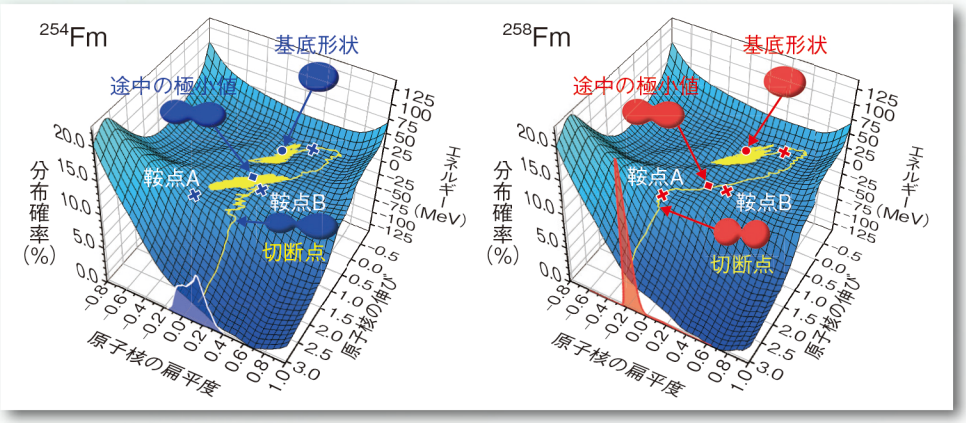
ISSN 2188-1464

原子力機構の研究開発成果 2019-20

模擬燃料集合体破損試験（トピックス 1-1）



二つのフェルミウム原子核（^{254}Fm と ^{258}Fm）の核分裂における変形経路の違い（トピックス 3-1）

はじめに

平素より、日本原子力研究開発機構（原子力機構）の研究開発に関し、多大なご理解とご支援を賜り誠にありがとうございます。

原子力機構の使命は、我が国唯一の総合的原子力研究開発機関として、原子力科学技術を通じて、人類社会の福祉と繁栄に貢献することです。その実現に向け、原子力機構は、産業界や大学等との積極的な連携と協働を通じて、東京電力ホールディングス福島第一原子力発電所事故への対応、原子力の安全性向上研究、核燃料サイクルの研究開発、放射性廃棄物の処理･処分技術開発といった分野の研究開発を重点的に実施するとともに、これらを支え、新たな原子力利用技術を創出する基礎基盤研究と人材育成にも取り組んでいます。

福島第一原子力発電所事故への対応に関しては、廃止措置等に向けた中長期ロードマップや「福島復興再生基本方針」を踏まえ、廃止措置と環境回復に向けた研究開発に取り組んでいます。また、JRR-3 等の研究用原子炉の運転再開に向けた準備を進めるとともに、基礎基盤研究や安全性向上に関する研究で世界をリードする研究成果の創出に努めております。高速炉・新型炉開発では、昨年 12 月に国が策定した戦略ロードマップに基づき、多様な炉型技術の研究を進めます。さらに、バックエンドロードマップ及び施設中長期計画に基づき、もんじゅ、ふげん、東海再処理施設等の廃止措置や、バックエンド対策を安全かつ着実に進めてまいります。

本誌では、原子力機構が日々取り組んでいる研究開発で得られた最新成果の代表的なものをご紹介いたします。

本誌を通じて、原子力機構の研究開発に一層のご理解を賜りますとともに、引き続き、ご指導、ご鞭撻を賜りますよう、よろしくお願いいたします。

2019 年 10 月

国立研究開発法人
日本原子力研究開発機構

理事長　児玉敏雄

原子力機構の研究開発成果 2019-20

原子力機構の研究開発体制と本誌の構成について ---------- 8

1 福島第一原子力発電所事故の対処に係る研究開発

英知を結集し 1F の廃止措置と福島の環境回復に役立つ研究成果を目指す ---------- 11

1. 事故後の圧力容器・格納容器内の状態を推定する ---------- 12
   －総合的な炉内状況把握の高度化－
2. 溶融燃料（燃料デブリ）の硬さを計算で明らかにする ---------- 13
   －第一原理計算による燃料デブリの機械的特性評価－
3. 事故時の制御棒破損を解明する ---------- 14
   －事故時のホウ素のふるまいの解明－
4. 燃料デブリの臨界性に対する不確かさを評価する ---------- 15
   －乱雑な物質分布を考慮した臨界計算手法の開発－
5. 建屋内に浮遊する核燃料物質を測定する ---------- 16
   － GPS シンチレータプレートを用いた高信頼α線用ダストモニタの開発－
6. 水素再結合触媒の最適形状を明らかにする ---------- 17
   －実規模試験により水素濃度低減効果を確認－
7. 測定が困難な放射性廃棄物の放射能量を推定する ---------- 18
   －ゼオライトへのアクチノイドの収着挙動－
8. 測定が難しい放射性核種のルーチン分析に向けて ---------- 19
   －廃棄物を対象とした ^{93}Zr, ^{93}Mo, ^{107}Pd 及び ^{126}Sn の分析マニュアルの整備－
9. 汚染がれきの再生利用の安全性を評価する ---------- 20
   －福島第一原子力発電所（1F）敷地内に限定した再生利用－
10. 廃止措置のためのロボットシミュレータの開発 ---------- 21
   －ドローン飛行シミュレーションと仮想空間内での目視操縦訓練－
11. 河川の放射性セシウム濃度、減少続く ---------- 22
   －過去 3 年にわたる連続的な調査結果から－
12. 森林から渓流・河川へ、放射性セシウムはどう動くのか ---------- 23
   －上流域での溶存態セシウム流出の現象理解を目指して－
13. 試料を採取せずに池底のセシウム分布解明へ ---------- 24
   －ため池底質中放射性セシウムの深さ分布の可視化－
14. 海洋深層への放射性物質の移行を探求する ---------- 25
   －鉛直方向の濃度分布から深層への沈み込みを解明－
15. 空からスピーディに、正確に、放射線を測る ---------- 26
   －上空からの放射線測定値換算技術の高度化－
16. 詳細な放射線量マップを作り、より現実的に被ばくを評価する ---------- 27
   －特定復興再生拠点区域の放射線防護対策の検討に向けて－
17. 福島の居住環境をモデル化し空間線量率の分布を予測する ---------- 28
   －三次元空間線量率分布評価システム（3D-ADRES）の開発－

2 安全研究

安全性の継続的改善を実現するために 29

1. ソースターム評価の不確かさ低減に向けて 30
ープールスクラビングにおけるエアロゾル粒子数濃度に対する除染係数の依存性ー
2. 冷却材喪失事故時の安全評価の信頼性向上を目指して 31
ー燃料被覆管急冷破断限界の不確かさの定量化ー
3. 事故進展の不確かさを考慮したリスク評価の定量化に向けて 32
ーシミュレーションに基づくリスク評価手法の開発ー
4. 原子力災害時の屋内退避による内部被ばく低減効果を評価する 33
ー低減効果に係る因子の実験的調査と屋内外の濃度比に与える影響ー
5. 原子炉圧力容器の破壊靭性を詳細に調べる 34
ー微小試験片を活用したクラッド下溶接熱影響部の破壊靭性評価ー
6. 配管に対する非破壊検査を合理的に行うために 35
ーリスク情報を活用した供用期間中検査における検査対象数の割合の検討ー

3 先端原子力科学研究

未来を拓く先端原子力科学研究 36

1. フェルミウム原子核で出現する特異な核分裂を理論解明 37
ー超重元素の存在限界の理解へー
2. 海水からストロンチウムを取り除くにはどうしたらよい？ 38
ー組成調整したバライト（$BaSO_4$）生成での共沈反応を利用ー
3. J-PARC の加速器実験で新種の二重ラムダ核を発見 39
ー 17 年ぶり 2 例目、写真乾板中から顕微鏡で探索ー
4. 磁気揺らぎとともに現れるウラン化合物の超伝導 40
ー高圧下磁化測定が明らかにした磁気揺らぎと超伝導の関係ー

4 原子力基礎工学研究

原子力科学の共通基盤技術を維持・強化して原子力利用技術を創出 41

1. 原子核物理で廃棄物の有害度低減研究に貢献 42
ー重陽子による核変換を理論計算で高精度に予測ー
2. 高温高圧環境中ミクロ領域で進む腐食現象の解明 43
ーステンレス鋼のすきま内溶液導電率のその場測定ー
3. 化学結合が解き明かす Am/Cm 選択性の謎 44
ー金属イオンと分離剤との“相互作用の強さ”が鍵か？ー
4. 加速器・宇宙・医療現場の粒子線を正確に計測 45
ーシンチレーション検出器の光出力を決める仕組みを解明ー
5. 日本人の体格変動を考慮して被ばく線量を評価する 46
ー成人日本人人体モデルシリーズの完成ー

6. 重大事故時の原子炉内における核分裂生成物の化学挙動を予測 47
－核分裂生成物の化学挙動データベース ECUME を開発－
7. 核破砕生成物収量の予測精度向上に向けて 48
－高エネルギー粒子により原子核が核分裂する確率モデルを高度化－

5 中性子及び放射光利用研究等

幅広い科学技術・学術分野における革新的成果の創出を目指して 49

1. 大強度高品質ビームを長時間安定に生成する 50
－高周波駆動型負水素イオン源の開発－
2. 中性子を用いて超伝導体の電子相関を探る 51
－中性子散乱と放射光分光を併用した先端的解析－
3. 高感度・高精度な二次元中性子計測を目指して 52
－バンプカソード型中性子検出素子を開発－
4. 液体水素減速材からの中性子輝度分布を測る 53
－大強度核破砕中性子源における液体水素減速材の中性子輝度分布の測定と検証－
5. 中性子で捉えた *f* 電子スピンの特異な渦 54
－ *f* 電子化合物で初めての磁気スキルミオン格子形成を発見－
6. より高性能な鉄鋼材料の開発を目指して 55
－電子線及び中性子線によりミクロ組織の形成メカニズムを解明－
7. 1 ミリ秒の時間分解能で金属溶融凝固現象観察に成功 56
－放射光時分割イメージング法によりレーザ溶接技術の高度化に貢献－
8. レアアースのわずかなサイズ差を識別する新規化合物 57
－ランタノイドの高効率なリサイクル法の開発に向けて－

6 高温ガス炉水素・熱利用研究

高温ガス炉とこれによる水素製造・熱利用技術の研究開発 58

1. 高温ガス炉を中心とした新たな核燃料サイクルの提案 59
－放射性廃棄物の潜在的有害度の低減期間を短縮－
2. 高性能化した高温ガス炉の導入を目指して 60
－ HTTR の知見を活用した蒸気供給用高温ガス実験炉の概念設計－
3. 高温ガス炉の燃料の酸化事故時の安全性を一層高める 61
－炉心に空気が侵入する事故に備える耐酸化燃料の製造技術開発－
4. 需要に応じた高温ガス炉の負荷追従運転に向けて 62
－ HTTR の熱負荷変動吸収特性の確証－
5. 新規技術を導入して水素製造を高効率化 63
－熱化学水素製造 IS 法の高効率化に向けたプロセスフロー開発－
6. 熱化学水素製造 IS 法における耐食機器の信頼性向上 64
－ガラスライニング材の品質管理手法を改善－
7. IS 法水素製造の反応の効率化に向けて 65
－架橋により水透過を抑制したイオン交換膜を開発－

7 高速炉研究開発

原子力イノベーションに向けた高速炉サイクル研究開発への取組み 66

1. 強地震時の炉心燃料集合体の挙動を把握するために 67
ー三次元の新しい炉心耐震解析コード開発ー
2. 溶融炉心の落下挙動を明らかにする 68
ー低水深プール中への溶融炉心落下模擬実験ー
3. MA サンプル照射試験データの不確かさ解析 69
ー貴重なデータをより有効活用するためにー
4. 高速炉制御棒の長寿命化を目指して 70
ーナトリウムボンド型制御棒の照射挙動ー
5. マイクロ波加熱脱硝技術の高度化を目指して 71
ー粉末品質向上のための粒子制御技術の開発ー

8 バックエンド対策及び再処理技術に係る研究開発

バックエンド対策及び再処理技術に係る研究開発 72

1. 放射性廃棄物に含まれるウランの分析を簡単に 74
ー新規蛍光性試薬によるキャピラリー電気泳動法を用いた分析法の開発ー
2. ウラン廃棄物の発生量低減を目指して 75
ー酸性機能水を用いたウランが付着した金属の除染技術の開発ー
3. 放射性廃棄物の処分施設の安定性を確保するために 76
ー廃棄物容器内の空隙低減のための砂充てんによる受入基準の検討ー
4. 浸透流解析におけるマッチング方法の改善 77
ー多層覆土内の浸透流解析の改善に向けた逆解析手法の適用ー
5. 地下水中の酸化還元電位の不確かさ評価 78
ー幌延地域での水質観測データに基づく適用事例ー
6. 坑道掘削後の岩盤の透水性を事前に予測する 79
ー Mean Stress Index の適用による予測手法の提案ー
7. 微小な領域を分析する手法で炭酸塩鉱物の年代を測定 80
ー地下水環境の変遷の推定に有効な年代測定手法ー
8. 大量の鉱物粒子を迅速に分析・鑑定する 81
ー山地の形成過程を解明するための新たな要素技術ー
9. 地層処分場設計に関わる情報の一元管理を目指して 82
ー地層処分のための設計支援システムの開発ー
10. 岩石亀裂中の核種移行メカニズムの解明を目指して 83
ー亀裂性結晶質岩中の核種移行遅延に及ぼす微細表面変質層の影響ー
11. 低放射性廃液の安定化に向けた技術開発 84
ー炭酸塩を含む低放射性廃液のセメント固化ー
12. 新材料の燃料再処理への適用を評価する実験 85
ー過酷事故への進展を防ぐ新材料に対する硝酸腐食評価ー
13. 抽出装置内の流れや混合状態を予測する 86
ー遠心抽出器内における流動・分散・物質移動シミュレーションー

9 システム計算科学研究

原子力研究開発を支える計算科学技術 87

1. 汚染物質拡散解析の高速化 88
－ GPU スーパーコンピュータに適した通信削減型時間発展法の開発－
2. 1000 億格子の多相流体解析に向けた行列計算技術 89
－省通信マルチグリッド法の開発－
3. レーザー加工における適切な照射条件を予測する 90
－レーザー溶融・凝固プロセス計算科学シミュレーションコード SPLICE を用いたレーザー照射加工条件の導出－
4. 水素が金属材料に与える影響を計算機により評価 91
－アルミニウム結晶粒界の水素による自発的分離－
5. AI 技術を活用し量子シミュレーションを高速化 92
－スパースモデリングによる強相関量子系計算データの解析－

10 核不拡散・核セキュリティ科学技術開発

原子力平和利用を支える核不拡散・核セキュリティに関する技術開発・人材育成 93

1. ガンマ線による核物質試料の非破壊分析 94
－ガンマ線弾性散乱シミュレーションコードの開発－

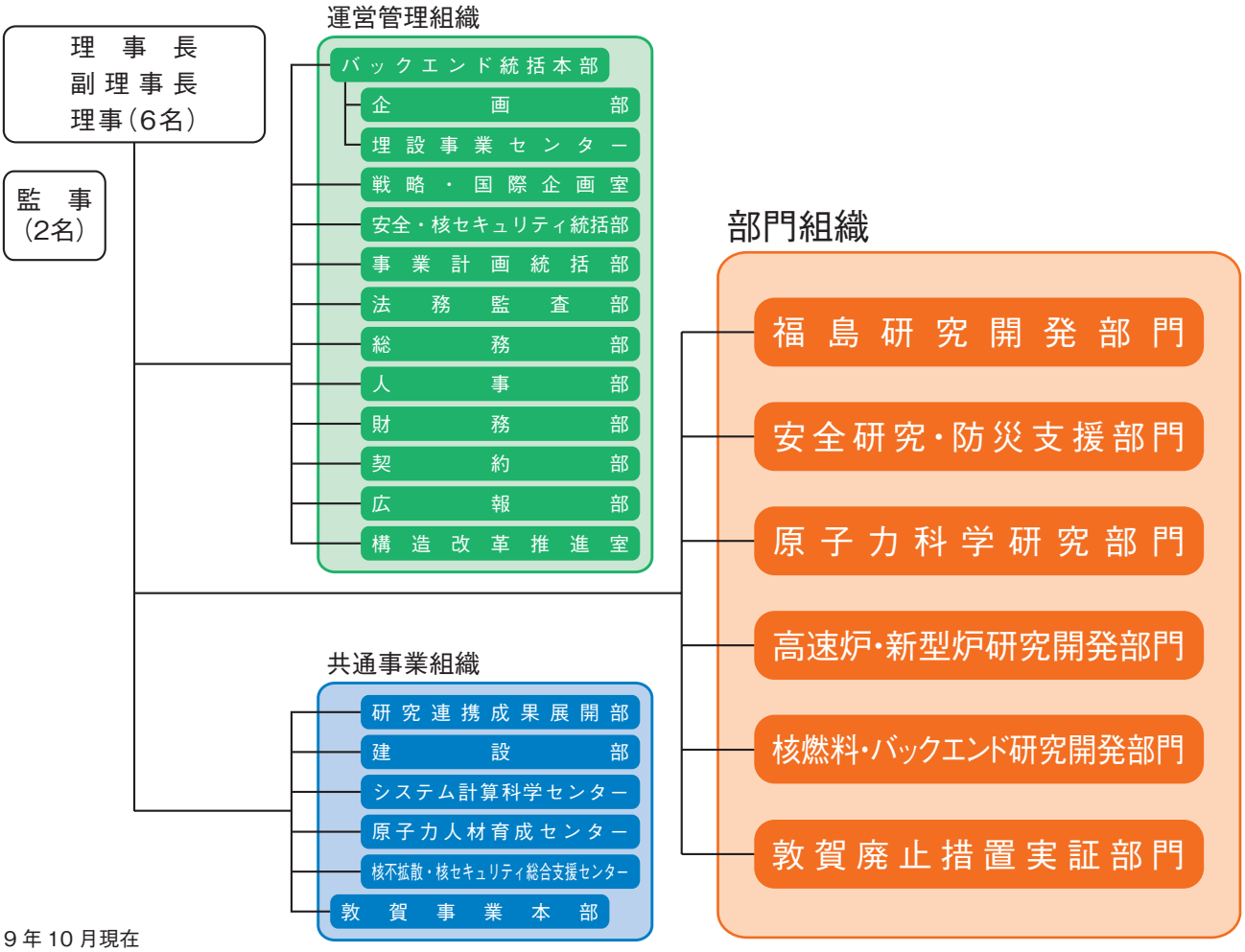
分野別索引 95

原子力機構の研究開発体制と本誌の構成について

本誌は、研究開発分野ごとの最新の成果を各章にまとめて紹介しています。各章の成果は、おおむね担当する各研究開発部門の活動と対応しています。各研究開発部門は、研究開発の性格や利用する施設・装置によって、1ヶ所から数ヶ所に跨った研究開発拠点で実際の活動を行っており、研究開発拠点は、日本全国に所在しています。以下に、各研究開発部門の成果がどの研究開発拠点で生み出されているか、概略を紹介します。

1. **福島研究開発部門**は、東京電力ホールディングス株式会社福島第一原子力発電所の原子力事故への対応として、廃止措置及び環境回復に向けた研究開発、並びに廃止措置の推進のために必要不可欠な研究開発基盤の構築を進めています。
2. **安全研究・防災支援部門　安全研究センター**は、原子力科学研究所において原子力発電所、核燃料サイクル施設及び放射性廃棄物処分施設に関する国の安全規制を支援する研究を進めています。
3. **原子力科学研究部門　先端基礎研究センター**は、原子力科学研究所において、先端原子力科学における未踏分野の開拓を進め、新原理・新現象の発見、新物質の創製、新技術の創出を目指して、「アクチノイド先端基礎科学」、「原子力先端材料科学」と「先端理論物理」の3分野を設定し、7研究テーマを展開しています。
4. **原子力科学研究部門　原子力基礎工学研究センター**は、原子力科学研究所において、原子力利用を支える様々な基礎・基盤的な研究や技術開発を進めています。
5. **原子力科学研究部門　物質科学研究センター**は、原子力科学研究所及びJ-PARCセンターにおいて中性子を利用する研究を、播磨放射光RIラボラトリーにおいて放射光を用いた研究を進めています。

組　織　体　制　図



2019年10月現在

6．**高速炉・新型炉研究開発部門　炉設計部及び高温ガス炉研究開発センター**は、大洗研究所において、高温ガス炉の技術開発や高温熱を用いて水から水素を製造する技術、ヘリウムガスタービン技術等の多目的熱利用の研究開発を実施しています。

