

第8回安全目標に関する検討委員会
2025年7月24日@AP東京丸の内

国内事業者PRAによる原子力リスク評価の 現状とその特徴 —安全目標策定に向けた注釈的整理—

成川 隆文

東京大学 大学院工学系研究科
原子力国際専攻

以下の方々のご協力のもと作成しました。

更田 豊志 (NDF/東大) 、荻野 徹 (京大) 、平野 雅司 (NRA) 、本間 俊充 (元JAEA)
村松 健、高原 省五、鄭 嘯宇 (JAEA)

報告内容

- はじめに
- 何を目的にどのような方法によりリスクが評価されているか
- どのような品質でリスクが評価されているか（成熟度）
- どのようなリスク情報・リスク知見が得られているか
- 現状の原子力発電所のリスク水準はどの程度か
- まとめ

本報告は、以下の報告を参照し、注釈として整理したものである：

原子力エネルギー協議会（佐藤拓）、「我が国におけるPRAの現状－安全目標検討の参考として－」、第8回安全目標に関する検討委員会、2025年7月24日。

はじめに

- 安全目標の検討に際し、我が国の原子力発電所のリスク水準と、それがどのような枠組み・前提で得られたものかを把握することが不可欠である。
- 本報告は、安全性向上評価届出制度において国内事業者が実施・公表した確率論的リスク評価（Probabilistic Risk Assessment: PRA）の結果*を、以下の観点から注釈的に整理する：
 - 何を目的にどのような方法で実施されたか
 - どのような品質でリスクが評価されているか（成熟度）
 - どのようなリスク情報・リスク知見が得られているか
 - 現状の原子力発電所の事故のリスクはどのような水準にあるか
- なお、本報告は個別の評価結果の妥当性や適否を判断するものではなく、評価の前提や範囲、不確かさ、等を明示し、安全目標の議論に資する客観的な補足情報を整理したものである。

報告内容

- はじめに
- **何を目的にどのような方法によりリスクが評価されているか**
- どのような品質でリスクが評価されているか（成熟度）
- どのようなリスク情報・リスク知見が得られているか
- 現状の原子力発電所のリスク水準はどの程度か
- まとめ

安全性向上評価届出制度*

*原子力規制庁、安全性向上評価届出制度、令和5年3月9日を基に作成。

目的

- 発電用原子炉設置者（事業者）は、原子炉等規制法の規定※により、最新知見を踏まえつつ、施設の安全性向上に資する設備の設置等の必要な措置を講ずる責務がある。
- この責務の履行状況とその有効性を自ら評価したものが「安全性向上評価」であり、原子力安全の取組みの継続的な改善を目的とする。

※原子炉等規制法第57条の8
(2013年の原子炉等規制法改正で導入)

実施方法

- 事業者は定期事業者検査終了後6ヶ月以内に評価を実施し、原子力規制委員会に届出。
- 届出後はその結果を公表する義務がある。

原子力規制委員会の確認

- 評価に係る評定の方法等が委員会規則で定める方法に適合していない場合、原子力規制委員会は評定の方法等の変更を命ずることができる。
- 届出書の記載事項や確認方法は、「安全性向上評価に関する運用ガイド」により規定。

安全性向上評価届出書の構成

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を示す書類の調査

- ・許認可図書のまとめ

第2章 安全性の向上のため自主的に講じた措置

- ・定期事業者検査終了までの保安活動（運転管理、施設管理、等）の実施状況
- ・最新知見等の調査

安全性向上に資する
追加措置の抽出

第3章 安全性の向上のために自主的に講じた措置の調査及び分析

①原則5年毎の評価

- ・内部事象及び外部事象に係る再評価
- ・決定論的安全評価
- ・確率論的リスク評価（PRA）
- ・安全裕度評価（ストレステスト）

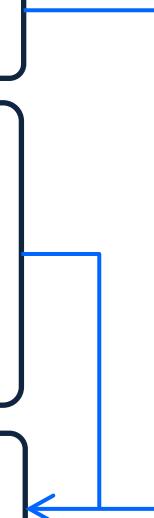
②原則10年毎の評価

- ・プラント設計、安全実績、他プラント等の知見の活用、組織、等の14項目の安全因子※
毎に中長期的な観点から評価を実施

※IAEA安全ガイドSSG-25

第4章 総合的な評定

- ・評定結果
- ・安全性向上計画の策定



- 原子力施設などのシステムにおける事故シナリオを包括的かつ体系的に分析し、確率論に基づきリスクを定量化する手法。

▶ PRAはリスクトリプレットの質問に答えをもたらす。

リスクトリプレット（リスクの3要素）*

- ✓ 何が起こり得るか？（事故シナリオ）
- ✓ どのくらいの頻度で起こるか？（発生頻度）
- ✓ どのような影響がもたらされるか？（影響）

PRAの特徴

- ✓ 網羅的シナリオ評価
 - ・システムアプローチ
 - ・最適評価モデル
 - ・信頼性解析
- ✓ 脆弱性の評価
- ✓ ヒューマン-システム
インターラクション
- ✓ 現実的評価

リスク情報

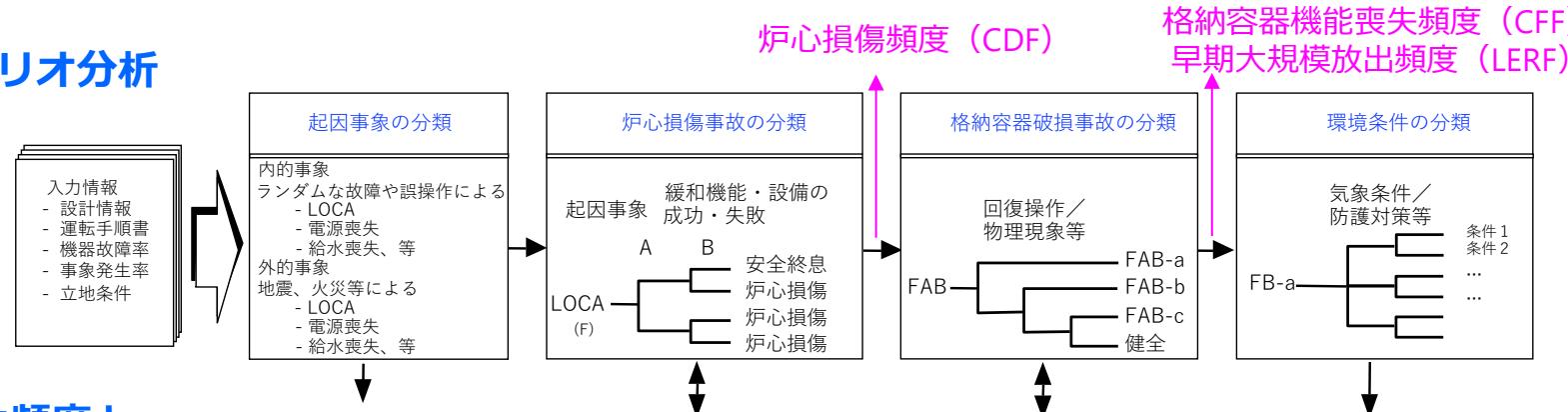
- ✓ シナリオ
- ✓ 頻度
- ✓ 影響
- ✓ 時間
- ✓ 重要度
- ✓ 認識論的
不確かさ

PRA手法の概要

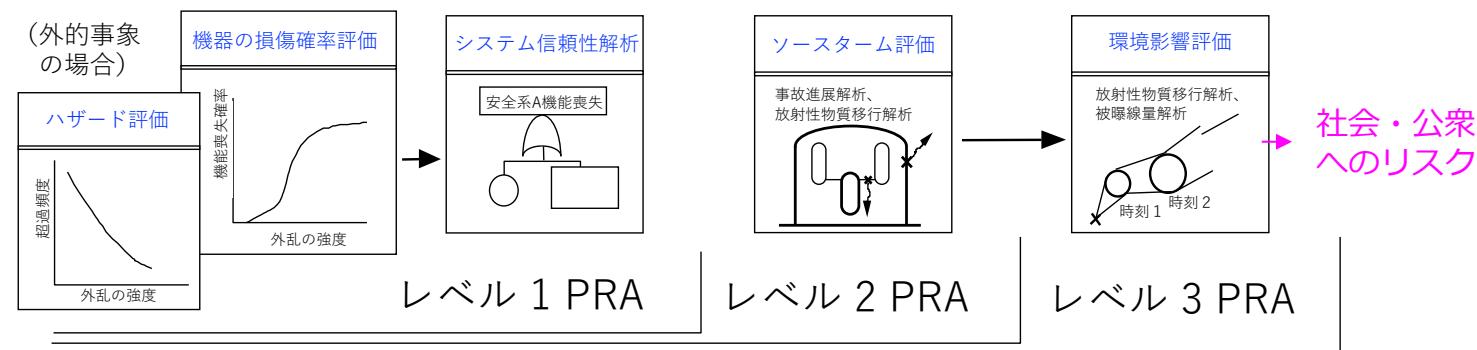
(村松健、確率論的リスク評価と安全目標の概要、第1回安全目標に関する検討委員会(2024年8月1日)を基に作成)

