



# 重点安全研究 平成17-19年度の主な成果

---

(中間評価)

平成21年3月17日

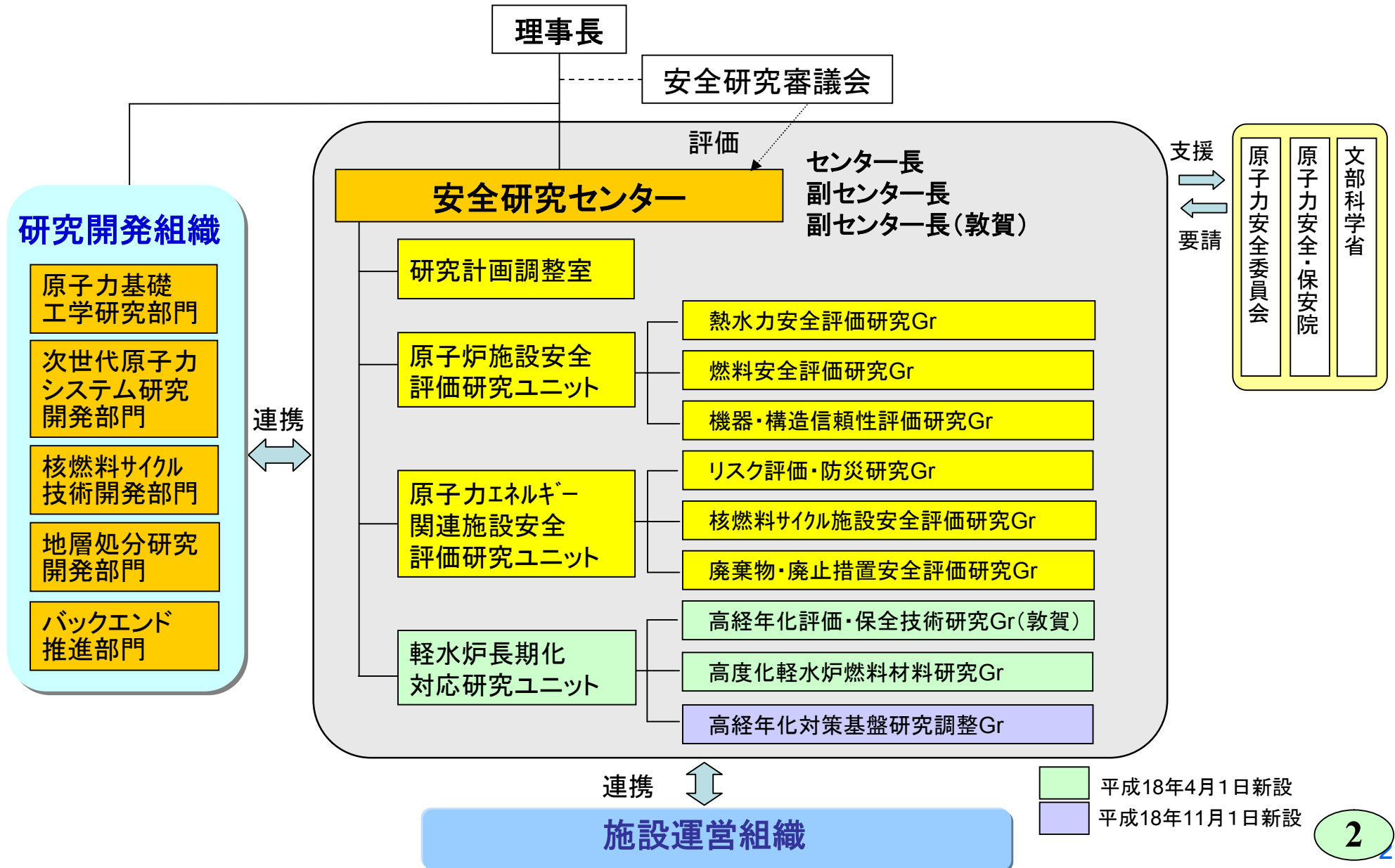
第6回安全研究審議会

日本原子力研究開発機構 安全研究センター

# 安全研究実施体制

## (安全研究センターの組織と機構内他組織との連携)

平成20年8月現在



- 研究成果は、学術誌への投稿論文、JAEAの報告書、国際会議への投稿論文等に纏めている。受託研究等の過程で得られた知見等についても、委託元の許諾を得た上で、論文等に纏めている。その数は、若干減少傾向にあり、重要課題と認識している。
  - 17-19年度における発表論文等の総数は以下のとおり
    - ✓ 雑誌論文                      約280 (150)
    - ✓ 技術報告書                    約320 (200)
    - ✓ 受託事業報告書               約90 (—)
    - ✓ 国際会議                        約300 (140)
    - ✓ 口頭発表                        約810 (520)
- (注)( )内は、総数のうち「開発研究成果の活用」に含まれるものの数を示す
- 17-19年度には日本原子力学会及び日本保健物理学会から、論文賞、技術賞、貢献賞など6件を受賞している。

### 安全研究の成果を基盤とする安全規制及び人材育成への貢献活動

- ・ 原子力安全委員会の安全審査、指針整備、規制調査等に委員会委員等として貢献するとともに、受託調査を通じて国際動向の把握、性能目標・防災指針・燃料関係指針等の検討を支援。
- ・ 原子力安全・保安院及びJNESにおける安全審査、技術基準整備等に委員会委員等として貢献するとともに、受託事業により規制上の研究ニーズに直接的に対応。
- ・ 学協会による民間規格（PSA関連、PSR、高経年化技術評価等）や技術戦略ロードマップ策定（燃料、高経年化、熱水力等）に多数が参加。重点安全研究の成果情報を提供。
- ・ 連携大学院制度、東京大学原子力専門職大学院などへの講師派遣により、人材育成に貢献。



## 国際協力活動(平成17 - 19年度)

- OECD/NEA(原子力機関)CSNI(原子力施設安全委員会)の活動への参加
  - ✓ リスク評価ワーキンググループ(WG)、機器・構造物の健全性及び経年変化WG、燃料安全WG等に、国の代表として、長年に亘り参加・貢献。
  - ✓ 保安院の特別拠出金プログラムSCAP(応力腐食割れ及びケーブル経年劣化プログラム)への参加・貢献(18年6月～22年6月)
  - ✓ OECD/NEA ROSAプロジェクトの主催(17年4月～21年3月)。フランスCabri水ループ計画への参加(12～22年予定)。
- IAEA(国際原子力機関)の活動への参加
  - ✓ IAEA協力研究計画(CRP)「原子力発電所における原子炉圧力容器の破壊靱性モニターのためのマスターカーブ法」への参加(17-20年度予定)、その他
  - ✓ 包括規制レビューサービス(IRRS)への専門家としての参加(19年度、メキシコ)
- 二国間協力の推進
  - ✓ 米国原子力規制委員会(NRC)、仏国放射線防護原子力安全研究所(IRSN)との情報交換協定