7．**高速炉・新型炉研究開発部門　炉設計部、燃料サイクル設計部、高速炉サイクル研究開発センター及び敦賀総合研究開発センター**は、長期的エネルギー安全保障・地球環境問題に対応するため高速炉を中核とする核燃料サイクルの確立に向けた研究開発を行っています。大洗研究所において高速炉システムの安全性強化を目指した研究開発を、敦賀総合研究開発センターにおいて、高速増殖原型炉もんじゅに係る成果の取りまとめや高速炉の検査・補修技術開発等を、核燃料サイクル工学研究所において、核燃料・バックエンド研究開発部門と協力してプルトニウム燃料の製造、使用済燃料の再処理に係る研究開発などを進めています。

8．**核燃料・バックエンド研究開発部門**は、それぞれの研究開発拠点において安全かつ合理的な原子力施設の廃止措置及び放射性廃棄物の処理処分対策について技術開発を進めています。また、高レベル放射性廃棄物の地層処分については幌延深地層研究センターと東濃地科学センターにおいて、深地層を総合的に調べる技術の整備を、核燃料サイクル工学研究所において、処分場の設計や安全評価を行う技術の高度化を進めています。このほか、核燃料サイクル工学研究所において軽水炉サイクルに関する技術開発を行っています。

9．**システム計算科学センター**は、柏地区と原子力科学研究所を中心に先端的シミュレーション技術開発及び計算科学基盤技術開発、並びに計算機及びネットワークの運用・保守を行っています。

10．**核不拡散・核セキュリティ総合支援センター**は、本部及び原子力科学研究所を拠点として、国際原子力機関（IAEA）等の国際機関や各国における技術開発、核物質の管理と利用に係る透明性確保に資する活動、政策調査研究を行っています。また、アジア諸国に対して、能力構築に貢献する人材育成支援事業を継続しています。

研究開発拠点

1 福島第一原子力発電所事故の対処に係る研究開発

英知を結集し 1F の廃止措置と福島の環境回復に役立つ研究成果を目指す

図 1-1　福島県における研究開発の現場と活動状況

東京電力福島第一原子力発電所（1F）の事故以降、原子力機構は我が国で唯一の原子力に関する総合的な研究開発機関として、1F の廃止措置及び福島の環境回復に係る研究開発を四つのセンターを中心に取り組んでいます（図 1-1）。

廃止措置に関しては、廃炉国際共同研究センターを中心に、燃料デブリ取出しに向けて、炉内における燃料デブリ等の分布状況を把握するための検討（トピックス 1-1）を進めてきました。さらに燃料デブリの特性を把握するために、シミュレーションによる機械的特性評価（トピックス 1-2）や硬化の要因となるホウ素の挙動を明らかにする実験（トピックス 1-3）等を実施しています。取出し作業時における放射線管理の観点から、デブリの臨界評価手法を整備（トピックス 1-4）するとともに、温湿度の管理がなされていない 1F 内においても信頼性を持って α 線のモニタを可能とする測定器の開発（トピックス 1-5）も進めています。また、これまでの廃止措置作業に伴って発生した液体や固体状の放射性廃棄物の保管、処理、処分、再生利用に向けた検討（トピックス 1-6 ～ 1-9）も進めています。2019 年度から、幅広い分野から人材を集め、大学や民間企業と緊密に連携するラボラトリを開設し、1F 廃止措置を支える人材の育成と英知の集結をさらに加速する予定です（図 1-1 右下）。

遠隔操作機器・装置による実証試験等を実施する楢葉遠隔技術開発センターにおいては、作業者訓練を行うための最新のバーチャルリアリティ（VR）システム（図 1-1 左下）の整備や廃止措置のためのロボットシミュレータの開発（トピックス 1-10）等を進めています。さらに、1F 廃止措置に取り組む外部利用の施設としても位置づけられており、国際廃炉研究開発機構（IRID）による原子炉格納容器内水循環システムのバウンダリ有効性確認試験等も実施されています。

燃料デブリや様々な放射性廃棄物の分析・研究を行う大熊分析･研究センターは、現在、低、中線量のがれき類、水処理二次廃棄物等の分析を行う第 1 棟の建設及び燃料デブリ等の分析を行う第 2 棟の詳細設計を進めています。施設管理棟のワークショップでは、将来の分析作業につなげるための教育訓練を行っています（図 1-1 右上）。これら三つのセンターは、福島イノベーション・コースト構想の一翼を担う廃炉関連施設とされ、研究開発を通じて 1F の廃止措置に貢献していきます。

福島環境安全センターでは、環境回復に関する研究開発に取り組んでいます。環境中での放射性物質の移動挙動解明・予測を目指す環境動態研究では、予測のカギを握る河川への放射性セシウムの溶出挙動について、河川中濃度の減少傾向（トピックス 1-11）と流域水循環モデルによる解析（トピックス 1-12）から、現象理解を進めるとともに、川や池底中のセシウム分布の迅速評価技術を開発しました（トピックス 1-13）。海洋では、蛇行する潮流の影響で放射性物質が深層に急激に沈み込む新現象を見いだしました（トピックス 1-14）。環境中での放射性物質分布状況の迅速評価手法確立を目指す環境モニタリング・マッピング技術開発では、無人ヘリ測定への逆問題解析手法の適用（トピックス 1-15）を進め、特定復興再生拠点の被ばく評価の精細化（トピックス 1-16）につなげました。また、複雑な居住環境の空間線量率分布の予測手法を開発しました（トピックス 1-17）。これらの研究開発成果を分かりやすく提供し（図 1-1 左上）、自治体等での施策検討や安全・安心感醸成に貢献していきます。

福島研究開発部門は、今後とも国内外の英知を結集し、1F の廃止措置や環境回復のための研究成果を生み出し発信していきます。また、地域の企業や研究・教育機関などとネットワークを構築することにより、地域産業の活性化や人材育成につなげ、福島復興に貢献していきます。

1-1　事故後の圧力容器・格納容器内の状態を推定する
－総合的な炉内状況把握の高度化－

図 1-2　模擬燃料集合体破損試験
二酸化ウランの代わりにジルコニアのペレットを用いた模擬燃料集合体の上部をプラズマにより加熱しました。(a) 融点が低い順に下方向に物質が流れる挙動が観察されました。(b) 溶融温度近くまで模擬燃料が柱状の形状を保つことが確認されました。

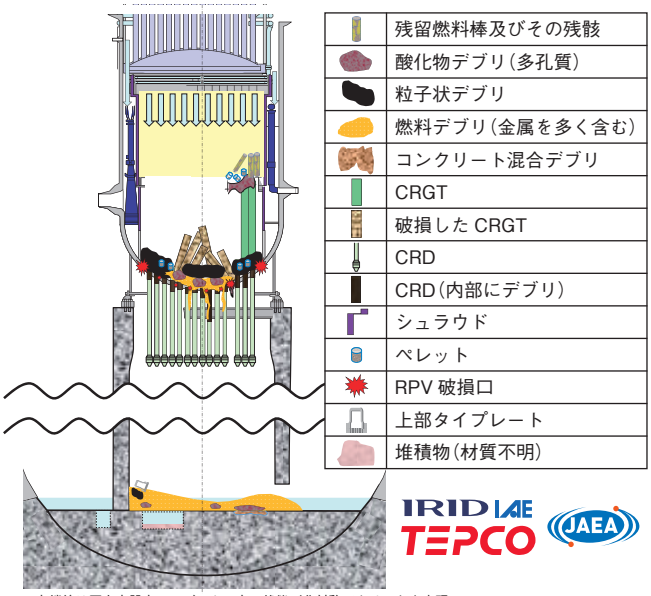


図 1-3　1F2 号機の炉内状況推定図
視覚的に分かりやすい燃料デブリ分布の推定図を作成しました。図 1-2 で得られた成果は、下部プレナム残留燃料性状の推定に活用されています。

東京電力福島第一原子力発電所（1F）の廃止措置において、原子炉内の燃料デブリや核分裂生成物等の状況を推定・把握することが必要です。しかし、事故後の原子炉は高線量下にあって内部を直接観察することが困難であり、原子炉容器（RPV）や格納容器（PCV）内の状況を把握することは容易ではありません。また、1F の 1 ～ 3 号機は、津波により冷却機能を喪失しただけではなく、直流電源の喪失により計測器の測定値の取得が困難となったため、事故進展そのものに関する情報が不足していることも状況の把握を難しくしています。このような事故時の情報の不足を補う上では、TMI 事故の経験やこれを踏まえた試験などの知見を活かしたシビアアクシデント（SA）解析コードの適用が有効です。しかし、1F は沸騰水型軽水炉（BWR）であり、TMI の加圧水型軽水炉（PWR）と比べて、燃料集合体や下部プレナムの構造や配置が複雑であること等により、不確かさが大きいことが知られています。

そこで、「総合的な炉内状況把握の高度化」プロジェクトにおいて、BWR の炉心構造を模擬した燃料集合体（実機燃料ペレットの UO_2 を ZrO_2 で模擬）を高温のプラズマにより加熱し、1F 事故時における炉心物質の崩壊・溶融・移行挙動を把握するための試験を行いました（図 1-2）。この試験では、これまでの BWR 体系を模擬した試験の多くで達成できなかった酸化物溶融温度以上の加熱を実現し、1F 事故時における炉心物質移行初期の軸方向温度勾配を再現しました。試験結果より、高温化した炉心燃料は部分的な閉塞を形成するものの、溶融温度近くまで柱状の形状を保つこと、試験対象領域全体をみると蒸気などガスの透過性を有することが明らかとなりました。この燃料崩壊やガス透過性は SA 解析コードの大きな不確かさ要因となっていましたが、今回の試験からの知見で大きく改善されました。また、事故時に 1F プラントから得た貴重な測定データを詳細に分析し、そこから得られた知見を、このプラズマ加熱試験の結果、SA 解析コードの予測及び最新の内部調査から得られたそれぞれの結果と照らし合わせることで、各号機の事故進展挙動を分析・評価し、事故後の炉内状況を推定しました。図 1-3 は 2 号機について、事故後の炉内状況の推定を視覚的に分かりやすい図（炉内状況推定図）として作成したものです。

プロジェクト終了後は、1F 内部調査による最新情報を反映しつつ、炉内状況推定図の各号機・領域の高度化に資する研究を実施しています。こうした取組みを通じて 1F の事故後の状態把握を進め、燃料デブリ取出しに役立てていきたいと考えています。

本研究は、経済産業省資源エネルギー庁の平成 27 年度補正予算「廃炉・汚染水対策事業費補助金（総合的な炉内状況把握の高度化）」により得られた成果です。

●参考文献

Yamashita, T. et al., The CMMR Program: BWR Core Degradation in the CMMR-4 Test, Proceedings of the 9th European Review Meeting on Severe Accident Research (ERMSAR 2019), Prague, Czech Republic, 2019, 012, 13p.

1-2　溶融燃料（燃料デブリ）の硬さを計算で明らかにする
－第一原理計算による燃料デブリの機械的特性評価－

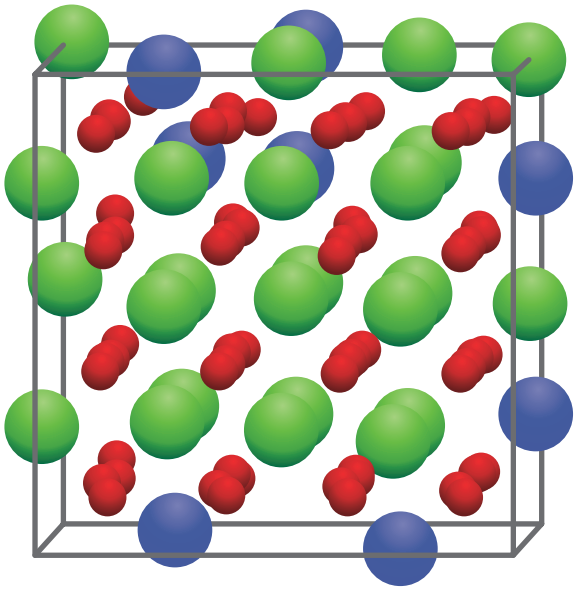


図 1-4　ウラン・ジルコニウム酸化物の結晶構造
実際の計算に用いたウラン・ジルコニウム酸化物の結晶構造の一つを示しています。(●) はウラン、(●) がジルコニウム、(●) が酸素原子に対応していて、ウラン原子 24 個、ジルコニウム 9 個、酸素 64 個からできています。

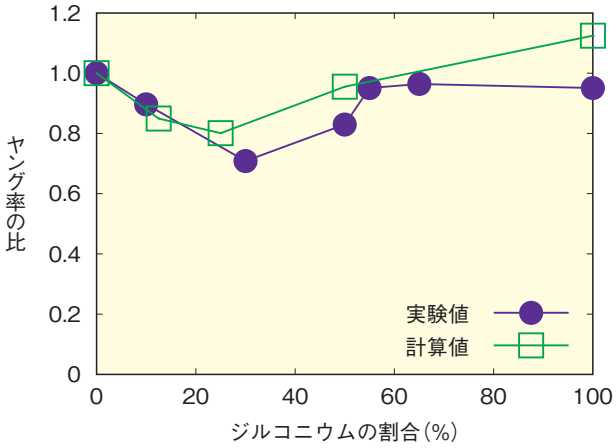


図 1-5　ウラン・ジルコニウム酸化物のヤング率の比
横軸はウランとジルコニウムの合計のうち、どれだけジルコニウムが占めているかを表しています。縦軸はジルコニウムの割合が 0 のときと比較したヤング率の相対比を示しています。●が実験結果、□が計算結果です。ジルコニウムの割合が 25% の付近で最小値を取る実験値の振る舞いを、計算結果が再現しているのが分かります。

東京電力福島第一原子力発電所（1F）では、溶融した燃料が固まってできた燃料デブリの取出しが重要な課題となっています。デブリを安全に取り出すためには硬さや弾性係数、破壊靭性などの機械的特性を明らかにする必要があります。しかし、実際の燃料デブリの性状ははっきりしておらず、模擬的な燃料デブリを作成して機械的特性を調べる必要があります。

この場合、デブリの詳細な成分が分かっていないため、たくさんの種類の模擬デブリを作成して実験を行わなければならず、時間的にも費用的にも大きなコストが必要となります。これに対して、もし、数値シミュレーションで燃料デブリの機械的特性を評価できれば、大きなコスト削減となり、デブリ取出しを効率化できる可能性があります。このような状況を受けて、燃料デブリの主成分であるウラン・ジルコニウム酸化物（図 1-4）の機械特性を原子レベルのシミュレーションによって評価することに挑戦しました。シミュレーションには第一原理計算と呼ばれる経験的なパラメータを必要としない信頼性の高い方法を用いました。

図 1-5 にウラン・ジルコニウム酸化物の弾性係数の一種であるヤング率の計算結果を示してあります。この図から分かるように、ヤング率はジルコニウムの割合が 25% までは減少し、その後再び増加する振る舞いが実験で報告されていました。私たちの計算結果でも同じように 25% 付近で最小値を取ることが確認できました。シミュレーションの結果を解析すると、酸素原子の配置の歪みが 25% で最も大きくなり、その歪みのためにヤング率が減少していることが分かりました。このようにシミュレーションでは、物性値の評価のみならず、その原因の解明も行うことが可能です。

今回、燃料デブリの機械的特性に注目し、原子レベルのシミュレーションによって評価することに成功しました。しかしながら、デブリ取出しのためには弾性係数以外の機械的特性など、様々な情報が必要となります。これらの情報の多くは実験で確かめなければならないでしょうが、シミュレーション技術を生かして実験を支援していくことで、デブリの取出しを始めとする 1F の廃止措置に貢献していきたいと考えています。

●参考文献
Itakura, M., Nakamura, H. et al., First-Principles Calculation of Mechanical Properties of Simulated Debris $Zr_xU_{1-x}O_2$, Journal of Nuclear Science and Technology, vol.56, issues 9-10, 2019, p.915-921.

1-3　事故時の制御棒破損を解明する
ー事故時のホウ素のふるまいの解明ー

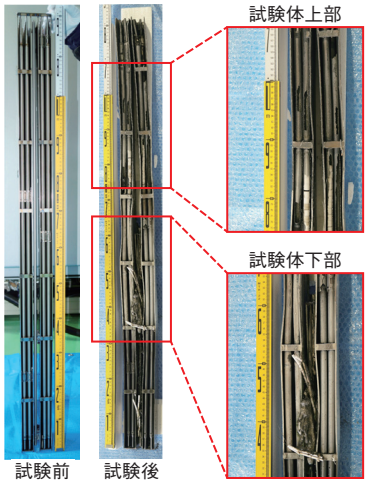


図 1-6　制御棒ブレード試験体外観
BWR 燃料集合体の一部を模擬しています。試験後、制御棒ブレードの完全な溶解は無く、上部の溶解物が下部で凝固し、チャンネルボックス間の隙間を閉塞していました。

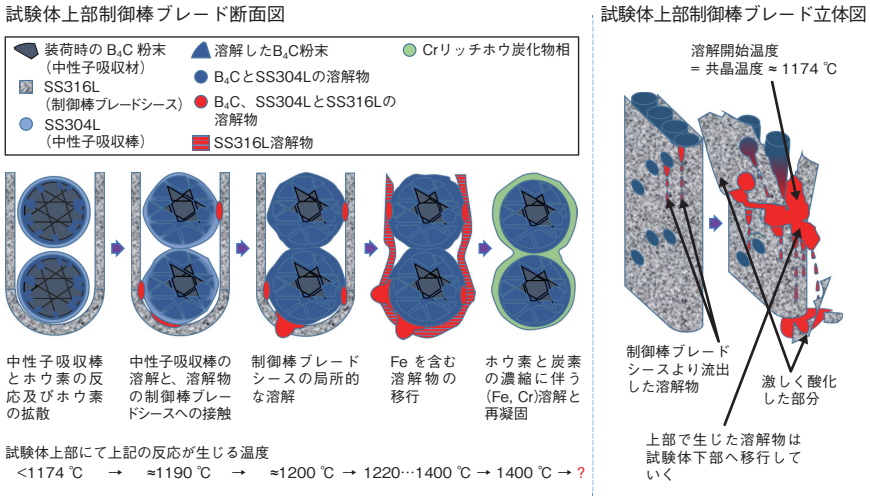


図 1-7　事故初期過程における制御棒ブレード破損進展メカニズム
事故時においては、炭化ホウ素（B_4C）は中性子吸収棒材内に拡散し、接触面における局所の組成を変化させます。ホウ素の濃度の増加に伴い、接触側に Fe リッチホウ炭化物を、その外側に Cr リッチホウ炭化物を形成します。

東京電力福島第一原子力発電所（1F）原子炉の制御材として使用されている炭化ホウ素（B_4C）は、事故が発生した場合、中性子吸収棒材のステンレス鋼（SS）と共晶反応し液化します。その溶解物は中性子吸収棒材に含まれるクロム（Cr）やチャンネルボックス材のジルコニウム（Zr）とともに凝固し、非常に硬い凝固物を形成する可能性があります。また、高温で水蒸気と反応した B_4C はエアロゾル（B_2O_3）として蒸発し、セシウム（Cs）やヨウ素（I）といった核分裂生成物の化学反応挙動に影響を及ぼす可能性があります。これらのため、制御棒ブレードの破損に伴うこれらのホウ素の挙動を理解することは、1F 廃止措置を進めるために重要となります。

事故時の制御棒ブレード破損挙動を調査するため、模擬燃料集合体（長さ約 1.2 m）に対して、昇温速度（～ 1 ℃/s）や水蒸気流量（～ 50 g/min）、試験体軸方向温度勾配（～ 500 ℃ /m）を変化させて加熱試験可能な装置（Large-scale Equipment for Investigation of Severe Accidents in Nuclear reactors：LEISAN）を整備しました。本研究では、1F2 号機のプラントデータを基に、事故初期過程を概略評価し、設定した試験条件にて、制御棒ブレード破損試験を行い、制御棒ブレード破損に伴うホウ素の挙動を調査しました。

試験の結果、試験体上部では、B_4C と SS の溶解は確認できましたが、温度 1500 ℃でも制御棒ブレードは完全に溶解破損せず、中性子吸収棒は初期の B_4C 粉末を保持していることが分かりました（図 1-6）。図 1-7 に水蒸気枯渇条件下での事故初期過程における制御棒ブレード破損進展メカニズムのイメージを示します。試験体上部では、1200 ℃近傍で B_4C と SS の共晶が生じ、溶解物が試験体下部へ移行を開始します。そのときの試験体下部（図 1-6 中の試験体下部凝固閉塞部分）の温度は 900 ℃近傍であり、ここで上部溶解物の凝固閉塞が開始したと考えています。

試験後試験体の元素分析より、B_4C は SS と接触し、反応で生じた溶解物は B_4C 粉末側に Fe リッチホウ炭化物を、外表面側に Fe を含有する Cr リッチホウ炭化物を形成することが明らかとなりました（図 1-7）。Cr リッチホウ炭化物は B_4C 粉末を包み込むことで中性子吸収棒からのホウ素の放出を抑えるため、エアロゾルの発生が抑制されることが考えられました。

試験後試験体の特徴としては、制御棒ブレード上部の残存物は脆く壊れやすい一方で、ブレード上部から流出した溶解物が試験体下部で凝固したものは非常に硬く頑強であったため、今後のデブリ取出しにあたっては取出し機器選定時の課題になることが予想されました。

本研究は、経済産業省資源エネルギー庁からの受託研究「平成 29 年度原子力の安全性向上に資する共通基盤整備のための技術開発事業（シビアアクシデント時の燃料破損・溶融過程解析手法の高度化）」の成果の一部です。

●参考文献

Pshenichnikov, A. et al., Features of a Control Blade Degradation Observed *In Situ* during Severe Accidents in Boiling Water Reactors, Journal of Nuclear Science and Technology, vol.56, issue 5, 2019, p.440-453.

