



PSA手法・事故故障および原子力防災に係わる安全研究

平成22年1月27日

第7回安全研究審議会

日本原子力研究開発機構

安全研究センター

(説明者: 吉田一雄)

【現行重点安全研究計画】

1. リスク情報の活用

- 原子力施設毎の性能目標の策定に係る研究
- 原子炉に対するPSA技術の高度化として、レベル2及び3PSA手法の改良・整備
- 核燃料サイクル施設に対するPSA手法の開発整備

2. 事故・故障要因等の解析評価技術

- トラブルに係る情報の収集、分析、評価
- 海外の規制等に係る情報の収集、整備

3. 原子力防災技術

- 緊急時における判断等を行うための技術的指標の整備
- 事故後の災害復旧に係る長期的対策に関する研究

【現行中期計画】

1. 確率論的安全評価(PSA)手法の高度化・開発整備

リスク情報を活用した新たな安全規制の枠組みの構築に資するため、発電用軽水炉に対するPSA技術の高度化や核燃料サイクル施設に対するPSA手法の開発整備を行う。また、原子力安全委員会による安全目標の策定、及び立地評価や安全評価指針等の体系化に資するため、原子力施設毎の性能目標等の検討を行う。国内外において発生した原子力事故・故障の分析及び海外の規制等に係る情報の収集、分析を行い、教訓や知見を導出する。

2. 原子力防災等に対する技術的支援

国や地方公共団体による防災計画策定に役立てるため、PSAや環境影響評価等の手法を活用して、緊急時における判断や各種防護対策の指標、範囲、実施時期等の技術的課題の検討を行う。また、緊急時の意思決定プロセスにおける専門家支援のため、緊急時意思決定支援手法等の検討を行う。

【次期重点安全研究計画】

1. リスク情報の活用

- リスク評価基盤技術の整備として、不確実さ・感度解析手法の高度化、重要度評価手法の整備、レベル2・3PSA手法の高度化、リスクを考慮した意思決定手法に関する研究
- 核燃料サイクル施設に対するPSA手法の高度化
(役割としては、PSA手法開発に関連する研究及びリスク概念を活用する基本政策に係る研究を主として担うことが考えられる。)

2. 事故・故障要因等の解析評価技術

- トラブルに係る情報の収集、分析、評価
- 海外の規制等に係る情報の収集、整備

3. 原子力防災研究

- 防災指針見直しのための技術的支援研究として、PSA手法を用いた実用上の判断基準の整備、中・長期的管理のための技術指標の整備、防護対策の最適化研究
- 実効性向上のための地域防災計画策定の技術的支援研究

【次期中期計画(案)】

リスク評価・管理技術に関する研究

リスク情報を活用した安全規制に資するため、リスク評価・管理手法の高度化を進めるとともに、原子力防災における防護対策戦略を提案する。さらに、原子力事故・故障情報の収集、分析を行う。

研究の成果とその活用

1. 確率論的安全評価手法の高度化・開発整備

- レベル2及び3PSAの不確実さ評価手順を整備した。
 - ➡ 学会のレベル2及び3PSA標準に反映。
- 軽水炉性能目標案を提示し、導出に係る技術情報をまとめた。
 - ➡ 安全委員会での審議のために提供。軽水炉性能目標値の決定に大きく貢献。
- 不確実さ寄与度に関する新しい重要度指標を提案した。
- MOX燃料加工施設に対する内的事象PSA手法を整備し実施手順書を作成した。
 - ➡ 規制庁のリスク評価レビューに貢献。
- MOXモデルプラントのリスクプロファイルを明らかにした。
- 事故影響評価に必要な基礎的データを整備した。

2. 事故・故障分析、情報収集

- 2005-2008年にIRSに報告された事例315件を分析した。
 - ➡ 規制機関や電力会社など関係各機関に配布。
- 2005-2008年にINESに報告された事例117件を分析した。
 - ➡ 和訳情報をインターネットで公開。
- 米国原子力規制委員会の規制関連文書を分析し、報告書を作成。

3. 原子力防災に関する研究

- 短期防護措置の複合的実施の効果の評価、移転の最適化に関する費用便益分析を実施した。
 - ➡ 今後の防災指針見直しの基礎資料として整理。
- 一時避難施設の遮へい機能を評価した。
 - ➡ 地方自治体(島根県)の防災計画策定のための基礎資料として提供。
- 専門家支援のためのマニュアル1次案及びPCツールを整備した。

【リスク情報活用・事故故障分析】

● 国内外の最近の動向

- ✓ 原子力安全委員会による安全目標案、軽水炉性能目標の提示、規制行政庁による試行版基本及びPSA品質ガイドラインが作成され、リスク情報活用の先行的試行が開始。また、日本原子力学会ではレベル1, 2, 3のPSA、地震PSA、停止時PSAなどの実施手順の標準が作成済み。さらに、リスク情報活用のガイドやパラメータに関する標準の策定が進行中で、基盤が整備されつつある。
- ✓ 国際的に運転経験のフィードバックの重要性が認識されており、各国の規制機関や産業界で事故故障の分析評価を実施。我が国においても原子力安全委員会が事業者に事故故障事例の分析評価の実施を推奨。JAEA、JNESは規制支援活動として国内外における事故故障事例の分析を実施。

- 科学的・合理的な安全規制や意思決定にリスク情報を活用するため、リスク評価基盤技術の整備を行うことが重要。また、施設の安全性向上のため、これまでの運転経験に基づく情報を分析・活用していく必要がある。

