

第2回 リスク情報活用に関する意見交換会

原子力事業者のPRA高度化 及びリスク情報活用の取組み

2025年7月18日
原子力エネルギー協議会
(ATENA : Atomic Energy Association)

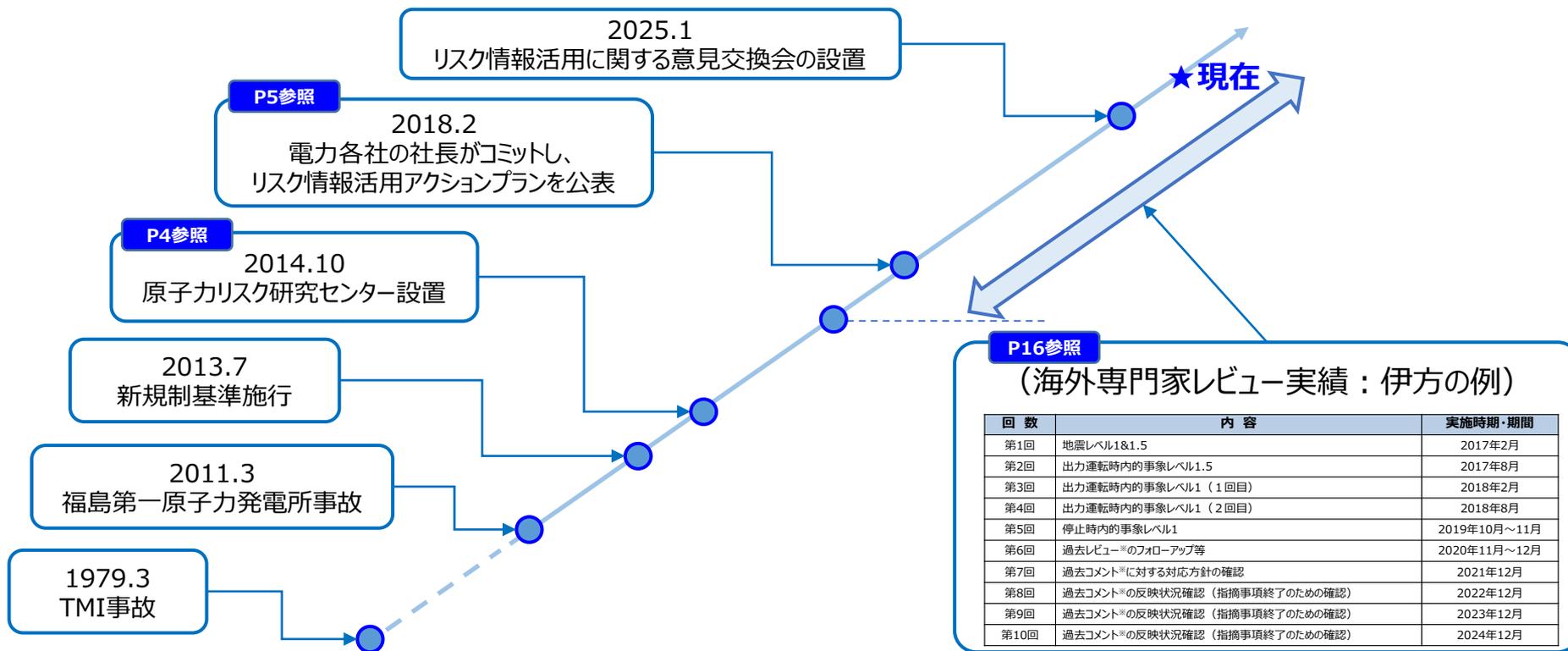
目次

1. これまでの歩み
 1. 1 これまでの歩み
 1. 2 業界の体制
 1. 3 リスク情報活用に係るアクションプラン
2. PRAの高度化状況
 2. 1 レベル1 内の事象PRA
 2. 2 レベル1.5内の事象PRA
 2. 3 地震PRA
 2. 4 津波PRA
 2. 5 火災PRA
 2. 6 溢水PRA
 2. 7 不確実さの取り扱い
 2. 8 確率論的破壊力学評価 (PFM)
3. リスク情報活用の状況
 3. 1 米国におけるリスク情報活用事例
 3. 2 国内でのリスク情報活用の実施状況
4. まとめ
5. 参考資料
 5. 1 学会標準・ガイドラインの策定状況
 5. 2 略語集
 5. 3 安全性向上評価届出における評価結果

1. これまでの歩み
 1. 1 これまでの歩み
 1. 2 業界の体制
 1. 3 リスク情報活用に係るアクションプラン
2. PRAの高度化状況
 2. 1 レベル1 内の事象PRA
 2. 2 レベル1.5内の事象PRA
 2. 3 地震PRA
 2. 4 津波PRA
 2. 5 火災PRA
 2. 6 溢水PRA
 2. 7 不確かさの取り扱い
 2. 8 確率論的破壊力学評価 (PFM)
3. リスク情報活用の状況
 3. 1 米国におけるリスク情報活用事例
 3. 2 国内でのリスク情報活用の実施状況
4. まとめ
5. 参考資料
 5. 1 学会標準・ガイドラインの策定状況
 5. 2 略語集
 5. 3 安全性向上評価届出における評価結果

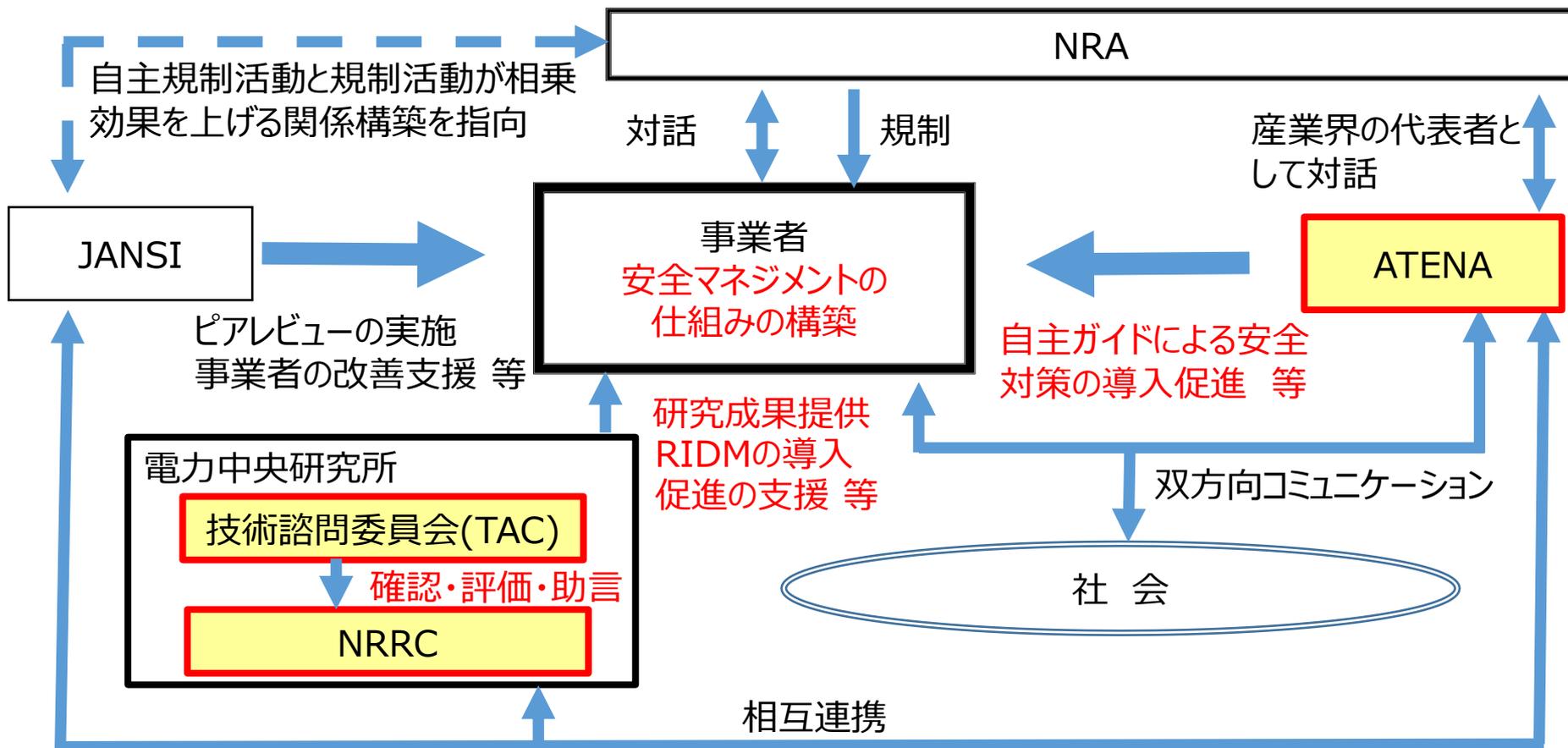
1. 1 これまでの歩み

- ✓ 事業者は、TMI事故を契機にアクシデントマネジメント検討の中でPRAを整備して以降、定期安全レビューなどに活用してきた。
- ✓ 福島第一原子力発電所事故以降、新規制基準適合性審査の中で活用するとともに、原子力リスク研究センター（NRRC）の技術諮問委員会（TAC）、パイロットプラント（BWRは柏崎刈羽7号機、PWRは伊方3号機）を対象とした海外専門家レビュー、同知見の他プラントへの水平展開など、業界全体でPRAの高度化に取り組んできた。



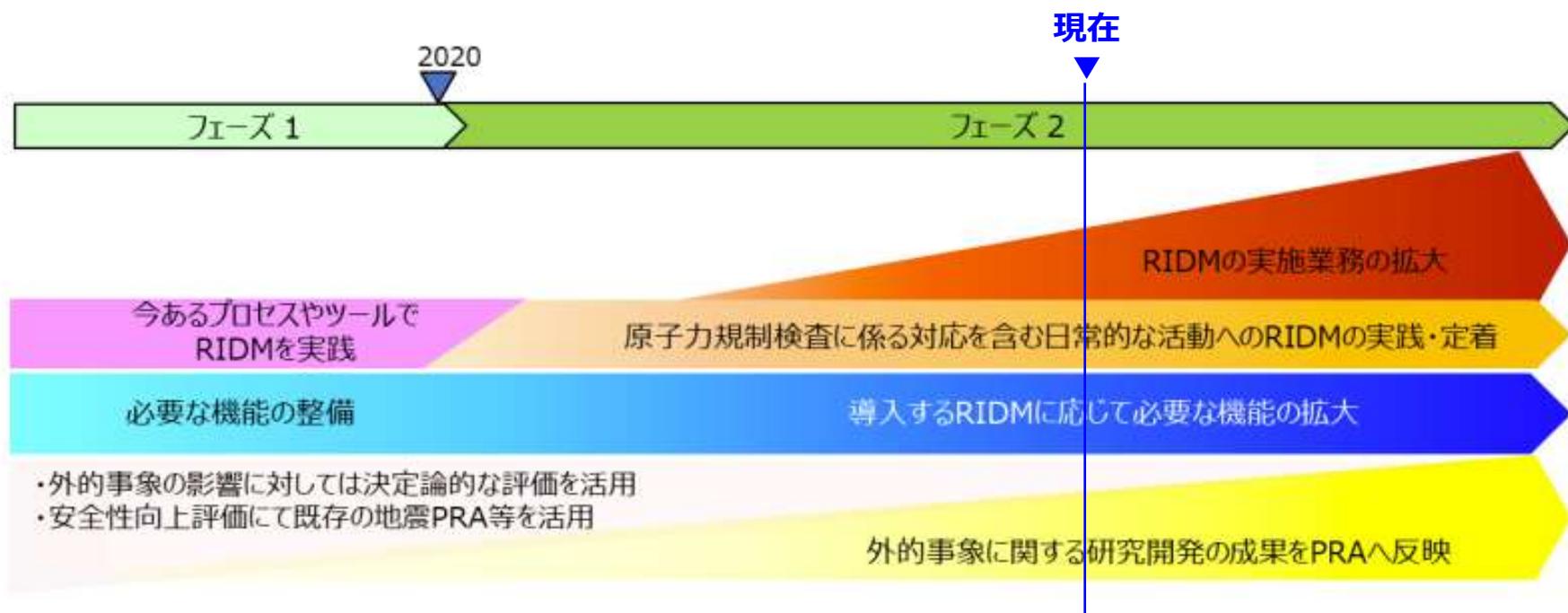
1. 2 業界の体制

- ✓ 事業者は、自主的・継続的な安全性向上に向け、2014年に設置されたリスク評価の研究開発拠点であるNRRCと連携。
- ✓ NRRCの活動に対しては、PRA、外部ハザード評価、RIDM等の分野における国際的権威の専門家で構成する技術諮問委員会（TAC）から独立的な立場での評価・助言を受け技術レベルを向上。



1. 3 リスク情報活用に係るアクションプラン

- ✓ 2018年2月、事業者はリスク情報を活用した意思決定（RIDM）により原子力発電所の安全性を向上するための取り組みとして、電力各社の社長がコミットする形で、「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」を策定。
- ✓ これに基づき、リスク情報活用を定着させ、更なる安全性向上につながる活動を推進中。



https://www.fepec.or.jp/pr/news/oshirase/1261389_1458.html

https://www.fepec.or.jp/pr/news/oshirase/icsFiles/afieldfile/2023/12/14/press_20231214_3.pdf

1. これまでの歩み
 1. 1 これまでの歩み
 1. 2 業界の体制
 1. 3 リスク情報活用に係るアクションプラン
2. PRAの高度化状況
 2. 1 レベル1 内の事象PRA
 2. 2 レベル1.5内の事象PRA
 2. 3 地震PRA
 2. 4 津波PRA
 2. 5 火災PRA
 2. 6 溢水PRA
 2. 7 不確かさの取り扱い
 2. 8 確率論的破壊力学評価 (PFM)
3. リスク情報活用の状況
 3. 1 米国におけるリスク情報活用事例
 3. 2 国内でのリスク情報活用の実施状況
4. まとめ
5. 参考資料
 5. 1 学会標準・ガイドラインの策定状況
 5. 2 略語集
 5. 3 安全性向上評価届出における評価結果

2. 1 レベル1 内的事象PRA (全体像)

- ✓ 内的事象PRAモデルは、ASME/ANSのPRA標準に基づく7つの技術要素から成り、全てのPRAモデルのベースとなるもの。
- ✓ 内的事象PRAモデルを高度化することは、他の外的事象PRAモデルの高度化にも寄与するものであり、リスク情報活用を進めていく上での根幹となる。

技術要素：IE

(起因事象の選定、頻度推定)

技術要素：SC・AS

(成功基準の設定・事故シーケンスの分析)

起因事象

事象1発生

緩和機能1

緩和機能2

成功

成功

失敗

失敗

成功

失敗

事象収束

炉心損傷

事象収束

炉心損傷

CDF算出

技術要素：SY

(システム信頼性解析)

緩和機能1失敗

注入失敗

人的過誤1

緩和機能2失敗

機器1失敗

機器2失敗

機器3失敗

機器4失敗

技術要素：HR

(人間信頼性解析)

技術要素：DA

(パラメータの作成)

技術要素：QU

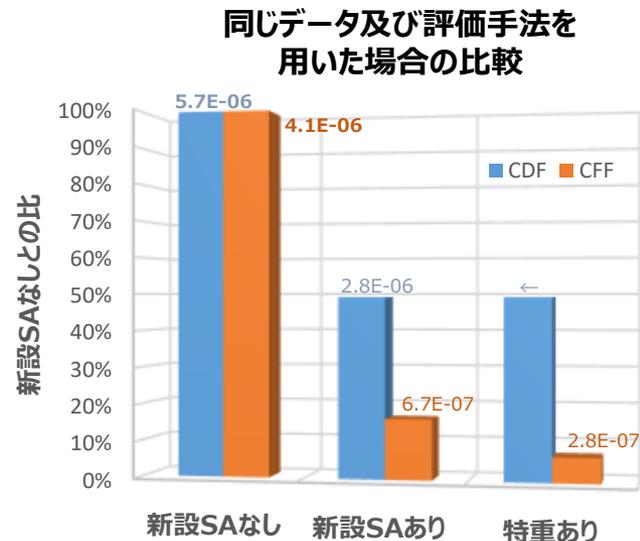
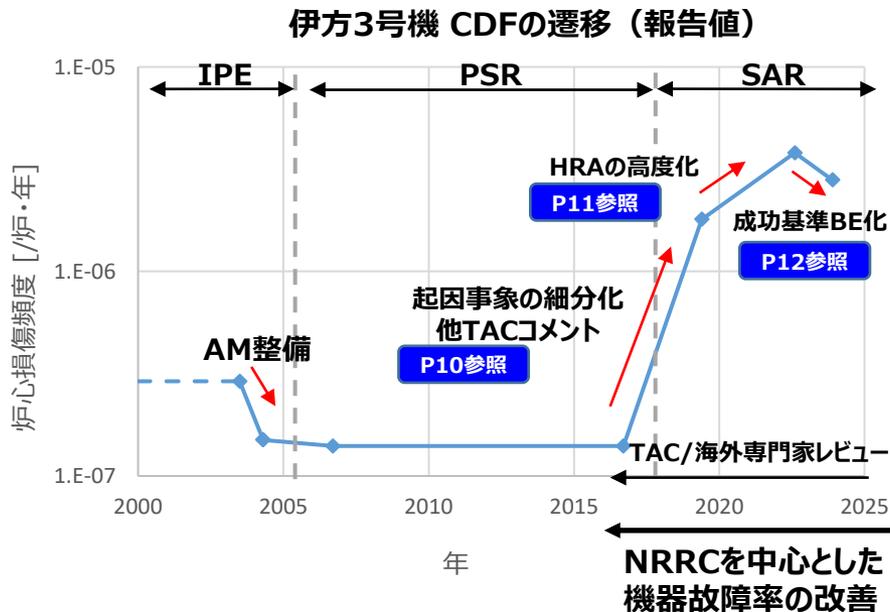
(事故シーケンスの
定量化・不確実さ
解析、感度解析)



TAC提言をきっかけに自主的改善を積み重ね、
海外専門家レビューを通じて確認・水平展開を継続

2. 1 レベル1 内的事象PRA（高度化の経緯：伊方3号機の例）

- ✓ 内的事象PRAモデルの高度化にあたっての基本方針は、PWR・BWRでパイロットプラントを定めた上で、進捗を他プラントに水平展開し、業界全体として一律に底上げを図ること。
- ✓ PWRでは伊方3号機を代表として、当初、TAC提言（起因事象や機器故障率、HRA導入等）を中心に取組み、2017年から、NRRCの支援のもと海外専門家レビューを実施。
- ✓ 欧米での経験を踏まえた客観的な気付きを得ることなどにより、改善の実績を蓄積してきた結果、アクシデントマネジメント整備後の旧PSAモデルと比較した場合にCDF等は大きく上昇したが、新規基準対応で追加したSA設備や特重施設により、CDFは約1/2、CFFは約1/10に低減。
- ✓ このような高度化を通じて、より現実的な評価が可能となり、効果的な安全性向上対策の抽出に寄与するとともに、より適切に追加対策の効果を確認。



<https://criepi.denken.or.jp/jp/nrrc/event/ws2024/3-1-2.pdf>

2. 1 レベル1 内的事象PRA（主な高度化項目）

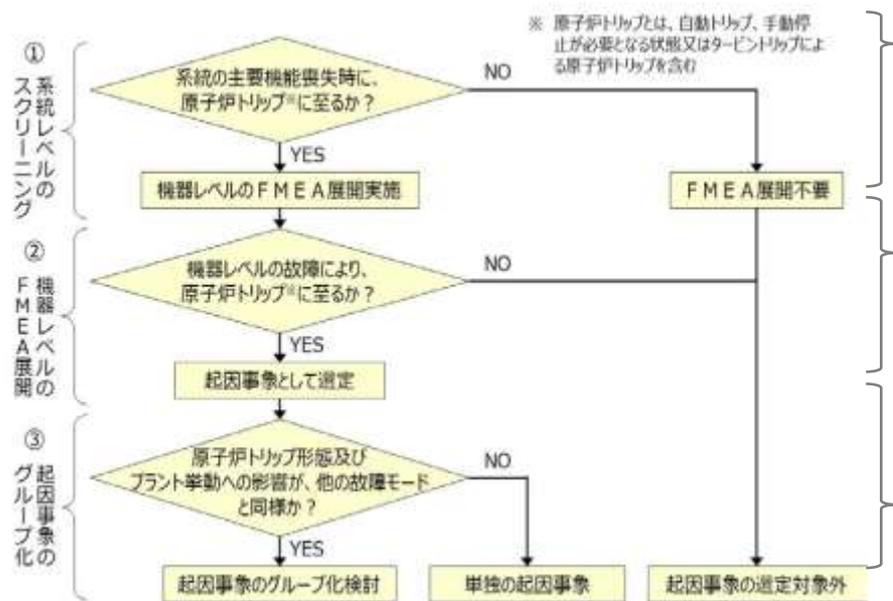
- ✓ パイロットプラントでは、TAC提言や海外専門家レビューコメントを踏まえて、適宜モデルの高度化に取り組んでおり、これらはいずれも、PRAの原則である、より現実的な評価を可能とするもの。
- ✓ また、パイロットプラントで得られた知見は、順次、他プラントにも水平展開しているところ。

主な高度化項目	概要	効果
起因事象の細分化	従前は起因事象の数が少なく一般的なもののみであったが、FMEA等により網羅的な分析を行い、プラント固有の起因事象を選定した。	プラント固有の特徴を考慮した起因事象を選定することで、より現実的な評価が可能となった。
HRAの高度化	従前はTHERP手法のみで人的過誤確率を評価していたが、複雑な事象進展下での人的パフォーマンスをより現実的に評価するため、運転員インタビュー等を活用したHRA Calculatorを適用した。	手順書の詳細確認や運転員インタビューを考慮しつつ、米国の最新評価ツールを活用することで、より現実的な評価が可能となった。
成功基準BE化	従前は許認可解析等の保守的な解析結果に基づき成功基準を設定していたが、結果に対する寄与が大きい事故シーケンスから優先的に成功基準を現実的な条件に見直した。	現実的な成功基準解析とすることで、より現実的な評価が可能となった。
機器故障率の改善	従前は国内トラブル情報データベースをもとに機器故障率を算出していたが、国内プラントの保全データベースをもとに算出した新国内一般機器故障率に個別プラントの故障実績を反映した、プラント固有機器故障率を使用した。	新一般国内機器故障率および個別プラントの故障実績を活用することで、より現実的な評価が可能となった。

2. 1 レベル1 内的事象PRA（事例1：起因事象の細分化）

- ✓ TAC提言「起因事象の数が少なく一般的。プラント固有の起因事象やシナリオの想定が十分でない。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。」を受け、起因事象を細分化。
- ✓ 具体的には、海外文献※調査、国内トラブル等事例調査、抽出故障モード影響解析（FMEA）等により、プラント固有の起因事象を含めて網羅的に選定。

※：EPRI NP-2230、NUREG/CR-6928など



FMEAの実施フロー例

① 系統レベルのスクリーニング

例：主蒸気系統

(理由)

- ・主蒸気管破断や負荷の喪失など、原子炉トリップに至る要因がある。

② 機器レベルのFMEA展開

例1：主蒸気配管（主蒸気系統）（PWRの例）

(理由)

- ・蒸気流量の増加または減少に伴い、過冷却または過熱状態となり原子炉トリップに至る要因がある。

例2：高圧窒素ガス供給系の外部リークによる格納容器過圧（BWRの例）

(理由)

- ・高圧窒素ガス供給系から窒素ガスが格納容器内でリークし、格納容器圧力上昇により原子炉トリップに至る要因がある。

③ 起因事象のグループ化

例1：主蒸気管破断（PWRの例）

主蒸気系統と蒸気発生器1次側等をグループ化しつつ、挙動の差異を考慮し、主蒸気隔離弁上流側の破断と下流側の破断を細分化。

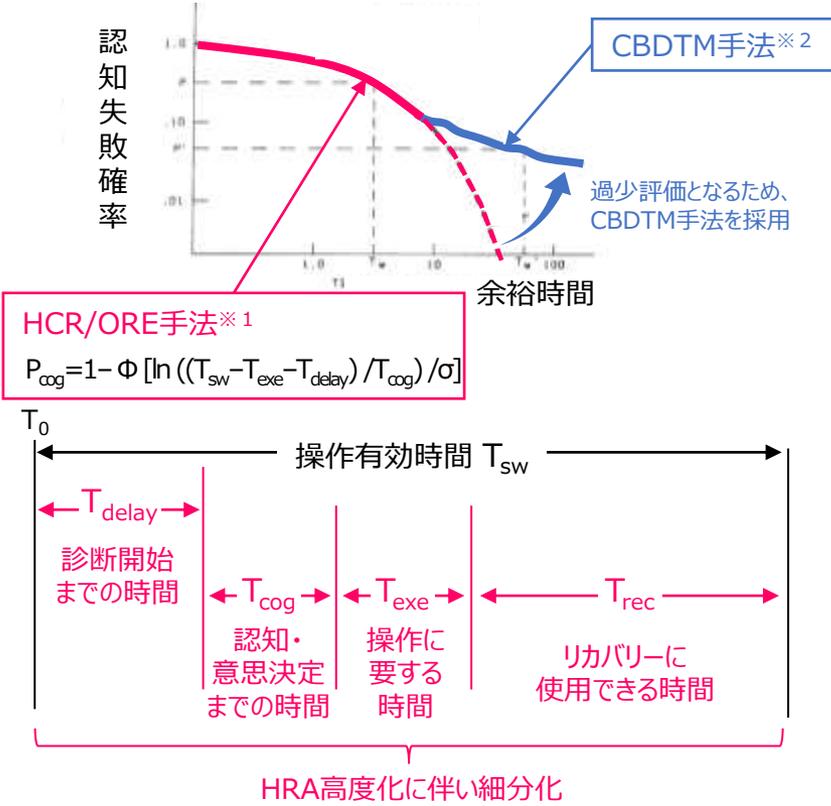
上記以外の細分化も考慮することで、12事象から44事象まで起因事象が増加した。

例2：格納容器内LOCA（BWRの例）

破断規模だけではなく、破断箇所に応じた事象進展の差異を考慮し、格納容器内LOCA事象のパターンを細分化。その結果、格納容器内LOCA事象は3事象から22事象まで増加した。

2. 1 レベル1 内的事象PRA (事例2 : HRAの高度化)

- ✓ TAC提言「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、米国の先進的な手法（失敗要因や影響因子を広く考慮する手法）を導入すべき。」を受け、HRAを高度化。
- ✓ 具体的には、EPRIが開発し、米国で広く使用されている「HRA Calculator」を導入し、NRRCの「人間信頼性解析に関するガイドライン」を基に、運転員インタビュー等を実施してHEPを算出。
- ✓ 海外プロジェクト参画や規制庁との意見交換を通じ、今後も新たな知見を継続的に拡充していく方針。



認知時間が十分確保できる場合、HCR/ORE手法では認知失敗確率が過少となる。このため、8つの失敗原因に対するツリーを基に、運転員へのインタビューや手順書等の確認結果から認知失敗確率を求め、大きい方の値を採用（操作失敗確率は別途加算）

失敗原因のツリー:

- 情報が使えない
- 情報に注目しない
- 情報の読取/伝達ミス
- 情報が誤解を招く
- 手順の実行漏れ
- 指示を間違える
- 手順の論理の誤解
- 故意の手順からの逸脱

運転員インタビュー

項目	結果	評価	備考
1. 警報の読取訓練は実施しているか?	実施している	0.001	
2. 手順書の注意事項や注釈はあるか?	ある	0.001	
3. 中央制御室の計器は正確か?	正確	0.001	
4. 計器が中央制御室にあるか?	あり	0.001	

Interview photo showing operators in a control room.