- **平成18年1月**、福島第一6号機(1F6)でハフニウム板型制御棒のタイロッド部とシース部にひび及び欠損を確認。その後、多数のBWRで、同型の制御棒にひび等が発見された。
- JAEAは、保安院からの依頼を受けて、1F6の制御棒のひび部の試料2片の破面観察、元素分析、硬さ測定等を実施。さらに、事業者によるオンサイト試験の立会い、事業者が得たデータの分析を実施。
- JAEAは以下の結論を提示。保安院の報告書\*に記載された。
  - ① 当該制御棒のひびは、中性子照射量、破面形態、粒界偏析、照射硬化等の結果から、**IASCCにより進展**したと考えられる。
  - ② ひびの発生に関しては、シースとハフニウム板、及びシースとタイロッド間のすき間での**腐食生成物の付着が強く関係し、そこでの粒界腐食が起因**となったものと考えられる。また、コマ溶接部及びスポット溶接部における**溶接残留応力**の存在も、当該部位におけるひびの発生の要因であると考えられる。

\* :原子力安全・保安院、「沸騰水型原子力発電所のハフニウム板型制御棒のひび等に関する調査報告書」、平成18年5月

## 【研究目的】

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、軽水炉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、原子力施設毎の性能目標等の検討を行う。

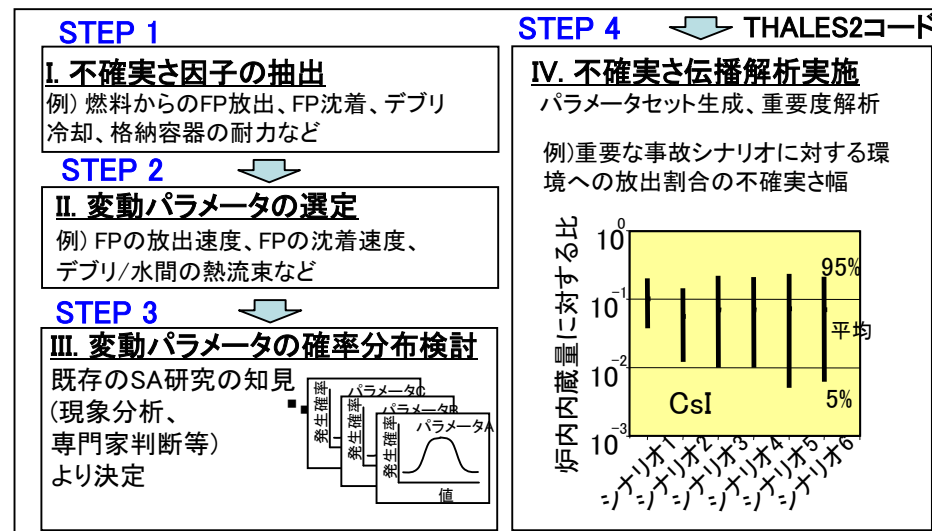
## 【平成17～19年度の成果】

- レベル2及び3PSAの不確かさ評価手順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。
- 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するとともに、事故影響評価に必要な基礎的データを整備した。
- レベル3PSAコードを用い、安全目標案に対応した軽水炉の性能目標値案を提示した。また、MOXモデルプラントのPSAを実施し、リスクプロファイルを明らかにした。

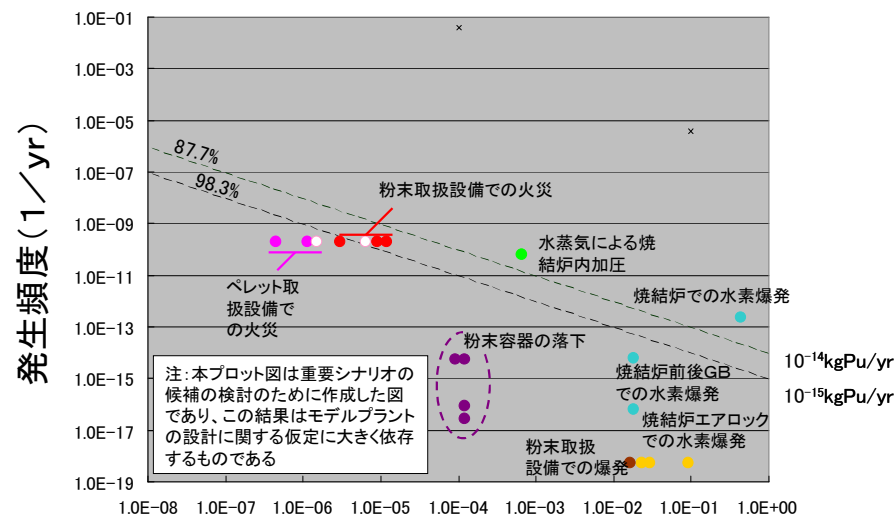
## 【成果の反映】

- 不確かさ評価手順及び評価例は、原子力学会標準委員会において作成されたレベル2及びレベル3PSA標準に反映された。
- 軽水炉の性能目標案及び性能目標を導出する際の技術情報を取りまとめ、原子力安全委員会安全目標専門部会性能目標分科会の審議のために提供した。

## 不確かさ評価手順の整備



## MOXモデルプラントのリスクプロファイル



## 1-2-1 事故・故障分析、情報収集

### 【研究目的】

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。

### 【平成17-19年度の成果】

- 2005～2007年にIRSに報告された事例227件（2005年：63件、2006年：82件、2007年：82件）（非公開）についてその内容分析を実施した。また、2005～2007年にINESに報告された事例95件（2005年：25件、2006年：50件、2007年：20件）について、各事例の内容を分析した。
- 安全上重要な事象として、米国の加圧水型原子力発電所(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、発生箇所や、原因、対策などの観点から全体的な傾向を調べた。（日本原子力学会和文論文誌、JAEA-Review）

### 【成果の反映】

- IRSの分析結果については報告書（非公開：IRS情報が非公開情報であるため）を作成して原子力安全委員会、原子力安全・保安院、並びに、電力各社に提供した。
- INESについては各事例の和訳を文科省や安全委員会をはじめ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。

### 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)

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)。

#### 安全弁・逃がし弁の設定点変動事例の分析

情報源：米国の設置者事象報告書(LER)

分析収集対象期間：2000年～2006年

分析したLER件数：94件

BWRの逃がし安全弁：パイロット弁のディスクとシートとの間における腐食性固着が主たる原因→設定点が高い側に変動。  
PWRの加圧器安全弁：原因が特定されていないものが多いが、設定点変動幅は±1～±3%と小さい。  
PWRの二次系安全弁：ディスク-シート間における酸化固着／熱膨張による固着が主たる原因→設定点が高い側に変動。



