

# 伊方 3 号機におけるPRAの高度化について ～PRAの高度化とCDFの変遷～



2024年11月12日  
四国電力株式会社  
香川 明彦

1. はじめに
2. 伊方発電所の状況と原子力本部の組織
3. 伊方3号プロジェクトにおけるPRA高度化
  - 3.1 TAC提言に対する取り組み
  - 3.2 海外専門家レビューに対する取り組み
4. PRA高度化に伴うCDFの変遷
  - 4.1 過去に公表済みの内部事象レベル1PRAの結果
  - 4.2 AM整備後に実施したPRAに対する感度解析
  - 4.3 安全性向上評価として実施したPRAに対する感度解析
  - 4.4 外部事象レベル1PRAの結果と感度解析
  - 4.5 CDF等の変遷に関する考察
5. 今後の課題
6. まとめ

参考資料：RIDMに係る取り組み事例

# 1. はじめに

- 当社は、1994年にアクシデントマネジメント整備に向けた検討の中で確率論的リスク評価(PRA※<sup>1</sup>)を実施して以降、定期安全レビューや原子炉設置変更許可申請における重要事故シーケンス選定、伊方3号プロジェクト対応など、PRAの高度化とリスク情報を活用した意思決定(RIDM)に取り組んできた。
- 伊方3号プロジェクトは、現実に即したPRA(Good PRA※<sup>2</sup>)の構築に向けた活動として、2015年1月、原子力リスク研究センター(NRRC)および技術諮問委員会(TAC)等の支援を受け、PWR電力大のパイロットプラントとして開始した。

#### 当社におけるPRA高度化・PRAによるRIDMの適用

- ▼アクシデントマネジメント整備の検討（1994年）
- ▼定期安全レビュー（2006年～）、停止時リスク管理（2007年～）、保全活動での活用（2010年～）
- ▼設置変更許可申請（重要事故シーケンス等の選定）（2013年7月）

- ▼「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」を公表（2014年6月）
  - （ ・リスク評価におけるPRAの活用推進（原子力安全リスク評価グループの設置・人材拡充など）
  - （ ・リスクマネジメントの仕組みの強化（原子力安全リスク管理委員会の設置など） 等

