



PRAによる安全性と 信頼性の向上について

電力中央研究所 原子力技術研究所

上席研究員 桐本順広

第3回原子力の自主的安全性向上に関するWG

2013年9月11日

 電力中央研究所

原子力安全における技術システムのリスク

◆リスク三重項(risk triplets) (Kaplan他 1981)

- (1)どのような望ましくないことが起こるか?(事故シーケンス)
- (2)その発生可能性は如何ほどか?(確率)
- (3)その結果(損失)はどのくらいか?(影響)

The combined answer to three questions that consider (1) what can go wrong, (2) how likely it is, and (3) what its consequences might be. (出典: NRC grossaly)



◆PRAにおけるリスク情報

理論的に考えうる全ての事故シーケンスを対象にし、望ましくないシナリオの発生頻度や影響の大きさ、或は両方の積を定量的に把握する(=リスクを把握)

米国のTMI事故後の状況

◆TMI事故発生

- > ライセンス発行業務の長期化, 規制強化, 新規制のバックフィット,
- > 建設コスト高騰, 建設キャンセル, 原子力への批判

◆1980年代

- 稼働率60%台, トラブル頻発(計画外停止6-7回/炉年)
- 燃料交換停止は100日間, オンラインメンテナンス(OLM)は, ほぼ未実施
- NRCは定量評価技術を未構築
- プラント停止中の方が運転中より安全という認識 (外電喪失リスク等は未評価)
- プラント管理リスト(Troubled Plants Watch List)を公開→公衆の信用, 財務評価, 電力会社の士気を低下

米国の原子炉復活への努力と背景

◆産業界の「カイゼン」努力（日本に学ぶ）

- 結果だけでなくプロセスを管理（カンバン方式等）
- 審査の紙の量ではなく、実態を見る品質保証
- 産官学の共同（まず信頼、裏切りには罰則）
- マルチスキル（仕事の明確な線引から関連にも注意）
- 持続性と忍耐をもった経営の長期的展望

◆レーガノミックスと規制の効率・効果の重視

- 規制緩和の流れと同時に、全政府機関で効率と効果を重視。
- NRCの活動及び業界への影響を毎年報告され、規制手数料で予算の90%を確保することに

TMI事故後の安全性向上の体制構築

◆INPO設立(1979)

- 当初は**海軍出身者**(船舶用原子炉技術者)が中枢
 - **軍隊式の組織づくり**が行われた。**職員の社会的地位も高く**、電力会社は小規模なため、INPOによる**勧告、指導も有効**に働く(順次、電力出身/出向者に)
 - 情報は**非公開が原則**(**高品質な技術情報共有のため**)

◆NUMARC設立(1986)

- NRCとの窓口として設立

◆NEI設立(1994)

- NUMARC含む複数期間が統合し、NRC、議会、メディアへの**対応機関として設立**

◆EPRIの技術支援連携 (INPO,NEI,EPRIは目的を共有)

PRAの安全規制利用のきっかけ

1975年“原子炉安全研究”（NRC, WASH-1400, RSS）

- 「決定論で設定した設計基準事故よりも、苛酷事故の発生頻度が高い」

1979年 TMI-2事故の教訓

- 類似事故シーケンスがWASH-1400で分析されていた（小LOCA）
- 「PRAを規制活動利用のために高度化すべき」
（ケメニー報告,カーター大統領）

PRAを使えば、決定論よりも詳細な安全情報が得られる

- 決定論では予見できなかった安全問題が予見できる
- 安全問題の優先順位が体系的に把握できる

米NRCでは早くからPRAを整備

PRAの各炉型への展開と手法の標準化('79-'82)

- Reactor Safety Study Methodology Application Program
- Interim Reliability Evaluation Program

PRA手法ガイドの作成(NUREG/CR-2300, 1983)

未解決安全問題への利用(80年代前半)

- ATWSルール, SBOルール
- TMI-2アクションプランのバックフィットルール
- LERのリスク重要度判断(条件付き炉心損傷頻度, 苛酷事故の予兆)

安全目標の策定(1986)

- 個人リスク(急性) + 社会的リスク(晩発性)

PRA活用の重点化と規制活用の転機

NUREG-1150 “Severe Accident Risks” (’86-’90)

- 国内代表的炉型5プラントのフルスコープPRA
- 内部事象・外部事象・認識の不確かさ, 偶然の不確かさ

GL 88-20 “IPE for Severe Accident Vulnerabilities” (～’92)

- 個別プラント脆弱性の把握と対策
- 個別プラントでPRAが整備される(発電所内専門部署)

“定量的安全補助目標”の策定(1990)

- $CDF = 10^{-4}/ry$, $LERF = 10^{-5}/ry$ 【外部事象含む】
- 規制要件ではなくベンチマーク値

◆規制業務の見直し(効率・効果の重視)

- Sillinレポート(1986) NRCと産業界(NEI)の協調を重視
- Towers Perrinレポート(1994) 規制全般の見直しを指摘 → 運転実態やリスク情報に基づく規制(ROP)へ 【初の民間(NEI)規制案の導入】

1995年 NRC政策声明

～原子力安全規制活動へのPRA利用(規制の意識改革)～

NRC委員長がPRA利用拡大を宣言(トップダウン)

