

規制システム、原子力防災、核燃料サイクル施設及び 放射性廃棄物・廃止措置の各分野に関する研究

平成22年12月24日

第8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:内山軍蔵)

- I. 規制システム分野及び原子力防災分野に関する研究
- II. 核燃料サイクル施設分野に関する研究
- III. 放射性廃棄物・廃止措置分野に関する研究

参考資料

I. 規制システム分野及び原子力防災分野に関する研究

研究課題

規制システム分野

- ・確率論的安全評価手法の高度化・開発整備
- ・事故・故障分析、情報収集

原子力防災分野

- ・原子力防災に関する技術的支援研究



I. 規制システム分野及び原子力防災分野に関する研究 原子力の重点安全研究計画(第1期) H17-H21

【重点安全研究課題】

I. 規制システム分野

- 1-1-1 確率論的安全評価手法の高度化・開発整備
- 1-2-1 事故・故障分析、情報収集

VII. 原子力防災分野

- 7-1-1 原子力防災に関する技術的支援研究

【原子力機構に期待する安全研究】

I. 規制システム分野

- 1-1-1 確率論的安全評価手法の高度化・開発整備
 - ・ 原子力施設毎の性能目標の策定に係る研究
 - ・ 発電用軽水型原子炉に対するレベル2PSA及びレベル3PSA手法やPSAの適用に関連した研究
 - ・ 核燃料サイクル施設に対するPSA手法の開発整備
- 1-2-1 事故・故障分析、情報収集
 - ・ 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

VII. 原子力防災分野

- 7-1-1 原子力防災に関する技術的支援研究
 - ・ 緊急時における判断等を行うための技術的指標の整備及び支援技術の整備に関する研究
 - ・ 事故後の災害復旧に係る長期的対策に関する研究



I. 規制システム分野及び原子力防災分野に関する研究 研究目的と実施体制(第1期) H17-H21

【研究目的】

I. 規制システム分野(PSA手法の高度化・開発整備、事故・故障分析)

軽水炉PSA技術の高度化、核燃料サイクル施設に対するPSA手法の開発整備、また、施設毎の性能目標の検討を行い、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。

VII. 原子力防災分野(原子力防災に関する技術的支援研究)

国や地方公共団体による防災計画策定に資する技術的指標等の整備を行うとともに、緊急時意思決定プロセスにおける専門家支援のための支援手法等を整備し、原子力防災対策の実効性の更なる向上を図る。

【実施体制】

I. 規制システム分野(PSA手法の高度化・開発整備、事故・故障分析)

核燃料サイクル施設のPSA手法整備及びその適用等、原子力安全委員会や規制行政庁からのニーズに対応して、原子力安全基盤機構(JNES)等からの受託研究を積極的に進めた。また、学会でのPSAに関する民間規格整備に参加し成果の活用を進めた。

事故・故障分析では、国際機関に報告された事例内容の分析結果等を公開あるいは関係機関への配布により知見や教訓の共有化を図った。

VII. 原子力防災分野(原子力防災に関する技術的支援研究)

原子力安全委員会等からの受託調査研究を通して得られた検討の成果を活用すると共に、地方自治体のニーズに対応して受託研究を進めた。機構内の原子力緊急時支援・研修センターや(独)原子力安全基盤機構(JNES)等とも密接に連携して、防災実務に成果を役立てるよう努めた。



I. 規制システム分野及び原子力防災分野に関する研究 成果の概要と活用 (PSA手法の高度化・開発整備、事故・故障分析)

【平成17～21年度の成果】

- レベル2及び3PSAの不確実さ評価手法を整備するとともに、重要度指標の新計算手法を提案した。
- レベル2PSA(ソースターム評価)コードTHALES2を高度化(ヨウ素化学挙動の考慮)し、レベル3PSAのOSCAARコードパッケージを整備。
- 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。モデルプラントに適用し、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するとともに、再処理施設PSA用機器故障率の整備を進めた。
- レベル3PSAコードによる分析から安全目標案に対応した軽水炉の性能目標値案を提案。また、核燃料サイクル施設の性能目標策定手順を提示した。
- 2005～2009年にOECD/NEA-IAEAの事象報告システム(IRS)に報告された事例378件(非公開)及び国際原子力事象評価尺度(INES)に報告された事例141件について内容を分析し報告書をまとめた。
- 安全上重要な事象として、米国PWRにおける一次冷却水応力腐食割れ(PWSCC)事例及び安全弁・逃がし弁の設定点変動事例に関して分析を行い、発生箇所、原因、対策等など報告書にまとめた。

【成果の活用】

- 不確実さ評価手順及び評価例は、原子力学会標準委員会のレベル2及びレベル3PSA実施基準に反映された。
- 核燃料サイクル施設のPSA手法による概略発生頻度評価技術がJNESのウラン加工施設ISA実施手順書に反映された。
- 軽水炉の性能目標値案及びその導出に係る技術情報の成果は安全委員会の性能目標報告書に採用された。また、提示した核燃料サイクル施設の性能目標策定手順は今後、活用される見込み。
- IRSの分析結果報告書(非公開)は安全委員会、原子力安全・保安院並びに電力各社に提供された。INESの各事例の和訳は関係機関に送付すると共にインターネット上に公開した。

【成果活用に向けた進行中の取り組み】

- 原子力安全委員会における立地審査指針や指針体系化等の検討及び原子力安全・保安院のリスク情報活用検討会への参画・支援。
- 再処理施設の事故影響評価に関するJNES,JNFLとの共同研究の開始。
- 海外の事例分析結果の関係機関への継続的な情報提供。

【主な成果】①レベル2PSAの不確かさ評価手順

ステップ1

I. 不確かさ因子の抽出

例) 燃料からのFP放出、FP沈着、デブリ冷却、格納容器の耐力など

ステップ2

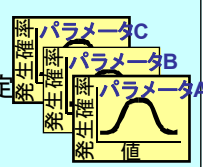
II. 変動パラメータの選定

例) FPの放出速度、FPの沈着速度、デブリ/水間の熱流束など

ステップ3

III. 変動パラメータの確率分布検討

既存のSA研究の知見 (現象分析、専門家判断等)より決定

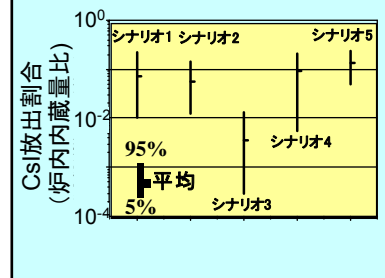


ステップ4 THALES2コード

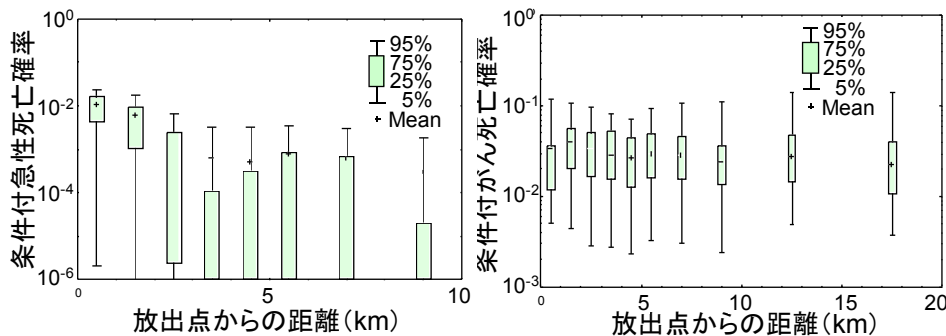
IV. 不確かさ伝播解析実施

パラメータセット生成、重要度解析

事故シナリオ毎の放出量の不確かさ



②レベル3PSAの不確かさ評価

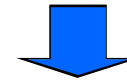


●個人リスクの不確かさ(95%値/平均値<3)を評価

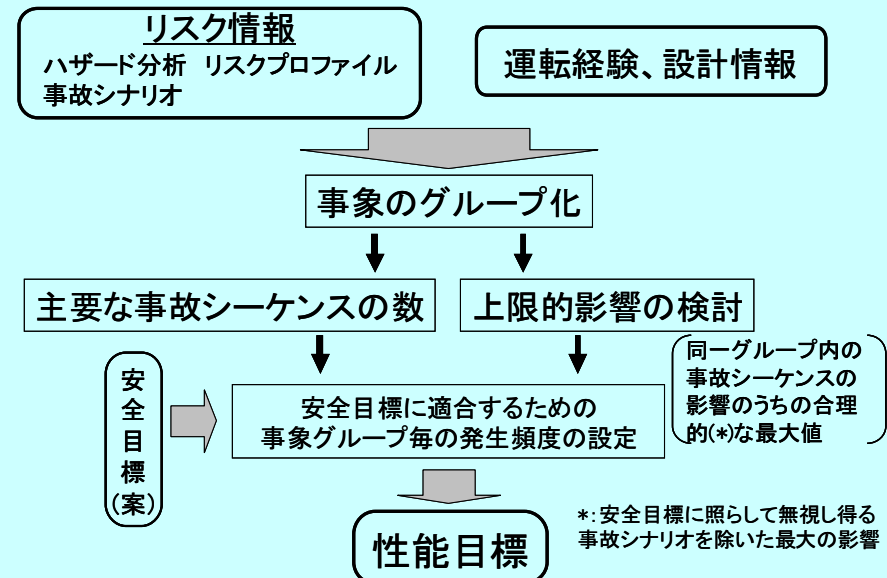
➤不確かさ評価手順及び評価例は、日本原子力学会の標準(レベル2PSA、レベル3PSA)に反映。

③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、MOX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提示



性能目標の導出手順案



【平成17～21年度の成果】

- レベル2/3PSA手法を用い、短期防護措置の複合的実施の課題(防護指標、実施範囲、時期)を分析。長期防護措置の介入レベルの最適化に関する費用便益分析を実施し技術的課題を抽出。
- 国際機関を含む諸外国における基本要件、計画範囲、防護指標等を分析し技術的課題をまとめた。
- 地方自治体と協力し、避難施設の遮へい機能調査・解析を実施し地域防災計画策定に貢献。
- 緊急時専門家支援のため、事故進展・ソースターム評価、線量評価の評価手順及びデータベースからなる技術マニュアルとPCツール1次版を整備。

【成果の活用】

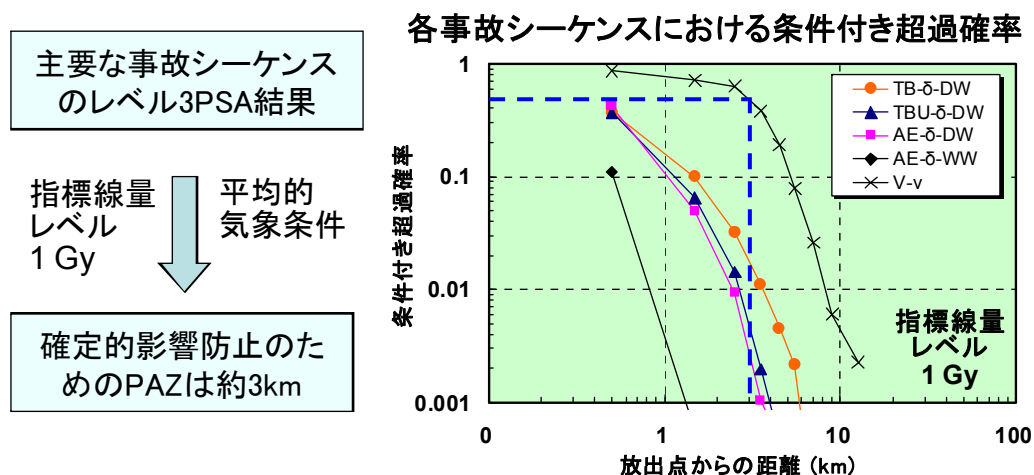
- 国際機関等における最新の動向調査、分析結果は防災指針改訂(平成19年5月)に反映された。
- PSA手法による分析結果は防災指針見直しや地域防災計画策定のための基礎情報として活用予定。
- 即時避難の考え方、避難時間評価の調査結果は地方公共団体の自家用車避難の取組に活用された。

