



# 核燃料サイクル施設および廃棄物・廃止措置の安全研究

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: 中山 真一)

## 【現行重点安全研究計画】

再処理施設及びMOX加工施設の安全対策のうち、特に臨界、火災・爆発、放射性物質の漏えい等の異常発生防止機能や異常拡大防止機能、さらには万一の事故発生時における閉込め機能について、実験的、実証的な研究の知見に加えて、核燃料サイクル施設に対する安全規制の実績、運転管理の実績、事故・故障等の実績のデータベース化や技術的知見を取り入れた安全評価を行うことが必要である。また、使用済燃料中間貯蔵施設について、貯蔵期間を通じて材料及び燃料の長期健全性と必要な性能を維持していくための研究が必要である。さらに、放射性物質輸送の安全性確保や材料劣化・高経年化対策、耐震安全のための研究も必要である。

## 【現行中期計画】

### 核燃料サイクル施設の臨界安全性に関する研究

再処理施設及びMOX燃料加工施設の臨界事故等に関する実験データを蓄積するとともに、高精度の臨界安全評価手法を整備する。また、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ため、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を整備する。

### 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。

## 【次期重点安全研究計画】

再処理施設及びMOX加工施設の安全対策のうち、特に臨界、火災・爆発、放射性物質の漏えい等の異常発生防止機能や異常拡大防止機能及び万一の事故発生時における閉込め機能について実験的、実証的な研究の知見に加えて、核燃料サイクル施設等に関する運転管理の実績、事故・故障等の実績を踏まえた十分な情報収集と体系的な解析評価を踏まえた安全評価が必要。また、使用済燃料中間貯蔵施設について、貯蔵期間を通じて管理、実績等に係る情報収集を継続的に行うとともに材料及び燃料の長期健全性と必要な性能を維持していくための研究を行うことが引き続き重要である。さらに、放射性物質輸送の安全性確保の観点からのリスク評価のための研究も必要である。

研究内容としては、核燃料サイクル施設におけるリスク情報の収集・解析・活用に関する研究、事故評価の技術基盤の整備、使用済燃料の輸送や貯蔵等に燃焼度クレジットを考慮する際の臨界安全及び事故評価手法の整備、新型燃料に関する臨界安全評価手法の整備、再処理施設機器材料の高経年化評価手法の整備等。

## 【次期中期計画(案)】

リスク評価上重要な事象の影響評価手法の整備を目的として、放射性物質の放出移行率などの実験データの取得及び解析モデルの開発を行う。また、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う。

## 1. 臨界安全性に関する研究

### 臨界安全設計・管理

- 解析コード検証用の臨界量データの取得（STACYにおけるウラン溶液の臨界量測定、OECD/NEAや二国間協定を通じた国内外のデータ相互供与）
- 解析コードの検証作業と標準データの編さん（国内技術であるMVP+JENDL3.2の検証作業を実施、制限値 $k=0.98$ を採用し、臨界安全ハンドブック・データ集改訂）
- 燃焼度クレジット導入に必要な技術開発（統合燃焼解析コードSWAT3.1の公開）

### 臨界事故評価

- 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。
- 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計算コードOPT-TWO開発  
⇒ MOX加工施設の安全審査で参考とされた

## 2. 事故時放射性物質の放出・移行に関する研究

- グローブボックス構成材燃焼特性データ取得（エネルギー放出特性、模擬放射性物質と煤煙の放出、HEPAフィルタの目詰まり特性）、火災事故時の閉じ込め評価手法の整備  
⇒ JNES火災防護ガイドライン策定のための定量評価データとして貢献
- 事故時放射性ヨウ素の放出・移行特性データの取得及び放出・移行評価モデルの整備

## 1. 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リスク情報活用への対応

再処理施設等へのリスク情報の安全規制・安全管理への活用例として、性能目標、重要度分類、運転管理に係わる意志決定(AOT等)が検討されている。リスク評価上重要な事故の影響評価手法の整備を行い、リスク評価手法の確立が必要。

## 2. 臨界安全性に関する研究(軽水炉ウラン燃料対応)

### 新型燃料(核分裂性物質の量が多い)への対応

初期濃縮度5%超のウラン燃料を想定。臨界事故の想定、リスク評価の考え方の取り入れ、毒物クレジットの詳細検討など加工施設の臨界安全管理・設計の考え方を全面的に見直す必要あり。

(現行燃料) 初期濃度<5% 燃焼度<55G	(次期燃料) 初期濃度<5% 燃焼度>55G	(将来燃料) 初期濃度>5%
------------------------------	------------------------------	-------------------

加工	現行指針・現行施設により加工が可能	◎指針・施設の見直し必要 臨界事故想定のある方、毒物クレジット
輸送・ 中間貯蔵	取扱い量の増大	新設計の輸送容器必要
	当面現行キャスクで対応	◎燃焼度クレジットBUC全面導入 BUC導入等の管理・設計見直し
再処理	使用済燃料の発生量>処理量は当面続く	◎新設計の第2再処理
	現行施設で対応	

## 2. 臨界安全性に関する研究(つづき)

### 使用済燃料取扱量の増大への対応

使用済燃料の一層効率的な輸送・貯蔵・取扱に燃焼度クレジットの導入が必須となる。燃焼解析の精度評価(核分裂性物質、FP量の計算)、燃焼度クレジットを用いた管理・設計のロジック(実機運用における品質保証のあり方、事業者間の分担の問題を含む)など。