## 【研究目的】

軽水炉燃料の高燃焼度化とプルサーマル利用の本格化に向け、安全審査のための基準等の高度化に貢献する。

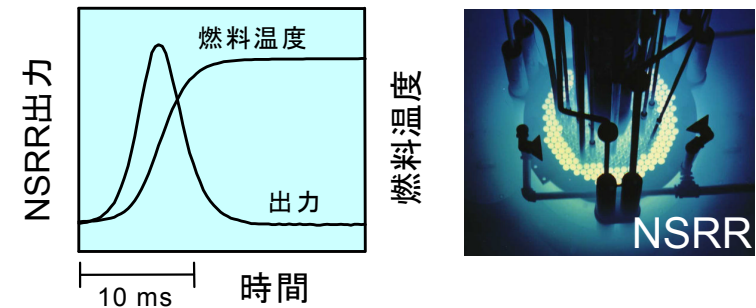
## 【平成17～19年度の成果】

- RIA時燃料挙動についてNSRR実験、LOCA時燃料挙動について高温酸化した被覆管の急冷実験を実施し、従来にない高い燃焼度範囲におけるRIA時燃料破損しきい値、LOCA時燃料破断しきい値に関するデータ等を取得した。
- 燃料挙動評価手法の高度化のため、解析コード(通常時FEMAXI、事故時RANNS)の開発を進め、NSRR実験結果の評価等を行った。
- 異常過渡時の燃料挙動に着目したJMTR実験のための装置整備を進めた。

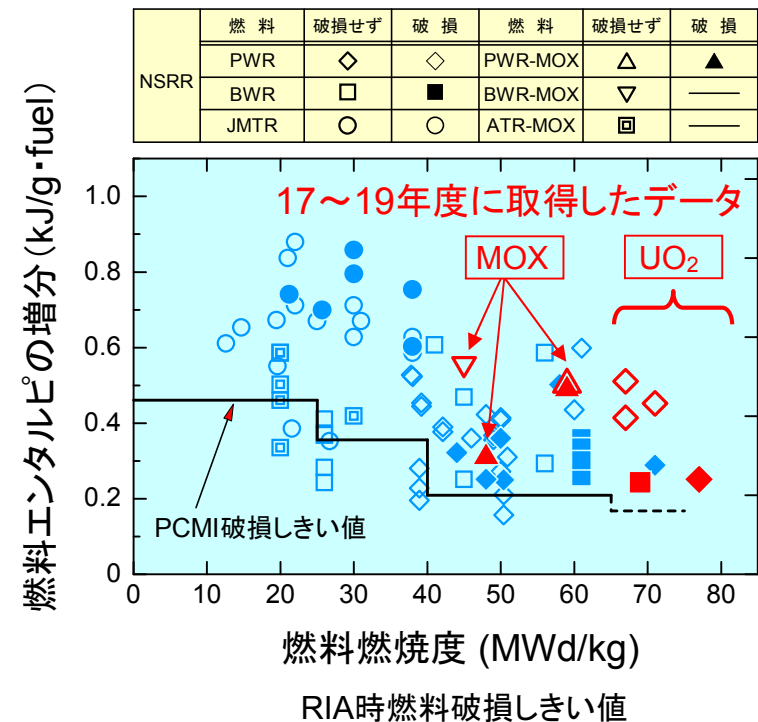
## 【成果の反映】

- 事故時の燃料挙動模擬実験から得られたデータは、高燃焼度燃料の安全審査等に利用されている。
- また、近い将来に実用化が予想される燃料の安全審査に際し、重要な判断材料を与える。

## 反応度事故(RIA)時燃料挙動研究



反応度事故を模擬したパルス出力運転



## 【研究目的】

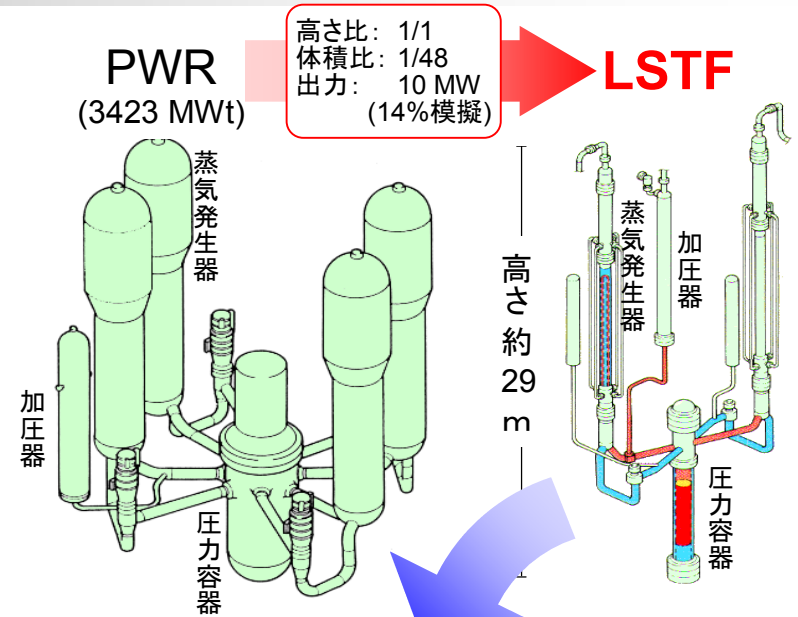
- 合理的な規制に資するため、安全余裕のより高精度な定量評価が可能な最適評価手法を開発する。
- シビアアクシデントに関しては、リスク上重要な現象のソースターム評価の不確実さ低減を図る。

## 【平成17～19年度の成果】

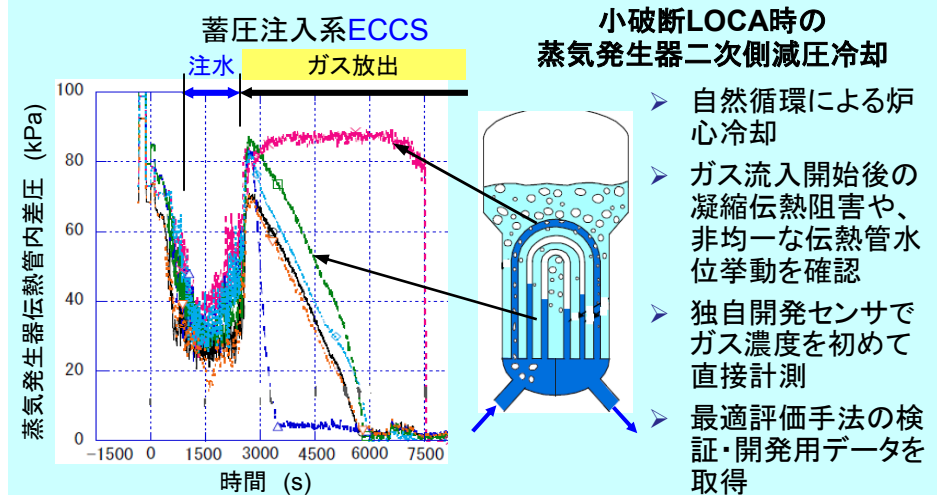
- OECD ROSAプロジェクトを開始し、最適評価手法の検証・開発のため、9回のLSTF実験でデータを取得
- 核熱結合模擬 (THYNC) 実験により、BWR炉心安定性評価および最適評価手法の検証・開発のため、核熱特性の相違 (UO<sub>2</sub>、MOX) 等に着目したデータを取得
- 低温時、高温待機時の反応度事故 (RIA) におけるBWR燃料の健全性評価手法の整備に必要な、急加熱下の過渡沸騰データを取得
- BWRの実機条件下でPost-BT領域の変化 (ドライアウト、リウエット) に関する試験データを取得し、既存熱伝達相関式の適用性を評価
- 圧力抑制プール水からの照射下ガス状ヨウ素放出を模擬した実験を、pH、雰囲気、有機物、温度などのパラメータ影響下で行うと共に、解析手法を開発