測定可能なデータや工学的判断を入力とし、未知の事故シーケンス（故障・失敗等の連鎖）の頻度と影響を定量化する。

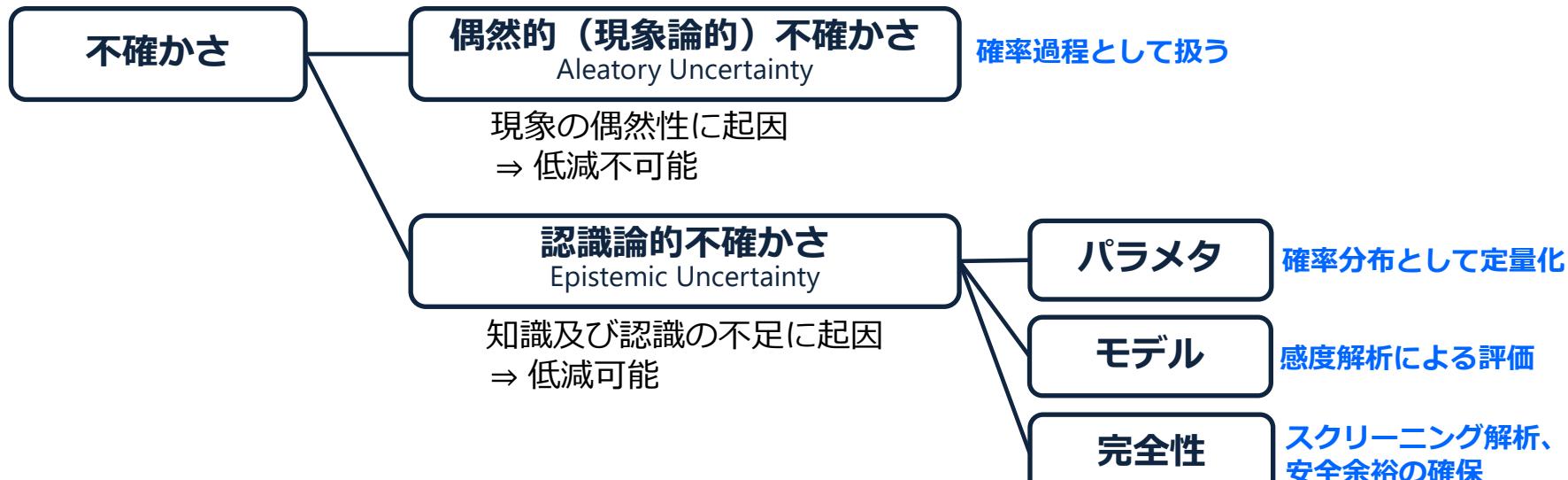
シナリオ分析



発生頻度と影響の定量化



PRAの不確かさ



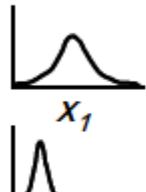
- Known unknowns
- Unknown unknowns

PRAにおける不確かさの種類とその扱い

(USNRC, NUREG-1855 Rev. 1を基に作成)

パラメタ不確かさ解析手法

入力パラメータ
の確率分布



X_1

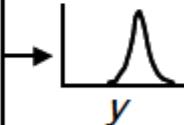


X_2



X_n

評価結果
の確率分布



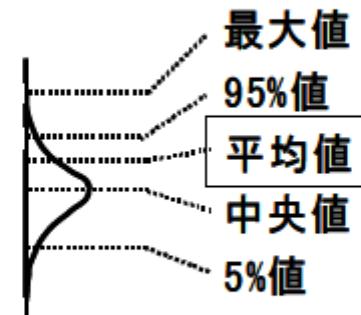
解析モデル
 $y=f(X_1, X_2, \dots, X_n)$

不確かさ解析の概略*

PRAの評価値 (炉心損傷頻度等)

10^{-3}
 10^{-4}
 10^{-5}
 10^{-6}
 10^{-7}
 10^{-8}

不確かさ解析で得られる
評価結果の分布



不確かさ解析から得られる評価値の分布*

報告内容

- はじめに
- 何を目的にどのような方法によりリスクが評価されているか
- **どのような品質でリスクが評価されているか（成熟度）**
- どのようなリスク情報・リスク知見が得られているか
- 現状の原子力発電所のリスク水準はどの程度か
- まとめ

PRAの考慮範囲

- 事象・運転状態・エンドポイント*による分類 (対象施設: 原子力発電所)

■ : 実務適用に至っているPRA

事象	運転状態	エンドポイント		
		レベル1	レベル2	レベル3
内的事象	出力運転時	内的事象		
	停止時	内的事象		
外的事象	出力運転時	地震、津波		

炉心損傷の評価
格納容器機能喪失の評価
ソースターム**の評価
公衆・環境へのリスクの評価

実務適用に至っていない

*リスクが顕在化した際に生じ得る望ましくない最終的な帰結。リスク評価において定量・定性的に指標化される対象。

**環境に放出される放射性物質などの種類、性状、放出の量・時期・継続時間・エネルギーのこと。

PRAの考慮範囲

● 事象・ハザードによる分類* (対象施設: 原子力発電所)

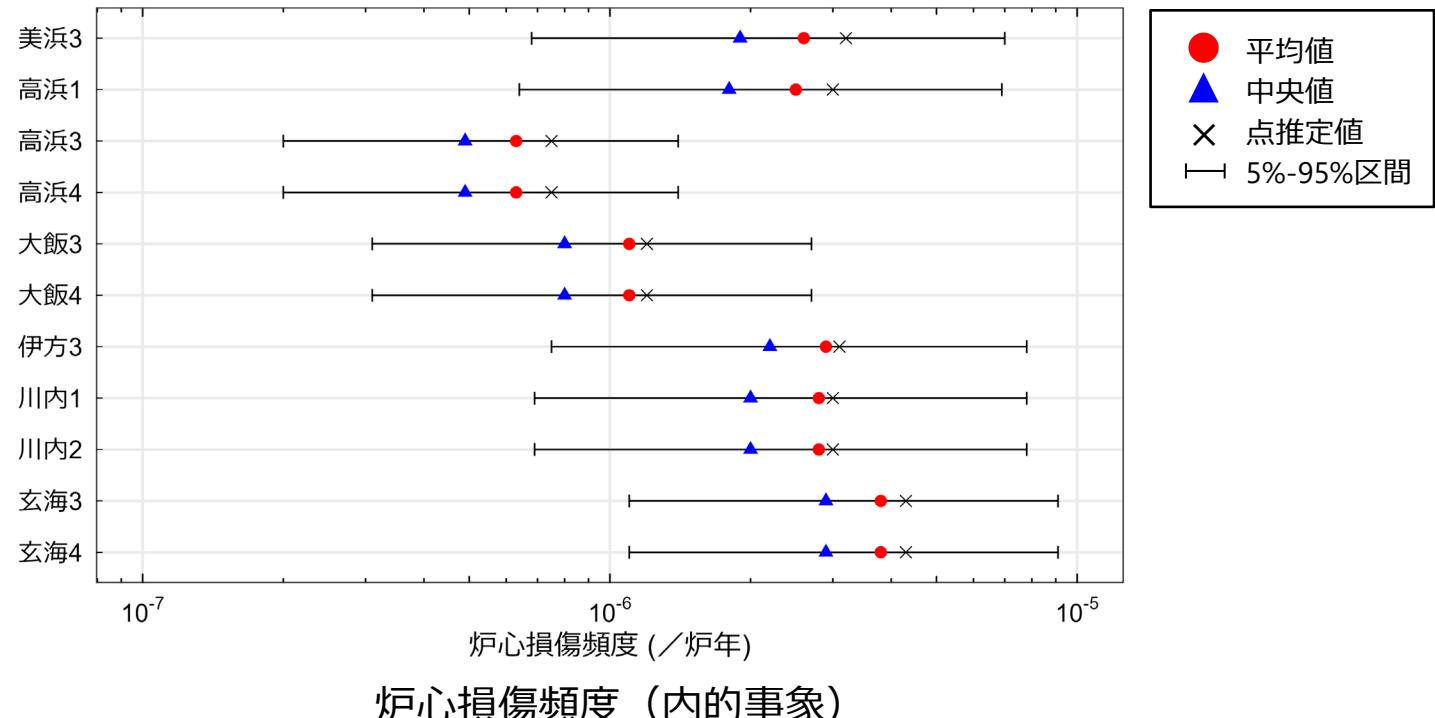
内的事象	外的事象		
	内部ハザード	外部ハザード	
		自然ハザード	人為ハザード
<ul style="list-style-type: none"> ・機器のランダム故障 ・人的過誤 ・外部電源喪失 	<ul style="list-style-type: none"> ・内部火災 ・内部溢水 ・内部ミサイル** ・内部爆発 ・重量物落下 ・化学物質放出 ・その他 	<ul style="list-style-type: none"> ・地震 ・津波 ・外部火災 ・強風 ・火山噴火 ・隕石落下 ・生物学的現象 ・異常気象 ・その他 	<ul style="list-style-type: none"> ・原子力施設外の爆発 ・原子力施設外での化学物質放出 ・航空機落下 ・意図的な不法行為 ・その他 <p>実務適用に至っていない</p>