【成果活用に向けた進行中の取り組み】

- 安全委員会による予防的措置範囲(PAZ)導入検討のための技術的支援。

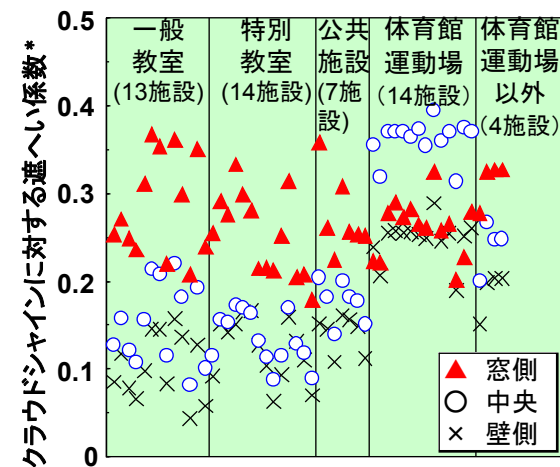
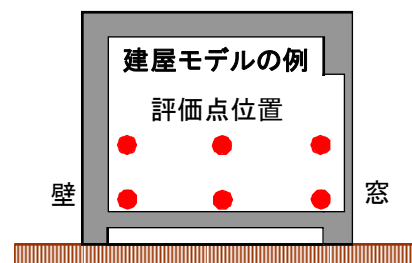
【主な成果】

リスク情報を活用した予防的措置範囲(PAZ)の検討



一時避難施設の遮へい機能の評価

- 5つの建屋モデルにモンテカルロコードMCNPを適用し、クラウド・グランドシャインの遮へい効果を検証。



*遮へい係数 = 屋内での線量 / 屋外での線量

Ⅱ. 核燃料サイクル施設分野に関する研究

研究課題

- ・核燃料サイクル施設の臨界安全性に関する研究
- ・核燃料サイクル施設の事故時放射性物質の放出・移行特性に関する研究
- ・核燃料サイクル施設の安全評価に関する研究—基盤・開発研究の成果の活用



Ⅱ. 核燃料サイクル施設分野に関する研究 原子力の重点安全研究計画(第1期) H17-H21

【重点安全研究計画の課題】

Ⅲ. 核燃料サイクル施設分野

- 3-1-1 核燃料サイクル施設の臨界安全性に関する研究
- 3-1-2 核燃料サイクル施設の事故時放射性物質の放出・移行特性に関する研究
- 3-1-3 核燃料サイクル施設の安全評価に関する研究－基盤・開発研究の成果の活用

【原子力機構に期待する安全研究】

- 3-1-1 核燃料サイクル施設の臨界安全性に関する研究
 - ・臨界安全評価技術の高度化
- 3-1-2 核燃料サイクル施設の事故時放射性物質の放出・移行特性に関する研究
 - ・臨界,火災・爆発等事故時の閉じ込め機能に関する安全評価技術の高度化
- 3-1-3 核燃料サイクル施設の安全評価に関する研究－基盤・開発研究の成果の活用
 - ・材料劣化・高経年化対策、耐震安全のための研究



Ⅱ. 核燃料サイクル施設分野に関する研究 目的と実施体制(第1期) H17-H21

【研究目的】

Ⅲ. 核燃料サイクル施設分野

3-1-1 核燃料サイクル施設の臨界安全性に関する研究

核燃料サイクル施設の臨界事故等に関する実験データの蓄積、高精度の臨界安全評価手法の整備、燃焼度クレジット、臨界管理手法及び臨界安全データベースの整備を行い、軽水炉における高燃焼度燃料やMOX燃料の利用、並びに使用済燃料の輸送や中間貯蔵施設の安全基準整備に資する。

3-1-2 核燃料サイクル施設の事故時放射性物質の放出・移行特性に関する研究

核燃料サイクル施設の火災・爆発・臨界事故が万一発生した時の放射性物質の放出・移行特性等に関する基礎データを取得し、安全審査等に対する科学的知見を提供する。

3-1-3 核燃料サイクル施設の安全評価に関する研究－基盤・開発研究の成果の活用

再処理施設の高経年化に関する安全評価データを取得し、定期的評価の適切性確認に資する。

【実施体制】

・核燃料サイクル施設の臨界安全性に関する研究では、臨界量測定などの実験研究について安全試験施設管理部の協力を得て実施した。

・核燃料サイクル施設の事故時放射性物質の放出・移行特性研究では、MOX燃料加工施設火災を対象とした実験研究を独)原子力安全基盤機構から外部資金を獲得し実施した。

・再処理施設の経年変化研究は、独)原子力安全基盤機構から外部資金を獲得し、原子力基礎工学研究部門及びサイクル工学試験部と連携して実施したが、東工大、早稲田大、九工大の協力を得て実施した。



Ⅱ. 核燃料サイクル施設分野に関する研究 成果の概要と活用

【平成17～21年度の成果】

3-1-1 核燃料サイクル施設の臨界安全性に関する研究

- 濃縮度5%の二酸化ウラン燃料棒と濃縮度6%の硝酸ウラニル溶液により再処理施設の溶解工程を模擬した臨界実験を行い、FP模擬元素や可溶性毒物Gdの反応度価値、燃料棒配列が疎な体系の臨界量データを取得した。・過渡臨界実験を行い、燃料初期温度効果データの取得及び臨界事故解析手法の適用性を評価した。
- MOX燃料加工施設均一化混合槽など容器内の一定量の核分裂性物質が臨界安全上最も厳しい状態となる濃度分布を算出する計算コードOPT-TWOを開発した。
- 燃焼度クレジット導入評価に必要な計算・標準データ整備を行う統合燃焼計算コードSWAT3.1を開発した。
- 臨界安全ハンドブック、データ集、燃焼度クレジット導入ガイド原案を統合した知識データベースを整備した。

3-1-2 核燃料サイクル施設の事故時放射性物質の放出・移行特性に関する研究

- 再処理施設の火災・爆発・臨界事故時における放射性物質の放出に係るデータを取得した。

3-1-3 核燃料サイクル施設の安全評価に関する研究－基盤・開発研究の成果の活用

- 再処理施設経年変化評価で考慮すべき劣化メカニズムや監視すべき機器・部位を抽出し、溶解槽伝熱面などの腐食進展傾向評価データを取得した。

【成果の活用】

- 臨界事故及び火災事故研究の成果は六ヶ所MOX燃料加工施設の安全審査に活用された。
- 核燃料サイクル施設の安全審査及び後続規制に、あるいは、同施設を対象としたリスク情報を活用した安全規制に活用される。
- 再処理経年変化研究成果は、「加工施設及び再処理施設における高経年化対策の評価の手引き」(保安院内規平成20年5月)に活用された。

【成果活用に向けた進行中の取り組み】

- わが国独自の臨界安全解析コードの検証と算出した基礎データ・制限値をとりまとめて臨界安全ハンドブック・データ集第2版を公刊した。
- また、燃焼度クレジット導入、臨界管理手法、各種の臨界安全データを集約して臨界安全データベースを整備し、公開した。

Ⅱ. 核燃料サイクル施設分野に関する研究 主な成果 (3-1-1核燃料サイクル施設の臨界安全性に関する研究)

臨界安全データの拡充と臨界安全評価手法の整備



STACY定常臨界実験装置

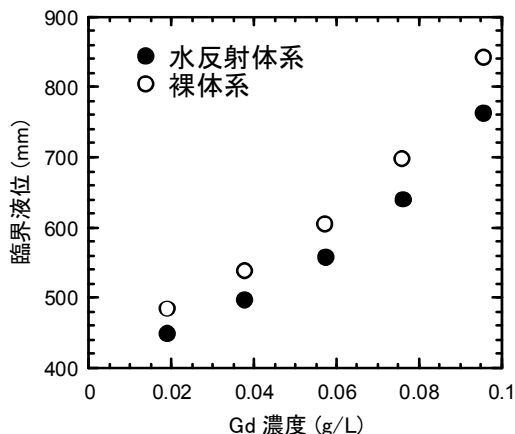


図 uranium 溶液中の Gd 濃度と臨界量の関係



TRACY過渡臨界実験装置

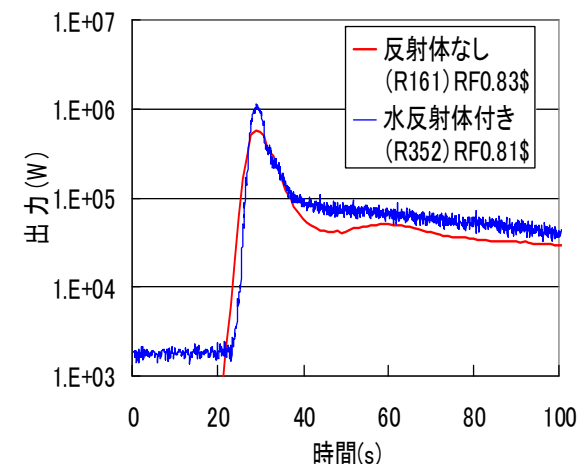


図 出力の経時変化 (反射体効果)

- ・燃料棒と溶液燃料を組み合わせたSTACY非均質体系臨界量データ取得
- ・臨界安全解析評価手法 (MVP/ JENDL) を検証

- ・臨界事故時の出力挙動に対する反射体や初期温度の影響評価データ取得
- ・臨界事故評価手法 (AGNESコード) を検証

- ・臨界安全ベンチマークデータを整備し、OECD/NEA国際臨界安全評価プロジェクトを通じて世界に提供。過去の疑義のある実験データの更新にも貢献
- ・検証した臨界解析システムで算出した臨界制限値を臨界安全ハンドブック・データ集第2版として公開。
- ・臨界安全に関する設計・管理の考え方や臨界安全データを集約した臨界安全データベースを構築し、公開。高精度な臨界安全設計・管理が可能。
- ・JCO臨界事故において強く認識された臨界安全に関する知見の増大に対する要請に貢献

3-1-2 事故時放射性物質の放出・移行研究

核燃料サイクル施設の火災時の閉じ込め機能を定量的に評価するための手法整備

- 施設の安全性を確認するためには、火災事故時の放射性物質閉じ込め機能の健全性を定量的に評価するための手法を開発・整備することが必要不可欠

- 可燃性物質の燃焼に伴う煤煙・放射性物質放出データや煤煙の目詰まりによるHEPAフィルタの差圧上昇データを様々な燃焼条件下(外部からの輻射入熱の有無等)で相互に関連づけながら定量的に取得

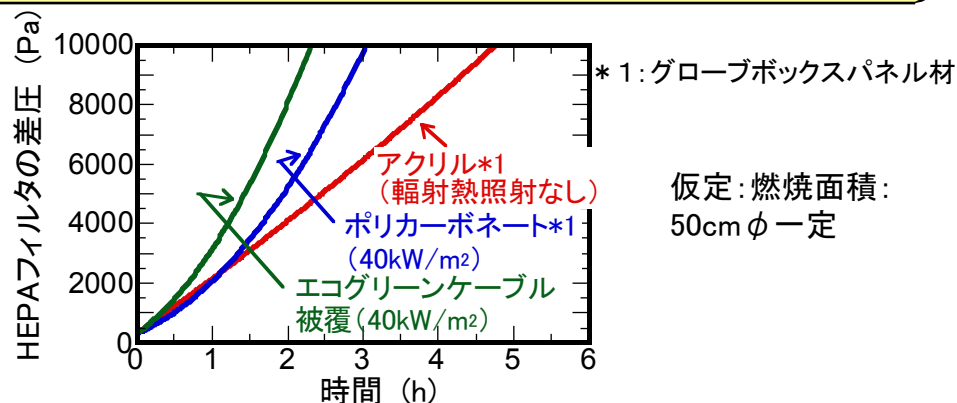


図 火災時のHEPAフィルタ差圧上昇評価結果の一例

- HEPAフィルタが担う閉じ込め機能の劣化の時間的進展及び喪失に至るまでの猶予時間を定量的に評価することが可能となった。
- 本研究における成果はMOX燃料加工施設の安全評価に対する技術的知見として規制関連機関に報告された。