## 【成果の反映】

- RIA時の過渡沸騰データを、最適評価手法の検証のためにJNESと産業界に提供



(例) アクシデントマネジメント (AM) 策の有効性検証  
(非凝縮性ガスによる伝熱管の非一様な挙動)



### 【研究目的】

経年機器の構造信頼性評価のため確率論的破壊力学解析手法を整備するとともに、放射線による材料劣化挙動についての照射試験を通して機構論的な経年変化の予測手法及び検出手法の整備や、照射誘起応力腐食割れ(IASCC)に関する照射後試験データの取得を行い、高経年化機器の健全性確認に資する。

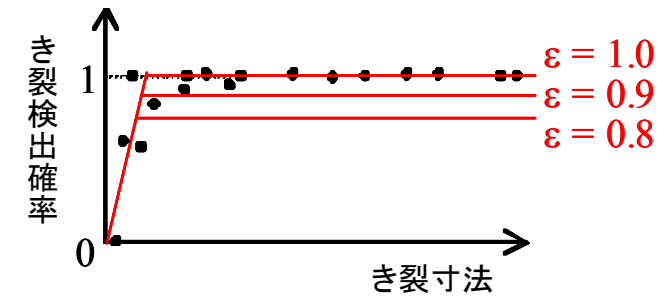
### 【平成17～19年度の成果】

- 原子炉圧力容器及び配管溶接部に対するPFM解析手法の整備を継続的に実施
- 放射線による材料劣化に関して、原子炉圧力容器鋼の粒界脆化や溶接熱影響部の特性に関する知見を取得
- 照射誘起応力腐食割れに関する貴重な照射材の試験データを取得
- 中越沖地震に関連した地震時の構造健全性評価法に関する研究に着手
- JMTRを用いた材料照射試験装置の整備に着手

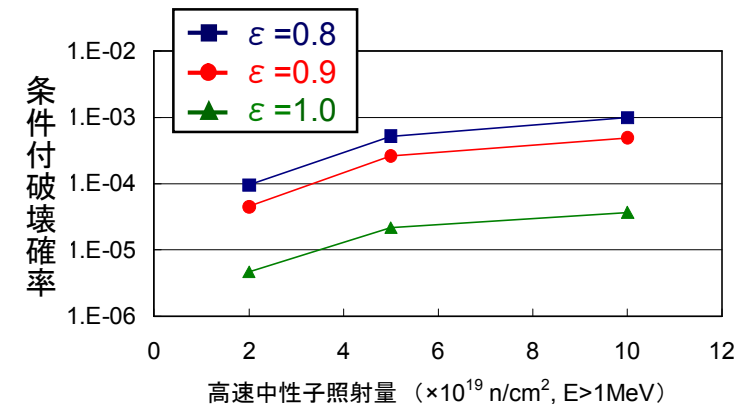
### 【成果の反映】

- 原子力安全・保安院及びJNESによる高経年化に関わる安全規制の整備への貢献を予定
- 学協会規格の充実のためデータ・知見を積極的に公表

### 加圧熱衝撃時における原子炉圧力容器の破損確率解析コードPASCAL2を整備し、容器内面の肉盛溶接部に関する機能改良



### 肉盛溶接を考慮した非破壊検査モデルを開発



加圧熱衝撃時の原子炉容器の破壊確率に関して、最大き裂検出確率  $\epsilon$  の影響が最も大きいことを確認。

## 【研究目的】

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及び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。

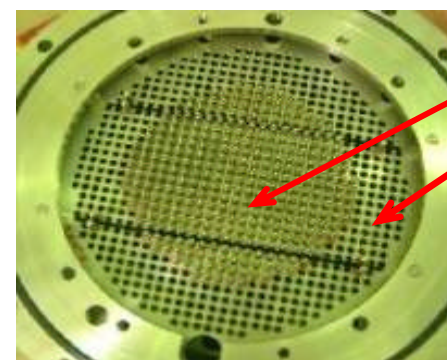
## 【平成17～19年度の研究成果】

- 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体系を構成し、溶液に添加した可溶性毒物Gdの反応度価値データを取得
- MOX燃料加工施設の均一化混合設備を模擬したモデルにおいて臨界安全上最も厳しい燃料分布を求める計算コードOPT-TWOを開発

## 【成果の反映】

- 再処理施設の溶解槽の高精度臨界安全評価データ及び手法整備に寄与
- MOX粉体燃料の臨界安全評価手法については、六ヶ所MOX燃料加工施設の安全審査の参考情報を提供した。

## 再処理施設の溶解槽模擬臨界実験



- 非均質部 (31 cm 外径)
- 燃料溶液部 (59 cm 外径)
- 5%EU:333 本
- 正方格子配列
- 格子間隔: 1.5cm
- Vm/Vf: 2.9

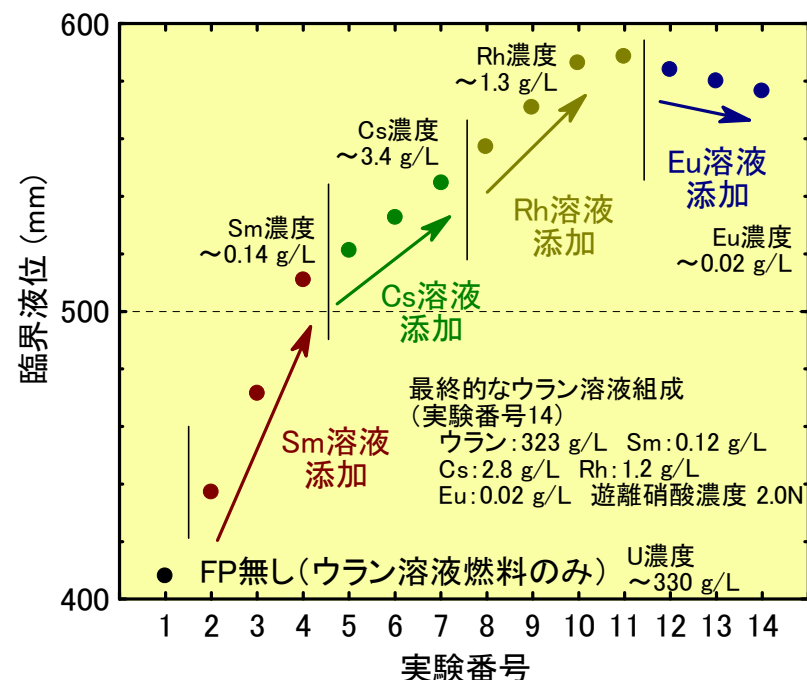


図1 FP元素の追加と臨界量の増加

## MOX燃料加工施設の火災事故時の閉じ込め性能評価のためのGB構造材燃焼試験

### 【研究目的】

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。

### 【平成17～19年度の成果】

- グローブボックス構成材の燃焼実験を実施し、エネルギー放出特性、模擬放射性物質と煤煙の放出特性に係るデータを取得した。
- 放射線照射下でのヨウ素放出を行い、水溶液中の硝酸濃度及び共存有機物濃度をパラメータとしたヨウ素放出率データを取得した。