【原子力防災】

● 国内外の最近の動向

- ✓ IAEAは安全要件GS-R-2を始めとした国際安全基準文書を示し、予防的防護措置範囲(PAZ)、プラント内の緊急時活動レベル(EAL)、オフサイトの実用上の介入レベル(OIL)等、実効性向上のための新たな枠組みを示した。
- ✓ また、ICRP新勧告で緊急被ばく状況等における最適化に新たな考え方が示され、IAEAの基本安全基準BSS改訂への反映等、国際的取り組みが進展しつつある。

- 国はこれら新概念の防災指針への反映等に必要な知見の整備を進め、地方公共団体による地域防災計画をより実効的なものとするための技術支援を行う必要がある。

【研究の方針】

- ✓ 安全分野の横断的課題に対処するためには、リスク評価基盤技術の維持と最新の知見の反映による進展が必要である。リスク情報を活用した規制の体系化、安全上の課題検討等の国の規制ニーズを睨みつつ、JNESとの連携、役割分担を踏まえ、また国際動向を注視して評価手法を整備する。
- ✓ 原子力防災研究についてはこれをリスク研究に位置づけ、これまでのリスク情報を活用した計画策定支援研究をさらに発展させ、自治体と協力した事例研究を通して、地域防災計画の実効性向上を図る。

【具体的な課題】

- ✓ リスク寄与因子を同定するための重要度指標の開発、最新知見に基づくレベル2/3PSA手法の改良、統計的安全評価への対応も考慮した不確実さ・感度解析手法に関する研究を中心にリスク評価基盤技術を整備するとともに、事故・故障の分析評価に関する研究を継続する。
- ✓ 核燃料サイクル施設のリスク情報活用支援として、リスク上重要な事象のソースターム評価手法の高度化を図る。
- ✓ レベル3PSA手法を活用し、総合的な防護措置方策の最適化に関する研究、中・長期（事故後解除、復旧期対策）管理の考え方と技術指標の整備を実施するとともに、リスク情報を活用した地域防災計画支援に関する研究を展開する。

	今期中期計画(～H21)	次期中期計画(～H26)	H27～
リスク情報活用の推進	安全目標 軽水炉性能目標 基本ガイドライン 品質ガイドライン PSA手法標準の策定・改訂 (停止時PSA、レベル1～3PSA、地震PSA)	核燃料施設性能目標 試行の実施	リスク情報の本格活用
	(火災、溢水、外部溢水PSAなど)		
確率論的安全評価(PSA)手法の高度化・開発整備	PSA手法の開発整備 ・核燃料施設PSA手法整備 ・レベル2/3PSA手法高度化 施設の性能目標等検討 ・軽水炉性能目標の検討 ・核燃料施設性能目標の検討	●リスク評価基盤技術整備	
	事故・故障の分析評価に関する研究	●重要度評価手法の開発 ●最新知見に基づくレベル2/3PSA手法の改良 ●不確かさ・感度解析手法に関する研究 ●核燃料施設のリスク情報活用に関する研究 ●事故・故障の分析評価	
原子力防災等に対する技術的支援	防災計画策定に係る技術的課題検討 ・短期・長期防護措置ガイダンス 緊急時意思決定支援手法検討 ・専門家支援技術マニュアル等整備	●リスク情報を活用した防災計画支援に関する研究	

【主な成果】

- モンテカルロ法による不確実さ伝播解析手法を整備し、わが国で初めてソースターム(レベル2PSA)及び個人健康リスク(レベル3PSA)の不確実さを評価

● 不確実さ評価手法の整備
(ソースターム評価例)