2. 1 レベル1 内的事象PRA（事例3：成功基準解析の最適化）

- ✓ 海外専門家レビューや適切性確認において、成功基準解析が保守的であること、保守性のリスク寄与が小さいことを確認していない、等の指摘を受けており、適宜、成功基準解析を最適化。
- ✓ 具体的には、許認可解析等の保守的な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）を設定していたことに対し、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を実施し、機能喪失に至るまでの余裕を最適化のうえ、モデルに反映。

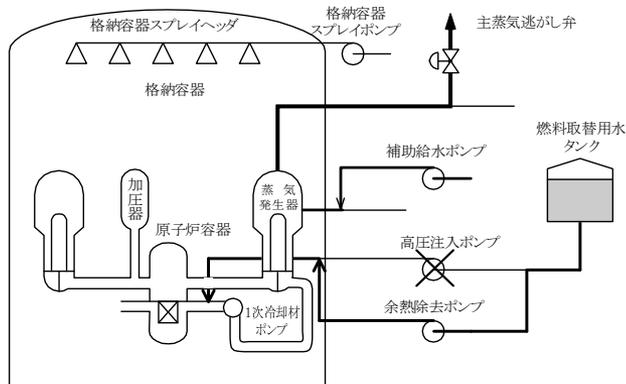
①補機運転台数の最適化

- ・補助給水ポンプ3/3台で3/3SGへ給水 から、1/3台で2/3SGへ
- ・主蒸気逃がし弁3/3基から2/3基へ
- ・余熱除去ポンプ2/2台で2/2ループから、1/2台で1/2ループへ変更

②操作時間余裕の最適化

- ・主蒸気逃がし弁強制開、SI発信10分後から15分後へ変更

いずれも判断基準であるPCT1,200℃を超えることはなく、炉心冷却が可能であることを確認



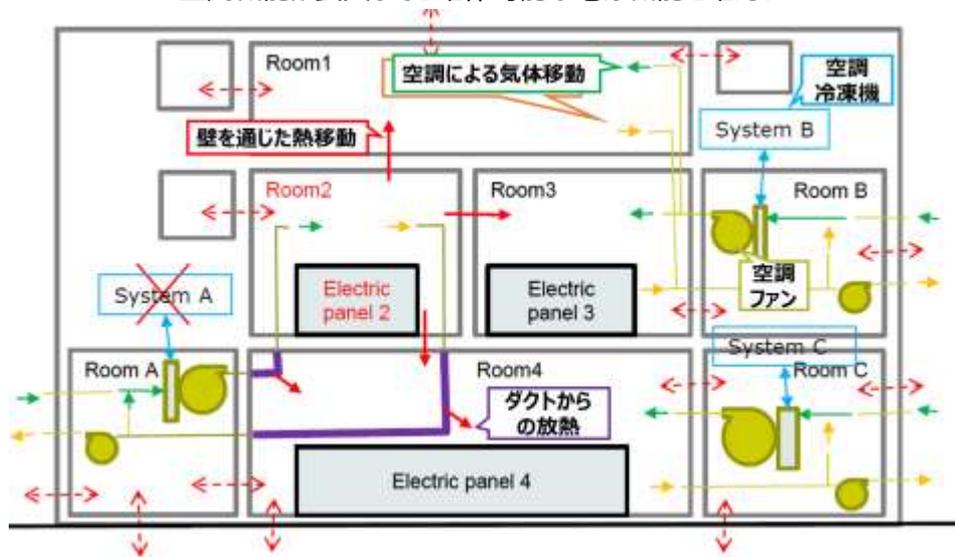
PWRの例

（中破断LOCA+ 高圧注入失敗時の成功基準見直し）

高度化当初では、保守的に、空調機能喪失時には対応するエリアの電源盤機能喪失を想定していたが、室温上昇による電源設備影響を考慮した適切な成功基準の設定のため、GOTHICにより熱移動を考慮した詳細な室温解析を実施。



空調機能が喪失しても確保可能な電源機能を確認。



BWRの例

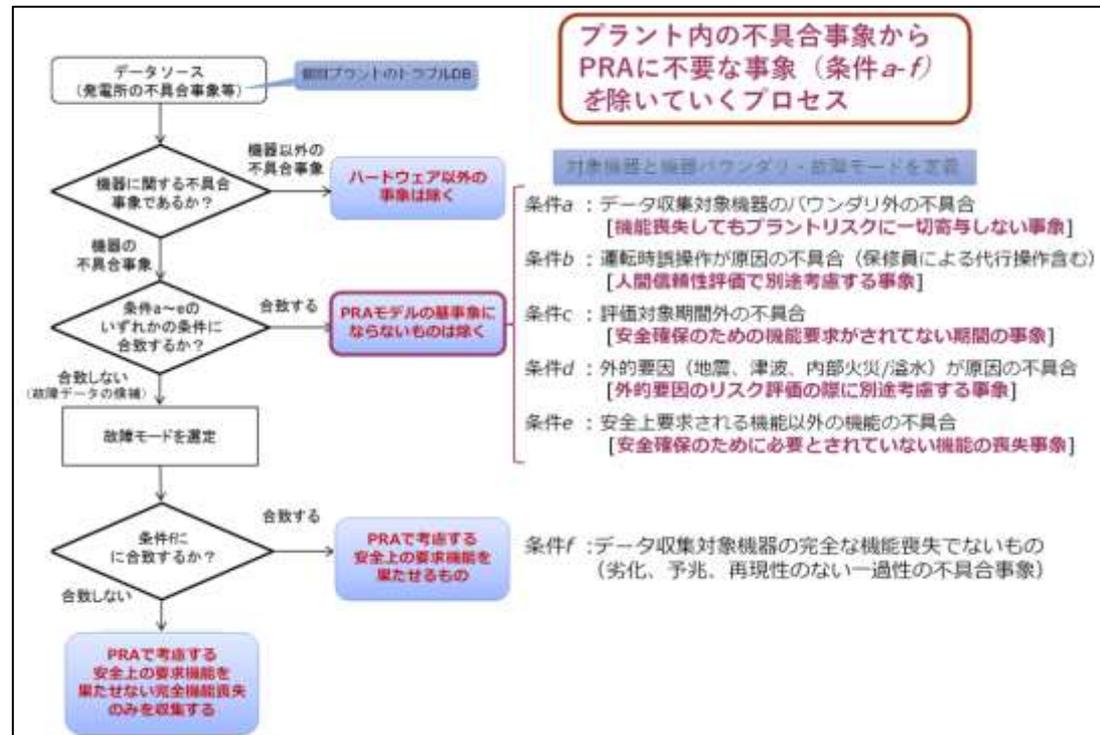
（空調機能喪失時の成功基準見直し）

2. 1 レベル1 内的事象PRA（事例4：機器故障率の改善）

- ✓従来、国内外より、日本の機器故障率の値は「諸外国に比べて低すぎる」との疑義の声あり
- NRRCは、機器故障データ収集方法を抜本的に見直しPRA機器故障データ収集ガイドを策定
- ✓具体的には：
 - 機器故障情報源をNUCIAから個別プラントの保守記録へ見直し
 - 機器故障の判定プロセスを明確化



従来のデータ収集方法では、故障情報源 NICS/NUCIAに機器母集団の情報がなく、PRA対象の機器母集団が不明確であり、PRAに必要な機器故障データが全て収集されているかどうか保証できない可能性があった。



PRAデータ収集対象機器母集団の明確化

PRA機器故障データ収集手順（判定プロセス）の明確化

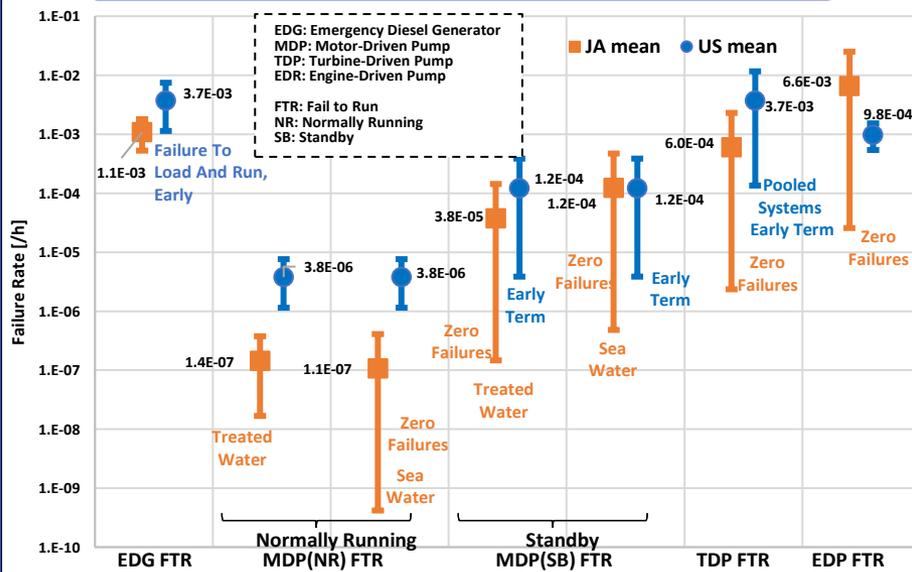
https://criepi.denken.or.jp/jp/nrrc/event.html#ws2024_doc

2. 1 レベル1 内的事象PRA（事例4：機器故障率の改善）

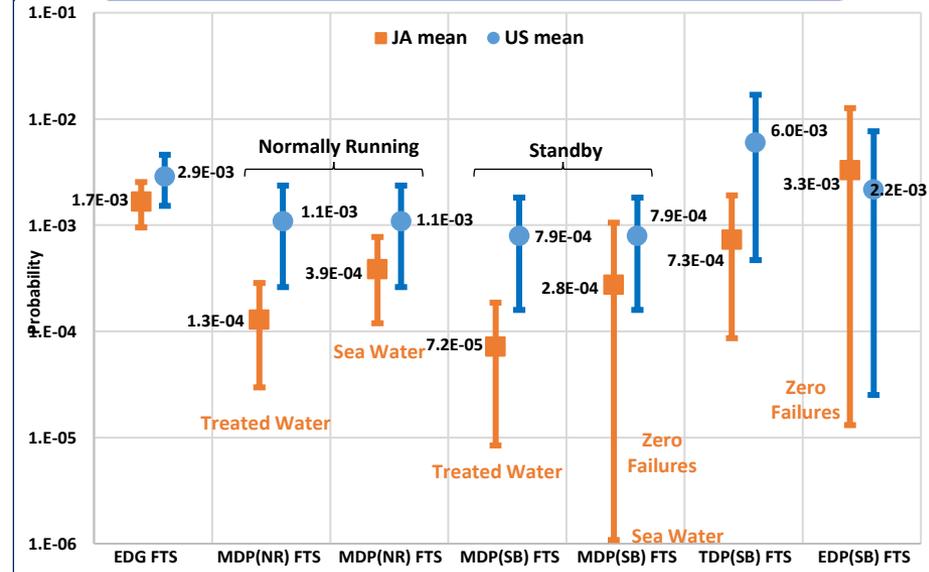
- ✓ 見直した方法により収集した機器故障データを用いて一般機器故障率/故障確率を評価
- ✓ 米国との比較：
 - 日本の故障率は米国の値に比べおおむね低いが、その違いはほぼ一桁以内
 - 日本のほうが大きいものもある

【日米比較の例】

日米時間故障率比較



日米デマンド故障確率比較



https://criepi.denken.or.jp/jp/nrrc/event.html#ws2024_doc

2. 1 レベル1 内的事象PRA（事例4：機器故障率の改善）

- ✓ 改善を経た機器故障率は、安全性向上評価で届出しているPRAにも反映しており、引き続き更なる改善を積み重ねていくことが重要である。現在、原子力規制庁の気付き事項のみならず、機器故障率に関する海外専門家からの指摘を踏まえ、さらなる改善の取組みを進めている。
- ✓ 上記レビューの指摘事項に基づき、産業界レビューを実施してデータ収集要件の改善・明確化とガイドの改訂案を策定する（2024-25年度）。改定案はTACレビューを経て最終化の予定。

産業界レビューの実施項目		2024年度	2025年度	
—	PRA機器故障データ収集ガイド		○	
①	NRAの気付き10項目のうち重要度が相対的に高い7項目	条件b：運転時誤操作が原因の不具合【NRA気付きNo.1】	●	
		条件c：評価対象期間外に発生した不具合【NRA気付きNo.2】	●	
		条件d：外的要因等が原因の不具合【NRA気付きNo.9】	●	
		条件e：附録Aの故障モード以外の機能の不具合【NRA気付きNo.5】	●	
		条件f：データ収集対象機器の完全な機能喪失でない不具合（劣化、予兆、再現性のない不具合事象）【NRA気付きNo.8】	●	
		露出データ（一部）実績値と推定値の扱い【NRA気付きNo.4】		○
		起動失敗と継続運転失敗の扱い【NRA気付きNo.3】		○
②	海外専門家の機器故障率の収集及び推定に関する指摘の対応		○	
③	NRAの気付き10項目のうち重要度が相対的に低い3項目	データ（分子と分母）収集：機器のグループ化【NRA気付きNo.6】	○	
		PRA機器故障データ収集ガイドの記載見直し：附録Dの故障モード選定事例【NRA気付きNo.7】	○	
		PRA機器故障データ収集ガイドの記載見直し：その他【NRA気付きNo.10】	○	
④	収集プロセスに関するその他の対応	機器故障件数「条件a：データ収集対象機器のバウンダリ外の不具合」を除外、露出データ（デマンド数、継続運転時間（通常運転、通常待機）、共用時間（待機機器の待機時間も含む））の分析		○

2. 1 レベル1 内的事象PRA（海外専門家レビューによるモデル高度化）

- ✓ パイロットプラントにおけるモデルの高度化は、海外専門家によるレビューを受けながら実施。
- ✓ 海外専門家レビューにてASME/ANS PRA標準への適合性を確認することでPRAモデルの性能を判断。

海外専門家レビュー

- 原子力発電所におけるリスク情報を活用した意思決定（RIDM）プロセスの導入のため、選定されたパイロットプラントに対して、PRAモデルの開発及び海外専門家によるレビューを行うとともに、得られた知見を他プラントに情報共有することにより、Good PRA構築に向けて、全事業者がPRAモデルの高度化を進めることを目的として実施。
- 米国のASME/ANS PRA標準のサポート要件（SR）への適合状況を、NEI 17-07（ピアレビュー実施プロセスガイド）の手順に基づき確認。



海外専門家レビューの様子

海外専門家（レビューア）の例

- カール・フレミング氏：ASME/ANS PRA標準(RA-Sb-2013)共同執筆者
- ジェームズ・チャップマン氏：ASME/ANS原子力リスクマネジメント合同委員会の改良型軽水炉作業部会前部会長

現状

- 2018年からパイロットプラントにて海外専門家レビューを開始しており、これまで伊方3号機では計10回、柏崎刈羽7号機では計11回の海外専門家レビューを実施している。
- 伊方、柏崎刈羽ともに、海外専門家レビューを受けた結果、ASME/ANS PRA標準のSRの約8割において、CC- IIに「Met(適合)」との評価がなされている。（詳細は後述）
- 現在は海外専門家レビューにおいて指摘されたF&O(Fact & Observation)を解決すべく対応を実施している。

2. 1 レベル 1 内的事象PRA (ASME/ANS PRA標準における性能カテゴリ)

- ✓ ピアレビューではASME/ANS PRA標準における性能カテゴリ(Capability Category : CC) II への適合性 (Met / Not Met) を確認。
- ✓ CC- II は、米国で広汎に実施されているRIDMアプリケーションに要求されているレベルである。
- ✓ アプリケーションや評価への影響によって、必要とする性能カテゴリは異なる。
 - 脆弱性の特定やメンテナンス時のリスク評価についてはCC- I でも実施可能。
 - リスク情報を活用したTech.Spec.やRI-ISI,重要度分類については基本的にCC- II への適合が望ましいとされているが、評価へ大きく影響しない要素はCC- I でも許容される場合もある。

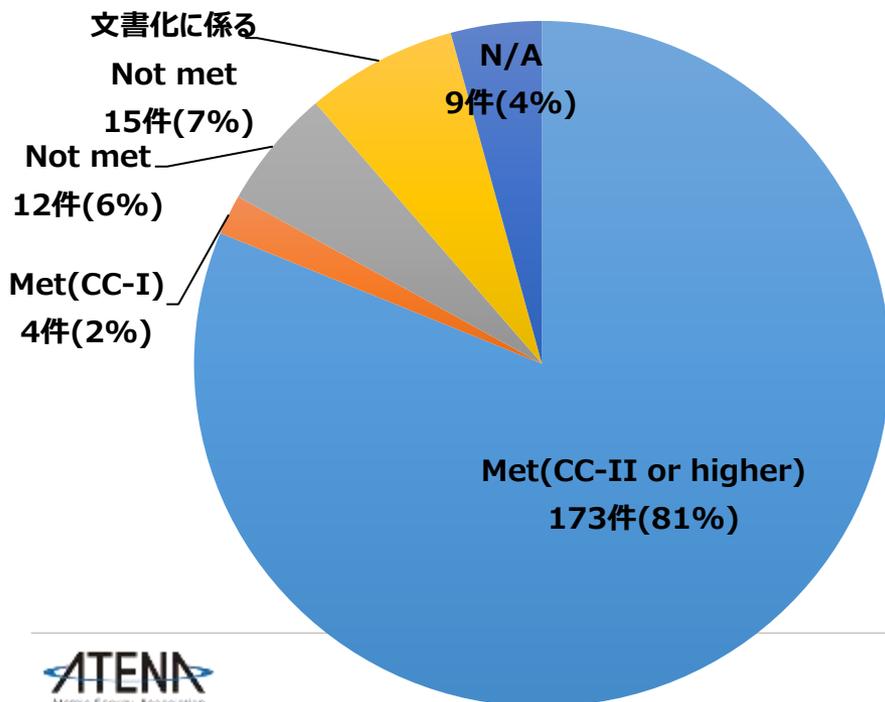
表 : ASME/ANS PRA標準におけるPRA属性とCCの関係概略

PRA 属性	CC- I	CC- II	CC- III 将来的な利用として設けられたが、 2022標準からはカテゴリを削除
モデル詳細度	系統、系列レベルの詳細度で何が重要かわかる。	寄与が大きいものは、機器レベルの詳細度で何が重要かわかる。	機器レベルの詳細度で何が重要かわかる。
プラント固有性	一部のプラント固有性を除き、一般情報を使用。	寄与が大きいものは、プラント固有の情報を使用。	可能な範囲で、プラント固有の情報を使用。
現実性	現実との相違が意思決定に影響する可能性。	現実との相違が意思決定にほとんど影響しない。	現実との相違が意思決定に影響しない。

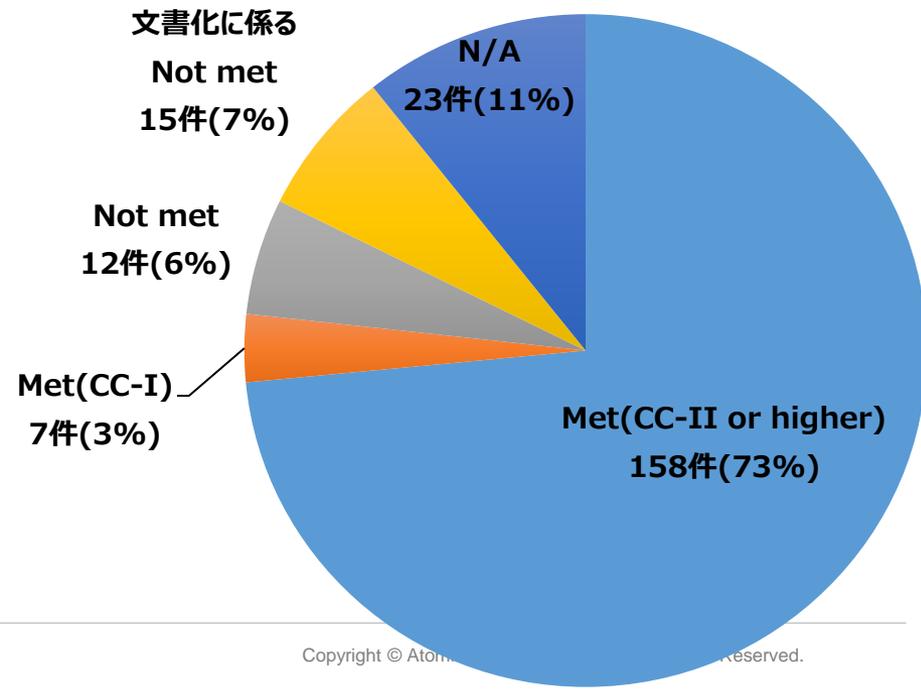
2. 1 レベル1 内的事象PRA（海外専門家レビューの状況）

- ✓ パイロットプラントのサポート要件に対する適合状況として、ASME/ANS PRA標準を参照。
- ✓ パイロットプラントのサポート要件に対する適合状況は、Met（CC- II or higher）が約70～80%程度を占める状況であり、技術的なギャップを示す項目（N/A、文書化に関わるものを除く）は約10%程度と限定されており、レベル1 内的事象PRAについては、国際的に見て遜色のないレベルの品質が確保できている。
- ✓ 技術的なギャップを示す項目（パラメータ関連、人間信頼性解析関連等）については、PRA結果への影響や研究的知見の要否等の要因を踏まえて優先付けを行い、フォローアップレビューを通じて合理的かつ計画的に対応していく。
- ✓ このような品質を確保したPRAから得られるリスク情報の活用を推進し、速やかに効果的な安全性向上につなげるためには、技術的なギャップを示す項目が、個々の判断において、有意に影響するかどうかを丁寧に見極めていくことが重要。

柏崎刈羽 7



伊方 3



2. 1 レベル1 内的事象PRA (適合状況の分析)

- ✓ CC- II に至っていない項目の約半数が文書化に関する指摘であり、技術的なギャップを示す項目は限定されている。
- ✓ 文書化以外に関する指摘に対しては、産業界および個社で継続的に改善中であるが、国際的に見て遜色のないレベルの品質が確保できている。

柏崎刈羽 7 号機に関する適合状況の分析

No.	分類	件数	Finding (指摘事項) に対する必要な解決方法
①	空調成功基準関連	1 件	<ul style="list-style-type: none"> ・空調喪失時の室温評価の保守性排除, 空調設備の成功基準見直し。 ・空調喪失時のリカバリ操作の同定, モデル化。 ⇒ モデル修正を完了。
②	パラメータ関連	5 件	<ul style="list-style-type: none"> ・新たに整備されたPRA用機器故障率をモデルに反映。 ・UAのデータ整備し, モデルに反映。 ・外部電源喪失の事象を細分化, データを整備し, モデルに反映。 ・繰り返しデマンド故障用のパラメータを調査選定し, モデル化。 ⇒ 産業界でPRAに必要な国内データ収集方法を検討及びデータ収集中。
③	HRA 関連	5 件	<ul style="list-style-type: none"> ・事象発生前の人的過誤に発展しうる試験、点検、保全活動を同定。 ・冗長系、多様系に同時影響を及ぼしうる作業慣行を同定し、HEPを評価。 ・事故シーケンスや緩和操作に応じて作業負荷等のPSFの設定を見直し、HEPを再評価。 ・設定したPSFやHEPの妥当性を運転員等へのインタビューによって確認。 ⇒ CDFへの影響が相対的に小さいことから、優先度の高い他項目から対応中。今後、着手予定。
④	文書化関連	15件	<ul style="list-style-type: none"> ・各技術要素間での文書相互参照の充実化。各技術要素内での文書充実化。 ・類似BWRプラントとの比較(CDF, リスク寄与割合)結果文書化。 ⇒ 物量が大いことから、着手可能な部分から継続的に適宜修正予定。PRA評価への大きな影響はない。
⑤	①～③ 以外の 技術的事項	5 件	<ul style="list-style-type: none"> ① 使命時間以降の長期的なインベントリ管理(Safe and Stable)を達成する設備や操作のモデル化。 ② 起因事象頻度を「暦年」で評価。 ③ 起因事象の見落としが無いことを確認するためのインタビュー実施。 ④ Tech Specで許容されていない機器の使用不能の組合せの除外。 ⑤ 分流経路形成による系統機能喪失のスクリーニング基準の見直し検討。 ⇒ 優先度の高い①はモデル修正を完了。今後は更に優先度をつけ、②等を着手予定。

2. 1 レベル1 内的事象PRA (適合状況の分析)

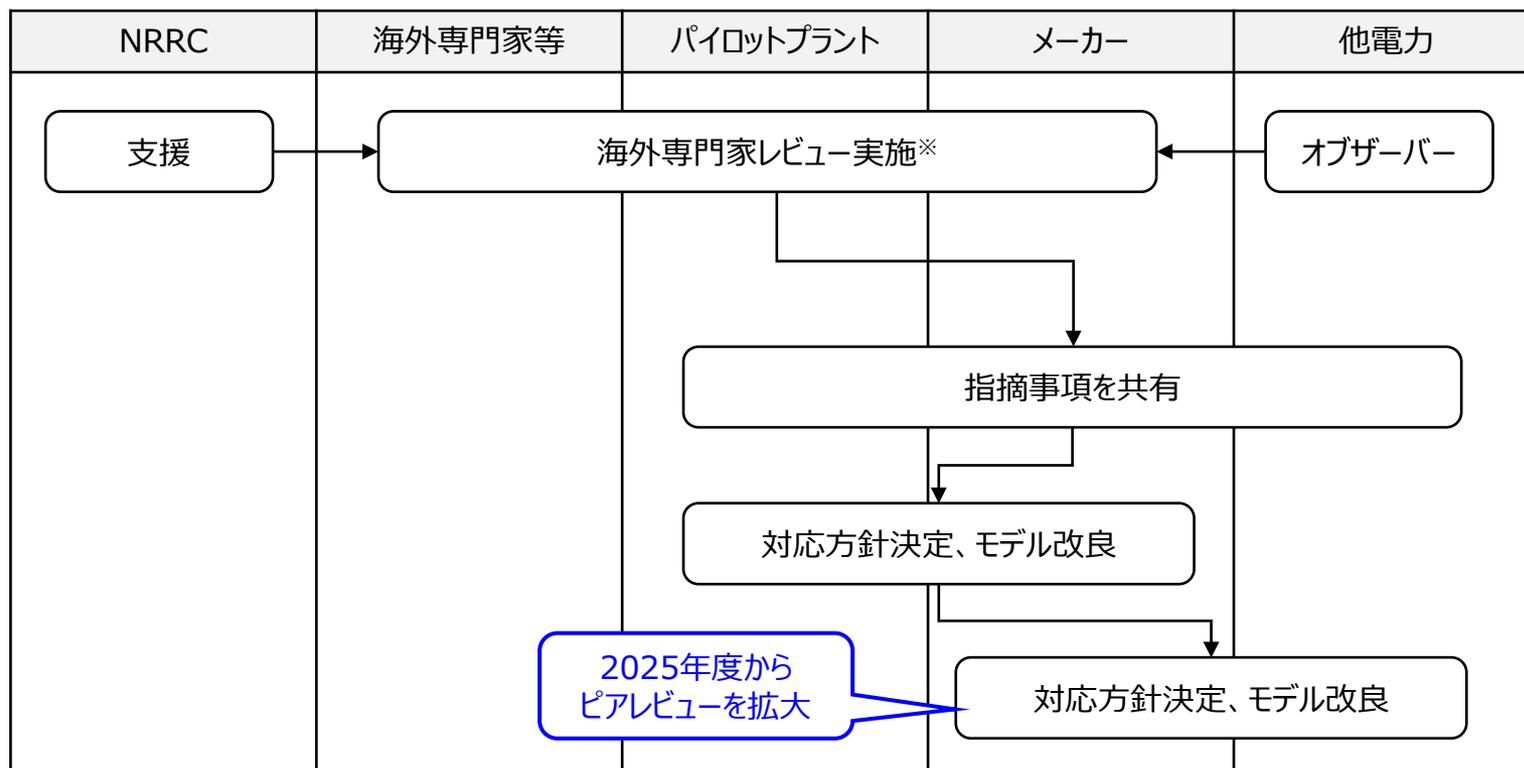
- ✓ CC- II に至っていない項目の約半数が文書化に関する指摘であり、技術的なギャップを示す項目は限定されている。
- ✓ 文書化以外に関する指摘に対しては、産業界および個社で継続的に改善中であるが、国際的に見て遜色のないレベルの品質が確保できている。

伊方3号機に関する適合状況の分析

No.	分類	件数	Finding (指摘事項) に対する必要な解決方法
①	モデル精緻化	3件	<ul style="list-style-type: none"> ・リスク上重要な事故シーケンスの成功基準に保守性があれば同定し、より現実的な成功基準を適用。 ・リスク上重要な事故シーケンスに対してリカバリー操作を特定し、モデル化する。 <p>⇒ 結果への影響が大きく優先度の高いモデル化要素から、モデル精緻化を実施中。</p>
②	共通原因故障 関連 (パラメータ含む)	4件	<ul style="list-style-type: none"> ・初期状態の異なる機器間で発生する共通原因故障のモデル化。 ・国内運転経験を考慮した共通原因故障パラメータを整備し、使用。 <p>⇒ モデル化手法については海外専門家と協議済。共通原因故障データについては産業界収集中。</p>
③	HRA 関連	4件	<ul style="list-style-type: none"> ・補機の自動作動に悪影響を与える可能性がある計器校正ミスを特定し、HEPを評価。 ・事故前に発生する人的過誤従属性解析を行い、人的過誤の従属性をモデル化する。 <p>⇒ 対応方針について海外専門家と協議済。海外専門家に推奨された手法でモデル化予定。</p>
④	文書化関連	16件	<ul style="list-style-type: none"> ・評価要素がPRA標準の技術要件に適合していることの文書化。 ・イベントツリーおよびフォールトツリーのモデル、HRAの評価プロセスの詳細な文書化。 ・類似PWRプラントとの比較(CDF, リスク寄与割合)結果を文書化。 ・機器別重要度、リスク上重要な因子、一部サブツリー化したモデル内の重要度の文書。 <p>⇒ 着手可能な部分から継続的に適宜修正予定。PRA評価への大きな影響はない。</p>
⑤	①～③ 以外の 技術的事項	7件	<ul style="list-style-type: none"> ①結果が収束するまでカットオフ値を下げる。 ②IS-LOCAのシナリオの詳細化と海外最新定量化手法の取り込み。 ③起因事象の見落としが無い類似プラントの運転経験から確認。 ④設計条件を超えた環境での動作に期待している機器の技術根拠をレビュー。 <p>⇒ 優先度の高い①はモデル修正を完了。結果への影響を踏まえ優先度をつけて対応予定。</p>