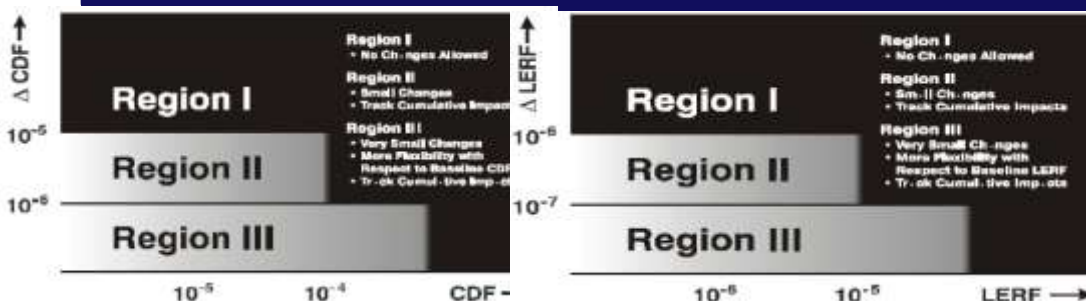
決定論的アプローチ(defense-in-depth)の拡張・補完

- 確率論的アプローチの利点:
潜在的な安全問題や対策を体系的に幅広く検討
リスク重要度によるロジカルな優先順位付け

不要な規制負担を排除し、安全重要問題にリソースを集中

- 実態はどうか、安全性、効率性を向上するにはどうすべきか

リスク許容クライテリアやPRA利用のガイダンスを発行



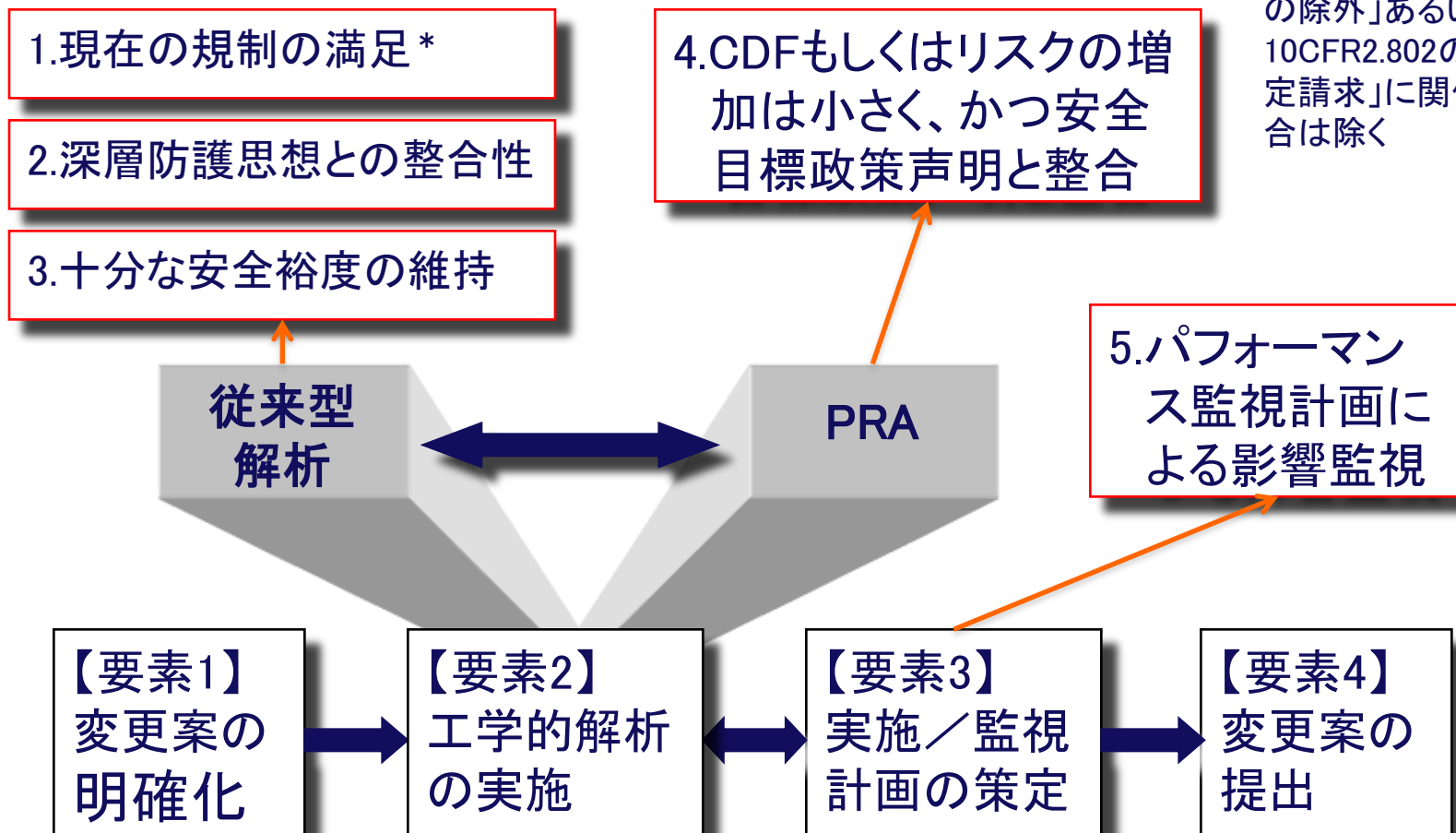
規制要件変更の規制指針
RG.1.174

- 1.安全性決定根拠の高度化(Enhance Safety Decisions)
- 2.NRCと民間の資源の有効活用
- 3.深層防護の考え方を満足すること
- 4.変更の影響を運転性能に基づいて監視すること

米国のリスク情報を考慮した規制変更に関わる意思決定

確率論的アプローチは決定論的アプローチの拡張

* 10CFR50.12の「特別の除外」あるいは10CFR2.802の「規則制定請求」に関する場合は除く



※巻末参考1: Browns Ferry 2、3号機非常用DGの許容待機除外時(AOT)延長の申請とNRCの審査の例を記載

決定論的安全評価とPRAの比較

	決定論的安全評価	PRA(確率論的リスク評価)
対象とする事象	発生すると想定される事象のうち、最も厳しいと考えられる少数の代表事象	有意と考えられる全ての事象
事故発生頻度	一義的に生ずると仮定(発生頻度の論議はしない)	発生頻度は確率分布するので、中央値または平均値と不確実さの幅とで評価
事故解析の方法	安全評価指針などで定められたシナリオに沿って、保守的な仮定のもとに解析(例えば、最も効果のある事故緩和系に単一の故障を仮定)	考え得る様々な事故の推移を考慮して、有意な全ての事故(事故シーケンス)に対して現実的な仮定のもとに解析(緩和系の多重故障を想定)
リスク評価	なし、または定性的に評価	定量的に評価
不確実さの扱い	「保守的に設定した事故解析の方法」に従うことにより不確実さの論議を回避	不確実さの伝播を含めて定量評価(現実的評価を試みるため、知見の乏しい分野を扱う際には不確実さが大きくなる)
評価結果の解釈	各事故ごとに個別に解釈	全ての事故シーケンスをもとにして総合的に解釈
適用例	原子炉設置許可申請 添付書類10	原子炉安全研究(WASH-1400) シビアアクシデントリスク(NUREG-1150) シビアアクシデント対策(AM)の摘出と有効性評価 定期安全レビュー(PSR)のPSA

米国PRA利用の例

NRC

安全問題把握と優先順位付け

NRC内部プロセス

- 一般安全問題
- バックフィットルール
- 原子炉監視プロセス

規制要件

- 保守規則(10CFR50.65)
保守の有効性監視/リスク管理
(オンラインメンテナンス)