## 3. 再処理施設機器材料の高経年化評価手法の研究

### 再処理施設経年劣化への対応

再処理施設機器の高経年劣化対策の妥当性評価に必要な技術データ(腐食など顕在化事象、環境割れなど潜在的な事象)を整備する必要。長期劣化進展傾向評価手法の整備

## 【現行重点安全研究計画】

### 1.高レベル放射性廃棄物の地層処分

概要調査や精密調査際に考慮すべき地質環境データ等の評価、精密調査地区の選定条件の設定、安全評価の基本的考え方（評価時間枠の取扱い、安全指標等）、人工バリアの長期健全性評価の信頼性向上に関する研究等が必要である。

### 2.高 $\beta$ $\gamma$ 廃棄物、TRU廃棄物、ウラン廃棄物等の処理・処分

それぞれの廃棄物の特性及び処分方法に応じて安全に処理・処分を行うための安全評価の基本的な考え方の策定等を行う必要がある。天然バリア・人工バリアの性能評価、適切な安全評価シナリオ及びそれに基づいた安全解析等が必要である。

### 3.廃止措置技術

施設の放射能特性の評価のあり方、廃止措置終了後の敷地（建屋）解放のあり方等に関するものが重要である。また、実用発電用原子炉を対象とした廃止措置（解体）についての安全確保策だけでなく、研究用原子炉等の小規模施設や核燃料サイクル施設等の安全確保に対しても研究を進める。

## 【現行中期計画】

### 1. 高レベル放射性廃棄物の地層処分に関する研究

安全審査基本指針の策定に資するために、安全指標、制度的管理、評価期間等に関する基本的考え方を提示する。安全評価に関して、水文地質学的変動、隆起浸食、人工バリア材の長期変質、放射性核種挙動の変動等を扱う長期安全評価手法を開発・整備する。

### 2. 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のうち、超ウラン核種廃棄物およびウラン廃棄物の処分については、廃棄物の特性及び処分方法に応じた安全規制の基本的考え方の策定に資するため、評価シナリオの設定、固化体・人工バリア・天然バリアの機能評価等を含めた安全評価手法を開発・整備する。また、処分方法ごとの濃度上限値設定に必要な解析を行う。

低レベル放射性廃棄物のうち炉内構造物等廃棄物については、余裕深度処分に関する安全評価手法を開発・整備する。

### 3. 廃止措置に係る被ばく評価

廃止措置については、作業員・周辺公衆の被ばく評価手法、敷地解放後の被ばく評価手法の整備を行う。また、クリアランスの対象となる廃棄物についての評価対象核種、組成比、濃度測定方法等を検討する。



## 【研究目的】

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。

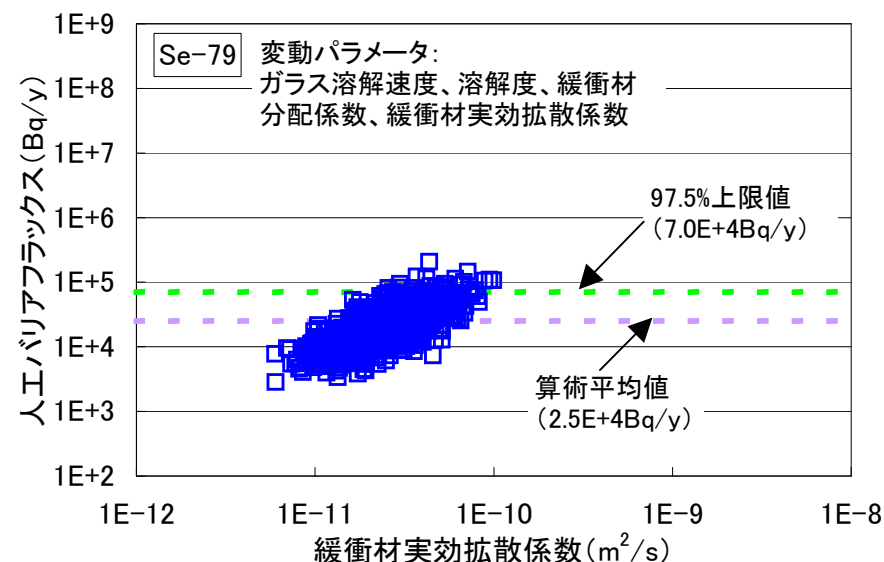
## 【成果と活用】

- 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。



## これらの成果を通し、さらに、

- 「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
  - ✓ 安全規制として押さえておくべき、危険性と不確実性の大きい現象を選択。
  - ✓ 通常シナリオでは感度解析により選定。異常シナリオでは機能の著しい低下現象。



## 人工バリア性能の違いによる核種フラックスの違い

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。

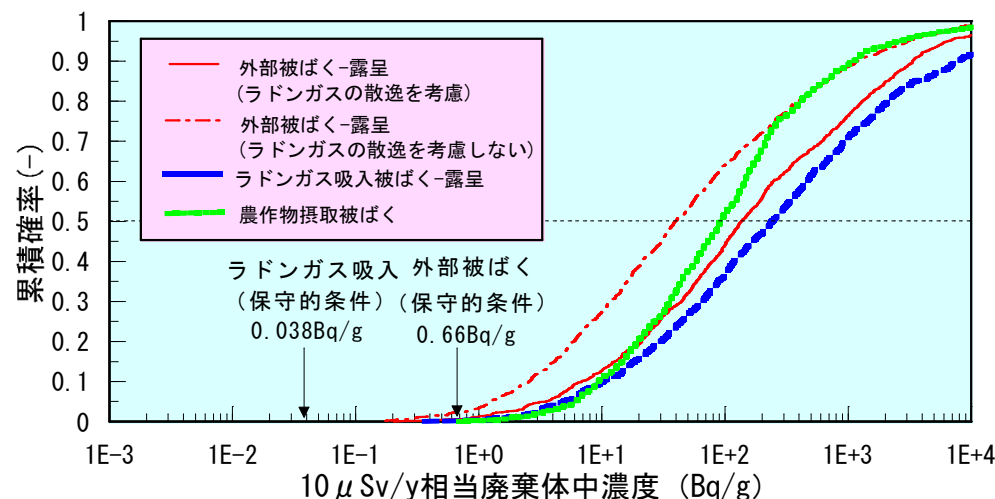
## 【研究目的】

- TRU及びウラン廃棄物処分の濃度上限値を設定。
- 余裕深度処分の安全評価。

## 【成果と活用】

- 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、原子力安全委員会報告書、政省令に採用。
- 炉内構造物等の余裕深度処分に関して、人間侵入シナリオの解析。
- 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。