#### ▼伊方3号プロジェクト（PRAの改善活動）として、技術タスクの検討を開始（2015年1月）

#### ▼海外専門家によるレビューを開始（2017年～）

#### ▼原子力規制庁へPRAモデルを開示（2018年10月～）

#### ▼第1回安全性向上評価(SAR)を届出・公表（2019年5月）

#### ▼既存の業務プロセスへ段階的に適用（2019年6月～）

#### ▼原子力規制庁によるPRAモデルの適切性確認（2020年3月）

#### ▼第2回SAR届出・公表（2022年7月）

#### ▼第3回SAR届出・公表（2023年12月）

※1：当時は、確率論的安全評価（PSA）と表現していた。

※2：レベル1PRA 及びレベル2PRA における現時点での国際的な先行事例と比肩するレベル（state of practice）を満たすPRA と定義

## 2. 伊方発電所の状況と原子力本部の組織

# 伊方発電所の概要

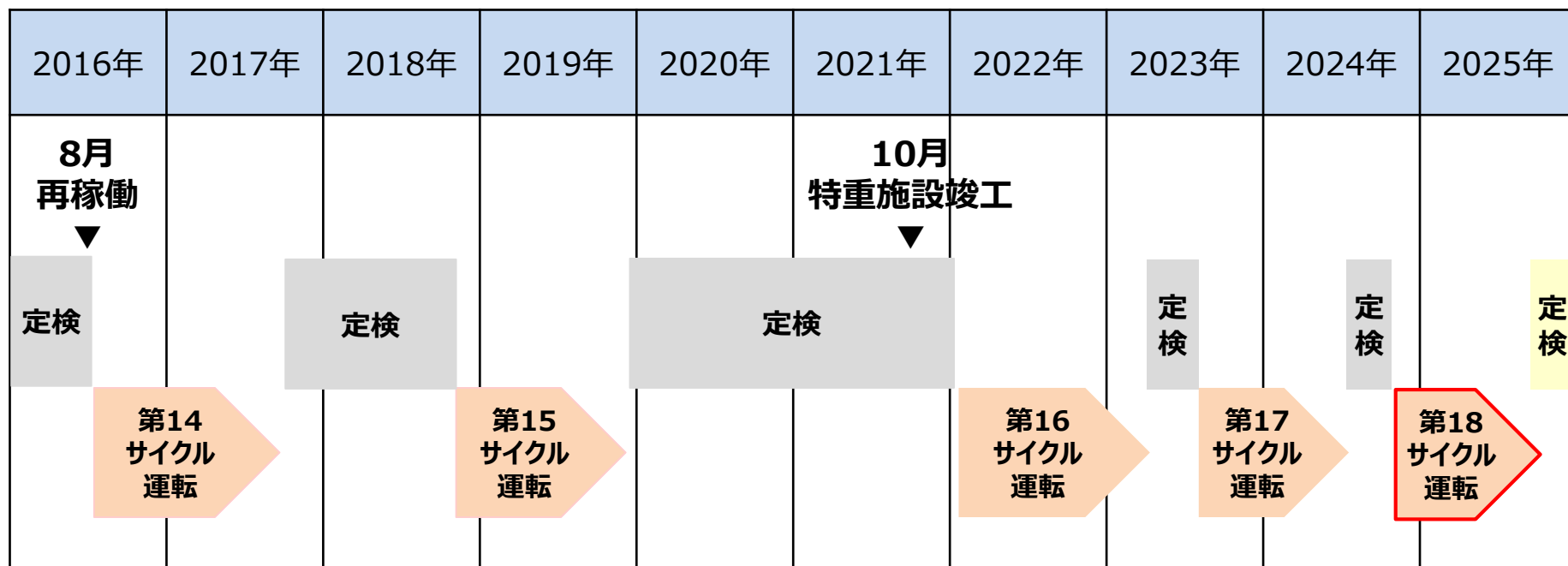
- 所在地：愛媛県西宇和郡伊方町



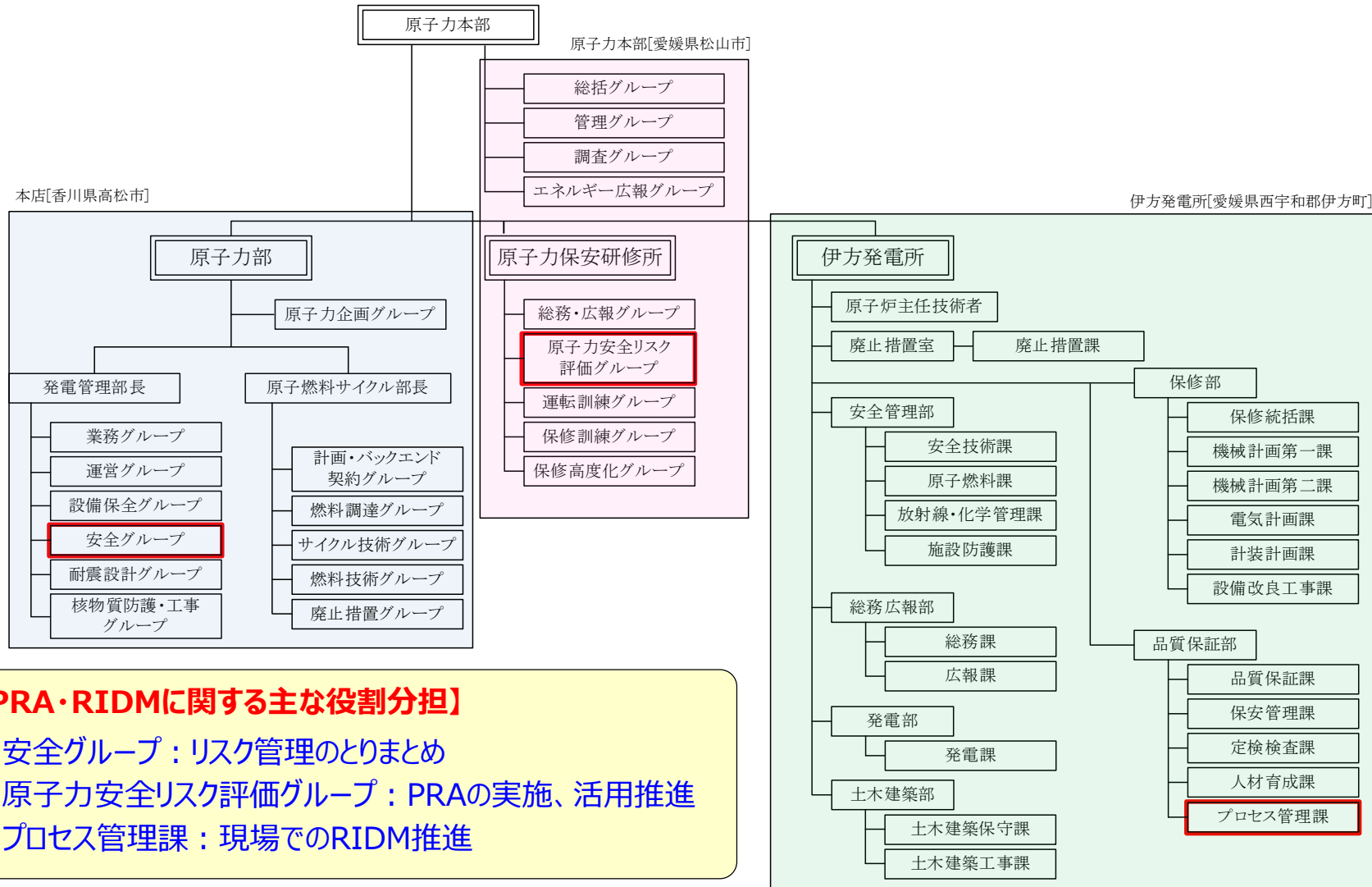
- 運転状況と設備概要

	1号機 (廃止措置中)	2号機 (廃止措置中)	3号機 (通常運転中)
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

- 2016年8月、伊方発電所 3号機は、新規規制基準適合性審査等への対応を経て再稼働し、現在、再稼働以降 5 サイクル目を運転中。
- 2021年10月、特定重大事故等対処施設が運用を開始したことで、新規規制基準に対するハード面およびソフト面の整備が一通り完了。



- 原子力本部の組織図は以下の通り。このうち、赤枠で明示したグループ・課において、PRA・RIDMに関する取り組みを実施している。



**【PRA・RIDMに関する主な役割分担】**

- 安全グループ：リスク管理のとりまとめ
- 原子力安全リスク評価グループ：PRAの実施、活用推進
- プロセス管理課：現場でのRIDM推進



### 3. 伊方3号プロジェクトにおけるPRA高度化

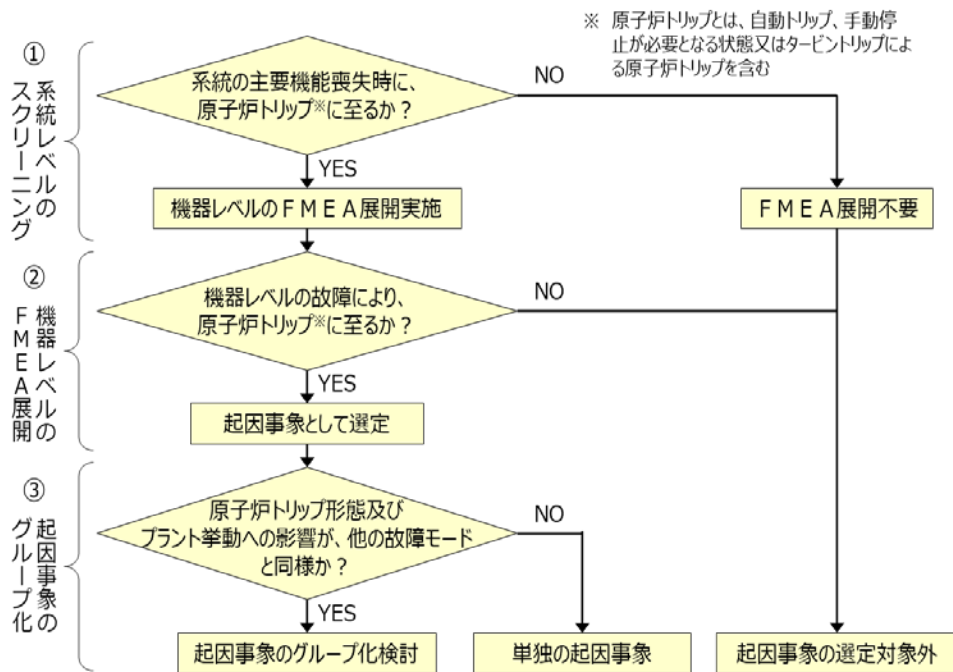
- 第1回および第2回TAC会合の結果を踏まえた提言をいただき、順次、以下に示す**5つの技術タスク**に取り組んできた。
- また、その**成果を適宜PRAモデルに反映し、安全性向上評価等**を通じて原子力規制委員会に届け出るとともに、**ホームページ等を通じて公表**している。

項目	提言の概要
① PRAイベントツリーの高度化	起因事象の数が少なく一般的。また、プラント固有の起因事象やシナリオの想定が十分ではない。 <u>プラント固有の起因事象を含めて網羅的に選定することが重要。</u>
② PRAパラメータの高度化	起因事象発生頻度、機器故障率、機器の供用不能状態の確率(アンアベイラビリティ)は、 <u>発電所特有の運転経験(プラント固有のデータ)が反映されるべき。</u>
③ 人間信頼性解析の高度化	複雑な事象進展での人的パフォーマンスを評価するにはTHERP手法は時代遅れ。 <u>米国で使用されている先進的モデルの導入を指向すべき。</u>
④ 地震ハザード評価の高度化	米国専門家が定める厳格な手順 (SSHACレベル3以上のプロセス) <u>で実施すべき。</u>
⑤ 地震フラジリティ評価の高度化	NRRCで <u>研究中の評価手法の適用を検討すべき。</u>

➤ 5つの技術タスクに対する取り組みは以下のとおり。

## ① PRAイベントツリーの高度化

- 起因事象について、原子炉設置変更許可申請での12事象に対し、FMEA※により、伊方3号機固有のプラント構成を踏まえた起因事象を追加して44事象を選定し、イベントツリーを構築した。
- 第1回安全性向上評価では、ベースケースとして高度化イベントツリーを反映。



FMEAの実施フロー

※ : Failure Mode and Effect Analysis:故障モード影響解析。

## ②PRAパラメータの高度化

- プラント固有の機器の故障回数や運転時間等のデータを活用するため、EAM（機器保全情報データベース）や運転日誌等を調査し、2004～2010年度の機器故障回数や運転時間等を収集、分析し、第1回安全性向上評価に感度解析として反映した。
- NRRCが新しく整備した国内一般機器故障率データ※に対して、伊方3号機における2011年度以降の故障率データを反映し、第3回安全性向上評価における内部事象PRAにベースケースとして反映した。