2. 1 レベル1 内的事象PRA（他プラントへの水平展開）

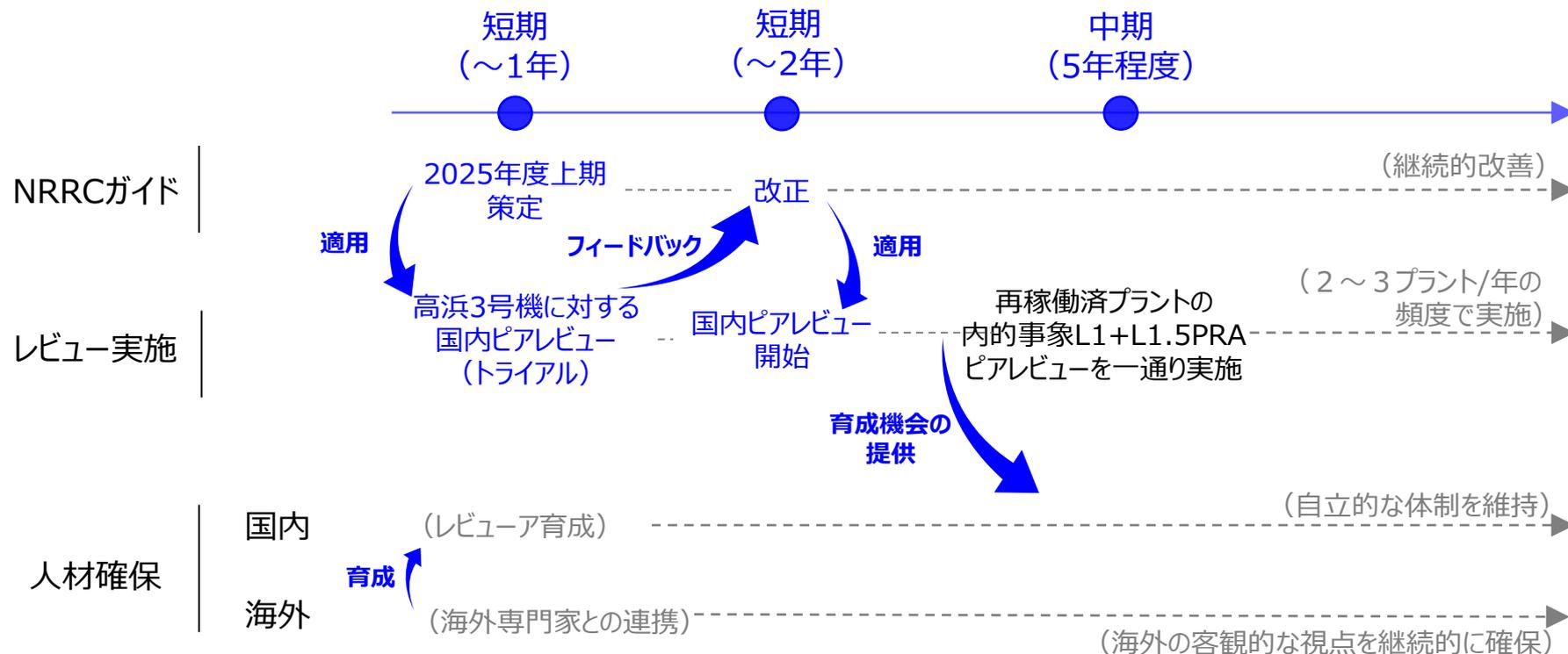
- ✓ パイロットプラントの海外専門家レビューには他電力からもオブザーバー参加する等の仕組みを構築。
- ✓ レビュー後、各電力およびメーカーで指摘事項を共有、対応方針を決定のうえ、モデルを改良。他電力は必要な水平展開を図ることで、効率的に各社のモデルの品質を向上。
- ✓ 2025年度から、新たに制定するNRRCの国内ピアレビューガイドに基づき、関西電力高浜3号機を皮切りに、海外専門家の支援を受けつつ、国内ピアレビューを拡大、また国内レビューアの育成も促進。



※初期はTACにてレビューを行っていたが、現在は海外専門家を招聘し、米国PRAピアレビューガイド（NEI 17-07）に従ったレビューを実施。

2. 1 レベル1 内的事象PRA（国内ピアレビューの進め方）

- ✓ 現状、米国では、規制への申請案件に関し、ピアレビューが必須条件。
- ✓ 日本としては、海外専門家レビューと他プラントへの水平展開を通じ、国際的に見て遜色のない品質が確保できており、個別のアプリケーションに応じてPRAの活用のあり方を整理していくフェーズと見料。
- ✓ 一方で、いち早く米国とのギャップを埋め、世界最高レベルに到達する観点から、2025年度より、パイロットプラント以外に対するピアレビューを拡大。そのレベルに到達した場合、規制側によるピアレビューへの関与をもって、適切性確認に活用することも視野に入れながら、活動を継続。



1. これまでの歩み
 1. 1 これまでの歩み
 1. 2 業界の体制
 1. 3 リスク情報活用に係るアクションプラン
2. PRAの高度化状況
 2. 1 レベル1 内の事象PRA
 2. 2 レベル1.5内の事象PRA
 2. 3 地震PRA
 2. 4 津波PRA
 2. 5 火災PRA
 2. 6 溢水PRA
 2. 7 不確かさの取り扱い
 2. 8 確率論的破壊力学評価 (PFM)
3. リスク情報活用の状況
 3. 1 米国におけるリスク情報活用事例
 3. 2 国内でのリスク情報活用の実施状況
4. まとめ
5. 参考資料
 5. 1 学会標準・ガイドラインの策定状況
 5. 2 略語集
 5. 3 安全性向上評価届出における評価結果

2. 2 レベル1.5内の事象PRA (全体像)

- ✓ 内的事象PRAモデルは、ASME/ANSのPRA標準に基づく6つの技術要素から成り、外的事象PRAモデルのベースとなるもの。
- ✓ レベル1.5PRAは、レベル1PRAモデルとの共通課題に対して同様の高度化を実施。また、プラント損傷状態 (PDS) は、レベル1PRAの結果を引き継ぐため、レベル1PRAに反映した知見は展開されている。

技術要素 : L1

(レベル1/2 PRA インターフェイス - 事故シーケンスのグループ化)



技術要素 : PT

(事象進展の確率論的取り扱い)



容器破損なし
CV機能喪失
CV機能喪失
CV機能喪失

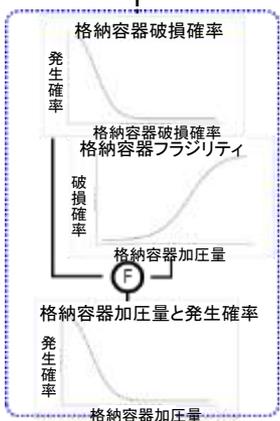
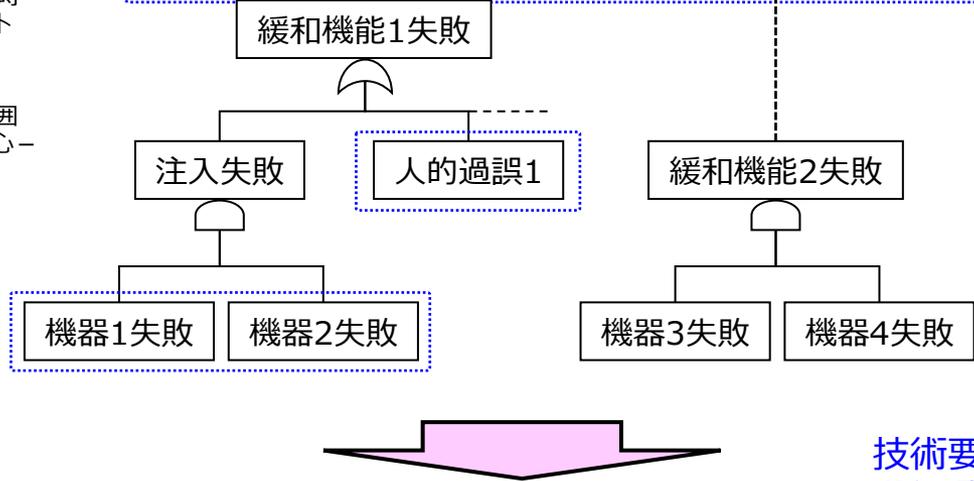
CFF算出

技術要素 :
LE※2、ER
(早期大規模放出頻度解析、結果の評価)

※1 L1PRA結果に基づき、炉心損傷時の格納容器内の状態を表すプラント損傷状態 (PDS) を設定

※2 CFF以外の項目は「対象外」

※3 CV健全性を脅かす事象 (CV雰囲気直接加熱、加温破損、溶融炉心-コンクリート相互作用等)



技術要素 : SA・CP

(重大事故進展解析、格納容器の耐力評価)

海外専門家レビューおよび他プラントへの水平展開による効率的な品質向上

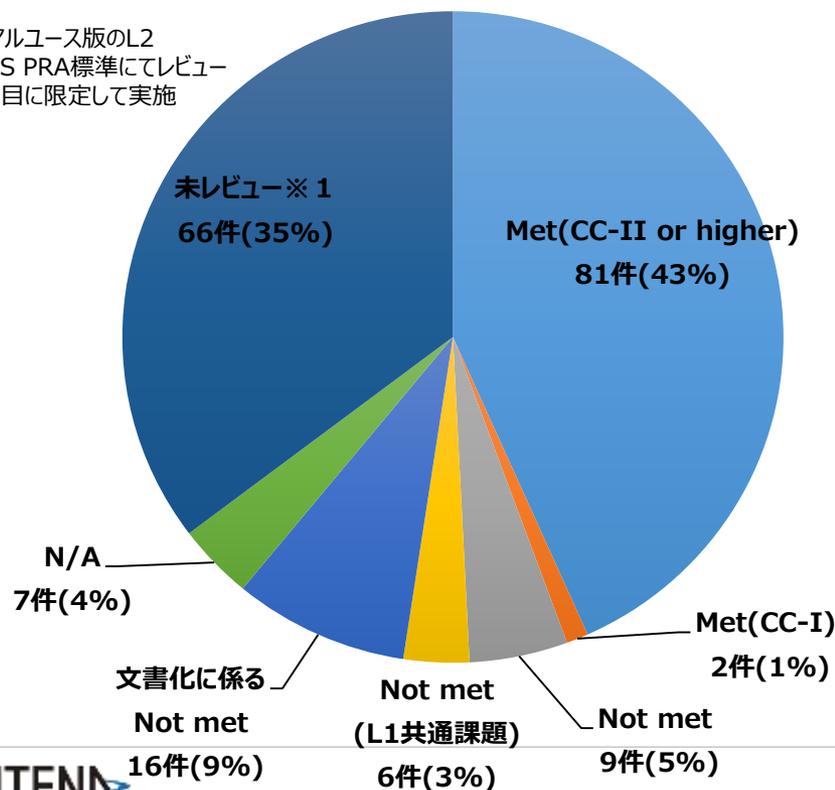
2. 2 レベル1.5内の事象PRA（海外専門家レビューの状況）

- ✓ パイロットプラントのサポート要件に対する適合状況として、ASME/ANS PRA標準を参照。レベル1PRAモデルとの共通課題として高度化した項目についてもレビューを実施。
- ✓ パイロットプラントにおいてレビュー対象とした項目に対する適合状況は、レベル1内の事象PRAと同等の傾向であり、技術的なギャップを示す項目(文書化に関わる項目及びL1共通課題を除く)は限定されている(柏崎刈羽7の結果)。
- ✓ レベル1.5PRA特有の技術的なギャップを示す項目（格納容器破損関連等）については、PRA結果への影響や研究的知見の要否等の要因を踏まえて優先付けを行い、フォローアップレビューを通じて合理的かつ計画的に対応していく。

柏崎刈羽7

伊方3

※1 トライアルユース版のL2
ASME/ANS PRA標準にてレビュー
が可能な項目に限定して実施



- ✓ 伊方3号機は、2018年2月にレベル1PRAを対象に、ASME PRA Standardを参照した海外専門家レビューを実施して以降、同レビューで受けた指摘事項の解決に注力してきた。
- ✓ 2025年度以降は、レベル1PRAに対する指摘事項を一定程度反映したレベル1.5PRAモデルもレビュー対象に加えて、レベル1PRAモデルに対する指摘事項へのフォローアップと、レベル1.5PRAモデル全般のレビューを実施する計画である。
- ✓ なお、2017年8月、レベル1.5PRAに係る旧モデルに対して、ASME PRA Standardを参照しない形でレビューを実施しており、同レビューで得られた知見も可能な範囲で活用していく。

2. 2 レベル1.5内の事象PRA (適合状況の分析)

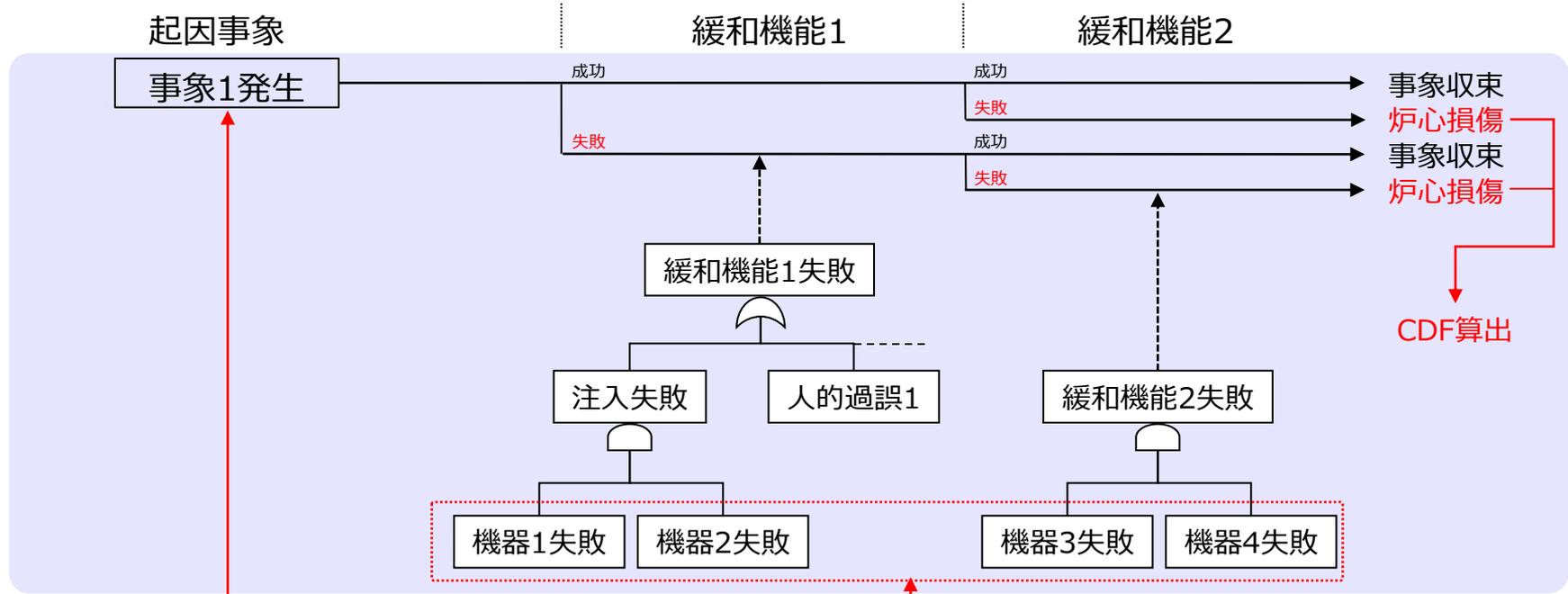
- ✓ レビュー対象とした項目のうち、CC-Ⅱに至っていない項目の約半数が文書化に関する指摘であり、レビュー範囲における技術的なギャップは小さい。また、L1PRAとの共通課題（空調成功基準関連等の計6件）については、同様の方針で解決していく。
- ✓ 文書化以外に関する指摘に対しては、産業界および個社で継続的に改善していく。

No.	分類	件数	Finding (指摘事項) に対する必要な解決方法(赤字はL1との共通課題)
①	空調成功基準関連	5件	<ul style="list-style-type: none"> ・空調喪失時の室温評価の保守性排除、空調設備の成功基準見直し。 ・空調喪失時のリカバリ操作の同定、モデル化。 ⇒ L1PRAモデルと同様の修正内容を反映予定
②	格納容器破損関連	2件	<ul style="list-style-type: none"> ・格納容器破損に対する不確かさの原因を特定（決定論的に200℃、2Pdと設定されている） ・不確かさの原因及びその影響を評価してデータベースを作成 ⇒感度解析などで影響を確認し、優先度をつけ、今後着手予定。
③	HRA 関連	4件	<ul style="list-style-type: none"> ・炉心損傷後の状況を鑑みると、人的過誤確認が低く設定されていることの見直し ・炉心損傷前後の人的過誤における認知の従属性を考慮 ⇒ CFFへの影響が相対的に小さいことから、優先度をつけ、今後着手予定。
④	文書化関連	16件	<ul style="list-style-type: none"> ・各技術要素内での文書充実化(モデル仮定、不確かさ、原因分析など) ⇒ 物量が大きいため、着手可能な部分から継続的に適宜修正予定。PRA評価への影響はない。
⑤	①～④以外の技術的事項	6件	<ul style="list-style-type: none"> ①使命時間以降の長期的なインベントリ管理(Safe and Stable)を達成する設備や操作のモデル化。 ②PCV破損後の炉心冷却を考慮し、保守性を排除 ③物理化学現象の発生確率の評価に、最新の柏崎刈羽7固有のMAAP解析の分析結果を用いる。 ④復旧(repair)操作について評価し、モデルに反映 ⇒ ①はL1モデルPRAモデルと同様の修正内容を反映予定。②③④は優先度をつけ、今後着手予定。

1. これまでの歩み
 1. 1 これまでの歩み
 1. 2 業界の体制
 1. 3 リスク情報活用に係るアクションプラン
2. PRAの高度化状況
 2. 1 レベル1 内の事象PRA
 2. 2 レベル1.5内の事象PRA
 2. 3 **地震PRA**
 2. 4 津波PRA
 2. 5 火災PRA
 2. 6 溢水PRA
 2. 7 不確実さの取り扱い
 2. 8 確率論的破壊力学評価 (PFM)
3. リスク情報活用の状況
 3. 1 米国におけるリスク情報活用事例
 3. 2 国内でのリスク情報活用の実施状況
4. まとめ
5. 参考資料
 5. 1 学会標準・ガイドラインの策定状況
 5. 2 略語集
 5. 3 安全性向上評価届出における評価結果

2. 3 地震PRA (地震PRAモデル)

- ✓ 外的事象PRAでは、内的事象PRAで考慮したランダム要因による起因事象や機器故障等に加え、外的事象特有の要素を追加（地震の場合、地震ハザード評価、機器・建屋フラジリティ評価等）。
- ✓ このように、内的事象PRAモデルは、外的事象PRAモデルのベースとなるものであり、内的事象PRAモデルを高度化することは、地震PRAモデルのみならず、津波・火災・溢水PRAモデルの高度化にも寄与することから、リスク情報活用を進めていく上での根幹となるもの。



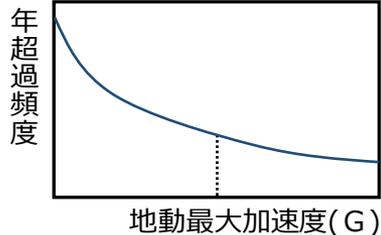
内的事象 PRA

地震特有の考慮事項 (例)



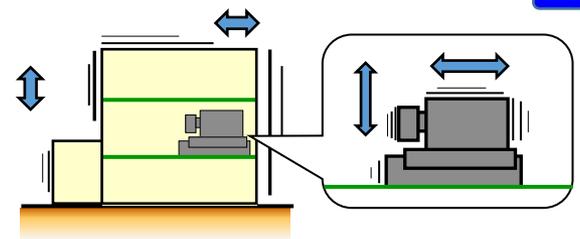
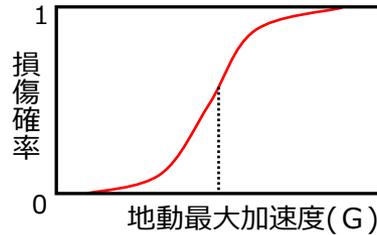
地震ハザード評価

P29参照



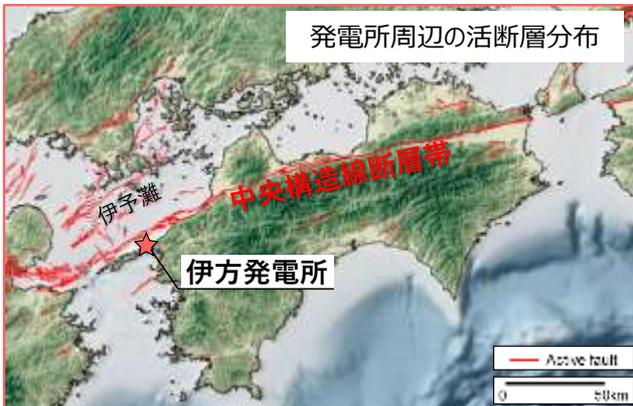
機器・建屋フラジリティ評価

P30参照



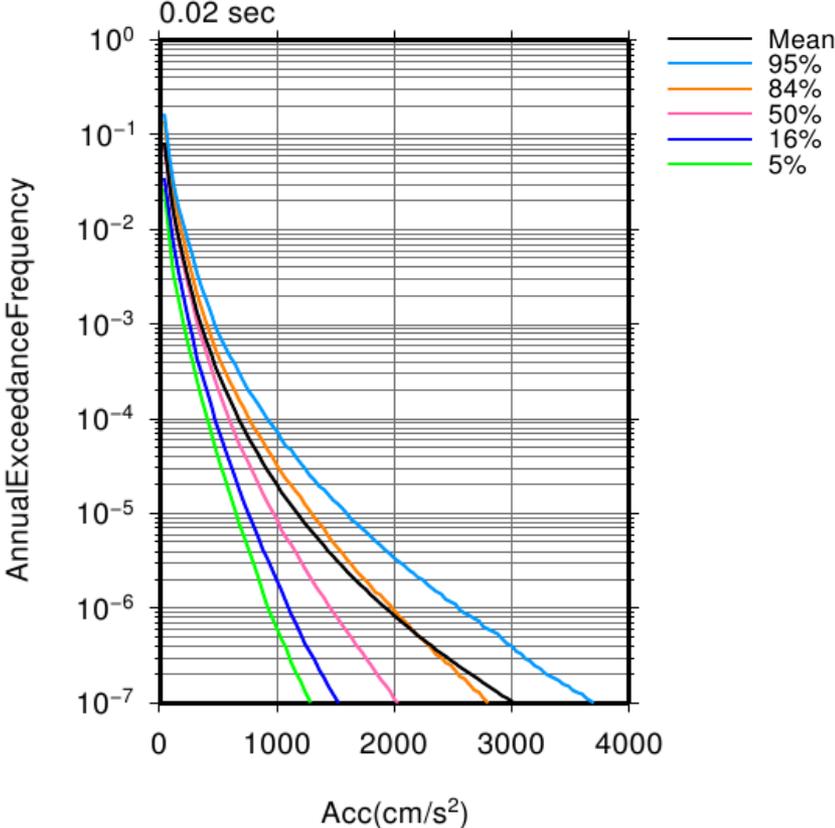
2. 3 地震PRA (地震ハザード評価の高度化)

- ✓ 地震ハザードの分野では、断層内セグメントの連動有無など、不確かさ要因の特定とロジックツリー構築の技術を発展させ、ハザード評価に反映してきたところ。
- ✓ 足元では、地震動モデルの定量的選択方法の高度化に関連したNRRC研究を推進中。

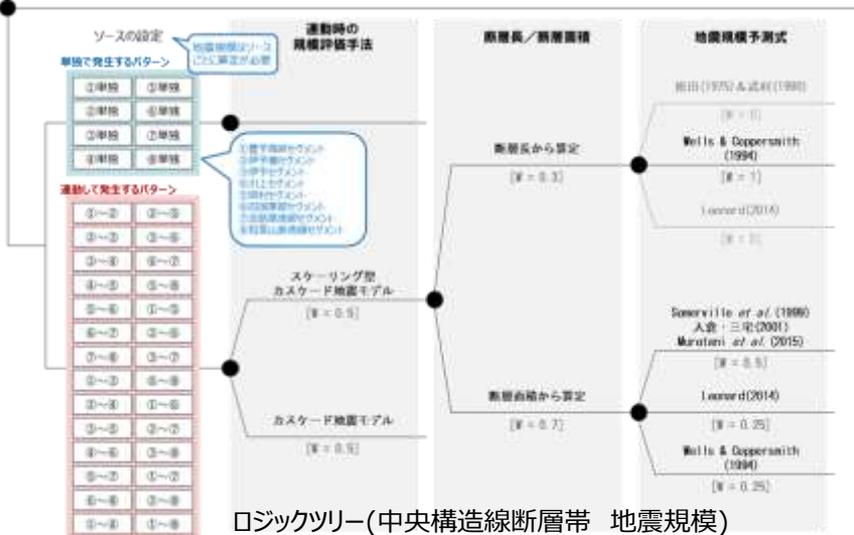


発電所周辺の活断層分布

(四国電力伊方3号機の例)



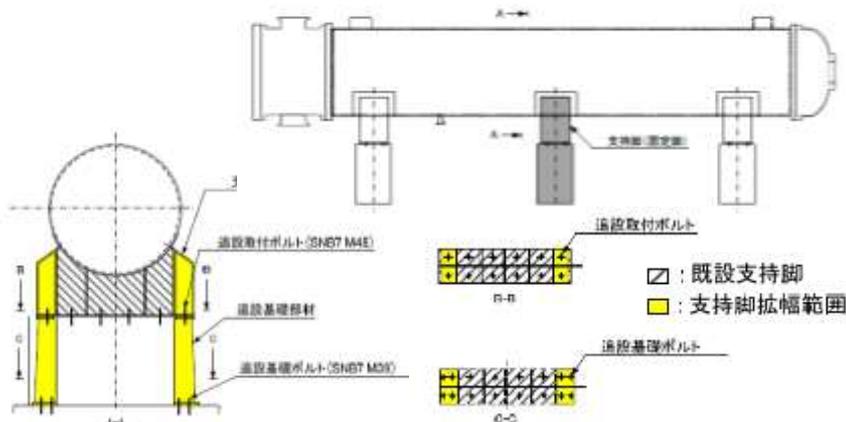
フラクタル地震ハザード曲線 (周期0.02秒、水平方向)



2. 3 地震PRA（フラジリティ評価の高度化）

- ✓ 新規規制基準を踏まえた基準地震動の増加に対して、耐震性向上対策や加振試験による現実的な機能損傷加速度の確認等を実施し、その結果をフラジリティ評価に反映。
- ✓ 足元では、損傷相関を考慮した機器フラジリティ評価に関するNRRC研究を推進中。