⇒ 原子力安全委員会報告書『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5日）において公表。



## クリアランスレベルを決定論的に決める根拠となる確率論的解析結果

ウラン廃棄物に対するウランのクリアランスレベルとして、ラドンガス吸入を考える経路の場合は0.038 Bq/g、ラドンガスを考えない外部被ばくのための経路の場合は0.66 Bq/gと設定したが、種々のパラメータの不確実性を考えた変動幅に照らすと、これらの設定値が十分保守的であることがわかる。

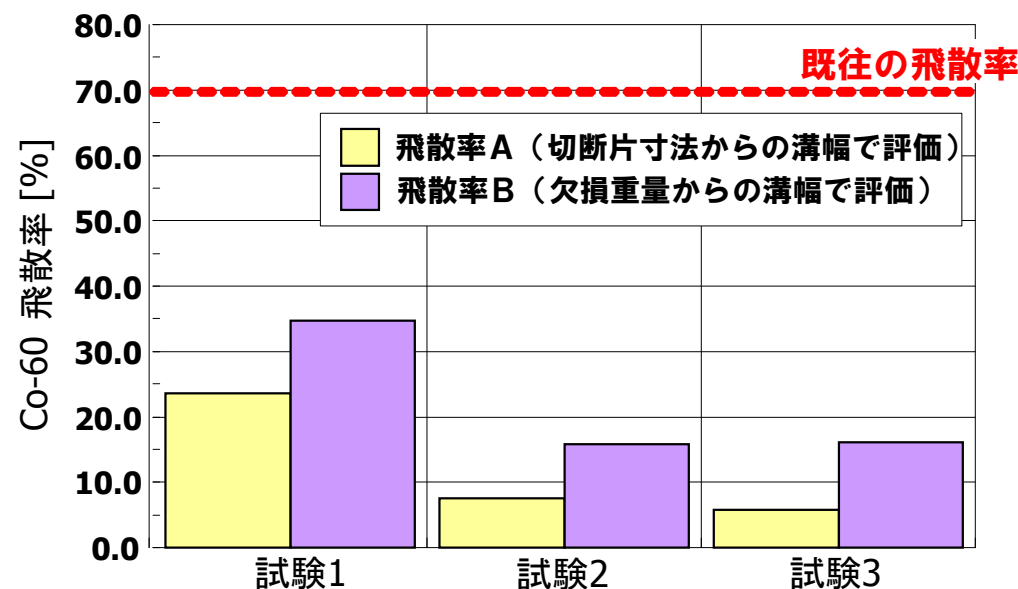
## 【研究目的】

- 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の検討。
- 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。

## 【成果と活用】

- サイト解放基準算出のためのコード整備、およびサイト解放のための確認手順を提示、サイト解放基準濃度を例示。
- 解体作業の特徴を反映できる被ばく線量評価コードを開発するとともに、実機切断試験データを取得。評価パラメータの保守性を検証。
- 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。

「JPDR」、「ふげん」の配管を利用した評価パラメータの取得試験



## JPDR汚染配管切断時の飛散率測定結果

実機切断試験から取得した粉じん飛散率は、既往の評価式から算出される値より小さい。

## 1. 地層処分技術

地層処分地は、3段階の立地選定プロセス(概要調査地区、精密調査地区、及び最終処分施設建設地の選定)に従って決定され、このうち精密調査地区については平成20年代中頃の選定が計画されている。原子力安全委員会としては、精密調査地区選定開始時期までに精密調査地区選定のための環境要件や安全審査基本指針について検討を進めていく必要がある。

研究内容としては、地質環境の調査・評価手法の開発、工学技術の開発、長期の安全評価に関するもの等が重要である。特に重点化すべき研究内容としては、サイト特性を考慮した地質環境の調査・評価手法の開発、長半減期低発熱放射性廃棄物の特性を踏まえた人工バリア等の工学技術の開発、操業中及び閉鎖後の安全評価に係る研究等。

## 2. 余裕深度処分・浅地中処分技術

原子力施設及び研究施設等から発生するものについて、廃棄物の特性に応じて安全に処理・処分を行うための研究が求められる。ウラン廃棄物については、自然起源の放射能との関連なども考慮しつつ安全規制の基本的考え方、濃度上限値、安全審査指針を策定する必要がある。

## 2. 余裕深度処分・浅地中処分技術(つづき)

研究内容としては、地質環境の調査・評価手法の開発、工学技術の開発、安全評価、制度的管理の有効性の評価、評価時間枠の取扱い、長期的安全評価手法の開発、安全評価用データ取得等などが重要である。また、廃棄物の特性に応じた廃棄物処理・廃棄体化技術の開発が必要。ウラン廃棄物に関しては、上記研究内容に加え、安全指標等に関する検討が重要である。