3-1-3 安全評価研究-基盤・開発研究の成果の活用-

再処理施設の経年変化評価の妥当性評価手法整備

- 再処理施設の過去のトラブル事例等の調査整理を行い、考慮すべき劣化メカニズムや監視すべき機器・部位を抽出
- 同機器・部位材料について再処理溶液条件での腐食速度、減肉量など腐食進展傾向評価データを取得。

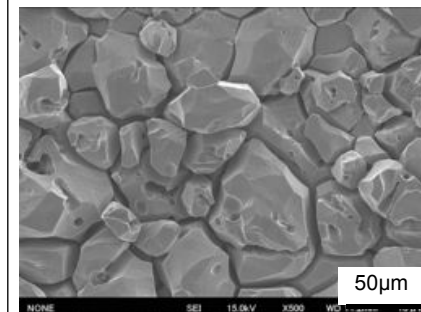
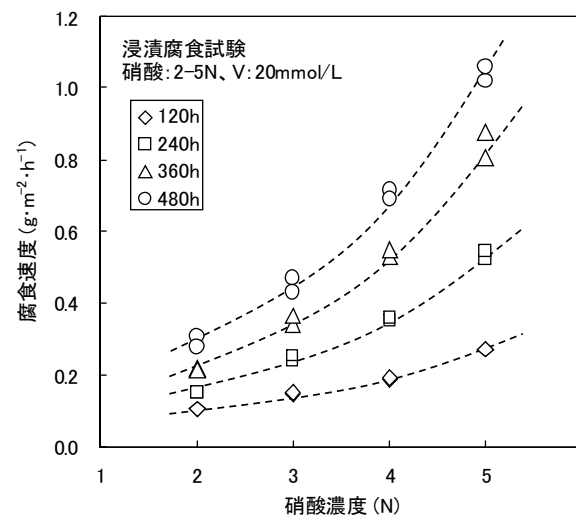


写真 表面SEM観察

(浸漬時間: 5N硝酸480時間)

図 腐食速度と硝酸濃度との関係 (ステンレス鋼25Cr-20Ni系)

- 硝酸溶液中沸騰伝熱部SUS鋼材料の腐食機構を解明し、腐食進展傾向評価モデルを提示した。
- 原子力安全・保安院の規制活動を支援(高経年化対策評価の手引きに反映された。)

Ⅲ. 放射性廃棄物・廃止措置分野に関する研究

研究課題

- ・高レベル放射性廃棄物の地層処分に関する研究
- ・低レベル放射性廃棄物の処分に関する研究
- ・廃止措置に係る被ばく評価に関する研究



【重点安全研究課題】

Ⅳ. 放射性廃棄物・廃止措置分野

- 4-1-1 高レベル放射性廃棄物の地層処分に関する研究
- 4-2-1 低レベル放射性廃棄物の処分に関する研究
- 4-3-1 廃止措置に係る被ばく評価に関する研究

【原子力機構に期待する安全研究】

Ⅳ. 放射性廃棄物・廃止措置分野

- 4-1-1 高レベル放射性廃棄物の地層処分に関する研究
安全規制に係る基本的考え方の構築と安全評価手法の開発
- 4-2-1 低レベル放射性廃棄物の処分に関する研究
低レベル放射性廃棄物処分の安全評価手法の開発とバリアの性能評価
- 4-3-1 廃止措置に係る被ばく評価に関する研究
措置に関わる安全評価手法及びクリアランスレベル等評価技術の開発



Ⅲ. 放射性廃棄物・廃止措置分野に関する研究 研究目的と実施体制(第1期) H17-H21

【研究目的】

Ⅳ. 放射性廃棄物・廃止措置分野

4-1-1 高レベル放射性廃棄物の地層処分に関する研究

人工バリア材の長期変質など変動要因を考慮した長期安全評価手法を整備する。

4-2-1 低レベル放射性廃棄物の処分に関する研究

TRU及びウラン廃棄物処分の濃度上限値を設定する。余裕深度処分の安全評価手法を整備する。

4-3-1 廃止措置に係る被ばく評価に関する研究

クリアランス対象物及びサイト解放を含む廃止措置終了確認の検認手法を検討する。廃止措置時の周辺公衆及び従事者の被ばく評価手法を整備する。

【実施体制】

地層処分研究は、産官学間共同研究「連携重点研究制度」を活用した大学及び民間企業との連携の下で進めた。

処分方法ごとの濃度上限値解析等は、安全委員会との密接な連携の下で推進した。

廃止措置研究は、JNESからの受託事業「廃止措置基準化調査」等を外部資金として獲得して実施した。実施にあたっては、バックエンド技術部及び原子炉廃止措置研究開発センターとの機構内協力の下で廃止措置に関わる情報調査や試験を進めた。

特に、地層処分の安全規制支援を目的とした研究では、保安院受託事業「放射性廃棄物処分の長期的評価手法の調査」、「地層処分に係る水文地質学的変化による影響に関する評価」により外部資金を獲得して実施した（平成19年度のみJNES受託）。

実施にあたっては、地層処分研究開発部門との機構内連携、「連携重点研究制度」の活用、仏国の規制支援研究機関であるIRSNとの研究協力、米国CNWRAとの情報交換を推進するとともに、JNES及び産総研との三者間の規制支援研究に関する研究協力協定を締結し、効率的に推進させた。

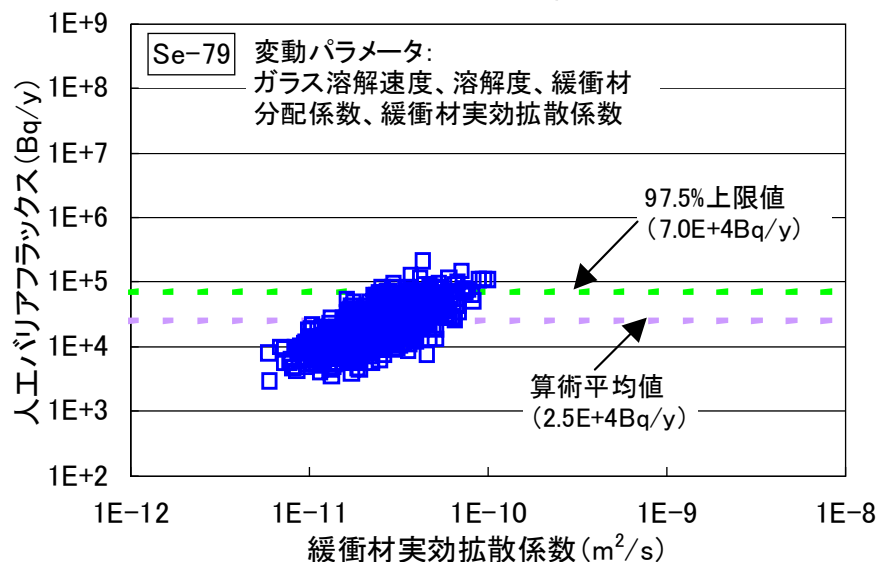
また、実験的研究においては、NUCEF等実験施設を維持し、有効に活用した。

【平成17～21年度の成果】

- 不確実性をふまえた決定論的評価の根拠となる確率論的評価手法の骨格整備。
- 人工バリアや核種移行の挙動モデル、データ整備。
- 広域・長期的な地下水流動評価手法の提示と検証。
- TRU廃棄物との併置処分に関する評価手法と影響評価結果の提示。
- 「科学的合理性のある評価と認めることのできるレベル」を設定し、そこまでの達成度を自己評価。今後注力すべき重点項目を選定。

確率論的な評価結果の例

(人工バリア性能の違いによる核種フラックスの違い)



【成果の活用】

- 長期安全評価における確率論的手法の整備で得られた知見等に基づき、指針等策定に必要な研究課題を整理した。本検討結果は、原子力安全・保安部会廃棄物安全小委員会報告書「放射性廃棄物処理・処分に係る規制支援研究(平成22年度～平成26年度)」(平成21年10月)の作成に活用された。

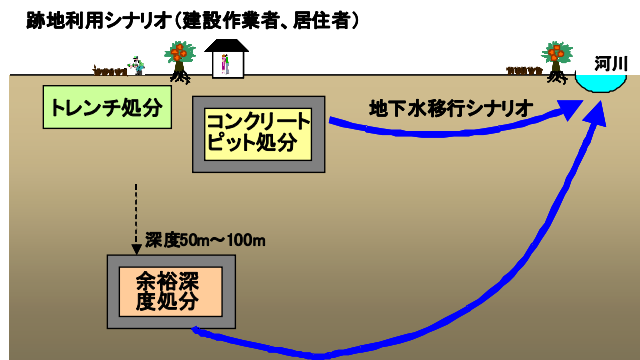
【成果活用に向けた進行中の取り組み】

- 平成40年代の安全審査へ向けて整備した評価手法は、新たに保安院ニーズとして策定された安全審査に向けた基本的考え方の整備、概要調査結果の判断指標の策定や妥当性レビューにおいても活用される見通し。

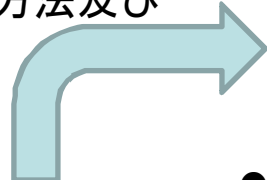
人工バリア(ガラス固化体および緩衝材)の核種閉じ込め性能に想定される変動範囲に対し、重要核種Se-79のフラックスの変動幅を計算。ここから決定論的評価結果に付随する不確実性の幅を把握。

【平成17～21年度の成果】

- 炉内構造物等の余裕深度処分に関して、隆起・侵食、人間侵入シナリオ等について安全解析。
- 浅地中トレンチ処分、ピット処分及び余裕深度処分に対する濃度上限値を算出し、原子力安全委員会等へ提供。
- ウラン廃棄物のクリアランスレベルの算出方法及び試算値を提示。

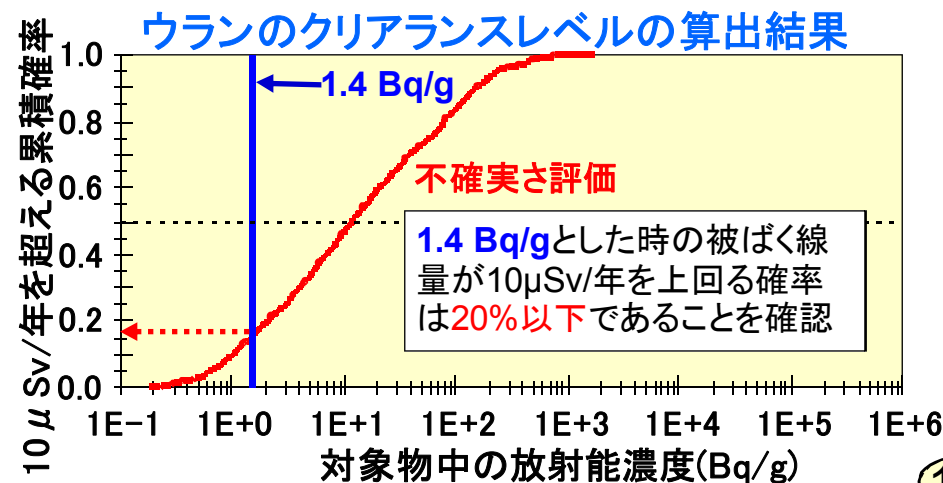
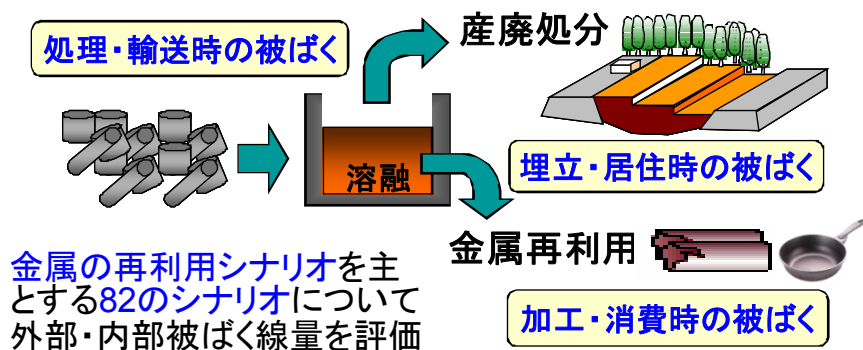


