネジメント実践の意義、国際的なエクセレンスに基づくトップの期待事項、リスクマネジメントの目標と実践のための基本的な流れなどを記載。
- ✓ なお、当該文書は本文と別冊にて構成し、記載事項の出典や意図、活動を実践するにあたり参考となる具体事例やリスクマネジメントに係る定量的目標値(CDF:  $10^{-4}$ /炉・年程度等)を含む解説は別冊にまとめ、継続的に内容の充実を図ることとした。

### ➤ 「伊方発電所リスクマネジメント実施方針」の制定

- ✓ 伊方発電所において、リスクマネジメントに相当する具体的な業務の事例を取りまとめたもの。
- ✓ 発電所員に対して、従来の保安活動もリスクマネジメントの一部であることを認識させる。



既存の品質保証活動に対する  
リスクマネジメントの位置づけ

- 「原子力本部リスクマネジメント実践のための基本的考え方」、「伊方発電所リスクマネジメント実施方針」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、具体事例等を交えて解説する周知会を本店（高松）、原子力保安研修所（松山）、伊方発電所の各事業所において実施。

- JANSI提供の「リスク感受性向上研修e-ラーニング」の受講

- ✓ 原子力本部員（土木建築部、資材部含む）が対象

- リスクマネジメントに係る職場研究会

- ✓ リスクマネジメントと各自の業務との関わり

- ✓ 現場におけるリスク感受性向上



【原子力保安研修所・原子力本部（松山）】



【本店（高松）】



【伊方発電所】

(今後の予定)

- リスクマネジメントの活動実績の集約・評価

- ✓ 既存のパフォーマンス指標（PI）をリスク管理と結び付けて活用

- ✓ 当社が毎年実施している「本店オーバーサイト活動」※の活用

- 上記活動の集約・評価結果を品質マネジメントシステムにおけるマネジメントレビューのインプットに取り入れる。

※ 本店業務を通して得た知見を活用し、伊方発電所と協同して更なるパフォーマンスの向上を目指すため、本店の管理者等が定期的に伊方発電所に赴いて各活動の実施状況を観察している。



## ➤ 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。（～2022年7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。（59,60ページ参照）

- ✓ 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。



## (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。

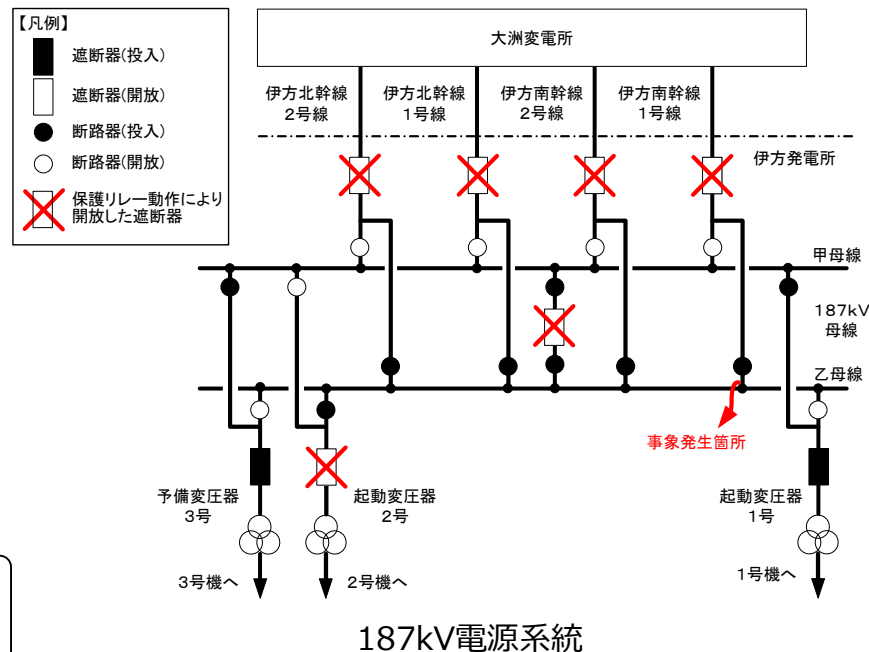
その後、1、2号機は予備系統から受電し、3号機は非常用ディーゼル発電機から受電した後、500kV送電線からの受電に切り替え復旧した。