*日本原子力学会、原子力施設のリスク評価標準で共通に使用される用語の定義：2018, AESJ-SC-RK003:2018を基に作成。

**原子力施設内の機器や回転体（例：蒸気タービン）の破損により発生し、構造物や安全系を損傷し得る内部飛来物（飛翔体・破片）。

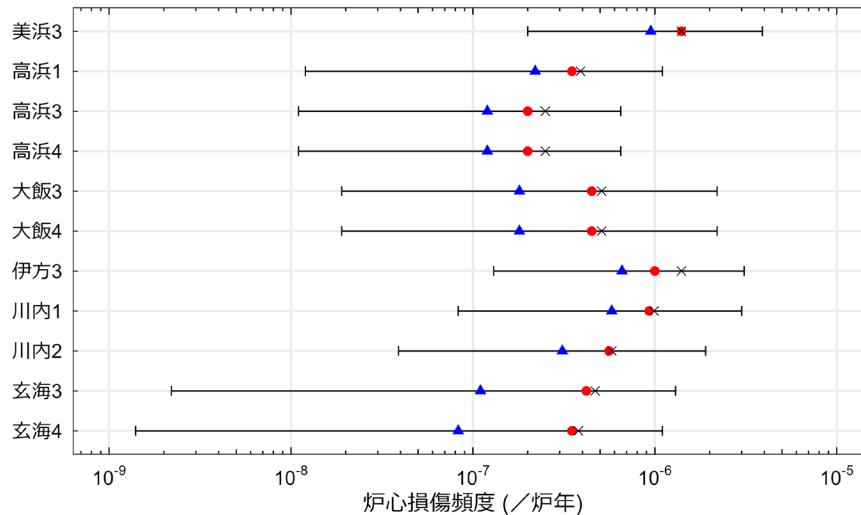
パラメタ不確かさ：内的事象起因の炉心損傷頻度

- 比較的不確かさの小さい内的事象起因の炉心損傷頻度においても、パラメタ不確かさが反映された結果として、1桁程度の不確かさが存在。

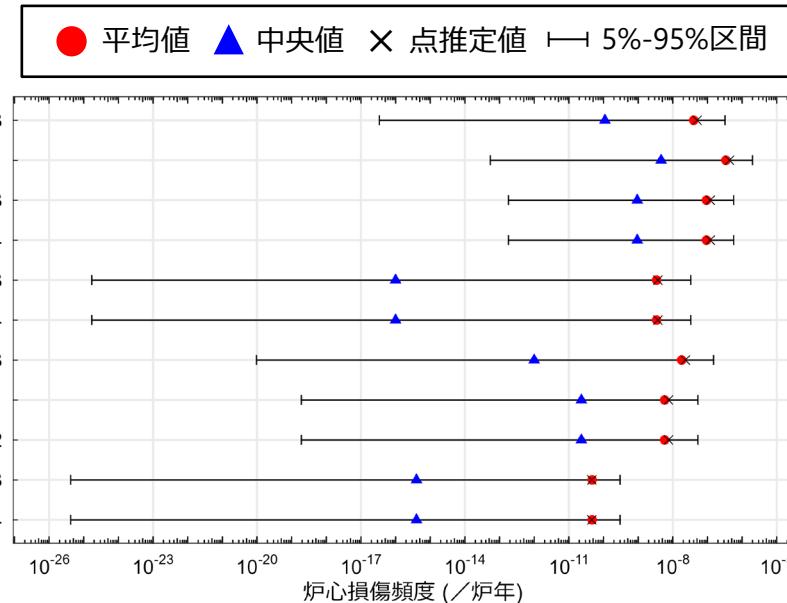


パラメタ不確かさ：地震・津波起因の炉心損傷頻度

- 外的事象（地震・津波）起因の炉心損傷頻度では、ハザード評価の不確かさの寄与（パラメータ及びモデルを含む）が大きく、更に大きな不確かさとして現れる。

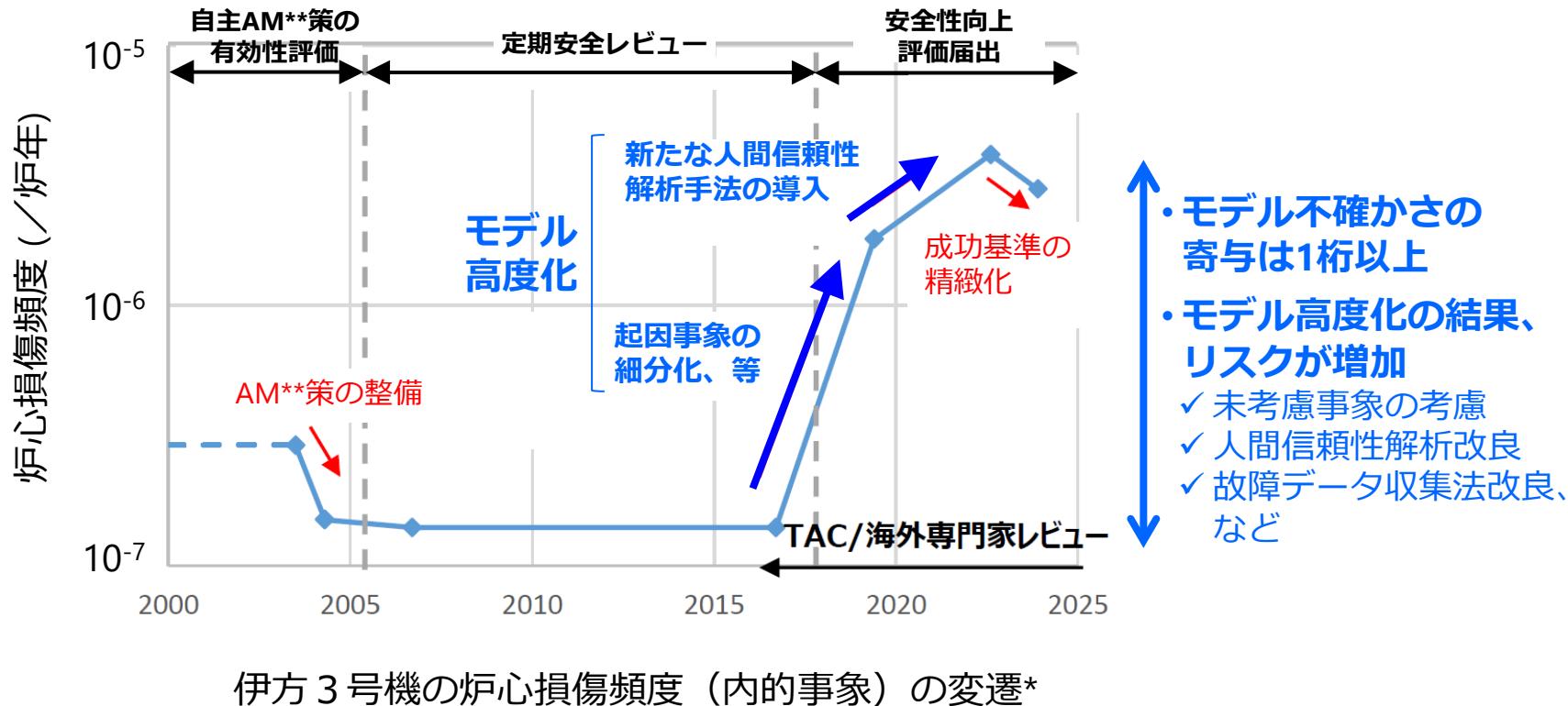


炉心損傷頻度（地震）



炉心損傷頻度（津波）

モデル不確かさ



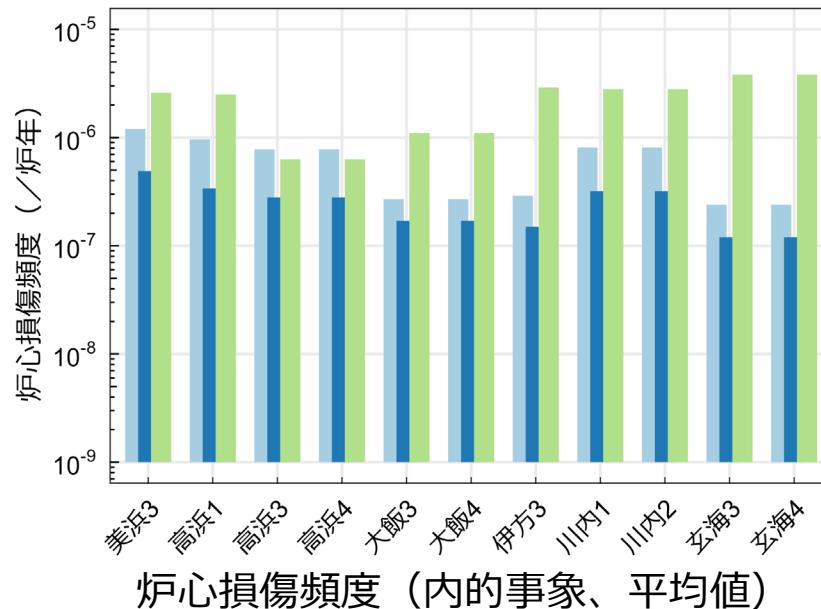
*原子力エネルギー協議会、原子力事業者のPRA高度化及びリスク情報活用の取組み、第2回リスク情報活用に関する意見交換会、2025年7月18日を基に作成。

**アクシデントマネジメント

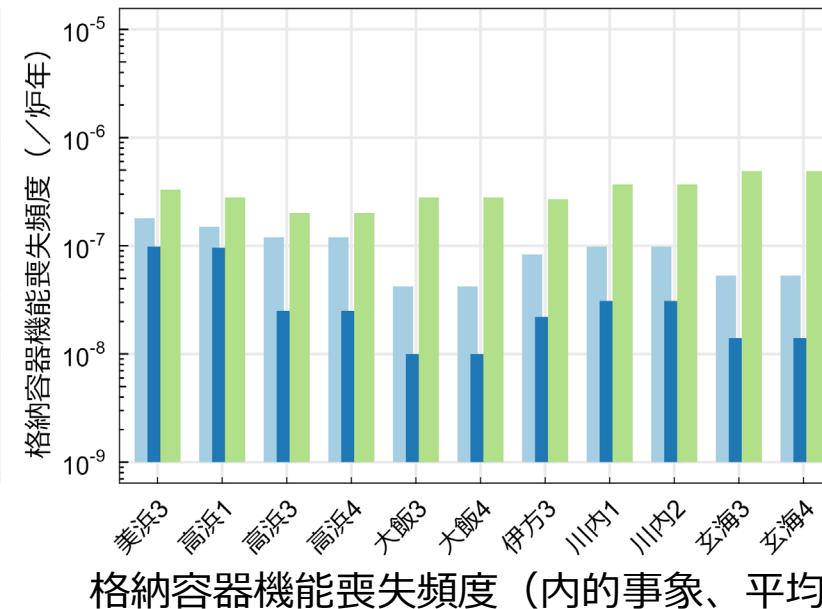
自主AM策整備時のPRA結果との比較

- 最新のPRAによるリスク評価値は全てのプラントで増加

■ 自主AM整備前 ■ 自主AM整備後 ■ 安全性向上評価届出



■ 自主AM整備前 ■ 自主AM整備後 ■ 安全性向上評価届出



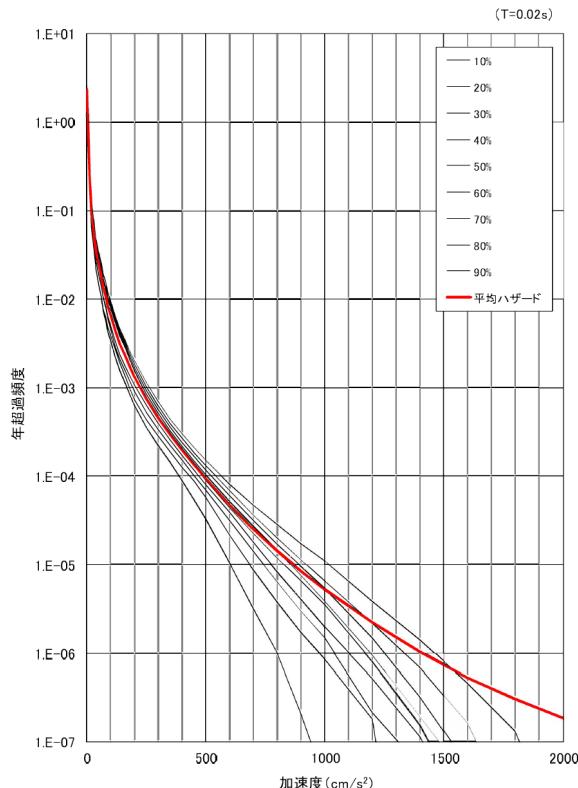
(自主AM整備前後のデータは『旧原子力安全・保安院, 軽水型原子力発電所における「アクシデントマネジメント整備後確率論的安全評価」に関する評価報告書, 平成16年10月』を基に作成)