1-4 燃料デブリの臨界性に対する不確かさを評価する
－乱雑な物質分布を考慮した臨界計算手法の開発－

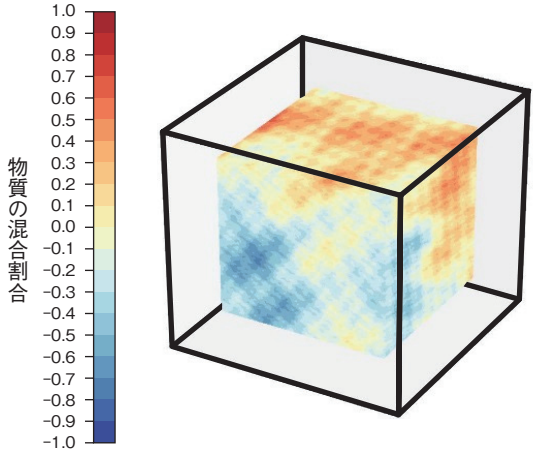


図 1-8　仮想的な燃料デブリを含む体系
内側の燃料デブリ領域は一辺が 100 cm の立方体で、その外側を厚さ 20 cm のコンクリートが覆っている体系です。燃料デブリを二つの物質が入り混じったものとして表現することができます。茶色の部分は片方の物質が 100%、青色はもう片方の物質が 100% となる領域を示しています。

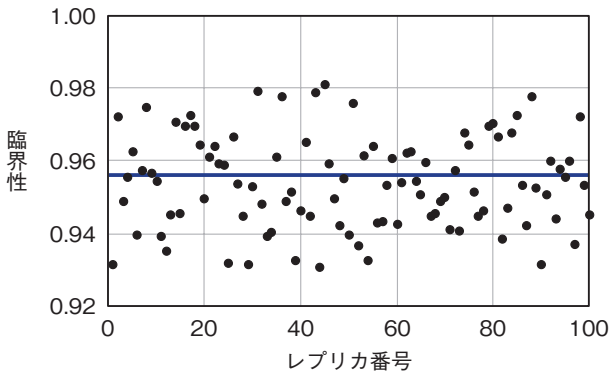


図 1-9　仮想的な燃料デブリを含む体系に対する臨界性のゆらぎ
燃料デブリは核燃料とコンクリートの混合物（混合比 1：7）の中に平均で 20% のステンレス鋼が混合しているものとしました。燃料デブリ内でステンレス鋼は 0% ～ 40% の範囲で連続的に変動するものとして臨界性を計算しました。━ 線は組成分布が均一であると仮定したときの臨界性（=0.9562）です。

東京電力福島第一原子力発電所事故では、核燃料が溶融し、鉄やコンクリートなどの構造材を巻き込んだ燃料デブリが生じていると考えられています。廃炉作業の燃料デブリ取出しに際しては、臨界安全の観点から、燃料デブリの臨界性をコンピュータ解析によりあらかじめ推定することが重要です。従来のコンピュータプログラムでは、均一とみなせるまで物質領域を分割しモデル化しますが、燃料デブリの場合、核燃料と構造材が複雑に入り混じり、組成が連続的に分布していると考えられます。また、従来の解析では全ての領域において組成が既知である必要がありますが、燃料デブリに対してそれを知ることは困難です。

私たちは、ワイエルシュトラス関数を用いて連続的に組成が分布する体系をコンピュータプログラムで計算する手法を開発しました。解析者は、組成の平均値とその不確かさを決めるパラメータと、乱雑さの度合いを決めるパラメータを入力するだけで、図 1-8 に示されるような体系を作り出すことができます。この手法では、燃料デブリを二つの物質が入り混じったものとして表現することができます。例えば、片方の物質を核燃料、もう片方の物質をコンクリートとして、それらの物質が連続的に入り混じる様子を表現することができます。この体系は確率的に生成されるので、生成するたびに異なる組成分布になります。各々の体系・組成分布をレプリカと呼び、複数のレプリカに対して臨界性を計算し統計処理をすれば、組成分布が不明なことによる不確かさを計算することができます。

図 1-9 は、仮想的な燃料デブリを含む体系に対してレプリカを 100 個生成し、臨界性を計算したもので、臨界性がばらつく幅（ゆらぎ）を示した図です。燃料デブリは核燃料とコンクリートの混合物（混合比 1:7）の中に平均で 20% のステンレス鋼が混合しているものとしました。燃料デブリ内で、ステンレス鋼は 0% ～ 40% の範囲で乱雑かつ連続的に変動すると仮定しています。図 1-8 において茶色（目盛り 1.0）が核燃料とコンクリート混合物のみの部分、青色（目盛り −1.0）が混合物にステンレス鋼が 40% 含まれた部分になります。図 1-9 の━線で示した値は、燃料デブリの組成が空間的に一定であると仮定し、計算した臨界性を示しています。この図から分かるようにステンレス鋼の分布によっては臨界性が 0.98 になることもあり、従来の均一分布を仮定した臨界性の評価だけでなく、不均一な分布によって生じる臨界性の不確かさを評価することが重要です。

今後は、ボクセル体系を重ね合わせた計算手法の開発や、三つ以上の物質を混合できるように拡張し、想定される様々な体系に対応する予定です。また、開発した手法を汎用的かつ柔軟に利用できるように新しいモンテカルロソルバーも現在開発しています。

本研究は、原子力規制委員会原子力規制庁からの受託研究「原子力施設等防災対策等委託費（東京電力福島第一原子力発電所燃料デブリの臨界評価手法の整備）事業」（平成 27 ～ 30 年度）の成果の一部です。

●参考文献

Ueki, T., Monte Carlo Criticality Analysis under Material Distribution Uncertainty, Journal of Nuclear Science and Technology, vol.54, issue 3, 2017, p.267-279.
Nagaya, Y. et al., SOLOMON: a Monte Carlo Solver for Criticality Safety Analysis, Proceedings of 11th International Conference on Nuclear Criticality Safety (ICNC 2019), Paris, France, 2019, 9p.

1-5 建屋内に浮遊する核燃料物質を測定する
ー GPS シンチレータプレートを用いた高信頼α線用ダストモニタの開発ー

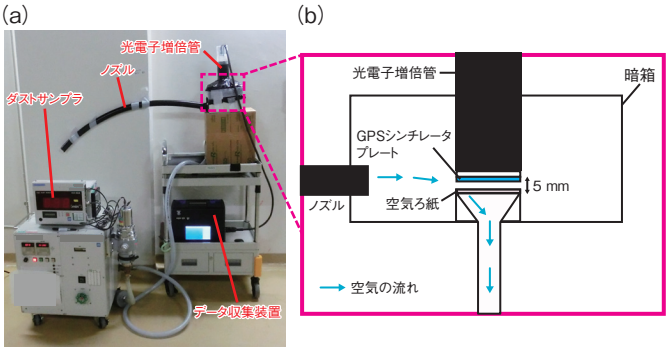


図 1-10 (a) 開発したα線用ダストモニタと (b) サンプリングホルダ
ノズルを介し環境中のダストをろ紙上に集塵します。ろ紙上部に設置される検出器でα線が連続測定されます。

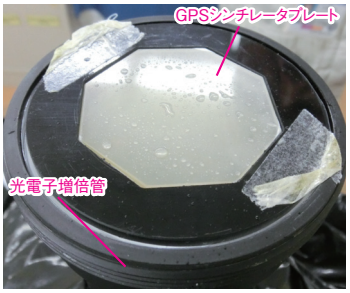


図 1-11 GPS シンチレータプレートに対する湿度模擬試験
GPS シンチレータプレート表面に水を垂らし、水の有無でのα線スペクトルを比較しました。

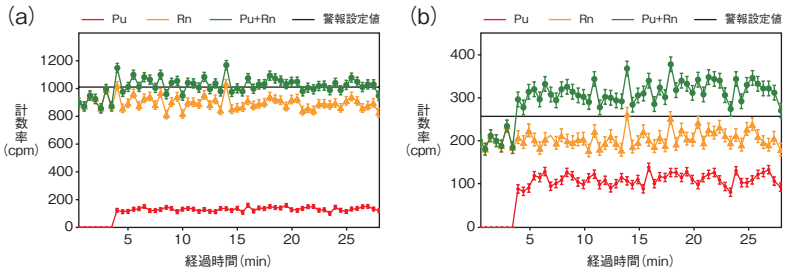


図 1-12 α線用ダストモニタによる連続測定のトレンド
(a) はエネルギー弁別なし、(b) はエネルギー弁別ありを示しています。エネルギー弁別を適用することにより、警報設定値が下がり検出感度が向上しています。

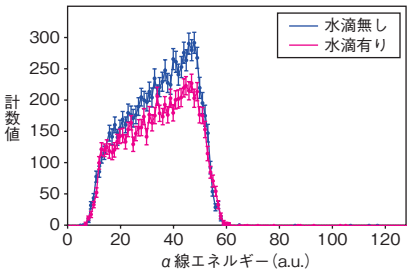


図 1-13 GPS シンチレータプレート表面における水滴有無でのα線スペクトルの比較
水の有無で、α線スペクトルの形状に変化はありません。

空気中のプルトニウム (Pu) 等のα核種の濃度測定のため、原子力施設の建屋内外にα線用のダストモニタが設置されています。α線の計数率がダストモニタで設定された警報設定値を超えると警報が吹鳴し、作業者への退避を促します。このダストモニタにシリコン半導体検出器が使われていますが、湿気等の環境要因により度々誤警報が発生していました。東京電力福島第一原子力発電所 (1F) だけでなく、原子力機構の核燃料施設でも同様な事象が発生していました。そのため誤警報の少ない高信頼のα線用ダストモニタの開発が必要とされていました。そこで、私たちはエネルギー分解能の高い GPS ($Gd_2Si_2O_7$) シンチレータプレートを用いたα線用ダストモニタを開発、核燃料施設に設置して連続測定試験を行いました。

図 1-10 (a) に開発したα線用ダストモニタの写真を示します。GPS シンチレータプレートは、GPS シンチレータの層の厚みが 40 μm で、3 mm 厚の高透過ガラスと結合されています。シンチレータは 50 mm 幅で八角形となっており、空気を集塵するためのろ紙と同じ径となっています。ノズルを通って採取された空気がろ紙へと導かれ、ダストが空気ろ紙に捕集されます。ろ紙上に存在するαダストから放出されるα線が GPS シンチレータへと入射し、光に変換されます。その光が光電子増倍管で電気信号へと変換されます。光電子増倍管からの出力信号はアンプで増幅され、マルチチャンネルアナライザ (MCA) に入力されます。ディスプレイにα線エネルギースペクトルがリアルタイムに表示されます。GPS シンチレータプレート表面に水を垂らし、湿度模擬試験を実施しました (図 1-11)。図 1-12 にα線用ダストモニタによる連続測定のトレンドを示します。エネルギー弁別を適用することにより天然核種であるラドン (Rn) 子孫核種の計数を 77% 除去することができました。その結果、警報設定値を下げて検出感度を上げることに成功しました。

図 1-13 に GPS シンチレータプレート表面に水が有る場合と無い場合でのα線スペクトルの比較を示します。^{241}Am 線源 (5.5 MeV α線) を測定しました。水が有る場合では、計数効率は下がるものの、水が無い場合と同じ形状のスペクトルが確認できました。

開発したα線用ダストモニタは、エネルギー分解能が 11.9%、計数効率が 97% で、ラドン子孫核種が除去でき、かつ検出器表面が水に濡れた状態でもα線スペクトルの測定が可能でした。したがって、このダストモニタは 1F のような温湿度の管理がされていない劣悪な環境や屋外での高信頼のα線ダストモニタリングへの応用が期待できます。

●参考文献

Morishita, Y. et al., Development of an Alpha Dust Monitor Using a GPS Scintillator Plate, Radiation Measurements, vol.122, 2019, p.115-120.

1-6 水素再結合触媒の最適形状を明らかにする
－実規模試験により水素濃度低減効果を確認－

表 1-1　触媒の仕様
セル密度が異なる触媒を作製し、その反応性を確かめました。

外観			
セル密度（セル数／mm^2）	0.047	0.16	1.4
セルピッチ（mm）	4.6	2.5	0.85
壁厚（mm）	0.66	0.43	0.064
セル一辺長さ（mm）	3.9	2.1	0.79

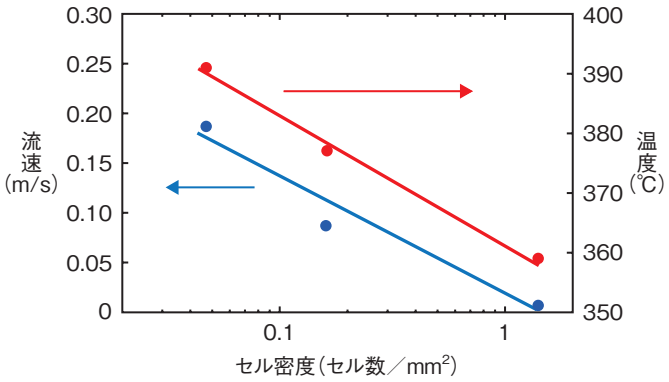
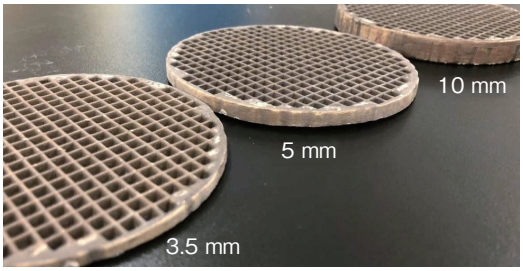


図 1-14　触媒のセル密度評価
セル密度が異なる触媒に対して流速及び温度を評価し、セル密度を下げることによって流速が増すことを確認しました。

(a)



(b)

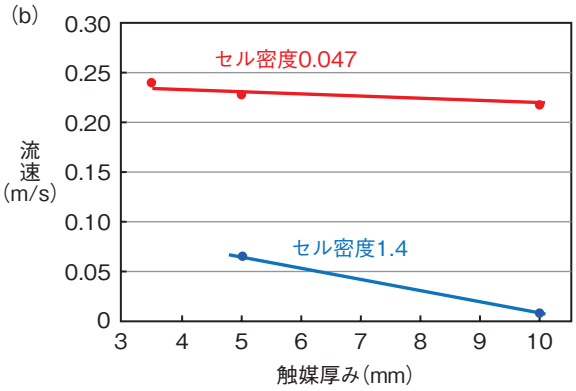


図 1-15　触媒の厚み評価
(a) は厚みが異なる触媒を示しています。(b) は厚みが異なる触媒に対して流速を評価し、セル密度 0.047 の触媒では触媒を厚くしても流速の低下が少ないことを確認しました。

核燃料廃棄物の保管容器は、放射線による水の分解反応から、可燃性ガスである水素が常に発生する環境にあります。近年、外部電源を必要としない、水素再結合触媒を利用した水素濃度低減法が注目を集めています。これは、静置するだけで発生した水素と大気中の酸素とを非爆発的に反応させ、外部電源が無い条件下でも水素濃度の低減が可能なものです。

本研究では、自動車触媒を基とした水素再結合触媒を作製し、その水素濃度低減効果を実規模反応試験装置にて評価しました。試験装置は、ドイツのユーリヒ総合研究機構にある、内径 1400 mm、高さ 3700 mm の密封円筒型試験装置を用いました。この試験装置は閉鎖空間における水素再結合触媒の働きを確かめることができるものです。触媒を内部に設置し、水素を外部から注入させた際の、空間内の各点における温度・流速・水素濃度変化を計測し、水素濃度低減効果を実験的に観測しました。

表 1-1 に、実験に使用した水素再結合触媒の仕様を示します。多数の貫通孔（セル）がある格子型セラミックス基質の壁に貴金属微粒子が吹き付けてあります。形状の最適化を図るためにガスが流通するセルの密度が異なる触媒を複数用意しました。この触媒を煙突状の筒にはめ込み、試験装置中央部に設置します。水素注入後に反応が開始しますが、水素と酸素との反応は発熱反応であるため、煙突状の筒の上方に空気が流れる形で対流が進み、それにより空間全体の水素濃度低減効果が現れます。流速を調べることで触媒性能を知ることができ、それを図示したものが図 1-14 になります。これから、セル密度が小さくなるほど流速が増す、すなわち触媒性能が向上していることが分かります。同様に、図 1-15 (a) のような厚みの異なる触媒に対して効果を確かめたのが図 1-15 (b) で、セル密度 0.047 の触媒では厚みを増しても流速が低減しないことが見て取れます。厚みの増加により反応量が増し、セル密度 0.047 の触媒では水素の大量発生にも効果を発揮できることを示しています。

放射光実験やシミュレーションとも連携して、より効果的な水素再結合触媒の開発を目指して研究開発を進めています。この研究の進展により、廃棄物保管における安全性を担保することが期待されます。

本研究は、文部科学省からの受託研究「廃棄物長期保管容器内に発生する可燃性ガスの濃度低減技術に関する研究開発」の成果の一部です。

●参考文献
Ono, H., Matsumura, D. et al., Research on Hydrogen Safety Technology Utilizing the Automotive Catalyst, E-Journal of Advanced Maintenance, vol.11, no.1, 2019, p.40-45.