（耐震性向上対策の例）



（加振試験の例）



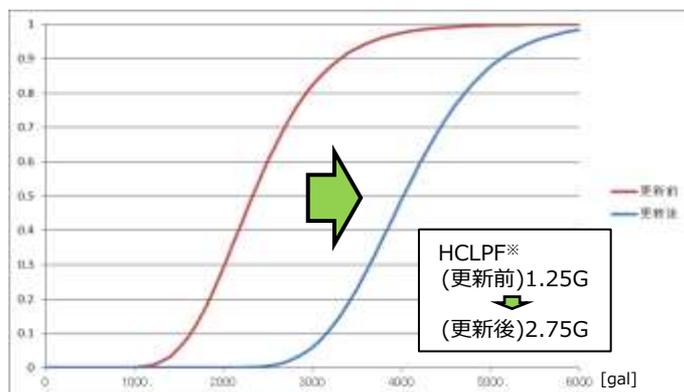
メタルクラッド開閉装置

（四国電力伊方3号機の例）

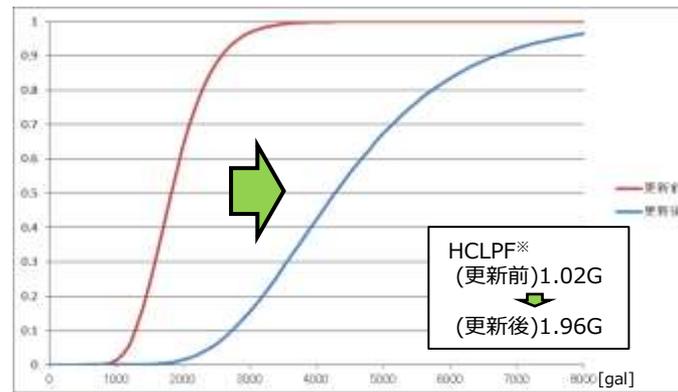


加振試験装置の例

電力中央研究所HP：
<https://egsweb.denken.or.jp/facility/2002002/>



原子炉補機冷却水冷却器のフラジリティ改善



メタルクラッド開閉装置のフラジリティ改善

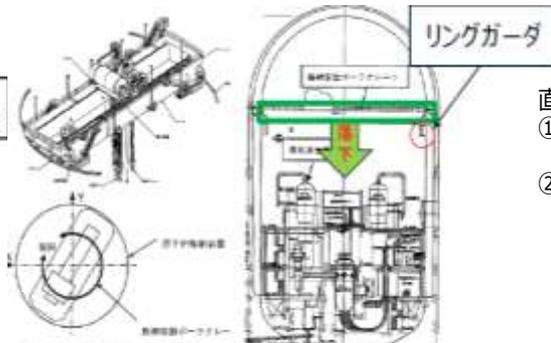
2. 3 地震PRA（専門家判断プロセスを活用したシナリオの細分化）

- ✓ 炉心損傷直結シナリオ（原子炉格納容器、原子炉容器等の損傷）については、シナリオを詳細に展開することが困難なゆえに、保守的な仮定を置いており、地震PRAの課題の一つとなっている。
- ✓ このため、全電力共同プロジェクトとして地震PRA精緻化に関する専門家判断プロセスを構築し、一部の機器を対象としたPWR・BWRのパイロット評価を通じて事故シナリオを細分化することで、これまで炉心損傷直結として扱っていたことが保守的であることを確認。今後、本手法の公知化を進めていく。

（PWRパイロット評価の例）

【現状】
PRAで想定しているシナリオ(最悪を仮定)

リングガードが損傷すると、ボークレーンが落下し、CV底部の1次冷却材圧力バウンダリ設備に衝突。大規模なLOCAが発生することで、必ず炉心損傷に至る。



【専門家会議】
シナリオの細分化を検討

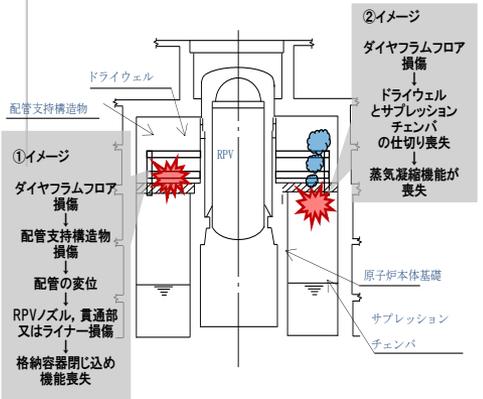
- (例)
- ① ボークレーンが、部分的に損傷するが落下しない。
 - ② ボークレーンが、ずれ落ちてスプレィ配管が損傷する程度。
 - ③ ボークレーンは落下するが主蒸気管が損傷する程度でLOCAは発生しない



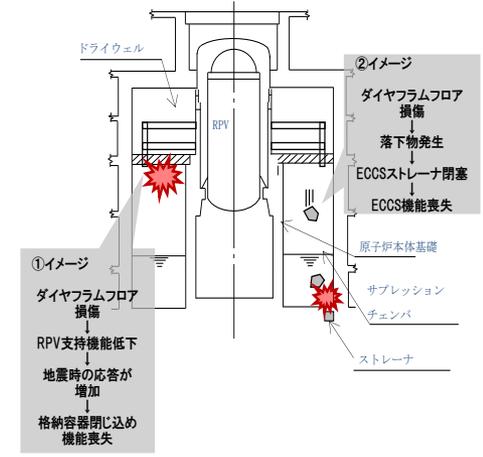
参考イメージ(図21:高浜1号機 原子炉格納容器内部、毎日新聞(<https://mainichi.jp/>))

（BWRパイロット評価の例）

- 直接的影響
- ① 配管支持構造物が損傷（変位）によりライナーや貫通部が損傷し格納容器損傷
 - ② 緩和系機能の一つであるサブプレッションチェンバの蒸気凝縮機能が喪失される



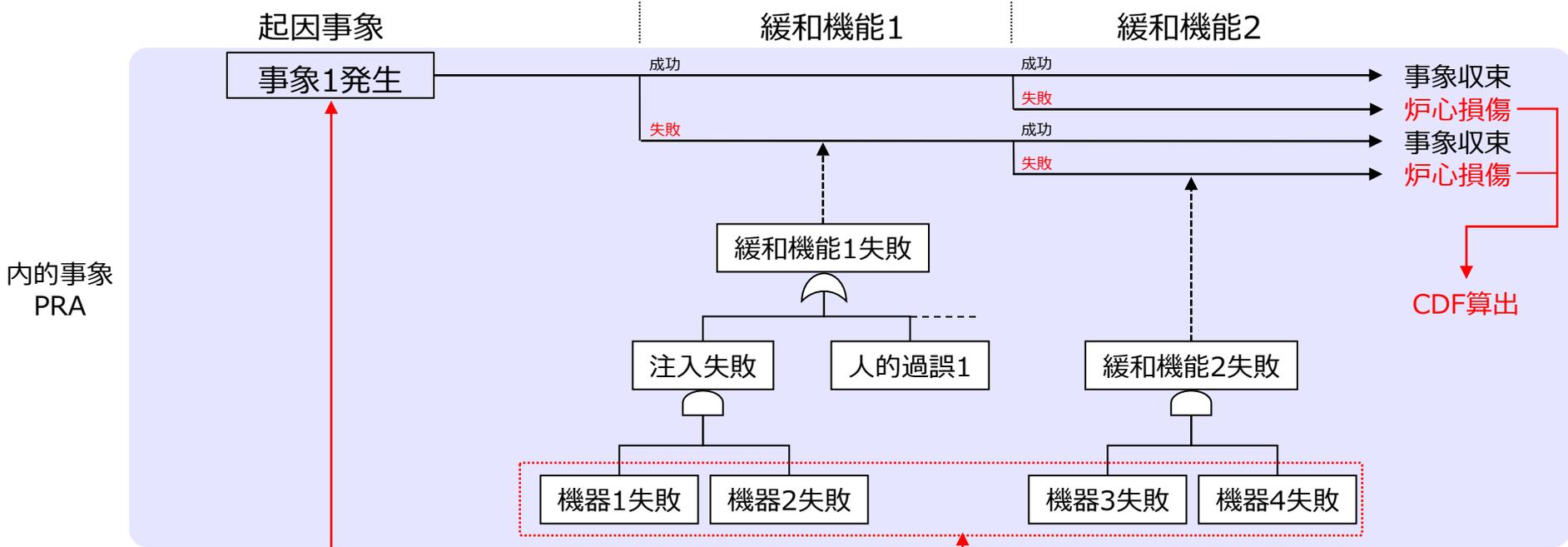
- 二次的影響
- ① RPV支持機能低下による格納容器損傷
 - ② ダイヤフラムフロアの損傷による落下物等により二次的に緩和系機能を喪失



1. これまでの歩み
 1. 1 これまでの歩み
 1. 2 業界の体制
 1. 3 リスク情報活用に係るアクションプラン
2. PRAの高度化状況
 2. 1 レベル1 内の事象PRA
 2. 2 レベル1.5内の事象PRA
 2. 3 地震PRA
 2. 4 津波PRA
 2. 5 火災PRA
 2. 6 溢水PRA
 2. 7 不確実さの取り扱い
 2. 8 確率論的破壊力学評価 (PFM)
3. リスク情報活用の状況
 3. 1 米国におけるリスク情報活用事例
 3. 2 国内でのリスク情報活用の実施状況
4. まとめ
5. 参考資料
 5. 1 学会標準・ガイドラインの策定状況
 5. 2 略語集
 5. 3 安全性向上評価届出における評価結果

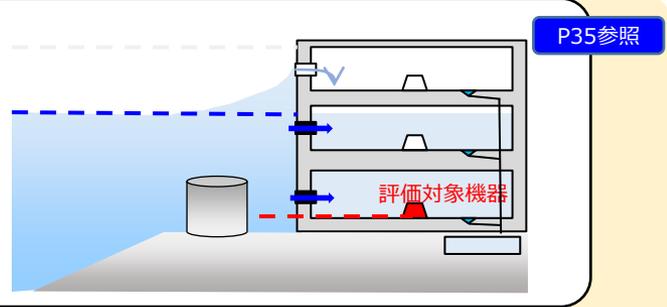
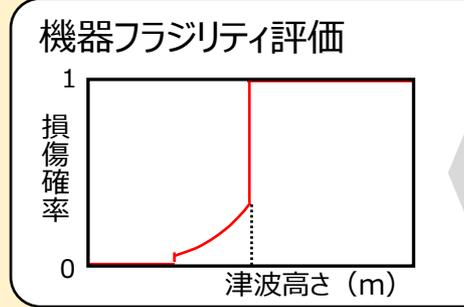
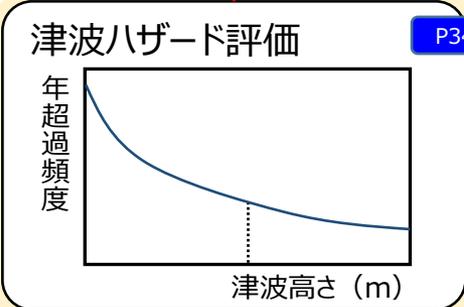
2. 4 津波PRA (津波PRAモデル)

- ✓ 津波PRAモデルは、内的事象PRAモデルをベースとして、津波特有の考慮事項（津波ハザード評価、機器フラジリティ評価等）を反映しており、研究等から得られた知見に基づき適宜アップデート。
- ✓ 内的事象PRAモデルをベースとしており、内的事象PRAモデルを高度化することは、津波PRAモデルの高度化にも寄与。



内的事象 PRA

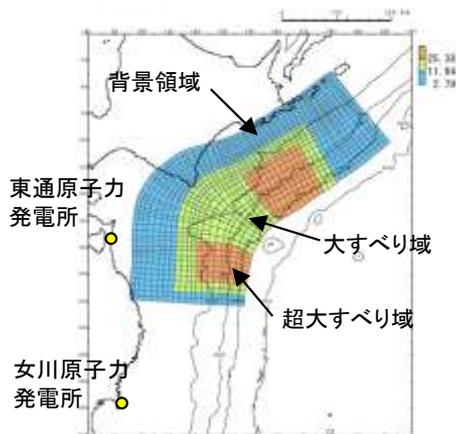
津波特有の考慮事項 (例)



2. 4 津波PRA (津波ハザード評価の高度化)

- ✓ 津波ハザードの分野では、2011年東北地方太平洋沖地震の知見等を踏まえ、これまで発生した記録がないセグメントの連動等を考慮した地震をハザード評価に反映してきたところ。
- ✓ 足元では、海底地すべりに起因する津波の評価手法の確立に関連したNRRC研究を推進中。

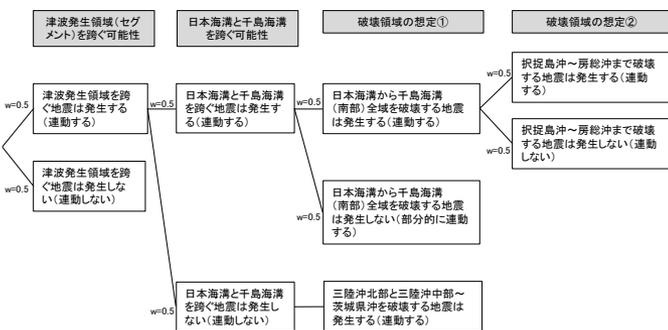
(女川2号機の例)



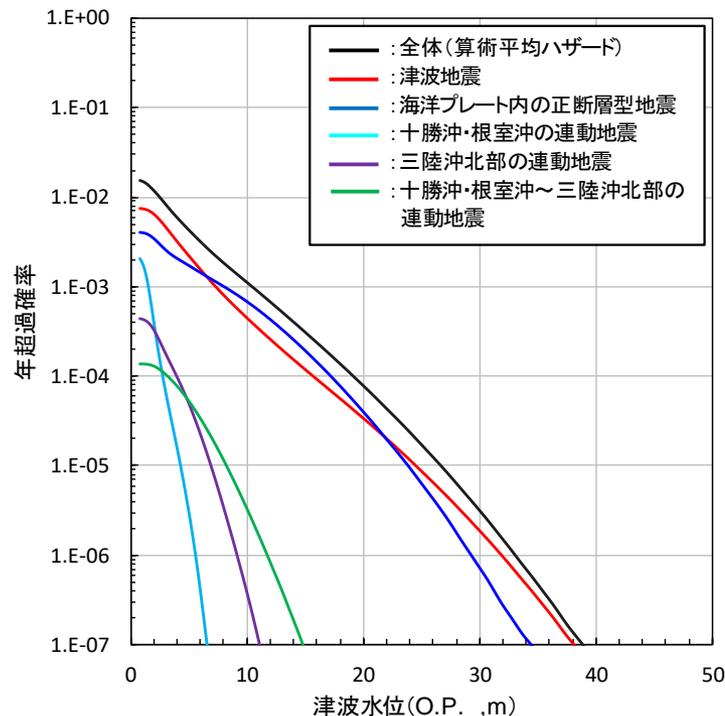
十勝沖・根室沖から岩手県沖北部の連動型地震



【津波発生領域(セグメント)の連動パターン】



津波発生領域の組合せに関するロジックツリー

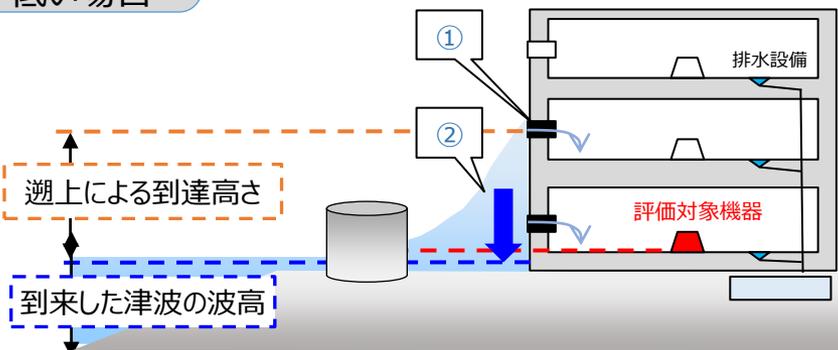


津波ハザード曲線 (敷地前面 (水位上昇側))

2. 4 津波PRA (フラジリティ評価の高度化)

✓ 東北地方太平洋沖地震を踏まえて、津波PRAにおけるフラジリティ評価手法を開発。屋外・屋内機器の津波による被水・没水を損傷要因としたフラジリティにおいては、地震PRAと同様の安全係数法にて評価。また、屋内機器については貫通部シールのフラジリティも考慮した評価を実施。

低い場合

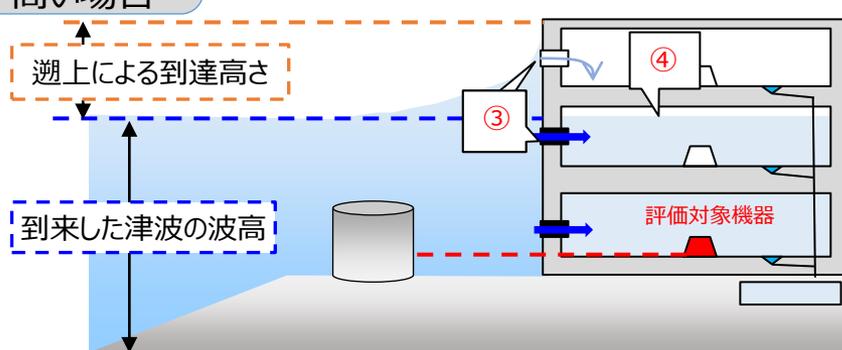


屋内機器の考え方

遡上波の圧力でシール損傷の可能性がある(①)が、遡上による到達高さは、短時間で津波波高に収束する(②)ため、シール損傷による流入量は限定的であり、建屋内機器の損傷には至らないと考える

(1)

高い場合

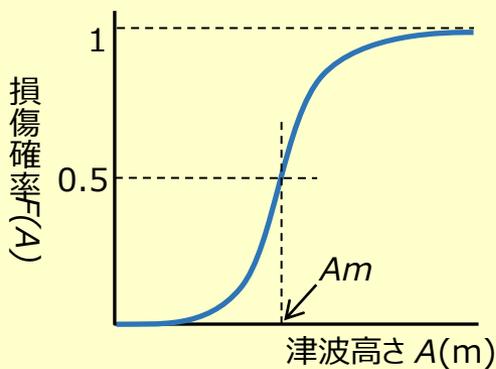


屋内機器の考え方

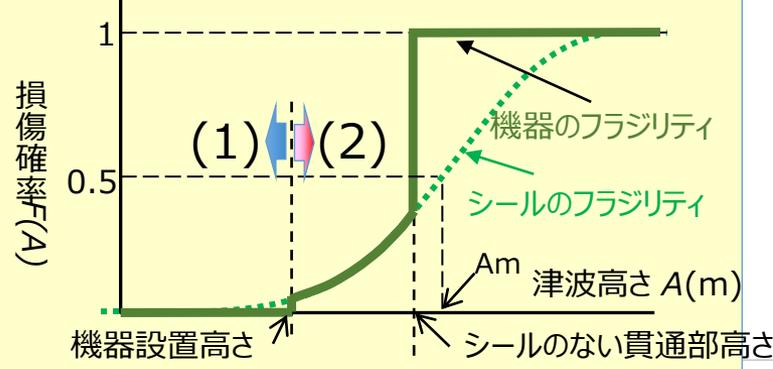
津波の圧力で損傷の可能性があるシール、またはシールのない貫通部からの、大量の海水流入(③)が発生し、その後、建屋内外の水位が平衡する(④)と考える

(2)

屋外機器のフラジリティ(イメージ)

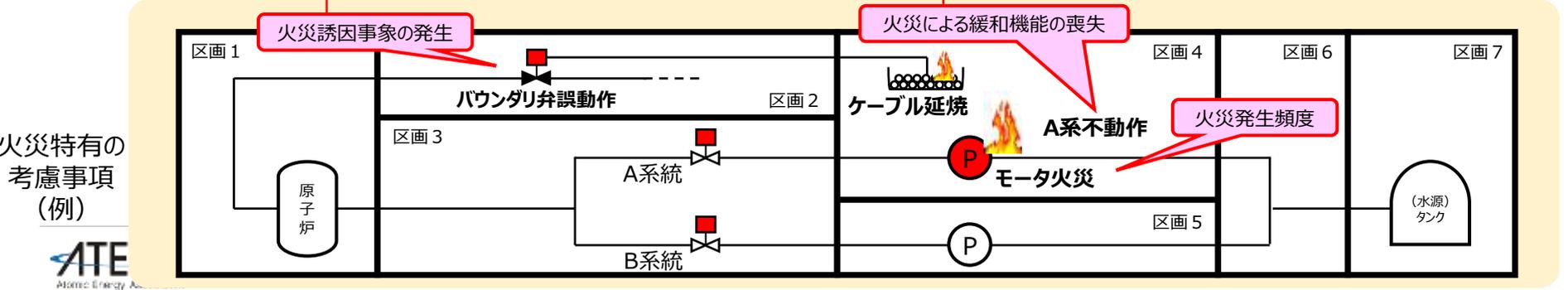
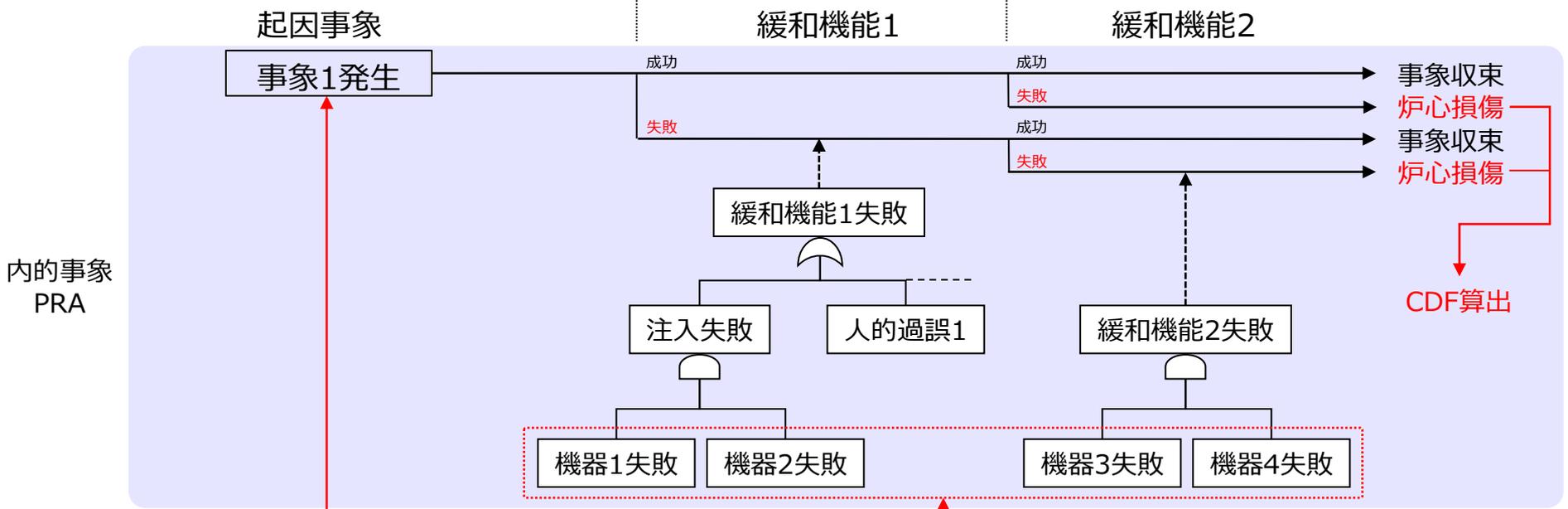


屋内機器のフラジリティ(イメージ)



1. これまでの歩み
 1. 1 これまでの歩み
 1. 2 業界の体制
 1. 3 リスク情報活用に係るアクションプラン
2. PRAの高度化状況
 2. 1 レベル1 内の事象PRA
 2. 2 レベル1.5内の事象PRA
 2. 3 地震PRA
 2. 4 津波PRA
 2. 5 火災PRA
 2. 6 溢水PRA
 2. 7 不確実さの取り扱い
 2. 8 確率論的破壊力学評価 (PFM)
3. リスク情報活用の状況
 3. 1 米国におけるリスク情報活用事例
 3. 2 国内でのリスク情報活用の実施状況
4. まとめ
5. 参考資料
 5. 1 学会標準・ガイドラインの策定状況
 5. 2 略語集
 5. 3 安全性向上評価届出における評価結果

- ✓ 再稼働したPWRでは、安全性向上評価として内的・地震・津波PRAの届出がまもなく一巡し、これからは火災・溢水PRAに注力する段階。現在、パイロットプラントで火災PRAモデルを構築し、評価中。その後、速やかに個別プラント評価に展開。
- ✓ 並行して、実規模の電気盤等の火災試験、OECD国際共同研究等で得られた最新知見を踏まえ、2027年度に火災PRAガイドの改訂版を公刊予定。
- ✓ 内的事象PRAモデルをベースとしており、内的事象PRAモデルを高度化することは、火災PRAモデルの高度化にも寄与。

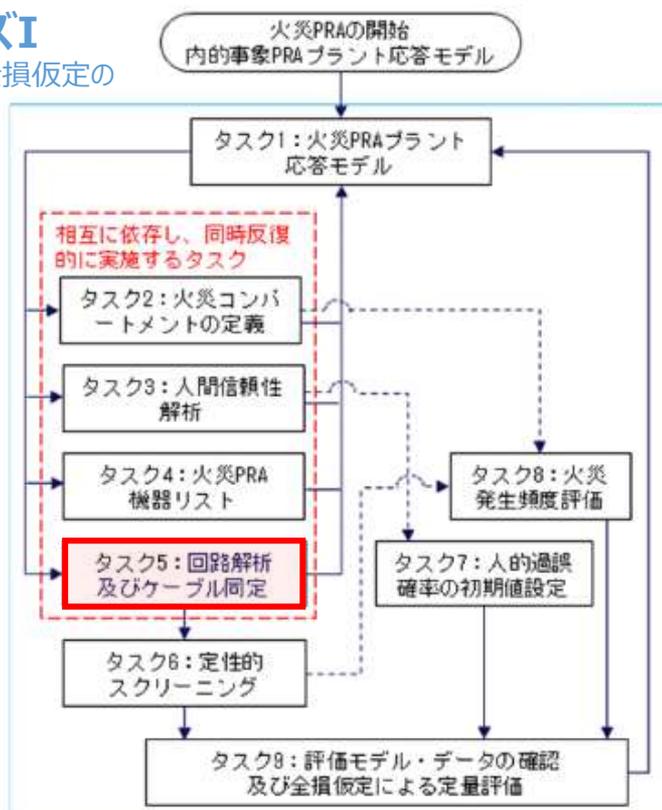


火災特有の
考慮事項
(例)

2. 5 火災PRA (火災PRAのプロセス)

- ✓ 火災PRAでは、フェーズ I として、火災によって区画内が全損することを想定して保守的に評価したうえで、結果が厳しい区画を優先して、フェーズ II の詳細なPRAを実施。
- ✓ 火災PRAでは、火災PRA機器の機能喪失を引き起こす回路要素（ケーブルや制御盤、電源盤）及びその配置等を同定し、火災PRAモデルに反映する作業が特に重要。

フェーズI (配置調査、全損仮定のPRA等)



フェーズII (詳細なPRA)

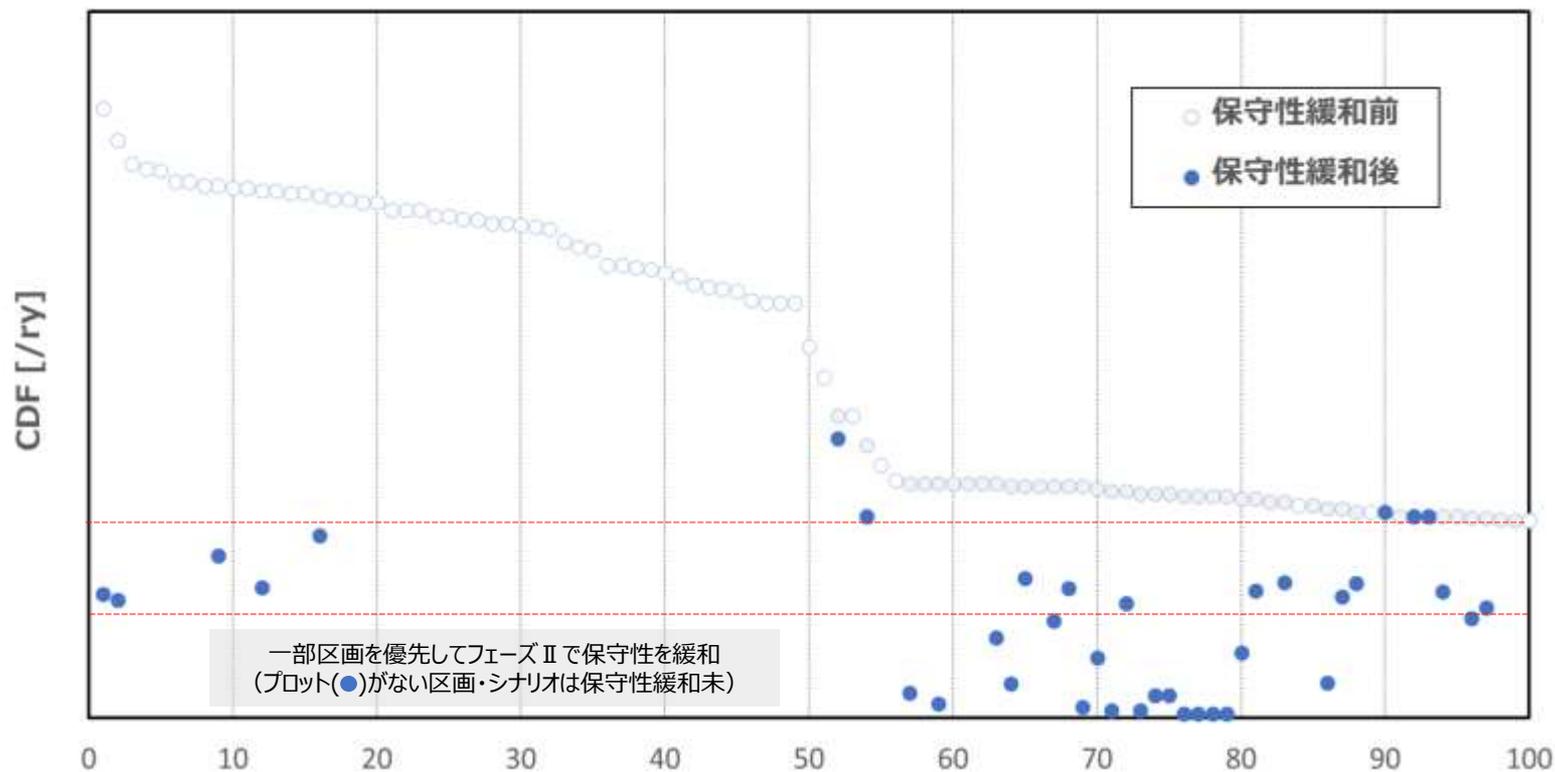


2. 5 火災PRA (火災PRAの検討状況)