基準設定の技術的拠り所として、処分方策毎、シナリオ毎の埋設濃度上限を算出



【成果の活用】

- 炉内構造物等の余裕深度処分についての安全解析結果は、原子力安全委員会及び保安院に提供し、長期にわたる安全性の検討に貢献した。
- TRU廃棄物等の埋設濃度上限値算出結果は、我が国の処分方策毎の埋設濃度上限値に係る政省令整備に貢献した。原子力安全委員会専門部会報告書「低レベル放射性固体廃棄物の埋設処分に係る放射能濃度上限値について」(平成19年4月)は、本研究結果に基づき取りまとめられた。
- ウランのクリアランスレベルの算出結果は原子力安全委員会におけるクリアランスレベルの設定に活用された。報告書「ウラン取扱施設におけるクリアランスレベルについて」(平成21年10月)は、本研究結果に基づき取りまとめられた。



【平成17～21年度の成果】

- 建家コンクリート廃棄物のクリアランスの判断における放射能濃度の偏りの評価方法等の技術情報を取りまとめ。
- 解体作業の特徴を反映できる被ばく線量評価コード「DecDose」を開発。
- 被ばく評価パラメータを試験により取得。実機切断試験データにより、既往の評価パラメータの保守性を検証。
- サイト解放基準算出のためのコード「PASCLR-Release」を整備し、原子炉施設のサイト解放基準濃度を例示。
- サイト解放のあり方、確認手順を提示。
- 核燃料サイクル施設の廃止措置における被ばく線量評価手法のあり方及び廃止措置計画の審査に必要な技術情報を整理。

農業住居シナリオでの Co-60濃度計算結果

10 μ Sv/y 相当濃度	300 μ Sv/y 相当濃度
0.032 Bq/g	0.96 Bq/g

決定シナリオ：
農業・居住

直接線外部被ばくが支配的(全被ばく線量の90%)

【成果の活用】

- クリアランスの判断に関わる技術情報は、放射能濃度確認に係る保安院内規の制定に貢献した。
- 「DecDose」は、廃止措置計画の安全審査クロスチェックツールとして、保安院およびJNESに提供した。

【成果活用に向けた進行中の取り組み】

- 「PASCLR-Release」は、サイト解放基準の審議に活用されることが見込まれる。
- サイト解放のあり方の検討結果は、保安院での廃止措置終了確認の基本的な考え方の検討に貢献中。

サイト解放後の様々な跡地利用形態を想定した基準濃度を試算



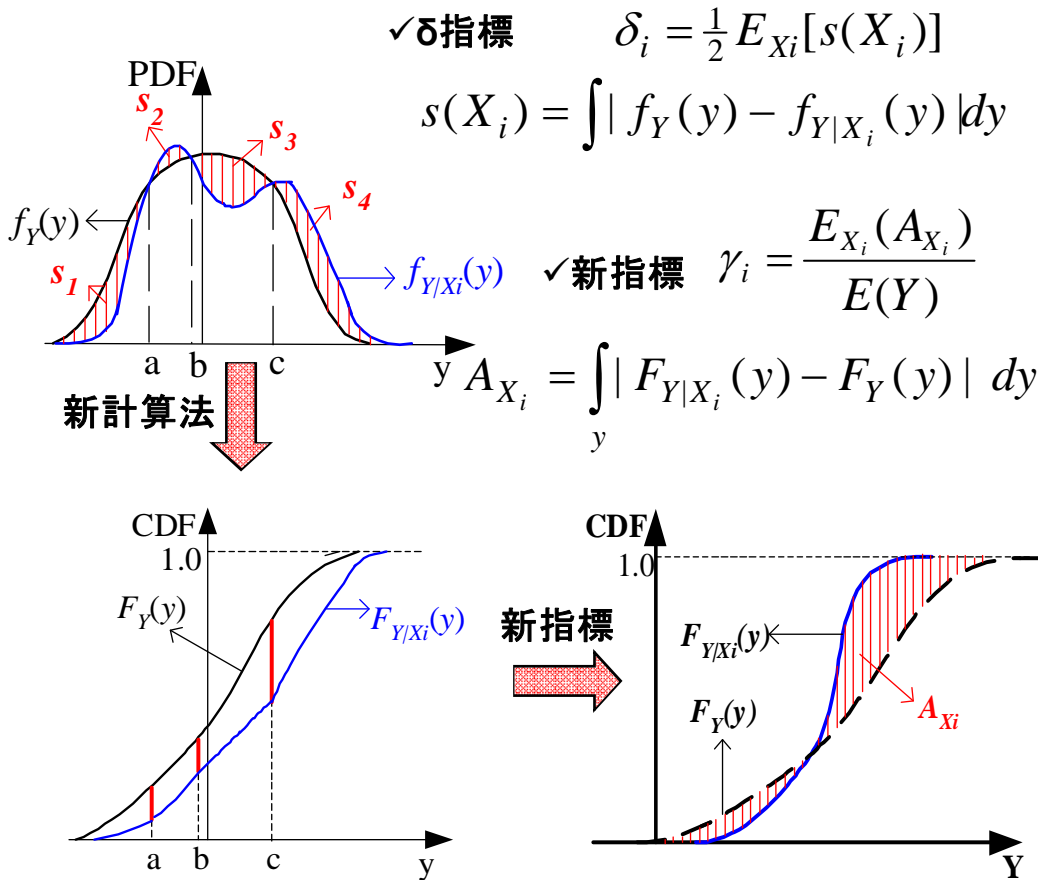
参 考 资 料

参 考 資 料 目 次

1. PSA手法の高度化・開発整備
2. 再処理施設を対象とした機器故障率データの整備
3. 安全上重要な事例の分析
4. 専門家支援のための技術マニュアルの整備
5. 避難計画の検討と情報伝達技術の整備
6. 重点安全研究計画(第2期) H22-H26

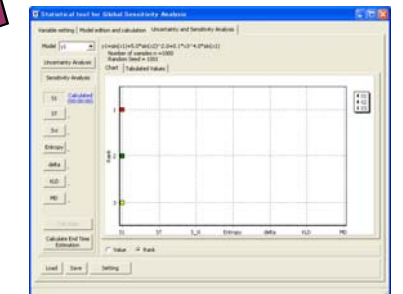
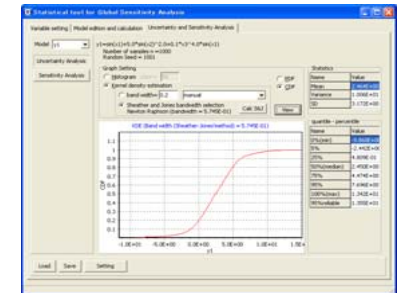
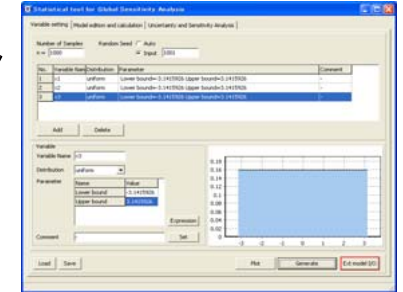
【主な成果】 軽水炉PSA技術の高度化

- 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 ($\delta_i, \gamma_i, \dots$)

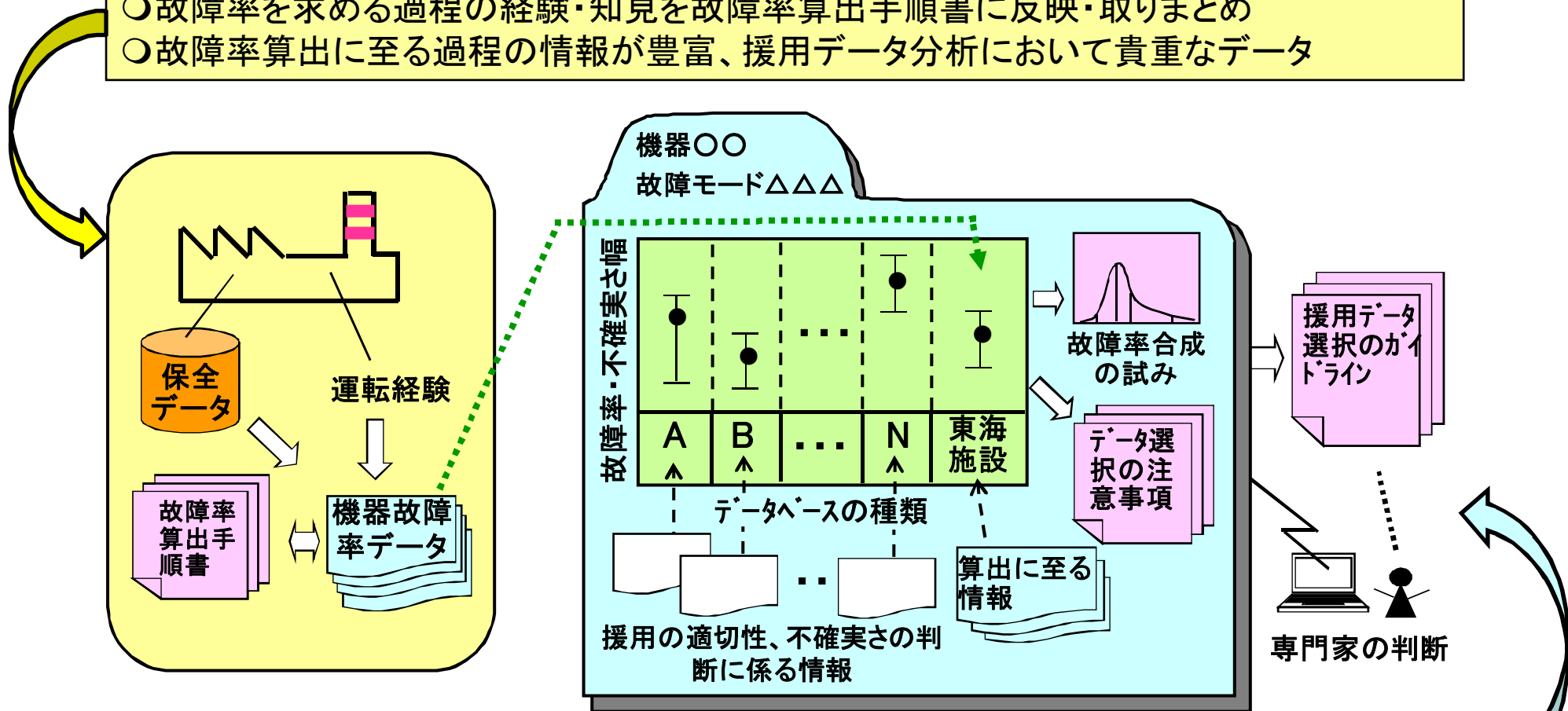


【今後の取り組み】

- 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)

再処理施設を対象とした機器故障率データの整備

- 我が国唯一の運転経験を有する東海再処理施設の保全データを活用
- 故障率を求める過程の経験・知見を故障率算出手順書に反映・取りまとめ
- 故障率算出に至る過程の情報が豊富、援用データ分析において貴重なデータ



