

意思決定におけるリスク情報の活用 利点と障害

原子カリスク研究センター所長

ジョージ・アポストラキス

apostola@mit.edu

<http://criepi.denken.or.jp/en/nrrc/index.html>

2024年11月12日

原子カリスク研究センター ワークショップ2024

意思決定におけるリスク情報の活用とは

- 規制の意思決定に対するアプローチ。このアプローチでは、**確率論的リスク評価**から得られた知見が、その他のエンジニアリングに関する知見とともに考慮される。
- リスクの定義（KaplanとGarrickによるリスクの三重集合）
 - どのような悪いことが起こり得るか？
 - 発生可能性はどれくらいか？
 - その影響はどれくらいか？
- そこで米国原子力規制委員会（NRC）はリスク情報を用いて、事故の発生可能性を低減し、それによる影響を緩和している。

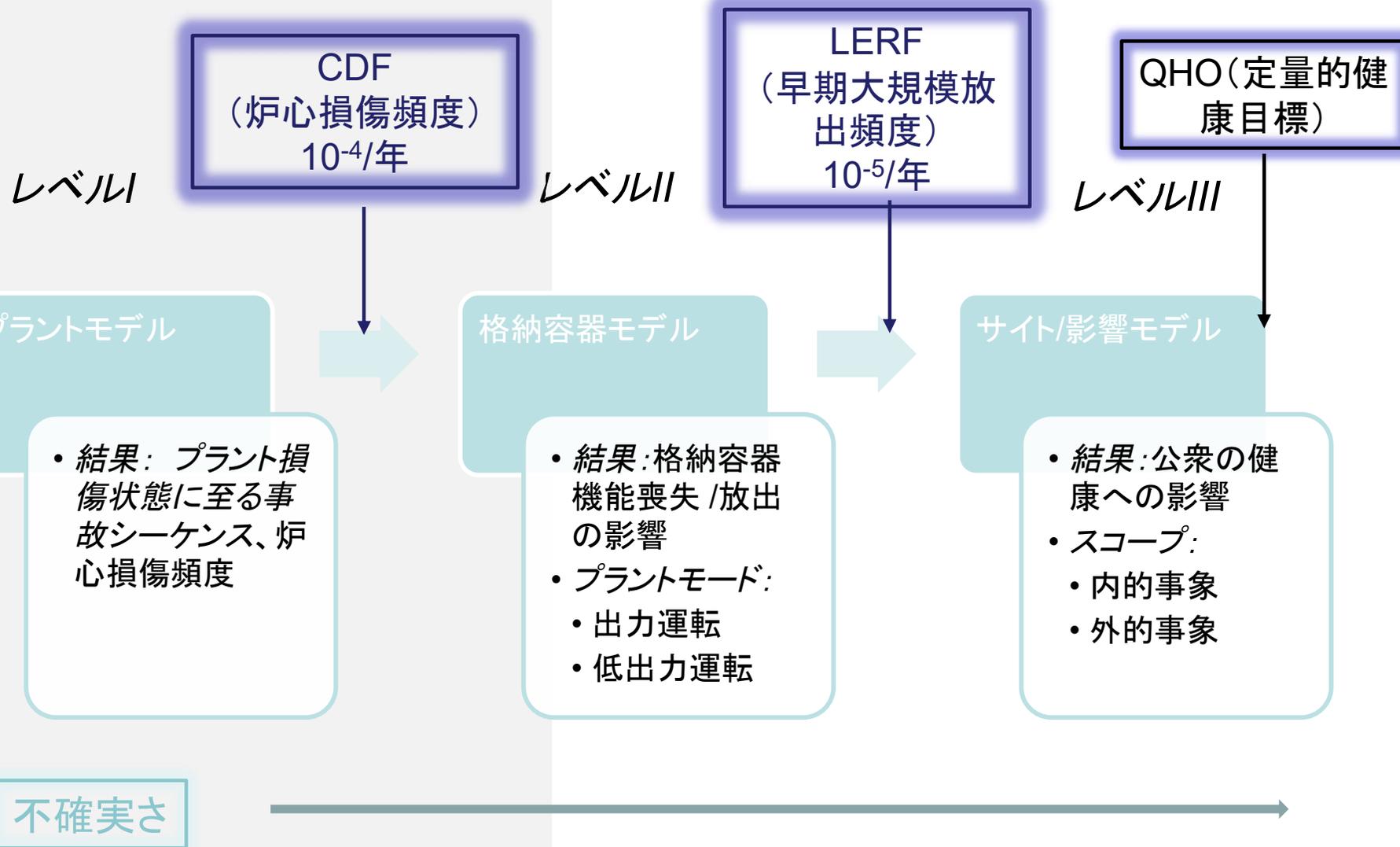
従来の規制アプローチ

- **不確かさの管理（当時定量化されていなかった）は常に懸念とされていた**
- **深層防護と安全マージンが規制に組み込まれるようになった**
- **設計基準事故（DBA）**
 - **施設が立地規制の敷地外被ばくガイドラインを超えることなく耐えるよう設計、建設されるための想定事故**
 - **発生可能性が非常に低い事象である**