電力会社

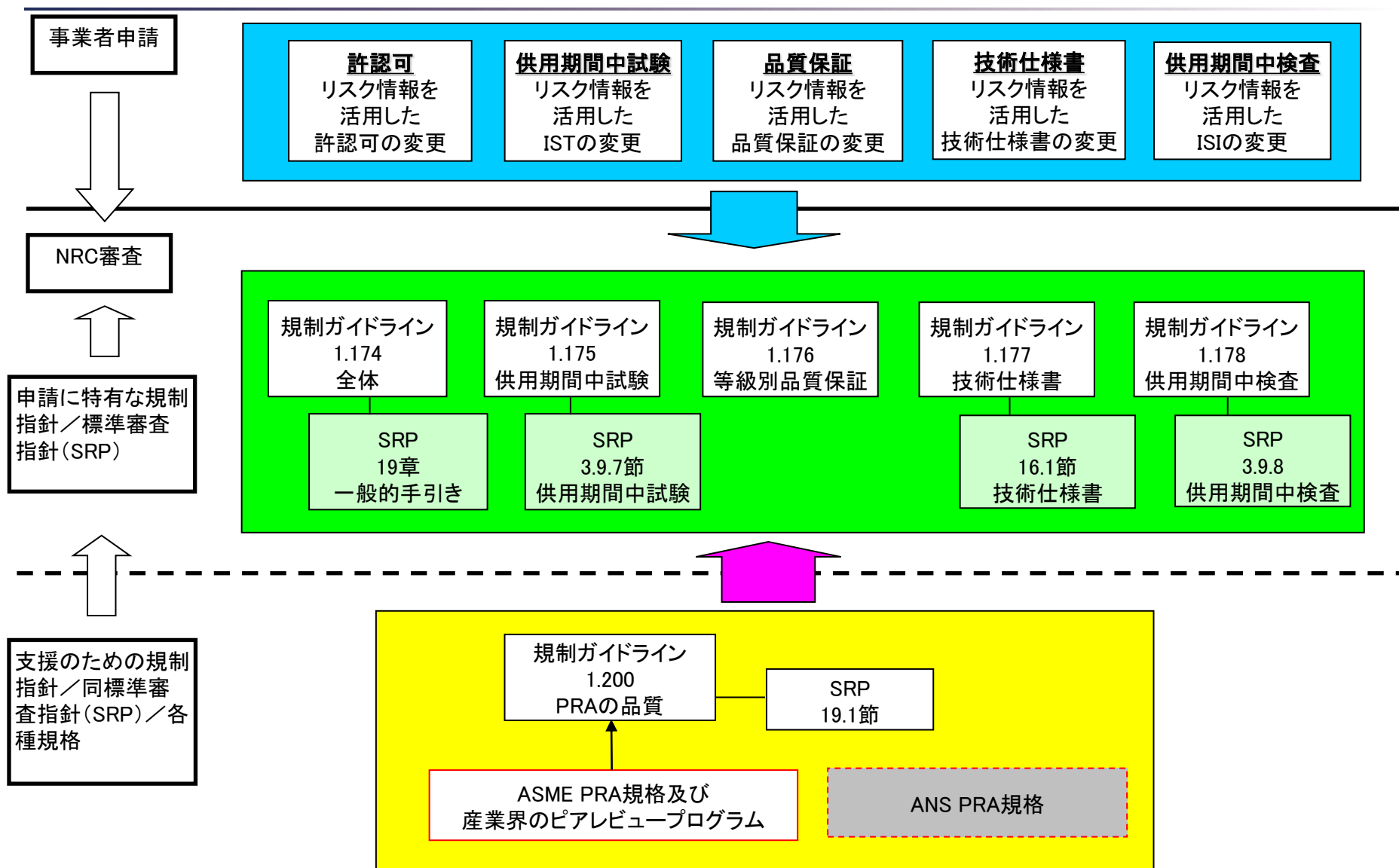
不要な規制負担免除と代替提案
による安全性・経済性の両立

事業者任意

- RI-ISI(10CFR50.55a)
- Tech.Spec変更(10CFR50.90)
AOT延長 / STI延長
- 特別取扱要件変更(10CFR50.69)
- パフォーマンスベース火災防護プログラム(10CFR50 Appendix R)
- ECCS設計要件緩和

※ 巻末参考2: RI-ISI, 保守規則(重要性機器の監視, オンラインメンテナンス)の例示
巻末参考3: 米国安全規制のリスク情報活用の動向

NRC規制ガイドラインの構成



国際機関のPRA/PSA評価の適用動向

OECD

- ◆ WGRiskでPSAの規制適用を中心に定量的安全目標, PSA適用状況, 手法開発状況の報告書作成, ワークショップ開催, 技術レビュー(SOAR), 技術課題報告書(TOP)作成などを実施。

IAEA

- ◆ リスク・インフォームド規制の国際標準策定, 意思決定プロセス等に対するTECDOCを発行。WGRiskにも共同参画し, 国際動向調査や技術レポート、ガイドライン等を作成している。また核燃料サイクル施設のPSAについても地道な検討を実施。

欧州のPRA/PSA評価の適用動向

- ◆ フランス：現状の安全規制は確定論的な考えが基本。PSAは補助的に用いるが、PSAを重視する方向にシフトする傾向が見られる。
- ◆ スウェーデン：PSAを利用した安全規制への取り組み。1994年に応力腐食割れによる配管破損リスク低減のための規制を強化する際に、RI-ISIを許容、現在は米国手法も併せてPSAを活用して実施。ただし定量的な安全目標はなく、事業者による自主的目標を設定。
- ◆ イギリス：原子力の安全評価原則(SAPs)に定量的安全目標等が定められPSAを要求。Siewell BでのリビングPSA、RI-ISIのASME手法への関与など、産業界での活動がある。
- ◆ スペイン、韓国：規制ごと米国のものを利用するため、米国に準じたりスク情報活用を実施。国内の実績を基にしたデータベース構築などが今後の課題。

PRA用国内パラメータ整備の状況

パラメータ算出には健全な機器のデータ収集も重要(運転/員数データ)

パラメータ種類	国内推定手法整備 (米国手法に沿った整備)	国内データ収集整備
機器故障率/故障確率*	ベイズ統計手法※ほぼ確立 一般機器故障率から個別評価へ	・現行NUCIA PRA DBから推定 ・原安進で保全活動管理指標(FF事象)を利用した故障DBに移行中
供用不能時間/ アンアベイラビリティ*	ベイズ統計手法ほぼ確立	・従来は海外文献値 ・原安進で保全活動管理指標を利用した故障DBに移行中
起因事象発生頻度*	ベイズ統計手法ほぼ確立	・原安進でDBシステム構築中 ・火災・溢水等への拡大
共通原因故障パラメータ*	手順は、ほぼ確立 共通原因工学的判断ガイド作成	・電中研でBWR機器, 原技協でPWR機器の分析を実施 ・原安進でDBシステム構築中
人的過誤率	THERP手法を適用 第二世代手法の検討	・現行世代/次世代手法において収集すべきデータを検討(ただし実績のみでは簡単に導出できない) ・国際共同研究及び, 自衛隊, 航空等の他産業も含めた連携が必要