※：国内27プラントの2004～2010年度の故障率データに基づき整備。

モタ	S	文書T	通知	テキスト	ユーザ	Ch	定検回	機組場所	機組場所の説明	PG	保全作業区	通知日
0000	○	X1	110210637	3u 主蒸気ライン力指示変動調査	承認	長期		SIN_3_4030_3RC1	原子炉制御系統計装機	Z1	14652020	2014/4/
0000	○	X1	110210693	3u D/G-3B電気防食装置制御表示器点検	完了	長期		SIN_3_1370_3-OO-DGB	7#-セル発電機電気防食3B	ZE	13613111	2014/4/
0000	○	X1	110210694	3u 濁水取水P-3B出口弁取替(取弁)	完了			SIN_3_2290	濁水及水化装置系統	ZT	13614111	2014/4/
0000	○	X1	110210698	3u コシヤ塩殺菌機水漏れ-ス取付依頼	完了			SIN_3_2210	海水脱塩装置(OON)	ZT	13614115	2014/4/
0000	○	X1	110210699	保安調査確認(物品の付忘れ)	完了			SIN_3	3号機	ZD	10214363	2014/4/
0000	○	X1	110211010	3u カス3B 3FS-7741点検	完了			SIN_3_1170_3FS-7741	カス圧縮装置3B排水流量メータ	Z1	14652020	2014/4/
0000	○	X1	110211013	3u 耐震型海水ポンプ水位計多量化工事について	完了			SIN_3_4990_3LT-4840	耐震型海水ポンプ海水水位	Z1	10214357	2014/4/
0000	○	X1	110211014	3u T/ET7#-4(内照明灯)異時点検について	完了			SIN_3_3310	照明設備系統	ZE	13613112	2014/4/
0000	○	X1	110211021	3号機 脱モタ(3号機)点検依頼	完了			SIN_3_5340_3CWM-03	管理区低電圧7号機-CWM-3	ZS	14652050	2014/4/
0000	○	X1	110211022	3号機 脱モタ-設備所定時刻の稼働稼働	完了			SIN_3_1440	脱モタ設備系統(LAS)	ZS	13615105	2014/4/
0000	○	X1	110211023	3号機 RAG関係の通常指示値・警報設定	完了			SIN_3	3号機	ZH	10214341	2014/4/
0000	○	X1	110211025	保安調査確認(物品の保管状態)	完了			SIN_3	3号機	Z1	10214357	2014/4/
0000	○	X1	110211026	3u 燃料取扱レールの運用停止について	完了			SIN_3_1570_3FH-1-E	燃料取扱レール	ZR	13615124	2014/4/
0000	○	X1	110211027	3u 補助ボイラ燃料ポンプ電線管点検について	完了			SIN_3	3号機	ZE	13613105	2014/4/
0000	○	X1	110211033	保安調査確認(水空筒の閉止状態)	完了			SIN_3	3号機	ZD	10214371	2014/4/
0000	○	X1	110211038	3u 計器メンテナンス	完了			SIN_3	3号機	Z1	14652030	2014/4/
0000	○	X1	110211040	3u T/B電動機リスタートについて	完了			SIN_3	3号機	ZE	13613105	2014/4/
0000	○	X1	110211042	3UCW-3B油圧ユニット計装ケーブルお修理	完了			SIN_3	3号機	Z1	14652030	2014/4/
0000	○	X1	110211050	75kVA電源車車庫内運転	完了	長期		SIN_3	3号機	ZE	13613105	2014/4/
0000	○	X1	110211051	300kVA電源車車庫内運転(20年上期)	完了	長期		SIN_3	3号機	ZE	13613105	2014/4/
0000	○	X1	110211052	3u 可搬式電機車(平成26年上期)	完了	長期		SIN_3	3号機	ZE	13613105	2014/4/
0000	○	X1	110211053	3u 可搬式電機車(20年4月)	完了	長期		SIN_3	3号機	ZE	13613105	2014/4/
0000	○	X1	110211055	3u 中間橋中子束漏れ警報確認について	完了			SIN_3	3号機	Z1	14652010	2014/4/
0000	○	X1	110211057	保安調査確認(作業許可証の撤去忘れ)	完了			SIN_3	3号機	ZE	10214357	2014/4/
0000	○	X1	110211058	保安調査確認(弁名移動の取付付状態)	完了			SIN_3	3号機	ZR	10214353	2014/4/
0000	○	X1	110211070	3u 純水装置純水ポンプASB点検について	完了			SIN_3_2270	純水装置系統	ZT	13614115	2014/4/
0000	○	X1	110211083	3u 3B-3B放射線モニタ点検	完了			SIN_3_3_1110_3DT-3006	海水放射線計装機	Z1	14662050	2014/4/

タスク	タスク
CP0	PRA記録区分_発電機・ポンプ等
CP1	PRA記録区分_電動弁・空気作動弁等
CP2	PRA記録区分_手動弁・安全弁等
CP5	PRA記録区分_ファン/ブローア/タンク等
CPA	PRA記録区分_制御機駆動装置・MGセット等
CPB	PRA記録区分_警報設定器・ヒューズ等
CPD	PRA記録区分_故障判定評価
CPD0	不適合以外
CPD5	PRAデータ収集対象機器以外
CPDA	外的要因
CPDB	運転員の誤操作(保修員代行操作含む)
CPDF	評価対象期間外
CPDQ	PRAで考慮される故障モード以外
CPDK	収集対象機器の完全な機能喪失でないもの
CPD0	故障データとして収集

EAMから保修依頼を抽出し、機器の故障データを収集

## ③人間信頼性解析の高度化

- 米国で広く使用されている人間信頼性解析ツール「HRA Calculator」を導入した。
- また、NRRCが整備した「人間信頼性解析に関するガイドライン」を参考として、手順書の分析や運転員インタビューを実施し、HRA Calculatorの入力パラメータを整備した。
- 第1回安全性向上評価において、HRA Calculatorによる人間信頼性評価を反映した出力時内部事象レベル 1 PRAの感度解析を実施するとともに、第3回安全性向上評価における内部事象PRAにベースケースとして反映した。
- 今後、第4回安全性向上評価において、地震・津波・停止時内部事象PRAに適用する予定。