- ✓ パイロットプラントの火災PRAを通じ、相対的にリスクが大きい区画が存在するという知見が得られている状況。
- ✓ 火災PRAには相応の時間を要するが、完成してから活用するという姿勢ではなく、PRAモデル構築途中で、リスク情報を活用できるという視点で、効果的なリスク低減対策を速やかに実行し、安全性向上につなげていく方針。

パイロットプラントの火災PRA (CDFが上位100の区画・シナリオ※)

※：1区画内に複数の詳細シナリオがあり、積分値が区画ごとのCDFとなる。
(パイロット評価では全約150区画、1つの区画に最大数百のシナリオが存在)

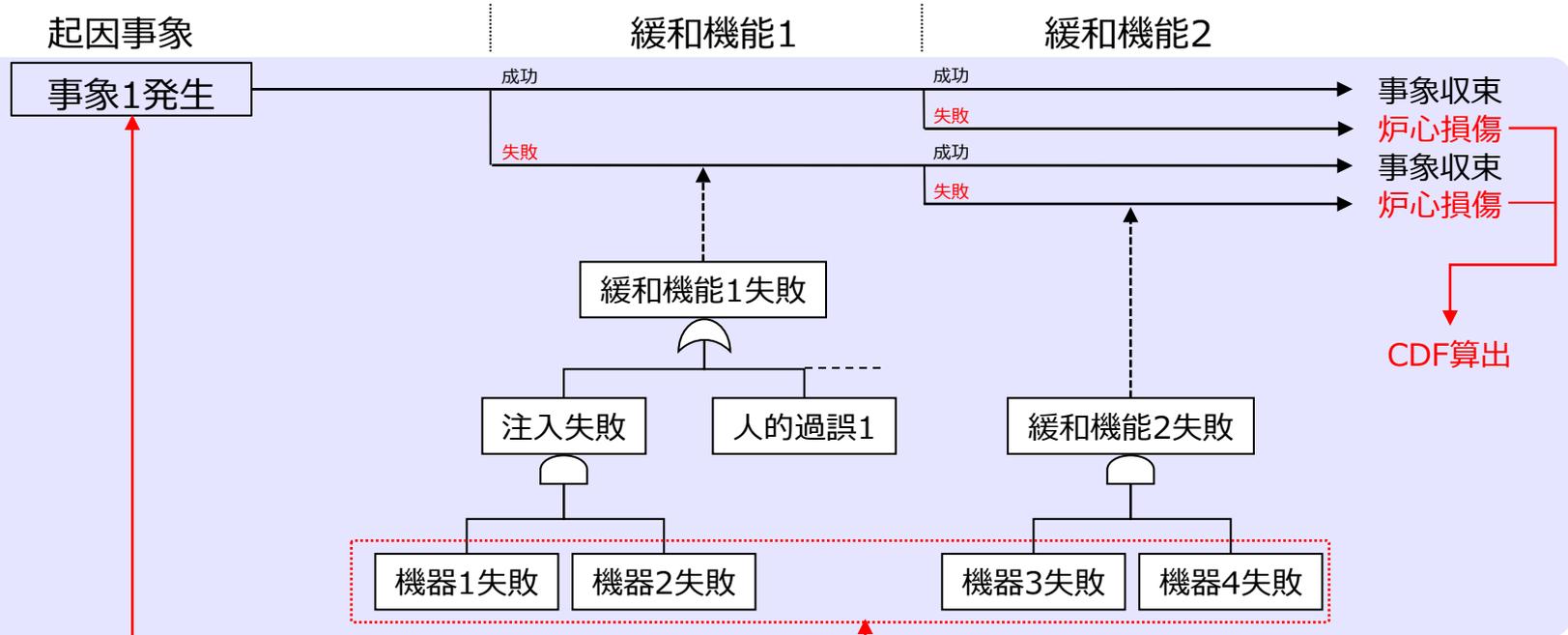


1. これまでの歩み
 1. 1 これまでの歩み
 1. 2 業界の体制
 1. 3 リスク情報活用に係るアクションプラン
2. PRAの高度化状況
 2. 1 レベル1 内の事象PRA
 2. 2 レベル1.5内の事象PRA
 2. 3 地震PRA
 2. 4 津波PRA
 2. 5 火災PRA
 2. 6 溢水PRA
 2. 7 不確かさの取り扱い
 2. 8 確率論的破壊力学評価 (PFM)
3. リスク情報活用の状況
 3. 1 米国におけるリスク情報活用事例
 3. 2 国内でのリスク情報活用の実施状況
4. まとめ
5. 参考資料
 5. 1 学会標準・ガイドラインの策定状況
 5. 2 略語集
 5. 3 安全性向上評価届出における評価結果

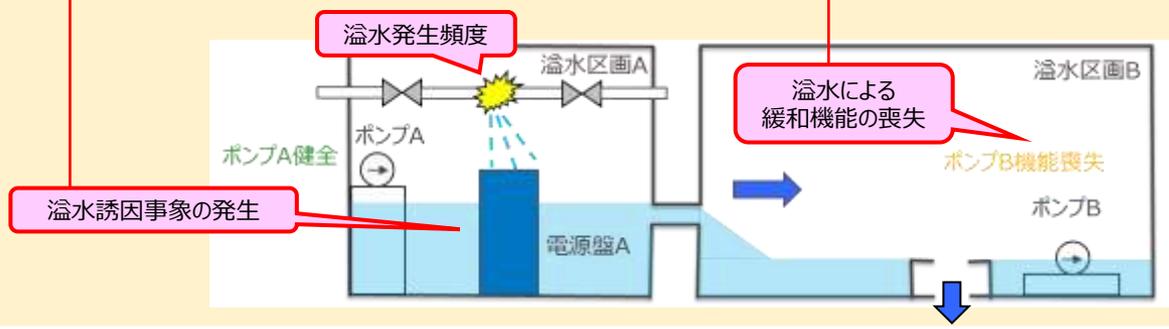
2. 6 溢水PRA (溢水PRAモデル)

- ✓ パイロットプラントで溢水PRAモデルを構築し、評価中。その後、速やかに個別プラント評価に展開。
- ✓ 評価を通じて獲得した知見や、米国有識者レビュー結果を反映し、2025年度に溢水PRAガイドを公刊予定。
- ✓ 内の事象PRAモデルをベースとしており、内の事象PRAモデルを高度化することは、溢水PRAモデルの高度化にも寄与。

内の事象 PRA



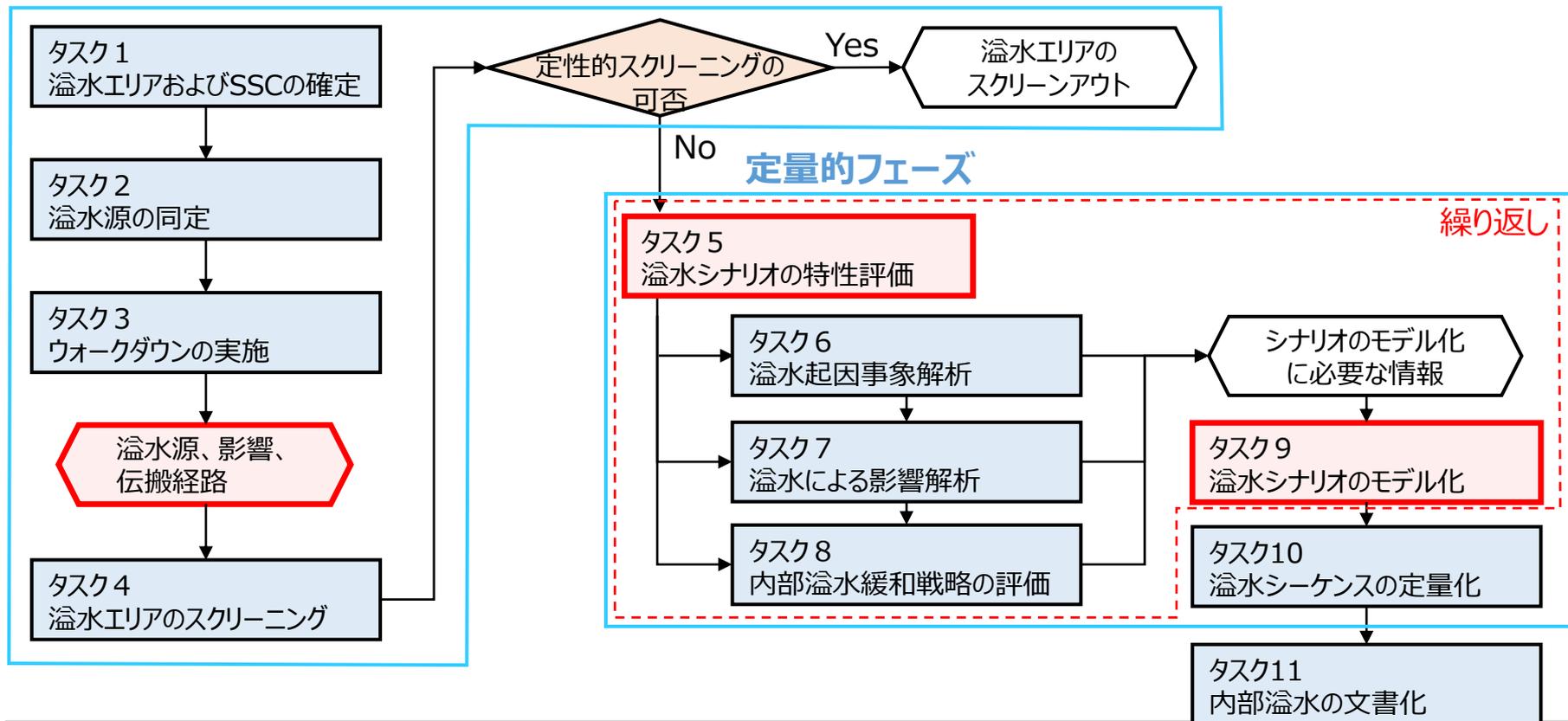
溢水特有の 考慮事項 (例)



2. 6 溢水PRA (溢水PRAのプロセス)

- ✓ 溢水PRAでは、定性的フェーズとして、溢水源、影響、伝搬経路を整理し、定量評価を要する溢水エリアをスクリーニングしたうえで、定量的フェーズで詳細なPRAを実施。
- ✓ 溢水PRAでは、防護対象設備に溢水影響を及ぼす全ての配管（耐震Sクラス配管を含む）を対象として溢水シナリオ（溢水源、影響、伝搬経路）を同定し、溢水PRAモデルに反映する作業が特に重要。

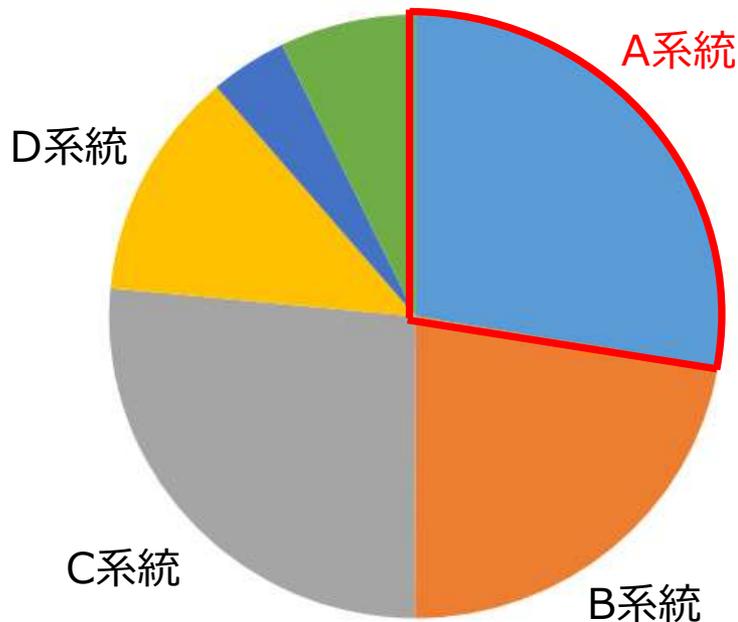
定性的フェーズ



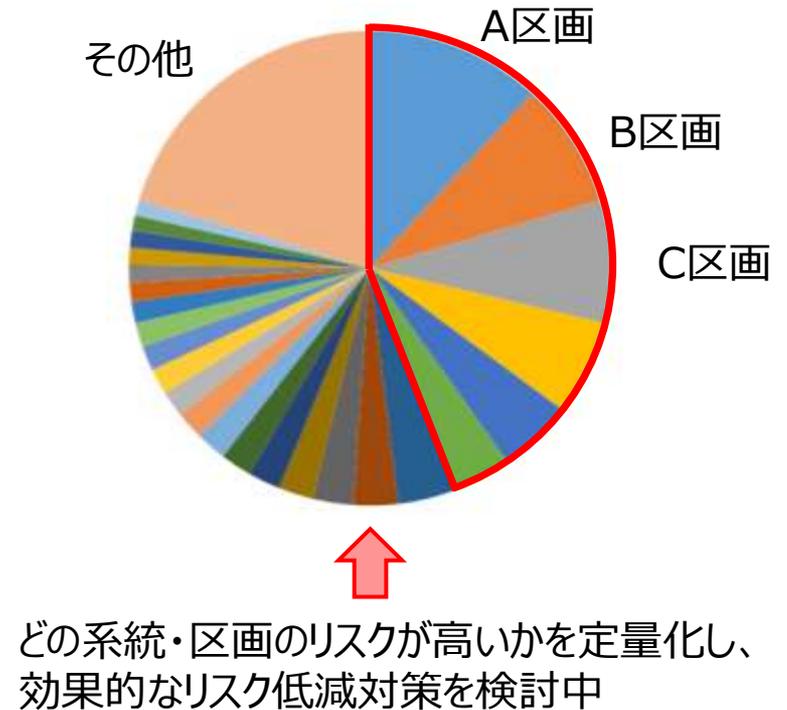
2. 6 溢水PRA (溢水PRAの検討状況)

- ✓ パイロットプラントの溢水PRAを通じ、相対的にリスクが大きい系統・区画が存在するという知見が得られている状況。
- ✓ 得られた知見から効果的なリスク低減対策等を速やかに実行し、安全性向上につなげていく方針。

全体のリスクプロファイル (系統単位)



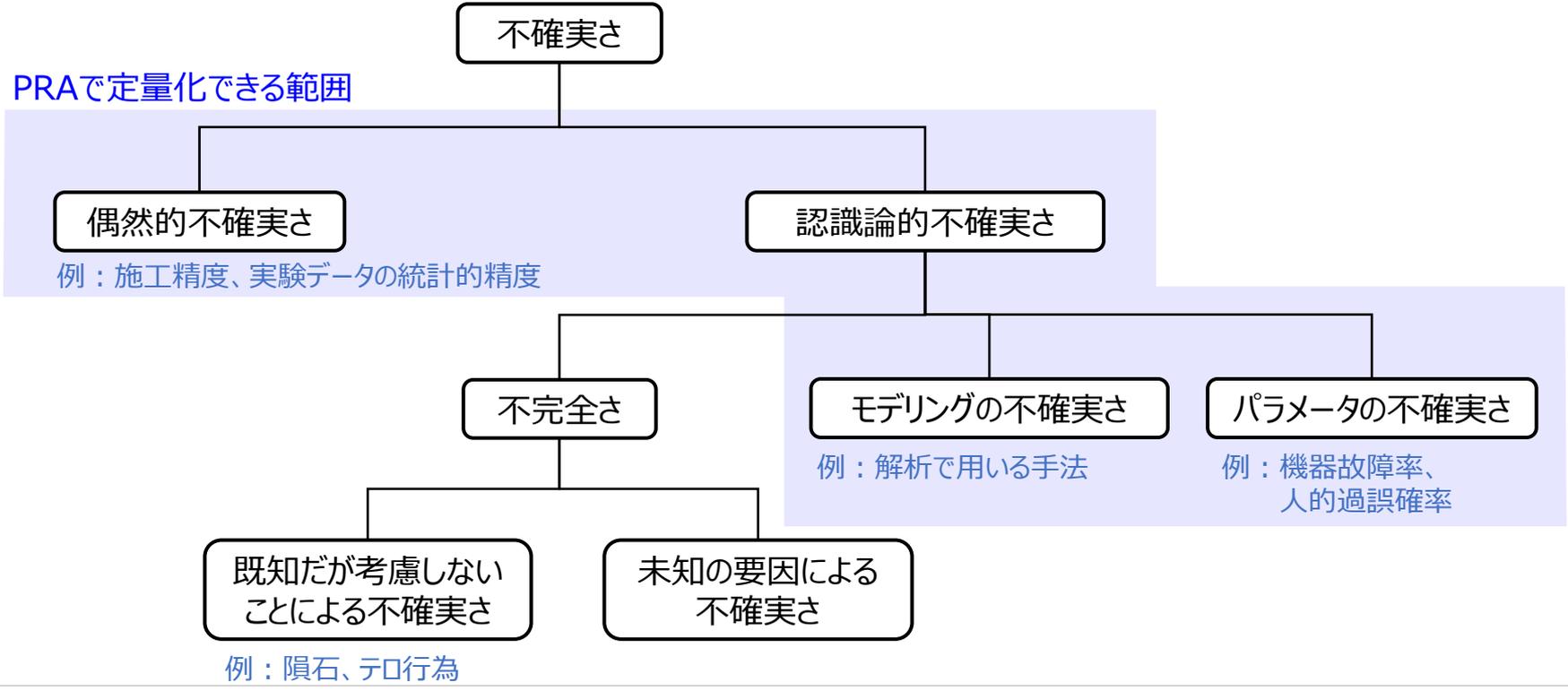
A系統のリスクプロファイル (区画単位)



1. これまでの歩み
 1. 1 これまでの歩み
 1. 2 業界の体制
 1. 3 リスク情報活用に係るアクションプラン
2. PRAの高度化状況
 2. 1 レベル1 内の事象PRA
 2. 2 レベル1.5内の事象PRA
 2. 3 地震PRA
 2. 4 津波PRA
 2. 5 火災PRA
 2. 6 溢水PRA
 2. 7 不確実さの取り扱い
 2. 8 確率論的破壊力学評価 (PFM)
3. リスク情報活用の状況
 3. 1 米国におけるリスク情報活用事例
 3. 2 国内でのリスク情報活用の実施状況
4. まとめ
5. 参考資料
 5. 1 学会標準・ガイドラインの策定状況
 5. 2 略語集
 5. 3 安全性向上評価届出における評価結果

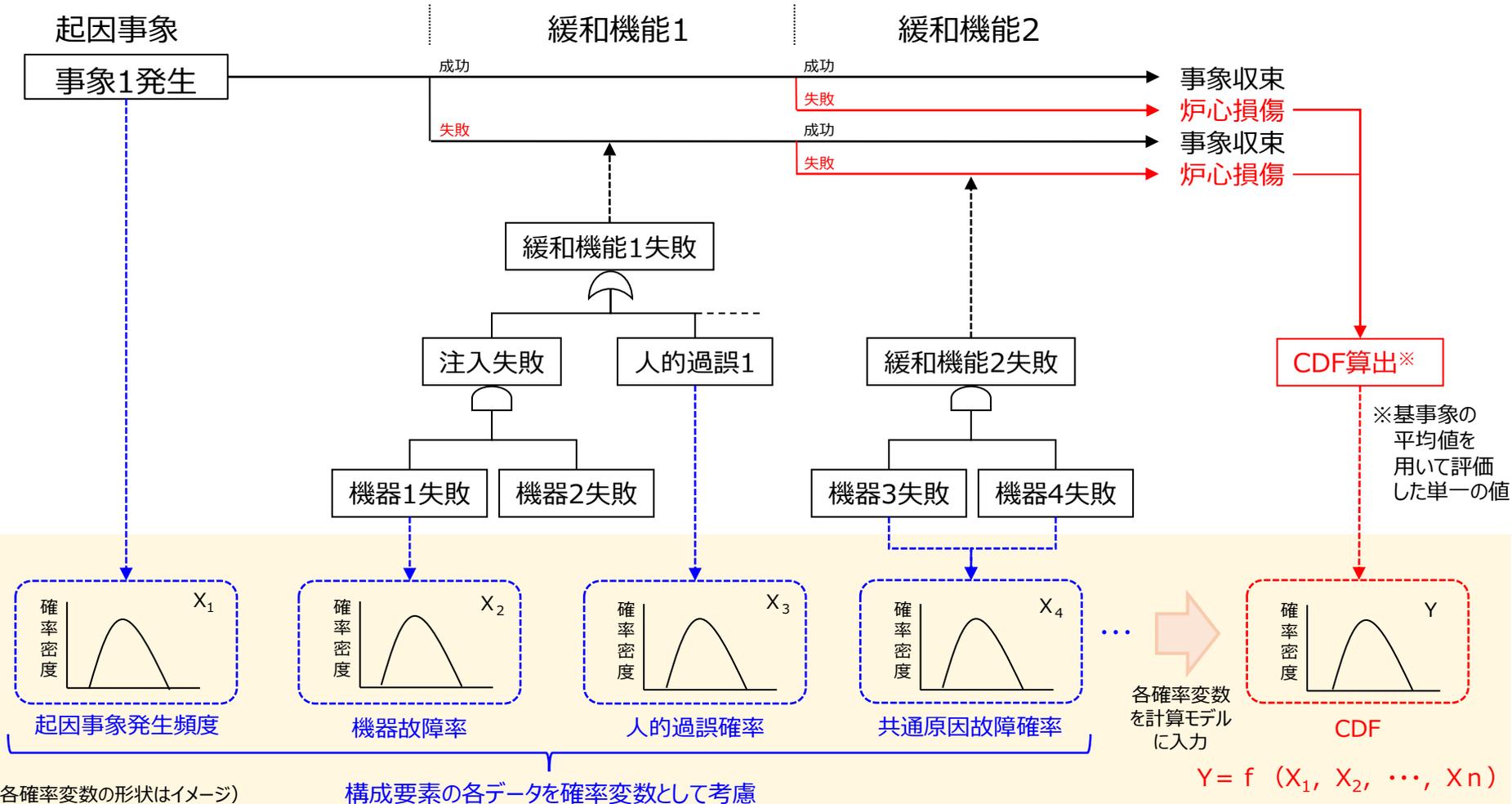
2. 7 不確実さの取扱い

- ✓ PRAは、不確実さを定量化できることが一つの特徴であり、決定論から得られる情報と組み合わせて意思決定に活用することが重要。
- ✓ 不確実さは、物理現象固有のランダム性に起因する偶然的な不確実さと、知識や認識の不足に起因する認識論的不確実さに大別。
- ✓ 認識論的不確実さは、不完全さ、モデリングの不確実さ、パラメータの不確実さに分類され、このうち不完全さに対しては、PRA手法が常に完全で、起こり得るシナリオが全て同定され、適切に評価される保証はないという認識を持ち、研究や他産業に学ぶ機会等を通じて、「欠け」を見つけていくことが重要。



2. 7 不確実さの取扱い（内的事象PRAに含まれる不確実さ）

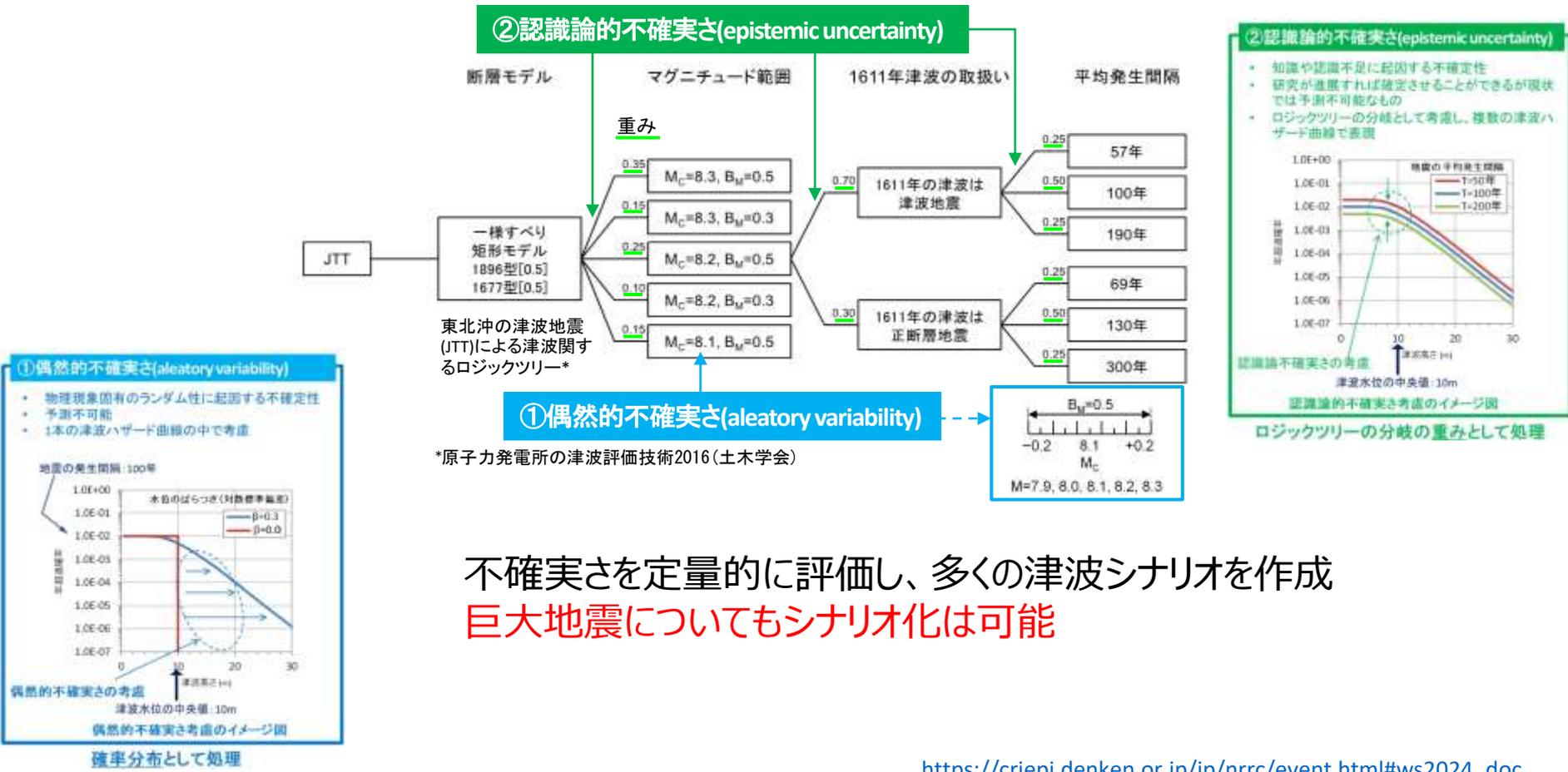
- ✓ 内的事象PRAにおいては、構成要素の各データとして、起因事象発生頻度、機器故障率、人的過誤確率および共通原因故障確率等を確率変数とみなし、炉心損傷頻度の不確実さ幅等を評価。



2. 7 不確実さの取扱い

(ハザード評価の不確実さ (津波ハザードの例))

- ✓ 偶然的な不確実さを考慮することで、確率的な分布を持たせた 1 本の津波ハザード曲線を作成。
- ✓ 認識論的な不確実さを考慮することで、ロジックツリーの分岐の重みに応じた複数の津波ハザード曲線を作成。