ステップ1

I. 不確実さ因子の抽出

例) 燃料からの放射性物質の放出、放射性物質の沈着、デブリ冷却、格納容器の耐力など

ステップ2

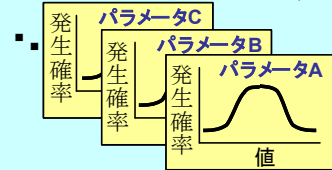
II. 変動パラメータの選定

例) 放射性物質の放出速度、放射性物質の沈着速度、デブリ/水間の熱流束、格納容器の破損圧及び破損面積など

ステップ3

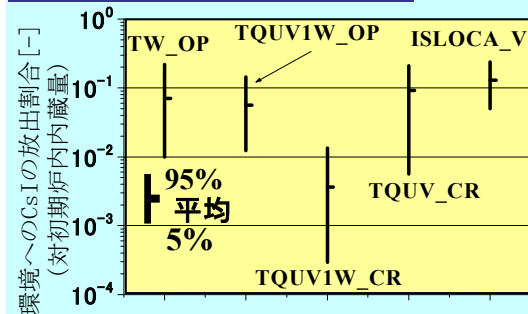
III. 変動パラメータの確率分布の検討

既存のSA研究の知見(現象分析、専門家判断等)より決定

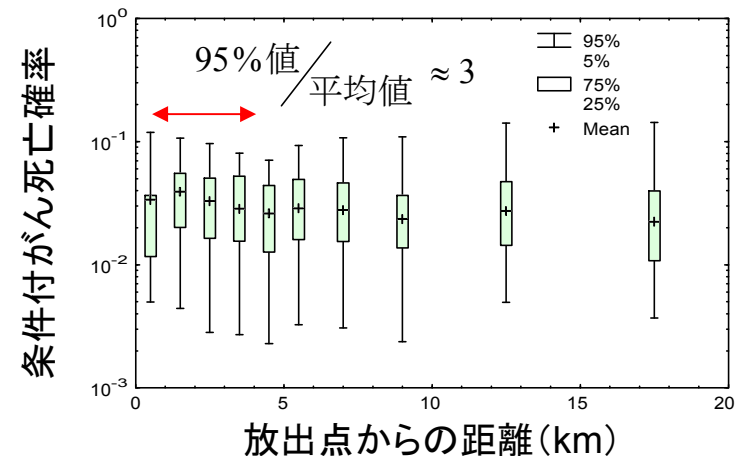
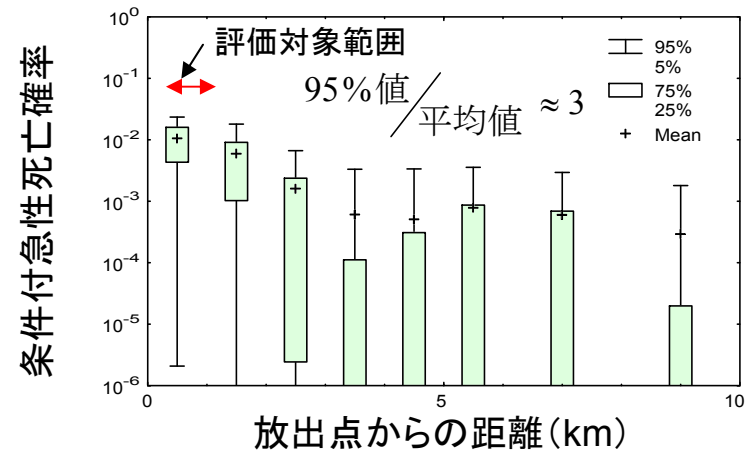