1-7 測定が困難な放射性廃棄物の放射能量を推定する
ーゼオライトへのアクチノイドの収着挙動ー

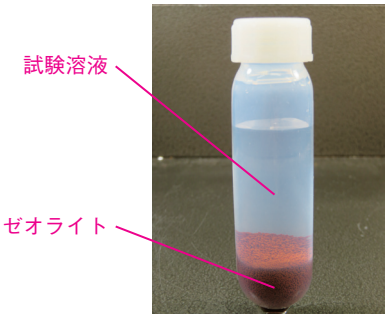


図1-16　U及びNpの収着試験試料の外観
収着試験では、ゼオライトを浸漬した溶液中にUまたはNpを添加し、溶液中の各元素濃度の経時変化から、ゼオライトへの収着挙動を観察します。

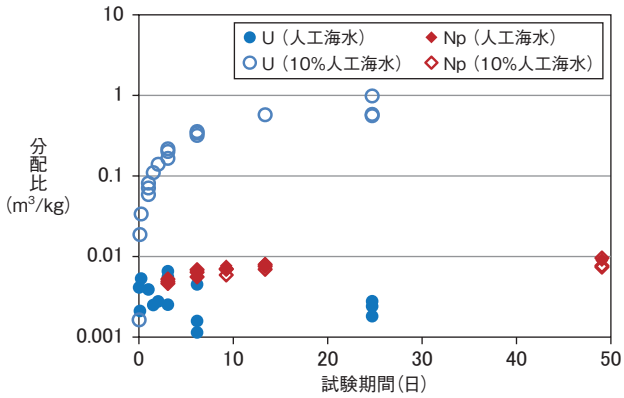


図1-17　U及びNpの分配比の時間依存性
10%人工海水中でのUの分配比は高い値を示すのに対し、Np及び人工海水中のUは分配比が低いことが分かりました。

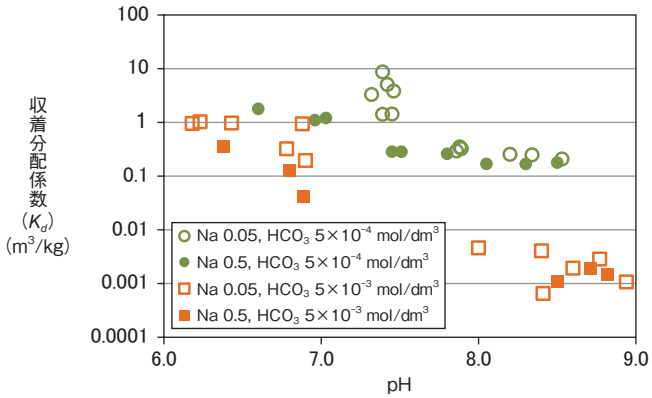


図1-18　Uの収着分配係数のpH依存性
Uの収着分配係数はNa濃度が変化しても大きく変化しないのに対し、pH8以上では炭酸濃度の上昇に伴って収着分配係数が大きく低下することが分かりました。

東京電力福島第一原子力発電所では、汚染水中の放射性物質を除去するため、汚染水処理設備が稼働しています。処理設備では、放射性物質を除去する吸着材の一つとして、ゼオライトが使われています。使用済みゼオライトは放射性廃棄物として処分されますが、処分方法の検討や処分後の安全評価のため、ゼオライト中の放射性物質の種類と量を把握する必要があります。しかしながら、使用済みゼオライトは放射線量が高く、金属容器に密封されているため、容易に採取して分析することができません。そのため、放射性物質のゼオライトへの収着挙動からゼオライト中の放射性物質の種類と量を推定する手法の開発を目指し、汚染水処理設備の一つである第二セシウム吸着装置（SARRY）に使用されているゼオライト（IONSIV™ IE-96, UOP）を用い、ウラン（U）及びネプツニウム（Np）の収着試験を行いました（図1-16）。

人工海水及び人工海水をイオン交換水で10倍希釈した溶液（以下、10%人工海水）を用いた試験の結果（図1-17）、人工海水中でUの分配比は低い値を示すのに対し、10%人工海水では分配比が大きく上昇しました。一方、Npの分配比は人工海水濃度によらず低い値を示しました。ここで分配比は、ゼオライトへのU、Npの収着量（固相中濃度）を溶液中の各元素の濃度で除した値で表され、分配比が高いほど多く収着することを示します。

人工海水と10%人工海水での分配比の変化の要因を調べるため、溶液中のNa濃度と炭酸濃度を変えて収着試験を行いました。結果を収着分配係数（以下、K_d）のpH依存性として示します（図1-18）。ここで、K_dは収着平衡時の分配比で表されます。UのK_dはNa濃度に依存しないのに対し、人工海水と同程度のpHであるpH8～9では、炭酸濃度が上昇するとK_dが大きく低下します。このことから、人工海水と10%人工海水でのUの分配比の違いは、溶液中の炭酸濃度の違いが要因と考えられました。これは、収着性の低い炭酸錯体（Uと炭酸が結合した化学種）が増加したためと推測されます。一方、NpのK_dはNa濃度にも炭酸濃度にも依存せず、人工海水及び10%人工海水で取得した分配比と整合的な傾向を示しました。

本結果により、ゼオライト中の放射性物質の種類と量を把握する上では、汚染水中の炭酸濃度が重要となる可能性が明らかになりました。

本研究は、経済産業省資源エネルギー庁の平成26年度補正予算「廃炉・汚染水対策事業費補助金（固体廃棄物の処理・処分に関する研究開発）」の成果の一部です。

●参考文献
Ishidera, T. et al., Sorption Behavior of U and Np on Zeolite, Progress in Nuclear Science and Technology, vol.5, 2018, p.221-224.

1-8 測定が難しい放射性核種のルーチン分析に向けて
ー廃棄物を対象とした ^{93}Zr, ^{93}Mo, ^{107}Pd 及び ^{126}Sn の分析マニュアルの整備ー

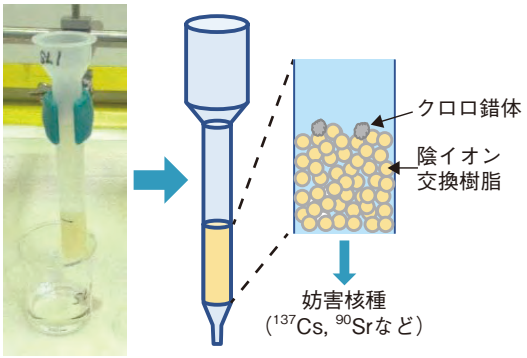


図1-19　陰イオン交換樹脂を用いた妨害核種分離作業
塩酸を使用して陰イオン交換樹脂に Sn を吸着させ、塩化物イオンと錯体を形成しない妨害核種と分離しています。

図1-20　低エネルギー光子検出器（Ge-LEPS）
検出器入射窓は薄いベリリウム膜であり、低エネルギーの光子（γ線）を高効率で測定可能です。

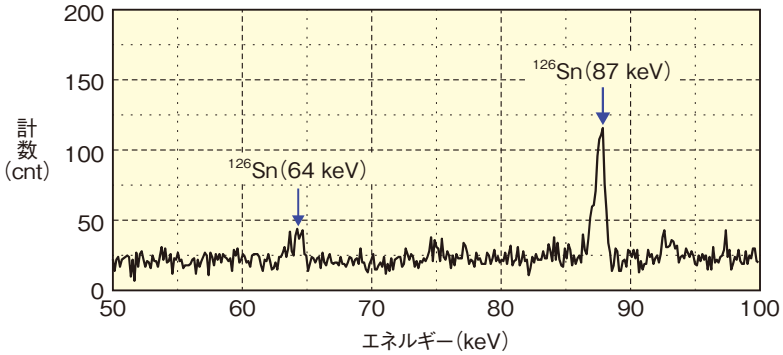


図1-21　Ge-LEP を使用した ^{126}Sn 測定スペクトル
^{126}Sn の壊変時に放出される 64 keV と 87 keV の 2 本のγ線がピークとして確認できます。

東京電力福島第一原子力発電所（1F）の廃止措置を進めるにあたり、今後、発生するがれき等を含め、放射性廃棄物の処理処分方策の整備が喫緊の課題となっています。このためには、放射能データの収集・蓄積が必要であり、分析手法が定まっていない核種については、新たに分析手法を確立することが求められています。そこで私たちは、分析手法が定まっていない核種のうち、ジルコニウム 93 (^{93}Zr)、モリブデン 93 (^{93}Mo)、パラジウム 107 (^{107}Pd) 及びスズ 126 (^{126}Sn) の 4 核種を対象として、実廃棄物のルーチン分析にも適用できるように、できる限り簡易な分析法を開発しました。

開発した分析法のうち ^{126}Sn の例を示します。Sn は 2 価と 4 価のイオンとして共存するため、前処理として過酸化水素を用いて 4 価に調整します。塩酸溶液中で、Sn は塩化物イオンと錯形成（クロロ錯体を形成）し、陰イオンとなるため、陰イオン交換樹脂に吸着させ(図 1-19)、陰イオンとならない妨害核種（β線を放出して制動放射によるバックグラウンドを上昇させるセシウム 137 (^{137}Cs)、ストロンチウム 90 (^{90}Sr) 等）と分離することができます。

放射能は、低エネルギー光子検出器（Ge-LEPS）(図 1-20) を使用して、γ線を測定して求めます(図 1-21)。

^{93}Zr と ^{93}Mo については固相抽出剤（TEVA レジン）に薄い濃度のフッ化水素酸を用いて吸着させた後、濃い濃度のフッ化水素酸及び塩酸で溶離し、質量分析法または放射線測定法により定量しました。^{107}Pd については陰イオン交換樹脂に塩酸を用いて吸着させ、アンモニア水で溶離させることで妨害核種から効率良く分離させることができ、質量分析法により定量しました。

開発した分析法については、1F で採取された滞留水を用いて適用性確認を行い、十分な精度で分析ができることを確認しました。また、ルーチン分析への適用に向けて、手順等を書き連ねるのみではなく、作業者により分かりやすいよう、チェックシートを取り入れた分析マニュアルを完成させました。

現在建設中の大熊分析・研究センターが運用を開始した際には、本分析マニュアルを利用して、多数の放射能データを収集・蓄積することにより、処理処分方策の整備を加速できると期待されます。

本研究は、経済産業省資源エネルギー庁の平成 28 年度補正予算「廃炉・汚染水対策事業費補助金（固体廃棄物の処理・処分に関する研究開発）」の成果の一部です。

●参考文献
青野竜士ほか, 福島事故廃棄物を対象とした ^{93}Zr, ^{93}Mo, ^{107}Pd 及び ^{126}Sn 分析法の開発, JAEA-Technology 2017-025, 2017, 32p.

1-9 汚染がれきの再生利用の安全性を評価する
－福島第一原子力発電所（1F）敷地内に限定した再生利用－

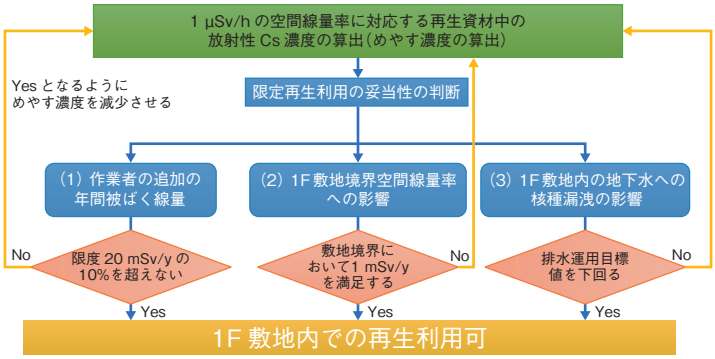


図 1-22　再生利用についての考え方
空間線量率の上昇を抑制するように再生利用を行い、敷地内で行われている放射線防護の運用にも影響を与えないことを確認します。

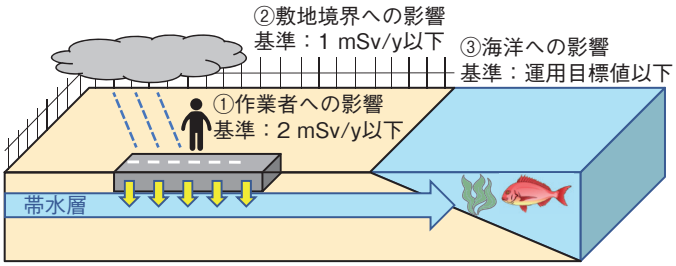


図 1-23　道路材に再生利用した際のめやす濃度の妥当性確認の概念図
作業者への追加線量の確認に加え、敷地境界と海洋からどれだけ離隔をとれば運用基準を満たすか確認します。

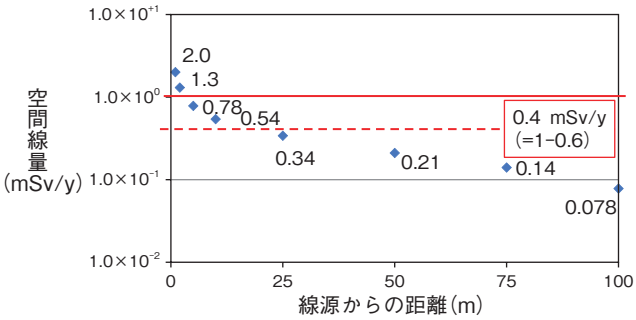


図 1-24　道路材からの距離ごとの空間線量
敷地境界における線量率（最大値 0.6 mSv/y）を考慮して 1 mSv/y 以下となるために必要な離隔を評価しました。

東京電力福島第一原子力発電所（1F）敷地内には、大量の汚染がれき（コンクリート、金属、木材等）が保管されており、今後は燃料デブリで汚染された廃棄物の発生も考えられています。こうした汚染したがれきの処理・処分に向けた作業の中で、屋外に集積保管されている比較的核種濃度の低いがれきのうち、表面線量率が 5 μSv/h 以下のがれきを再生利用する方針が東京電力ホールディングスにより示されています。現在の 1F 敷地内は緊急時被ばく状況から移行した現存被ばく状況にあり、また全域が管理対象区域に設定されており、敷地に立ち入る人員は全て線量管理されています。こういった状況で再生利用可能な資源化物の放射能濃度を設定した例は国際的にもありません。

そこで、1F 敷地内において、作業者への追加被ばく線量を抑制しつつ管理された状態での用途を限定した再生利用について初めて考え方を構築しました。図 1-22 に構築した考え方のフローを示します。再生利用を実施する際は、作業者への追加の被ばく線量を抑制するために、再生利用による敷地内の空間線量率を大きく上昇させない放射性セシウム（Cs）核種濃度（めやす濃度）で行うことを示しました。1F 敷地全域におけるモニタリング値の最小値から、再生利用による空間線量率の上昇値を 1 μSv/h 以下とすることにしました。また、めやす濃度の妥当性を確認するために、再生利用を実施する現存被ばく状況下で実施されている放射線管理の運用に影響を与えないことを確認しました。1F 内においては、①作業者の被ばく線量（廃炉作業を過度に制限しない追加線量として線量限度の 10% を設定）、②敷地境界における評価線量（再生利用前の評価値も含めて 1 mSv/y 以下）、③海洋へ放出される地下水中核種濃度、について現在の運用を満たしているか確認しました（図 1-23）。対象核種は、放射性 Cs、がれき中に放射性 Cs に対して約 1% 存在するストロンチウム 90（^{90}Sr）、放射性 Cs とは相関無くクリアランスレベルを超えて存在する炭素 14（^{14}C）としました。

構築した考え方に沿って再生利用をした際のめやす濃度の試算と妥当性の確認を行いました。再生利用用途は、敷地内で実施可能性を考慮して道路材と建設用コンクリートを想定しました。両用途ともめやす濃度で再生利用した場合、①の条件を満たし、②と③についても敷地境界まで離隔をとれば条件を満たすことが確認できました（図 1-24）。

本研究は、原子力規制委員会原子力規制庁からの受託研究「平成 29 年度原子力発電施設等安全技術対策委託費（廃棄物の限定再利用に関する検討）事業」の成果の一部です。

●参考文献

Shimada, T., Miwa, K. et al., Study on Restricted Use of Contaminated Rubble on Fukushima Daiichi NPS Site (1) Estimation of Reference Radiocesium Concentration for Recycling Materials, Progress in Nuclear Science and Technology, vol.6, 2019, p.203-207.
Miwa, K. et al., Study on Restricted Use of Contaminated Rubble on Fukushima Daiichi NPS Site (2) Validation of Reference Radiocesium Concentration for Recycling Materials, Progress in Nuclear Science and Technology, vol.6, 2019, p.166-170.

1-10 廃止措置のためのロボットシミュレータの開発
－ドローン飛行シミュレーションと仮想空間内での目視操縦訓練－

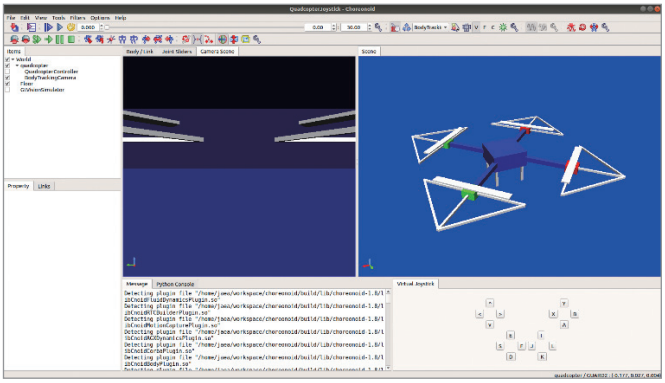


図 1-25　ドローン飛行シミュレーションの実行画面例
画面中央にドローンの搭載カメラ画像、画面右にドローンの俯瞰画像を表示しています。

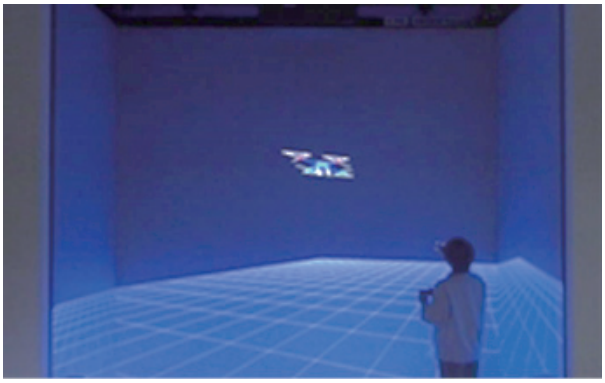


図 1-26　目視による仮想操縦訓練の例
没入型バーチャルリアリティシステムを利用した目視によるドローンの操縦訓練を行った例を示しています。

東京電力福島第一原子力発電所（1F）での事故後、原子炉建屋内が高放射線環境となりました。作業員の立入りが難しいそのような環境では、遠隔操作ロボットを利用して調査や作業等のタスクが行われています。事故後の原子炉建屋内は状況が明らかでない場所も多く、遠隔操作ロボットによる安全なタスクの遂行は容易ではありません。そのため、タスクに特化した高性能ロボットの速やかな開発とロボットを自在に操縦する技能を持つオペレータの訓練を行うことが必要です。私たちは、それらを支援することを目的としたロボットシミュレータ（以下、シミュレータ）の開発に取り組んでいます。

近年、ドローン技術開発や応用が盛んに行われており、原子炉建屋内の線量調査にもドローンが試験的に利用されました。原子炉建屋内のような屋内環境でドローンを飛行させると、プロペラの回転によって生じる空気の噴流が周囲の構造物と相互作用することで流体力が飛行状態に影響するため、操縦が難しくなります。そのため、ドローンを用いて安全にタスクを行う場合にも、自在に操縦するための技能を持つオペレータの訓練を行う必要があります。そこで本研究では、シミュレータを用いたドローンの操縦訓練に必要なドローンの飛行挙動を模擬する機能の開発と仮想空間にそのシミュレーションの様子を実物大投影して、目視によるドローンの操縦訓練を行うシステムの構築を行いました。

ドローンの飛行挙動模擬機能は、飛行中のドローンに作用する空気の流体力を総合的に計算し、飛行状態を再現するものです。特に、屋内環境において発生する特徴的な流体力による外乱の代表的な効果である壁や天井等の近傍を飛行する際にその表面に引き寄せられる現象（コアンダ効果）及び地面近傍で揚力が増加し、姿勢が乱される現象（地面効果）が重要であり、私たちはこれらを簡易的な計算モデルによって実装しました。

次にシミュレータを用いてオペレータに実物を用いた訓練と同様な体験を提供するために、シミュレータ上のシミュレーションの様子を実時間で三次元実物大に投影するシステムを構築しました。具体的には、シミュレータ上で三次元描画に用いられる OpenGL（Open Graphics Library）の描画信号を商用 GL-DLL ソフトウェア Fusion により複製し、商用バーチャルリアリティ描画ソフトウェア EasyVR に転送して、実物大の三次元映像として投影するという構成で実装しました。図 1-25 はドローン飛行シミュレーションの実行画面例、図 1-26 はバーチャルリアリティを用いた目視によるドローンの操縦訓練の例を示しています。

これらの二つの技術を組み合わせることにより、屋内環境を飛行した際の外乱の影響を受けているドローンの飛行挙動を実時間で計算し、そのシミュレーションの様子を実時間で三次元実物大に投影して目視によるドローンの操縦訓練が可能となりました。

今後も私たちは、遠隔操作ロボット開発やオペレータのロボット操縦技能訓練を支援するシミュレータ開発を通じて、1F 廃止措置の推進に寄与していきます。

本研究におけるドローンの挙動模擬機能の開発は、福島県からの受託研究「模擬プラント用ロボットシミュレータ開発業務」の一環として、平成 29 年度に原子力機構が株式会社 FSK より委託を受け実施しました。

●参考文献

Suzuki, K. et al., Development of a Multi-Copter Simulator and a Projection System for Virtual Operation Experience, Proceedings of 2019 IEEE/SICE International Symposium on System Integration (SII 2019), Paris, France, 2019, 6p., in USB Flash Drive.