* 日本原子力学会 PSA用パラメータ標準に手法は記載。今後は適用事例として提供を予定

※巻末参考4: ベイズ統計による不確実さと国内データを用いた故障率パラメータ評価への応用例

PRAの評価手法とデータ信頼性向上

評価手法種類	国内評価手法整備	評価手法の信頼性向上
ハザード評価 (地震, 津波, 他)*	評価手法は地震, 津波等ほぼ確立/火災等も開発中	・複数の学会連携による標準化, 各プラントでの評価検討を実施中 ・国際共同研究等によるデータ信頼性向上のための実証試験が必要
フラジリティ評価 (地震, 津波, 他)*	上記同様。津波はハザードとの連携手法の標準化を検討	・複数の学会連携による標準化と実施事例の検討を実施中 ・国際共同研究等によるデータ信頼性向上のための実証試験が必要
複合ハザード評価	地震随伴外部事象評価手法を開発中	・複数の学会連携による標準化と実施事例の検討を実施中・国際共同研究等との連携も必要
複数基立地サイトの影響評価	共有設備及び依存性等を単プラントのPRA評価モデルに導入。	・広範囲なリスク影響評価は外部事象PRAの開発と共に検討が必要 ・国際共同研究等との連携も必要
デジタル機器信頼性	ソフトウェア信頼性評価手法の検討	・従来機器と同様の故障評価の段階 ・ソフトウェアの信頼性評価手法検討

* 手法は日本原子力学会 地震PRA/津波PRA標準等を開発。今後も実施事例の蓄積が必要。

リスク情報活用 国内展開に向けて

◆ 発電所自らが評価やデータ収集の維持/管理/向上の体制へ

- 発電所自らがリスク管理プロセスの仕組みを構築し、維持することにより、プラント特性を反映し現場の実感を伴った個別評価とし、不確実さの情報源等を具体的に把握しながら、**決定論の拡張**として総合的な判断に用いる。
- データ収集は、単に公開とするより、非公開でも**実態の把握を重視**すべき。プラント個別のリスク評価には、**発電所の現場に根付いたリスク管理体制が不可欠**。規制はその**プロセスを監視し、必要な情報は開示可能**とする。

◆ 事業者間の相互評価の活用，民間組織での自主規制体制の構築

- 明確な評価手法に基づく**パフォーマンス評価**と厳しい**自主規制体制**を構築する。そのための民間組織は、事業者に対する**権限、専門性、技術力を強化**し、技術サポートも含めて産業界を牽引していく組織になる必要がある。
- 規制側とも**専門的/技術的情報共有**をはかり、リソースを有効に用いた**安全性向上と高い説明性**の双方をリスク情報活用等により進めていく。

◆ PRA関連評価技術の開発

- 外部事象評価などの最新の評価技術に対し、データ信頼性向上のための実証試験等には、国全体での総力の取り組みが必要。

参考1:

規制ガイドラインRG1.177を適用した技術仕様書の変更例

ーBROWNS FERRY 2、3号機における非常用ディーゼル発電機の許容待機除外時(AOT)の延長ー

規制ガイドラインRG1.177を適用した技術仕様書の変更例

－ Browns Ferry 2、3号機における非常用ディーゼル発電機の許容待機除外時(AOT)の延長－

項 目	申請者における評価(1997年3月12日申請)	NRCの審査内容(1999年8月2日安全評価)
1. AOT変更対象系統	非常用ディーゼル発電機(EDG)	左記変更申請の妥当性を審査。
2. 変更前のAOT／変更後のAOT	7日→14日(12年毎の予防保全を実施するための一時的な変更)	
3. AOT変更申請の理由／根拠 【要素1】	● EDGの製造元が推奨している12年毎のEDGの予防保全(分解点検等を含む)を出力運転中に実施するためには、少なくとも13日間のAOTが必要である。 ● AOTを延長することにより、EDGの予防保全の実施に大幅なフレキシビリティが与えられる。	—
4. 工学的評価による妥当性 【要素2】	● 所外からの電源供給系は、多重性・多様性を有しており、信頼性が高い。 ● Browns Ferry1,2,3全体で8台のEDGを有しており、1,2号機用に4台、3号機用に4台となっている。1号機は停止中であり、2,3号機は各4台のEDGが利用可能である。 ● 所内電源及び所外電源の配電系を改善して信頼性を向上させている。 ● 機器がAOTに入る回数を最低限に維持し、また、EDGが供用外の場合には他の保守や試験を適切に管理するための手順書を確立している。 ● 12年ごとのEDGの予防保全を出力運転中に実施するために、7日のAOTを複数回行うよりも14日のAOT 1回の方がEDGのアンアベイラビリティは小さくて済む。	以下の理由からAOTの変更は容認できる。 ● EDGのAOTは運転制限条件の適用を低減し、EDGの起動回数を低減する。 ● リスクベースの保守スケジュールの作成を実施している。 ● 所内配電系を改善している。 ● これまでに完全な所外電源喪失事象は発生していない。 ● 所外電源系を改善し全交流電源喪失の確率を低減している。 ● 延長時に他の電源系の試験や保守を実施しない。

項 目	申請者における評価(1997年3月12日申請)	NRCの審査内容(1999年8月2日安全評価)
5. AOT変更に関する補償手段 【要素2】	EDGの待機除外時に以下の補償手段を実施する。 ● 2つ以上の所外電源が利用可能な状態を確保する。 ● 開閉所作業等を制限し、またリスクの高い開閉所での保守を停止する。	—
6. リスク増分の評価方法 【要素2】 ・使用したPRA	● 2号機のIPEのPSAの改訂版をベースとしたマルチユニットのPSA(2,3号機が運転中、1号機は停止中としている)。 ● 内的事象のレベル1及び2 PSA。機器の故障率や試験／保守によるアンアベイラビリティにはプラント固有のデータを使用。 ● このPSAモデルは、BWROGのPSA品質レビューチームによりレビューされ、品質は十分であることが確認されている。	● AOTの変更を支援するリスク解析に関連して何ら重大な欠陥は特定できなかった。 ● 事業者のリスク解析手法は、AOTの変更に使用する上で十分な品質を有していると考えられる。
・評価方法	● AOTの延長によるEDGのアンアベイラビリティの増加は、RG1.177に基づいて算出((通常のアンアベイラビリティ)+(計画外のアンアベイラビリティの増分)+(保守によるアンアベイラビリティの増分))。 ● 条件付きCDFは、ベースラインCDFとリスク増加価値(RAW)を掛け合わせて算出。 ● $ICCDP = [RAW \times (\text{ベースラインCDF}) - (\text{ベースラインCDF})] \times (\text{提案しているAOTの期間})$ ● $ICLERP = (LERF / CDF) \times ICCDP$	
・不確実さの考慮	● ピアレビューで考慮。	