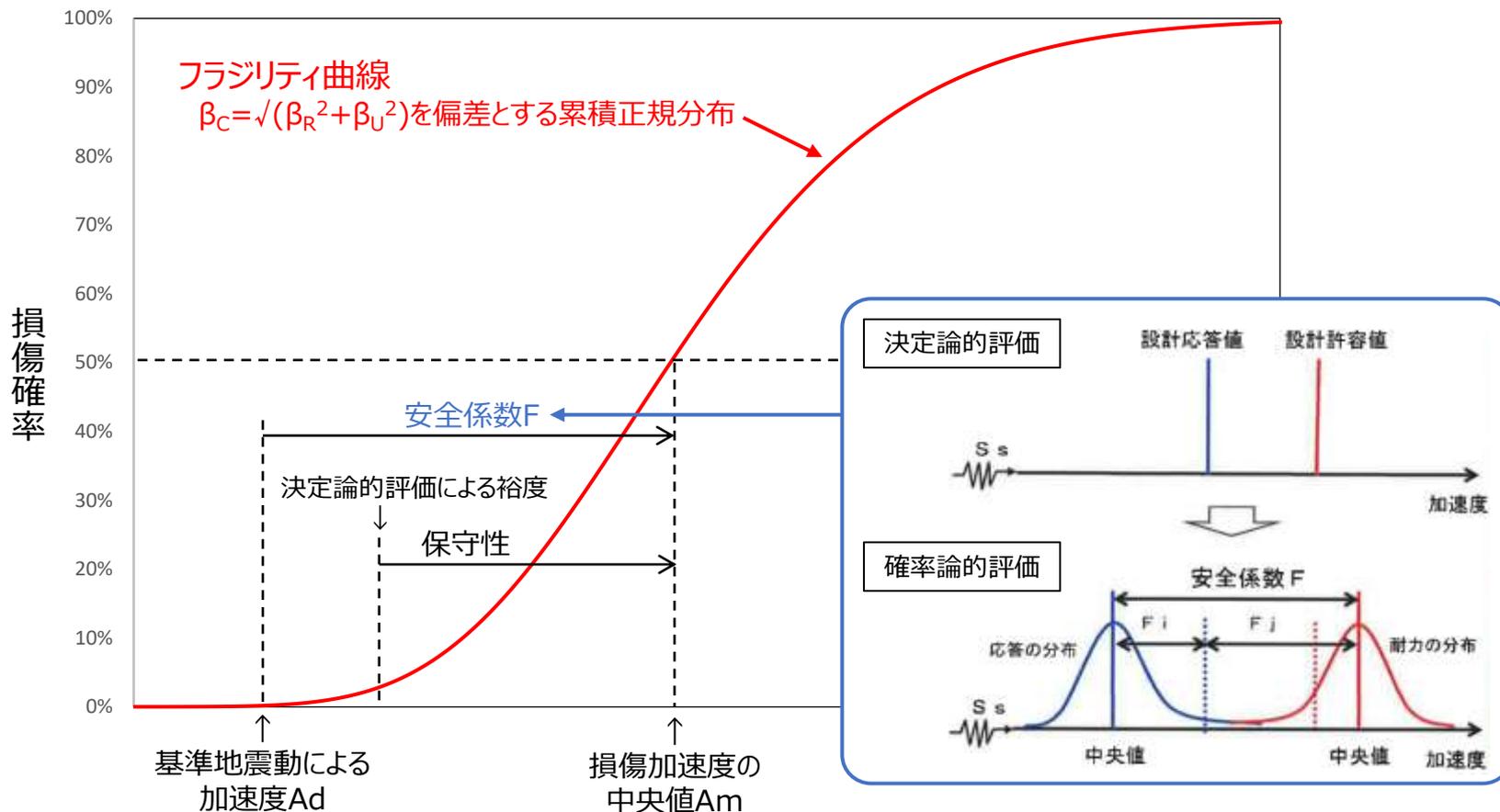
不確実さを定量的に評価し、多くの津波シナリオを作成
巨大地震についてもシナリオ化は可能

https://criepi.denken.or.jp/jp/nrrc/event.html#ws2024_doc

2. 7 不確実さの取扱い

(フラジリティ評価の不確実さ (地震時の機器フラジリティの例))

- ✓ 決定論的評価に含まれる保守性を考慮し、損傷加速度の中央値 (Am) を決定。
- ✓ 機器毎に偶然的な不確実さβ_Rおよび認識論的不確実さβ_Uを考慮し、フラジリティ曲線を作成。

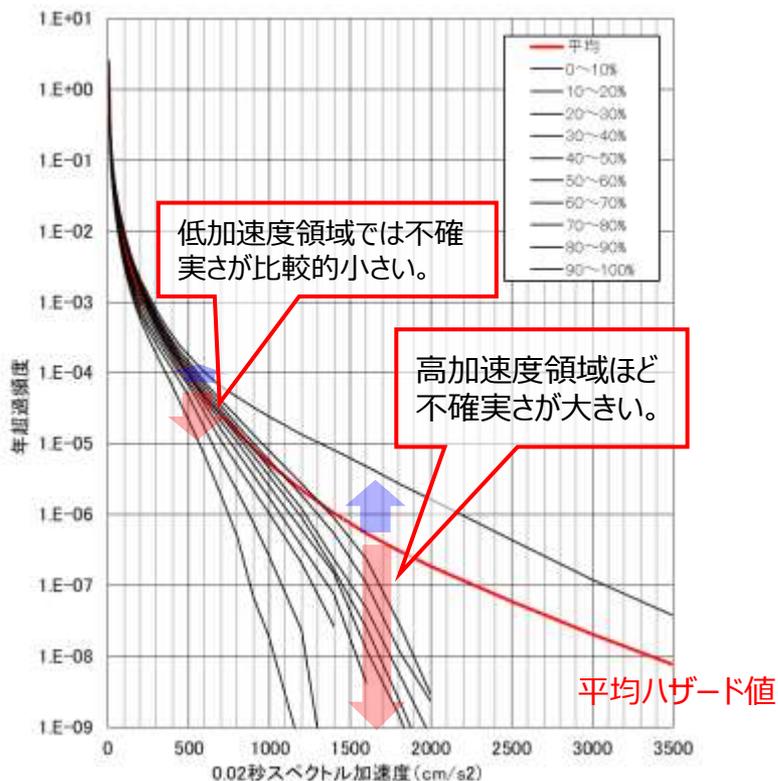


2. 7 不確実さの取扱い

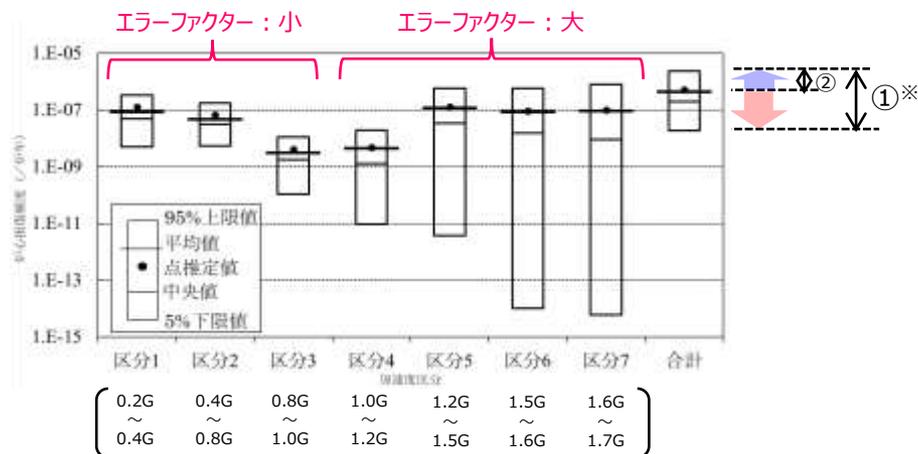
(地震PRAにおける不確実さについて)

- ✓ 地震ハザードの不確実さは、低加速度領域では比較的小さく、高加速度領域ほど大きくなる傾向。
- ✓ このため、CDFに関して、高加速度領域におけるエラーファクターは大きいものの、低加速度領域でのエラーファクターが小さいこと等による影響を受け、合計のエラーファクター（①）は内的事象と遜色ないレベル。エラーバーにおける点推定値から95%上限値への振れ幅（②）も同様。

(関西電力大飯3号機の例)



加速度区分毎のエラーバー



事象	点推定値	①エラーファクター※	②95%上限値 ÷ 点推定値
内的事象	1.2E-06	3.0E+00	2.3E+00
地震	5.1E-07	1.1E+01	4.3E+00
津波	3.7E-09	4.4E+08	8.9E+00
合計	1.7E-06	—	—

※ : $\sqrt{95\% \text{上限値} \div 5\% \text{下限値}}$

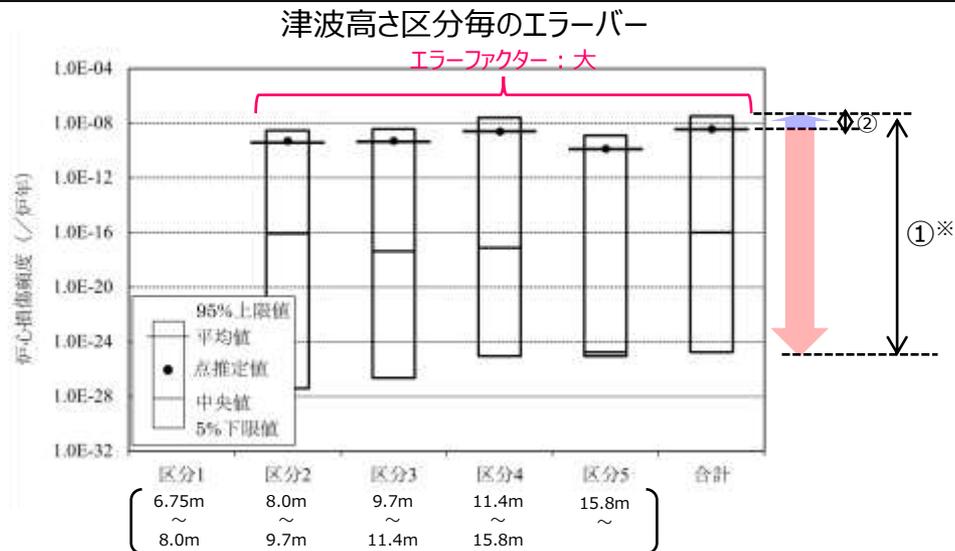
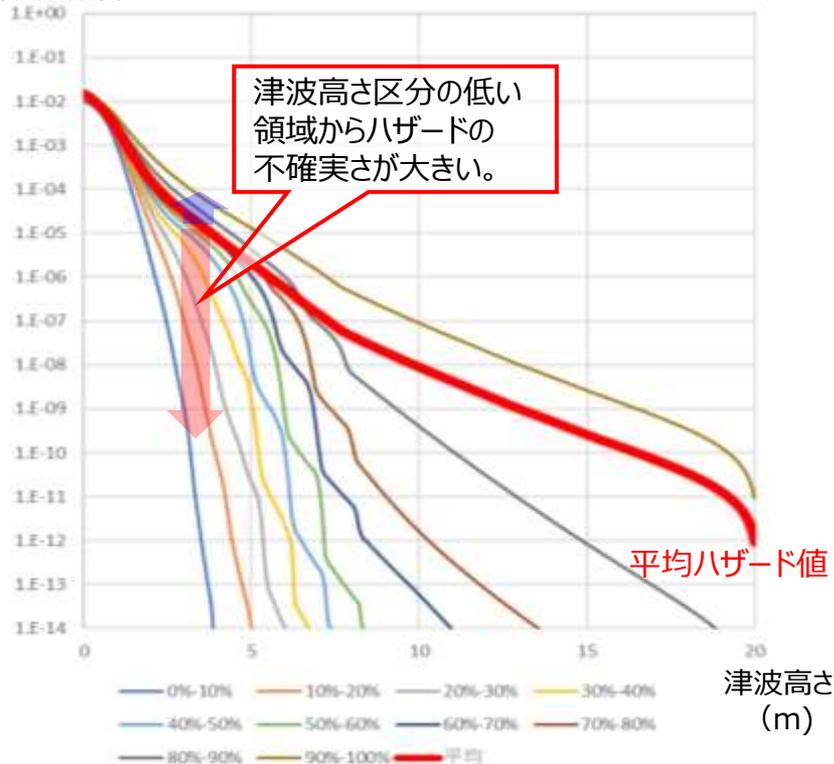
2. 7 不確実さの取扱い

(津波PRAにおける不確実さについて)

- ✓ 津波ハザードは、津波高さ区分の低い領域から不確実さが大きく、合計のエラーファクター (①) は内的・地震に比べて桁違いに大きい。
- ✓ これは、エラーバーの振れ幅が、点推定値より下側へ大きいことによるものであり、エラーバーにおける点推定値から95%上限値への振れ幅 (②) は内的事象および地震と遜色ないレベル。
- ✓ また、点推定値は地震より二桁程度低い。

(関西電力大飯3号機の例)

年超過頻度



事象	点推定値	①エラーファクター※	②95%上限値 ÷ 点推定値
内的事象	1.2E-06	3.0E+00	2.3E+00
地震	5.1E-07	1.1E+01	4.3E+00
津波	3.7E-09	4.4E+08	8.9E+00
合計	1.7E-06	-	-

1. これまでの歩み
 1. 1 これまでの歩み
 1. 2 業界の体制
 1. 3 リスク情報活用に係るアクションプラン
2. PRAの高度化状況
 2. 1 レベル1 内の事象PRA
 2. 2 レベル1.5内の事象PRA
 2. 3 地震PRA
 2. 4 津波PRA
 2. 5 火災PRA
 2. 6 溢水PRA
 2. 7 不確かさの取り扱い
 2. 8 確率論的破壊力学評価 (PFM)
3. リスク情報活用の状況
 3. 1 米国におけるリスク情報活用事例
 3. 2 国内でのリスク情報活用の実施状況
4. まとめ
5. 参考資料
 5. 1 学会標準・ガイドラインの策定状況
 5. 2 略語集
 5. 3 安全性向上評価届出における評価結果

2. 8 確率論的破壊力学評価 (PFM)

- ✓ 構造物の破損確率を定量的に評価できるPFMは、リスク情報を活用した意思決定の際に使用できる一つの情報であり、検査の最適化や評価手法の高度化等に活用できる。
- ✓ 米国では、PFMを活用し、RPV溶接部の試験程度見直し、PTS評価における参照温度のスクリーニング基準の設定、配管RI-ISI等が実施されている。(下表)
- ✓ 国内ではPFMの実活用先として、RPV溶接部(一般部)の試験程度の見直しを最優先に進めており、次項に検討状況と課題を示す。

PFMの米国における活用実績例

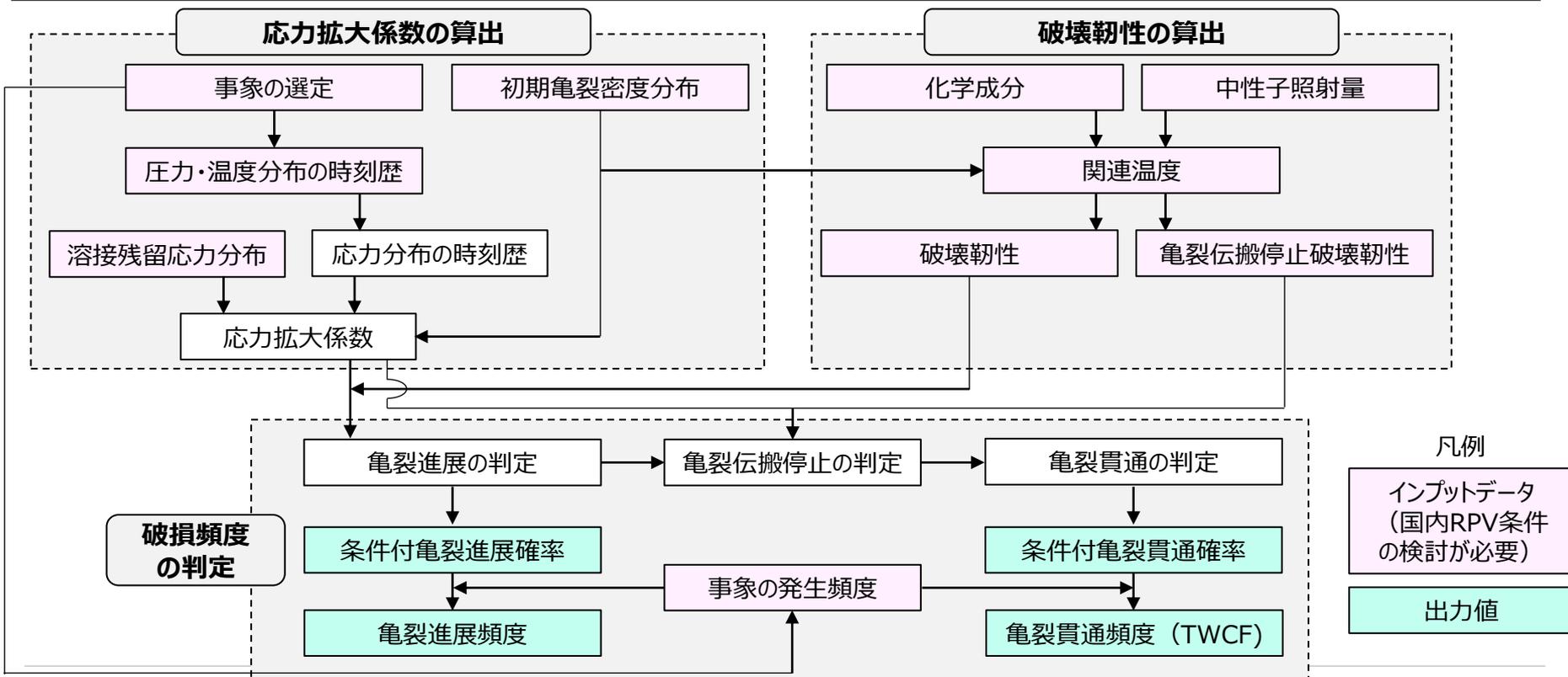
※TWCF：亀裂貫通頻度

評価対象	検討内容	許容基準	参考文献
RPV	• BWRのRPV溶接部の試験程度低減	TWCF: 1×10^{-6} (/炉年)	BWRVIP-05 他
	• PWRのRPV溶接部の検査間隔延長	TWCF: 1×10^{-6} (/炉年)	WCAP-16168-NP-A
	• RVのPTS評価における参照温度のスクリーニング基準の設定	TWCF: 1×10^{-6} (/炉年)	10CFR50.61a
配管	• 供用期間中検査プログラムの最適化	Δ CDF: 1×10^{-6} (/年) Δ LERF: 1×10^{-7} (/年)	WCAP-14572 revision 1-NP-A
	• フランスSCC事象を踏まえたリスク評価	very low safety significance (Δ CDF: 1×10^{-6} (/年)) に該当と評価	NRC TLR-RES- 2024-08 NRC ML23236A080

2. 8 確率論的破壊力学評価 (PFM)

(PFM実活用に向けた現状と課題 (RPV溶接部の試験程度見直し))

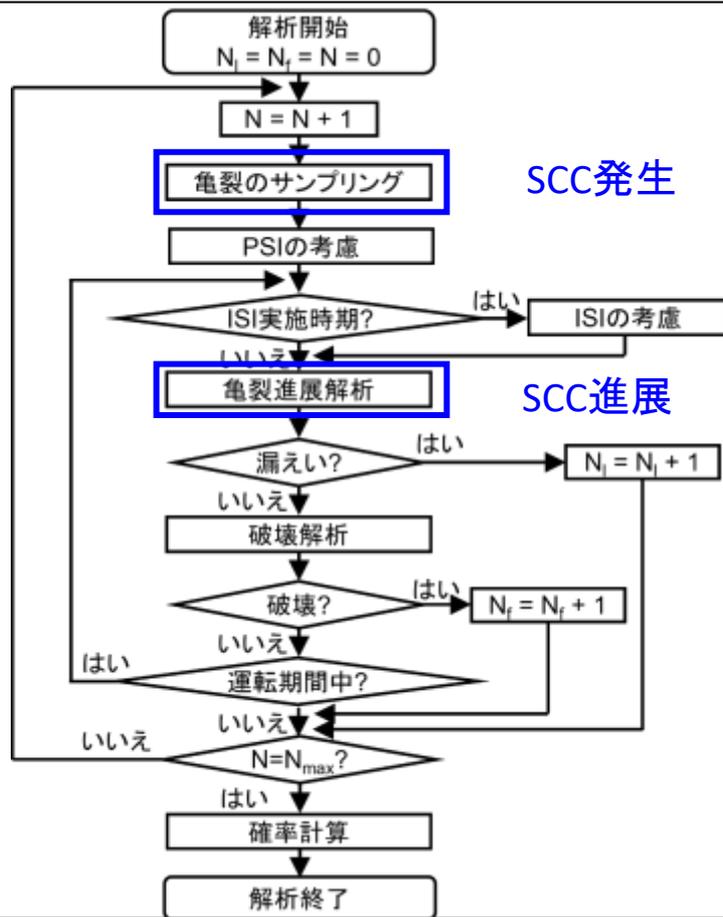
- ✓RPVのPFM評価は、米国の豊富な実績や国内での検証結果も活用し、国内への適用を目指している。
- ✓国内RPV条件で評価するために必要な入力データを整理・検討中
(例：国内RPVアーカイブ材の初期亀裂密度を取得中)。
- ✓その他に、解析ソフトウェアのV&Vの方法を検討中である。また、試験程度見直しの判断基準案 (PFM結果に加え、被ばく低減効果等から判断されると想定) も検討中である。



2. 8 確率論的破壊力学評価 (PFM)

(PFM実活用に向けた現状と課題 (配管破損リスクの評価))

- ✓米国ではPFM評価によりフランスで認められたSCCに係るリスク評価を実施し、規制措置の要否を検討。
- ✓国内でも電中研が配管の破損リスクの評価を行えるPFM解析ソフトウェア(PEDESTRIAN)を開発しており、リスク評価に向けた技術基盤を構築中。



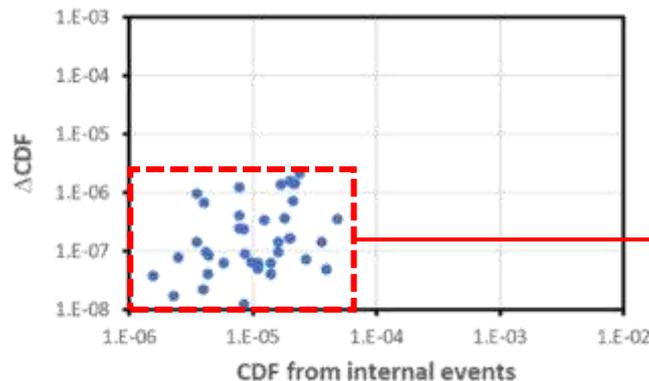
配管のPFM評価の流れ※

参考 米国におけるフランスSCC事象を踏まえたリスク評価の概要

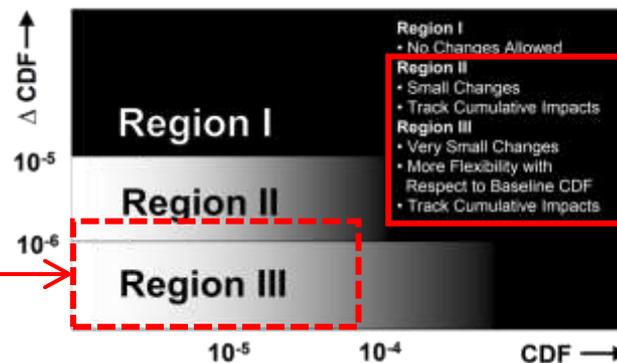
- ✓米国NRCはPFM評価により安全注入配管におけるIGSCC事象が小破断(SB)、中破断(MB)、大破断(LB)の冷却材喪失事故(LOCA)を引き起こす頻度を評価。
- ✓さらに、得られたSBLOCAの頻度が炉心損傷頻度(CDF)に及ぼす影響を評価。
- ✓NRCはガイドラインに基づき、同事象は「安全上の重要性が非常に低い」または「安全上の重要度が低いから中程度」の範囲であり、「直ちに行動を起こさず、継続して業界の動向を監視する」(オプション2)と判断。

	Mean SBLOCA LD (1/CY)	Mean MBLOCA LD (1/CY)	Mean LBLOCA LD (1/CY)
40 CY	2.7×10^{-4} $\pm 2.6 \times 10^{-4}$	$< 1.5 \times 10^{-5}$	$< 1.5 \times 10^{-5}$
80 CY	3.0×10^{-4} $\pm 2.0 \times 10^{-4}$	$< 7.5 \times 10^{-6}$	$< 7.5 \times 10^{-6}$

PFM評価で得られたLOCAの条件付き発生確率※1



SBLOCAのCDFへの影響※1



CDFの増加量(ΔCDF)に関するガイドライン※2

1. これまでの歩み
 1. 1 これまでの歩み
 1. 2 業界の体制
 1. 3 リスク情報活用に係るアクションプラン
2. PRAの高度化状況
 2. 1 レベル1 内的事象PRA
 2. 2 レベル1.5 内的事象PRA
 2. 3 地震PRA
 2. 4 津波PRA
 2. 5 火災PRA
 2. 6 溢水PRA
 2. 7 不確かさの取り扱い
 2. 8 確率論的破壊力学評価 (PFM)
3. リスク情報活用の状況
 3. 1 米国におけるリスク情報活用事例
 3. 2 国内でのリスク情報活用の実施状況
4. まとめ
5. 参考資料
 5. 1 学会標準・ガイドラインの策定状況
 5. 2 略語集
 5. 3 安全性向上評価届出における評価結果

3. 1 米国におけるリスク情報活用事例（1 / 4）

- ✓ 米国では、個別プラント評価（IPE）やメンテナンスルールの導入等、リスク情報の積極的な活用が、発電所の安全性向上とパフォーマンス向上の両立のための重要な役割を果たしてきている。
- ✓ 日本では、例えば、新規規制基準における重要事故シーケンスの選定や検査制度等において活用されているものの、米国と比較して限定的であり、未だ決定論に軸足が置かれたままである。

分野	アプリケーション	米国における導入経緯	米国での効果	日本の状況
保安規定	AOTの最適化 (RITSイニシアチブ4b)	<ul style="list-style-type: none"> ・原子力発電所の運転経験が蓄積した。 ・より多くのPRAが実施されてきた。 ・T.S.には、厳しく保守的な部分があり、逆に十分に保守的でない部分があることが明らかになってきた。 	<ul style="list-style-type: none"> ・修理の柔軟性向上 ・修理の高品質化 ・機器の複合停止の短縮・削減 ・プラント運転停止の回避及び運転停止短縮による、プラント時間稼働率及び設備利用率の向上 	米国 Tech.Spec.、国内運転経験等を踏まえて保安規定で決定論的に定められる。
保安規定	定例試験間隔の最適化 (RITSイニシアチブ5)	<ul style="list-style-type: none"> ・このため、事業者及びNRCの両者は、プラントのアベイラビリティ、運転コスト及び安全性が常に改善されるように、T.S.の見直しに向かった。 	<ul style="list-style-type: none"> ・不要な試験の削除 ・被ばくの軽減 ・機器の複合停止の短縮・削減 ・プラント停止リスクの軽減 ・運転停止短縮によるプラント時間稼働率及び設備利用率の改善 	米国 Tech.Spec.、国内運転経験等を踏まえて保安規定で決定論的に定められる。
保安規定	計画通り実施されない定例試験の措置 (RITSイニシアチブ2)		<ul style="list-style-type: none"> ・プラント運転停止の回避と強制停止の迅速な計画 ・プラント運転停止の回避による、プラント時間稼働率及び設備利用率の向上 	保安規定で決定論的に定められる。 (サーベランスをしにくい状況（例えば過渡状態、他の継続中のサーベランス又は保安活動）を考慮して、試験間隔にマージンを設定)

3. 1 米国におけるリスク情報活用事例 (2 / 4)

分野	アプリケーション	米国における導入経緯	米国での効果	日本の状況
検査	ROP (原子炉監視プロセス)	<p>1990年代後半に、検査プログラムの課題が評価された。</p> <ul style="list-style-type: none"> (1) 安全に関する最も重要な問題に明確な重点を置かない。 (2) 冗長な活動と成果から構成されている。 (3) NRCの措置が時に理解不能で、かつ、予測不可能な手段で講じられる。 <p>このため改善に取り組むこととなった。</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・リスク上の重要性への規制の集中 ・リスク上重要でない系に対する集中の大幅な削減 ・重要でない所見に費やす原資の削減 ・設置者の対応が必要なレベルIVの所見数の大幅な減少 	<p>米国 ROP 制度を参考にした、規制検査ガイドに基づいて安全上の重要度に応じた規制検査が導入されている。</p> <p>(検査制度意見交換会合、リスクブックの作成等を通じ、より合理的な検査プロセスとなるよう改善が継続)</p>
火災	<p>NFPA805 導入によるRI-火災防護 (10 CFR 50.48) (NFPA 805)</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・NRCは、1984年の年間計画及びプログラム・ガイダンスの中で、「産業界に過度の負担を強いており、安全上重要ではない要件は削除すべき」として、再評価する必要がある規制要件について産業界へ意見を求めた。 ・「安全上重要でない要件の削除に関するスタッフの計画」(NRC, 1992年)にて、格納容器漏えい試験要件、火災防護要件を含む規則の改定を提案。 	<ul style="list-style-type: none"> ・重要でない活動への焦点軽減 ・新たに発生する火災に関する問題/要件を処理するためのよりコスト効果的なアプローチ 	<p>Regulatory Guide 1.189を参考にした火災防護審査基準等に基づく対策の実施を要求されており、防護方法については防護対象の系統区分等を踏まえて決定論的に定められる。</p>
検査	格納容器漏えい試験頻度延長	<p>(NRC, 1992年)にて、格納容器漏えい試験要件、火災防護要件を含む規則の改定を提案。</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・検査数の削減によるコスト低減 ・検査数の削減による個人被ばくの低減 ・運転停止期間の短縮によるプラント時間稼働率 ・格納容器加圧負荷の削減による堅剛性の維持 	<p>JEAC4203に基づき試験を実施しており、試験頻度は過去試験データを踏まえて決定論的に定められている。</p> <p>(代替試験の有効性を確認して試験の周期延長を検討中である。)</p>