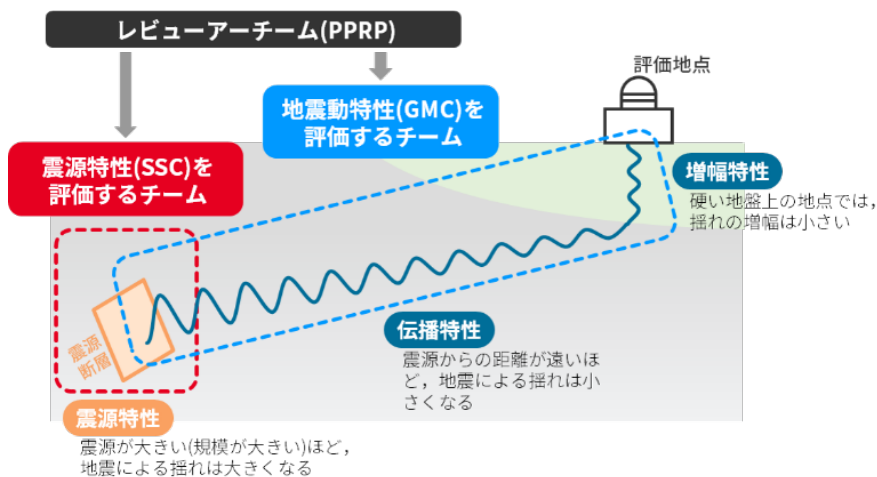
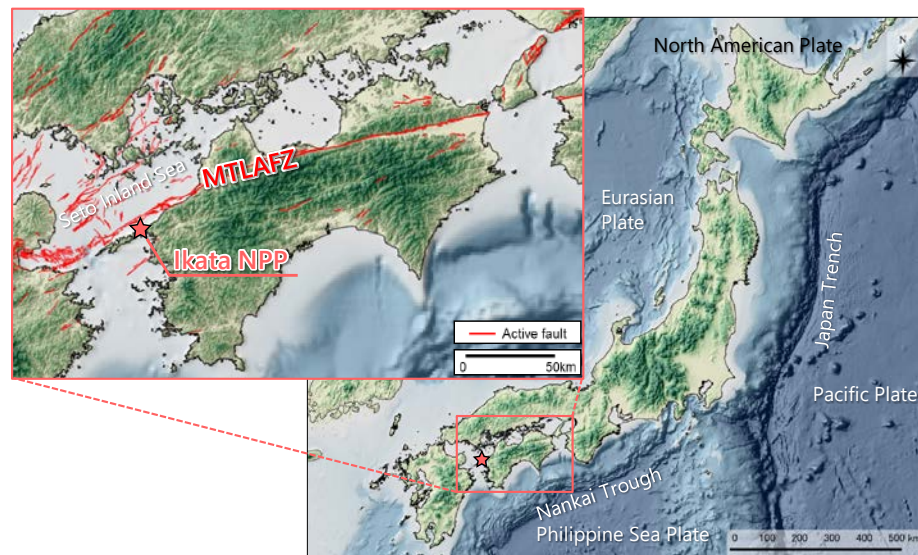
運転員インタビューシート(起因事象発生前人的過誤)(例)

個別操作 (事象発生前) に対する質問			
起因事象発生前人的過誤事象(手動弁の操作)の記載内容を確認した上で、A) モデル化情報に記載の状況との想定で回答願います。			
操作失敗に係る質問			
記号	質問項目	回答欄	備考
事象前 1-1	図解書や注力に添わず、操作に工具(ウォルナー、ユニハンドラー等)が必要である。	<input type="checkbox"/> YES <input type="checkbox"/> NO	
事象前 1-2	【1の質問YESを前提した時のみ】 操作を実施するのに工具は十分稼働が働いている。	<input type="checkbox"/> YES <input type="checkbox"/> NO	
事象前 1-3	操作に部品(螺旋式のハンドルや、ガスケット等)が必要である。	<input type="checkbox"/> YES <input type="checkbox"/> NO	
事象前 1-4	【1の質問YESを前提した時のみ】 操作を実施するのに部品は十分稼働が働いている。	<input type="checkbox"/> YES <input type="checkbox"/> NO	
<b>注記</b>			
事象前 2-1	手順書にチェック欄があり、チェックが実施されるか。 (注) 既に手順書にチェック欄があったとしてもチェックが実施されるかどうかは別のチェック。 逆に、チェック欄があったとしてもチェックがされないものであればNOをチェック。	<input type="checkbox"/> YES <input type="checkbox"/> NO	
事象前 2-2	運転員、作業員は操作についてトレーニングを受けている。 (注) 当該操作に関するトレーニングでなく、類似のトレーニングでもよい。	<input type="checkbox"/> YES <input type="checkbox"/> NO	
事象前 2-3	操作が適切に行われたことを確認する指示が手順書に記載されているか。 (注) 一助注意事項のような記載でも良い。	<input type="checkbox"/> YES <input type="checkbox"/> NO	
事象前 2-4	操作が適切に実施されていることも、操作担当者以外の人物が監視を行うか。 (注) 監視確認を行うのであれば、確認のタイミングに留意は無い。監視確認を行う以外に、操作・確認より遠隔地かつの目で確認する等) 確認はNOを回答する。	<input type="checkbox"/> YES <input type="checkbox"/> NO	

運転員インタビューの様子とインタビューシートの例

## ④地震ハザード評価の高度化

- 確率論的地震ハザード解析 (PSHA)の高度化を図るため、2016年3月より、伊方3号機を対象として、原子力施設等におけるPSHAの評価手順を定めた米国のSSHAC※1ガイドラインレベル3を適用するプロジェクト※2を開始した。
- 海外では原子力施設等の規制要求として広く用いられているものの、日本では初めての適用であった。



※1 : Senior Seismic Hazard Analysis Committee

※2 : 伊方SSHACプロジェクト

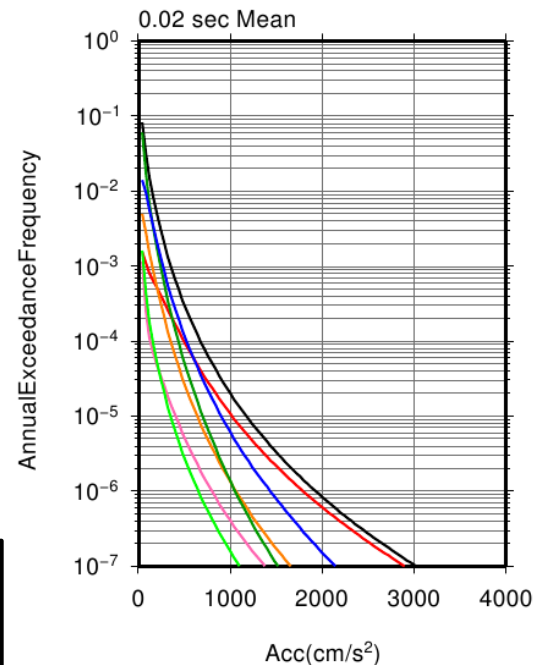
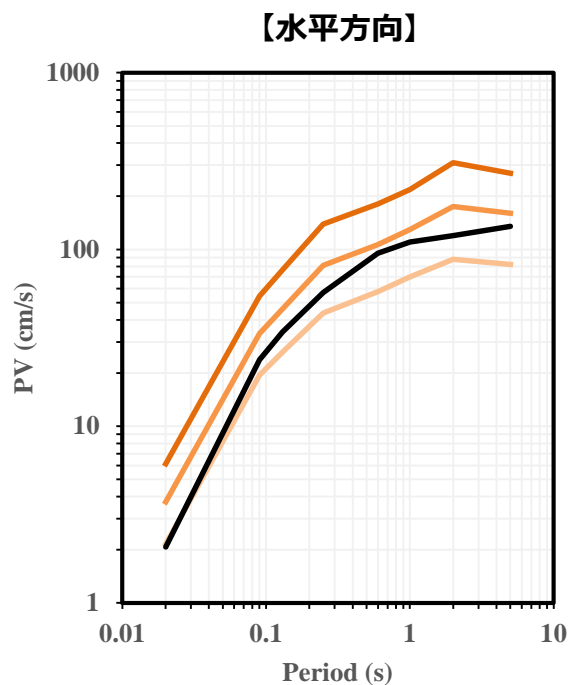
伊方発電所周辺の断層帯とSSHACプロジェクトの概要

## ④地震ハザード評価の高度化（続き）

- 伊方SSHACプロジェクトは、約4年半の議論を経て、2020年10月に完了。同年11月に「伊方SSHACプロジェクト最終報告書」として当社ホームページ※で公表。
- 第2回安全性向上評価において、得られた成果を活用した感度解析を実施した。今後、第4回安全性向上評価において、地震PRAのベースケースに反映予定。

## ⑤地震フラジリティ評価の高度化

- 全国大の研究等により、課題解決に向けた検討を実施中であり、必要に応じて、適宜成果を反映していく。



- SSHAC10<sup>-4</sup>スペクトル
- 10<sup>-5</sup>スペクトル
- 10<sup>-6</sup>スペクトル
- Ss-1 応答スペクトル