項 目	申請者における評価(1997年3月12日申請)	NRCの審査内容(1999年8月2日安全評価)
7. リスク増分の評価結果 【要素2】 〔第一段階〕	2号機 3号機 ● Δ CDF 4.5×10^{-8}/炉年 9.1×10^{-8}/炉年 ● Δ LERF 2.0×10^{-8}/炉年 2.0×10^{-8}/炉年 ● ICCDP 3.7×10^{-8} 6.2×10^{-8} ● ICLERF 1.2×10^{-8} 1.9×10^{-8}	事業者の評価結果(Δ CDF、 Δ LERF、ICCDP、ICLERF)は小さく、RG1.174及びRG1.177の指針を満足するものである。
8. リスクの判断基準とそれに基づいた評価 【要素2】 〔第一段階〕	AOTの延長によるリスクの増加は無視しうる程度である。また、ベースラインCDFとLERFは、RG1.174の基準を満足しており、ICCDPとICLERPはRG1.177の許容基準(それぞれ、 $< 5 \times 10^{-7}$ 、 $< 5 \times 10^{-8}$)を十分に満足している。	リスクの判断基準には、RG1.174及びRG1.177を使用し、変更によるリスクへの影響は小さく、AOTの延長は支持されると結論。
9. リスク上重大なプラント系統構成の回避 【要素2】【要素3】 〔第二段階〕	● 系統構成はリスク上重大であるか否かを判断するために保守リスクマトリックスと比較しており、リスク上重大な系統構成についてはスケジュール作成者に注意が喚起されることになっている。 ● 厳しい気象が予想される場合、その期間にリスク上重要な保守を計画又は実施しないようにし、プラントの手順書に正式に反映する。	提案された手順書の改訂はリスク上重大な系統構成を防止する上で妥当である。
10. 系統構成リスク管理プログラム(CRMP) 【要素2】【要素3】 〔第三段階〕	● RG1.177記載のCRMPの開発は現時点では必要なく、保守規則が改定されるまでその開発を延期する方が適切である。 (1999年6月18日付レターにおいて、RG1.177記載のモデルプログラムを提示し、2及び3号機のTS要件マニュアルに取り込むことをコミットした。) ● 既に承認されている事業者の他のSequoyahプラントのCRMPと同一である。	後に事業者からRG1.177と整合性のとれたCRMPが提案されたことから、事業者は指針の趣旨を満足している。
11. 総合的評価	AOTの延長によるリスクの増加は無視しうる程度であり、重大な影響はない。	PRA解析の結果及び知見、そして工学的評価は、AOTの変更案を支持するものである。

参考2:

米国におけるPRA利用の例

- RI-ISI
- 保守規則 重要機器の監視
- 保守規則 オンラインメンテナンス

Risk-Informed ISI 配管供用期間中検査

ASME Sec.XI ISI

◆対象範囲

設計応力で決められている。
(class 1~3, non-code)

◆環境起因破損(e.g. FAC, IGSCC) に対して無効であった。



運転経験に基づいて最適化が
必要

Risk-Informed ISI

POTENTIAL FOR PIPE RUPTURE PER DEGRADATION MECHANISM SCREENING CRITERIA	CONSEQUENCES OF PIPE RUPTURE IMPACTS ON CONDITIONAL CORE DAMAGE PROBABILITY AND LARGE EARLY RELEASE PROBABILITY			
	NONE	LOW	MEDIUM	HIGH
HIGH FLOW ACCELERATED CORROSION	LOW Category 7	MEDIUM Category 5	HIGH Category 3	HIGH Category 1
MEDIUM OTHER DEGRADATION MECHANISMS	LOW Category 7	LOW Category 6	MEDIUM Category 5	HIGH Category 2
LOW NO DEGRADATION MECHANISMS	LOW Category 7	LOW Category 7	LOW Category 6	MEDIUM Category 4

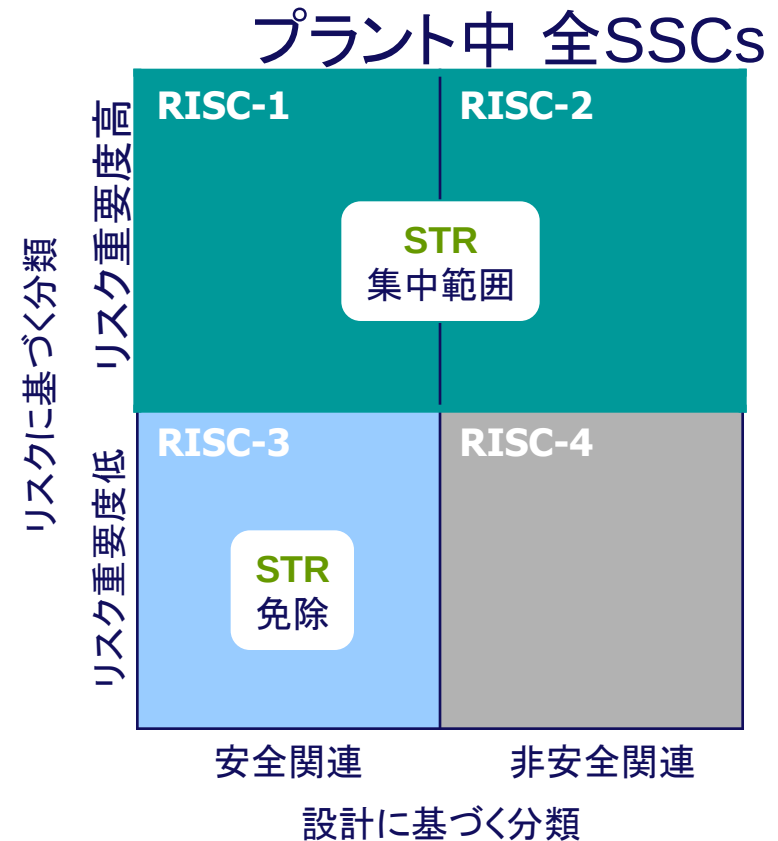
◆リスク重要度に基づいて 検査箇所の優先順位付け

👉 リスクを増加させず検査箇所の
低減が図れる。

(参考. EPRI TR-112657-REVB-A)

保守規則 – 重要機器の監視

- ◆ 保守活動の有効性を監視する。
- ◆ リスク重要度の高いSSCsのパフォーマンス(実績)を監視する。
- ◆ リスク重要度の高いSSCsはPRAを用いたリスク評価により決定する。
- ◆ パフォーマンス基準を下回ったSSCsは、基準を満足するまで厳格な管理下に置かねばならない。