従来のアプローチにおける問題

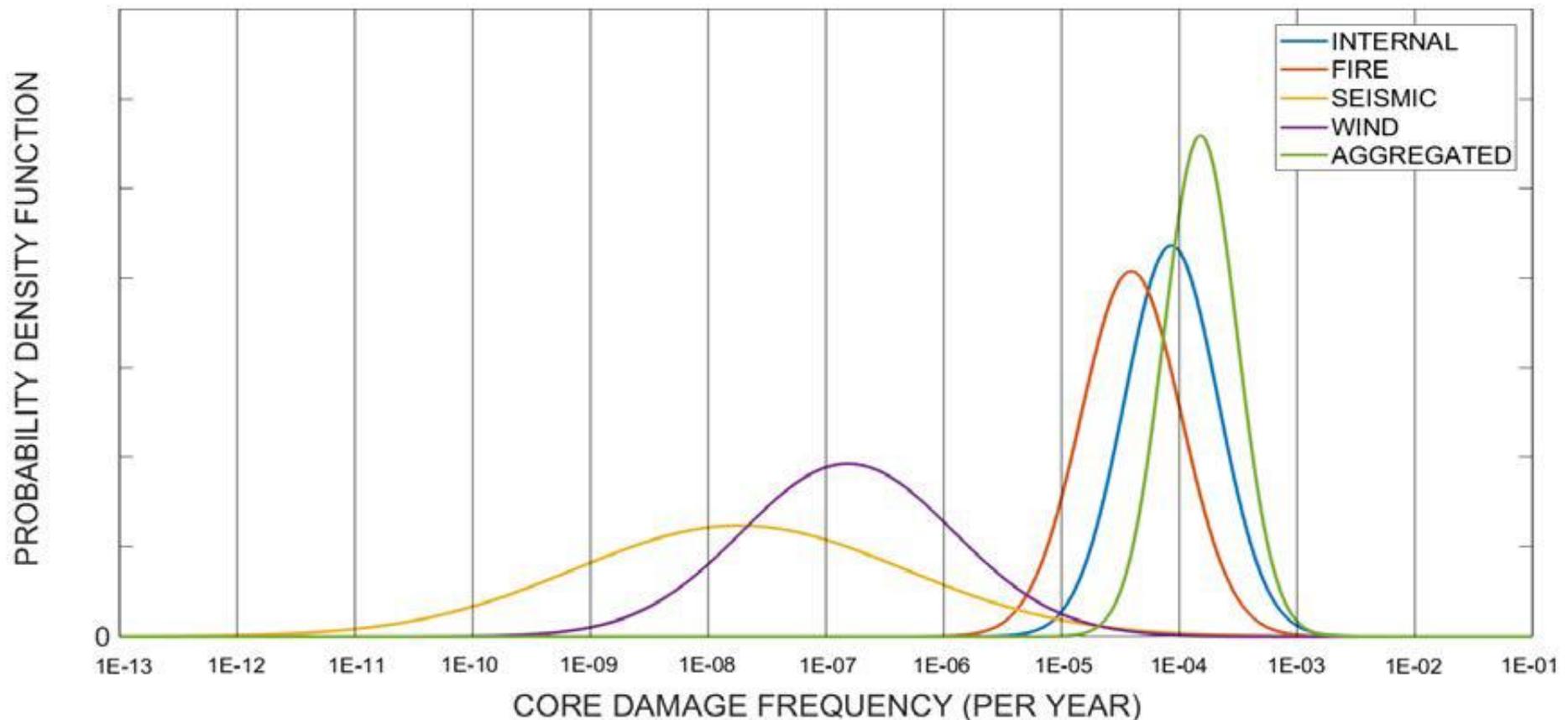
- どの程度の深層防護を行えば十分であるかに関するガイドラインがない
- DBAでは、より先進的な定量的アプローチが存在するにも関わらず、システムの信頼性を確保するために定性的アプローチ（単一故障基準）が用いられている
- DBAには運転経験や最新の知見が反映されていない
- ヒューマンエラーとサポート系の重要性が十分に認識されていない
- マルチユニットの安全解析を行うのは非常に困難である