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。

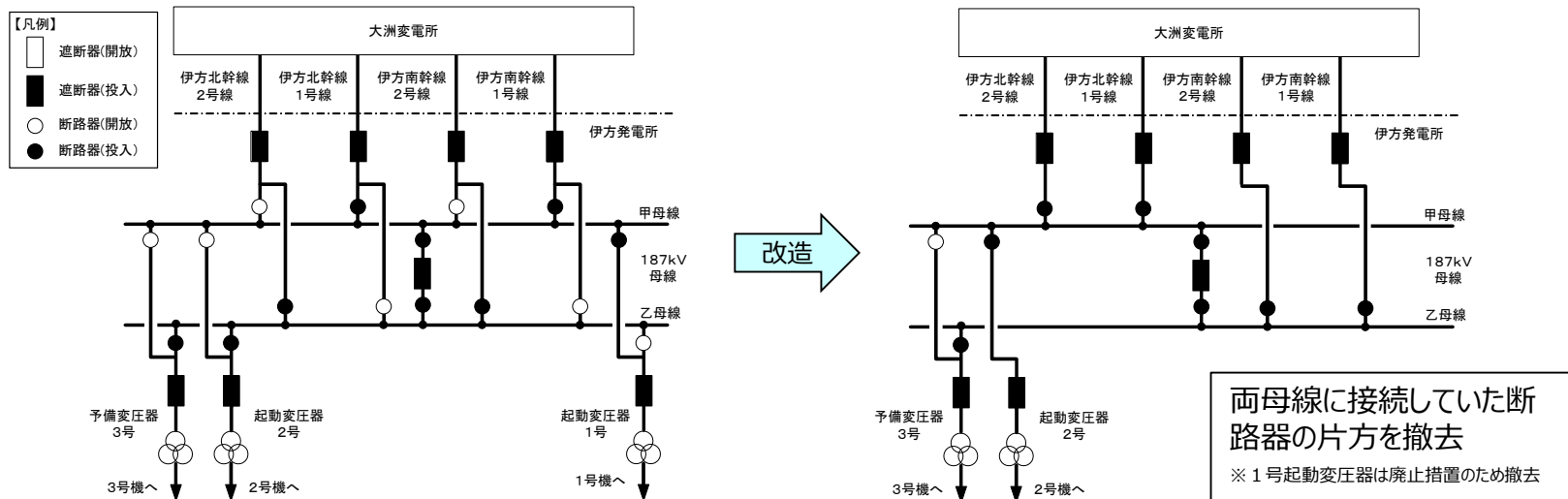
断路器内部の可動接触子と絶縁操作軸埋金の嵌合部が非接触状態（断路器が開放状態）で電圧が課電されることによって、嵌合部に放電が発生し、最終的に短絡に至った。