震源毎のハザード曲線と基準地震動Ss-1との比較

※ : [https://www.yonden.co.jp/energy/atom/safety/sshac\\_project/index.html](https://www.yonden.co.jp/energy/atom/safety/sshac_project/index.html)

- 伊方3号プロジェクトは、当初、TAC提言への対応を中心としていたが、2015年の第4回会合において、TAC本来の役割(NRRCのR&Dに対する技術諮問)が確認された。
- TAC提言に代わる活動として、NRRCの支援を受け、2017年から下表のとおり海外専門家によるレビューを実施している。
- 海外専門家レビューでは、ASME/ANS PRA標準（カテゴリーⅡ）への適合状況を確認。

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

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



- 第9回海外専門家レビュー終了時点において、ASME/ANS PRA標準によるサポート要件(SR)に対する適合状況及びF&O※の発行数は以下の通り。

※ : Fact & Observation

技術要素	SR	SRへの適合状況				F&Oへの対応状況			
		○	△	×	その他*	○	△	×	合計
起因事象(IE)	33	20	2	6	5(2)	11	8	3	22
事故シーケンス(AS)	21	14	1	4	2(1)	5	7	12	24
成功基準(SC)	16	7	1	4	4(3)	2	5	2	9
システム解析(SY)	41	31	2	5	3(2)	7	5	9	21
人間信頼性解析 (HR)	38	26	0	7	5(5)	3	4	6	13
データ解析(DA)	33	23	2	5	3(1)	3	1	7	11
定量解析(QU)	33	23	0	9	1(1)	10	9	7	26
合計	215	144	8	40	23(15)	41	39	46	126

【SRへの適合状況】

○ : 性能カテゴリー II 以上のカテゴリーに適合

△ : 性能カテゴリー I

× : いずれのカテゴリーにも適合していない

\* : レビューの対象外、()はそのうちレビュー未実施

【F&Oへの対応状況】

○ : closed(対応完了)

△ : partially closed(一部完了)

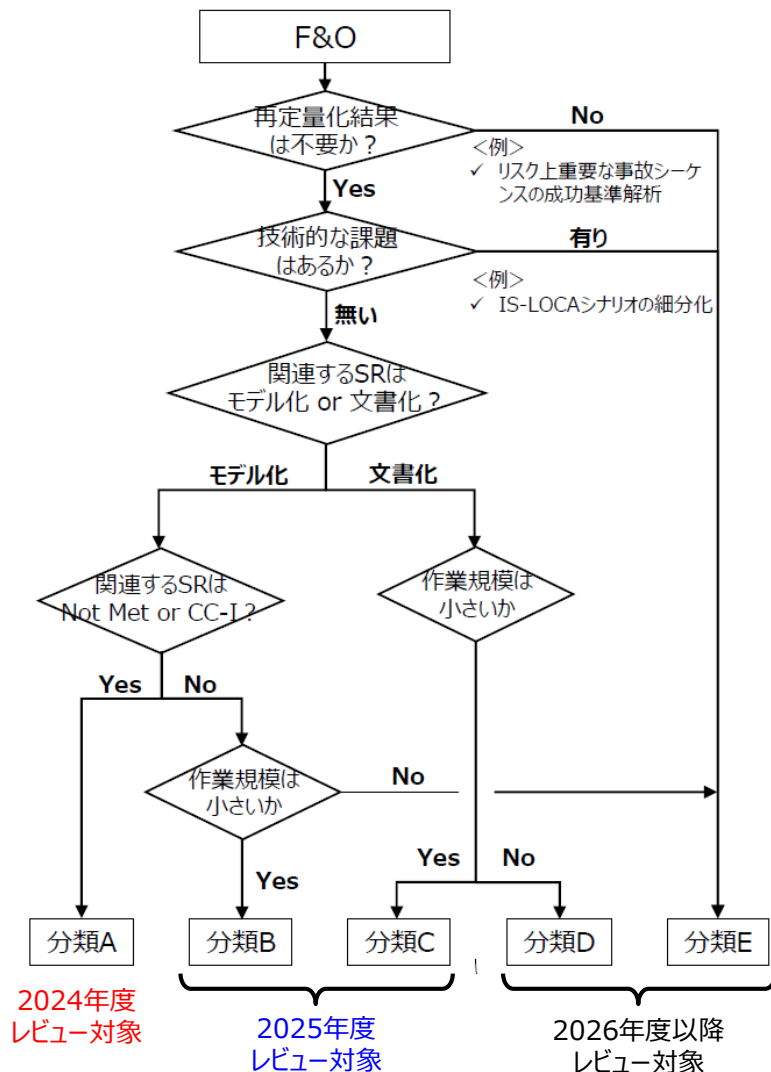
× : open(未完)

- ✓ SR適合は、その他を除く192項目のうち、
  - ・Met、性能カテゴリーII以上は144件 (75%)
  - ・性能カテゴリーIが8件 (4%)
  - ・Not metが40件 (21%)

- ✓ F&Oは、全126件のうち、
  - ・closed : 41件 (33%)
  - ・partially closed:39件 (31%)
  - ・open : 46件 (37%)

➤ 未解決となっている85件のF&Oについて、以下の対応方針に従ってレビュー対象とするF&Oの優先順位を検討し、効率的に対応していく。

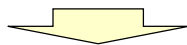
- 再定量化を踏まえた検討や技術的な課題があるF&Oなどは2026年度以降とする。(分類E)
- モデル化に関する指摘事項は定量化結果に影響するため、文書化に係るF&Oよりも優先度は高くなるため、2024又は2025年度とする。(分類A・B)
- 関連するSRがCC-II以上を満足している場合は、作業規模に応じて2025又は2026年度以降とする。(分類B・E)
- 文書化に関するF&Oは作業規模に応じて2025又は2026年度以降とする。(分類C・D)



### ➤ レビューコメントへの対応例 ① 交互運転している系統のモデル化

#### ✓ PRA高度化前

- 起因事象や通常時運転している系統のトレンが非対称な状態
- LOCAやSGTRなどの起因事象が常に特定のループで発生
- 通常時に運転している系統の運転トレンを固定（定期的なトレン切替がモデル化されていない）



#### 【海外専門家からのコメント】

- モデルの非対称性が各機器のリスク重要度に影響するため、現実的なリスク重要度が評価されない。（AS、SY）



#### ✓ PRA高度化後

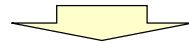
- 起因事象や通常時運転している系統のトレンが対称な状態
- LOCAやSGTRなどの起因事象はいずれのループでも発生
- 通常時に運転している系統について、実際に取り得る運転状態をモデル化

### ➤ レビューコメントへの対応例 ② 2次系破断事象の発生頻度の改善

#### ✓ PRA高度化前

- 米国NRCの起回事象発生頻度を国内PWRの運転実績によってベイズ更新して、2次系破断事象※の発生頻度を算出

※ 主給水管破断、主蒸気管破断（主蒸気隔離弁上流）、主蒸気管破断（主蒸気隔離弁下流）



#### 【海外PRA専門家からのコメント】

- 米国NRCの起回事象発生頻度データベースはASME PRA標準への適合性が確認されていない
- 各システムに対して、溢水規模に応じた単位長さあたりの溢水発生頻度が与えられているEPRILレポートを使用すべき