リスク評価値の代表値に平均値を用いることの意味*

*原子力安全委員会、発電用軽水型原子炉施設の性能目標について－安全目標案に対応する性能目標について－(2006)を基に作成。

- リスク評価値を安全目標と比較する際には、実用上、分布を代表する1つの値を選ぶ必要がある。
- 最大値や95%値は保守的だが、分布の中心から大きく外れる可能性がある。
- 平均値は、中央値より保守的であり、極端な値の影響も一定程度取り込める（右図）。
- 米国原子力規制委員会は次の理由で平均値を使用：
 - 同委員会が行う費用－便益分析の慣行※と整合する。
 - 死亡率を比較する際の正確な使用方法である。

※報告者注：費用－便益分析は仮説的補償原理の下でパレート基準を満たすか否か（潜在的パレート改善）を判定するものであり、その本来の目的に照らして平均値を使用すべきとする指摘がある。（岡敏弘、環境政策論（1999）.）



地震ハザード曲線**

(関西電力大飯3号機第3回安全性向上評価届出書)

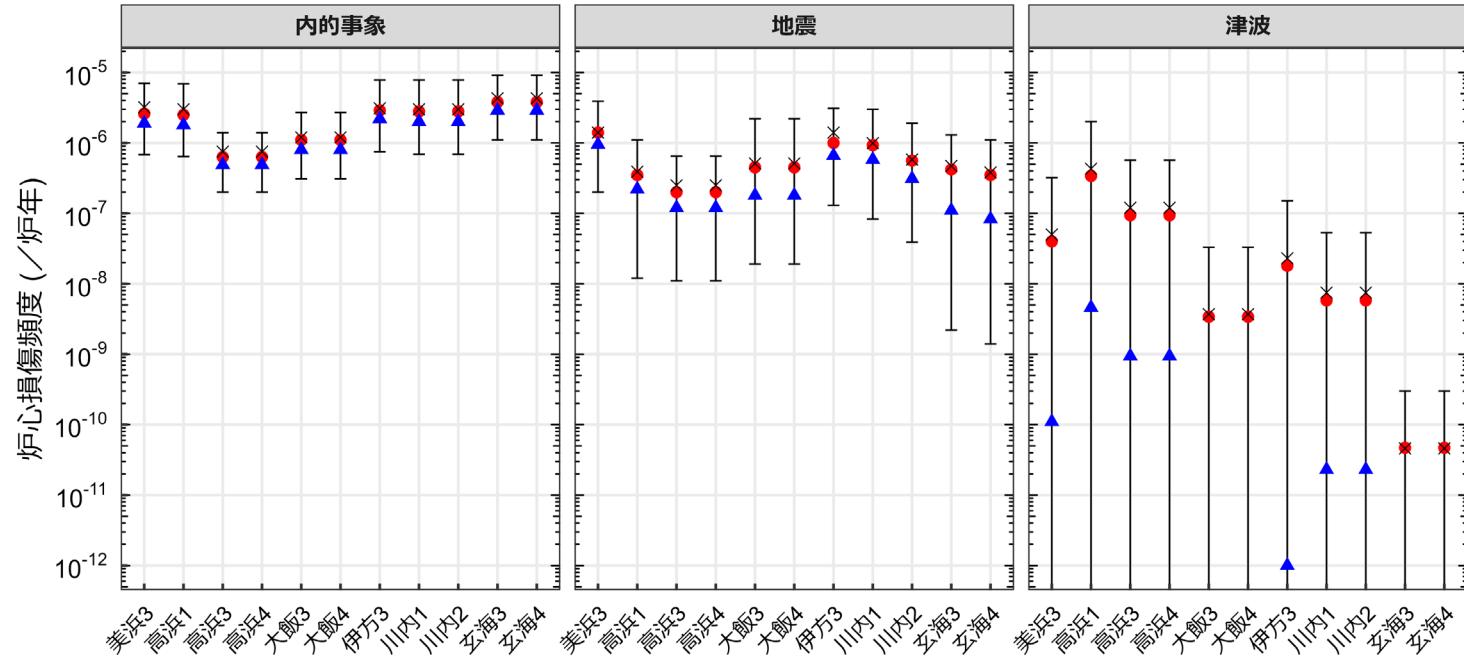
**地震動の大きさ（加速度）と、それを超える地震動の1年あたりの発生頻度（年超過頻度）との関係を示した曲線。

報告内容

- はじめに
- 何を目的にどのような方法によりリスクが評価されているか
- どのような品質でリスクが評価されているか（成熟度）
- **どのようなリスク情報・リスク知見が得られているか**
- 現状の原子力発電所のリスク水準はどの程度か
- まとめ

炉心損傷頻度の比較 (内的事象・地震・津波)

- 炉心損傷頻度は内的事象が支配的

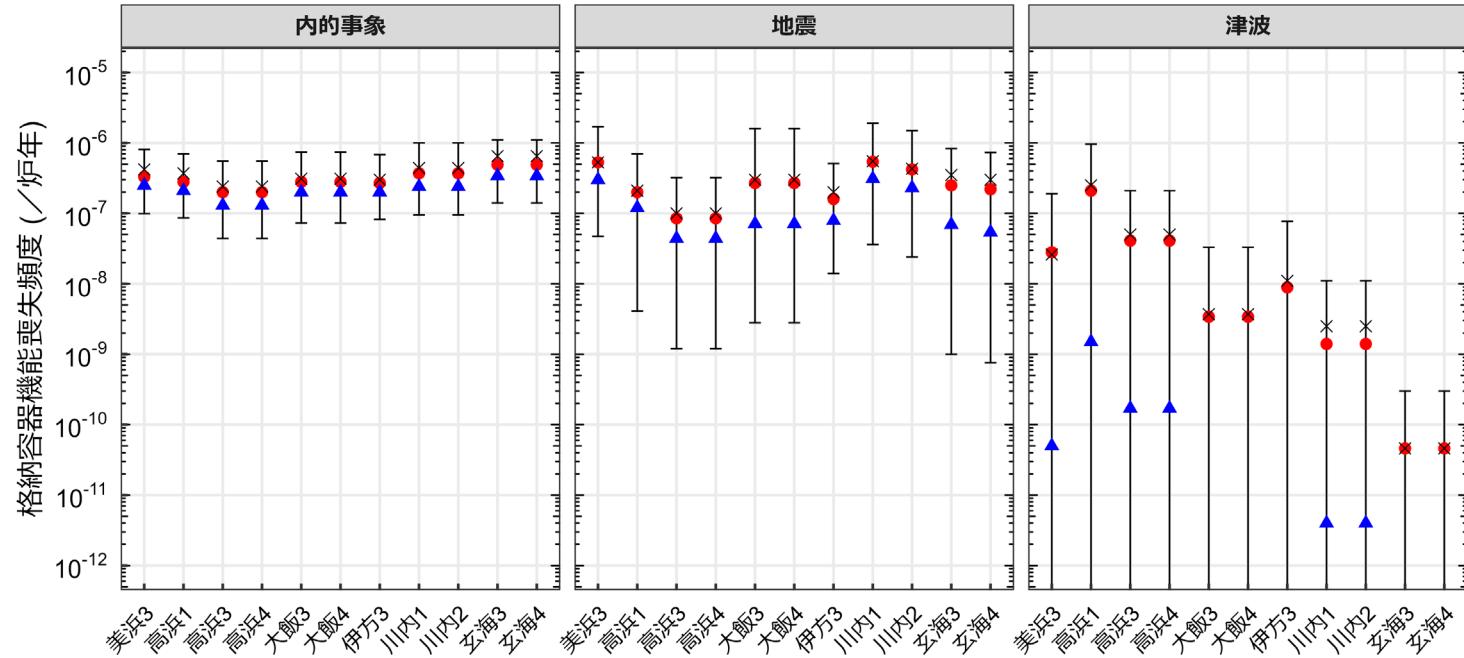


炉心損傷頻度の比較

●	平均値	×	点推定値
▲	中央値	—	5%-95%区間

格納容器機能喪失頻度の比較 (内的事象・地震・津波)