ステップ4

IV. 不確実さ伝播解析の実施

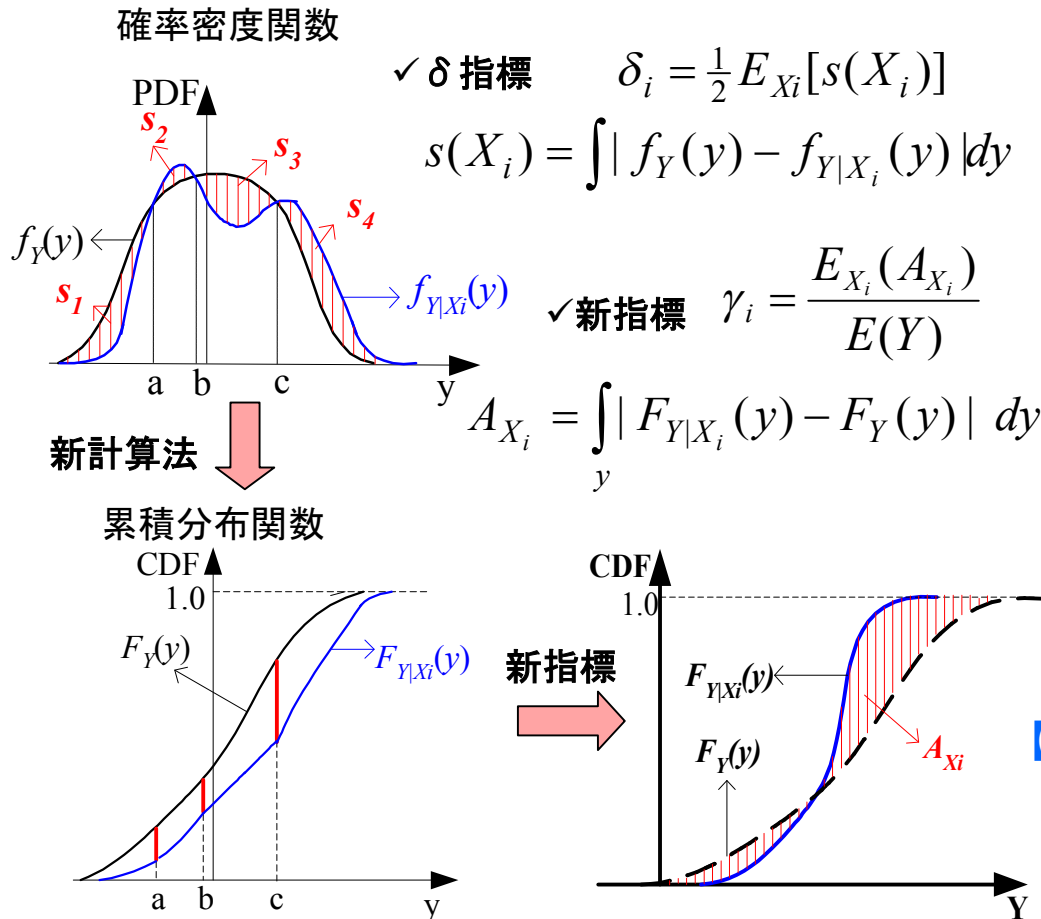


専門家判断情報を用いた個人リスクの不確実さ



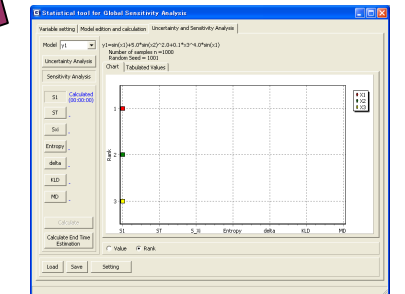
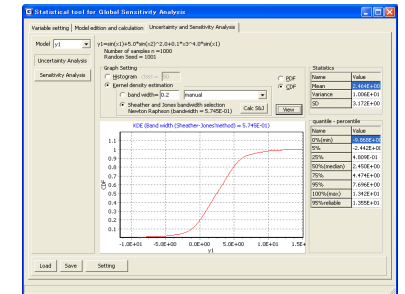
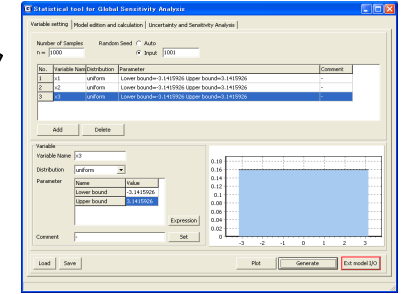
【主な成果】軽水炉PSA技術の高度化

- 感度解析手法として、モデルの線形性やモーメントに依存しない重要度指標の新計算法及び新指標を提案



- 最新知見に基づくGUI形式の汎用不確かさ・感度解析コード (GSALab)を開発

- ✓ ランダムサンプル生成
 - (対数)一様、(対数)正規、.....
- ✓ 不確かさ解析
 - 統計量 (平均値、中央値、分散、.....)
 - CDF, PDF
- ✓ 感度解析
 - グローバル感度指標に基づき入力変数の重要度算出
 - 感度指標
 - 相関/回帰係数 (PRCC, SRRC, ...)
 - 分散に基づく指標 (Sobolの S_i, S_T)
 - モーメントに依存しない指標 ($\delta_i, \gamma_i, \dots$)

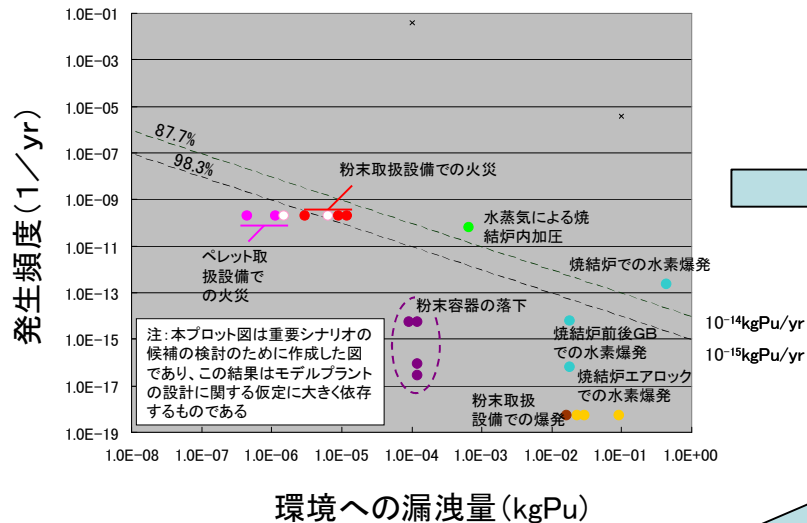


【今後の取り組み】

- 重要度評価手法の整備 (FVやRAWから不確かさを考慮した指標へ)。
- ソースターム評価の不確かさ低減 (ヨウ素化学の考慮)
- レベル3PSAの不確かさ低減 (専門家判断情報の収集)

【主な成果】核燃料サイクル施設のPSA手法整備

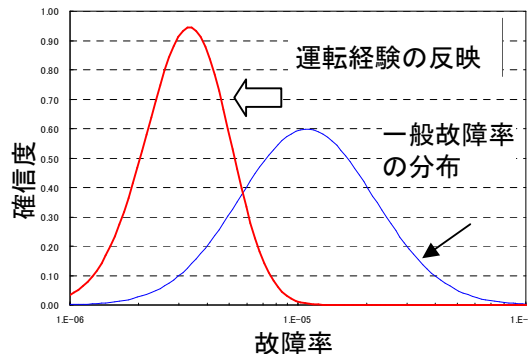
- MOX燃料加工施設に対する内的事象PSA手法を整備し、モデルプラントのリスクプロファイルを解明



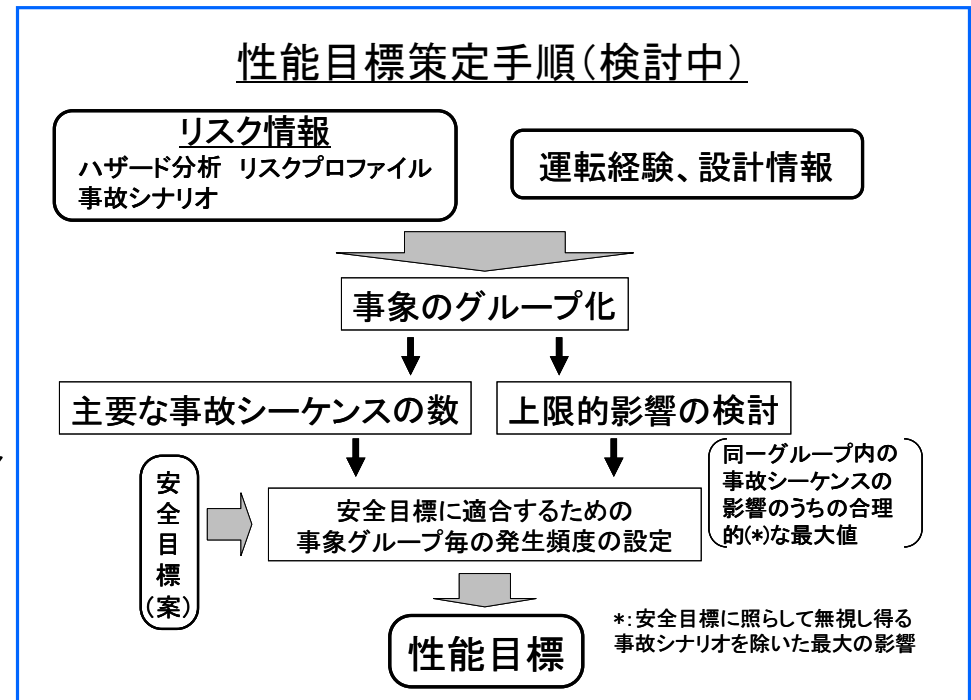
- 再処理施設の事故影響(火災、水素爆発、臨界、沸騰)評価に係る基礎データを整備するとともに、沸騰事故進展時(乾固時)のデータ不足を指摘