### 【成果の反映】

- MOX燃料加工施設の設工認、保安規定、保安検査(経年劣化の評価を含む)、施設定期検査に適用する技術基準に、また、六ヶ所再処理施設の後続規制に係る安全確保方策の検討時に活用できる。



図 火災時ソースターム実験装置



取得・評価するデータ:  
 ○エネルギー、質量放出速度データ  
 ○煤煙、模擬放射性物質放出率データ

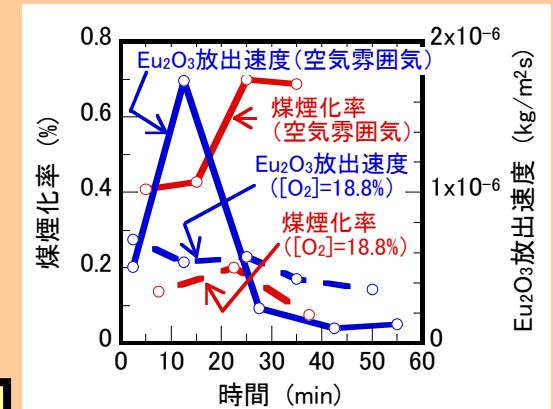


図 アクリル(GBパネル材)の燃焼に伴う煤煙及び模擬放射性物質の放出挙動に対する酸素濃度の影響 (実験結果の一例)



**事故時の放射性物質放出量の評価、施設の閉じ込め性能評価**

- 五因子法を用いた評価
- 熱流動・物質移流評価コードを用いた放射性物質放出量評価



核燃料サイクル施設の事故時影響評価

#### 【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、施設の高経年化及び耐震安全※に関する安全評価手法の高度化とデータ整備を行う。

#### 【平成17－19年度の成果】

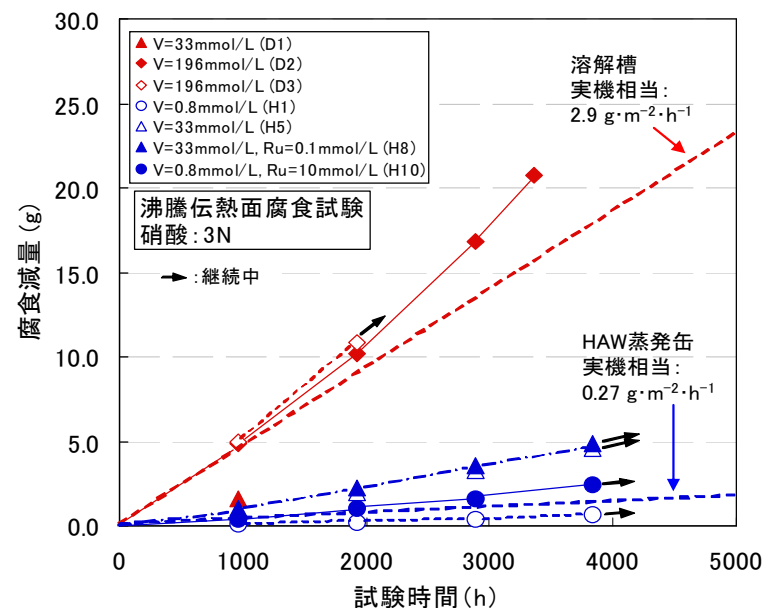
- 再処理施設に係る過去のトラブル事例等の調査整理を行い、考慮すべき劣化メカニズムや監視すべき機器・部位を抽出するとともに、溶解槽伝熱面などの腐食進展傾向評価データを取得した。

#### 【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(案)」に反映
- 再処理施設の高経年化対策技術資料集を充実

※耐震安全(核燃料施設免震構造)に関する安全評価手法の高度化等は当面休止

#### 再処理施設の高経年化対策技術評価に係わる研究



沸騰伝熱面腐食試験装置

図 腐食減肉量の経時変化

再処理溶液基準条件での腐食速度、減肉量など腐食進展傾向評価データを取得した(4,800h)。

## 【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確率論的長期安全評価手法を開発・整備する。

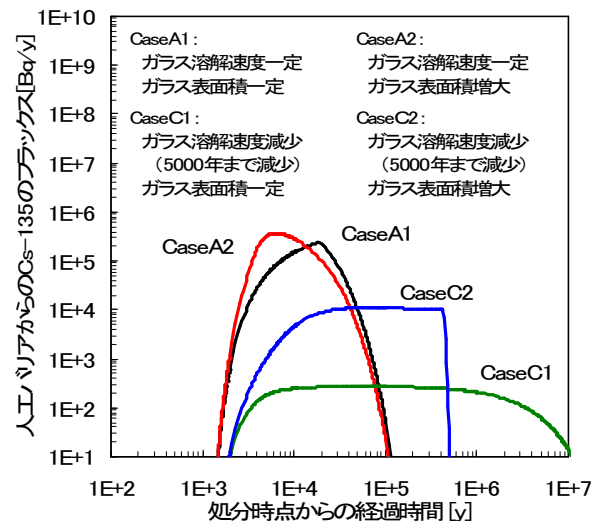
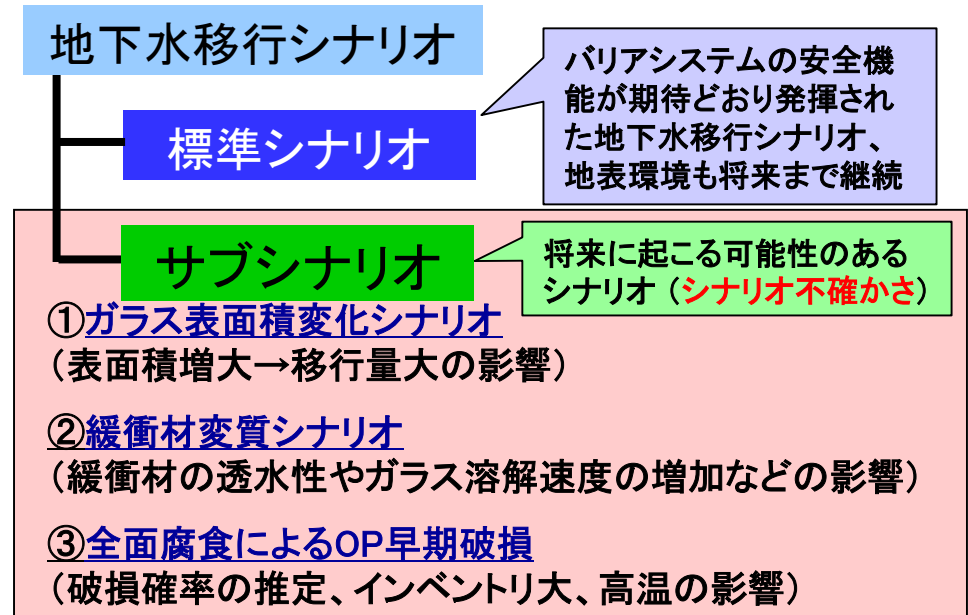
## 【平成17～19年度の成果】