- 格納容器機能喪失頻度は内的事象と地震が支配的

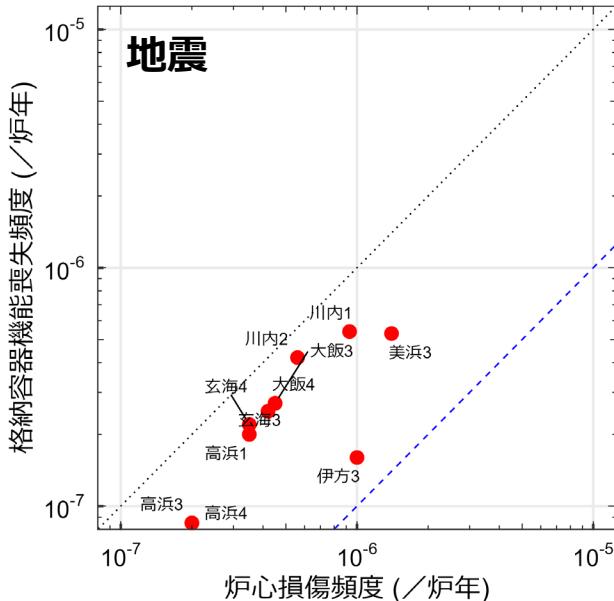
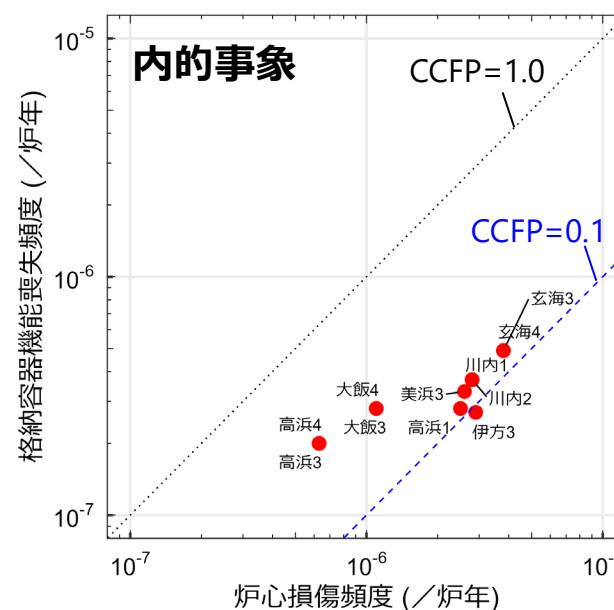


格納容器機能喪失頻度の比較

● 平均値 × 点推定値
 ▲ 中央値 ━ 5%-95%区間

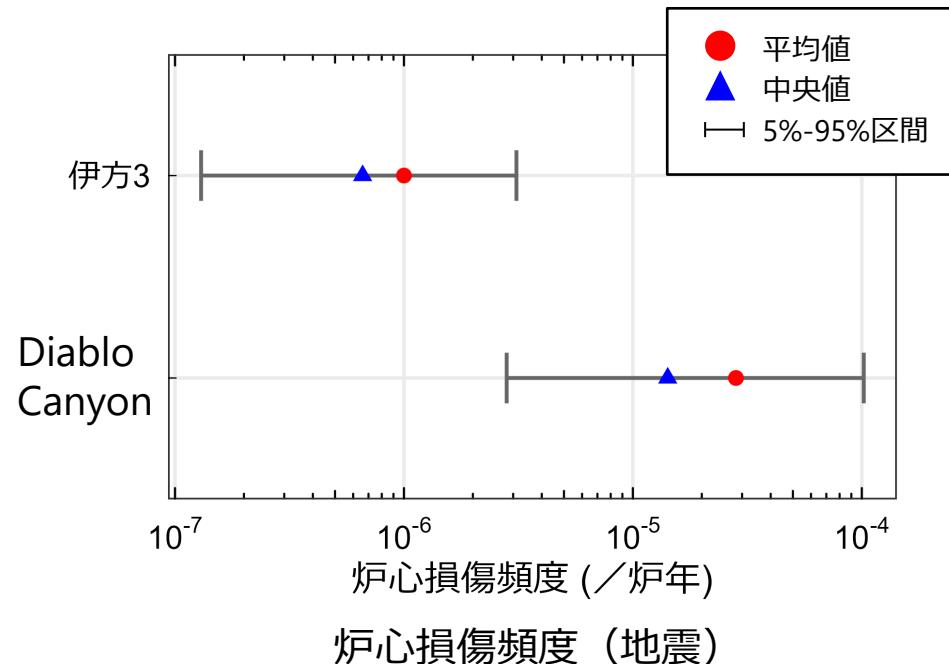
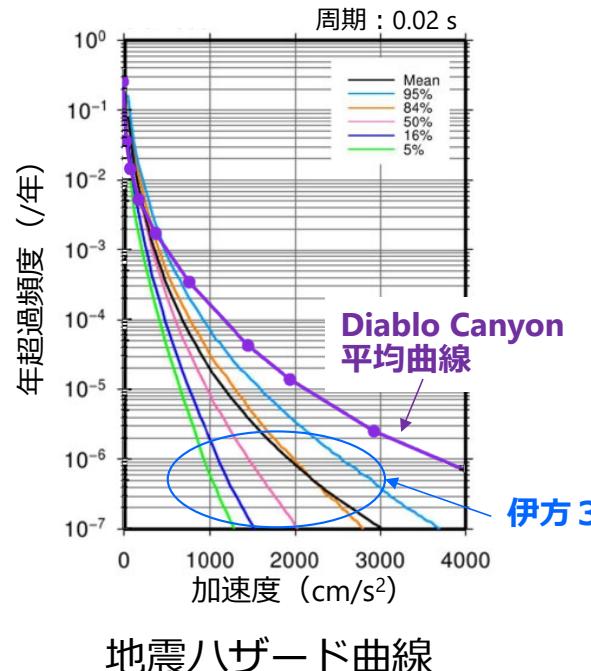
条件付き格納容器機能喪失確率の比較（内的事象・地震・津波）

- 炉心損傷を所与とした条件付き格納容器機能喪失確率（Conditional Containment Failure Probability: CCFP）はシビアアクシデント対策の有効性を示す。
- 外的事象（地震・津波）のCCFPは内的事象に比べ高い傾向
⇒ 地震・津波に対しては炉心損傷防止策の重要性がより高い



地震のハザード曲線とリスクの日米比較

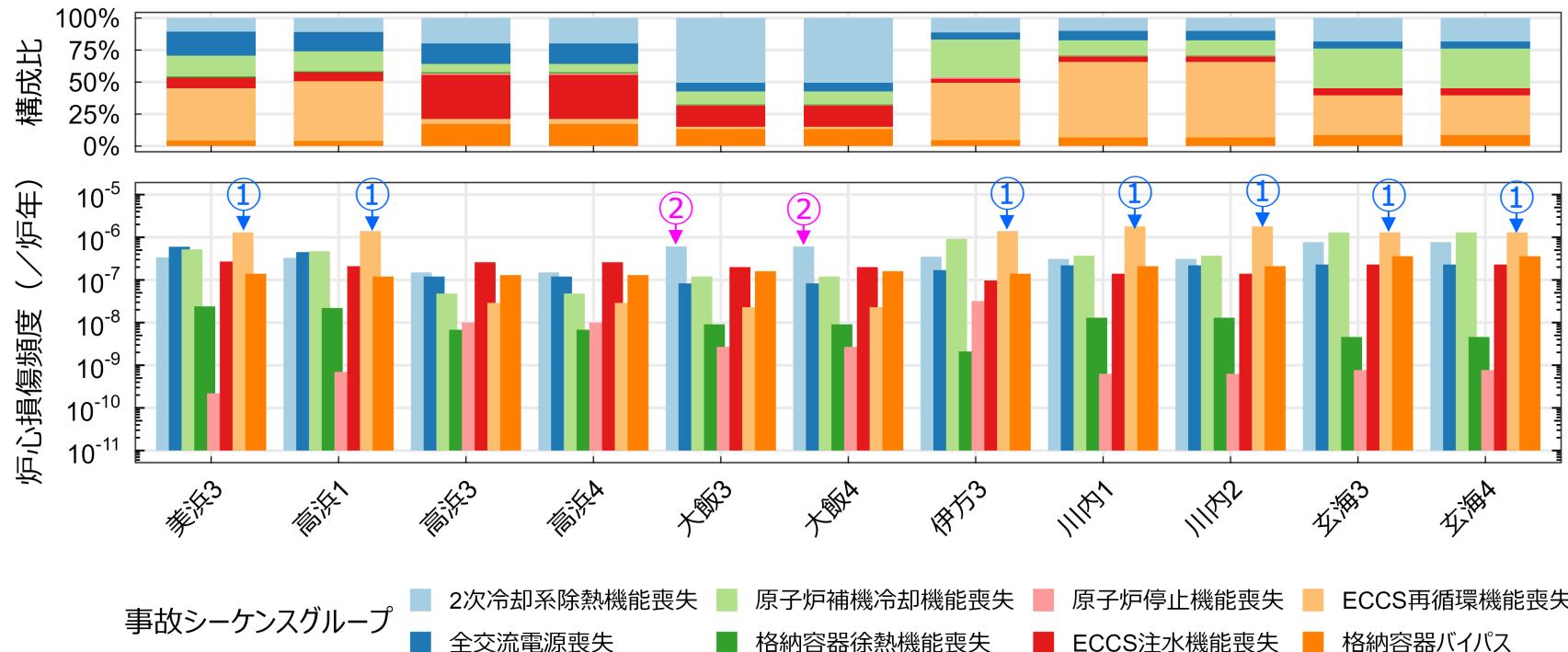
- 地震ハザード及びそれに起因するリスクは、米国と比較して必ずしも大きいとは限らない。



(四国電力伊方3号機第4回安全性向上評価届出書, PG&E, Diablo Canyon updated seismic assessment Response to Senate Bill 846 (2024)を基に作成)

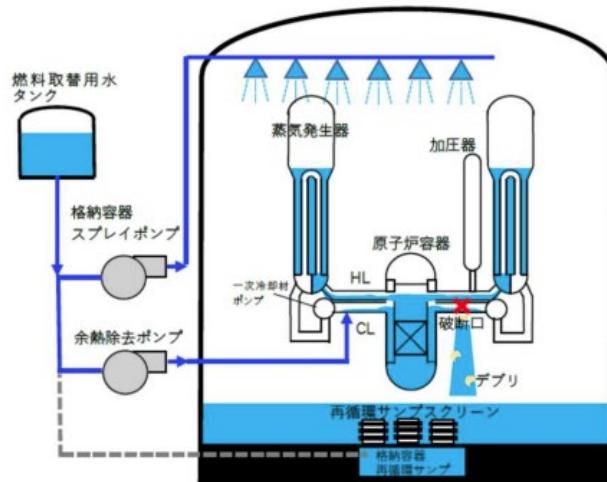
炉心損傷頻度のプロファイル (内的事象, 点推定値)