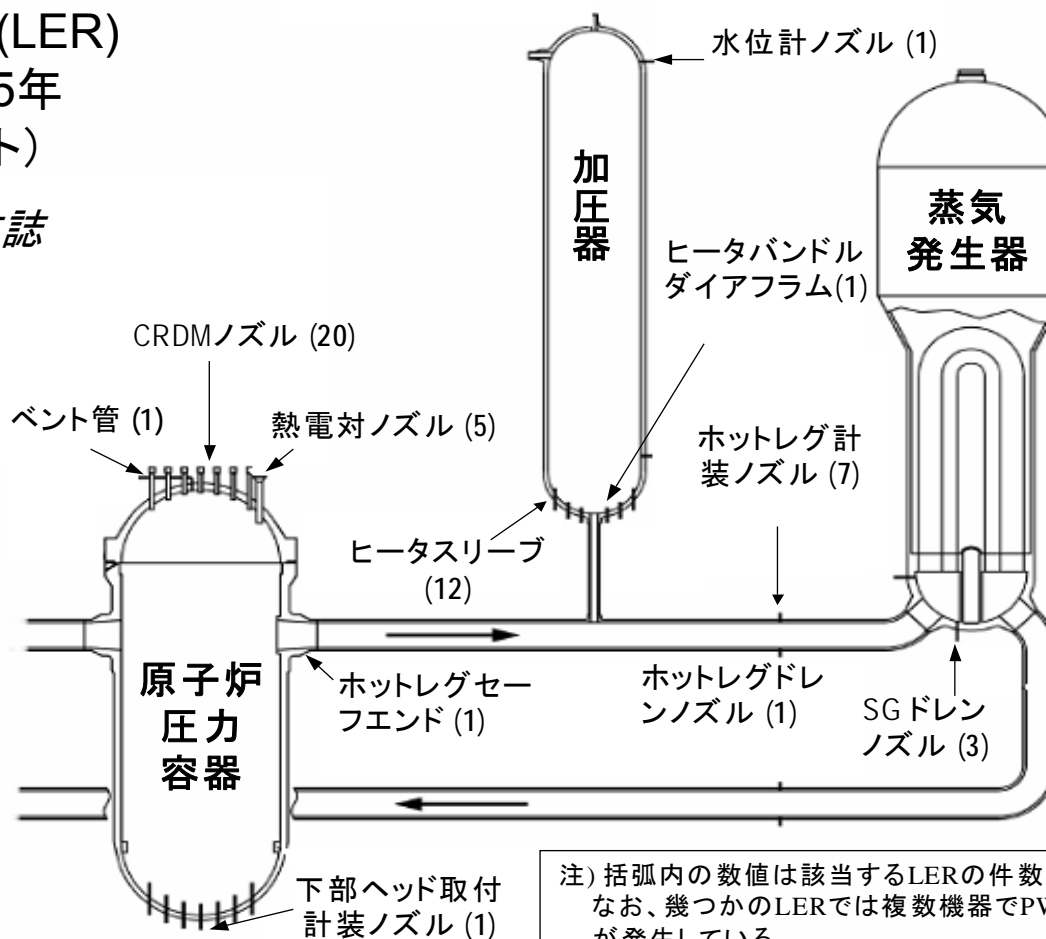
- 機器の故障モード毎に、既存データベース中の援用データ候補について、援用データの適切性、不確実さの判断に係る情報を調査
- 上記調査結果を整理・分析（実施設（東海再処理施設）の算出機器故障率も含める）
- 援用データ選択時の注意事項の抽出、援用データ選択のガイドラインを作成

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)

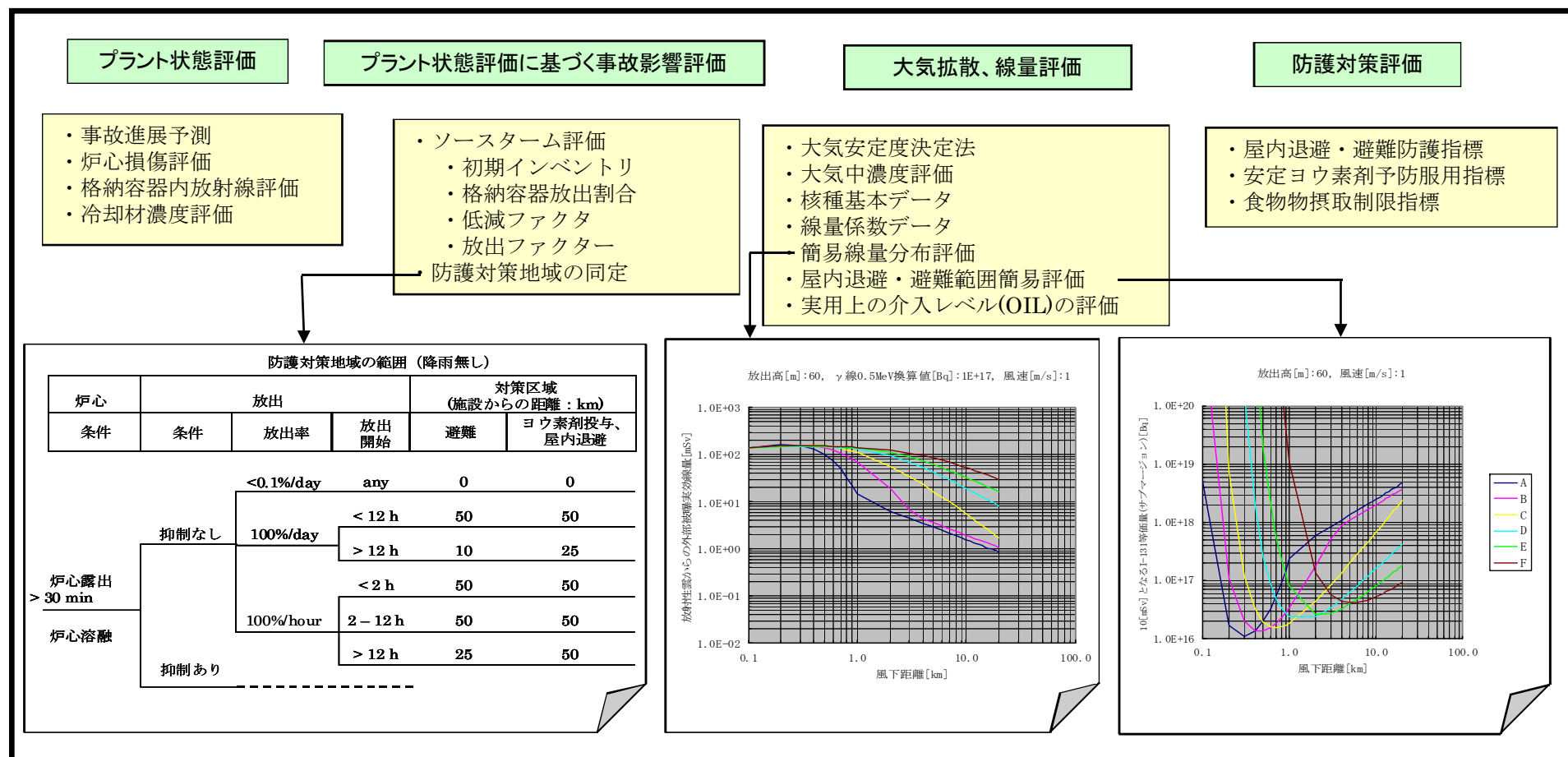
- 傾向分析: 日本原子力学会和文論文誌
- 内容分析: JAEA-Review2006-027

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)。

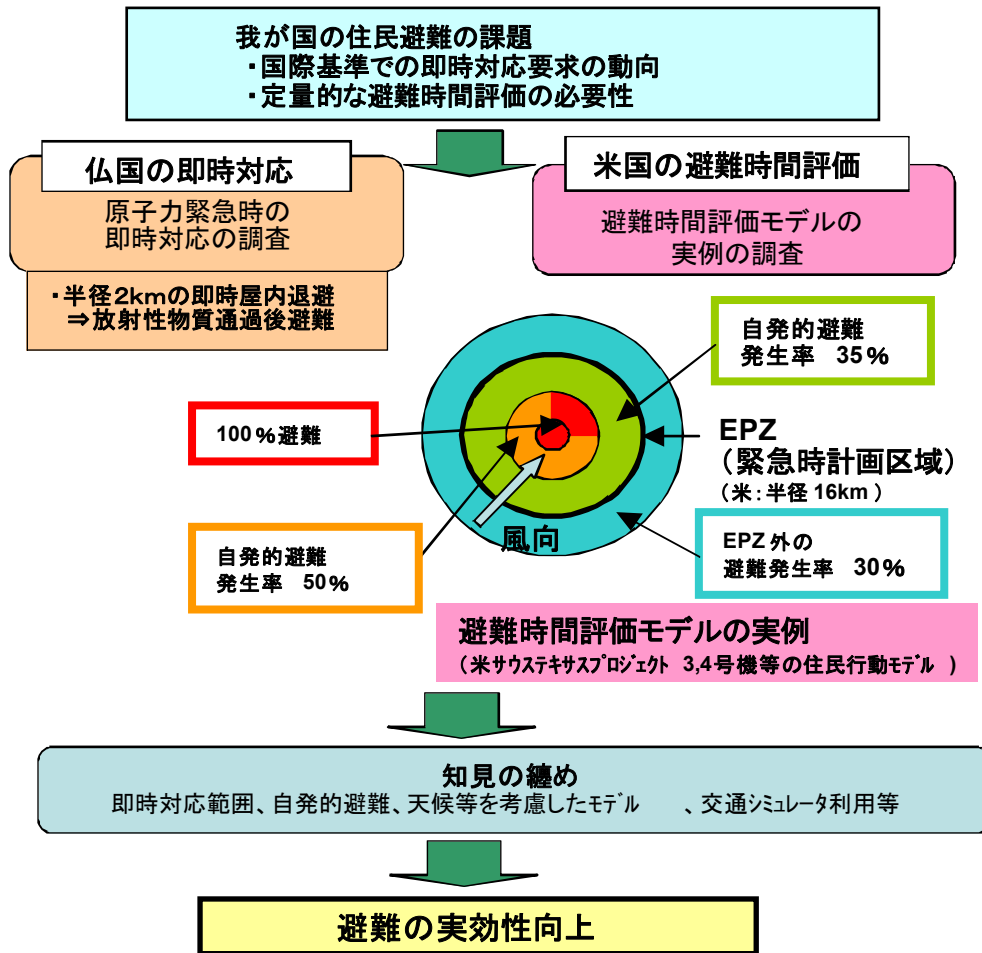


注) 括弧内の数値は該当するLERの件数を示す。
なお、幾つかのLERでは複数機器でPWSCCが発生している。

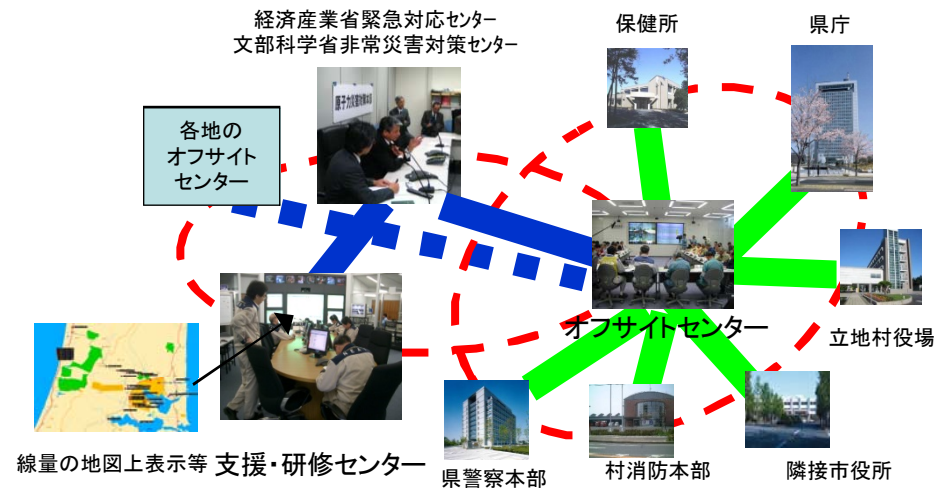
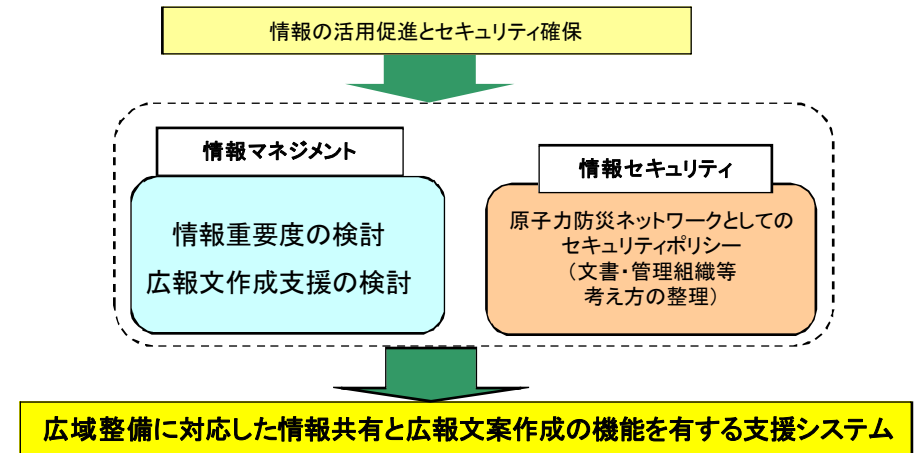
- 対策本部等での防護措置に関する決定の助言を行う技術者を支援
- 限られたプラント情報や時間の制約の中で効率的に判断が行えるよう必須のデータ等を体系的に集約
- IAEA, NRCマニュアルを参考に、データハンドブック案を整備 → PCベースのツール整備