- 地下水移行シナリオに対する確率論的評価手法を整備した。
- 人工バリア等の構成要素の長期的挙動に関するデータ取得及び評価モデルを開発した。
- 基礎データの拡充及びデータベースの整備を進めた。
- 広域かつ長期的な地下水流動評価手法を提示し、検証を進めた。

## 【成果の反映】

- 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の策定に資する技術基盤情報とする。
- 最終処分施設建設地選定の要件・基準の策定において、基準を設ける際の科学的根拠とする。

## 地下水移行シナリオ不確かさ評価



**ガラスの表面積及び溶解速度の時間変動を想定した不確かさ解析の例**  
 (このような解析の結果から、各事象の不確かさの影響を把握し、また今後の研究の必要性を判断)

## 【研究目的】

我が国における地層処分の技術基盤を継続的に強化し、関連する科学的知見の拡充や地層処分の技術的信頼性・安全性の向上を図ることにより、精密調査地区選定等のための環境要件や安全審査基本指針の検討に資する。

## 【平成17～19年度の成果】

- 緩衝材の基本特性データベースのWebサイト上への公開。
- 拡散データベースのWebサイト上への公開。
- 安全評価シナリオ解析支援ツール「FepMatrix」の外部利用開始。
- 知識マネジメントシステムの詳細設計を実施。
- 2つの深地層の研究施設計画(瑞浪, 幌延)における「地上からの調査研究(第1段階)」の成果を公開。さらに、「坑道掘削時の調査研究(第2段階)」により、地上からの調査研究で構築した地質環境モデルを確認しつつ、地上からの調査技術やモデル化技術の適用性評価を実施。
- 地下深部のマグマ等を検出するための調査技術や将来の地形変化を予測するためのシミュレーション技術の開発を実施(事例研究による適用性確認)。

## 【成果の反映】

- 精密調査地区の選定に係わる環境要件及び安全審査基本指針等の策定に向けた技術基盤として反映するとともに、最終処分施設建設地選定の要件・基準の策定において、基準を設ける際の科学的根拠として整備。

Web公開した「緩衝材基本特性データベース」



2つの深地層の研究施設計画  
左: 水平坑道の掘削状況(幌延深地層研究センター)  
右: 「地上からの調査研究(第1段階)報告書」



## 【研究目的】

- TRU廃棄物及びウラン廃棄物の処分では、廃棄物の特性及び処分方法に応じた安全評価手法を開発し、処分方法ごとの濃度上限値を設定する。
- 高 $\beta$   $\gamma$  廃棄物(炉内構造物等廃棄物)については安全評価解析を行う。

## 【平成17～19年度の成果】

- TRU廃棄物及びウラン廃棄物について、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た。またクリアランスレベルの算出方法及び試算値を提示した。
- TRU廃棄物の地層処分の研究に関して、全体基本計画を策定し、現象理解やデータ取得を進めた。
- 炉心構造物等の余裕深度処分に関して、人間侵入シナリオに関する安全解析を実施した。

## 【成果の反映】

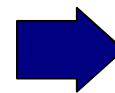
- TRU廃棄物について算出した濃度上限値に基づき原子力安全委員会報告書「低レベル放射性固体廃棄物の埋設処分に係る放射能濃度上限値について」(平成19年5月21日)策定。
- ウラン廃棄物のクリアランスレベルについては原子力安全委員会での審議に附した。

## TRU廃棄物の濃度上限値評価手法の確立



H18年度: 埋設濃度上限値の評価(試算)

H19年度: 埋設濃度上限値の評価手法の確立とその基準値の取りまとめ



原子力安全委員会報告書「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」に反映

H20年度: ウラン廃棄物のクリアランスレベル策定に向けた安全解析とその評価

## 【研究目的】

- クリアランス対象物検認及びサイト解放を含む廃止措置終了確認について、評価対象核種、組成比、濃度測定方法等の検認手法を整備する。
- 原子力施設の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。

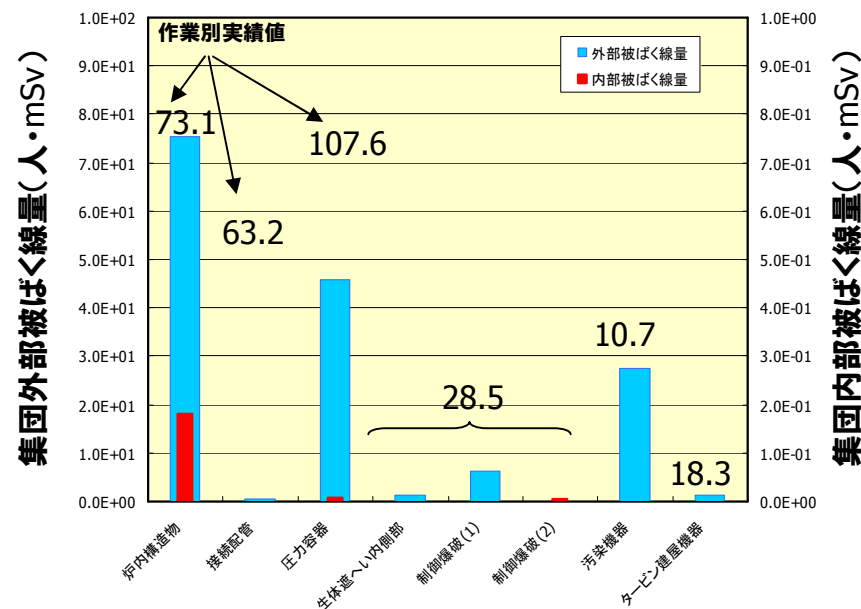
## 【平成17～19年度の研究成果】

- 膨大な建屋コンクリート表面のクリアランス判断に一括測定法の適用を提案した。
- サイト解放基準のための安全評価手法及び確認手順を提示した。
- 解体作業の特徴を反映した被ばく線量評価コードを開発するとともに、評価パラメータを試験により取得した。
- 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適用する基本的考え方を提示した。

## 【成果の反映】

- クリアランス制度の法制化及び運用基準策定に貢献。
- 原子力施設の廃止措置終了の確認について、国による基準策定、審査及び検認に活用する。
- 日本原電敦賀発電所1号炉等原子力施設の廃止措置計画の審査において、被ばく線量評価の妥当性を評価するために活用する。