1-11 河川の放射性セシウム濃度、減少続く
－過去３年にわたる連続的な調査結果から－

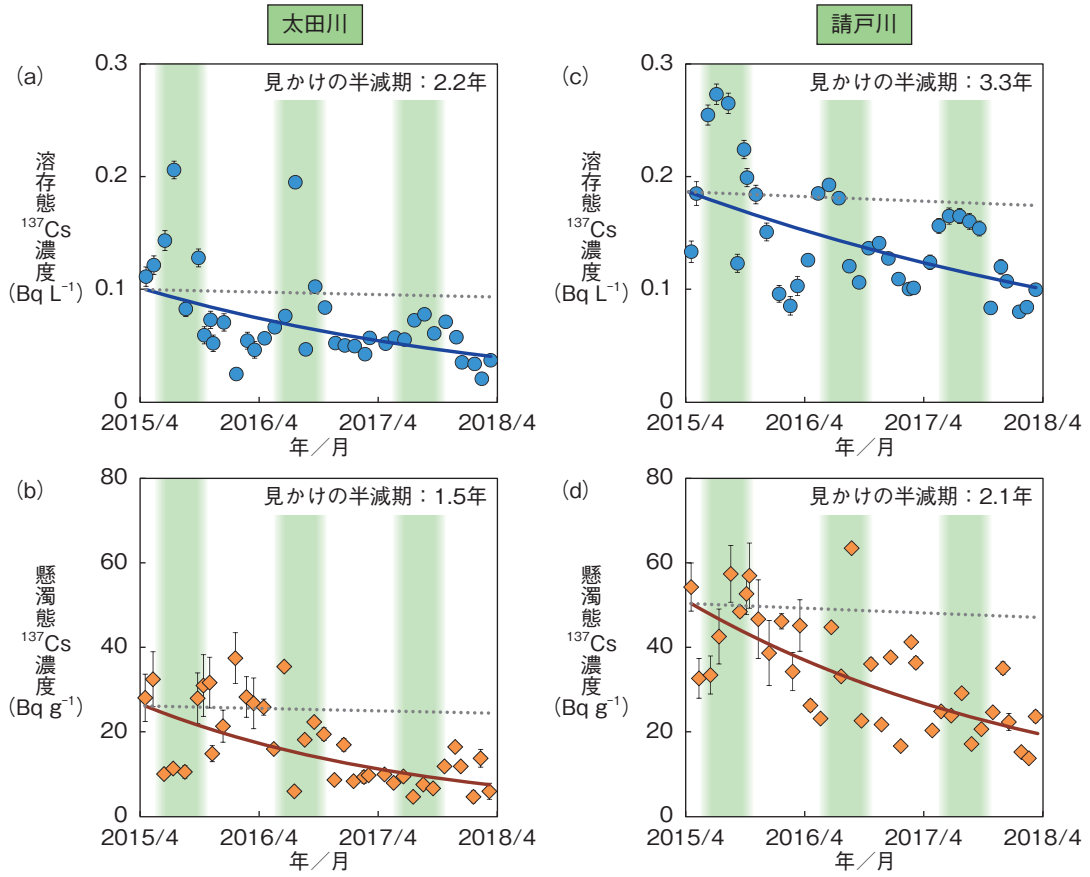


図 1-27　観測された河川水中の溶存態 ^{137}Cs 濃度と懸濁態 ^{137}Cs 濃度の時間変化
太田川の (a) 溶存態 ^{137}Cs 濃度と (b) 懸濁態 ^{137}Cs 濃度、請戸川の (c) 溶存態 ^{137}Cs 濃度と (d) 懸濁態 ^{137}Cs 濃度はいずれも時間とともに減少傾向にありました。観測から推定された ^{137}Cs 濃度の見かけの減少速度（実線）は、物理的な半減期による減少速度（破線）よりもずっと速いことが示されました。図中の緑の網掛け箇所は夏期に該当します。また、放射能測定における不確かさをエラーバーに示しています。

東京電力福島第一原子力発電所事故に由来する放射性セシウム（Cs）の一部は、河川を通じて移動しています。環境省の調査によると、河川水中の Cs 濃度は 2018 年 4 月現在で 1 Bq L^{-1} 未満と検出下限値以下になっていますが、一方、Cs 濃度が事故以来どのように変化しているかについては、明らかではありませんでした。しかし、一部の川魚で基準値（100 Bq kg^{-1}）を超える個体が現在も見られ、漁業再開の見通しを得るためには、Cs 濃度とその変化を正確に把握しておく必要があります。本研究では、事故後 4 ～ 7 年にかけて、毎月の放射性セシウム137（^{137}Cs）濃度を観測し、その時間変化を明らかにしました。

調査は、2015 年 4 月から 2018 年 3 月までの 3 年間、福島県南相馬市の太田川と同浪江町の請戸川で行いました。毎月定期的に採取した河川水を、ろ紙（孔径 0.45 μm）を用いて分画し、ろ紙上の土の粒子に含まれる Cs を懸濁態 Cs、ろ液に含まれる Cs を溶存態 Cs として、ゲルマニウム半導体検出器を用いた核種分析によりそれぞれの ^{137}Cs 濃度を定量しました。溶存態 Cs については、検出下限値を下げるために濃縮処理を行いました。

両河川で観測された溶存態 ^{137}Cs と懸濁態 ^{137}Cs の濃度は、どちらも時間とともに減少している傾向が観測されました（図 1-27）。指数フィッティングした結果、^{137}Cs 濃度の見かけの半減期は、太田川ではそれぞれ (a) 2.2 年と (b) 1.5 年、請戸川では (c) 3.3 年と (d) 2.1 年と推定されました。^{137}Cs の物理的な半減期は 30 年なので、およそ 10 倍の速度で減少していることが明らかになりました。この結果は、陸上に沈着した Cs のうち、河川へ流出しやすい Cs が時間とともに減っていることを示唆しています。

溶存態 ^{137}Cs 濃度が夏期に増加することも明らかになりました（(a)、(c)）。落葉落枝や土壌の有機物が分解されるときにそれらに付着していた Cs が溶出するため、分解が活発になる夏期に濃度が高くなったと推測されます。しかし、その増加幅が年々小さくなっていることからも流出しやすい Cs は減少していると考えられます。

本研究の成果は、河川水と川魚の Cs 濃度について、今後の中長期的な将来予測に重要な知見となります。

●参考文献

Nakanishi, T. et al., Trend of ^{137}Cs Concentration in River Water in the Medium Term and Future Following the Fukushima Nuclear Accident, Chemosphere, vol.215, 2019, p.272-279.

1-12 森林から渓流・河川へ、放射性セシウムはどう動くのか
ー上流域での溶存態セシウム流出の現象理解を目指してー

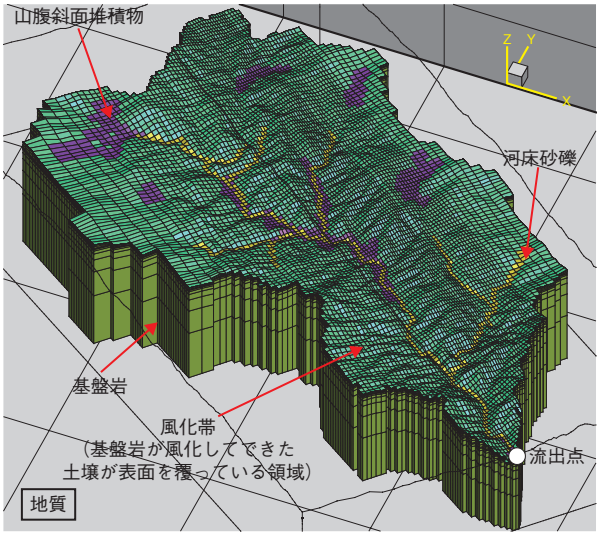


図 1-28　解析対象領域の三次元構造モデル
GETFLOWS では、地質構造を基に地下を三次元、標高データを基に地表を二次元でモデルを作成し、地表水と地下水を同時に計算します。得られた水循環場から表層における土砂、Cs 輸送の計算を実施し、環境中での Cs 動態を予測します。

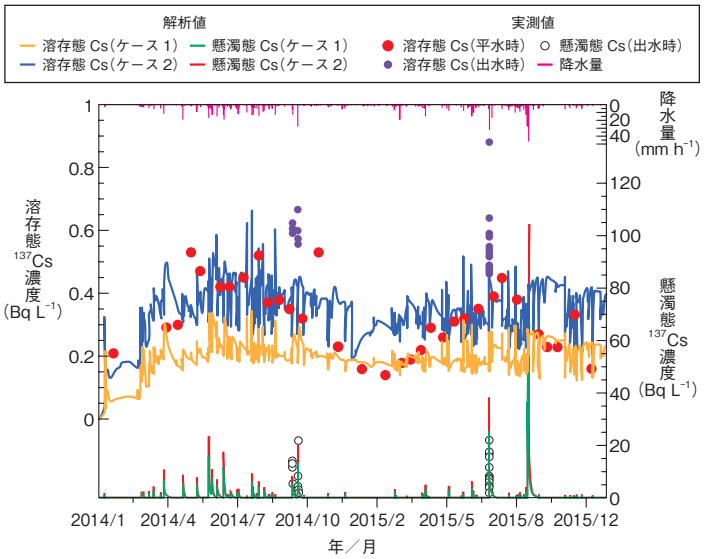


図 1-29　河川水中における溶存態及び懸濁態 ^{137}Cs 濃度の計算結果
GETFLOWSの土砂輸送計算は、六つの粒径（シルト、クレイ、細砂、中砂、粗砂、礫）を対象とし、粒径の細かい 4 区分に対し、一律同じ分配係数（K_d = 200000 L/kg）を与えた解析をケース 1、異なる値（シルト、クレイ：K_d = 200000 L/kg、細砂、中砂：K_d = 50000 L/kg）を与えた解析をケース 2 としました。

東京電力福島第一原子力発電所事故由来の放射性セシウム（Cs）は、その約 70% が未除染の森林地帯に存在するため、森林から渓流・河川へ Cs がどのように動くのかを把握することが、農作物や淡水生態系中の Cs 濃度の変化傾向を理解するために重要です。特に土壌粒子等に吸着された Cs（懸濁態 Cs）のみならず、生物移行性の高い、水に溶けた Cs（溶存態 Cs）流出の現象理解が欠かせません。本研究では、99% 森林地帯の太田川上流域（南相馬市及び浪江町、図 1-28）を対象に、流域水循環モデル（GETFLOWS）を用いた水、土砂及び Cs 移動の数値解析を行い、実測値と解析結果の比較を通じて、上流域での溶存態 Cs 流出の現象理解を進めました。

はじめに図 1-28 の流出点において、流量及び土砂流出量に関するモデルの再現性を確認しました。Cs 溶出メカニズムとして、河川水中の懸濁態と溶存態の Cs 濃度比（分配係数）が一定となるよう、瞬時に懸濁態から Cs の溶出が起こると考える吸着分配平衡を仮定し、次の二つの解析ケースを計算しました。ケース 1 は、解析地点での実測値に基づき分配係数を設定し、ケース 2 は、過去の観測事例に基づき、土砂の細粒分により比較的高い濃度で Cs が含まれるとする設定としました。

2014 年 1 月から 2015 年 12 月までを対象に、図 1-28 の流出点における河川水中の溶存態及び懸濁態 Cs（ここでは ^{137}Cs）の濃度の計算結果を図 1-29 に示します。解析ケース 1（—）の結果は、平水時の溶存態 ^{137}Cs 濃度の実測値（0.14 ～ 0.53 Bq L^{-1}、平均：0.32 Bq L^{-1}）を過小評価傾向でしたが、解析ケース 2（—）は、より実測値に整合的な結果（平均：0.36 Bq L^{-1}）となりました。したがって、本モデルは、吸着分配平衡仮定下で、平水時の溶存態 ^{137}Cs 濃度をある程度再現できました。

しかし、溶存態 ^{137}Cs 濃度の出水時の上昇（●）、そして夏季に高く冬季に低いといった季節変動（●）といった実測値で認められた変化傾向を十分再現することができませんでした。つまり、河川の調査結果でも明らかなように、森林の林床に存在する落葉落枝の層から溶存態 ^{137}Cs が溶出し、渓流・河川へ流出してきていることが推測されますが、そのプロセスは吸着分配平衡以外のメカニズムが支配していると考えられます。

今後、河川調査や室内実験を通じて、森林の落葉落枝の層から渓流・河川への溶存態 ^{137}Cs 溶出メカニズムを明らかにし、そのプロセスを反映させる等、本解析法の改良と検証を進めていきます。

●参考文献
Sakuma, K. et al., Applicability of K_d for Modelling Dissolved ^{137}Cs Concentrations in Fukushima River Water: Case Study of the Upstream Ota River, Journal of Environmental Radioactivity, vols.184-185, 2018, p.53-62.

1-13 試料を採取せずに池底のセシウム分布解明へ
ーため池底質中放射性セシウムの深さ分布の可視化ー

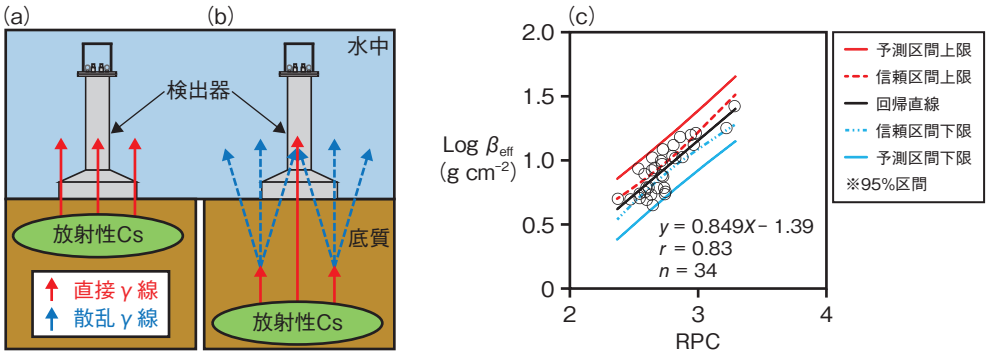


図 1-30　底質表面でのγ線スペクトルの測定イメージ
(a) 底質中の Cs の深さ分布が小さい場合、Cs から放出される直接γ線の割合が高いです。(b) 底質中の Cs の深さ分布が大きい場合、直接γ線は土壌粒子で遮へいされ、散乱γ線の割合が高いです。(c) RPC と β_{eff} の関係を示します。

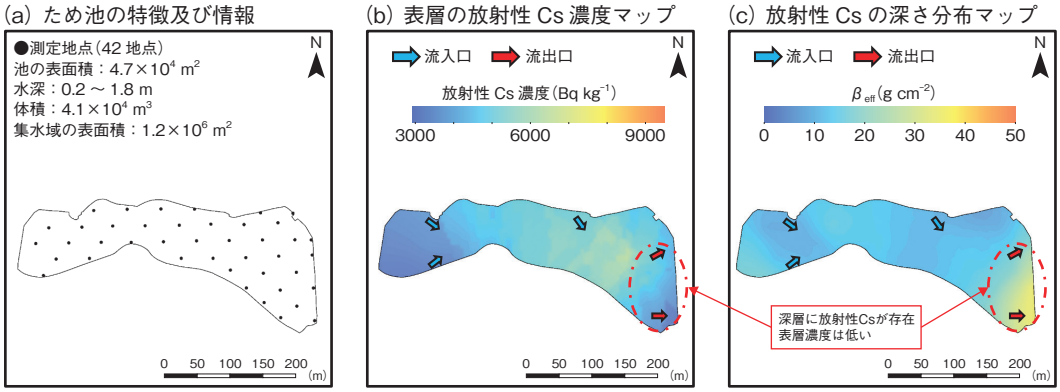


図 1-31　本研究の推定結果を実際のため池に適用した例
本研究により得られた換算係数に基づいて、実際のため池水底でのγ線スペクトルの測定結果((a) 42 地点) から、(b) 底質表層の Cs 濃度と (c) Cs の深さ分布を同時に推定することができました。

ため池水底の放射性セシウム（Cs）の汚染実態を知ることは、営農再開に向けて効率的な除染や浚渫の方法を提案する上で重要ですが、浚渫計画立案に不可欠な深さ方向の濃度分布データ取得には、多くの手間と時間がかかるという課題がありました。私たちは、東京電力福島第一原子力発電所事故後から、耐水性放射線検出器を用いた放射線モニタリング技術の開発を行っており、広い範囲のため池水底の Cs の分布状況を、迅速かつ簡便に測定することを可能としてきました。しかし、従来の方法では、水底の表層付近の濃度しか評価できませんでした。今回、水底の底質表面で得られたγ線スペクトルの特性（散乱γ線と直接γ線）から、底質中 Cs の深さ分布を推定する手法を開発しました（図 1-30）。

Cs が存在する深さによって、検出される直接γ線と散乱γ線の割合が変化すると推測されます。その理論の実証のため、福島県内の 64 のため池内の合計 253 ヶ所で、同じ場所のγ線スペクトルの特性と、底質試料中 Cs 濃度の深さ分布データの比較実験を実施しました。放射線検出器は、NaI（Tl）シンチレーション検出器（A-Sub、株式会社日立製作所）を用いました。測定地点で船上から検出器を水底に下ろし、2 分間測定しました。得られたγ線スペクトルから、散乱γ線領域（150 ～ 250 keV）、直接γ線領域（550 ～ 850 keV）の計数率比（Ratio of Peak Compton：RPC）を計算しました。同じ地点で柱状採泥器を用いて約 5 ～ 40 cm の柱状試料を採取しました。厚さ 5 cm ごとに分割し、各試料中の Cs 濃度を Ge 半導体検出器で測定し、深さ分布のパラメータ（実効的重量緩衝深度（β_{eff} g cm^{-2}））を求めました。

RPC 及び β_{eff} の間には良好な正の相関が認められました (図 1-30 (c))。これは、γ線スペクトルの特性から、検出器直下の底質中 Cs の深さ分布が推定できることを意味します。ため池全体を網羅するように、42 地点 (図 1-31 (a)) でγ線スペクトルを測定し、表層の Cs 濃度の分布マップ (図 1-31 (b)) と、先ほどの相関式から推定した β_{eff} マップ (図 1-31 (c)) を作成しました。このように、従来法に比べて、現地での測定のみかつ圧倒的に短い時間で、底質中 Cs の三次元分布を評価できます。

これらの結果は、帰還困難区域での営農再開に向けた、浚渫等の湖沼の管理に活用できます。

●参考文献
Ochi, K. et al., Development of an Analytical Method for Estimating Three-Dimensional Distribution of Sediment-Associated Radiocesium at a Reservoir Bottom, Analytical Chemistry, vol.90, no.18, 2018, p.10795-10802.

1-14 海洋深層への放射性物質の移行を探求する
－鉛直方向の濃度分布から深層への沈み込みを解明－

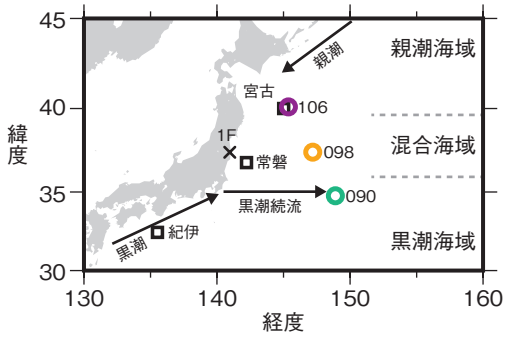


図 1-32　海水試料採取地点
○○○は事故後に、□は事故前に海水試料を採取した地点です。

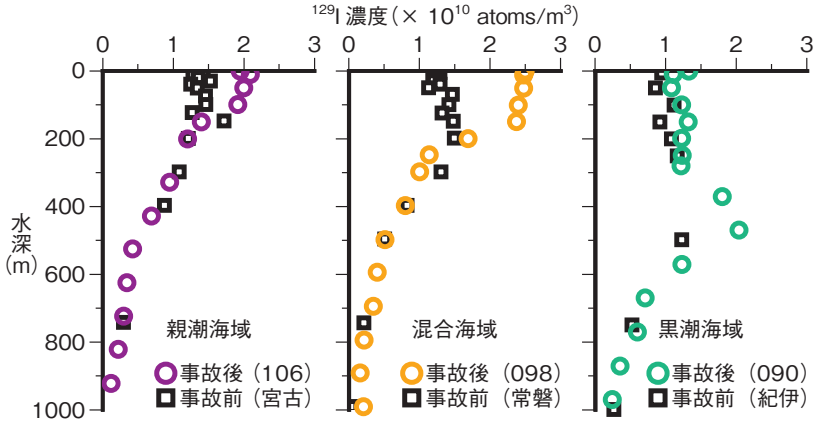


図 1-33　事故前後における海域ごとの ^{129}I 濃度の鉛直分布
事故に起因した ^{129}I は、親潮及び混合海域では表層に存在し、黒潮海域では水深 400 m 付近に沈み込んでいました。

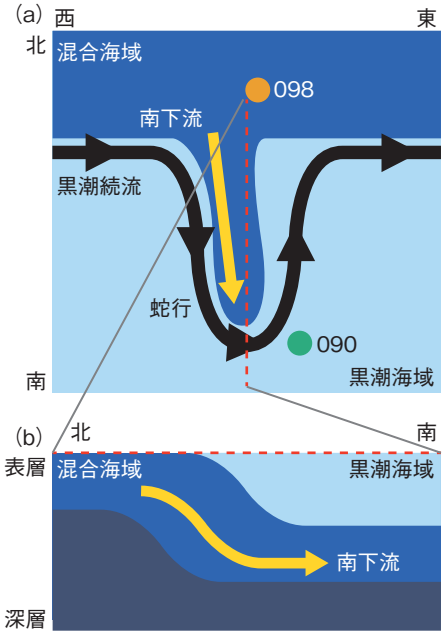


図 1-34　再現された海水の流れの概念図
(a) 水平方向の流れは、黒潮続流の蛇行（➡）により混合海域の海水が南下（➡）していることが分かりました。
(b) 鉛直方向の流れは、その南下流（➡）が黒潮海域の海水の下に沈み込んでいることが分かりました。

東京電力福島第一原子力発電所（1F）事故により、放射性物質が海水中に放出されました。海水中での放射性物質の移行を明らかにするために、数多くの研究が行われています。しかし、多くの研究は、表層海水中での移行に着目し、深層への移行について調べている研究はほとんどありませんでした。そこで、放射性物質が深層にどのように移行するかについて調べることにしました。

深層への移行を調査するためには、深層の海水試料を数多く採取する必要があるため、少量の海水試料から検出できる放射性核種を用いることが効率的だと考えました。深層における海水中の放射性セシウム（1 Bq/m^3 程度）等を測定する場合、20 L もの海水が必要になりますが、ヨウ素 129（^{129}I）であれば、私たちが開発した加速器質量分析法により、1 L の海水から検出可能です。そこで、^{129}I の鉛直分布を明らかにすることにしました。西部北太平洋は、北から親潮、南から黒潮が流れ込んでおり、その間にはそれらの海流が混合した海水が存在しています。これらの海域での分布状況を明らかにするため、親潮、黒潮及び混合海域において表層から水深 1000 m までの海水試料を採取しました（図 1-32）。

図 1-33 に、事故後に観測した親潮、混合及び黒潮海域における ^{129}I の鉛直分布を示します。また私たちは、1F 事故以前から ^{129}I の移行について注目しており、親潮、混合及び黒潮海域における ^{129}I の鉛直分布のデータを取得していました。その両方の結果を図 1-33 に示します。事故前後の鉛直分布を比較して 1F 事故の影響による濃度上昇は、親潮及び混合海域ではそれぞれ表面から水深 150 m 及び 200 m までの表層で、黒潮海域では水深 400 m 付近の亜表層で生じていることが明らかとなりました。

亜表層への移行を解明するために、流速を再現したデータセットを利用し、海水がどのように流れていたかについて解析を行いました。その結果、千葉県沖で離岸した黒潮続流は蛇行しており、その流れに引き込まれるように混合海域の海水が南下する流れが発生していました。この南下流の密度は黒潮続流の密度より高いため、黒潮続流の下層に急激に沈み込んでいたことが分かりました（図 1-34）。

これらの結果は、事故で放出された放射性物質が黒潮続流の蛇行の影響により急激に沈み込むという、海洋学上の新たな知見の発見につながりました。

●参考文献
Suzuki, T. et al., Vertical Distribution of ^{129}I Released from the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant in the Kuroshio and Oyashio Current Areas, Marine Chemistry, vol.204, 2018, p.163-171.