- PSA用パラメータの精度向上のため、再処理施設の信頼性データに係る情報を整理

- ✓ 実施施設の故障率整備
- ✓ 関連データベースのパラメータの整理
- ✓ 一般パラメータの作成手順の検討



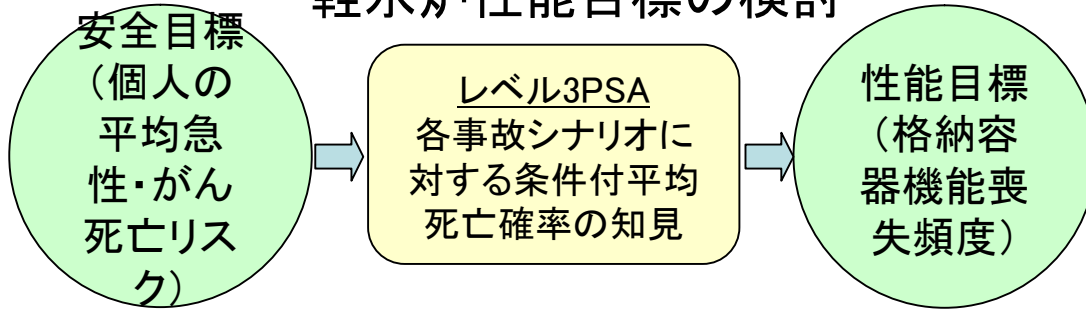
- 再処理施設、MOX核燃料加工施設のPSA結果等を参考に、代表的な事故事象の発生頻度を性能目標とする手順案を検討中



【今後の取り組み】

- 再処理施設の信頼性パラメータの精度向上
- 沸騰事象での放射性物質移行挙動の実験研究をベースにソースターム評価手法の開発
- リスク情報を活用した適用研究

軽水炉性能目標の検討



■ 原子力防災対策の効果

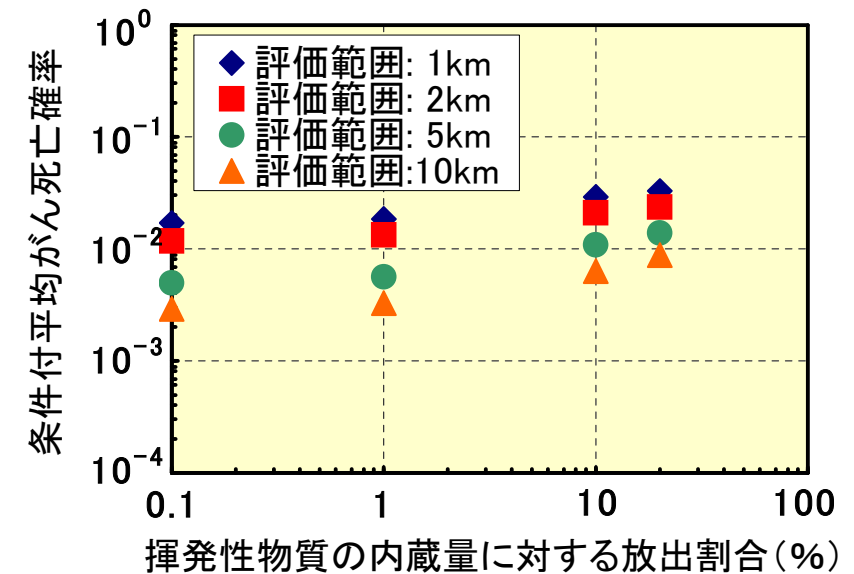
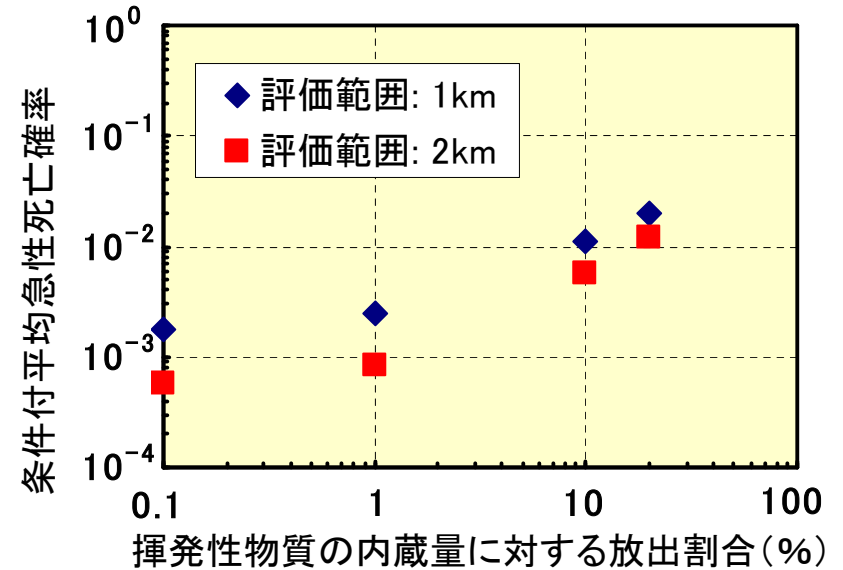
- 性能目標検討に当たっては、施設の外側の防護機能は控えめな仮定(事故後1週間は留まる)