## 3. 廃止措置技術

実用発電用原子炉のうち軽水炉及びウラン取扱施設の廃止措置が近づいていること等に伴い、現在行われている原子炉施設の廃止措置などにおいて蓄積された知見を踏まえつつ行うことが重要である。また、クリアランスについては、核燃料使用施設等の使用、解体に伴って発生する資材等のクリアランスに係る基準の整備及び計測技術等の開発が求められる。

研究内容としては、廃止措置終了後の敷地(建屋)解放に係る基準整備及び残存放射能濃度の測定手法に関する技術開発に係る研究等が重要である。また、クリアランスについては、施設の放射能特性の評価のあり方、大型金属や建屋コンクリート等に対する放射性核種のクリアランスレベルの測定・評価に関するものが重要である。

## 【次期中期計画(案)】

### 放射性廃棄物に関する安全評価研究

地層処分の安全審査基本指針等の策定に資するため、地質環境の変遷や不確かさを考慮した、時間スケールに応じた核種移行評価手法および廃棄体・人工バリア性能評価手法を整備する。また、余裕深度処分等に対しては、地層処分研究で得た技術的知見を用いて、国が行う安全審査などへの技術的支援を行う。

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解体時の安全評価手法を整備する。

## 地層処分：取り組みの方向性

### 【国の動向】

これまでの、H40年代の安全審査に向けた技術的支援という規制ニーズに加え、短中期的なニーズにシフト。いずれも、規制機関が許認可前においても安全に関して積極的に関与していくためのもの：

- NISA及びJNESが、NUMOの技術報告書について、いわゆるレビューを行い、規制研究レポートとして適宜取りまとめる。
- NISAが「安全設計の基本的要件や安全評価の基本的考え方」を取りまとめる（精密調査地区選定までに）。

など

### 【研究の方針】

- 科学的合理的に不確実性を考慮する評価手法を整備し、立地選定段階におけるNUMOの安全性に関する評価の妥当性レビューに資する。
- 規制機関が、安全規制として考慮すべきシナリオや、求めるべきバリア材の安全機能の性能レベルなどを検討・策定する場合に、評価手法整備を通して得た最新の科学的知見を踏まえ、科学的技術的な観点から提案を行っていく。
- 研究は、「連携重点研究」産官学連携、JNES・産総研との研究協力協定、およびJAEA内協力を利用して進める。

## 【国の動向】

- 余裕深度処分：原子力安全委員会で安全評価の考え方が整理、経済産業省では埋設事業申請を見越した安全審査に向けた準備。
- ウラン廃棄物クリアランス制度が規制行政庁にて整備。また、RI廃棄物のクリアランス基準の検討が文部科学省で進行。
- ふげん、浜岡1、2号機、大学等の研究炉等の廃止措置計画が認可、本格的な解体に移行しつつある。

## 【当センターの目標】

- 余裕深度処分等に対しては、地層処分研究で得た技術的知見を用いて、規制に対する技術的支援を行う。
- 多様な原子力施設の廃止措置について、安全な廃止措置を支援する総合的な廃止措置安全評価コードを整備し、研究施設や研究炉を含む廃止措置の安全確保に貢献する。



## 参考資料 目次

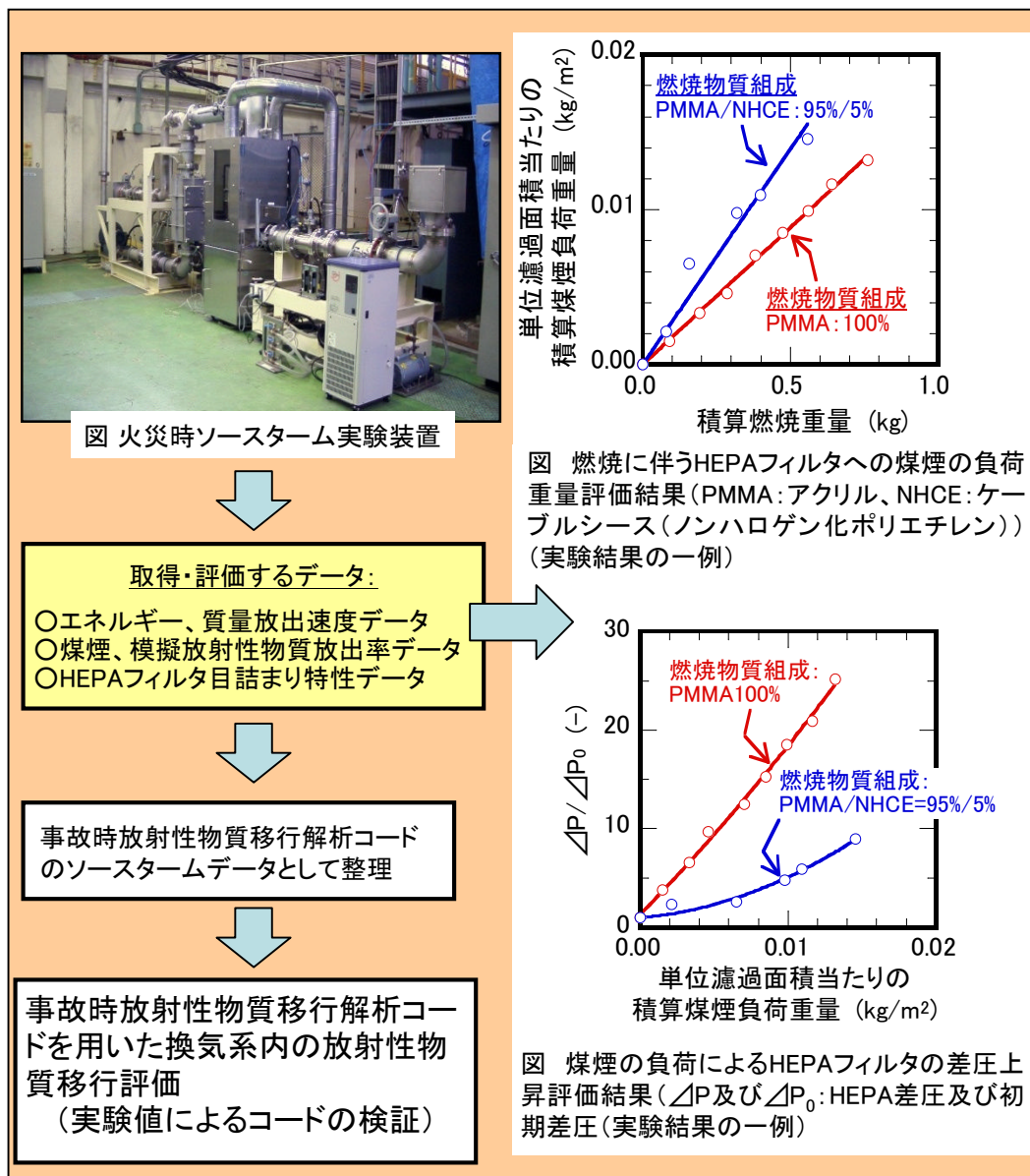
1. 【研究成果】 事故時放射性物質の放出・移行に関する研究
2. 【研究成果】 施設高経年化の安全評価に関する研究
3. 【研究成果】 臨界安全解析コード検証用の臨界量データの取得  
(STACY実験とICSBEP参画)
4. 【研究成果】 解析コード検証作業と標準データの編さん(臨界安全  
ハンドブック・データ集第2版)
5. 【研究成果】 燃焼度クレジット導入に必要な技術開発(統合燃焼  
解析コードSWAT3.1)
6. 【研究成果】 地層処分のための広域地下水流動研究
7. 【今後の研究】 核燃料サイクル施設のリスク評価上重要な事故の  
影響評価に関する研究
8. 【今後の研究】 地層処分の安全評価の考え方
9. 【今後の研究】 廃止措置と解体廃棄物