## DecDoseによる作業者の被ばく線量評価結果(JPDR解体)



JPDRの解体実績を基に、作業者の被ばく線量を評価した。

また、DeSaプロジェクト(IAEA)において、国外の原子炉廃止措置の被ばく評価に使用し、適用性を検討した。

### 【研究目的】

原子力施設の廃止措置に係る安全評価手法を確立するため、「ふげん」、ウラン濃縮関連施設、再処理施設等の廃止措置及びその準備作業において安全評価に必要な各種データを取得するとともに、原子力施設の廃止措置に係るクリアランスレベル検認評価手法を整備する。

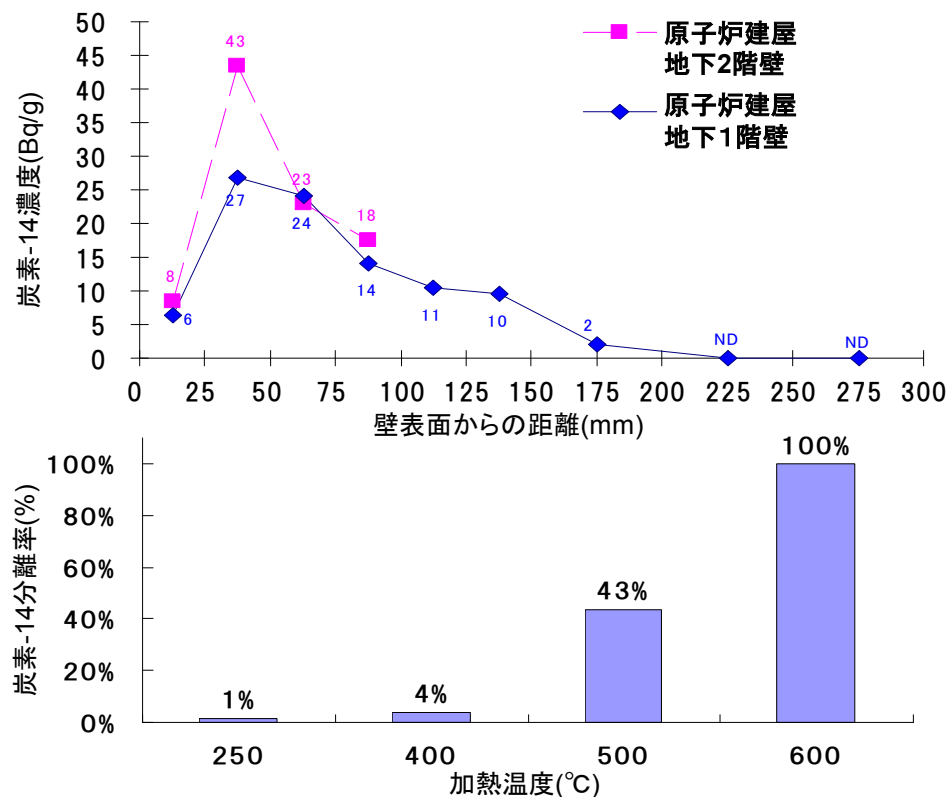
### 【平成17～19年度の成果】

- 原子炉施設の放射能インベントリ(放射化量及び二次汚染量)を合理的に行う手法を整備した。
- 原子炉の主要部材である圧力管構造材(Zr材)の水の中切断時の粉塵の雰囲気への移行データを取得した。
- 「ふげん」施設でのサンプリング分析等の現場調査を行い、建屋コンクリートへのC-14の浸透汚染が限定的であり、適切な除染によりクリアランスレベル以下とすることができる見通しを得た。
- ウラン濃縮施設における金属廃棄物除染後の残留放射性物質濃度検認のための手法として、電離イオン式測定法の性能を確認した。
- 原子力施設の敷地等開放の安全評価手法に関するデータとして、核種依存及び非核種依存パラメータを整備した。

### 【成果の反映】

- 一般原子力施設の廃止措置に係る安全評価手法を整備するために必要なデータを提供することにより、学協会標準等の作成に貢献できる。

「ふげん」建屋コンクリートへのC-14の浸透汚染について調査し、クリアランス判断の基礎情報として整理した



- ・C-14の浸透汚染深さは限定的
- ・特定部材(セメントペースト部)が汚染
- ・加熱処理で除染可能

## 【研究目的】

高速増殖炉の安全評価技術に関する研究を実施し、高速増殖炉の安全規制の基本的考え方や安全基準類の基本的事項を検討する際に必要な判断資料の整備に資する。

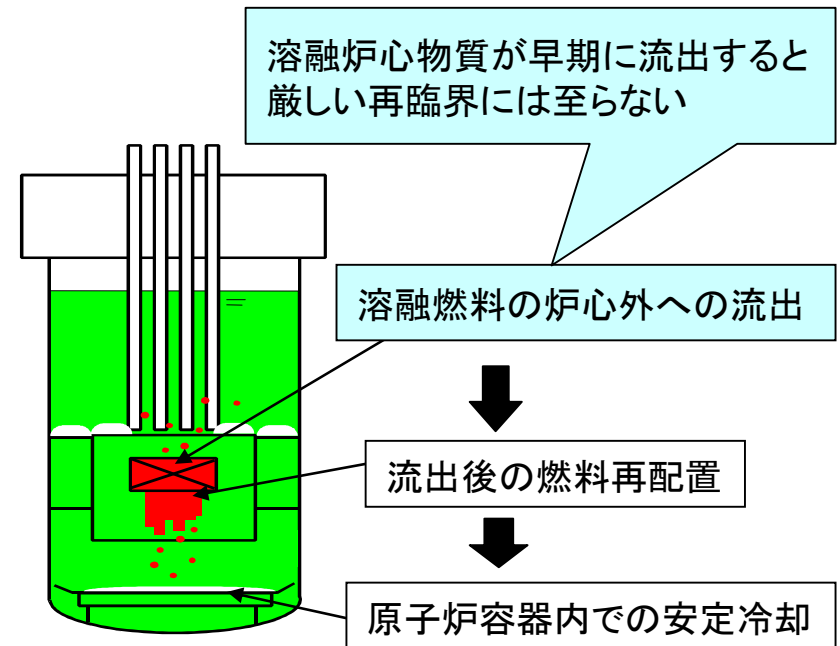
## 【平成17～19年度の成果】

- ナトリウム (Na) の化学反応に関する安全評価技術の整備として、Na微量漏えいの早期検出、Na燃焼及びNaコンクリート反応に関する実験的知見を取得した。Na-水反応に関する試験データ拡充と解析コード検証を進め、急速加熱時の水平管伝熱特性の把握と解析モデルの予測性能の確認を行った。
- ATWS時の炉心損傷防止及び影響緩和特性の実証として、「常陽」MK-Ⅲ炉心第3～サイクルにおいて、等温温度係数測定、出力係数測定を実施し、フィードバック反応度に係る測定データを蓄積した。解析コードMimir-N2の炉心・冷却系解析モデルの妥当性を確認し、ATWS模擬試験計画を作成した。
- EAGLE-1試験(カザフNNCとの共同研究)の実施と試験後検査および可視型基礎試験により炉心溶融事故(CDA)時の溶融炉心流出挙動に関わる基本メカニズムを把握するとともに、排出ダクト方式によって再臨界を排除できる6見通しを確認した。