- 高浜3・4及び大飯3・4を除き、非常用炉心冷却系 (ECCS*) 再循環機能喪失 (①) の寄与が、大飯3・4では2次冷却系除熱機能喪失 (②) の寄与が高い傾向が観察される。

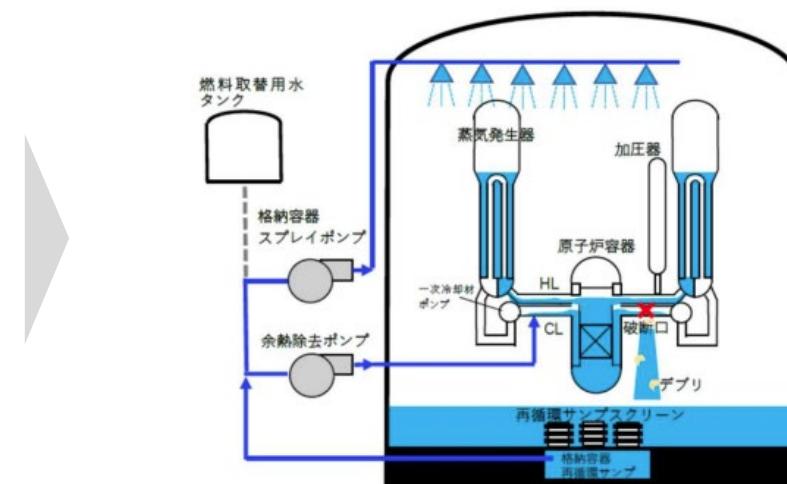


ECCS再循環機能喪失のリスクが高い要因 (①)

- 事故時に炉心を冷却し続けるには、ECCSの水源を燃料取換用水タンクから再循環サンプへ切り替える必要がある。
- この操作が自動化されていない発電所では、当該操作の人的過誤がリスク要因となる。
⇒ 自動化されている高浜3・4及び大飯3・4のリスクは相対的に低い。



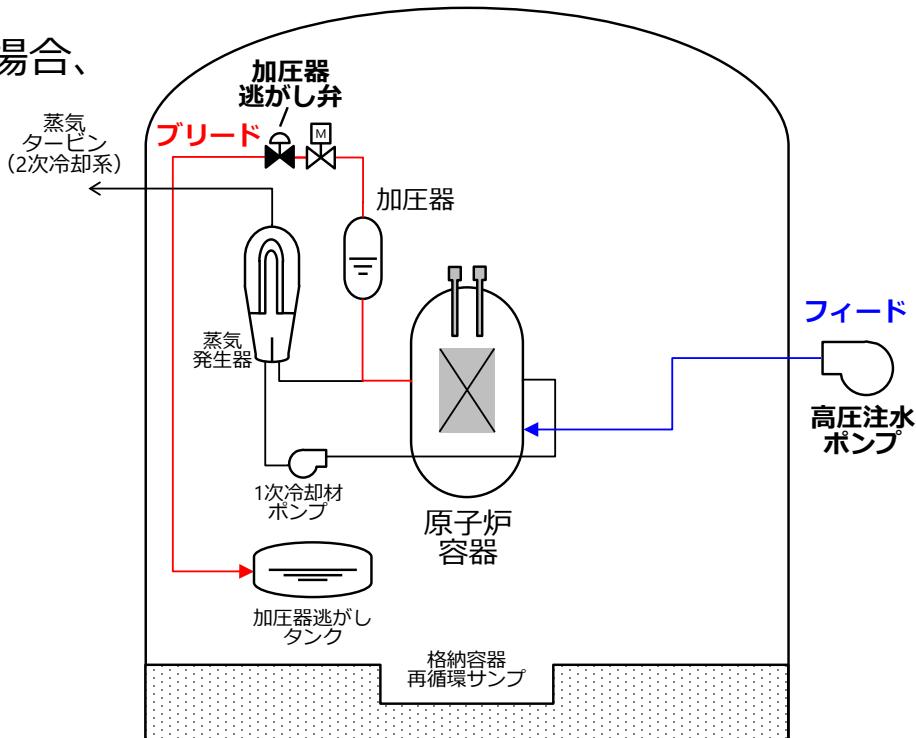
燃料取替用水タンクを
水源としたECCS注水*



格納容器再循環サンプを
水源としたECCS注水*

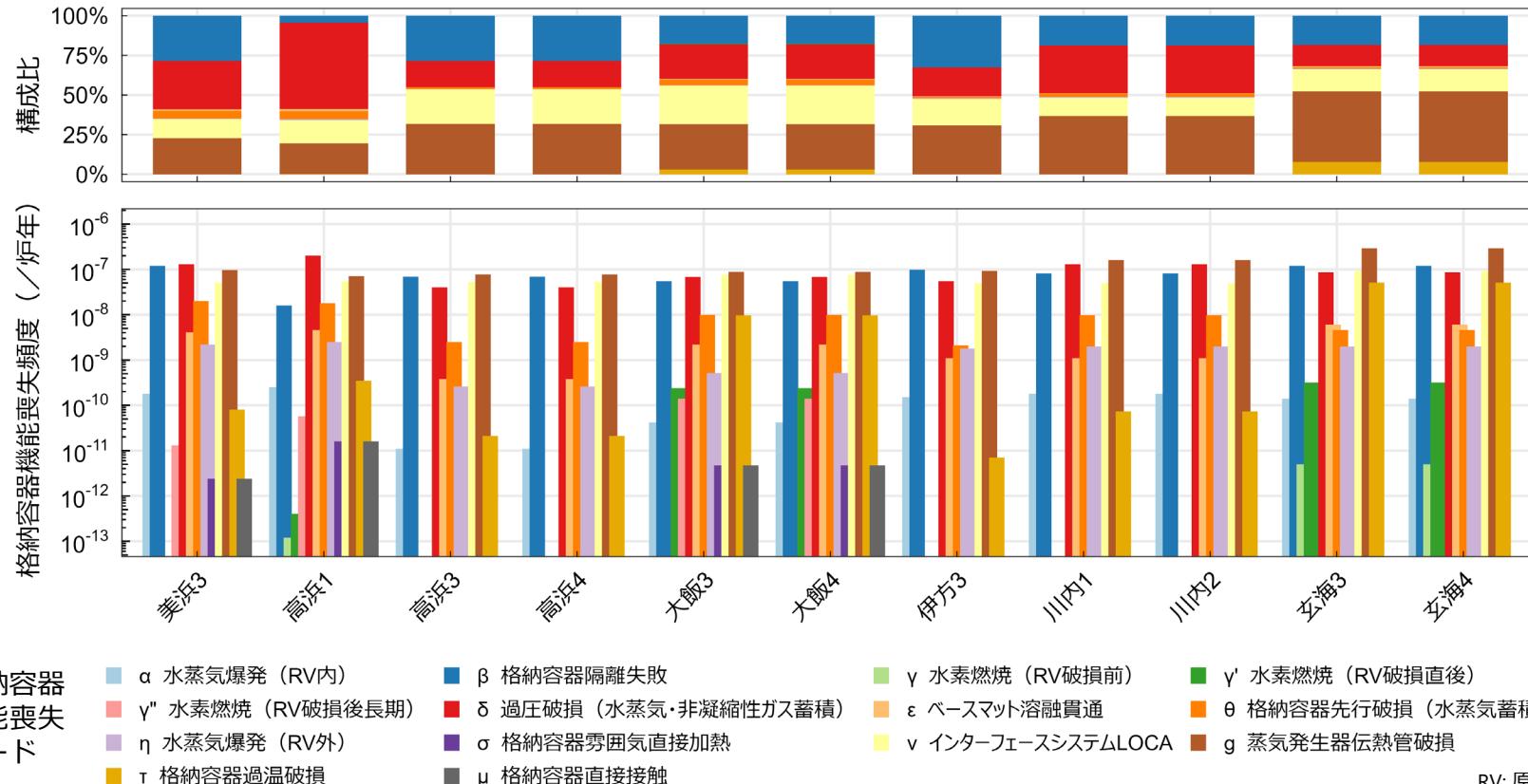
2次冷却系除熱機能喪失のリスクが高い要因 (②)

- 事故時に2次系による除熱が不能となった場合、原子炉の減圧と注水を組み合わせたフィードアンドブリード（F&B）操作により炉心冷却を維持する必要がある。
- F&B操作に必要な加圧器逃がし弁を3系統備える高浜3・4に比べ、2系統の大飯3・4ではF&Bの信頼性が相対的に低く、異なるリスクプロファイルの要因となっている。