## 【研究目的】

火災・爆発・臨界事故時放射性物質の放出・移行特性等に関し、安全審査等への科学的知見の提供のための基礎データを取得する。

## 【成果】

- グローブボックス構成材およびケーブル材料の燃焼実験から、
  - ・ 模擬放射性物質と煤煙の放出特性
  - ・ 煤煙の負荷に伴うHEPAフィルタの目詰まり特性
 に係るデータを取得。放射性物質移行解析コードのソースタムデータとして整理。
- 放射線照射下での硝酸溶液からのヨウ素放出率データを取得、また放出・移行評価モデルの整備。

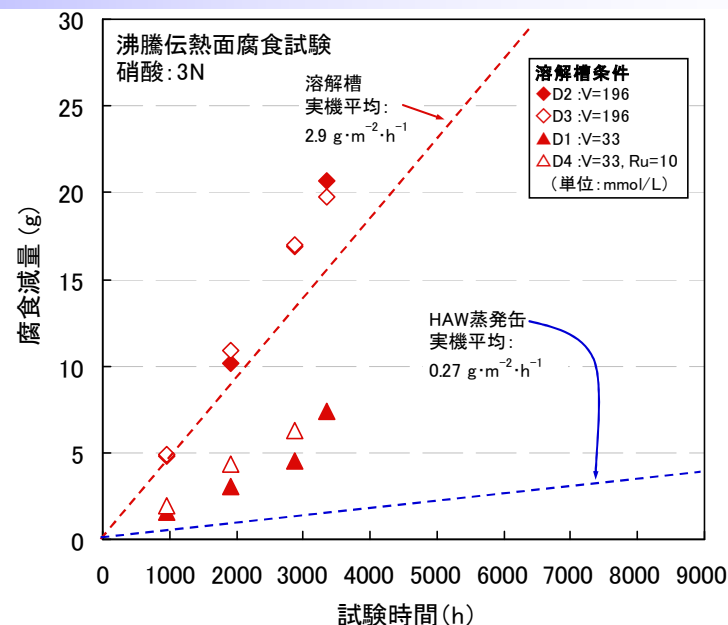


## 【研究目的】

核燃料サイクル施設の定期的な評価の適切性確認に必要な知見の整備、並びに新たな安全規制方策の検討に資するための、施設の高経年化に関する安全評価手法の高度化とデータ整備。

## 【成果】

- 再処理施設に係る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・部位を抽出するとともに、溶解槽伝熱面などの腐食進展傾向評価データを取得。
- 再処理施設高経年化対策評価対象機器・部位(溶解槽沸騰伝熱部、Pu濃縮蒸発缶硝酸凝縮部)を対象とした長時間腐食試験を実施し、腐食メカニズムや腐食支配因子の影響評価データを取得するとともに、腐食進展傾向評価モデルを提案。



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(4,800h)。

図 腐食減肉量の経時変化

## 【成果の反映】

- ・ 「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)
- ・ 「再処理施設の技術評価マニュアル」
- ・ 再処理施設の高経年化対策技術資料集