原子力災害時避難計画策定のためのモデルの検討



原子力防災に係る情報マネジメントの考え方整理



我が国の原子力災害時の円滑な情報共有に貢献

【重点安全研究課題】

I. 規制システム分野

○ 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

○ 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

VII. 原子力防災分野

○ 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
- 地域防災計画策定の技術的支援研究

【研究目的】

リスク情報を活用した安全規制の枠組みの構築に資するため、不確実さ・感度解析手法の高度化等のリスク評価基盤技術の整備及び核燃料サイクル施設に対するPSA手法の高度化を行う。また、原子力施設の安全性向上のため、運転経験に基づく事故・故障情報の収集・分析評価を行う。原子力防災研究については、防災指針の見直しや地域防災計画策定支援に資するため、PSA手法を活用し防護対策の最適化研究等を実施する。

【実施体制】

リスク評価基盤技術については、JNES、大学等との連携の下に基盤研究の推進、人材育成を図る。また、核燃料サイクル施設に対するPSA手法の高度化については、JNES、産業界と共同し、中立性、透明性の確保に留意して研究を進める(マッチングファンド研究)。また、リスク評価・管理技術に関する研究成果を活用するため、原子力安全委員会、JNES、地方自治体等に安全規制上の個別課題を提起し、連携して課題解決を推進する。

【具体的研究計画】

○リスク情報の活用

- PSA手法の高度化では、今後の規制影響分析への適用を考慮して、ソースターム評価、レベル3PSA手法(移行解析、線量評価、健康影響評価、経済影響評価)の改良整備を行う。

H22はヨウ素化学挙動を考慮したソースターム評価の検討を継続する。

- PSA手法、最適評価コードに適用可能な最新の不確かさ解析手法およびグローバル感度解析手法を開発整備するとともに、レベル3PSAへの適用を行う。

H22はパラメータの不確かさが評価結果の代表値に与える影響の指標を検討する。

- 核燃料サイクル施設の事故影響評価手法の高度化として、再処理廃液貯槽でのエアロゾル発生・移行モデルを整備し、ARTコードの改良整備を行う。

H22はエアロゾル発生・移行モデルに必要な機能を検討する。また、再処理PSA用機器故障率データの整備を行う(JNES受託)。

○事故・故障

- 国内外において発生した原子力事故・故障の分析および海外の規制等に係る情報の収集、分析を継続し、教訓や知見を導出する。

○防災研究

- 防災指針見直しに資するため、リスク情報を活用して、実用上の介入レベル(OIL)等の防護指標、予防的防護措置範囲(PAZ)等の対策範囲等の策定のための基礎データを整備する。

- 地域防災計画策定の技術的支援研究として、リスクを考慮した意思決定のための費用便益分析等の最適評価手法及びデータベースの整備を行い、事例研究による防護対策戦略の検討を行う。

H22は放射線防護の最適化に必要なデータベースを調査する(JNES受託)。

【達成目標】

- 最新知見に基づくレベル2/3PSA手法の高度化、不確かさ・感度解析手法の高度化、核燃料サイクル施設の事故影響評価手法の高度化等のリスク評価基盤技術の整備。

- 運転経験情報の収集、分析評価の継続的实施と安全性向上や規制活動に有用な知見、教訓の導出。

- 防災指針見直しのための基礎データの提供と地域防災計画の実効性向上を図るための最適な防護対策戦略の提案。

参 考 資 料 目 次

1. 解析コード検証作業と標準データの編纂
2. 臨界安全データベースの作成
3. TRACY実験による臨界事故時の線量評価手法の開発
4. 原子力の重点安全研究計画(第2期) H22-H26

初版後の課題

より確実な臨界ベンチマークデータを用いた解析システムの検証
計算能力の向上(計算機、解析コード、核データの進歩)への対応
より使い易い標準データの整備(ウラン濃縮度や化学系など掲載データの拡充)

解析システムの検証用にICSBEPデータを採用

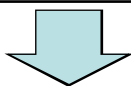
- ✓ 公開文献から検証用ベンチマークデータを収集する労力が省かれるとともに、ベンチマークデータとしての適・不適の検討、及び解析システム向けのモデル構築の手間が軽減される。
- ✓ 検証用ベンチマークデータの母集団として、国際的に標準のものを用いることにより、検証作業そのものの国際的な相互比較が可能となる。

解析システムとしてMVP+JENDL3.2を採用

- ✓ 国産の解析コード及び核データライブラリー
- ✓ 計算手法として近似を含まない連続エネルギーモンテカルロ法

低ウラン濃縮度(<20wt%)やフッ化物のデータ拡充

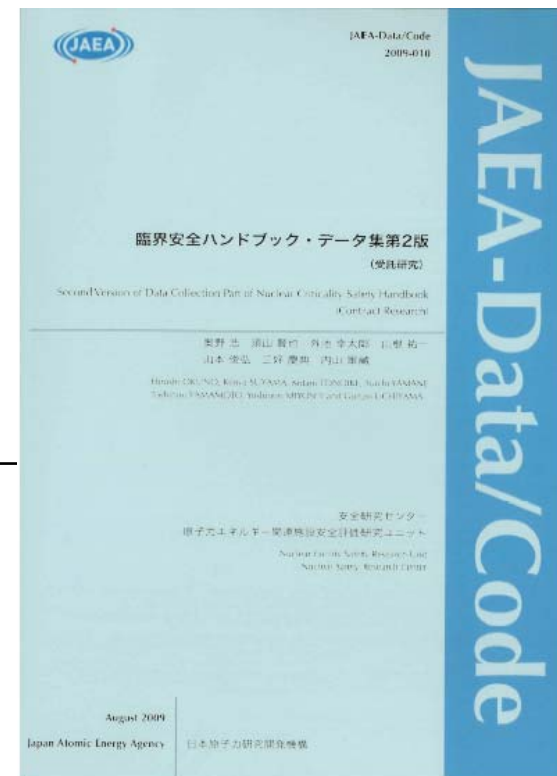
- ✓ 国内で需要が多いデータの整備



推定臨界下限増倍率を0.98に統一



基礎データを全面改訂 (JAEA-Data/Code 2009-010)



<http://typhoon.jaea.go.jp/csdb/>

臨界安全データ

last update: 2009-11-30

臨界安全ハンドブック第2版

-  [JAERI 1340 \(1999\) 全文](#) 8.4MB
- [章別目次](#)
-  [JAERI-Review 2001-028 \(English\)](#)

臨界安全ハンドブック・データ集第2版

-  [JAEA-Data/Code 2009-010 \(2009\) 全文](#) 13.1MB [正誤表](#)
- [章別目次](#)

燃焼度クレジット導入ガイド原案

-  [JAERI-Tech 2001-055 \(2001\) 全文](#) 5.4MB
-  [本文](#) 2.1MB [付録](#) 0.4MB

臨界安全ハンドブック

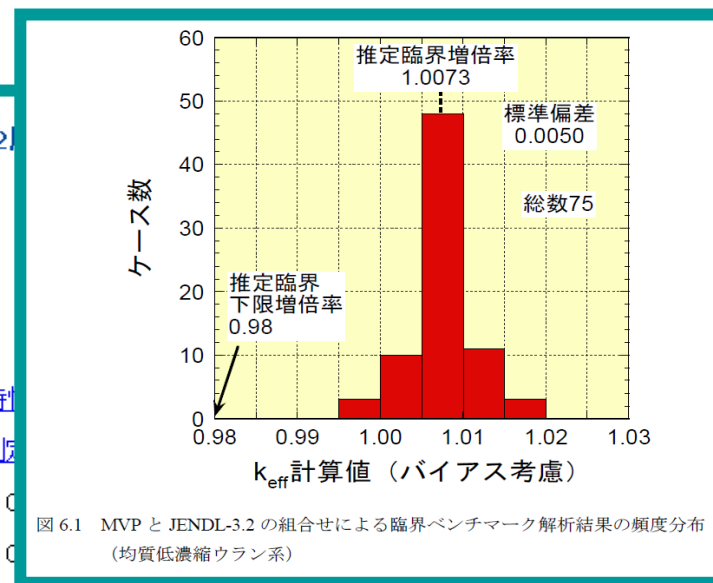
(編) 科学技術庁原子力安全局核燃料規制課, “臨界安全ハンドブック”, (こっかん書房, 東京 (1988)).

-  [JAERI-Review 95-013 \(English Translation\) \(1995\)](#) 8.9MB

臨界安全ハンドブック・データ集第2版

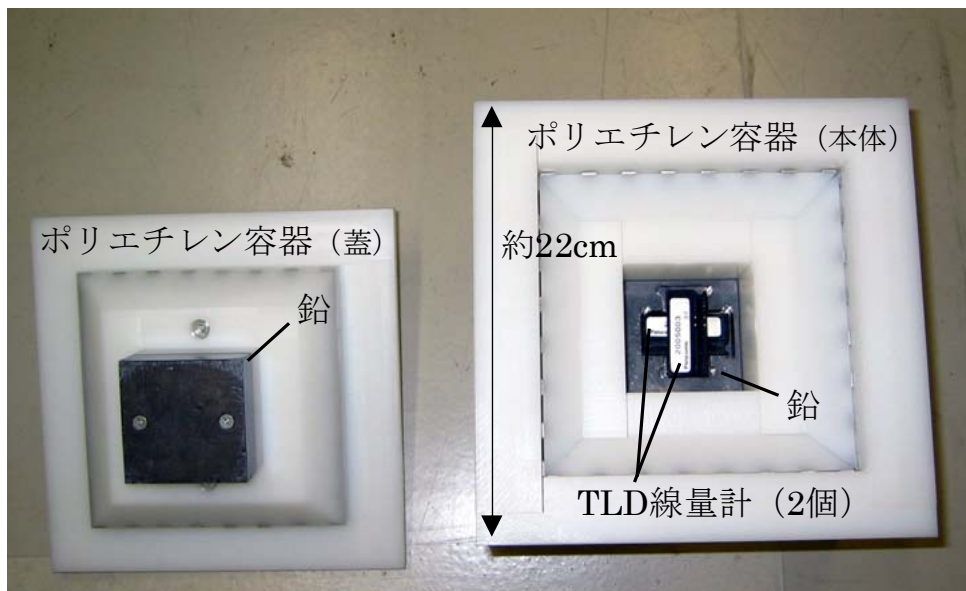
- 章別目次 -

- [要旨](#) 0.2MB
- [1. 序](#) 0.2MB
- [2. 原子個数密度](#) 1.0MB
- [3. 種々の核燃料に対する核特性](#)
- [4. 無限増倍率による未臨界判別](#)
- [5. 単一ユニットの臨界データ](#) 10MB
- [6. 臨界実験ベンチマーク計算](#) 0.2MB
- [謝辞](#) 0.2MB