## 【成果の反映】

- Na漏えい検出特性データベース、Na燃焼、Na-水反応の機構論的評価手法の開発に寄与した。
- CDA時への事象進展防止能力、CDA時の事象推移評価技術の開発に寄与し、FaCTの設計研究へも知見を反映した。

## 炉心損傷時の事象推移評価技術の整備



## 研究進展状況

EAGLE-1プロジェクトで燃料の早期流出を図る設計オプションの成立性を示すデータを取得。

解析評価により、再臨界問題排除を達成しつつ設計を合理化する見通しを得た。

## 【研究目的】

放射線被ばく線量、放射性物質の環境動態及び放射線影響に係る評価手法の開発

## 【平成17-19年度の成果】

- 世界版SPEEDI第2版 (WSPEEDI-II)を完成
- 大気・陸域・海洋での包括的水循環モデルを整備
- ラドン等の環境データを蓄積し、計算モデルで解析
- マウスの中性子照射実験により、9種類の臓器に対する吸収線量を解析
- ICRPに協力するため、1252種の核種データを提供。
- 任意の原子番号をもつ荷電粒子に対する飛跡構造計算コードTRACIONを開発

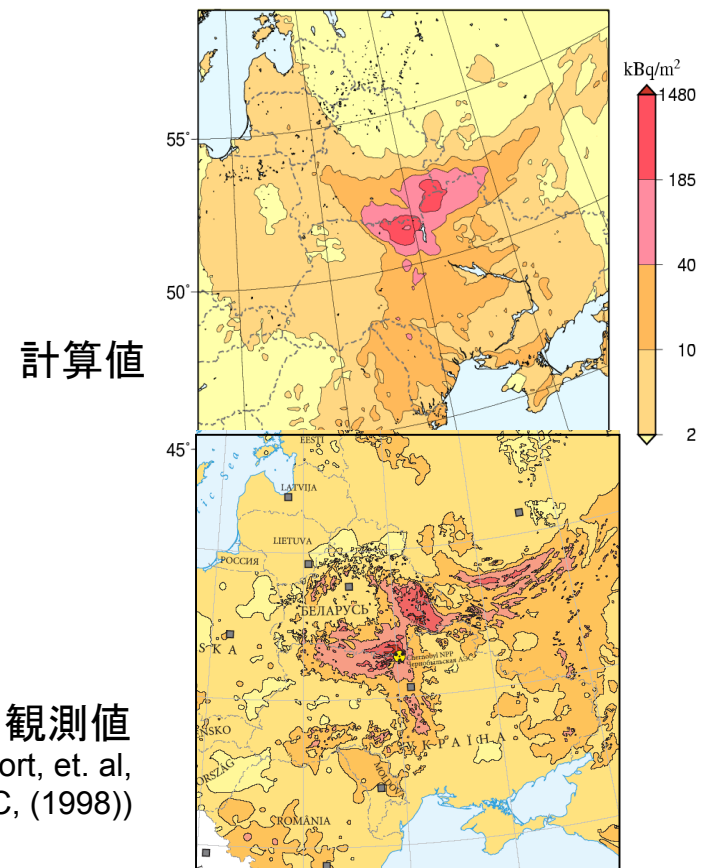
## 【成果の反映】

- 国内外での放射性物質異常放出や、日本海特有の原子力環境問題への対応。
- 天然放射性物質(NORM)又は国内のラドン濃度規制の是非及び評価手法の検討、ラドン測定技術の標準化への貢献
- ICRP新勧告の国内法令への取り入れに際し必要となる防護規準の策定等への利用。
- 放射線の種類による生物影響の違い(線質効果)に関する系統的データ等、防護の線量に関する基礎データを提供。

## WSPEEDI-IIによるチェルノブイリ事故再現計算

周辺1,700kmのCs137沈着量分布。第1版では再現できなかった蝶形の沈着分布が、降雨の予測性能の向上で再現された。

DEPO z: k=1 t: 1986-05-10\_00:00 UTC



## 【研究目的】

原子力防災対策の実効性の更なる向上を図るため、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の整備を行う。

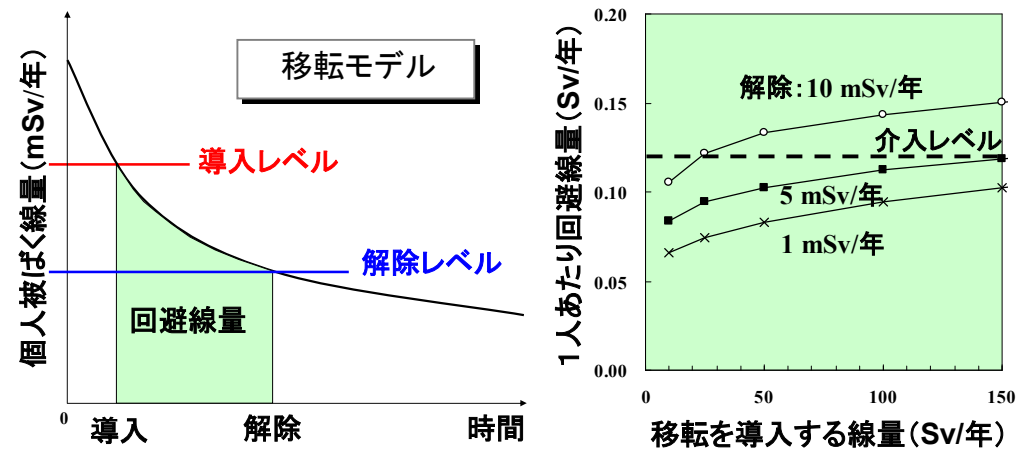
## 【平成17-19年度の成果】

- リスク情報を活用し、短期防護措置の複合的実施の効果(実施範囲及び時期)を評価し、対策実施上の課題を抽出。また、長期防護措置(移転)の最適化に関する費用便益分析を実施。
- 事故状態評価及び線量評価のデータベースを整備し、簡易手法による対策実施範囲決定の手順をまとめ、専門家支援のためのマニュアル(一次案)を整備。
- 情報共有と広報文案作成機能を有する統合型情報コラボレーションシステムを開発し、可視化表示を実施。

## 【成果の反映】

- 防護措置に係る技術指標の整備は、防災指針の見直し検討の基礎情報として活用。
- 整備した統合型情報コラボレーションシステムは、国、地方自治体等の防災訓練に活用。

## 長期防護措置の実施に関する費用便益分析



## 統合型情報コラボレーションシステムの開発