■ 対象とする個人の考え方

- 急性死亡については、敷地境界から1km程度
- がん死亡についても、距離によるリスクの低減を考慮し、敷地境界から2~5km程度
- 年齢構成と生物学的要因を考慮すれば、平均的個人は成人で代表可能

■ 格納容器機能喪失頻度(CFF)のレベル

- 安全目標: 年あたり 10^{-6}
- 条件付平均個人の死亡確率
 - 急性死亡: 2×10^{-2} , がん死亡: $2 \sim 3 \times 10^{-2}$
- 1基当たりで見れば、 $CFF < 10^{-5}$ で安全目標を十分満たす。



安全上重要な事例の分析

一次冷却水応力腐食割れ(PWSCC)事例の分析

情報源: 米国の設置者事象報告書(LER)

分析収集対象期間: 1999年~2005年

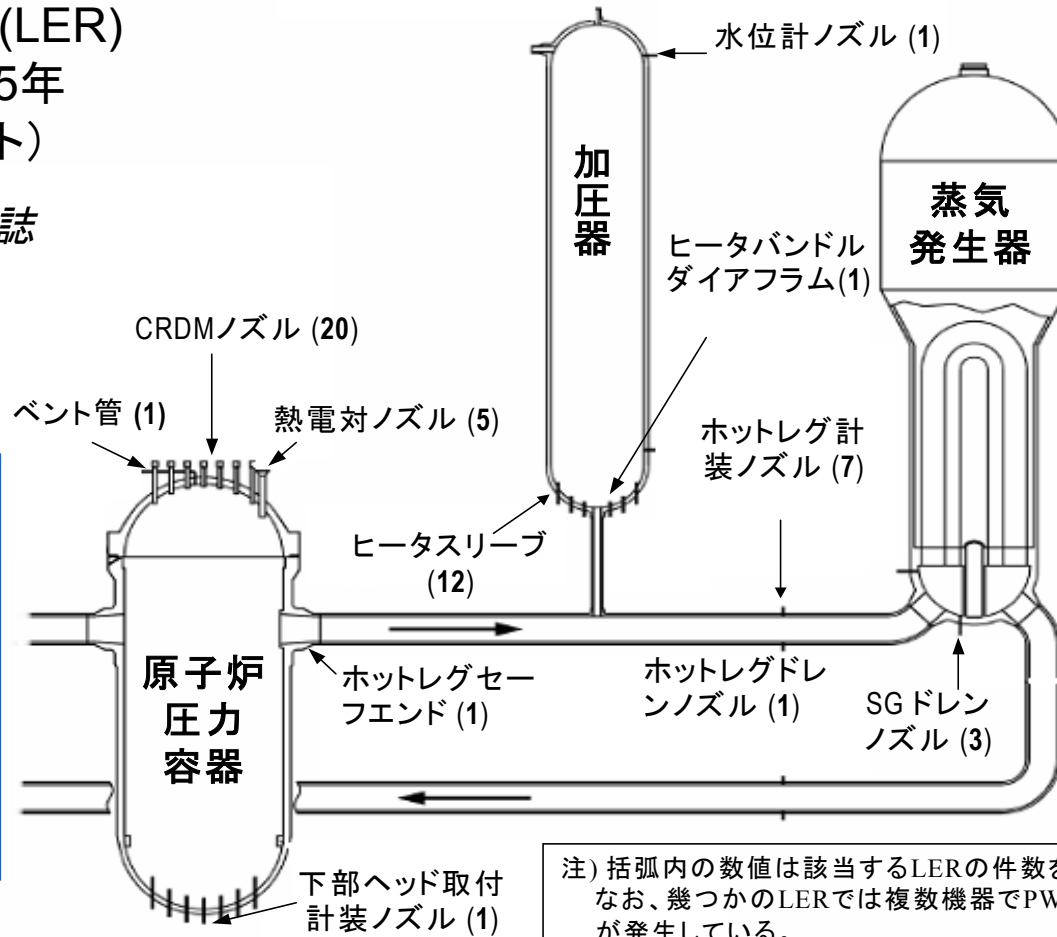
分析したLER件数: 45件(24プラント)

λ傾向分析: 日本原子力学会和文論文誌

λ内容分析: JAEA-Review 2006-027

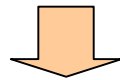
PWSCCに起因した損傷:

特定の機器に生ずる傾向が見られる(制御棒駆動機構(CRDM)ノズルや加圧器ヒータスリーブといった高温環境にさらされる機器の損傷事例が多い)。



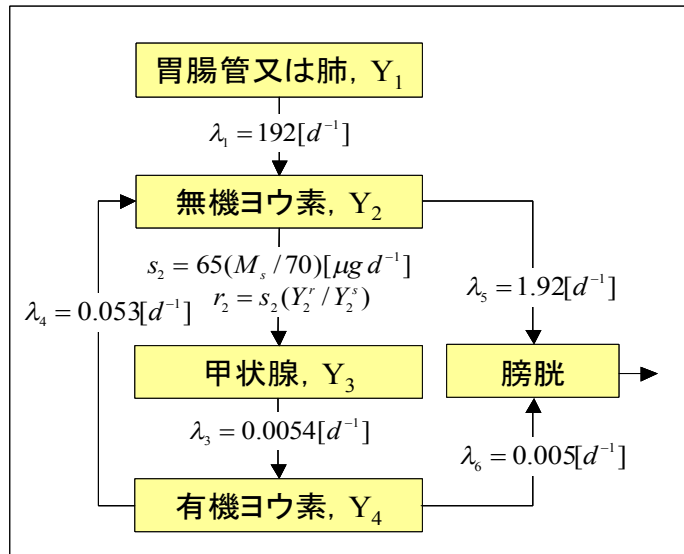
ICRP新勧告(2007)による緊急被ばく状況の考え方の変更

➤ 回避線量に基づく単一防護措置の最適化



➤ 残留線量に基づく複合措置の最適化(全ての被ばく経路)