※：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

## 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

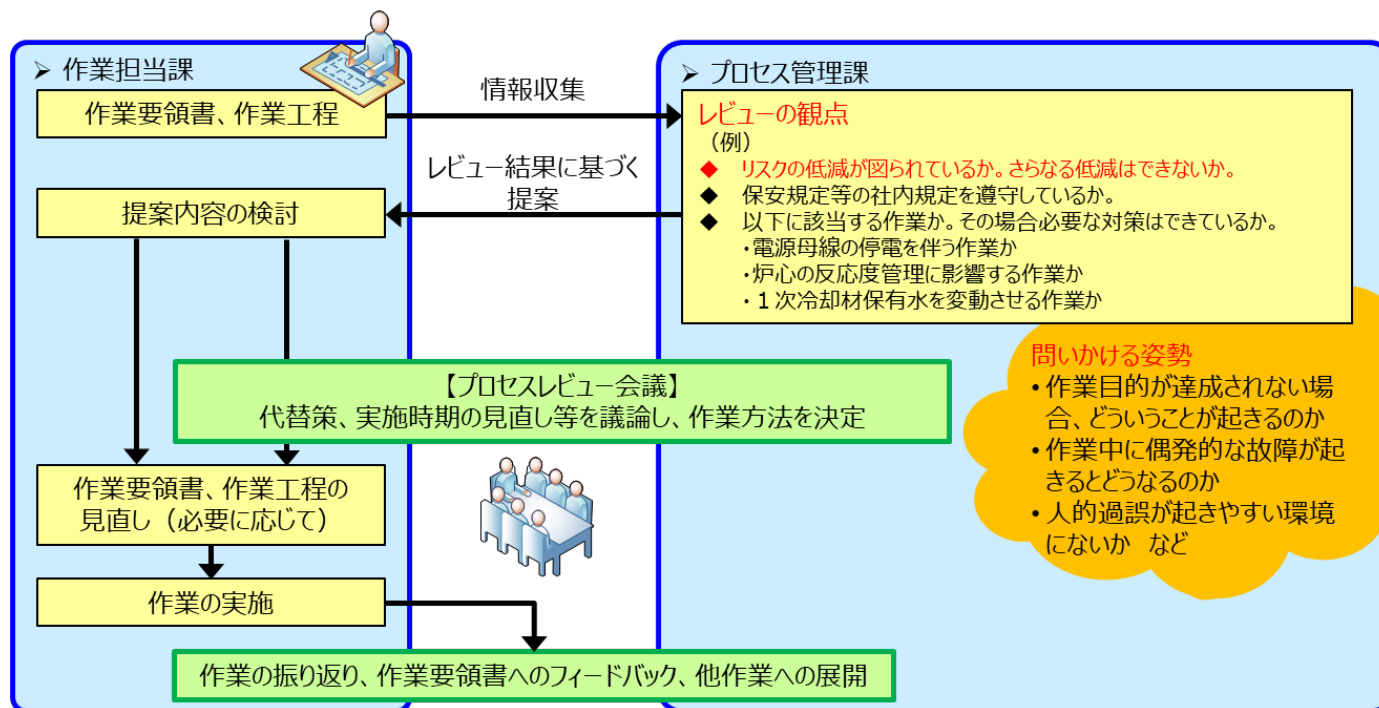
設備構成を変更することから、PRAから得られた知見を使って、機器毎の故障率をもとに187kVから所内電源が受電できなくなる確率（非信頼度）を評価することにより、工事影響を確認した。

## 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。

## ➤ 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

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 (S F P) 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>

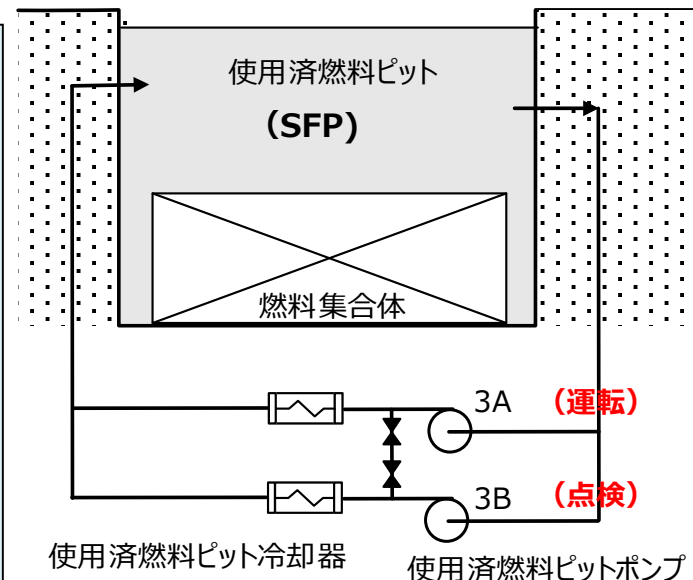
- ✓ 本点検に伴いS F P ポンプ2 台中1 台が運転不能となるため、本点検期間中に万一、運転中のS F P ポンプ3 Aが運転不能となった場合、使用済燃料の冷却ができなくなるリスクがある。
- ✓ 作業担当課では、万一、ポンプが全台運転不能となった場合でも、点検中のS F P ポンプ3 Bの復旧に要する時間は最大約2 4 時間と推定されたことから、S F P 温度が52℃に到達する(41.1時間)前に点検中のS F P ポンプ3 Bを運転してS F Pの冷却を再開できることを確認。