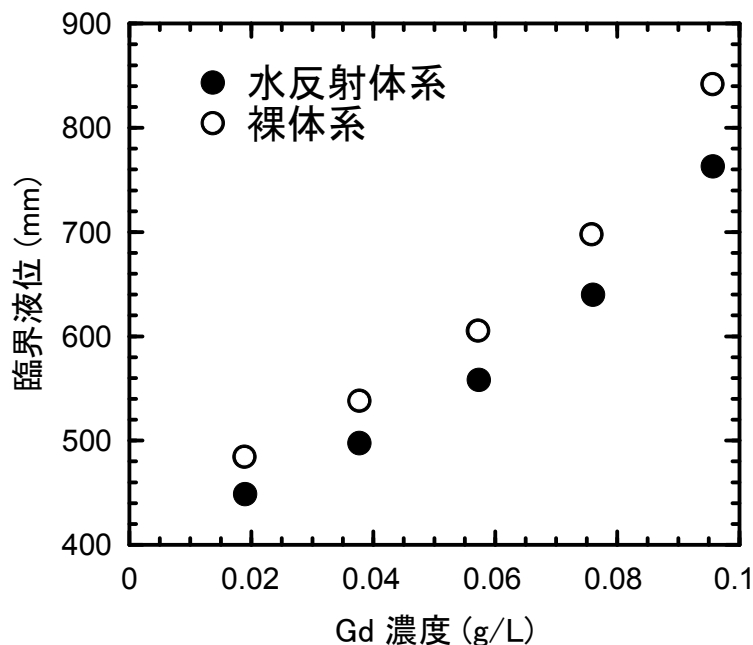
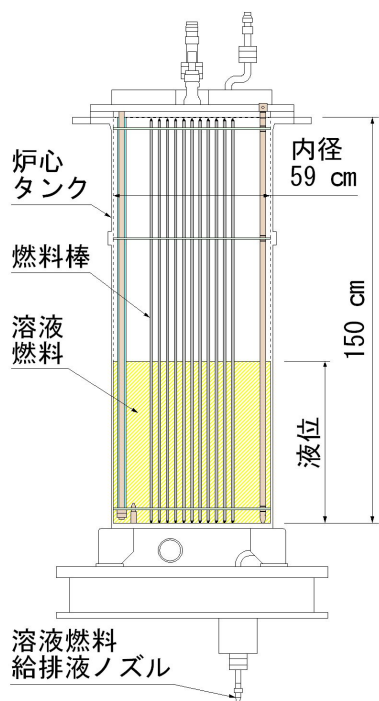
**以前の問題点** 古い臨界実験データには疑義があるものも存在し検証用に用いることが躊躇われた。  
また、特定の体系(核種や化学系の種類)のデータが欠落していた。

## 新規実験としてSTACY実験

世界的に不足していた低濃縮ウラン  
溶液体系の臨界量データを大幅に拡充

## 国際臨界安全ベンチマーク評価プロジェクトICSBEP

古い臨界実験データの再評価、新規実験データの採り入れ  
信頼性の高い臨界量データの整備、国際的なデータの融通



ICSBEPにおいて、実験の内容と  
ベンチマーク・データの整備について  
詳細なレビューを受け、同意を得る。

- 実験体系(測定条件と結果)を  
解析コード向けにさらに単純化して  
「ベンチマーク・データ」して蓄える。
- 国内で実施できない種類の実験  
についてはICSBEPを通じて  
ベンチマーク・データを入手できる。
- 疑義のある古いデータは排除し  
新たな実験データで置き換える

燃料棒と溶液燃料を組み合わせたSTACY非均質体系実験の例  
(ウラン溶液中のGd濃度と臨界量の関係/ICSBEP LEU-MISC-THERM-006)

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

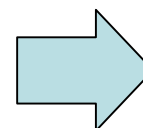
- ✓ 公開文献から検証用ベンチマークデータを収集する労力が省かれるとともに、ベンチマークデータとしての適・不適の検討、及び解析システム向けのモデル構築の手間が軽減される。
- ✓ 検証用ベンチマークデータの母集団として、国際的に標準のものを用いることにより、検証作業そのものの国際的な相互比較が可能となる。

解析システムとしてMVP+JENDL3.2を採用

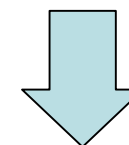
- ✓ 国産の解析コード及び核データライブラリー
- ✓ 計算手法として近似を含まない連続エネルギーモンテカルロ法

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

必要な技術 発電炉における燃焼履歴(集合体が炉心内に配置された位置、出力履歴、PWRの場合のほう素濃度変化、BWRの場合の制御棒位置変化など)を入力条件にして、使用済燃料集合体内のウラン、プルトニウム、主要FP核種の組成を算出する技術。

#### 燃料集合体のモデル化と中性子束分布の計算

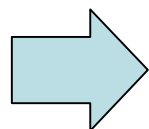
- ✓ 燃料集合体の平面方向の構造をそのままモデル化可能
- ✓ 中性子束分布の計算の連続エネルギー・モンテカルロ・コードMVPやMCNPを利用