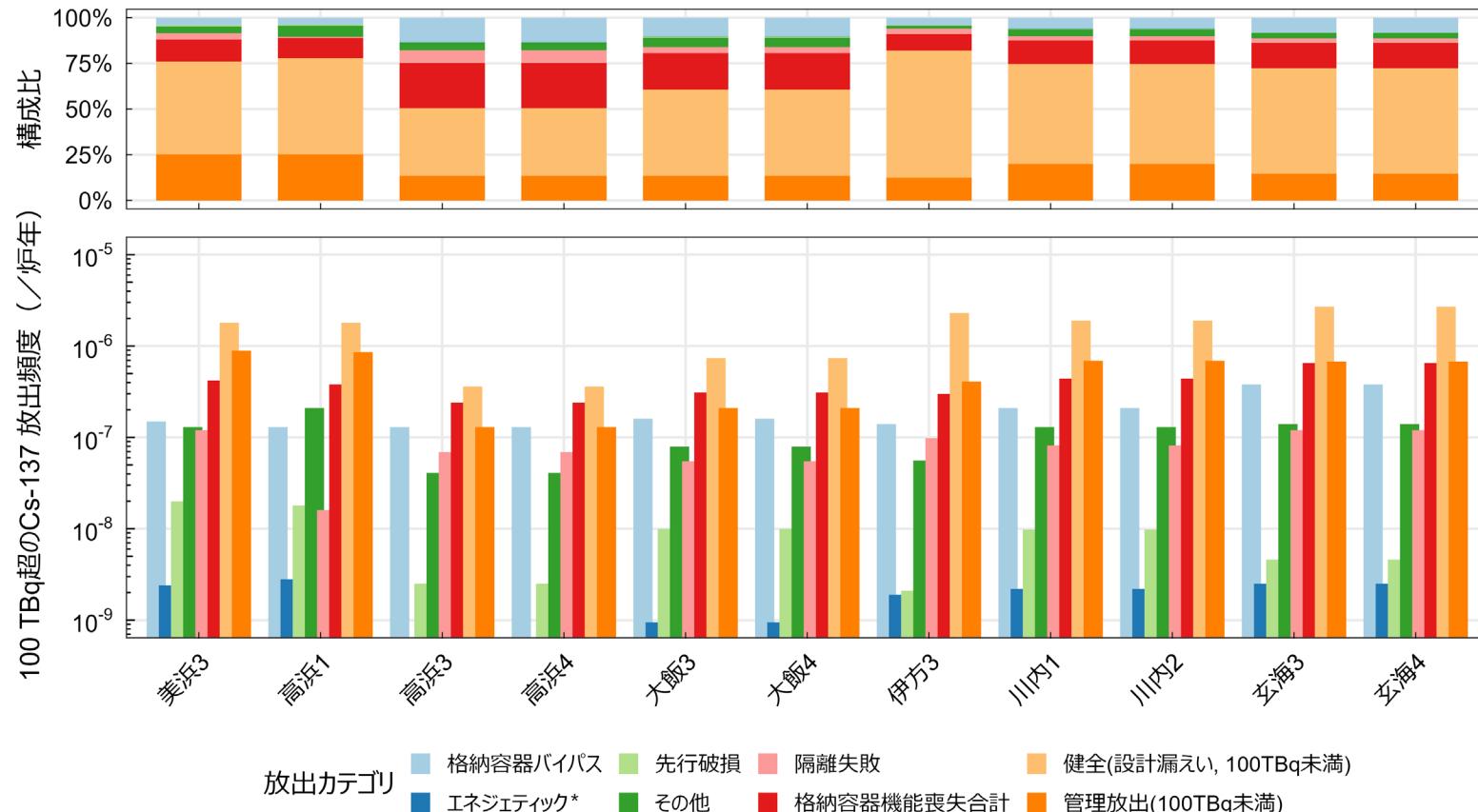


フィードアンドブリードの概要

格納容器機能喪失頻度のプロファイル (内的事象, 点推定値)



Cs-137 放出頻度のプロファイル (内的事象, 点推定値)

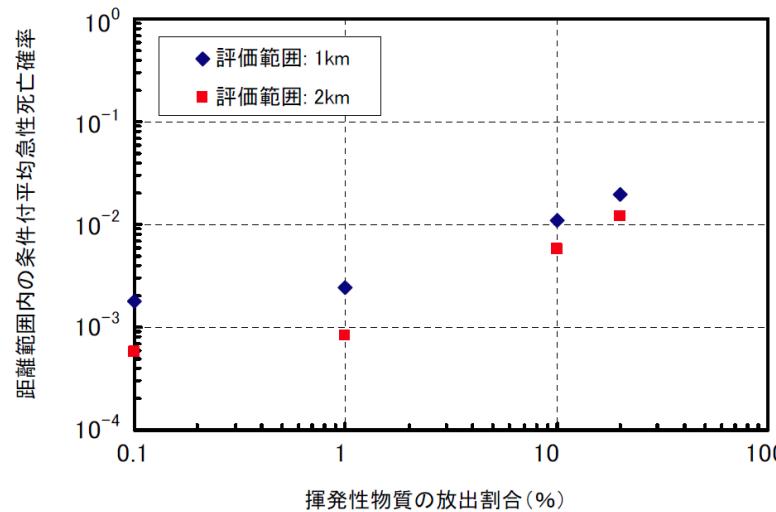


報告内容

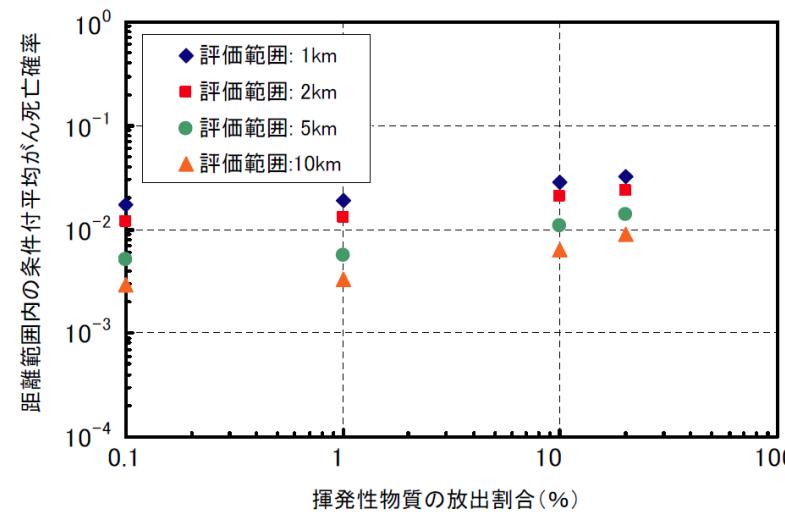
- はじめに
- 何を目的にどのような方法によりリスクが評価されているか
- どのような品質でリスクが評価されているか（成熟度）
- どのようなリスク情報・リスク知見が得られているか
- **現状の原子力発電所のリスク水準はどの程度か**
- まとめ

格納容器機能喪失頻度から死亡リスクを推定する方法

- レベル3PRAによれば、事故時の放射性物質の放出を所与とした条件で、周辺公衆へのリスクを概略的に推定できる。
 - 発電所近傍にいる個人の急性及びがん死亡の発生確率は、大規模放出の年あたり発生確率より1桁以上低い。



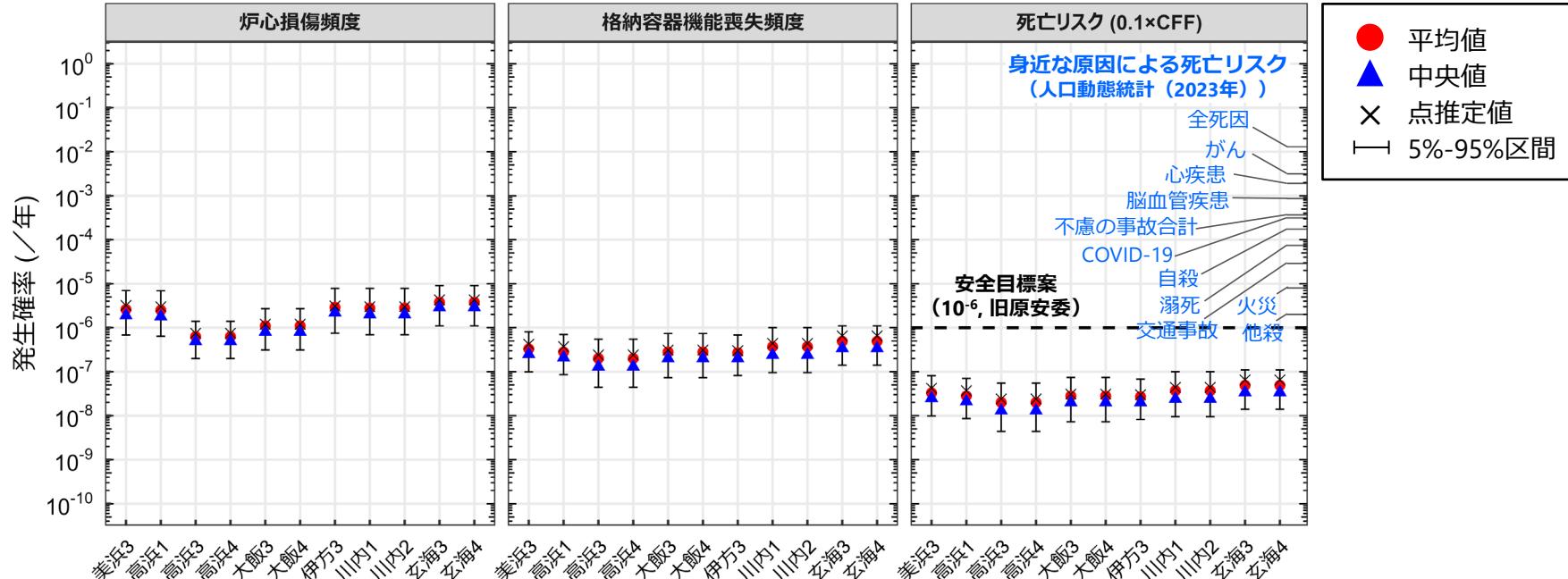
条件付き急性死亡確率と
揮発性物質の放出割合との関係*



条件付きがん死亡確率と
揮発性物質の放出割合との関係*

原子力発電所のリスク水準 (内的事象PRAに基づく概算)

- 原子力発電所の事故のリスクは旧原安委の安全目標案 (急性・がん死亡リスク : 10^{-6} / 年程度) を1桁以上下回る水準



まとめ

● PRAの成熟度

- 主要な事象（内的、地震、津波）の評価はレベル2PRA（格納容器機能喪失の評価）までの範囲で実務適用に至っている。リスク寄与が大きいと予想される他の事象（地震・津波誘因の火災・内部溢水、等）の評価は研究開発段階にある。
- パラメタ・モデルに起因する不確かさは、リスク評価結果において1桁以上の変動幅として現れる。モデル高度化に伴い、未考慮事象を新たに評価に取り込むことなどにより、リスク評価値が1桁以上増加した事例がある。
- シナリオ、発生頻度、影響度、不確かさ、等、既存のPRA手法から得られるリスク情報が概ね取得・公開されている。但し、重要度に関する情報はセキュリティの観点から秘匿されている。