1-15 空からスピーディに、正確に、放射線を測る
－上空からの放射線測定値換算技術の高度化－

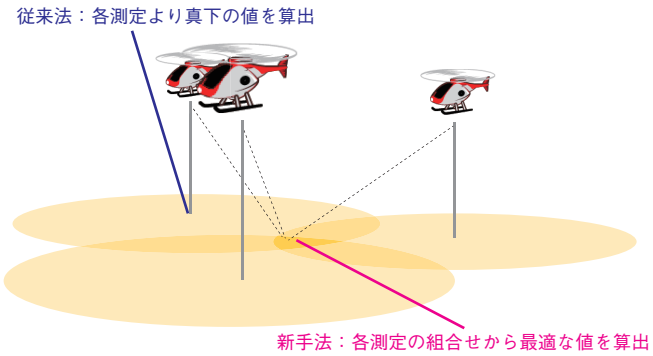


図 1-35　上空から測定した放射線測定値の換算イメージ
従来法は、各測定点の真下の地上値を算出します。新手法では、各測定の情報及び地形情報から地上値を算出します。

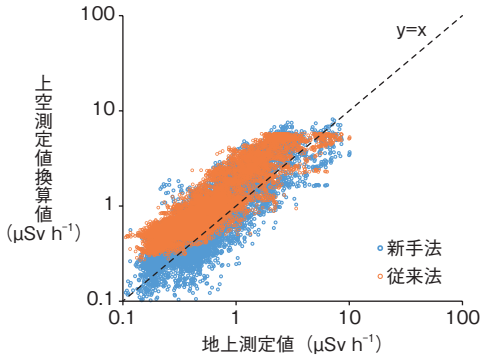


図 1-36　上空測定換算値と地上測定値の比較
上空測定値を従来法及び新手法を用いて地上 1 m 空間線量率へと換算した値と、地上 1 m 空間線量率測定値を比較した結果です。

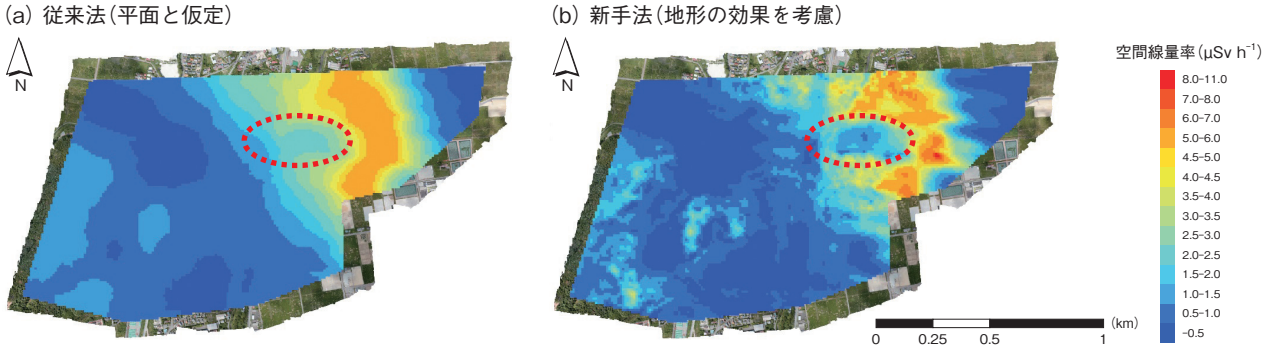


図 1-37　上空放射線測定値を換算した空間線量率の分布
(a) は従来法を用いて換算した結果、(b) は新手法を用いて換算した結果です。どちらも地上 1 m 空間線量率へと換算します。

東京電力福島第一原子力発電所（1F）事故以降、有人ヘリコプターや無人ヘリコプターなどを用いて上空から 1F 周辺における放射線モニタリングが行われています。上空で測定された放射線測定値は、多くの場合、地上 1 m 空間線量値に換算され情報提供されます。従来の換算手法では、地形構造が平面で、線源が均一に分布したモデルを仮定し、測定地点と地面との距離に応じた空気による放射線の減衰効果を考慮していました。しかし、地形の起伏が大きい場合や、地面と放射線検出器との間に樹木等の遮へい物があった場合は、地上測定値と上空からの測定による換算値が整合しないという課題がありました。この課題を解決するため、地上各地点から上空の各測定点に至る個々の経路における放射線の減衰効果を考慮できる逆問題解析手法（以下、新手法）を用いて、地形の凹凸及び森林の遮へい等の効果を考慮した解析手法を開発しました。

本解析手法は、医療分野において体内の臓器を可視化する技術として用いられている ML-EM（最尤推定－期待値最大化）法を応用したものです。具体的には、複数の上空測定点で測定した放射線計数値から、最適な地上値の分布を算出します（図 1-35）。さらに換算のために必要となる減衰のパラメータとしては、従来法でも用いられていた空気による放射線の減衰効果に加え、γ線の土壌による遮へい及び散乱による減衰効果並びに、樹木による減衰効果を適用しました。

図 1-36 は、無人ヘリコプターで取得した放射線測定値を従来法及び新手法で換算し、それぞれの換算値を地上測定値と比較したものです。その結果、新手法による換算は、従来法による換算に比べて、より地上測定値に近い換算値を得られることが分かりました。図 1-37 は、(a) 従来法及び (b) 新手法で得られた空間線量率分布マップです。赤い円で示されているエリアは除染されたエリアです。従来法では周辺線量の影響を受けるため除染の場所がはっきり見えませんでしたが、新手法ではより鮮明に除染の効果を確認することができます。

今後、逆問題解析におけるパラメータの最適化を行い、上空からの測定に限らず、地上における測定等でも適用できるよう、計算アルゴリズムを開発する予定です。

●参考文献
Sasaki, M. et al., Development of Analysis Method for Airborne Radiation Monitoring Using the Inverse Problem Solutions, Progress in Nuclear Science and Technology, vol.6, 2019, p.63-67.

1-16 詳細な放射線量マップを作り、より現実的に被ばくを評価する
－特定復興再生拠点区域の放射線防護対策の検討に向けて－

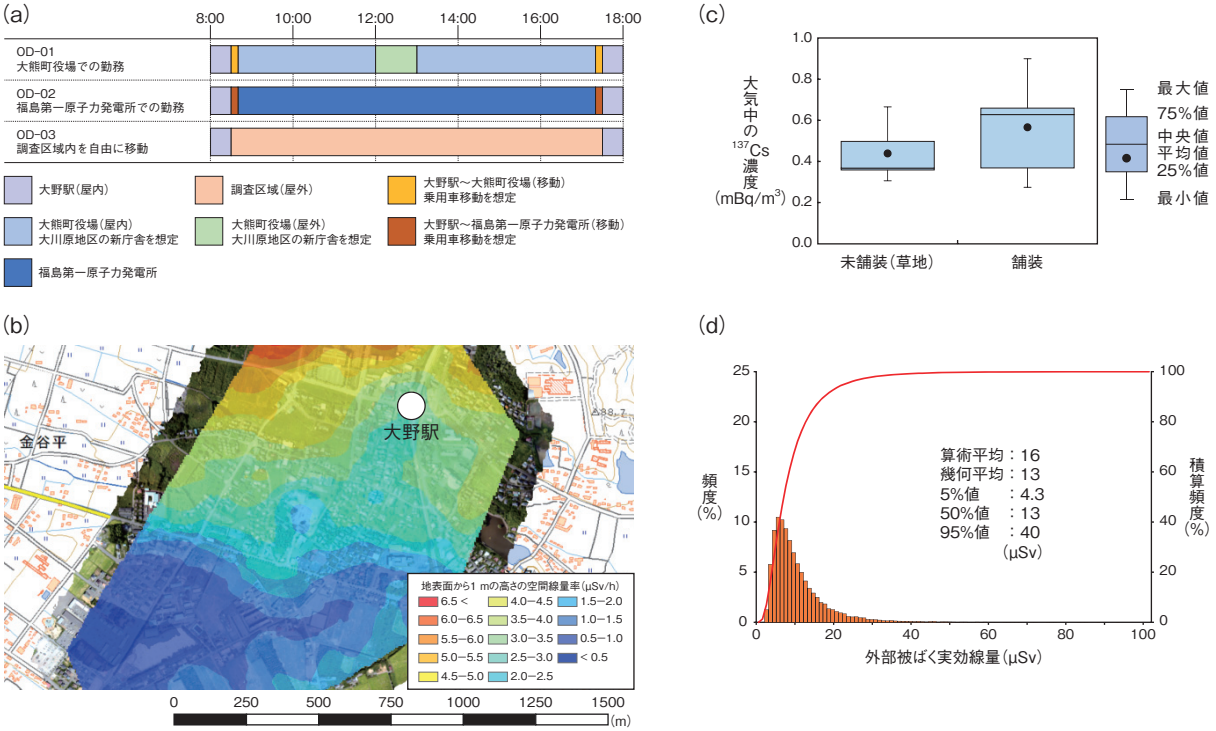


図1-38　放射線モニタリングから被ばく線量の評価までの一連の流れ
(a) 自治体等へのヒアリングの結果に基づき設定した復興拠点区域と関連した行動パターン（大熊町の例）
(b) 無人ヘリコプターを用いた上空からの空間線量率分布測定結果（大熊町大野駅周辺の測定結果）
(c) 大気中の放射性物質濃度の測定結果（大熊町の特定復興再生拠点区域内に設置したダストサンプラーによる測定結果）
(d) 1 回の立入りに伴う外部被ばくによる実効線量（(a) 大熊町の行動パターン OD-03 の評価結果）

東京電力福島第一原子力発電所（1F）の事故に伴い設定された避難指示区域のうち、空間線量率が特に高く、長期にわたり居住を制限するとされてきた帰還困難区域についても、線量の低下状況を踏まえて避難指示を解除し、居住を可能とする「特定復興再生拠点区域（復興拠点）」を整備する方針が示されました。1F の周辺に位置する大熊町等では、2023 年春頃までの避難指示解除を目標に、復興拠点の除染やインフラ等の整備が行われています。これに併せ、内閣府原子力被災者生活支援チーム（被災者支援チーム）は、復興拠点への住民の帰還を現実のものとすべく、必要な放射線防護対策の検討を進めています。私たちは、2018 年夏から被災者生活支援チーム等からの協力依頼に基づき、復興拠点における (1) 無人ヘリコプターによる迅速かつ詳細な面的な空間線量率分布状況の把握、(2) 代表的な地点における大気浮遊塵の採取と放射能濃度の測定、(3) 代表的な行動パターンにおける外部・内部被ばくの評価等を実施しています。

被ばく線量は、自治体等からのヒアリングの結果に基づき、復興拠点区域内の行動パターンを設定し（図 1-38 (a)）、空間線量率分布測定結果（図 1-38 (b)）や大気中放射性物質濃度の測定結果（図 1-38 (c)）等の実測データを用いて、実測データの代表値を用いた評価（決定論的評価）と実測データの分布を用いたモンテカルロ解析による線量分布の評価（確率論的評価）を実施しました（図 1-38 (d)）。評価の結果、最も保守的な想定となる活動時間の大部分を屋外で活動するパターン（図 1-38 (a) の OD-03 のパターン）の外部被ばくによる実効線量は、95% 値で約 40 μSv（1 回の立入りに伴う外部被ばく線量）、算術平均で約 16 μSv（1 回の立入りに伴う外部被ばく線量）でした。また、大気中放射性物質濃度の測定結果（図 1-38 (c)）から算出した放射性セシウムの再浮遊に伴う吸入による内部被ばく線量は、外部被ばく線量と比べて 5 桁ほど低い値となることが分かりました。

これらの調査結果を踏まえた放射線防護対策案が、第 47 回原子力規制委員会（2018 年 12 月 12 日）で了承され、具体的な対策について、国と自治体等との調整が進められています。今後も放射線のモニタリングから被ばく評価までの一連の手法を高度化するとともに、より現実的な評価を行い、避難指示解除の加速化に直接的に貢献する成果を創出していきます。

●参考文献
舟木泰智ほか, 特定復興再生拠点区域におけるモニタリング及び被ばく評価手法の検討, JAEA-Research 2018-016, 2019, 48p.

1-17 福島の居住環境をモデル化し空間線量率の分布を予測する
－三次元空間線量率分布評価システム（3D-ADRES）の開発－

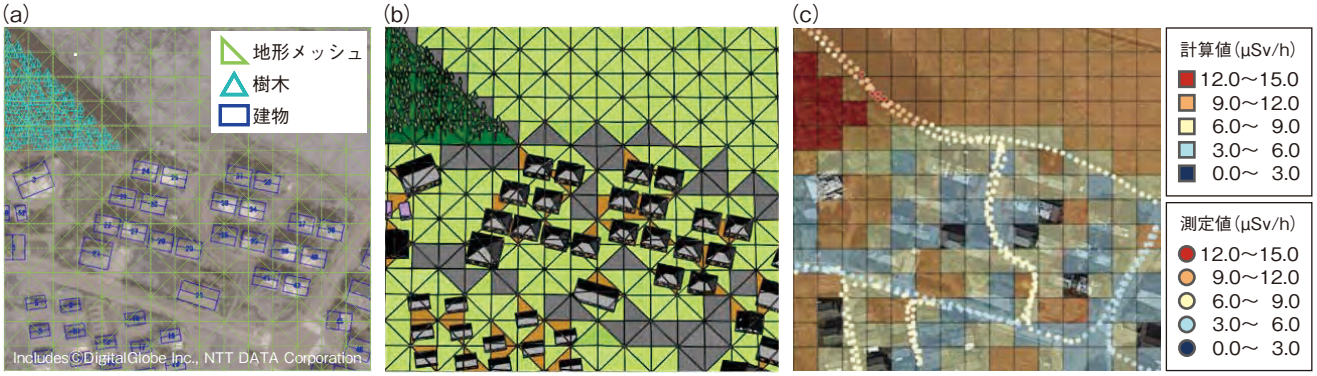


図1-39　3D-ADRESによる空間線量率のモデリングプロセス
(a) 3D-ADRESは衛星画像を始めとするリモートセンシングデータを用いて福島県内の任意の地区の三次元モデルを作成します。(b) 作成したモデルはPHITSに入力可能な形式に変換され、(c) 放射性セシウム（^{134}Cs及び^{137}Cs）により放出された放射線をシミュレーションし、空間線量率の分布を計算します。なお、計算値はマス目の■■■■■■の色、測定値（歩行測定）は小さい●●●●●の色で示されています。Map imagery © DigiGlobe Inc., NTT Data, Google & Zenrin 2018.

東京電力福島第一原子力発電所（1F）の事故から8年が経過し避難指示が解除された地域では住民の帰還が始まっています。こうした地域で住民の外部被ばく量を可能な限り最小限に抑えるには、生活環境における放射線の空間線量率の分布を正確に把握することが必要です。しかし、空間線量率の分布を推定するには、地面の舗装の有無による放射性セシウム（^{134}Cs及び^{137}Cs）の沈着量の違いや、地形、樹木、家屋による放射線の遮へい効果を考慮する等、実際の複雑な環境を反映した計算が求められます。しかし、そのような複雑な環境をモデル化することは簡単ではなく、これまでは地形を平坦と仮定したり、樹木や家屋の影響を無視したりするような計算が行われてきました。

そこで、システム計算科学センターは福島環境安全センターと連携し、福島県内のあらゆる居住地区に対して、その詳細な三次元モデルを作成し計算精度を向上させるための新しい計算システム「3D-ADRES（Air Dose Rate Evaluation System）」を開発しました。

そのシステムでは、対象地区が定まると衛星画像や航空写真を画面上に表示し（図1-39(a)）、数値標高モデル（DEM）と呼ばれる地理空間情報を利用し三角格子を用いて地形を表現します（図1-39(a)）。その上に数値表面モデル（DSM）と呼ばれるもう一つの地理空間情報を利用し、建物や樹木の幅や高さを設定し、対象地区のリアルなモデルを作成します（図1-39(b)）。次は放射線のシミュレーションを実施するため、作成したモデルを原子力機構が開発したコード「PHITS」のフォーマットに変換し（図1-39(b)）、放射線シミュレーションを行うことで従来よりもはるかに詳細な空間線量率分布の計算が可能となりました（図1-39(c)）。

ここで利用するPHITSとはモンテカルロ法と呼ばれる手法を用い放射性セシウムから発生する放射線の行方を追跡するコードで、放射線が空中で散乱されその進路が変わるほか、樹木や家屋等に吸収される様子も再現され、家屋周辺等の複雑な空間線量率の分布を求めることができます（図1-39(c)）。

私たちはこの3D-ADRESとPHITSを用いて1F付近の一つにおける地区の空間線量率の分布を計算し、家屋や樹木、地面の舗装の有無等がその分布にどのような影響を及ぼすかを調べました。その結果、建物や舗装道路では風雨により放射性セシウムが容易に除去され、その付着量は周囲と比べて小さいという知見を反映させると、空間線量率はその知見を反映しない場合の60%程度にまで低下し、樹木や家屋での放射線遮へいによる空間線量率の低減は比較的影響が小さいこと等が判明しました。

今後は3D-ADRESとPHITSを用い、住民が長時間過ごす屋内等の場所で空間線量率がどのように分布するかについての研究を実施します。このような取組みから得られる知見により、外部被ばくを最小限に抑えるための指針を得るほか、年月の経過とともに居住地区内の空間線量率がどのように低下していくかを予測することが可能になると期待されます。また、近年発展してきた三次元レーザースキャン技術やGPS付きカメラによる連写画像等も活用するなど、最新のリモートセンシング技術を有効に使ってモデルのリアリティを向上させる一方、作成作業の自動化や効率化も目指します。

●参考文献

Kim, M., Malins, A. et al., Simulation Study of the Effects of Buildings, Trees and Paved Surfaces on Ambient Dose Equivalent Rates Outdoors at Three Suburban Sites near Fukushima Dai-ichi, Journal of Environmental Radioactivity, vol.210, 2019, p.105803-1-105803-10.