PRAモデルの概要と米国の補助的目標



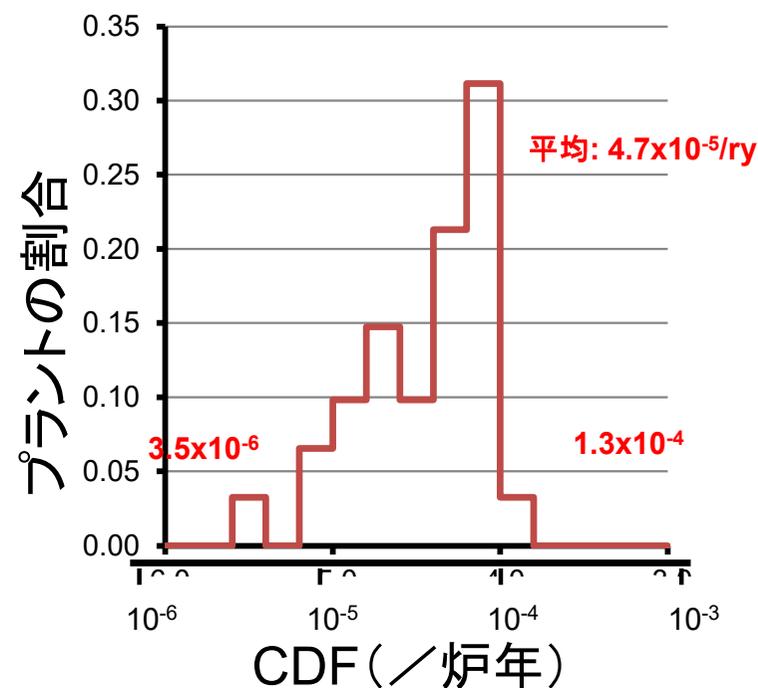
不確かさ

- 従来の決定論的アプローチにも不確かさは存在する。PRAはこれらを明確に定量化する
- このプラントでは、地震の寄与について不確かさが大きいですが、全体のCDFにはあまり寄与していない



米国プラントのCDF評価値*

- 内部事象、外部事象を含む
現在の点推定値
(61着)
 - 2000年以降 (2005年
以降90%)
- これらのプラントは同じ決定
論的ルールに基づいて許可さ
れた
- プラント間のばらつきは設計と
モデリングの違いを反映してい
る



*From License Amendment Requests (LAR) and Severe Accident Management Alternative (SAMA) analyses

PRA 標準

- 「ピアレビューは確立された標準に照らし合わせて実施されるものである」(RG 1.200)
- 例
 - ASME/ANS RA-Sa-2009「原子力発電所に適用されるレベル1 / 早期大量放出頻度のPRAに関する標準 ASME/ANS RA-S-2008 の補足」
 - ASME/ANS RA-S-1.4-2013「軽水炉以外の先進的原子力発電所に適用されるPRA標準（試用段階）」
- 方法論の進捗の行き詰まりに対する懸念