#### 燃焼計算

- ✓ 燃料集合体をモデル化する際に定義する燃焼領域(例えば燃料棒)ごとに燃焼計算を行う
- ✓ 燃焼計算にはORIGENを利用

#### 燃焼計算と中性子束分の計算を交互に実行

- ✓ 燃焼履歴をとりこみながら、特定の燃料集合体の全燃焼過程を計算可能
- ✓ 燃焼領域(例えば燃料棒)ごとの組成を算出



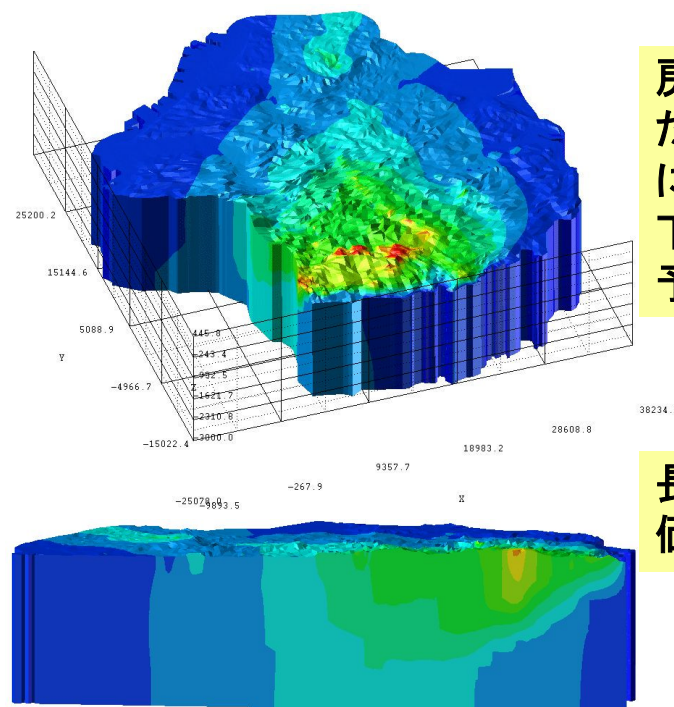
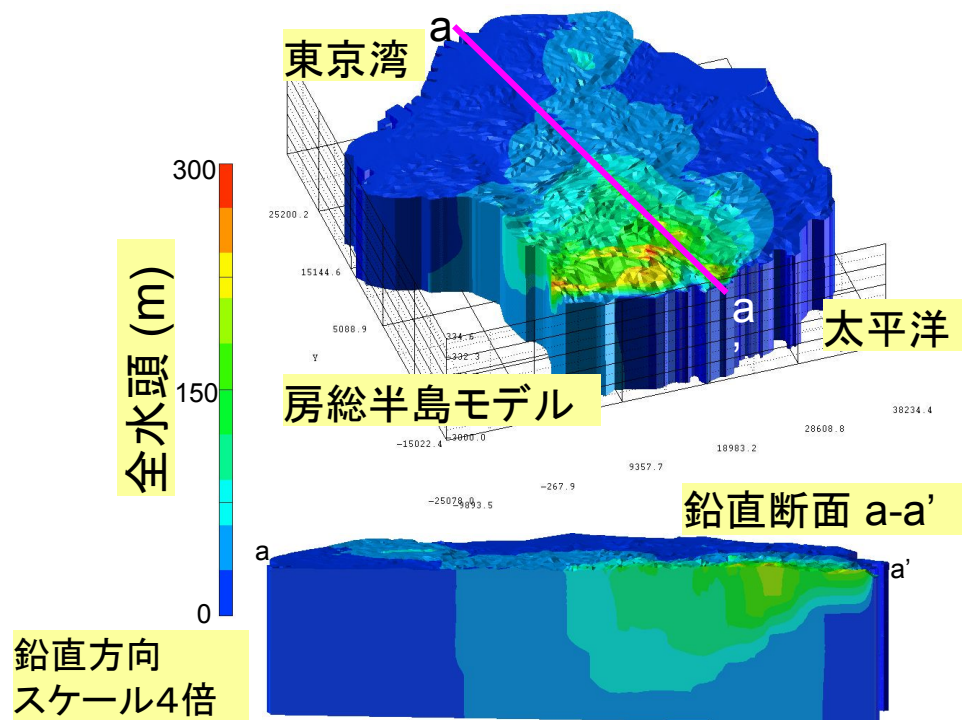
- 電力事業者などが用いる炉心管理計算の参照計算用に利用
- 照射後試験における燃焼度決定の際の補正值の計算に利用
- 次期重点研究計画・中期計画で燃焼度クレジット導入の研究を行う際の中核となる計算ツール

# 【研究成果】地層処分のための広域地下水流動研究

広域を対象とした長期地下水流動解析コード(3D-SEEP)を整備、コードの検証方法の調査及びモデル地区での検証を進めた。

現在のモデルによる解析

8万年後のモデルによる解析



房総半島を例とした隆起・侵食現象に伴う長期的な地下水流動の変動予測の検討



長期的な安全評価手法の整備

広域的な隆起・侵食量のデータを基に、8万年後の地形・地質構造モデルを作成し、将来的な環境条件での地下水流速を比較

【研究の方針】

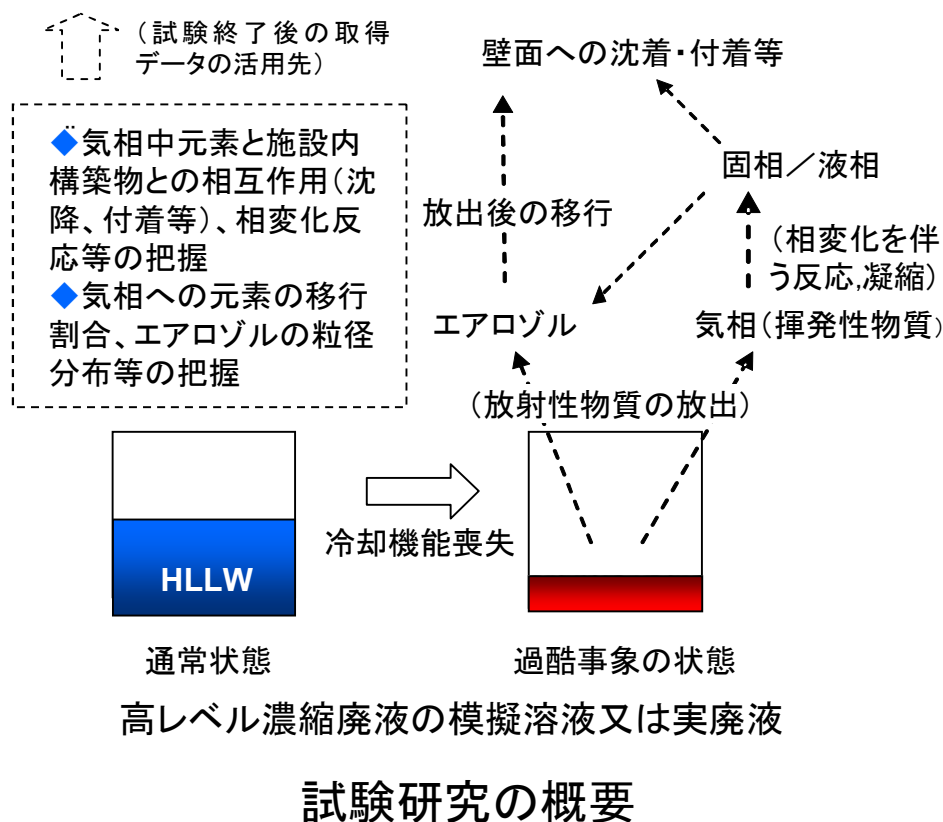
放射性物質が集中的に保管されている高レベル濃縮廃液貯槽における冷却機能喪失による蒸発乾固事象を研究対象として、高レベル濃縮廃液の蒸発乾固の進展に伴う放射性物質の放出・移行挙動評価に必要なデータを試験的に取得するとともに、核種移行挙動評価解析モデルを整備する。