### <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S F P 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：S F Pの温度評価>

- S F P ポンプ1 台運転中のS F P 温度：30.2℃
- S F P ポンプ全台使用不能時のS F P 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)
- S F P ポンプ全台使用不能時S F P 温度 52℃ (社内規定) 到達時間：41.1時間後
- S F P ポンプ全台使用不能時S F P 温度 65℃ (制限値) 到達時間：65.7時間後



## ➤ 停止時リスク管理の運用見直し

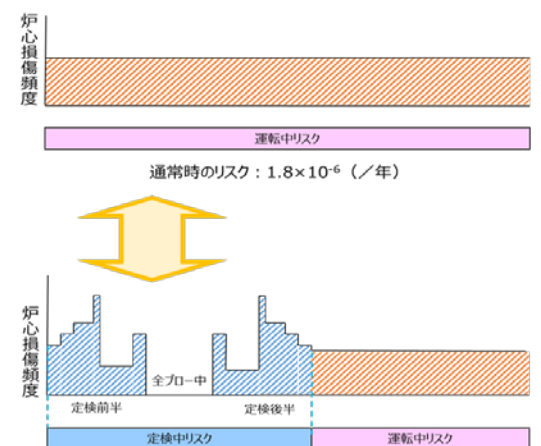
- ✓ 伊方3号プロジェクトを通じたPRAモデルの高度化により、定検時のPRAモデルが更新されたことを受け、従来のリスク管理方法を見直し、以前から議論されている安全目標の考え方も整合したリスク管理方法を検討した。

- 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」を参考に設定した。**
- リスクの瞬時値は、CDF :  $10^{-4}$ /炉・年程度を換算した「 $1.1 \times 10^{-8}$ /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、「原子力安全に係る重要度評価に関するガイド」(原子力規制委員会)の考え方（「赤」基準の1%以下であれば「緑」基準）を参考に、 $10^{-6}$ /年( $10^{-4}$ /年の1%)を目安値とし、通常時の運転中リスク「 $1.8 \times 10^{-6}$ /年」からの保全サイクル間のリスクの増分が、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を整備。

- リスク評価には不確かさが存在することを考慮する必要がある。
- リスク管理はリスクインフォームドであってリスクベースではないことを念頭に、リスクの変化については十分留意しつつも、極端に数字に拘ることなく、高リスク作業に対する関係者の意識向上、リスク低減に向けた協議、ひいては安全文化の醸成に努めることが重要である。

カラーコード	「目安値」からの倍率	リスク管理レベル
赤	1倍以上	$1.1 \times 10^{-8}$ /時間以上
橙	1/2倍以上 ～1倍未満	$5.7 \times 10^{-9}$ /時間以上 ～ $1.1 \times 10^{-8}$ /時間未満
黄	1/20倍以上 ～1/2倍未満	$5.7 \times 10^{-10}$ /時間以上 ～ $5.7 \times 10^{-9}$ /時間未満
緑	～1/20倍未満	$5.7 \times 10^{-10}$ /時間未満

リスクの瞬時値



運転中リスク+定検中リスク(例:3uの標準的な工程) :  $2.46 \times 10^{-6}$  (/年)

リスクの積算値