STACYの臨界実験データを「臨界安全ハンドブック・データ集第2版」(2009)の均質低濃縮ウラン系のベンチマーク計算に利用

TRACY実験による臨界事故時の線量評価手法の開発

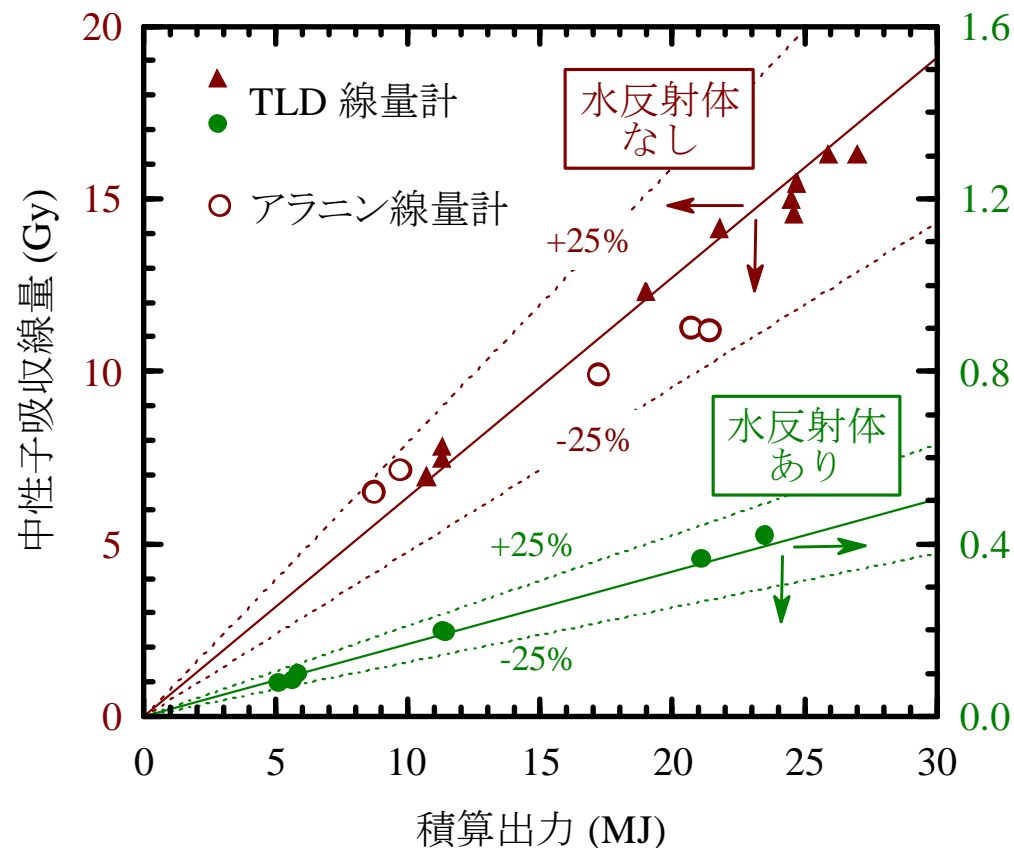


迅速・高精度の線量評価を実現するために

- 線量評価が容易な従来型TLDの活用し
- IAEAのガイドラインを満足することを目標に研究開発を実施。

技術的な要点

- TLDのフェーディング待ちに要する時間(1日程度)
- Sv単位の読取値をGy単位に変換する係数の算出
- 中性子線量の広い範囲にわたる実験の実施



成果

- 48時間以内に25%以内の精度で線量評価可能
- 100mGy～10Gyをカバー

原子力の重点安全研究(第2期) H22-H26

【重点安全研究計画の課題】

➤ 臨界事故等のリスク評価上重要な事象の発生確率や影響の評価に必要なデータの蓄積・解析手法の整備、核燃料サイクル施設に燃焼度クレジットを導入する際の臨界安全評価手法の整備、金属キャスク等による中間貯蔵に関する安全研究がある。

【原子力機構に期待する安全研究】

- NUCEF(空気セル設備)を用いた実験などによるリスク評価上重要な事故の影響評価に関する研究
- 核燃料サイクル施設に燃焼度クレジットを導入する際の臨界安全評価手法の整備(NUCEF臨界実験装置など)
- 臨界、火災・爆発、漏えい等の事故防止機能及び事故時の閉じ込め機能に関する安全評価技術の高度化に関する研究 等
- 放射性物質輸送の安全性確保や新型燃料等に対応した核燃料サイクル施設の安全評価のための研究が必要である。
- 再処理施設機器材料の高経年化評価手法の研究

【研究目的】

リスク評価上重要な事象の影響評価手法の整備、新型燃料等に対応した臨界安全評価手法や再処理施設機器材料の経年化評価手法の整備を行い、・臨界、火災・爆発、漏えい等の事故防止機能及び事故時の閉じ込め機能に関する安全評価技術の高度化に資する。

【実施体制】

- ・再処理施設のリスク評価上重要な事故の影響評価手法整備研究では、独)原子力安全基盤機構及び日本原燃(株)との共同研究(マッチングファンド研究)として実施し、原子力基礎工学研究部門及び安全試験施設管理と連携して実施する。
- ・火災事故時の閉じ込め評価研究は、独)原子力安全基盤機構から外部資金を獲得して実施する。
- ・燃焼度クレジットを導入する際の臨界安全評価手法整備研究の一部、燃焼計算コードの検証用データの取得は、独)原子力安全基盤機構受託研究として実施し、原子力基礎工学研究部門、安全試験施設管理及びホット試験施設管理部の協力を得て実施する。
- ・再処理機器材料の経年変化研究は、独)原子力安全基盤機構からの受託研究として実施し、原子力基礎工学研究部門やサイクル工学試験部との連携、一部、東工大、早稲田大、九工大の協力を得て実施する。

【具体的研究計画】

第2期中期計画期間中の概要

- ・再処理施設におけるリスク評価上重要な事象の物理化学的挙動データ及び影響評価手法の整備(データ取得。解析モデル開発)並びに火災時におけるエアロゾル状放射性物質の閉じ込め性能の評価手法の整備を行う。
- ・核燃料サイクル施設に燃焼クレジットを導入する際の臨界安全評価手法の整備を行う。
- ・軽水炉用の新型燃料(高初期濃縮度・高燃焼度用ウラン燃料、MOX燃料)に関する臨界ベンチマークデータを取得し、臨界安全評価手法を整備する。
- ・再処理施設機器材料の経年化評価手法の整備を行う。

H22年度研究計画

- ・再処理廃液沸騰乾固時における模擬物質の気相移行データをコールド基礎試験により取得する。
- ・臨界事故において第1ピークの次に総核分裂数への寄与が大きい出力単調減少時の実験データ

を取得する。

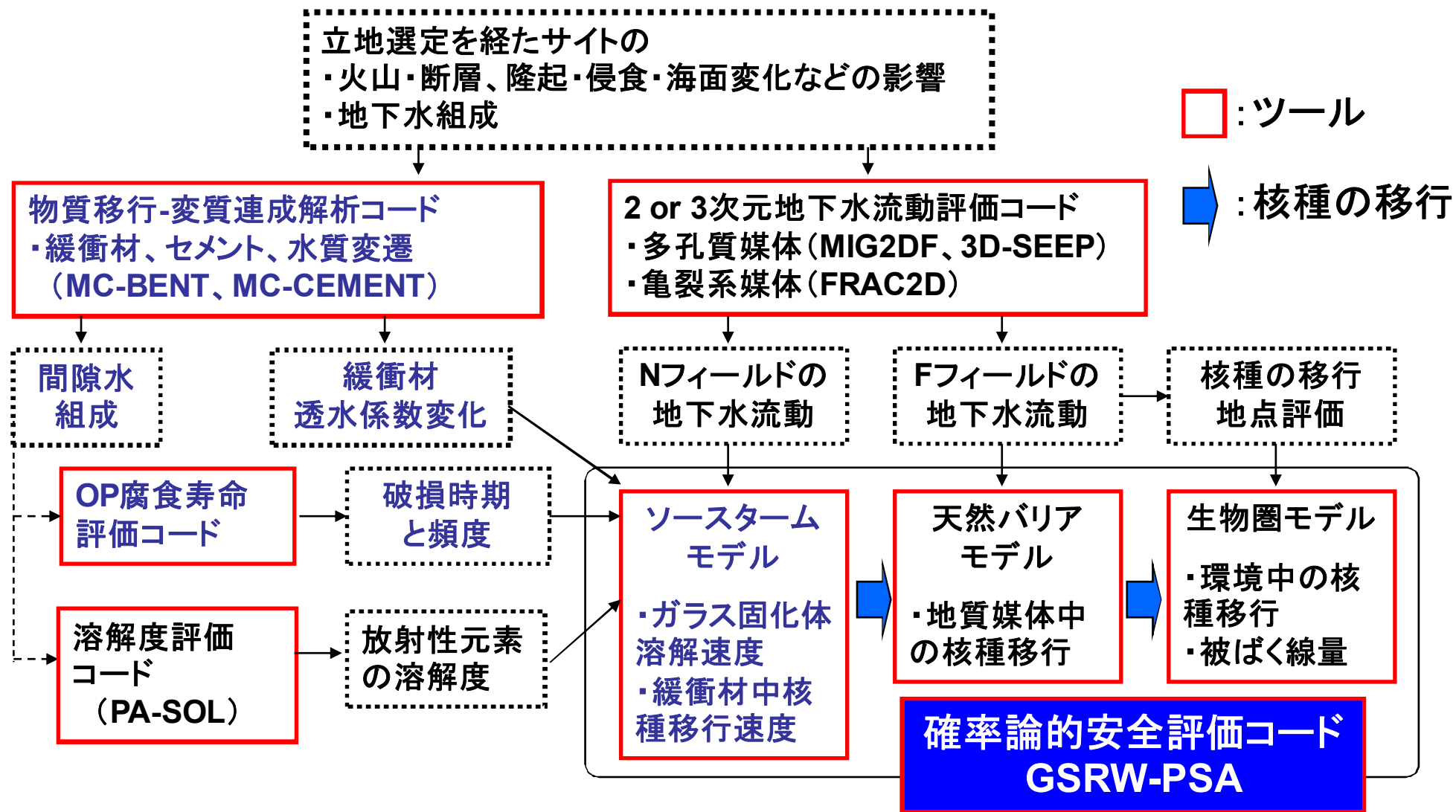
- ・有機溶媒火災時の放射性物質閉じ込め性能評価データを取得する。
- ・新型燃料導入に対応した臨界ベンチマークデータ取得実験計画の検討の一環として5%超濃縮度ウランを用いた実験の不確かさを予備的に評価する。
- ・燃焼解析コード検証用使用済燃料組成データの取得のため使用済燃料に含まれる難測定FP核種の高精度な手法による分析に着手する。
- ・再処理プロセス機器の沸騰伝熱面における腐食進展傾向評価データなどを取得する。

【達成目標】

- ・核燃料サイクル施設のリスク評価上重要な事象の影響評価手法の整備
- ・新型燃料等に対応した核燃料サイクル施設の臨界安全評価手法の整備
- ・再処理施設機器材料の経年化評価手法の整備

参 考 資 料 目 次

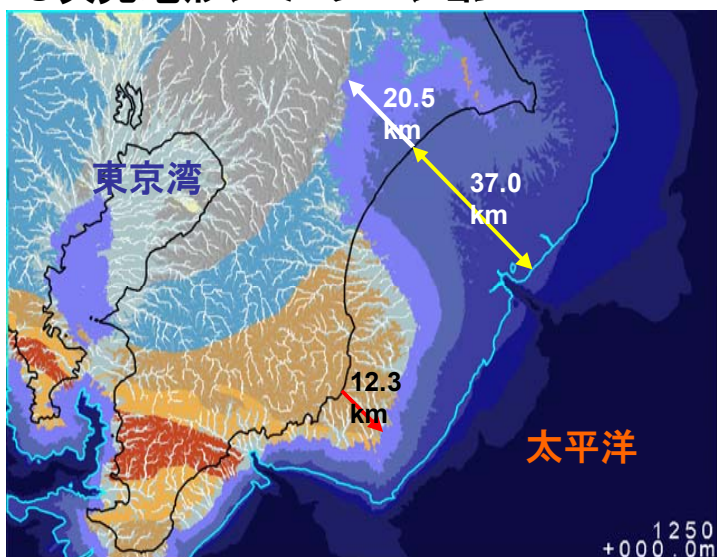
1. 地下水移行シナリオ評価体系の整備
2. 外的因子を考慮した地下水流動評価手法の整備
3. 廃止措置に関わる被ばく線量手法の整備
4. 原子力の重点安全研究計画(第2期) H22-H26