なお、本研究の一部(データ取得)は、それぞれPSA手法の整備を共通のニーズとしているJNES、JNFL及びJAEAと3機関が出資し、規制判断の独立性の確保や透明性に留意して実施する。

【成果の反映】

再処理施設のリスク評価手法整備、残余のリスク評価のための地震PSA手法整備に活用

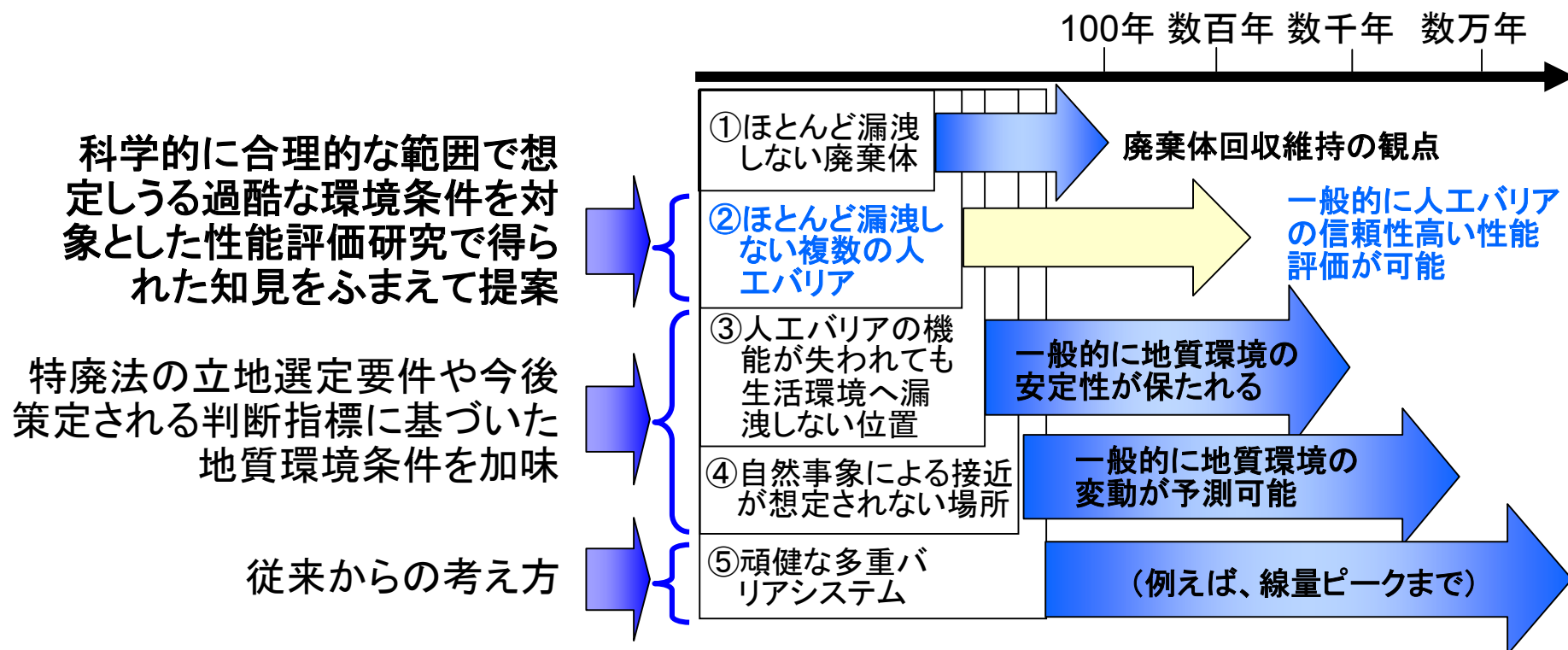
各機関で研究ニーズに応じて行う放射性物質移行の具体的な解析





# 【今後の研究】地層処分の安全評価の考え方

地質環境の変遷や不確実性を考慮した、時間スケールに応じた核種移行評価手法および廃棄体・人工バリア性能評価手法を整備



## 【今後の研究】 廃止措置と解体廃棄物

目標: 国が行う基準整備や廃止措置計画の認可に資するため、

- 廃止措置の進展ならびに対象施設の特徴に応じた規制のための、被ばく線量評価手法の整備
- サイト解放時の残存放射能確認手法を含む、廃止措置終了に関わる確認基準及び確認手順の検討

また、解体廃棄物の余裕深度処分等についての安全審査、ウラン廃棄物等に係わる基準の制度化等への技術的支援