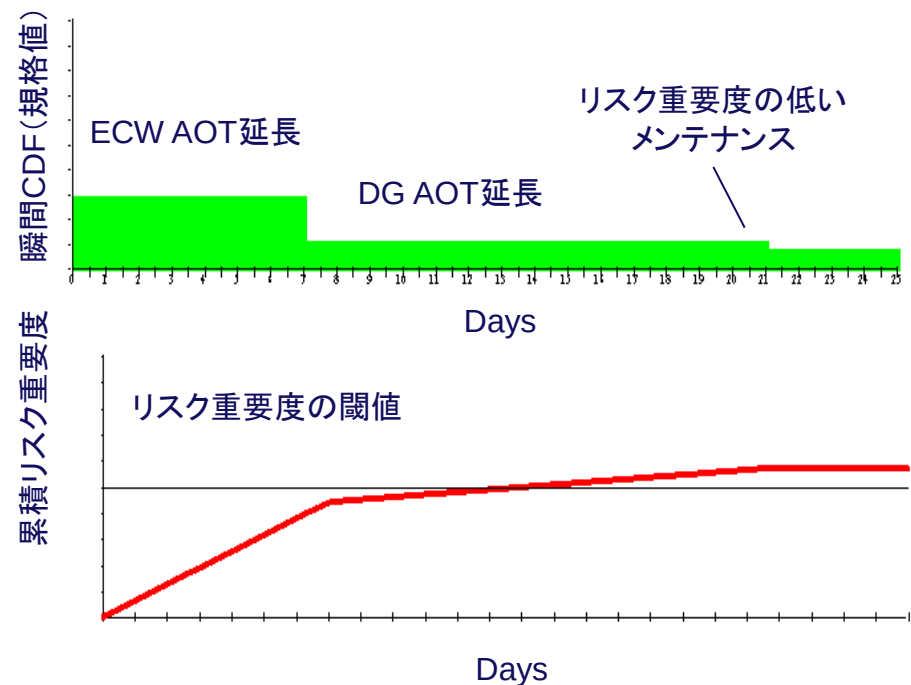
SSC: Structures, systems, and components
STR: Special Treatment Requirement
RISC: Risk-Informed Safety Class

保守規則ーオンラインメンテナンス

◆ リスク重要度高のSSCsに対し、**予防保守前および保守実習中のリスク評価**が要求される。

◆ 発電所内で
Configuration risk management program (CRMP)
を実施する。

メンテナンス活動時の
リスクプロファイル



参考3:

米国安全規制のリスク情報活用の動向

THE RISK-INFORMED AND PERFORMANCE-BASED PLAN (RPP)

リスク情報活用の動向

The Risk-Informed and Performance-Based Plan (RPP), 2007~

- ◆ 過去の計画をさらに発展
 - 1994-1999 PRA Implementation Plan
 - 2000-2007 Risk-Informed Regulation Implementation Plan (RIRIP)
- ◆ 3分野 Reactor Safety/Materials Safety/Waste Managementでの計画を再構築
- ◆ 各種initiativesのうち，継続すべきもの，中止すべきもの，新設すべきものの検討を行う
- ◆ 完了したinitiativesの有効性を評価する
- ◆ PRA利用のobjective, base, goalを明確にし，一般公衆，利害関係者との意思疎通を図る

稼働中原子炉分野－規則制定

イニシアティブ	プログラム	内容	状況
ECCS要件	LOCAs再定義	リスク情報によりLOCA関連技術要件を変更 (10 CFR 50.46a).	
	LOCA-LOOP	大LOCAとLOOP同時発生を想定した要件を削除	
PTS要件	10 CFR 50.61a	リスク情報によるボランタリな代替PTS制限を設定	完了
		PTS規則の不要な保守性を低減	完了

稼働中原子炉分野－許認可1/3

イニシアティブ	プログラム	内容	状況
リスク関連規制 指針(RGs)	RG 1.200の改訂	PRAの技術的妥当性評価法	完了 完了 RG1.200R2 発行 2009.3 PRA標準の改訂 待ち
	RG 1.201の改訂	安全重要度によるSSCs分類 のガイドライン	パイロット研究 待ち
リスク情報活用 によるTechnical Specifications	標準TSのリスク情報 活用による高度化	Initiative 1	
		Initiative 4b(AOT)	
		Initiative 5 (ST)	
		Initiative 6	
		Initiative 8	

稼働中原子炉分野－許認可2/3

イニシアティブ	プログラム	内容	状況
火災防護	NFPA Standard 805 National Fire Protection Association	パイロット適用	Shearon Harris 2010.6完了 Oconee 2010.12 完了
		標準策定	完了
		RI,PB火災防護活動	
デジタル系PRA	リスク情報活用によるデジタル系検討	問題分析(長期)	追加研究待ち

稼働中原子炉分野－許認可3/3

イニシアティブ	プログラム	内容	状況
PRA品質	PRA標準とピアレビューガイダンス	標準開発団体SDOと産業界で策定	
	RG 1.200, PRAの技術的妥当性の判断指針	1.技術的受容可能なPRAガイド 2.SDOコンセンサス標準とピアレビューガイダンス 3.PRAの技術的妥当性が十分であることの証明 4.文書化	
	NUREG-1855,不確かさの取り扱いガイダンス	・PRAにおける不確かさの特定の表し方 ・結果への影響を調べるための不確かさ解析実施 ・不確かさ解析結果の意思決定への考慮	

稼働中原子炉分野－監視1/4

イニシアティブ	プログラム	内容	状況
原子炉パフォーマンスデータプログラム	データ収集&分析プログラム	潜在的な安全問題を見出す規制プロセスに使用するためにパフォーマンスデータを収集・分析	
	前兆事故シーケンスプログラム Accident Sequence Precursor(ASP)	潜在的炉心損傷シーケンスを見出すため運転経験を体系的に調査 前兆事象をプラント個別か一般的か分類し、炉心損傷リスクの傾向指標とする	完了 ASPプログラムの結果と知見をNRCおよび議会への年次報告とする
	リスク情報による緊急時措置レベル Emergency Action Levels(EALs)	各緊急時分類レベル(ECL)における緊急時措置レベル(EAL)に対しSPARモデルにより炉心損傷確率を計算	

稼働中原子炉分野－監視2/4

イニシアティブ	プログラム	内容	状況
原子炉パフォーマンスデータプログラム	産業界傾向プログラム Industry Trends Program (ITP)	産業界パフォーマンス傾向を監視し、安全性維持を確認	
	緩和系パフォーマンス指標 Mitigating Systems Performance Index (MSPI)	緩和系パフォーマンス変化に関わるリスクを監視	規制研究局 (RES) MSPI プロジェクト03/31/2010終了 報告書作成中
	重大SG管破断 Consequential Steam Generator Tube Rupture (C-SGTR)	詳細なリスク評価手法の開発	
リスク情報による意思決定	原子炉規制局 (NRR) における意思決定プロセスの向上	緊急時意思決定の指示書策定	完了