2 安全研究

安全性の継続的改善を実現するために

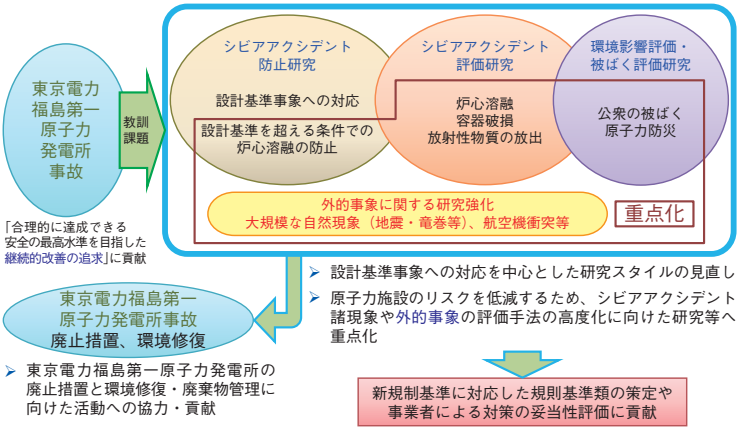


図 2-1　安全研究・防災支援部門における取組み
東京電力福島第一原子力発電所事故の教訓を踏まえ、多様な原子力施設の安全評価（主に設計基準事象内）に加え、シビアアクシデントの防止や評価、環境影響等に関する研究に取り組んでいます。

基本仕様

最高使用圧力	1.5 MPa
供給ガス最高温度	973 K
試験容器高さ	11.2 m
試験容器直径	2.5 m
冷却プールと冷却ジャケットを具備	
温度やガス濃度分布等の詳細計測	

図 2-2　大型格納容器試験装置（CIGMA）の概要
事故時の高温高圧の蒸気や水素の挙動並びに種々の事故拡大防止策を模擬できるように設計されています。

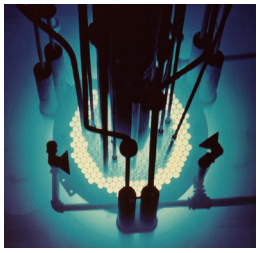


図 2-3　原子炉安全性研究炉（NSRR）
反応度事故時に生じる原子炉の急激な出力上昇を模擬した実験を安全に行うことができます。

安全研究・防災支援部門では、原子力安全の評価等に係る原子力安全規制行政等への技術的支援並びに解析や試験、計測技術等に係る長期的視点からの先導的・先進的な、原子力防災分野を含む安全研究に取り組み、規制基準の整備等、「合理的に達成できる安全の最高水準を目指した継続的改善の追求」に貢献しています。

図 2-1 に示すように、東京電力福島第一原子力発電所（1F）事故の反省を踏まえ、設計基準事象への対応を中心とした 1F 事故以前の研究スタイルを見直しました。原子力施設等のリスクを低減するため、シビアアクシデント（SA）の発生防止と評価に関する研究、緊急事態への準備と対応に関する研究、1F 事故に係る放射線影響や放射性廃棄物管理に関する研究、1F の廃止措置時の安全性確保のための研究を重点的に進めています。また、原子力防災分野では、研究成果を緊急時への備えや実働に反映するための取組みを進めています。

SA 研究においては、SA 時の現象解明や効果的な事故拡大防止策の整備を目指しています。そのため、図 2-2 に示すように、大型格納容器試験装置（CIGMA）による格納容器損傷の要因となる高温の気相挙動や水素ガス等の混合ガスの熱流動挙動等に着目した試験を実施しています。また、SA 評価手法の高度化の観点から、OECD/NEA 国際共同プロジェクトの 1F 事故に関するベンチマーク解析で得た知見を基に、SA 解析コードによる解析精度の向上を目指しています。また、図 2-3 に示す原子炉安全性研究炉（NSRR）を用いて、反応度事故（原子炉施設の安全性を評価するために想定する「設計基準事故」の一つ）時の燃料の破損限界や燃料破損が原子炉施設に及ぼす影響等に着目した研究を実施しています。

また、国からの要請を受けて、保障措置のための極微量核物質分析技術に関する研究も、クリーンルーム施設を利用して実施しています。

原子力防災分野においては、原子力災害発生時の屋内退避施設における放射線防護対策の有効性評価を進めています。また、1F 事故の周辺環境における放射性物質の分布を有人・無人のヘリコプター・サーベイ、自動車による走行サーベイ、歩行サーベイなど様々な手法で調査するとともに、それらモニタリングデータの統合化技術の開発を進めるとともに、防災基本計画に従った緊急時対応技術として、全国の原子力発電所周辺におけるバックグラウンドモニタリングを実施しています。

本章では、最近の研究成果から、ソースターム評価の不確かさ低減（トピックス 2-1）、冷却材喪失事故時の安全評価の信頼性向上（トピックス 2-2）、事故進展の不確かさを考慮したリスクの定量化（トピックス 2-3）、原子力災害時の屋内退避による内部被ばく低減効果の評価（トピックス 2-4）、原子炉圧力容器の破壊靭性の詳細評価（トピックス 2-5）、配管に対する非破壊検査の合理化（トピックス 2-6）に関する成果を紹介します。

なお、当部門が取り組んできた 1F 事故対応については、燃料デブリの臨界性に対する不確かさの評価（トピックス 1-4）及び汚染がれきの再生利用の安全性（トピックス 1-9）に関する成果を第 1 章に記載しています。

2-1 ソースターム評価の不確かさ低減に向けて
ープールスクラビングにおけるエアロゾル粒子数濃度に対する除染係数の依存性ー

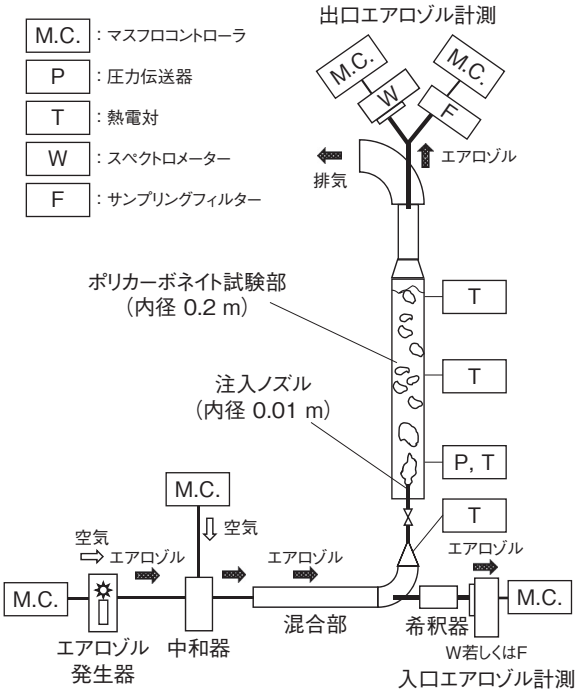


図2-4　実験装置（PONTUS）の概略図
室温の水を張った内径 0.2 m の円筒試験部に下部から同程度の温度のエアロゾルを吹き込み、試験部入口と出口で計測したエアロゾル粒子の質量比（若しくは個数比）から DF を評価します。

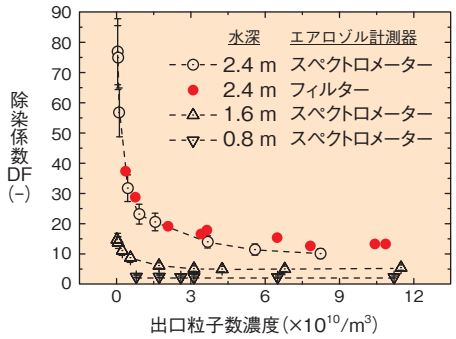


図2-5　各水深における DF と濃度の関係
計測原理の異なる二つの手法を用いることで、高い信頼性を有する結果を得ました。水深の増加に伴い DF の粒子数濃度に対する依存性が顕著に現れます。

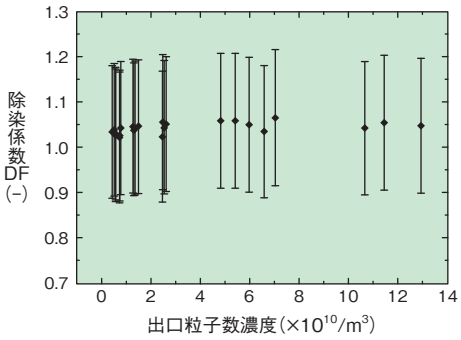


図2-6　空の試験部における DF と濃度の関係
水を張らない空の試験部では粒子数濃度によらず DF はほぼ一定値を示し、その値は理想的な 1 に近く、装置設計の妥当性が確認できました。

原子炉の重大事故時に放射性物質の環境への放出量を低減する対策の一つとしてプールスクラビング（以下、スクラビング）が挙げられます。スクラビングは除染係数（DF）が比較的高く、ソースターム（事故時の汚染物質の発生率）に与える影響が大きいことから、現在でも原子力安全上重要な課題として広く研究されています。原子力機構においても、DF 評価の不確かさ低減に向けて、そのメカニズムの中心となるエアロゾルと二相流の相互作用解明のための実験的研究を実施しているところです。私たちの実験では、従来研究で課題とされているエアロゾル計測の不確かさ低減や信頼性向上を重要視しています。一連の実験で、粒子同士の衝突や凝集が顕著でないエアロゾルの粒子数濃度（以下、濃度）において、濃度減少に伴い DF が急激に増加する実験結果が得られました。この現象はスクラビングの物理的機構を解明する上で重要であるものの、過去においてほとんど検討された例が無く、私たちの実験でその特性を詳細に調査しました。

図 2-4 に本実験で使用した実験装置（PONTUS）の概略図を示します。エアロゾルとして搬送ガスに空気と 0.5 μm の SiO_2 単分散粒子を用い、注入ガス流量やプール水深等の熱水力条件を固定し、粒子数濃度のみを変化させて各濃度の DF を計測しました（図 2-5）。水深 2.4 m の実験では、計測の信頼性向上のために計測原理が異なるエアロゾルスペクトロメーターとフィルターを用いた計測を行い、比較しています。両計測による DF の評価結果は整合し、データの信頼性が示され、粒子数濃度の減少に伴って DF が顕著に増加する明白な DF の粒子数濃度依存性が確認できます。取得した実験結果が装置依存ではない一般性を有することを確認する一環として、プール水が無い空の試験部における DF も計測しました。図 2-6 に示すように、空試験部における DF は濃度に関係なく一定で、その値も理想的な 1 に近いものとなり、適切に装置設計がなされていることが確認できました。図 2-5 には、水深を 0.8 m と 1.6 m とした際の結果も示しました。水深の増加に伴って濃度に対する DF の依存性がより顕著になることが確認でき、この結果から、本 DF 依存性が吹込口より下流の気泡上昇領域での粒子除去機構と関連することが推測されます。

以上より、特に高水深・低粒子数濃度条件において DF に対する粒子数濃度の影響が大きいことを見いだしました。これらの知見から、本現象に関連するスクラビングモデルの高度化を今後実施する予定です。

本研究は、原子力規制委員会原子力規制庁からの受託研究「原子力施設等防災対策等委託費（軽水炉のシビアアクシデント時格納容器熱流動調査）事業」の成果の一部です。

●参考文献
Sun, H. et al., Experimental Investigation of Decontamination Factor Dependence on Aerosol Concentration in Pool Scrubbing, Science and Technology of Nuclear Installations, 1743982, 2019, 15p.

2-2　冷却材喪失事故時の安全評価の信頼性向上を目指して
－燃料被覆管急冷破断限界の不確かさの定量化－

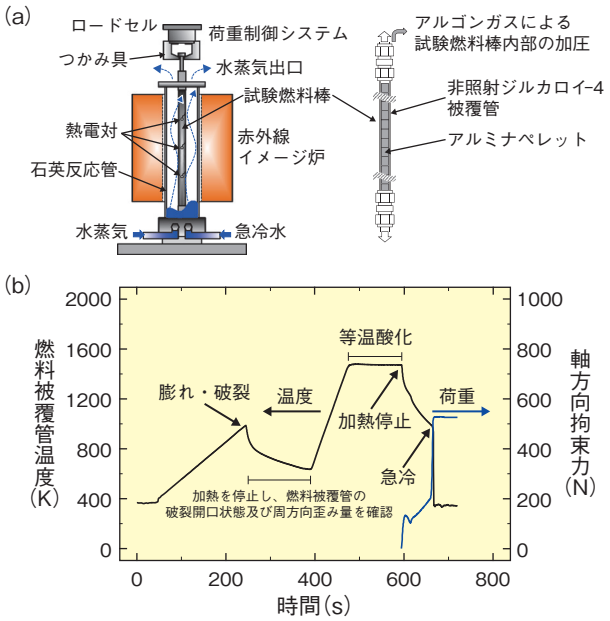


図2-7　LOCA 模擬急冷破断試験の概要
(a) 石英反応管の内部に試験燃料棒を装荷し、水蒸気を流した状態で赤外線イメージ炉を用いて加熱しました。(b) 図中の温度履歴で試験燃料棒を加熱冷却し、LOCA 時に想定される燃料被覆管の挙動を模擬しました。急冷時には、燃料集合体の構成部材による拘束力を模擬した軸方向荷重を試験燃料棒に負荷し、燃料被覆管が破断するか否かを調べました。

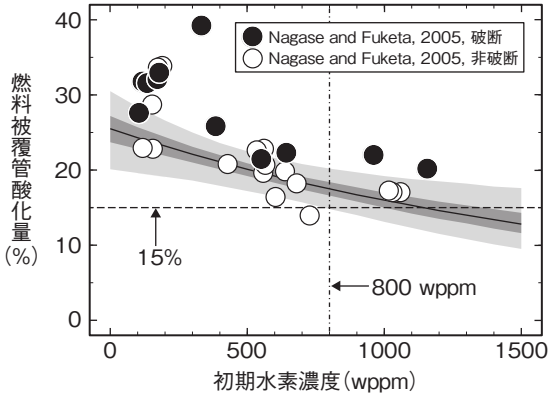


図2-8　非照射ジルカロイ-4 被覆管の不確かさを考慮した急冷破断限界
LOCA 模擬急冷破断試験結果（燃料被覆管の破断●、非破断○）を基に急冷破断確率を評価しました。実線、濃い灰色帯及び薄い灰色帯はそれぞれ急冷破断確率 5% に関するベイズ予測分布の中央値、50% 区間及び 95% 区間を表します。

発電用軽水型原子炉施設が安全に設計されていることを確認するための想定事故の一つとして、一次系配管の破断等により原子炉から冷却材が失われる冷却材喪失事故（LOCA）があります。LOCA 時に炉心の冷却が不十分になると燃料の温度が上昇し、燃料被覆管は周囲の水蒸気と反応して酸化します。燃料被覆管は著しく酸化すると脆化することから、LOCA 時の酸化の程度によっては、非常用炉心冷却系からの冷却材注入に伴い燃料棒が急冷された際に燃料被覆管が破断し、炉心が冷却可能形状を失う恐れがあります。LOCA 時に炉心の冷却可能形状が維持されるか否かは、現状、燃料被覆管の急冷破断限界に基づいて評価されていますが、この急冷破断限界は保守的な条件で実施した実験結果に基づき決定論的に評価されており、実験と評価に由来する急冷破断限界の不確かさはこれまで定量的に評価されていませんでした。

そこで、実験に基づき得られた燃料被覆管の急冷破断限界の不確かさを、ベイズ統計手法を用いて定量化しました。具体的には、非照射ジルカロイ-4 被覆管を対象とした LOCA 模擬急冷破断試験（図 2-7）を行い、破断発生を 1、非破断を 0 として二値化し、この二値データがベルヌーイ分布に従うと仮定して一般化線形モデルを適用することで、LOCA 模擬急冷破断試験時の燃料被覆管酸化量（酸化によって減少した燃料被覆管金属層厚さの初期金属層厚さに対する割合）と同試験前の燃料被覆管内の水素濃度（初期水素濃度）に関する急冷破断確率評価モデルを構築しました。このモデルの回帰係数をベイズ推定により求め、非照射ジルカロイ-4 被覆管の急冷破断限界の不確かさを定量化しました（図 2-8）。

確率論に基づき不確かさを考慮して急冷破断限界を評価する際には、急冷破断限界に相当する確率値と母集団に対する試験データの代表性を考慮することが重要です。本研究では急冷破断確率評価モデルの精度及び国内外の原子力施設の安全評価における先行例を踏まえ、不確かさを考慮した急冷破断限界を急冷破断確率 5% の 95% 信頼水準で定義し、初期水素濃度 800 wppm までの範囲では、急冷破断限界は不確かさを考慮しても燃料被覆管酸化量で 15% より高くなることを明らかにしました。

この研究成果は LOCA 時の炉心の冷却可能形状を維持する観点で重要な、燃料被覆管の急冷破断限界が有する安全余裕の定量的な把握を可能とするものです。

●参考文献
Narukawa, T. et al., Experimental and Statistical Study on Fracture Boundary of Non-Irradiated Zircaloy-4 Cladding Tube under LOCA Conditions, Journal of Nuclear Materials, vol.499, 2018, p.528-538.
Narukawa, T. et al., Uncertainty Quantification of Fracture Boundary of Pre-Hydrided Zircaloy-4 Cladding Tube under LOCA Conditions, Nuclear Engineering and Design, vol.331, 2018, p.147-152.

2-3 事故進展の不確かさを考慮したリスク評価の定量化に向けて
ーシミュレーションに基づくリスク評価手法の開発ー

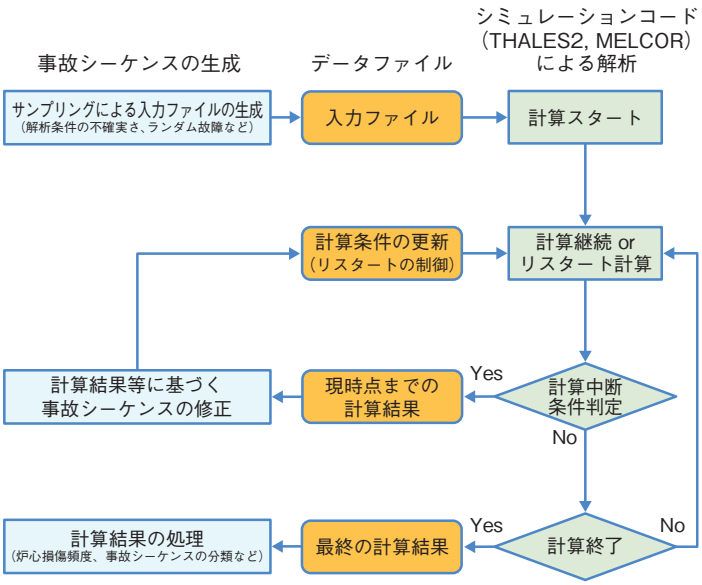


図2-9　動的な確率論的リスク評価ツール RAPID のフレームワーク
RAPID では、解析条件の不確実さと機器の故障発生のタイミング等を想定する確率分布に基づく事故シーケンスの生成及び解析の実施、原子炉一次系の圧力などの解析途中の値を参照した事故シーケンスの修正、また、シミュレーション結果からのリスク情報の導出を行います。

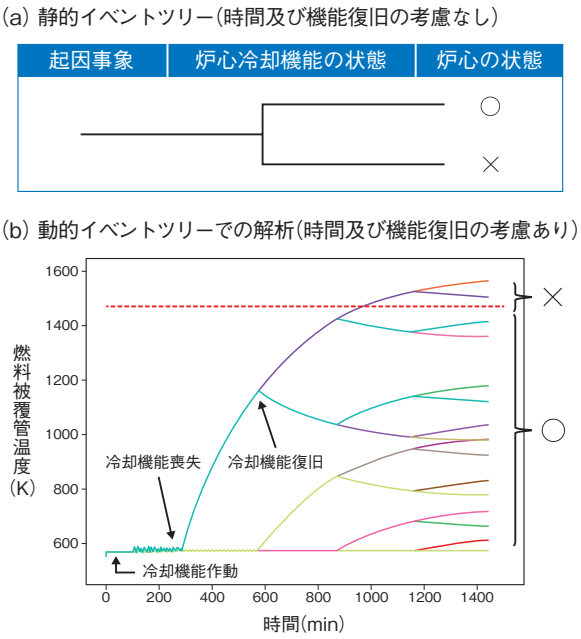


図2-10　離散的な時間間隔による動的なイベントツリー解析 DDET 手法を用いた解析結果
従来のイベントツリーでは事故進展の時間依存性を考慮できませんでしたが（a)、DDET 手法により時間に依存する問題点をうまく解決できるだけでなく、起こり得る様々な事故シーケンスを抽出でき、それらに応じた多様な最終炉心状態を知ることができます（b)。

原子力発電所などのリスク評価では、一般に、事故進展に応じた安全工学設備の作動順序とその作動の成功／失敗の組合せを表現するイベントツリー及び設備の故障原因等まで論理的に遡って失敗確率を評価するフォールトツリーを用います。このため、あらかじめ想定した条件や簡略化したモデルに基づくリスク評価であり、例えば、故障した機器の修復、機器の能力の劣化、機器状態の変化に伴うプラント内条件の変化やこの状態変化に伴う機器の応答のような現象を直接取り扱うことができませんでした。そこで、事象の進展やそれに伴うプラントの応答、また、プラント内の熱水力条件の変化に伴う機器応答の変化といった、事象進展の時間依存性を考慮したリスク評価を行うため、数値シミュレーションを利用する動的な確率論的リスク評価手法の研究に取り組み、RAPID (Risk Assessment with Plant Interactive Dynamics) という評価ツールの開発を進めています。

図 2-9 に示すように、現行バージョンの RAPID では、(1) ランダムにサンプリングした変数のシミュレーションコードの入力への反映、(2) シミュレーションコードの複数の実行、(3) 計算結果の処理及びグラフ化、さらに、必要に応じて (4) 代替統計モデルの構築といった先進的統計データ解析を実施します。また、機器の状態とプラント内熱水力条件の関係性を考慮するため、計算途中の熱水力条件を参照して、事故シーケンスの補正を行うことができます。これにより、例えば、冷却材注入ポンプなどの安全設備がプラントの熱水力条件に依存して劣化するような状況も考慮したリスク評価が可能です。

RAPID では、解析の効率化を念頭に、事象進展の分岐が起こり得るタイミングを選定してサンプリングを行い、動的にイベントツリーを解く DDET (Discrete Dynamic Event Tree) 方法を用いてシミュレーションを行います。これにより、図 2-10 に示すように、従来のイベントツリー手法において取り扱えなかった時間依存性を考慮することができるようになります。このようなシミュレーションに基づく動的なリスク評価手法の導入により、客観的な事故シーケンスの抽出が可能となり、シミュレーション数を増やすことで網羅性も向上します。本研究より得られる結果は、規制における合理的な意思決定の一助となると考えています。

本研究は、原子力規制委員会原子力規制庁からの受託研究「平成 29 年度原子力施設等防災対策等委託費（レベル 1 確率論的リスク評価手法高度化）事業」の成果の一部です。

●参考文献

Zheng, X. et al., Severe Accident Scenario Uncertainty Analysis Using the Dynamic Event Tree Method, Proceedings of 14th International Conference on Probabilistic Safety Assessment and Management (PSAM-14), Los Angeles, USA., 2018, 10p., in USB Flash Drive.