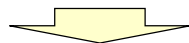
#### ✓ PRA高度化後

- EPRILレポートを用いた2次系破断の起回事象発生頻度を算出（実施中）

### ➤ レビューコメントへの対応例 ③現実的な条件を用いた成功基準の実施

#### ✓ PRA高度化前

- 保守性を含む許認可解析条件に基づいて、事故シーケンスや成功基準（機器台数、運転員操作の余裕時間）を設定



#### 【海外PRA専門家からのコメント】

- 最小の機器台数（1ポンプ、1トレン、1弁）となっていない成功基準がある
- リスク上重要な事故シーケンスに対して、最確条件に基づいた成功基準を設定すべき



#### ✓ PRA高度化後

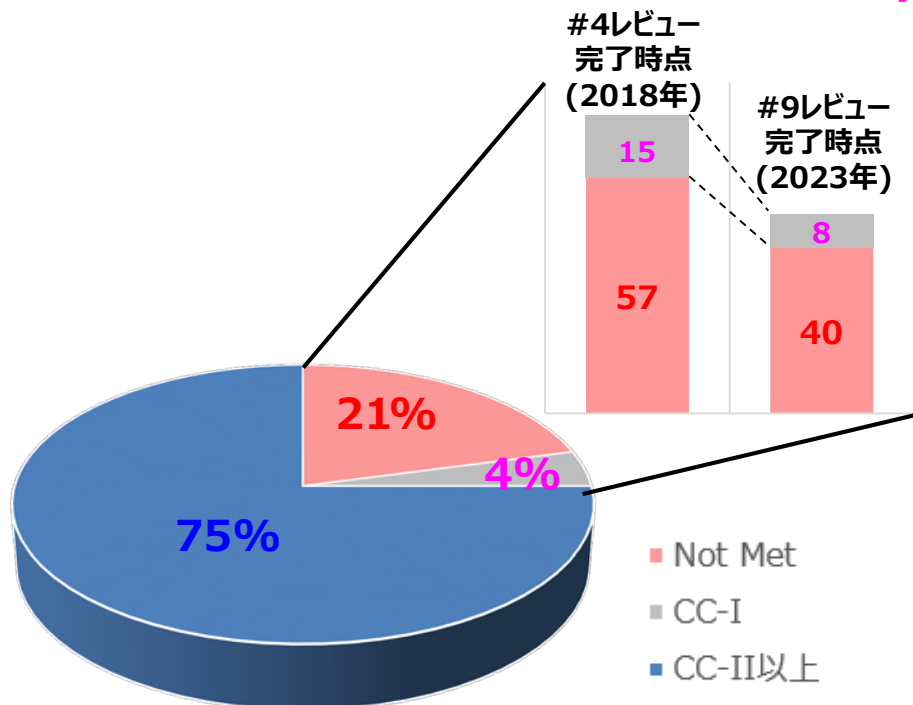
- リスク上重要な事故シーケンスを抽出して、最確条件を用いた解析に基づく成功基準を設定（実施中）

例) 中／小破断LOCA + 高圧注入失敗時の低圧注入ポンプの台数：1/2台（高度化前：2/2台）  
SBO／LUHS + RCPシールLOCA時の2次系強制冷却の操作余裕時間：70分（高度化前：30分）

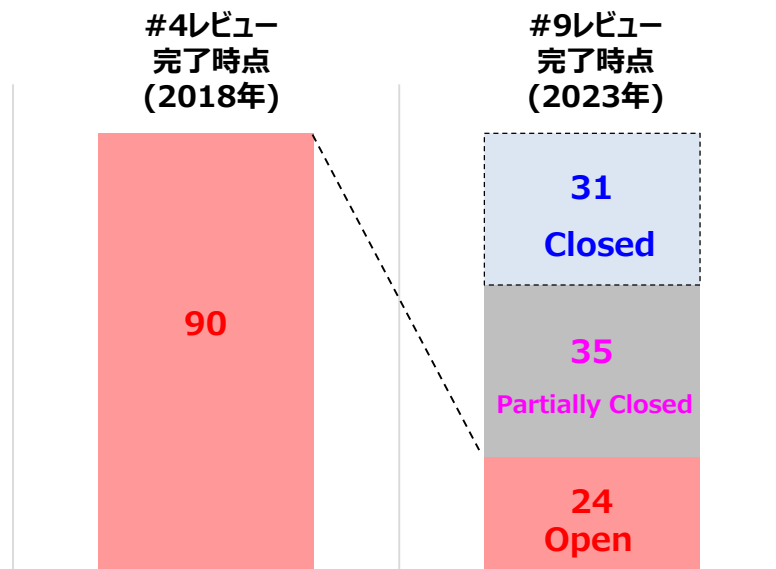
### ➤ レビュー経過に伴うASME/AMS PRA標準SRに対する適合状況の推移

- ✓ SR適合状況：性能カテゴリー（CC）Ⅱ以上は75%  
F&Oを解決することにより、Not MetやCC-IをCC-IIに適合させている
- ✓ F&Oのうち指摘事項※への対応状況：

**Closed : 31件、Partially Closed : 35件、Open : 24件**



SR適合状況 (レビュー対象外、レビュー未実施を除く)



F&O (指摘事項※) の状況

※ F&Oには推奨事項や良好事例も含まれるが、ここでは指摘事項の数を記載  
 なお、推奨・良好事例を含む総数は、closed : 41件 (33%)、partially closed:39件 (31%)、open : 46件 (37%)。

## 4. PRA高度化に伴うCDF等の変遷

- 伊方3号機については、これまで、アクシデントマネジメント(AM)整備後、定期安全レビュー(PSR)、新規制基準適合性審査に係る設置変更許可申請および安全性向上評価届出(SAR)にてPRAを実施・公表している。
- CDFはそれぞれ下表のとおりであり、2004年に公表した②と2023年に公表した⑦では、**追加対策を考慮しているにもかかわらずCDFは約20倍に上昇**しており、次ページ以降で各ケースにおける解析条件の差異による影響を考察する。

項目	AM整備後PSA報告書 (2004年3月)		③PSR報告書 (2006年9月)	④設置変更 許可申請書 (2015年7月)	③'PSR報告書 (2016年9月)	第1回SAR (2019年5月)		⑦第3回SAR (2023年12月)	
	①追加AM 整備前	②追加AM 整備後				⑤SA対策なし	⑥SA対策あり		
CDF[/炉・年]	$2.9 \times 10^{-7}$	<b><math>1.5 \times 10^{-7}</math></b>	$1.4 \times 10^{-7}$	$2.2 \times 10^{-4}$	$1.4 \times 10^{-7}$	$1.8 \times 10^{-3}$	$1.8 \times 10^{-6}$	<b><math>2.8 \times 10^{-6}</math></b>	
解析条件	起因事象 発生頻度	~2002年度 データ	←	←	~2010年度 データ	~2002年度 データ	~2015年度 データ	←	~2021年度 データ
	機器故障率	米国データ	←	←	国内データ (21ヶ年)	米国データ	国内データ (29ヶ年)	←	新国内データ+ 個別データ
	CCF	NUREG-1150	←	←	CCF 2010	NUREG-1150	CCF 2012	←	CCF 2015
	緩和策	AMなし*	AMあり	←	AMなし SA対策なし	AMあり	AMなし SA対策なし	SA対策あり (AM含む)	SA対策あり+ 特重他考慮
	人的過誤 従属性	なし	←	←	トロン間:考慮 シークス間:なし	なし	トロン間:完全従属 シークス間:考慮	←	←
	TACコメント	-	-	-	-	-	反映	←	←

※：1992年以前に整備されていた、フィードアンドブリード、2次系強制冷却などには期待している。



## 4.2 AM整備後に実施した内部事象レベル1PRAに対する感度解析 24

- AM整備後に実施したPRAに対して、各解析条件の影響を確認するための感度解析を実施した。
- ②と③の比較から、起因事象発生頻度データ更新の影響はほとんどない。また、②と④の比較から、人的過誤従属性の影響は大きく、CDFが約2.7倍となった。さらに、①と⑤および②と⑥の比較から、機器故障率データの影響は中程度で、⑤で約59%減、⑥で36%減となった。