● リスク情報とリスク知見

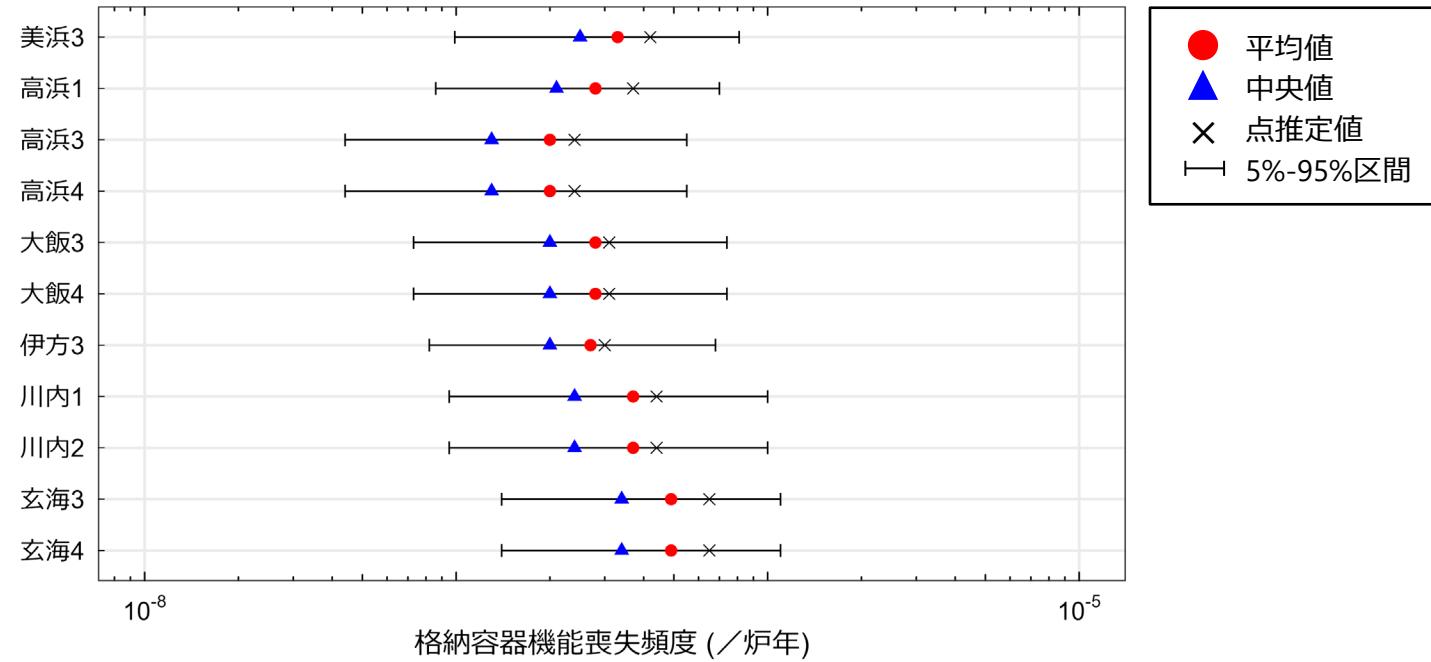
- 地震・津波は条件付き格納容器機能喪失確率が高く、炉心損傷防止策が特に重要となる。地震ハザードとそのリスクは、米国と比較して必ずしも大きいとは限らない。
- 個別プラントのリスクプロファイル及びそのプラント間比較から、弱点の把握や安全性向上策の抽出が可能である。

● 現状の原子力発電所のリスク水準

- 今回調べた原子力発電所の事故のリスク水準（急性・がん死亡リスク）の概算値は、旧原子力安全委員会が示した安全目標案（ 10^{-6} ／年程度）を1桁以上下回る水準にある。

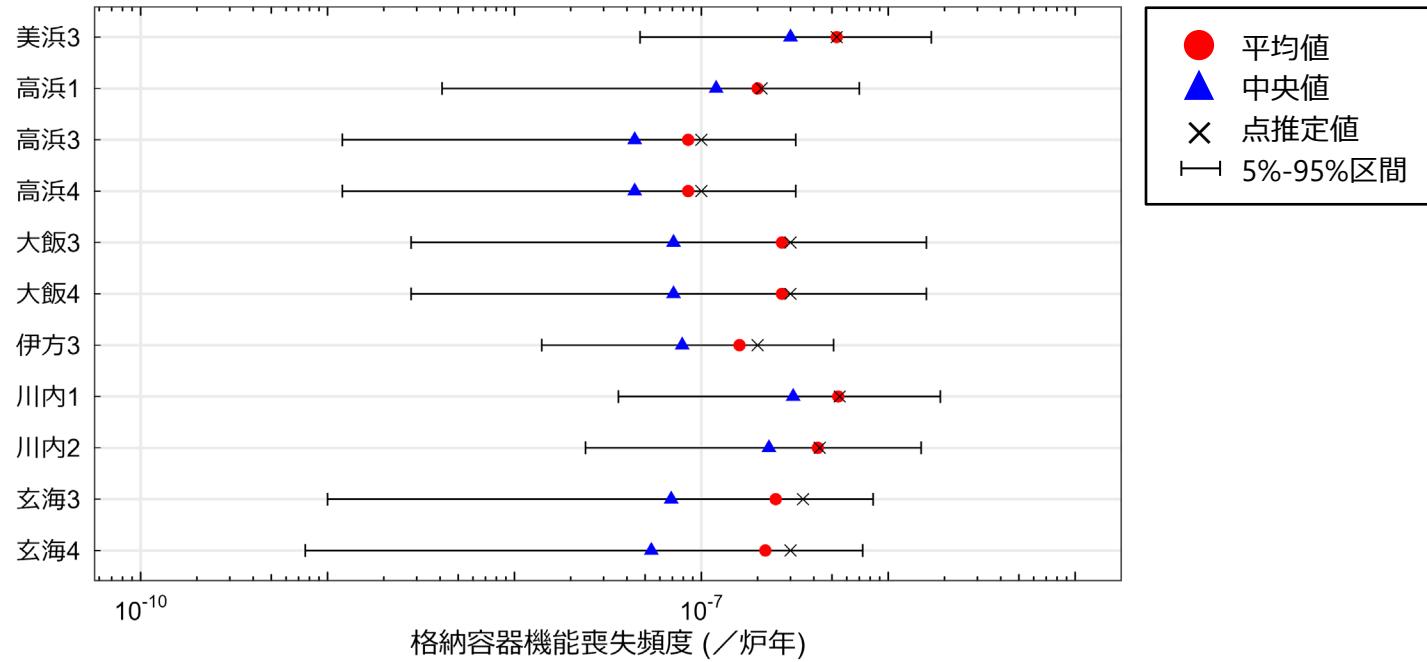
以下、補足資料

格納容器機能喪失頻度（内的事象）



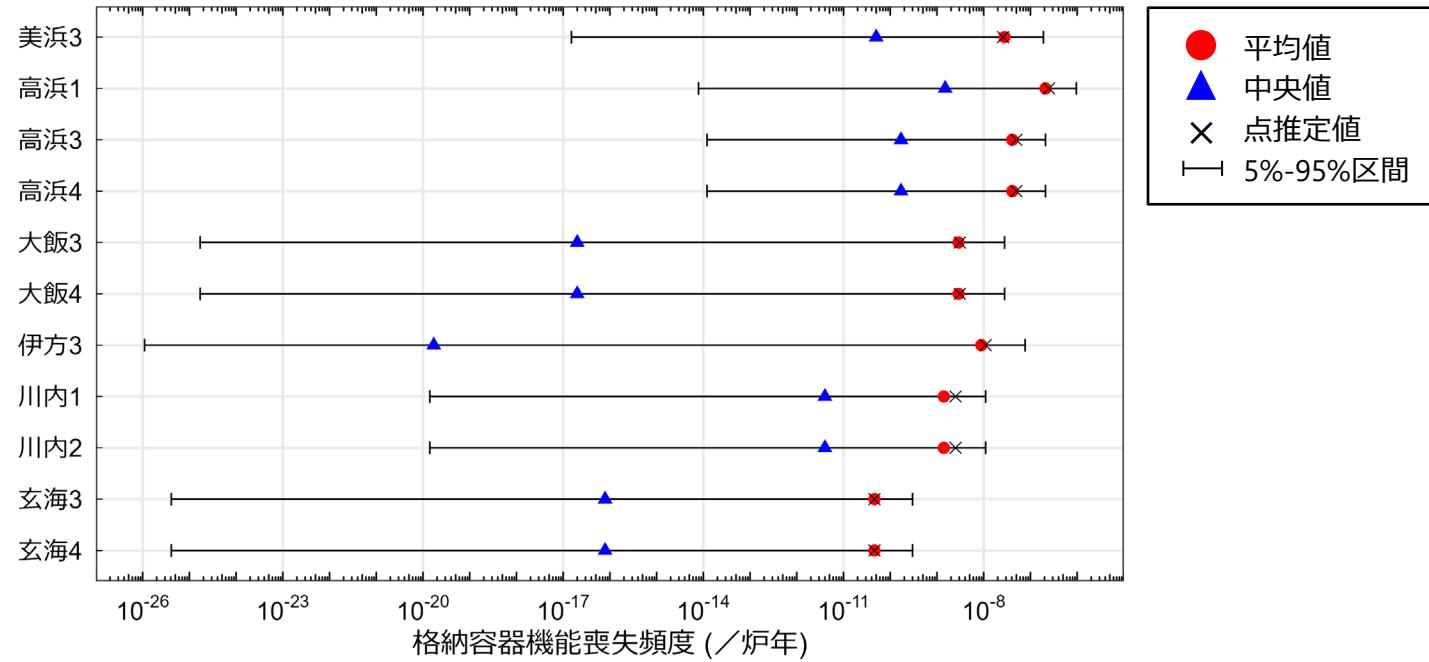
格納容器機能喪失頻度（内的事象）

格納容器機能喪失頻度（地震）



格納容器機能喪失頻度（地震）

格納容器機能喪失頻度（津波）



格納容器機能喪失頻度（津波）