稼働中原子炉分野－監視3/4

イニシアティブ	プログラム	内容	状況
PRA技術基盤の維持	Standardized Plant Analysis Risk (SPAR) Modelsの開発	個別プラントモデルの開発とユーザニーズのサポート	
	SAPHIREコードの維持更新	ソフトウェアと説明書の維持更新	
	技術ガイダンス	解析方法のガイドライン, および改良やユーザニーズ対応のサポート	
	技術サポート	ユーザーニーズのサポート, 上級解析員やNRRのオンコール支援	実施中

稼働中原子炉分野－監視4/4

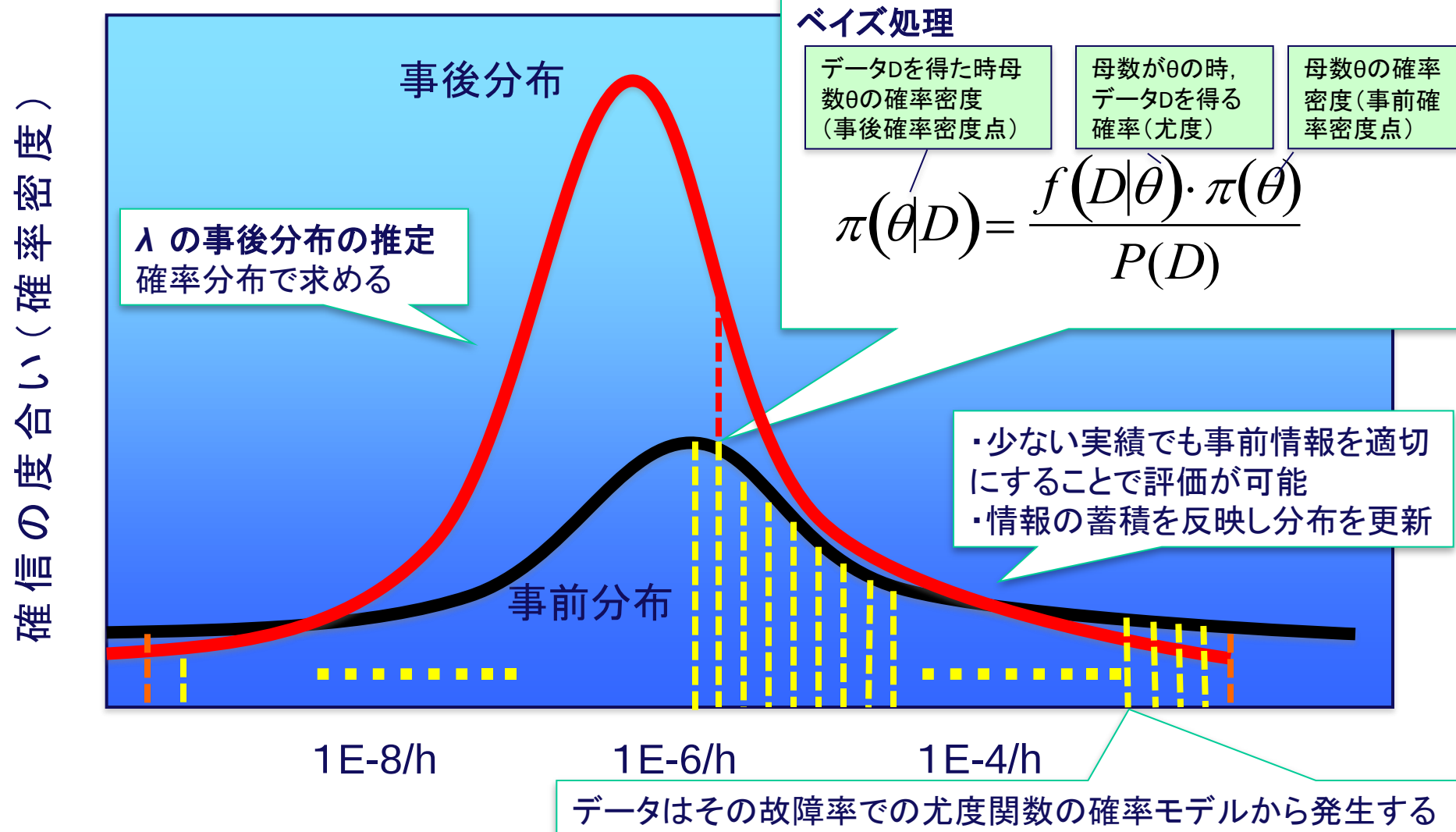
イニシアティブ	プログラム	内容	状況
PRA品質	PRA標準とピアレビューガイダンス	(“許認可”と同)	
	RG 1.200, PRAの技術的妥当性の判断指針	(“許認可”と同)	
	NUREG-1855, 不確かさの取り扱いガイダンス	(“許認可”と同)	
	人間信頼性解析(HRA)手法と実践の高度化	規制利用への適用性; 実務者間での整合性; 厳密性に関するガイドラインなし; 経験データ不足	
リスク情報による緊急時計画の監督	境界シナリオの特定	規制体系の適用性検討	
リスク情報によるセキュリティ規制		可能性の探索	

参考4:

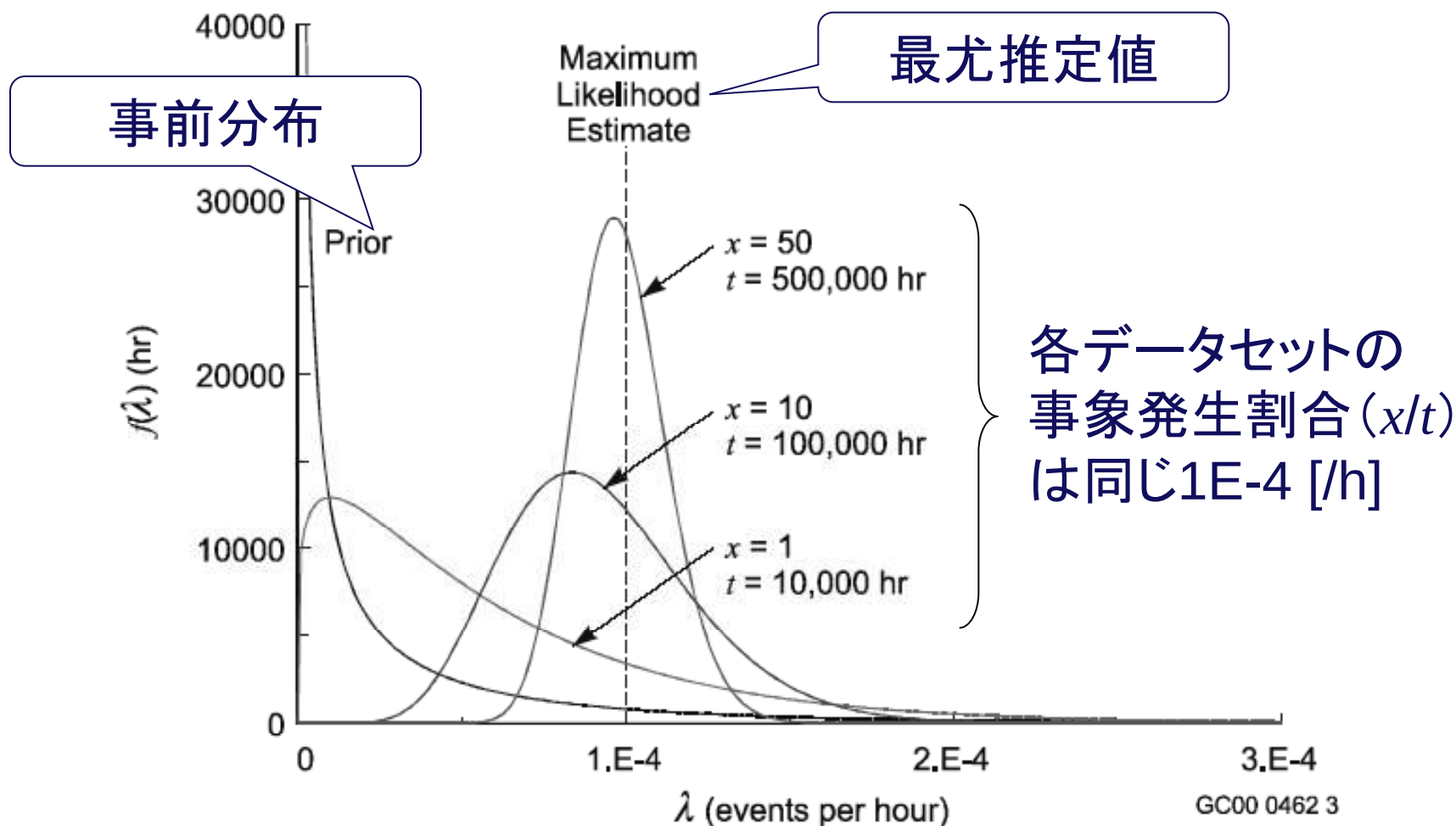
ベイズ統計による不確実さと国内データを用いた故障率パラメータ評価への応用例

ベイズ統計による不確実さの更新

- 知識／認識の限界⇒未知母数(故障率)は確信の度合を確率分布で



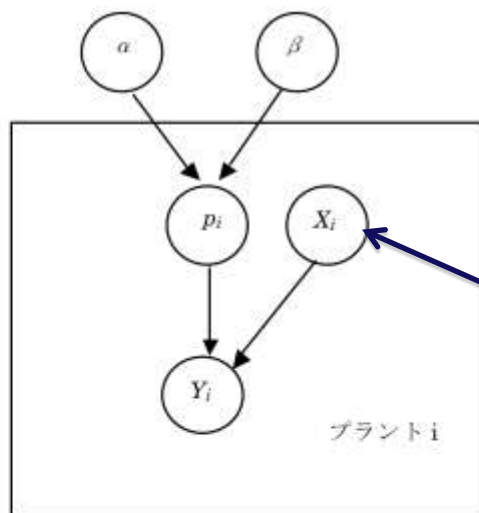
ベイズ統計の簡便な例



出展: NUREG/CR-6823

故障件数の不確かさを考慮した故障率推定モデル

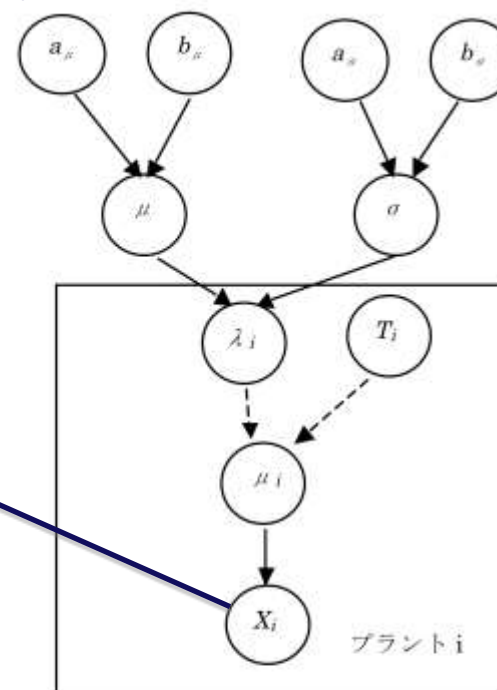
データの不確実さへの対応として、NUCIAからの故障データ収集に関する不確実さをデータ収集確率モデルとして組み込み、**階層ベイズ手法**で評価。
個別プラントの評価時には**事前分布**として導入する。



← は確率的依存性, ←--- は論理的依存性を表す。
パラメータを推定する際は、これらの依存性とは逆方向に、データから帰納的推論で求める。

p_i : プラント i におけるデータ収集確率
 X_i : プラント i における故障件数
 Y_i : プラント i における観測件数
 α, β : データ収集確率分布のパラメータ
 $X_i \sim \text{Bin}(p_i, Y_i) =_{X_i} C_{Y_i} p_i^{X_i} (1 - p_i)^{Y_i - X_i}$

データ収集確率モデル



← は確率的依存性, ←--- は論理的依存性を表す。
 λ_i : プラント i における個別プラント故障率
 X_i : プラント i における故障件数
 T_i : プラント i における露出時間
 μ, σ : 母集団-変動分布のパラメータ
 a, b : ハイパーパラメータ

$$X_i \sim \text{Poisson}(\lambda_i T_i) = \exp(-\lambda_i T_i) \frac{(\lambda_i T_i)^{X_i}}{X_i!} = \exp(-\mu_i) \frac{\mu_i^{X_i}}{X_i!}$$

時間故障率モデル

国内におけるデータ信頼性向上の例： 故障率のためのデータ精緻化

◆FF故障の収集(効率的かつデータ精緻化の改善)

保全活動管理指標(MPFF:予防可能故障)判定の過程においてFF(機能故障)と判定された事象からPRA故障事象を収集する。

◆◎機器故障率推定

■以下のステップを踏んで整備していく。

- 21ヶ年一般故障率整備 (NUCIAの「信頼性情報」で報告書とデータを公開)
- 26ヶ年一般故障率更新 (NUCIAの「信頼性情報」で報告書とデータを公開)
- 一般故障率を事前分布としFF故障データを用いた一段階ベイズ推定の検討
- 29ヶ年一般故障率への更新 (NUCIAトラブル情報1982-2010年度データ)
- 2011年度以降の故障データの収集はNUCIAからFF故障情報へ移行
- FF故障のみを用いた階層ベイズによる個別プラント故障率の推定