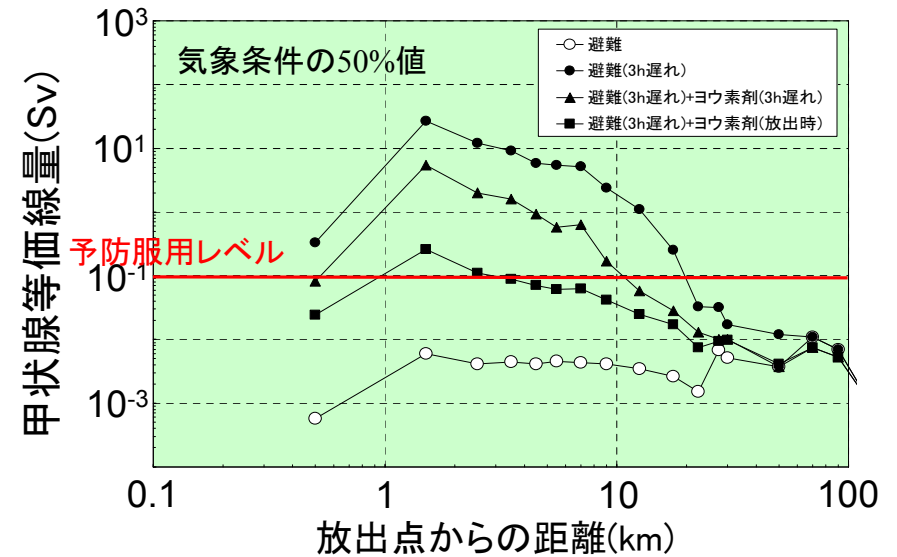
● ヨウ素代謝モデルのレベル3PSAコードへの導入



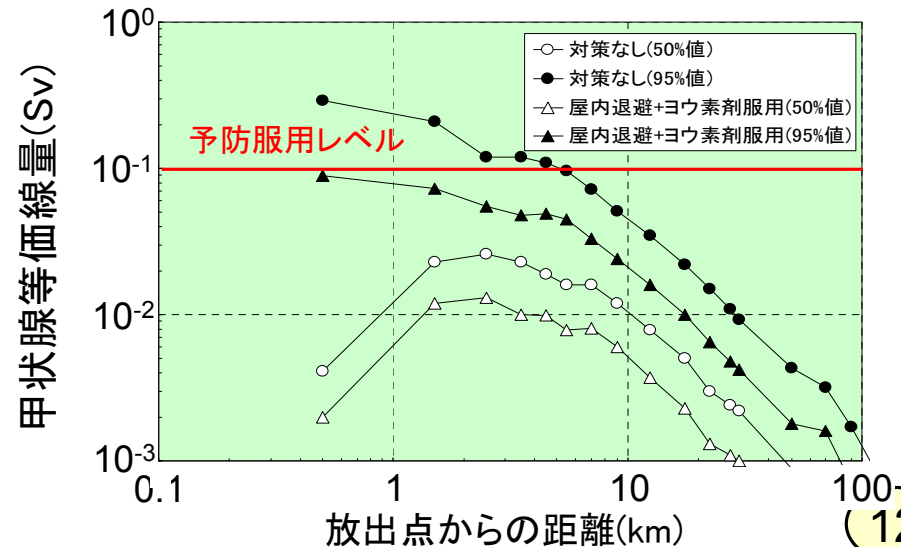
➡ 摂取と服用の時間依存を正確に考慮可能

● 屋内退避、避難と安定ヨウ素予防服用の組み合わせ

早期大規模放出シナリオ



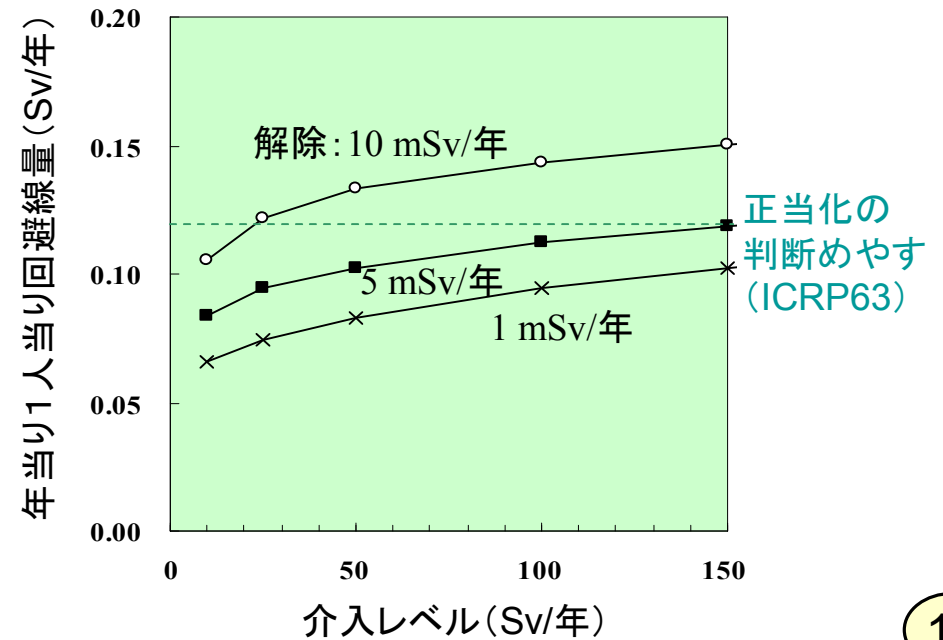
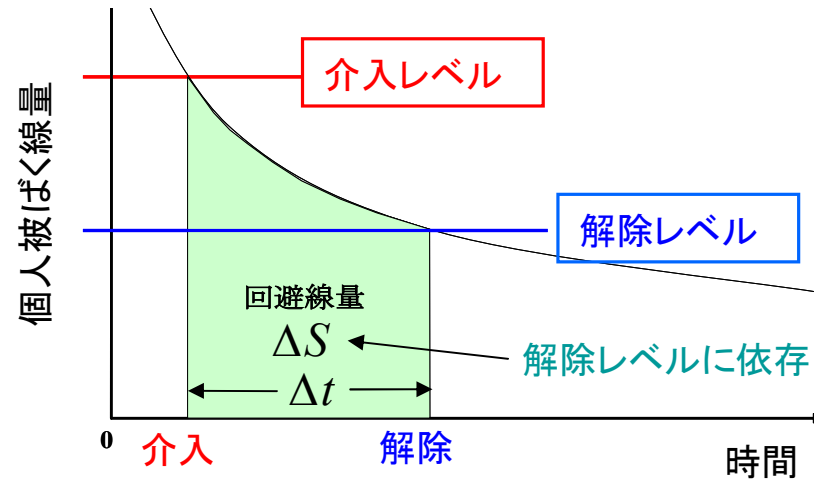
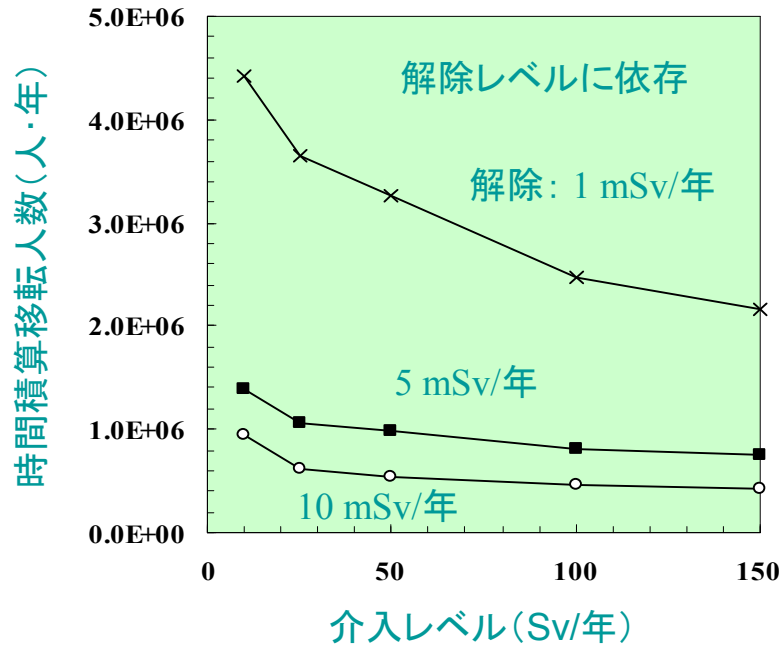
管理放出シナリオ



- 欧米では、ステークホルダー関与まで含めた議論が進展、わが国では防災指針に長期的対策の考え方、指標等が示されていない。
- レベル3PSAコードを用いた費用便益分析

$$\begin{aligned}
 B(\Delta t) &= \Delta Y(\Delta t) - X(\Delta t) \\
 &= \alpha \cdot \Delta S(\Delta t) - (X_0 + k \cdot \Delta t)N \\
 &\approx \underbrace{\alpha \cdot \Delta S(\Delta t)}_{\text{回避の便益}} - \underbrace{k \cdot (\Delta t \cdot N)}_{\text{移転費用}}
 \end{aligned}$$

回避の便益 ← ← 移転費用



- 対策本部等での防護措置に関する決定の助言を行う技術者を支援
- 限られたプラント情報や時間の制約の中で効率的に判断が行えるよう必須のデータ等を体系的に集約
- IAEA, NRCマニュアルを参考に、データハンドブック案を整備 → PCベースのツール整備