リスク情報活用の枠組み



従来の「決定論的」アプローチ

- 定量化されていない確率
- 設計基準事故
- 深層防護と安全マージン
- 不要な規制を強いることがある
- 不完全

リスク情報の活用 のアプローチ

- 慎重なプロセスを通じた、従来のアプローチとリスクベースのアプローチの組み合わせ

リスクベースの アプローチ

- 定量化されている確率
- 数千もの事故シーケンス
- 現実的
- 不完全

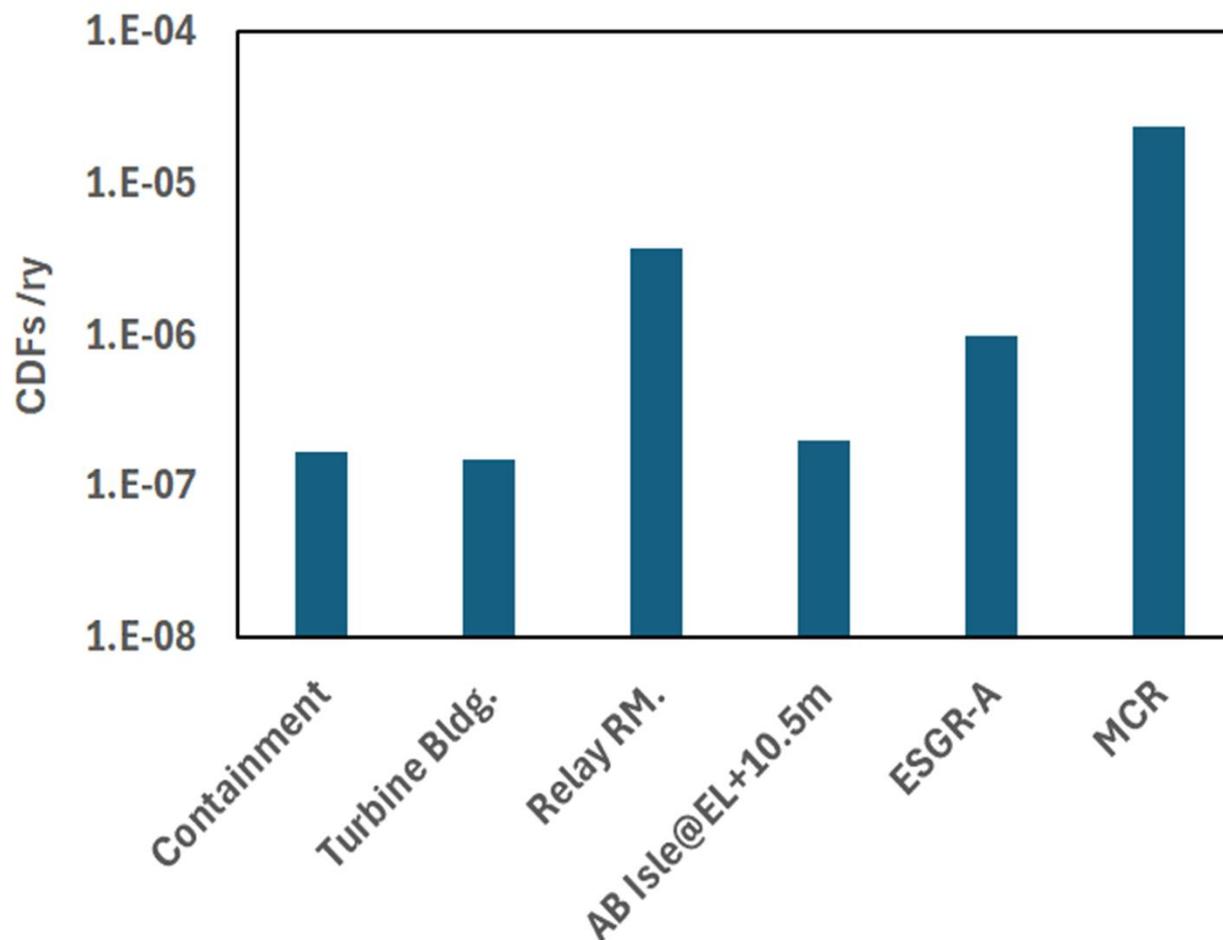
日本における障害

- **PRAの品質が疑問視されている**
 - 典型的には、CDFの値が 10^{-6} /炉年付近となっている。
- **産業界の対応**
 - NRRCの技術諮問委員会（TAC）による伊方3号機PRAのハイレベルレビュー
 - 海外専門家のPRAレビューチームは、伊方3号機（PWR）と柏崎刈羽7号機（BWR）のPRAをレビューし、改善のための勧告を行った。
 - ASME/ANSのレベル1 PRA 標準とレベル2 PRA 標準が使用された。
 - 「改善の余地はあるが、PRAは一般的に国際的に認められた慣行と一致する方法で開発されている」柏崎刈羽7号機レビューチーム
 - 他のプラントは、レビューされた結果に従ってPRAをアップグレードしている。

「 10^{-6} 」の文化

- 最近のNRRCの調査で、火災の寄与により CDF が 10^{-5} を超えることが示されました (次のスライド)。
- 意外にも、一部の電気事業者エンジニアから、この数字は「高すぎ」て、規制上の問題が生まれる可能性があるという懸念の声があった。
- この数字は決して高すぎることはなく、海外のプラクティスと一致している。
- この出来事から、規制上の性能目標 (パフォーマンス指標) が必要なが示されている。
- 日本での「非公式」の性能目標 (パフォーマンス指標)
 - CDF $< 10^{-4}$ /炉年
 - 格納容器機能喪失頻度 (CFF) $< 10^{-5}$ /炉年
 - Cs 137が100 TBqを超える事故の発生頻度 $< 10^{-6}$ /炉年

火災に関する最近の結果



出典:「NRRCにおけるモデルプラントに対する火災PRA」(内田、白井、鈴木、野々瀬、Ji)
— 第17回確率論的安全評価と安全管理に関する国際会議(PSAM 17)-ASRAM(Asian Symposium on Risk Assessment and Management) 2024にて発表

まとめ

- 不確実さは規制の意思決定において常に懸念となっていた。
- 従来のアプローチとリスク情報活用のアプローチでリスクを管理する。
 - 従来の方法では、保守性、深層防護および安全マージンを通じて不確実さが管理される。不確実さは定量化されない。
 - リスク評価では、事故シーケンスがグローバルな視点で得られ、不確実さが定量化される、より現実的な評価である。
- 意思決定におけるリスク情報の活用は、両方のアプローチの最良の特徴を組み合わせたものである。
- プラント固有のPRAからは、個々のプラントのリスクプロファイルの姿が見える。
- 質の高いPRAを確保するための方法として、認められた標準を用いたピアレビューがある。
- 公式の性能目標（パフォーマンス指標）