項目	AM整備後PSA報告書 (2004年3月)		各解析条件の影響を確認するための感度解析				
	①追加AM 整備前	②追加AM 整備後	③起因事象発生 頻度の影響	④人的過誤 従属性の影響	⑤機器故障率の 影響(AMなし)	⑥機器故障率の 影響(AMあり)	
CDF[/炉・年]	$2.9 \times 10^{-7}$	$1.5 \times 10^{-7}$	$1.5 \times 10^{-7}$	$4.0 \times 10^{-7}$	$1.2 \times 10^{-7}$	$9.6 \times 10^{-8}$	
解析条件	起因事象 発生頻度	～2002年度 データ	←	～2015年度 データ	←	～2002年度 データ	～2015年度 データ
	機器故障率	米国データ	←	←	←	国内データ (21ヶ年)	国内データ (29ヶ年)
	CCF	NUREG-1150	←	←	←	←	←
	緩和策	AMなし※1	AMあり	←	←	AMなし※	AMあり
	人的過誤 従属性	なし	←	←	トシ間:完全従属	なし	←
	TACコメント	—	—	—	—	—	—

※1：1992年以前に整備されていた、フィードアンドブリード、2次系強制冷却などには期待している。

※2：表中の着色は解析条件の影響であり、緑字は影響なし、青字は減少、赤字は増加を示す。

- ⑤⑥⑦⑧から起因事象発生頻度・故障率データ更新の影響はほとんどない。
- ②からPRAイベントツリー高度化の影響は大きく、CDFが約86倍となった。
- ④からNRRCが開発した人間信頼性解析手法採用の影響は大きく、CDFが約2.3倍となった。
- ⑨⑩から最確条件の成功基準解析等のモデル高度化や特重施設等の影響は中程度で、⑨で約20%減、⑩で約60%(CFF)減。

項目	第1回SAR (2019年5月)				第2回SAR (2022年7月)		第3回SAR (2023年12月)				
	①SA対策なし	②TACコメントの影響	③SA対策あり	④人間信頼性解析ツールの影響	⑤起因事象発生頻度等の影響	⑥機器故障率の影響	⑦起因事象発生頻度等の影響	⑧個別プラント故障率の影響	⑨その他モデル高度化の影響	⑩特重施設等の影響	
CDF[/炉・年]	1.8×10 <sup>-3</sup>	2.1×10 <sup>-5</sup>	1.8×10 <sup>-6</sup>	4.2×10 <sup>-6</sup>	4.1×10 <sup>-6</sup>	3.8×10 <sup>-6</sup>	3.7×10 <sup>-6</sup>	3.5×10 <sup>-6</sup>	2.8×10 <sup>-6</sup>	2.8×10 <sup>-6</sup>	
CFF[/炉・年]	—	—	5.7×10 <sup>-7</sup>	—	9.3×10 <sup>-7</sup>	1.1×10 <sup>-6</sup>	1.1×10 <sup>-6</sup>	9.2×10 <sup>-7</sup>	6.7×10 <sup>-7</sup>	2.8×10 <sup>-7</sup>	
解析条件	起因事象発生頻度(期間)	~2015年度データ	←	←	~2017年度データ	←	~2021年度データ	←	←	←	
	機器故障率	国内データ(29ヶ年)	←	←	国内データ(29ヶ年)+個別データ	新国内データ	←	新国内データ+個別データ	←	←	
	TACコメント	反映	なし	反映	←	←	←	←	←	←	
	PRA高度化	人間信頼性解析	THERP	←	←	HRA Calculator	←	←	←	←	←
	起因事象発生頻度(手法)	最尤推定値稼働率未考慮	←	←	←	平均値稼働率考慮	←	プラント固有外電喪失	←	←	←
	交互運転他※1	なし	←	←	←	←	←	←	←	あり	←
緩和策	非常用GTG	なし	←	←	←	あり	←	←	←	←	
	特重施設第3蓄電池	なし	←	←	←	←	←	なし	←	←	あり

※1：交互運転している系統のモデル化の他、最確条件の成功基準解析適用、その他最新知見の反映や設計情報の更新を含む。

※2：表中の着色は解析条件の影響であり、緑字は影響なし、青字は減少、赤字は増加を示す。

## 4.4 外部事象レベル1PRAの結果と感度解析

- 地震は、①と②および③の比較から、地震ハザードおよびTACコメントの影響によりCDFは増加、①と④の比較から、フラジリティの影響によりCDFは大きく減少することを確認。
- 津波は、①と②の比較から、ハザードや浸水経路の影響が大きいことを確認。
- 地震・津波ともに、**第4回安全性向上評価において再評価を実施する予定。**

### 【地震】

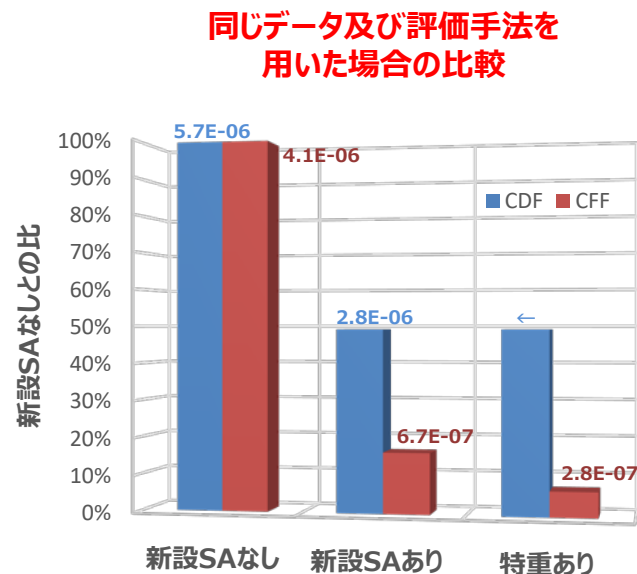
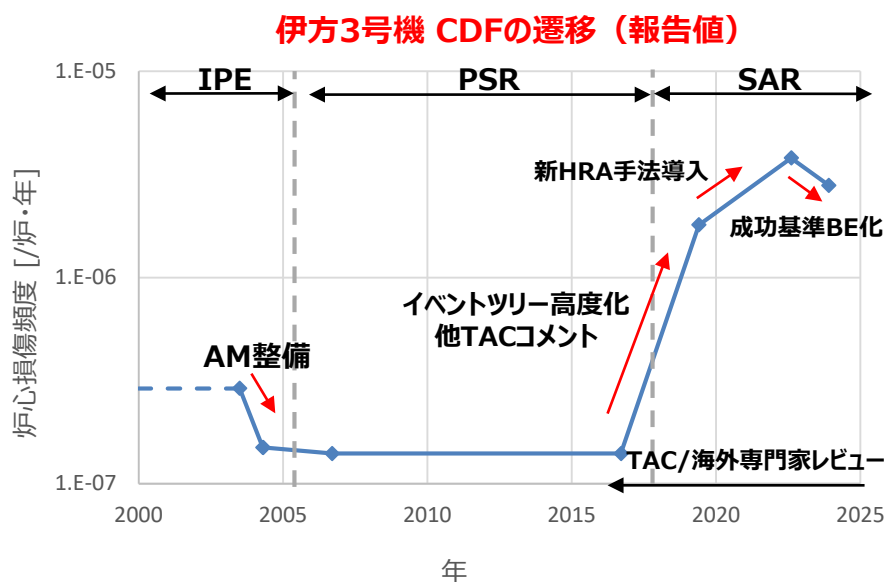
項目		①設置変更許可申請書 (2015年7月)	②感度解析 (地震ハザード影響)	③感度解析 (TACコメント影響)	④感度解析 (フラジリティ影響)	⑤第1回SAR [SA対策なし] (2019年5月)
地震	CDF[/炉・年]	$3.2 \times 10^{-5}$	$4.0 \times 10^{-5}$	$4.6 \times 10^{-5}$	$8.7 \times 10^{-6}$	$8.5 \times 10^{-6}$
	条件の相違	2015年7月 申請時点のハザード	2017年7月 許可時点のハザード	←	←	←
	地震ハザード	2015年7月 申請時点のハザード	2017年7月 許可時点のハザード	←	←	←
	TACコメント対応で追加されたシナシ	考慮なし	←	考慮あり	←	←
	フラジリティ	精緻化なし	←	←	精緻化あり	←