外的因子を考慮した地下水流動評価手法の整備

- 隆起侵食現象、海水面の変化を考慮した地下水流動解析コード3D-SEEPを整備
- 房総半島を例に気候変化、隆起侵食現象による地形面変化、海水面の変化を考慮した広域地下水流動解析を実施
- 安全評価における地下水流動解析に関する技術的留意点を取りまとめ

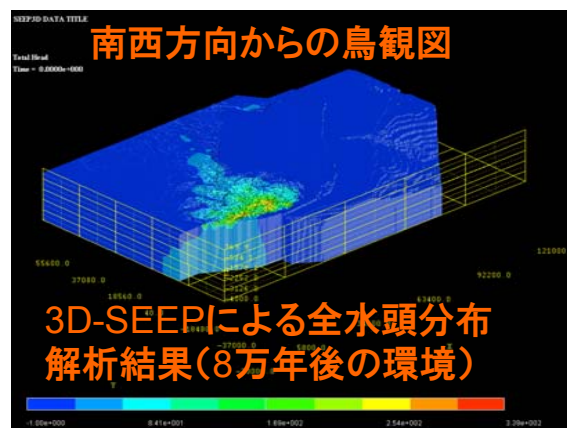
3次元地形シミュレーション



背景は12.5万年後の表層地質図 黒線は現在の海岸線
水色は10万年後(海水準-93 m)の海岸線

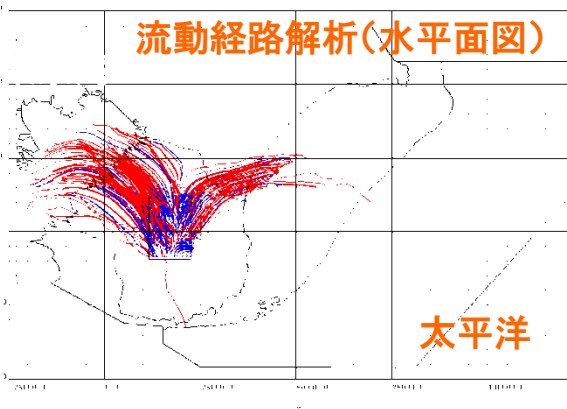
将来環境における海岸線の変化の推定

- ・ 九十九里浜付近での海岸線の後退(～4万年後)
- ・ 11万年以降は海岸線の内陸への前進



①現在と将来環境での地下水流速を比較したところ、その変動幅は10%程度

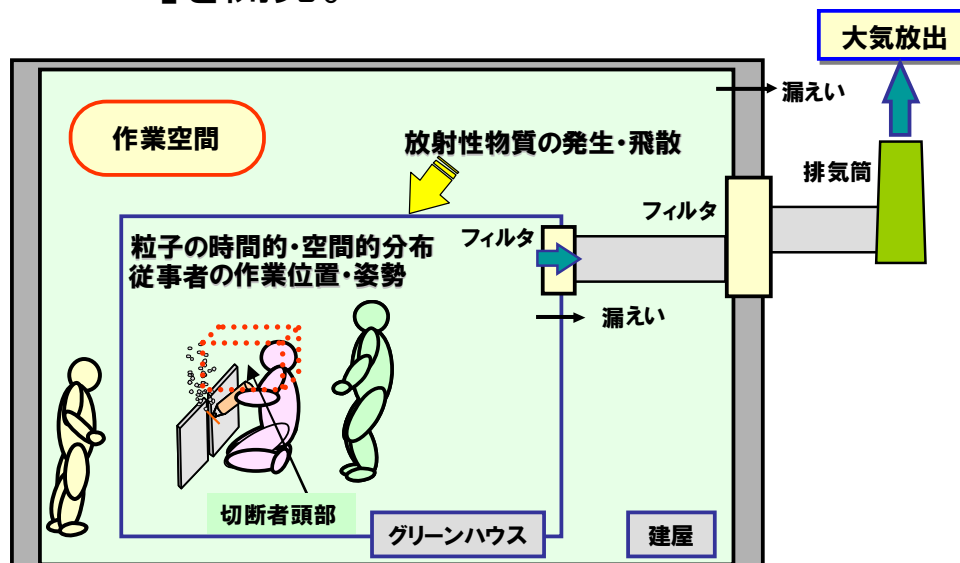
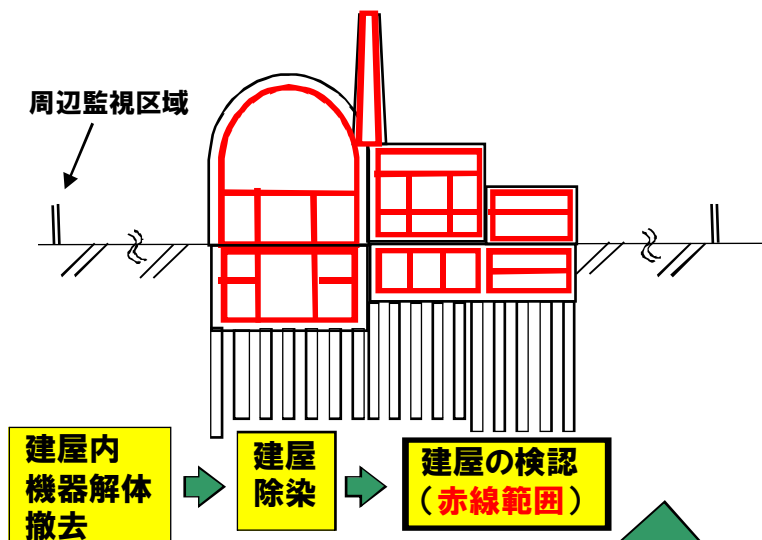
②海水面の変化による流動経路の変化の影響が大きく、海水面の最大低下時には古海底谷の影響により流動方向が変化している



③より長期のスケールでの流動状況の把握が必要となるケースでは地質構造学的な変化を考慮した地下水流動の考察が必要

解体作業の特徴を反映した作業者及び公衆の被ばく評価コード「DecDose」、およびサイト解放基準算出コード「PASCLR-Release」を開発。

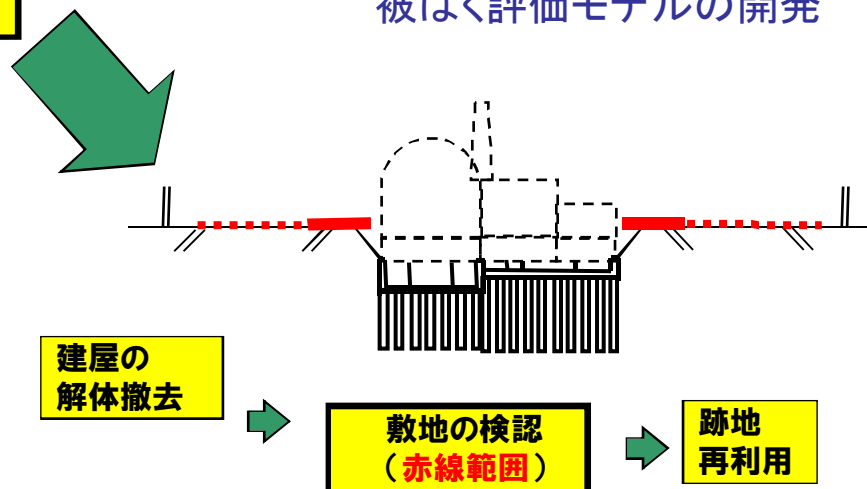
解体作業に伴う周辺公衆の被ばく評価



被ばく評価モデルの開発



解体作業者の被ばく評価



敷地を有効に再利用するための基準の整備



敷地に残る放射能の測定

【重点安全研究課題】

Ⅲ. 放射性廃棄物・廃止措置分野

- **地層処分技術**：精密調査地区選定のための環境要件及び安全審査基本指針を策定するための研究を期待。
- **余裕深度処分・浅地中処分技術**：余裕深度処分の安全審査等に向けた準備・検討、ウラン廃棄物に係る安全規制の基本的考え方、濃度上限値等の整備に向けた検討を期待。
- **廃止措置技術(安全評価手法、検認技術等)**：廃止措置及び敷地や建屋の解放に関わる安全評価、クリアランスレベルの測定・評価等の研究を、核燃料サイクル施設等も含め研究を進めていくことを期待。

【研究目的】

地層処分の時間スケールに応じた核種移行及びバリア機能の評価手法を整備し、判断指標、安全審査基本指針等の策定に資する。

規制行政庁が行う解体廃棄物に関わる安全規制や事業者による立地選定調査のレビュー等を支援する。
総合的な廃止措置安全評価コードを整備し、施設の特徴や廃止措置段階に応じた安全確保を支援する。

【実施体制】

廃棄物安全小委員会ならびに廃止措置安全小委員会が示した規制ニーズ「規制支援研究」報告書、ならびにそれらの具体化のためにJNESが作成した「規制支援研究計画」に基づき、規制行政庁等と協力して研究を推進する。

- ・ 機構内の「連携重点研究制度」を活用し、大学、民間企業と連携し、基礎研究、人材育成を推進。
 - ・ 国が行うウランの埋設基準等の審議に際しては、安全解析結果などの技術情報を適宜提供。
 - ・ 「ふげん」、「人形峠」と情報を共有し、ウラン廃棄物基準解析、廃止措置研究を効率的に推進。
 - ・ 余裕深度処分研究及び廃止措置研究成果はJNESへ集約し、効率的且つ一体的に規制行政を技術的に支援。
- 特に、保安院から「地層処分の安全審査に向けた評価手法等の整備」を外部資金として獲得して推進する。
- ・ JNES-AISTとの三者協定の下で、幌延地下研究施設を活用した共同研究などを推進。
 - ・ 地層処分研究開発部門との機構内連携を強化。
 - ・ 仏国IRSNとの研究協力を推進。
 - ・ NUCEF、STEM等施設の活用と維持。

【具体的研究計画】

第2期中期計画期間中の概要

- 地層処分の安全審査基本指針等の策定に資するため、地質環境および気候関連事象の変遷や不確実性を考慮した、時間スケールに応じたバリア性能評価手法を整備する。また、規制行政庁に進める段階的な安全規制を支援する。
- 廃止措置については、対象施設の特徴や廃止措置段階に応じた安全確保を支援する総合的な安全評価コードの整備する。

【平成22年度の計画と達成目標】

- ・廃止措置については、敷地解放後を含む廃止措置段階に応じた、被ばく線量評価コードの骨格を整備する。
→ **コードの基本構造を設計**
- ・ウランクリアランス制度化に向けて必要な解析を実施する。 → **規制行政庁へ技術情報提供**
- ・「幌延地下研究施設」等を活用し、地下水流動評価手法を検証する。 → **検証解析結果の提示**
- ・余裕深度処分の安全審査に対応するための技術的な規制支援体制を整備する。 → **三者協定の拡大**

特に、保安院受託事業「地層処分の安全審査に向けた評価手法等の整備」では、

- ・閉鎖後を対象にした安全評価の基本的考え方を整理する。 → **代替的指標の整理**
- ・安全評価シナリオの設定手法を整備する。
→ **人工バリアの長期変遷に係るシナリオの整理、自然事象の生起確率の推定方法及び判断指標の整理**
- ・自然事象等の外的因子の影響を考慮した地下水流動評価手法を整備する。
→ **水質データによる検証手法の提示**
- ・時間スケールや処分環境を考慮した廃棄体・人工バリア材の変遷モデルを整備する。
→ **モデルやデータの適用性について確認**
- ・人工バリアや天然バリア等を介した放射性物質の移行評価手法を整備する。
→ **評価データ設定の考え方を検討するためのデータの収集と実測**