3. 1 米国におけるリスク情報活用事例（3 / 4）

分野	アプリケーション	米国における導入経緯	米国での効果	日本の状況
検査	供用期間中検査 【RI-ISI】	<ul style="list-style-type: none"> ・配管検査は、プラント停止期間のみ実行でき、停止期間を長引かせていた。 ・事業者のコストも増加させた。 ・作業員の被ばく量を増やしていた。 ・NRCは、安全性を改善し、不必要な負担を軽減するため、PRAの活用先を増やすよう指示。 	<ul style="list-style-type: none"> ・リスク上重要な検査への集中 ・検査対象の削減によるコストの低減 ・検査対象の削減による個人被ばくの低減 ・運転停止期間の短縮によるプラント時間稼働率及び設備利用率の改善 ・運転停止に必要な資源の削減 	（配管） JSME維持規格に基づき検査の実施が要求されており、検査範囲や検査間隔は機器の重要度及び亀裂進展速度を踏まえて決定論的に定められる。 （RPV） JSME維持規格を亀裂の解釈で読み替えた内容で検査の実施が要求されているが、米国と異なり確率論の評価結果から試験程度は定められていない。

3. 1 米国におけるリスク情報活用事例（4 / 4）

分野	アプリケーション	米国における導入経緯	米国での効果	日本の状況
保全	OLM（メンテナンス規則）	<p>※参考</p> <ul style="list-style-type: none"> ・米国の規制は禁止事項を規定したものであり、OLMが禁止事項でないことから事業者は自主的にOLMを実施 ・規制側はOLMが安全に実施されるようにメンテナンスルールを策定 	<ul style="list-style-type: none"> ・保守計画の柔軟性向上 ・保守の高品質化 ・在庫管理の柔軟性向上 ・機器の複合停止の短縮・削減 ・プラント時間稼働率及び設備利用率の向上 ・運転停止時に必要な資源の削減 	（国内導入が検討されている。）
保全	SSCの重要度分類規則 （10CFR50.69）	<ul style="list-style-type: none"> ・PRAにより客観的かつ統合的なリスク評価が可能となった。 ・従来、特別な措置が必要な機器の中には、プラントの安全性とリスクに関して特に重要でないものが多く含まれていた。 ・RI-GQAプログラムは多大なリソースを必要とした。 ・このため新たな規制を開発 	<ul style="list-style-type: none"> ・リスク上重要なSSCの不稼働率の軽減 ・リスク上重要なSSCへの保守の集中、リスク上重要でないSSCへの保守集中の軽減 ・調達コストの削減 ・品質保証と試験にかかるコストの削減 	重要度分類は「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」に示されており、JEAG4611及び4612に基づき、決定論及びPRAの両方を踏まえて決定される。PRAはリスク上重要な系統・機器の選定を目的に使用される。
保全	静的機器クラス2,3の補修・取替活動 【RI-RRA】 （ASME CD N752）	<ul style="list-style-type: none"> ・1997～1998年にRG1.174を始めとするガイダンス類が整備され、リスク情報を活用したプラント個別の緩和申請が可能となった。 ・South Texas Project設置者は、既に認められたRI-GQAプログラムから、他の規則まで規制緩和の範囲を拡大するため、免除申請を行った。 	<ul style="list-style-type: none"> ・リスク上重要なSSCの不稼働率の軽減 ・リスク上重要なSSCへの保守の集中、リスク上重要でないSSCへの保守集中の軽減 ・調達コストの削減 ・品質保証と試験にかかるコストの削減 ・10CFR50.69を適用しないプラントに対する費用対効果の高いオプション 	（現状具体的な取り組みなし）

1. これまでの歩み
 1. 1 これまでの歩み
 1. 2 業界の体制
 1. 3 リスク情報活用に係るアクションプラン
2. PRAの高度化状況
 2. 1 レベル1 内の事象PRA
 2. 2 レベル1.5内の事象PRA
 2. 3 地震PRA
 2. 4 津波PRA
 2. 5 火災PRA
 2. 6 溢水PRA
 2. 7 不確実さの取り扱い
 2. 8 確率論的破壊力学評価 (PFM)
3. リスク情報活用の状況
 3. 1 米国におけるリスク情報活用事例
 3. 2 国内でのリスク情報活用の実施状況
4. まとめ
5. 参考資料
 5. 1 学会標準・ガイドラインの策定状況
 5. 2 略語集
 5. 3 安全性向上評価届出における評価結果

3. 2 国内でのリスク情報活用の実施状況

- ✓ 発電所の保安活動の様々な業務プロセスにおいて、規制要件の範囲内で自主的にRIDMアクションプラン等に基づきRIDMプログラムを導入している。
- ✓ リスク情報から得られた知見を踏まえたハード・ソフトの安全対策の実装、リスクの見える化による発電所員のリスクテラシー向上等、その効果を実感しているところ。
- ✓ 引き続き、業務プロセスへの導入・展開を進め、効果的な安全性向上、リソース配分の適正化を図る。

業務プロセス	RIDMプログラムの導入例
作業管理	作業におけるリスク抽出・対策の決定において、PRAから得られる情報を活用
設計変更	設計変更時の原子力安全への影響の確認のため、PRAから得られる情報を活用
手順書変更	手順書変更時の原子力安全への影響の確認のため、PRAから得られる情報を活用
保全計画	保全重要度「高」SSCの判断のため、PRAから得られるリスク重要度の情報を活用
安全対策抽出 (安全性向上評価等)	安全対策の抽出において、PRAから得られる情報を活用
CAP	CRの重要度判断においてPRAから得られる Δ CDF、 Δ CFFの情報を活用
教育・訓練	発電所員に対してPRA、RIDMの教育を実施、また、事故対応の訓練にPRAから得られる重要シナリオ等の情報を活用

3. 2 国内でのリスク情報活用の実施状況（活用例）

○内の事象

- ◆ 運転中の海水ポンプ予備機隔離【関西】
- ◆ 脱塩水系統隔離作業時のD/G冷却水の確保【四国】
- ◆ ECCS再循環自動切替装置の導入【関西】
- ◆ 空調機能喪失時の扉開放手順の追加【東京】
- ◆ リスク重要度を考慮した保全重要度の決定【関西】
- ◆ 設備変更、手順変更時等のリスク評価【関西】
- ◆ CAP処理区分へのPRA活用【関西】

○地震事象

- ◆ メタルクラッド開閉装置保護継電器のデジタル化【九州】
- ◆ 地震PRAを活用した図上訓練の実施【東京】

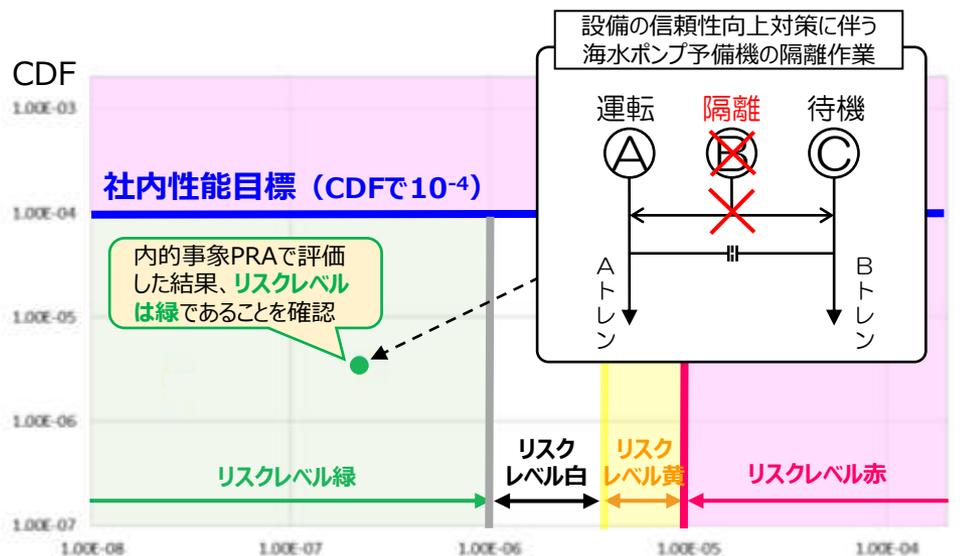
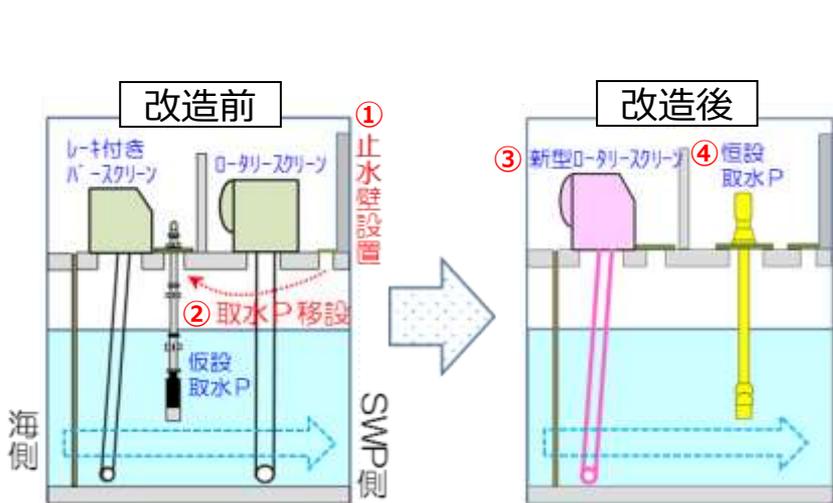
○津波事象

- ◆ 大津波発生時の敷地内浸水結果を踏まえた
可搬型設備の保管エリアの見直し等【東北】

(運転中の海水ポンプ予備機隔離【関西】【内的事象】)

- ✓ 設備信頼性向上対策※に伴い、運転中にLCO対象外の海水ポンプ予備機を隔離。
- ✓ 補償措置の具体化にあたり、FV重要度が高い基事象を抽出。その結果、「待機状態のC海水ポンプへの切替操作」が重要基事象と判断。
- ✓ 切替操作タイミングや手順を明確にする運転操作指示書を発行、運転員へ周知徹底し、リスクを低減。

※安全対策として海水ポンプエリアに止水壁を設置した際（図①）、海水淡水化装置の取水ポンプを仮設化（図②）し、取水ポンプの故障頻度が増加。2つのスクリーンを一体化（図③）してスペースを確保し、取水ポンプを恒設化（図④）。定検工事の輻輳回避のため、海水ポンプ予備機を運転中に隔離。



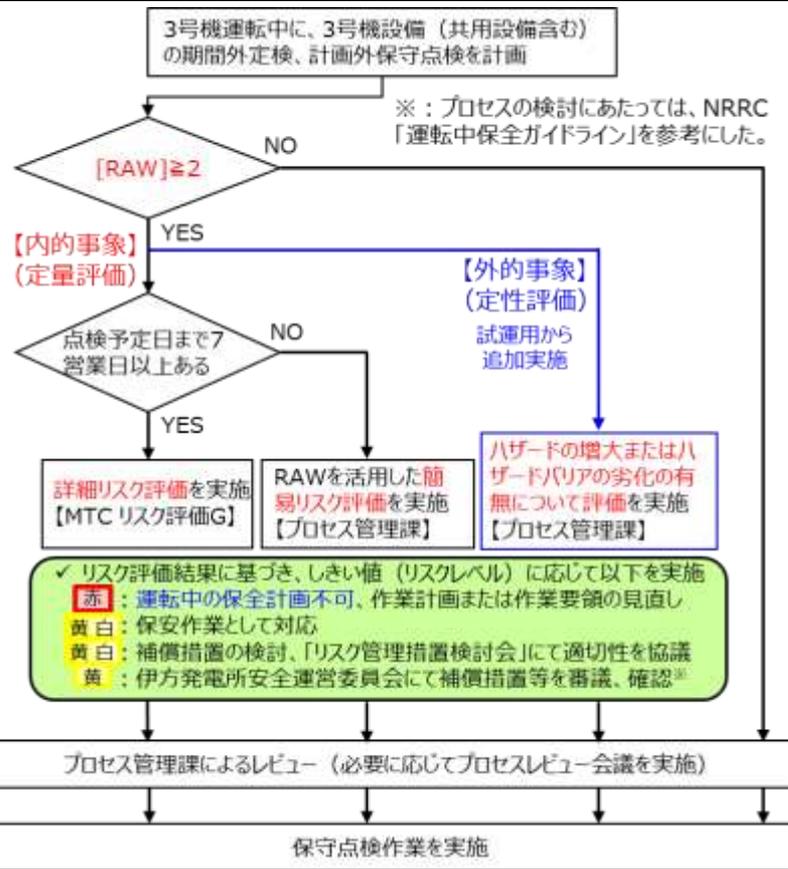
ICDP

- 内的事象については、PRAを活用し、CDF・ICDPの結果に応じてリスクレベルを「緑」と評価。
- 外的事象については、決定論的に評価し、地震等に備え、クレーン作業時、海水ポンプ上の通過禁止措置を講じる等、発電所幹部の指示に基づき対応。

3. 2 国内でのリスク情報活用の実施状況

(脱塩水系統隔離作業時のD/G冷却水の確保【四国】【内的事象】)

- ✓ 弁の期間外点検のため、運転中にLCO対象外の脱塩水系を隔離。
- ✓ 当該弁のRAWが2以上と高かったためシナリオを分析した結果、「D/G冷却水タンク補給失敗※1」や「原子炉補機冷却系サージタンク補給失敗※2」を重要な基事象として抽出。
- ✓ 保守的な想定ではあるが、上記を考慮した詳細評価を実施した結果、CDFがしきい値を超過したため、重要な基事象に対して、補償措置を実施したうえで作業を実施することで、リスクを低減。



※1：脱塩水系統隔離時に、D/G冷却水系統でリークが発生した場合、D/G-3Aおよび3Bの冷却水タンク（シリンダ冷却水、燃料冷却水タンク）へ自動補給できなくなるため、D/Gが機能喪失に至る。

※2：脱塩水系統隔離時に原子炉補機冷却水系統でリークが発生した場合、原子炉補機冷却水サージタンクへ補給ができなくなるため、原子炉補機冷却水の全喪失となる。

D/G冷却水タンク補給失敗

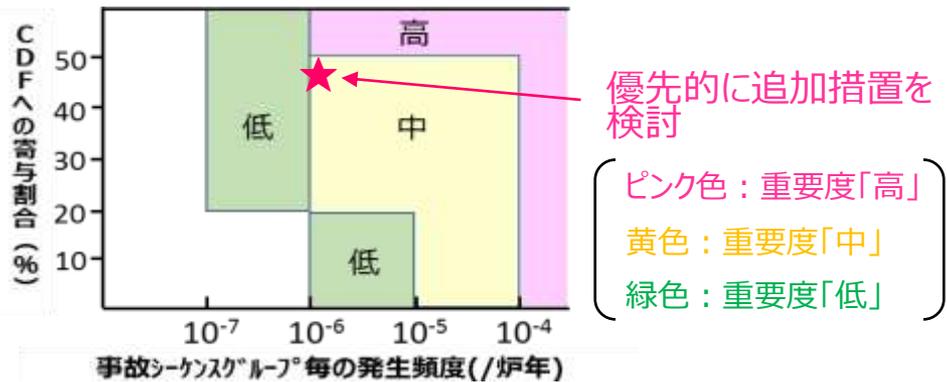
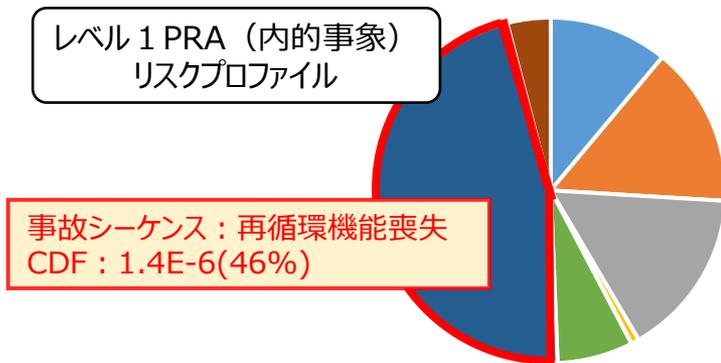
- 設備の待機除外状態の発生および除外に伴い、想定されるリスクを周知する。
- ポリタンク（右写真参照）を用意し、タンク水位が標準値下限付近となれば手動補給する。ポリタンクは外的要因により転倒する可能性があるため、転倒しても漏洩しないようにポリタンクの蓋を確実に締める。 など



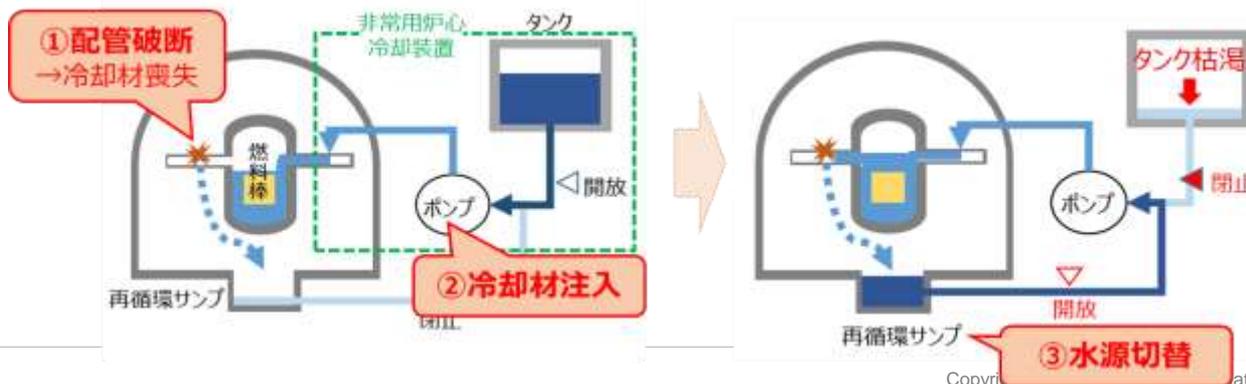
原子炉補機冷却水サージタンクへの補給失敗

- 隔離前に、必要に応じて補機冷却水サージタンクの水張りを実施する。
- 低警報設定値を高めに変更し、タンクの水位低下を早期に検知する。
- 純水装置を待機状態(循環運転)とし、補機冷却水サージタンク水位低下時は速やかに補給する。 など

- ✓ PRAから特定したリスクプロファイルを活用し、重要度の高い事故シーケンスに対する追加措置を検討。
- ✓ 具体的には、一次冷却材喪失事故時において、ECCS水源の再循環切替操作に失敗し、炉心損傷に至るリスクを低減するため、当該切替操作を自動化できるよう設備改造し、リスクを低減。



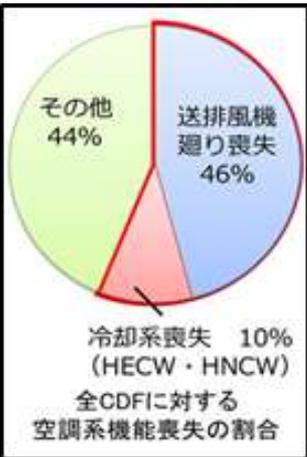
- ・高浜3,4号機、大飯3,4号機 ⇒ 建設時から**自動操作**
- ・美浜3号機、高浜1,2号機 ⇒ 建設時から**手動操作** ⇒ **安全性向上評価として自動化対策を実施**



3. 2 国内でのリスク情報活用の実施状況

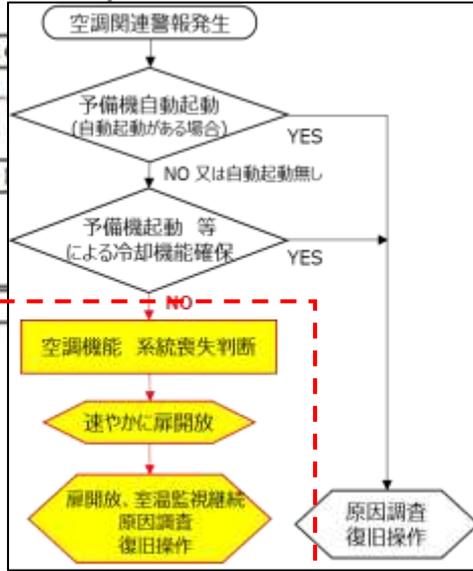
(空調機能喪失時の扉開放手順の追加【東京】【内的事象】)

- ✓ PRAから特定したリスクプロファイルを活用し、リスクを効果的に低減できる追加措置を検討。
- ✓ その結果、非常用空調系の機能喪失による炉心損傷リスクが高いと判断。
- ✓ 非常用空調機能が喪失した場合に、速やかに機能喪失した空調エリアの扉を開放し、室温上昇を緩和する措置を取れるように手順書(警報発生時操作手順)に追加し、リスクを低減。



常用 HVAC (I)	(例)DG(A)/Z送風機(A)過負荷トリップ警報発生時手順			
設定値	制限値	インターロック	検出器	IBD/E
—	—	—	—	7ND604-HM1
通常値	—	予備機自動起動	—	P&I
—	—	—	—	—

- 警報を確認する。
H11-P704
CRT/FD41 (H11-P704)
H11-P705
CRT/FD52 (H11-P705)
- 追加箇所**
CRT/FD03 (34, 35)にて、予備機が自動起動したことを確認する。
DG(A)/Z排風機が全停した場合には、電源機能の確保のために以下扉を開放する。
・ A系非常用電気品室
- 要因調査及び対応処置を行う。
(1) CRT/FD03 (34, 35)にて、DG(A)/Z送風機選択スイッチを「手動」にする。
(2) MCC 7C-1-4 (6B)を確認し、MCCBを「OFF」にした後、ファン及びモータの点検を行う。
(3) 対策・復旧後、サーマルリレーをリセットし、メガ測定を行って異常の無いことを確認する。
- 警報発生の原因を調査する。

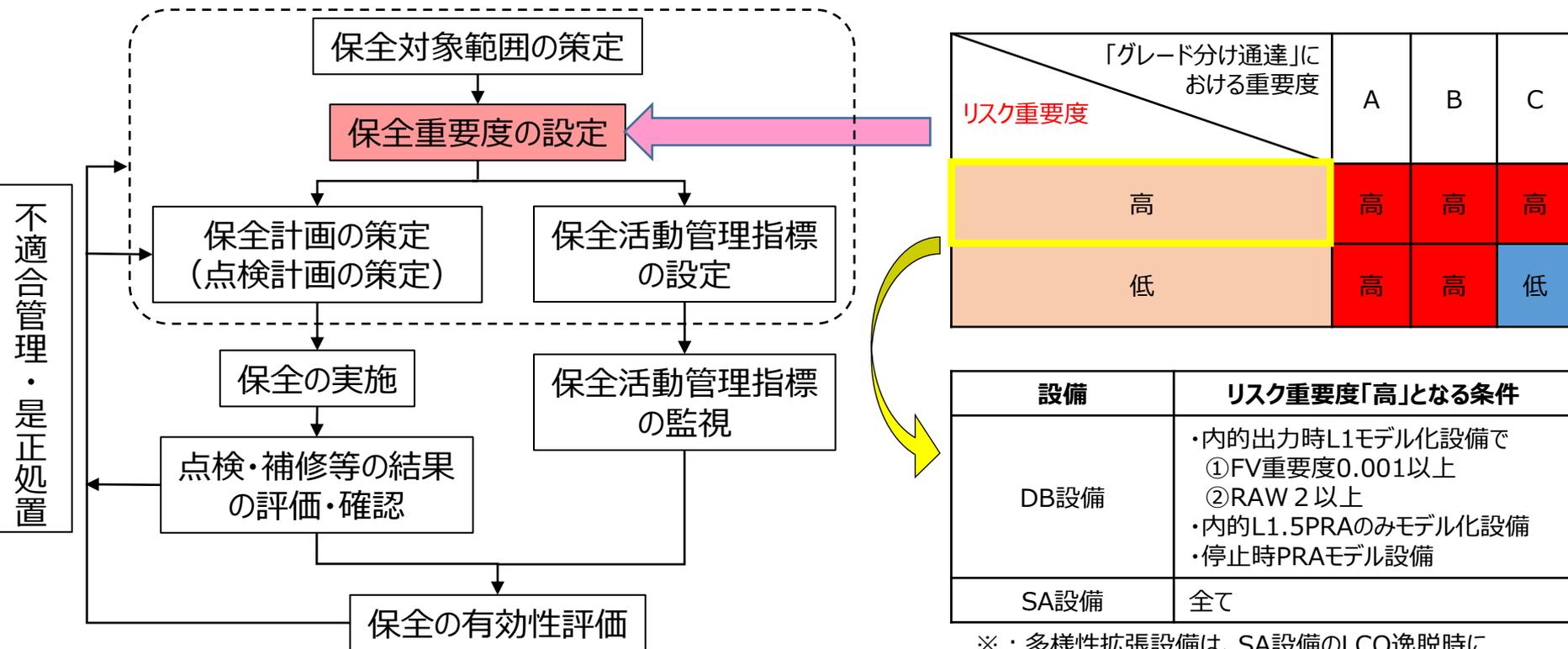


図：対応イメージ

3. 2 国内でのリスク情報活用の実施状況

(リスク重要度を考慮した保全重要度の決定【関西】【内的事象】)

✓ 保全プログラムにおける系統レベルの保全重要度の設定に際して、「グレード分け通達」における重要度クラスに加え、PRAから得られるリスク重要度も考慮し、保全重要度を決定している。



※：多様性拡張設備は、SA設備のLCO逸脱時に代替機能となるものは保全重要度「高」

- ✓ 保全重要度を踏まえ保全方式（時間計画保全、状態監視保全、事後保全）を選定する。
例：保全重要度「高」の機器については事後保全を選択しない
- ✓ 保全重要度「高」の系統、機器は管理指標を設定し、監視する。

- ✓ 系統レベルの保全活動管理指標（PC）についても、PRAから得られるリスク重要度や条件付炉心損傷確率増分(ICCDP)を考慮して、予防可能故障回数（MPFF）、非待機時間（UA時間）を設定している。

○予防可能故障回数（MPFF）

- ✓ 適切な保全活動が行われていれば予防が可能であった機能故障(MPFF)の上限回数を下表のとおり定めている。

予防可能故障回数 (MPFF)		リスク重要度	
		高	低
重要度分類 指針	クラス1	<1回	<1回
	クラス2	<1回	<2回
	クラス3	<2回	—
	SAクラス1,2	<1回	—
	SAクラス3	<2回	—

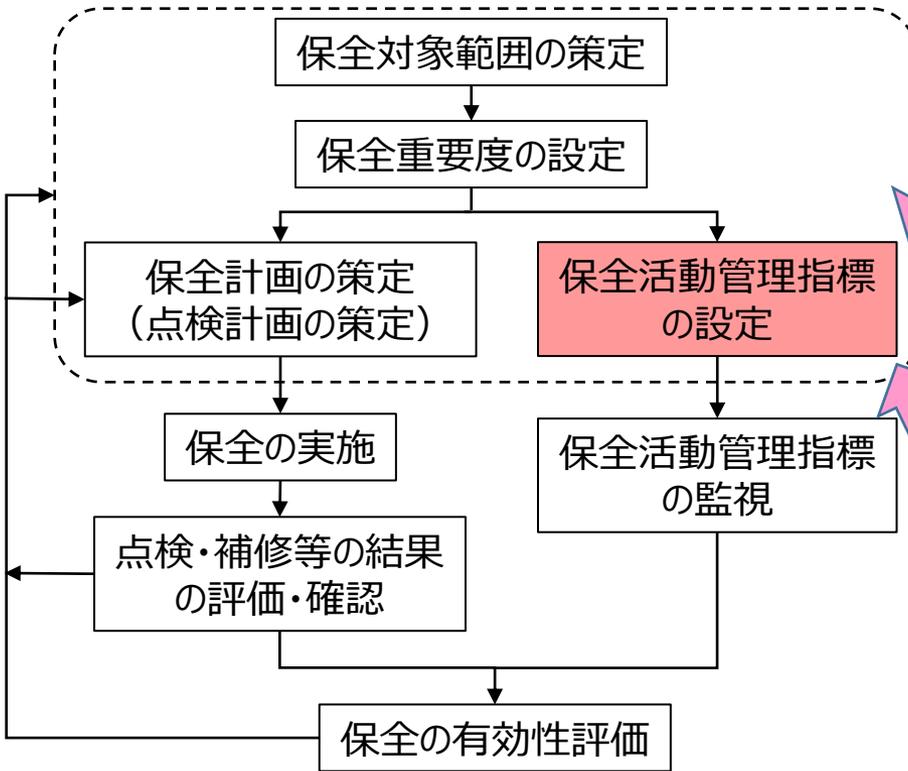
○非待機時間（UA時間）

- ✓ 故障などにより機能を発揮できない時間（UA時間）の上限をAOTとしている。
- ✓ ただし、AOT期間での条件付炉心損傷確率増分(ICCDP)が5.0E-7を上回る場合は、下回るようにUA時間を短縮する。

$$ICCDP = \frac{(CDF_1 - CDF_0) \times AOT}{8760} \leq 5.0E - 7$$

CDF₁ : ある系統が非待機状態であるときのCDF
 CDF₀ : 通常時のCDF

不適合管理・是正処置



- ✓ 保全重要度を踏まえ保全方式（時間計画保全、状態監視保全、事後保全）を選定する。
 例：保全重要度「高」の機器については事後保全を選択しない
- ✓ 保全重要度「高」の系統、機器は管理指標を設定し、監視する。