### 【津波】

項目		①設置変更許可申請書 (2015年7月)	②感度解析 (津波ハザード・ 浸水ルート影響)			⑤第1回SAR [SA対策なし] (2019年5月)
津波	CDF[/炉・年]	$1.3 \times 10^{-5}$	$1.9 \times 10^{-5}$			$1.9 \times 10^{-5}$
	条件の相違	2015年7月 申請時点のハザード	2017年7月 許可時点のハザード			←
	津波ハザード	2015年7月 申請時点のハザード	2017年7月 許可時点のハザード			←
	浸水ルート(浸水口高さ)	考慮なし(3.8m)	考慮あり(5.9m)			←

※：表中の着色は解析条件の影響であり、青字は減少、赤字は増加を示す。

- 内部事象出力時PRAについては、PSAと呼んでいた時代に実施したAM整備後のモデルと、TACや海外専門家の知見を反映したモデルを比較すると、**PRAイベントツリーや人間信頼性解析の高度化により、CDF等は大きく上昇した。**
- 一方で、設備相違のみに着目してCDFおよびCFFを比較した場合、**新規制基準適合性審査対応で追加したSA設備や特重施設により、CDFは約1/2、CFFは約1/10に低減した。**
- このように、**CDFは上昇しているものの**、モデルの詳細化や新手法適用により現実的なリスク評価を可能としつつ追加対策を考慮することで**安全性は向上している。**



- 米国との比較という観点から考察すると、**Surry発電所のCDF**に関して、1990年頃の $4.0 \times 10^{-5}$ /炉・年に対して、**2017年には $2.5 \times 10^{-6}$ /炉・年**となり、**一桁程度低減**しており、**米国産業界平均のトレンドと概ね一致**している。
- 日米での故障データや保全・運用が異なること等から一概に絶対値で比較することはできないが、**伊方3号機のCDFは $2.8 \times 10^{-6}$ /炉・年**となっており、**米国Surry発電所のCDFと概ね同程度**となっている。

## 米国Surry発電所のCDF新旧

### NUREG-1150から引用

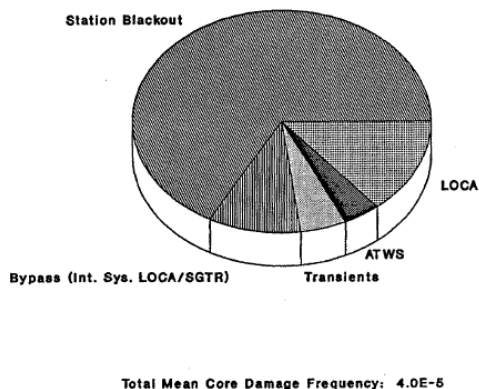


Figure 3.3 Contributors to mean core damage frequency from internal events at Surry

### PSA-2017から引用

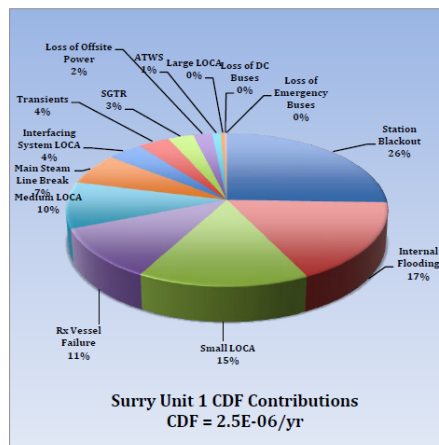
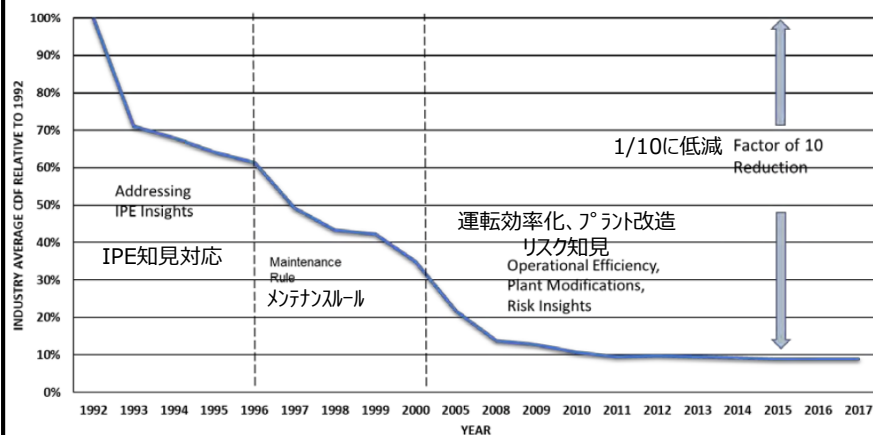


Figure 4: Surry Risk Profile after FLEX implementation

1990年頃の $4.0 \times 10^{-5}$ /炉・年から、2017年の $2.5 \times 10^{-6}$ /炉・年となり一桁程度低減している

## 米国産業界平均CDF : NEI 20-04から引用



Source: Multiple Sources including IPE submittals and ROP data for Mitigating System Performance Index

Figure 12 - Industry Average CDF Trend

1990年代から2010年代で一桁程度低減している

## 5. 今後の課題

- このように、内部事象出力時PRAのみならず、地震PRAについても様々な高度化に取り組むことで、現時点での国際的な先行事例と比肩するレベルに到達しつつあるPRAモデルを整備しており、その品質を確かなものとするため、引き続き海外専門家等によるレビューに取り組んでいく。
- 一方、規制活動へのRIDM適用については、原子力規制検査における重要度決定プロセス(SDP)のみとなっている。
- PRAは魔法のツールではなく、リスクマネジメントを実践していくうえで重要なツールの一つであり、リスクインフォームドの概念を忘れないことが重要と考えている。
- 今後、オンラインメンテナンスを始めとして、規制活動を含む様々な業務プロセスへ適用拡大していくことで、リスクマネジメントの概念が拡大していくことに期待したい。

## 6. まとめ



- 内部事象出力時PRAについては、海外専門家レビューで受けたF&Oを解決することで十分な品質を確保するとともに、より現実的な評価結果になるよう適切なモデル化に取り組み、業務プロセスのRIDM適用をより拡大していく。
- 地震・津波PRAについては、ベースとなる内部事象出力時PRAモデルに高度化したモデルを用いるとともに、地震PRAについては、伊方SSHACプロジェクトの成果として整備した地震ハザードを考慮することで、より信頼性の高い外部事象PRAを実施し、様々な業務プロセスのRIDMに適用していく。
- 引き続きPRAモデル高度化に取り組むとともに、高度化したPRAモデルを様々な業務プロセスのRIDMに適用することにより伊方発電所のパフォーマンスを向上させ、その成果を安全性向上評価届出書などを通じて社会に公表していく。

ご清聴ありがとうございました。