3. 2 国内でのリスク情報活用の実施状況

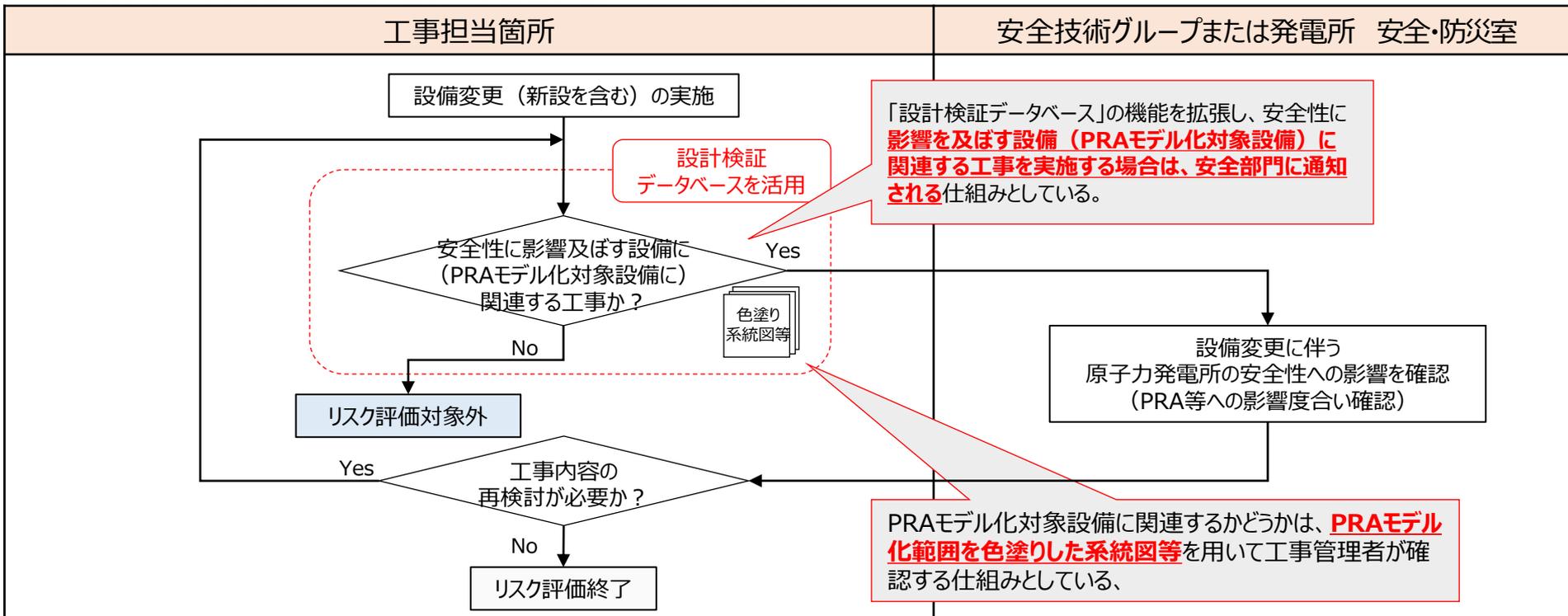
(設備変更、手順変更時等のリスク評価【関西】【内的事象】)

- ✓ 設備、手順を変更する際に、安全部門がPRA等を用いて発電所の安全性への影響を確認する仕組みの試運用を2019年2月より高浜3,4号機および大飯3,4号機を対象に実施。
- ✓ 試運用時に想定された運用上の課題、課題に対する対応方針の有効性を確認の上、2020年6月より本格運用開始。モデル整備が完了した美浜3号、高浜1,2号へも2022年1月より運用を展開。

想定される運用上の課題の例：対象工事抽出のための作業負担への配慮

⇒リスク評価対象を明確化した『色塗り系統図』をデータベース化することで確認作業の負担省力化

＜設備変更時のうち設計検証プロセスに追加したリスク評価に係るフロー＞

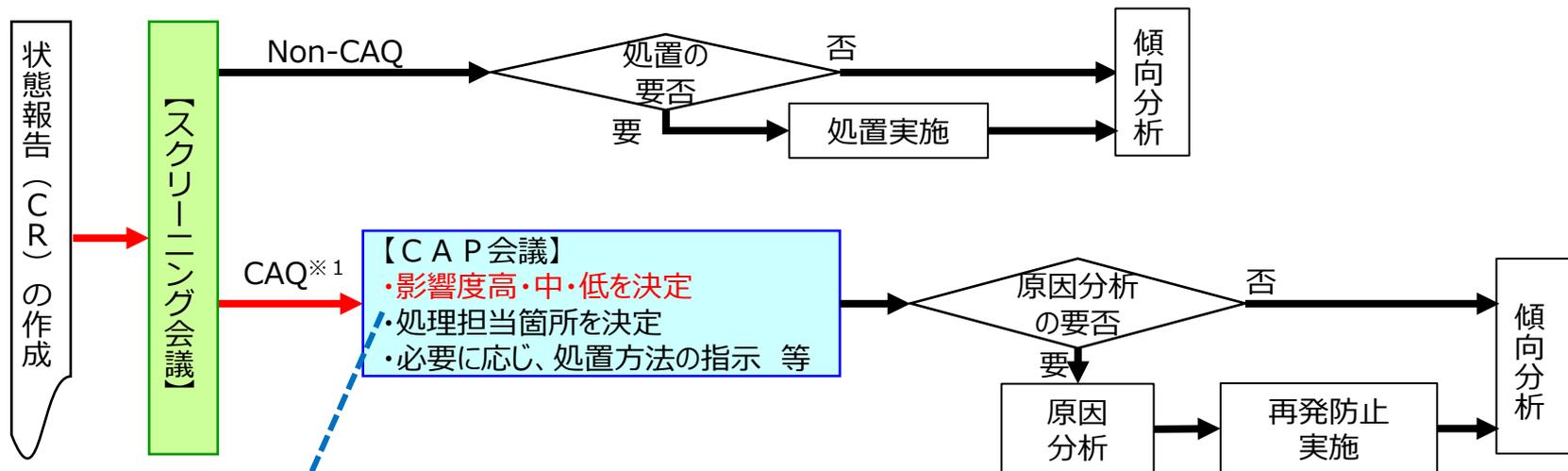


3. 2 国内でのリスク情報活用の実施状況

(CAP処理区分へのPRA活用【関西】【内的事象】)

✓ 改善措置活動（CAP: Corrective Action Program）において、抽出された問題点に対する原因調査、是正処置の範囲・深さを区分するための一つの指標として、PRAを活用。

<CAPプロセス>



※1 : CAQ (Condition Adverse to Quality) : 原子力安全 (品質) に影響を及ぼす状態

影響度 高	影響度 中	影響度 低
<ul style="list-style-type: none"> 炉心損傷頻度の増分 (ΔCDF) 1×10^{-6} (/炉年) 以上の事象^{※2} 格納容器機能喪失頻度の増分 (ΔCFF) 1×10^{-7} (/炉年) 以上の事象^{※2} 当社原子力事業に対する社会的信頼を損なう不適切な事象 影響度中の事象の繰り返し発生 	<ul style="list-style-type: none"> 影響度低の事象の繰り返し発生 原子力規制検査の7つの監視領域のパフォーマンス目標を達成せず、安全な状態を維持することに影響を与えているもの 運転上の制限の逸脱 	<ul style="list-style-type: none"> 法令等の原子力安全および放射線安全に係る規制要求適合に影響するが、原子力規制検査の7つの監視領域のパフォーマンス目標を達成し、安全な状態を維持しているもの

※2:原子力規制検査 (ROP) における検査指摘事項の重要度の評価指標を参考に設定

3. 2 国内でのリスク情報活用の実施状況

(メタルクラッド開閉装置保護継電器のデジタル化【九州】【地震事象】)

- ✓ 地震PRAから特定したリスクプロファイルを活用し、リスクを効果的に低減できる追加措置を検討。
- ✓ その結果、メタルクラッド開閉装置が地震損傷することで炉心損傷、格納容器破損に至るリスクが大きいと判断。また、既設メタルクラッド開閉装置のフラジリティにおいて保護継電器がアナログ式であり、機械的機構の耐震信頼性が小さいことが原因と判断。
- ✓ 当該保護継電器をデジタル化することにより、機械的な可動部がなくなり耐震信頼性が向上しフラジリティが改善され、リスクを低減（CDF（ $1.7E-06 \rightarrow 8.5E-07^*$ ）、CFF（ $1.5E-06 \rightarrow 6.3E-07^*$ ））。

* 川内1号機第2回安全性向上評価届出時の評価結果

表 メタルクラッド開閉装置のフラジリティ

	損傷モード	評価部位	フラジリティ加速度中央値 (G)	β_R	β_U	HCLPF (G)	損傷部位
デジタル化前	構造損傷	基礎溶接部	9.56	0.19	0.21	5.01	
	機能損傷	保護継電器 (アナログ)	1.46	0.13	0.23	0.82	○
		遮断機	1.84	0.08	0.15	1.26	
デジタル化後	構造損傷	基礎溶接部	9.56	0.19	0.21	5.01	
	機能損傷	保護継電器 (デジタル)	3.41	0.13	0.23	1.90	
		遮断器	1.84	0.08	0.15	1.26	○



メタルクラッド開閉装置 (デジタル化前)

- ✓ 地震PRAから特定したリスクプロファイルを活用し、図上訓練シナリオに活用することを検討。
- ✓ その結果、炉心損傷及び格納容器破損に至るリスクが高く、かつ従前の緊急時訓練においてカバーされていない範囲のシナリオ※を複数抽出。抽出したシナリオについて訓練用タイムラインを作成。
- ✓ グループ討議形式での図上訓練を試行し、事故対応要員の力量を向上。

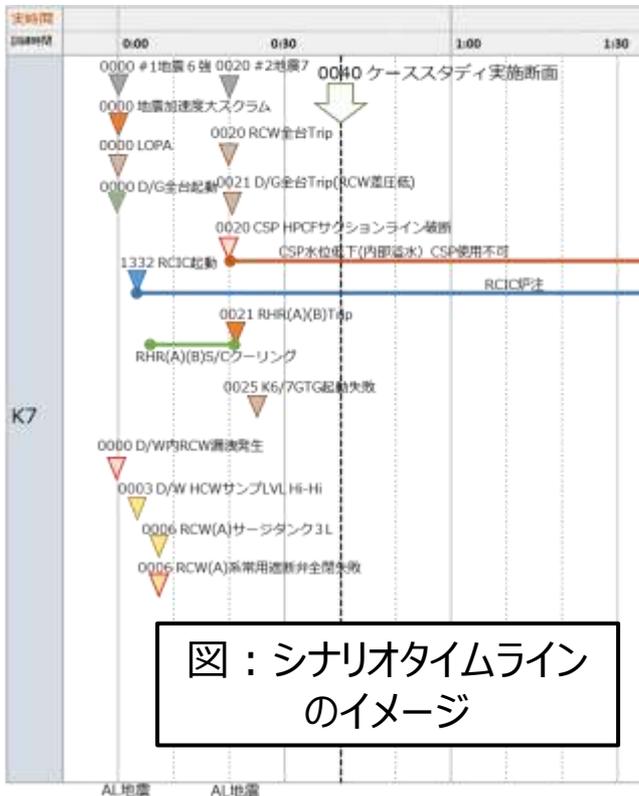
※：SBO時に格納容器外LOCAが重畳するシナリオ、格納容器隔離に失敗するシナリオなど。

<シナリオ例 概略>

地震によりSBO + PCV内のRCW配管破断 + 隔離失敗
(そのほか、CSP破損により外部水源使用不可)

<図上訓練方法>

タイムラインを作成し、特定の時間断面での前提条件を付与。
その時点での今後の事象進展と、事象収束に必要な対応についてグループ討議形式で議論し、戦術案を作成。



図：シナリオタイムラインのイメージ

各 戦 術	備 考(各戦術を準備・実施する上での注重点や決定理由等)
電源1 11-1 電源車寄付-電源切替箱-P/C7D,7C[4:45]	・ CSP破断のため、MUWCポンプを代替注水として使用はできない。
電源2 11-5 電源車寄付-電源切替箱-AM-MCC[5:00]	・ 電源復帰の目的は主にDC系の枯渇防止
電源3 RCW(B)系復旧[9:00] + 2-6 D/G(B)[0:05]	・ RCW(B)系を代替Hxにより復旧後D/G(B)起動を試みる。
注水1 1 RCICによる注水維持	・ RCICの水源がS/Pに切り替わっており、S/P水温はRHR全喪失のため上昇中の状況
注水2 急速減圧+4-2 消防車-RHR(B)系[2:15]	・ S/P水温が高温になりRCIC使用不可の可能性あり。
注水3 D/G(B)復旧+1-2 RHR(B)LPF[0:10]	03:10までに消防車接続するよう速やかに指示
PCV冷却1 4-2 消防車-RHR(B)系スプレー[2:05]	
PCV冷却2 4-3 消防車-RHR(C)系スプレー[2:05]	・ PCVスプレー用及び注水準備用に消防車2系列目の接続を指示
PCV冷却3 D/G(B)復旧+1-1 RHR(B)スプレー[9:10]	
PCV冷却4 D/G(B)復旧+2-2 RHR(B)S/Cクーリング[0:10]	・ MUWCポンプ使用不可のため代替循環冷却も不可であるが、代替HxをRCW(B)系に接続してD/G(B)とRHRポンプ(B)、RHR(B)Hxに連水し電熱復帰+降熱を試みる。
PCV冷却5 4 PCVベント(電源あり)[0:45]	代替Hxの熱量からD/G冷却の熱量が必要となるため除去熱量は低下するが、D/GとRHRポンプを復旧できる可能性がある。
PCV冷却6 5 PCVベント(電源なし)[1:15]	・ RCW復旧として循環冷却4 大流量注水[5:00]による海水供給もあり ・ RHR(B)PCVスプレー可能。RCW(A)系D/W内減速ありの観点からD/G(B)+RHR(B)が優先措置

プラント復旧全般に対して懸念する点とその対応

- ・ D/W HCWサンプ液位高、RCW(A)系サージタンク3Lの状況から、D/W内でRCW減速が発生したと推定
- ・ 常用冷却水戻り側分離弁P21-MO-F037Aは駆動部の過負荷により全開失敗(NFB Tripしておりリセット不可)
- ・ 0:20SBO発生によりRCW系D/W隔離弁閉鎖で電源喪失している状況

これらの状況から、D/W内でRCW配管開口部→RCW戻りライン→RCW(A)系サージタンクのベント管を通してR/D弁パフロへの戻りラインが形成されていることから、RCW D/W 外部隔離弁の現場手動閉及び常用冷却水戻り側分離手動閉を速やかに実施するよう指示する。

1. これまでの歩み
 1. 1 これまでの歩み
 1. 2 業界の体制
 1. 3 リスク情報活用に係るアクションプラン
2. PRAの高度化状況
 2. 1 レベル1 内の事象PRA
 2. 2 レベル1.5内の事象PRA
 2. 3 地震PRA
 2. 4 津波PRA
 2. 5 火災PRA
 2. 6 溢水PRA
 2. 7 不確かさの取り扱い
 2. 8 確率論的破壊力学評価 (PFM)
3. リスク情報活用の状況
 3. 1 米国におけるリスク情報活用事例
 3. 2 国内でのリスク情報活用の実施状況
4. まとめ
5. 参考資料
 5. 1 学会標準・ガイドラインの策定状況
 5. 2 略語集
 5. 3 安全性向上評価届出における評価結果

4. まとめ

- 内的事象PRAについては、パイロットプラントに対する海外専門家レビューと他プラントへの水平展開を通じ、国際的に見て遜色のない品質を確保。
- 内的事象PRAモデルは、全てのPRAモデルのベースとなるものであり、内的事象PRAモデルの高度化は、外的事象PRAモデルの高度化にも寄与。
- このように、内的事象PRAモデルの高度化は、リスク情報活用を進めていく上での根幹であり、いち早く米国とのギャップを埋め、世界最高レベルに到達する観点から、2025年度より、パイロットプラント以外に対するピアレビューを拡大。
- 外的事象PRAについては、日本特有の外的事象のリスクに向き合う観点から、成熟度に応じて、積極的に活用するとともに、外的事象特有の要素についても、引き続き高度化に取り組んでいく。
- 未整備のハザード・運転モードのPRAに対し、簡易的な定量評価や決定論的なアプローチで補完し、活用目的や技術レベルに応じた具体的な活用方法を整理していく考え。

「PRAを活用しながら高度化し、RIDMを推進していく」ことを
基本方針とし、効果的に安全性を高めていく。

1. これまでの歩み
 1. 1 これまでの歩み
 1. 2 業界の体制
 1. 3 リスク情報活用に係るアクションプラン
2. PRAの高度化状況
 2. 1 レベル1 内の事象PRA
 2. 2 レベル1.5内の事象PRA
 2. 3 地震PRA
 2. 4 津波PRA
 2. 5 火災PRA
 2. 6 溢水PRA
 2. 7 不確かさの取り扱い
 2. 8 確率論的破壊力学評価 (PFM)
3. リスク情報活用の状況
 3. 1 米国におけるリスク情報活用事例
 3. 2 国内でのリスク情報活用の実施状況
4. まとめ
5. 参考資料
 5. 1 学会標準・ガイドラインの策定状況
 5. 2 略語集
 5. 3 安全性向上評価届出における評価結果

5. 1 (参考) 学会標準・ガイドラインの策定状況

発行済の標準・ガイドライン		標準／ガイド	最新年版	
内的事象	L1	原子力発電所の内的事象を起因とした確率論的リスク評価に関する基準 (レベル1 PRA 編)	AESJ標準	2022[発行]
		原子力発電所の内的事象を起因とした確率論的リスク評価に関する指針 (レベル1 PRA 編)	AESJ標準	2022[発行]
		原子力発電所の確率論的リスク評価用のパラメータ推定に関する実施基準	AESJ標準	2016[改定]
	L2	原子力発電所の出力運転状態を対象とした確率論的リスク評価に関する実施基準 (レベル2 PRA編)	AESJ標準	2022[改定]
		L3	原子力発電所の確率論的リスク評価に関する実施基準 (レベル3 PRA編)	AESJ標準
外的事象	地震	原子力発電所に対する地震を起因とした確率論的リスク評価に関する実施基準	AESJ標準	2024[改定]
		原子力発電所に対する断層変位を起因とした確率論的リスク評価に関する実施基準	AESJ標準	2021[発行]
	津波	原子力発電所に対する津波を起因とした確率論的リスク評価に関する実施基準	AESJ標準	2016[改定]
	火災	原子力発電所の内部火災を起因とした確率論的リスク評価に関する実施基準	AESJ標準	2014[発行]
		火災PRAガイド	NRRCガイド	2020[発行]
	溢水	原子力発電所の内部溢水を起因とした確率論的リスク評価に関する実施基準	AESJ標準	2012[発行]
国内プラントを対象とした内部溢水PRAガイド		NRRCガイド	(発行準備中)	

5. 1 (参考) 学会標準・ガイドラインの策定状況

発行済の標準・ガイドライン		標準／ガイド	最新年版
共通	原子力発電所の確率論的リスク評価の品質確保に関する実施基準	AESJ標準	2013[発行]
	確率論的リスク評価（PRA）のための機器信頼性データ収集実施ガイド	NRRCガイド	2022[発行]
	外部ハザードに対するリスク評価方法の選定に関する実施基準	AESJ標準	2024[改定]
	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	AESJ標準	2019[発行]
	PRAピアレビューガイド	NRRCガイド	(発行準備中)
活用	運転中保全ガイドライン	NRRCガイド	2024[改訂]
	多様な設備による安全性向上のための保安規定改定ガイドライン	ATENAガイド	2022[発行]
	リスク情報を活用した原子炉格納容器漏えい率試験に係るガイドライン	NRRCガイド	(発行準備中)

5. 2 (参考) 略語集 (1 / 3)

AESJ	Atomic Energy Society of Japan	日本原子力学会
AM	Accident Management	アクシデントマネジメント
ANS	American Nuclear Society	米国原子力学会
AOT	Allowed Outage Time	許容停止時間
ASME	American Society of Mechanical Engineers	米国機械学会
BE	Best Estimate	最適評価
CAP	Corrective Action Program	是正措置プログラム
CBDTM	Cause-Based Decision Tree Method	原因ベース意思決定ツリー手法
CC	Capability Category	性能カテゴリー
CDF	Core Damage Frequency	炉心損傷頻度
CFF	Containment Failure Frequency	格納容器機能喪失頻度
CV	Containment Vessel	格納容器
D/G	Diesel Generator	ディーゼル発電機
ECCS	Emergency Core Cooling System	非常用炉心冷却系
EPRI	Electric Power Research Institute	電力中央研究所 (米国)
F&O	Fact & Observation	—
FMEA	Failure Mode and Effects Analysis	故障モード影響解析
FV	Fussell-Vesely Importance	—
GOTHIC	Generation of Thermal-Hydraulic Information for Containments	EPRIが開発した格納容器内汎用熱流動解析コード

5. 2 (参考) 略語集 (2 / 3)

HCR/ORE	Human Cognitive Reliability/Operator Reliability Experiment	人間認知信頼性／運転員信頼性実験法
HEP	Human Error Probability	人的過誤確率
HRA	Human Reliability Analysis	人間信頼性解析
IPE	Individual Plant Examination	個別プラント評価
IPEEE	Individual Plant Examination of External Events	外的事象に対する個別プラント評価
LCO	Limiting Condition for Operation	運転上の制限
LOCA	Loss of Coolant Accident	冷却材喪失事故
MSPI	Mitigating Systems Performance Index	緩和系性能指標
NRRC	Nuclear Risk Research Center	原子力リスク研究センター
NUCIA	Nuclear Information Archives	原子力施設情報公開ライブラリー
NUREG	Nuclear Regulation	—
OLM	On-Line Maintenance	運転中保全
PCT	Peak Cladding Temperature	被覆管最高温度
PDS	Plant Damage State	プラント損傷状態
PFM	Probabilistic Fracture Mechanics	確率論的破壊力学
PRA	Probabilistic Risk Analysis	確率論的リスク評価
PSA	Probabilistic Safety Analysis	確率論的安全評価
PSF	Performance Shaping Factor	行動形成因子
PSR	Periodic Safety Review	定期安全レビュー

5. 2 (参考) 略語集 (3 / 3)

PTS	Pressurized Thermal Shock	加圧熱衝撃
RAW	Risk Achievement Worth	—
RIDM	Risk-Informed Decision Making	リスク情報を活用した意思決定
RI-ISI	Risk Informed In-Service Inspection	リスク情報を活用した運転中検査
ROP	Reactor Oversight Process	原子炉監視プロセス
RPV	Reactor Pressure Vessel	原子炉圧力容器
RV	Reactor Vessel	原子炉容器
SA	Severe Accident	シビアアクシデント
SAR	Safety Analysis Reports	安全性向上評価届出書
SBO	Station Blackout	全交流電源喪失
SCC	Stress Corrosion Cracking	応力腐食割れ
SG	Steam Generator	蒸気発生器
SSC	structures, Systems, and Components	構築物、系統及び機器
TAC	Technical Advisory Committee	原子力リスク研究センターの技術諮問委員会
Tech. Spec	Technical Specifications	技術仕様書
TMI	Three Mile Island	スリーマイル島
UA	Unavailability	非稼働率
V&V	Verification and Validation	検証と妥当性確認

5. 3 (参考) 安全性向上評価届出における評価結果

炉心損傷頻度 (レベル1 PRA)									
プラント	大飯3,4号機	高浜3,4号機	美浜3号機	高浜1号機	伊方3号機	川内1号機	川内2号機	玄海3号機	玄海4号機
内的	1.2E-06	7.5E-07	3.2E-06	3.0E-06	3.1E-06	3.0E-06	3.0E-06	4.3E-06	4.3E-06
地震	5.1E-07	2.5E-07	1.4E-06	3.9E-07	1.4E-06	9.9E-07	5.8E-07	4.7E-07	3.8E-07
津波	3.7E-09	1.2E-07	5.0E-08	4.3E-07	2.3E-08	7.5E-09	7.5E-09	4.6E-11	4.6E-11
合計	1.7E-06	1.1E-06	4.7E-06	3.8E-06	4.5E-06	4.0E-06	3.6E-06	4.8E-06	4.7E-06

格納容器機能喪失頻度 (レベル2 PRA)									
プラント	大飯3,4号機	高浜3,4号機	美浜3号機	高浜1号機	伊方3号機	川内1号機	川内2号機	玄海3号機	玄海4号機
内的	3.1E-07	2.4E-07	4.2E-07	3.7E-07	3.0E-07	4.4E-07	4.4E-07	6.5E-07	6.5E-07
地震	3.0E-07	1.0E-07	5.3E-07	2.1E-07	2.0E-07	5.5E-07	4.3E-07	3.5E-07	3.0E-07
津波	3.1E-09	5.0E-08	2.6E-08	2.5E-07	1.1E-08	2.5E-09	2.5E-09	4.6E-11	4.6E-11
合計	6.1E-07	3.9E-07	9.8E-07	8.3E-07	5.1E-07	9.9E-07	8.7E-07	1.0E-06	9.5E-07

炉心損傷頻度 (レベル1 停止時PRA)									
プラント	大飯3,4号機	高浜3,4号機	美浜3号機	高浜1号機	伊方3号機	川内1号機	川内2号機	玄海3号機	玄海4号機
内的停止時	1.1E-06	6.4E-07	1.4E-06	8.9E-07	1.8E-06	2.1E-05	2.1E-05	2.5E-07	2.5E-07

注：上記はいずれも各社における最新の安全性向上評価届出書の点推定値、単位は (／炉年)

▶ 安全性向上評価届出書等の場を通じた評価結果の公表・アップデート

- 安全性向上評価届出書(SAR) において炉心損傷頻度(CDF)を公表
- 海外エキスパートレビューやNRA適切性確認でのコメントを踏まえた高度化・改善、安全対策の追加、最新の機器故障率を反映し、より現実的な評価に向けて、合理性を踏まえ評価の詳細化

例. 伊方3号機SAR報告書(第1回→第2回)

レベル1 PRA 炉心損傷頻度 (/炉年)	伊方3 第1回(2019)	伊方3 第2回(2022)
内部事象	1.8E-06	3.8E-06
地震	1.2E-06	1.1E-06
津波	2.6E-08	2.3E-08
停止時	5.1E-07	4.9E-07
計(停止時除く)	3.0E-06	4.9E-06

PRA改善による内部事象のCDF値変化

- 人間信頼性解析※2の変更により、CDFは2倍程度増加
CDF : 1.8E-6 (/炉年) → 4.2E-6 (/炉年)
- NRRC国内一般機器故障率データ反映等により、CDFは僅かに減少
CDF : 4.2E-6 (/炉年) → 3.8E-6 (/炉年)

※2 HRA(Human Reliability Analysis)

人的過誤確率の評価に必要な情報を、プラント状況、手順書、環境等から分析し、HRA Calculator (CBDTM、THERP等を組合せ) により、人的過誤確率を体系的に評価できるよう整備

伊方3号機SAR報告書における解析条件の比較

	第1回SAR(2019)	感度解析	第2回SAR(2022)
CDF(/炉年)	1.8E-06	4.2E-06	3.8E-06
[1] 起因事象発生頻度	2015年度までデータ (起因事象細分化)	←同左	2017年度までデータ (起因事象細分化)
[2] 機器故障率	29ヶ年データ (JANSI)	←同左	国内一般機器故障率 (NRRC)
CCF (共通原因故障)	CCF パラメータ評価 2012	←同左	CCF パラメータ評価 2015
緩和策	SA対策(新規制基準)あり		
[3] 人間信頼性解析 (HRA) 人的過誤従属性 (HED)	THERP手法	HRA Calculator手法 トレン間: 完全従属 シーケンス間: 考慮	HRA Calculator手法