2-4 原子力災害時の屋内退避による内部被ばく低減効果を評価する
－低減効果に係る因子の実験的調査と屋内外の濃度比に与える影響－

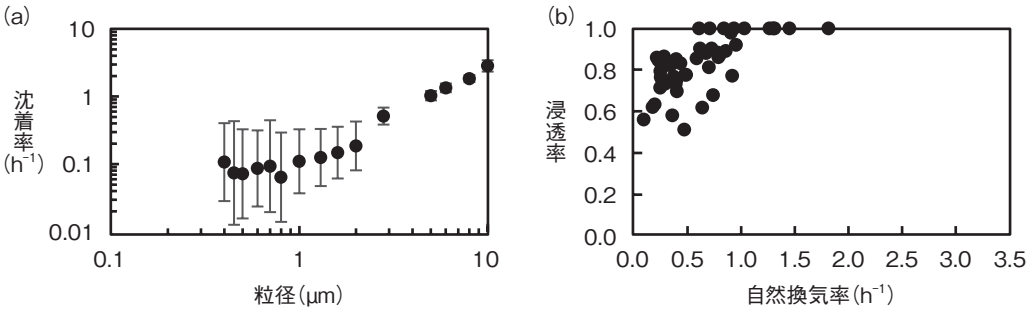


図2-11　実家屋実験の結果
(a) 沈着率と粒径の関係、(b) 粒径 0.5 μm の浸透率と自然換気率の関係を示しています。

入力値（実験値及び文献調査値）

建築年	自然換気率λ_e(h^{-1})	浸透率P
1980以前	0.06～3.5	0.55～1
1980～1992	0.05～1.0	0.5～1
1992以降	0.05～0.5	0.5～0.75

沈着率λ_d：0.1 h^{-1}

図2-12　日本家屋の自然換気率及び粒子状物質の浸透率と沈着率
自然換気率と浸透率は、風速、建蔽率などの環境因子によって異なるため、実家屋実験及び文献調査を基に、取り得る範囲を示しています。

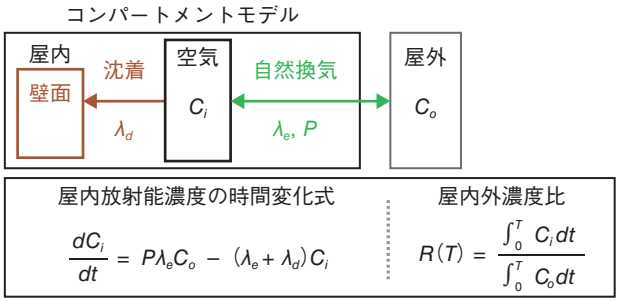


図2-13　屋内外の空気交換と屋内での沈着を模擬したコンパートメントモデル
図 2-12 に示した値を用いて、屋内放射能濃度 C_i と屋内外濃度比 R の時間変化を計算します。

屋内退避は原子力災害時の住民の被ばくを低減するための防護措置の一つです。避難指示等が国等から出されるまで待機する場合や、避難または一時移転を実施すべきであるが、その実施が困難な場合に行われます。

屋内退避による内部被ばくの低減効果は、時間積分した線量または放射能濃度の屋内外の比で表されます。屋内の放射能濃度は屋内外の空気交換と屋内での放射性物質の挙動によって支配されます。欧米では、これらの支配因子を調査し、屋内退避の低減効果を求めています。しかしながら、これらの支配因子は風速などの環境因子に加えて、気密性能等の家屋の特性にも依存するため、欧米家屋で得られた値を日本家屋にそのまま適用できない可能性があります。そのため日本家屋に対応した屋内退避の低減効果を評価する必要があります。

本研究では、日本家屋における支配因子を文献調査と実家屋実験により求め、さらに低減効果の一つの指標である屋内外の濃度比に環境因子が与える影響について調査しました。実家屋実験では、屋内外の二酸化炭素（CO_2）濃度を連続測定することにより、空気交換のしやすさの指標である自然換気率を求めました。さらに屋内外のエアロゾル個数濃度を連続測定することにより、屋内への物質の侵入しやすさの指標である浸透率と屋内の物質の挙動を表す沈着率を求めました（図 2-11）。その結果、自然換気率は同じ環境条件であっても建築年によって異なり（図 2-12）、1980 年以前の家屋では欧米家屋（0.125 ～ 1 h^{-1}）よりも値が大きい傾向であること、0.3 ～ 1 μm の粒子の沈着率はおおむね 0.1 h^{-1} の値であること（図 2-11 (a)）、浸透率は自然換気率に依存して 0.5 ～ 1 程度の値であること（図 2-11 (b)）が示されました。

屋内外の空気交換と屋内での沈着を模擬したコンパートメントモデル（図 2-13）を用いて、図 2-12 の文献調査と実家屋実験で得られた値を入力値とし、屋内外濃度比を求めました。古い家屋または風速が大きいほど屋内外濃度比が大きくなりました。これは、古い家屋ほどまたは風速が大きいほど自然換気率と浸透率が大きくなることに起因しています。本研究では粒子状物質のみを対象として、プルーム中の濃度は一定の仮定で計算しました。しかし、原子力発電所事故時には、ヨウ素は不活性なガス状と活性なガス状（I_2）の形態も存在し、プルーム中の濃度が一定とは限りません。特に I_2 の屋内への侵入しやすさや屋内での挙動はほとんど把握されていません。今後、I_2 の沈着率及び浸透率を求め、より現実的なプルーム中濃度条件下での屋内退避による被ばく低減効果をより正確に評価する予定です。

本研究は、原子力規制委員会原子力規制庁からの受託研究「平成 29 年度原子力施設等防災対策等委託費（防護措置の実効性向上に関する調査研究）事業」の成果の一部です。

●参考文献

Hirouchi, J. et al., Investigation of Reduction Factor of Internal Exposure for Sheltering in Japan, Proceedings of Asian Symposium on Risk Assessment and Management 2018 (ASRAM 2018), Xiamen, China, 2018, 8p., in USB Flash Drive.

2-5 原子炉圧力容器の破壊靭性を詳細に調べる
－微小試験片を活用したクラッド下溶接熱影響部の破壊靭性評価－

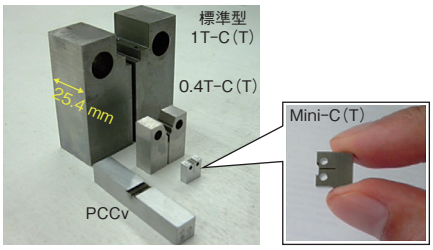


図2-14　破壊靭性試験片の種類
標準的な破壊靭性試験片は厚さが1インチ(25.4 mm)です。小型試験片としては厚さ10 mmの0.4T-C(T)やPCCv型が用いられていますが、Mini-C(T)の厚さはわずか4 mmです。

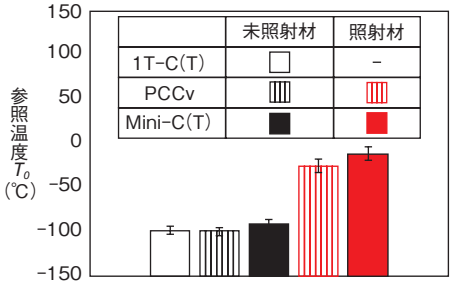


図2-15　RPV鋼未照射材と照射材の破壊靭性試験結果
未照射材に加え照射材に対しても、Mini-C(T)によって1T-C(T)やPCCvと同等の参照温度T_oを評価できることを確認しました。なお、T_oは破壊靭性の指標となるパラメータです。

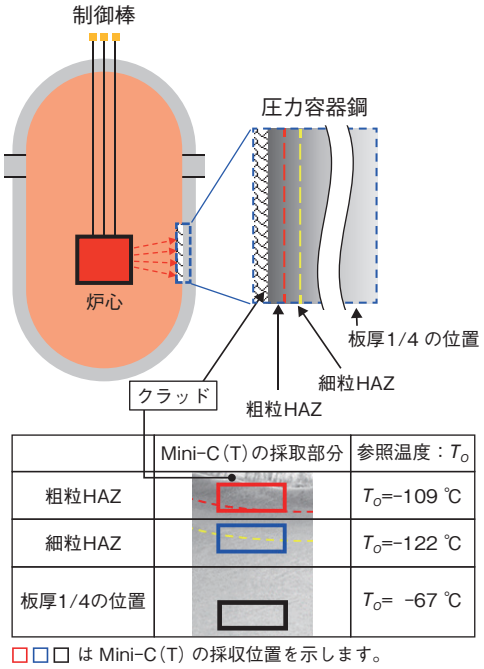


図2-16　Mini-C(T)を用いたHAZ領域の破壊靭性分布
Mini-C(T)を活用して、これまで不明であったHAZ領域の破壊靭性分布を調査しました。粗粒HAZと細粒HAZとも、RPV鋼の代表位置である板厚1/4より優れた破壊靭性を示しました。

原子炉圧力容器（Reactor Pressure Vessel：RPV）は安全上最も重要な機器です。RPV鋼は、原子力プラントの運転に伴う中性子照射により、次第に破壊に対する抵抗力（破壊靭性）が低下します（照射脆化と呼ばれる）。RPVの内表面には、母材であるRPV鋼の上にステンレス鋼が溶接され（クラッド）、溶接境界から約10 mm深さまでの領域に不均質な組織である溶接熱影響部（Heat-Affected Zone：HAZ）が存在します。炉心に近く照射量が高くなるRPV内表面近傍の照射脆化は、RPVの健全性評価において非常に重要ですが、一般的な大きさの破壊靭性試験片では、不均質なHAZの破壊靭性分布を詳細に調べることができませんでした。

私たちは、板厚4 mmの極めて微小な破壊靭性試験片(Mini-C(T)、図2-14）の実用化に向けた研究を進めています。破壊靭性試験片は小型になるほど塑性変形が生じやすくなり、材料の破壊靭性を正しく評価することが難しくなります。塑性変形を避けるためには試験温度を下げる必要がありますが、下げ過ぎると試験規格の有効範囲を外れてしまうため、Mini-C(T)では試験温度範囲が非常に狭くなります。私たちは、試験温度設定等の工夫により機械的特性の異なる様々なRPV鋼の未照射材に対してMini-C(T)を用いた破壊靭性評価が可能であることを確かめています。照射材に対しても破壊靭性を評価可能であることを確認できれば、Mini-C(T)を活用してHAZにおける照射脆化を詳細に評価することが可能になります。そこで、国内商用プラントで想定される照射量を超える範囲まで中性子照射された材料からMini-C(T)を採取し、破壊靭性試験を実施しました。未照射材で開発した試験技術を照射材へ適用した結果、図2-15に示すように、照射材から採取したMini-C(T)においても一般的な大きさの破壊靭性試験片と同等の参照温度（T_o）が評価でき、破壊靭性評価が可能であることを明らかにしました。次に、クラッド溶接した未照射RPV鋼のHAZと板厚1/4からMini-C(T)試験片を採取し、破壊靭性を詳細に調べました。図2-16にMini-C(T)の採取位置及びT_oの評価結果を示します。ここで、T_oは低い温度になるほど破壊靭性が優れていることを意味します。HAZはクラッドとの溶接境界からの距離に応じて粗粒HAZから細粒HAZへ変化していますが、小型試験片であるMini-C(T)の利点を活かして粗粒HAZと細粒HAZの破壊靭性を個別に評価することができました。その結果、溶接境界からの距離によって破壊靭性が変化するものの、粗粒HAZ及び細粒HAZのいずれもRPV鋼の代表位置である板厚1/4より優れた破壊靭性を有することを明らかにしました。

今後は、クラッドを溶接したRPV鋼の中性子照射試験を実施し、HAZの照射脆化感受性を明らかにすることにより、RPVの健全性評価の高度化を進めていきます。

Mini-C(T)の照射材への適用に係る成果は、原子力規制委員会原子力規制庁からの受託事業「平成27年度軽水炉照射材料健全性評価研究」で得られたものです。

●参考文献

Ha, Y. et al., Fracture Toughness Evaluation of Heat-Affected Zone under Weld Overlay Cladding in Reactor Pressure Vessel Steel, Proceedings of the ASME 2018 Pressure Vessels and Piping Conference (PVP 2018), Prague, Czech Republic, 2018, PVP2018-84535, 6p.

2-6 配管に対する非破壊検査を合理的に行うために
ーリスク情報を活用した供用期間中検査における検査対象数の割合の検討ー

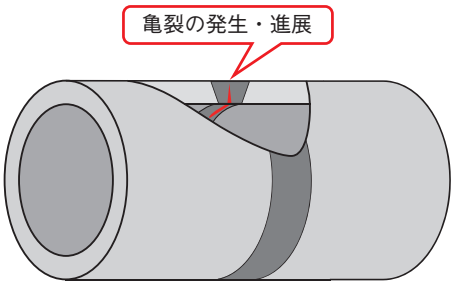


図2-17　配管溶接部に存在する亀裂のイメージ
原子力発電所の長期供用に伴い、配管の溶接部では亀裂が生じる可能性があります。配管の健全性を確保するため、ISI により亀裂の有無を調べ、必要に応じて補修・取替え等の措置を行うことが求められています。

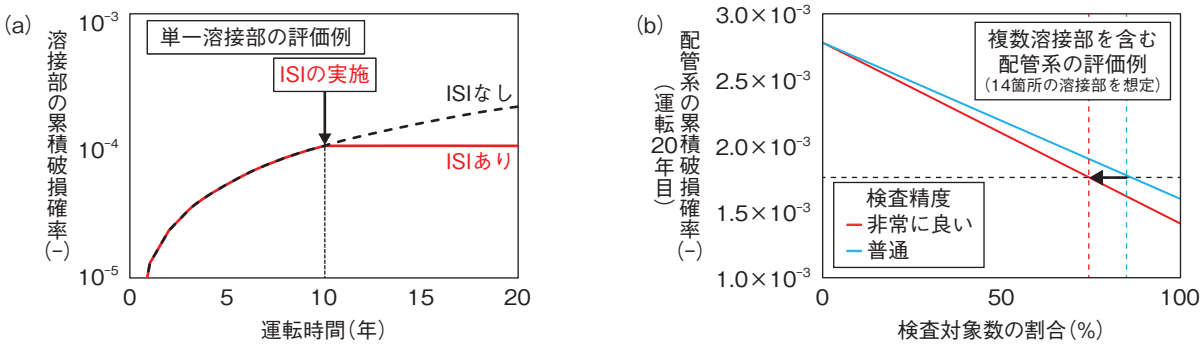


図2-18　ISI が配管の破損確率に及ぼす影響の評価例
(a) は、破損確率と運転時間の関係であり、ISI により溶接部の亀裂が検出され、補修や取替え等の措置によって除去されるため、破損確率は低くなります。(b) は破損確率と検査対象数の割合の関係です。非常に良い精度で ISI を実施すれば、一割程度少ない割合でも普通の精度の ISI と同等の効果が得られること等を示しています。

原子力発電所の配管では、長期供用に伴う経年劣化により亀裂が発生・進展（図 2-17）し、配管の破損をもたらす可能性があります。配管の健全性を確保するため、供用期間中検査（ISI）の一環として、溶接部に対して定期的に非破壊検査が実施されています。ISI で亀裂が検出された場合には、亀裂の進展評価及び配管の破損評価を含めた健全性評価が行われ、健全性が確保されないと判断された場合、補修・取替え等の措置が実施されます。このように、ISI は配管の健全性を確保する上で重要な役割を担っています。

米国等では、安全上重要な配管に検査資源を集中させるリスク情報を活用した ISI（RI-ISI）の適用が進められています。RI-ISI では、複数の溶接部を含む配管系に対する破損確率を数値指標として、例えば検査対象数の割合（全溶接部に占める ISI の対象の溶接部の割合）等が検討されます。この RI-ISI に活用可能な手法の一つとして確率論的破壊力学（PFM）に基づく評価手法が挙げられます。PFM 評価手法では、亀裂の存在あるいはその発生を想定し、亀裂の進展速度や配管の破損等に関する影響因子の不確実さを考慮して評価が行われます。モンテカルロ法等により多数の配管を対象に同様の評価が行われ、破損した配管数と全配管数の比から破損確率が算出されます。また、PFM 評価手法では、亀裂の大きさや形状等に応じた亀裂の検出確率（POD）を考慮して ISI による亀裂の検出及び補修・取替えを模擬できるため、RI-ISI における数値指標である破損確率等を合理的かつ定量的に評価できます。

私たちは、配管を対象とした PFM 解析コード PASCAL-SP の開発を進めており、本研究では、国内における RI-ISI の適用を念頭に、PASCAL-SP を用いて検査対象数の割合が配管系の破損確率に与える影響に関する検討を試みました。まず、図 2-18 (a) に、PASCAL-SP を用いて代表的な炭素鋼配管系に存在する単一の溶接部に対する ISI の影響を評価した例を示します。製造時に存在する初期亀裂を考慮することで、供用年数の増加に伴い疲労亀裂進展による累積破損確率が増加しますが、ISI を実施することで、破損確率の増加傾向が緩和されることが確認できます。次に、複数の溶接部を含む配管系に対する評価手法を整備し、検査対象数の割合が配管系の破損確率に及ぼす影響を評価しました。POD の評価には、米国で提案された検査精度が「非常に良い」及び「普通」の二つのモデルを用いました。その結果、図 2-18 (b) のように、検査対象数の割合が高いほど配管系の破損確率が低減されることや、精度が良く POD の高い検査ほど少ない割合で同じ破損確率を実現できることを定量的に示すことができました。

以上のように、PFM 評価手法を活用することで、より合理的に検査対象数の割合を設定できるようになること等が期待されることから、今後も RI-ISI 等に係る検討を進めていく予定です。

本研究は、原子力規制委員会原子力規制庁からの受託研究「平成 28 年度原子力施設等防災対策等委託費（高経年化技術評価高度化（原子炉一次系機器の健全性評価手法の高度化））事業」の成果の一部です。

●参考文献

Mano, A. et al., An Application of the Probabilistic Fracture Mechanics Code PASCAL-SP to Risk Informed In-Service Inspection for Piping, Proceedings of Asian Symposium on Risk Assessment and Management (ASRAM 2017), Yokohama, Japan, 2017, paper 1023, 12p., in USB Flash Drive.

3 先端原子力科学研究

未来を拓く先端原子力科学研究

図3-1　先端原子力科学研究の位置づけ
学術的・技術的に極めて強いインパクトを持った世界最先端の原子力科学研究を目指しています。

原子力にかかわる技術の多くは、総合科学の結集として、その基盤が支えられています。しかし、原子力研究開発においては、10年後あるいは20年後に実用化される原子力利用の新しいフェーズに対し、その端緒を拓く研究を進めておくことも必須の課題です。

先端基礎研究センターでは、将来の原子力科学の萌芽となる未踏の研究分野を開拓し、新原理・新現象の発見や新物質の創製、さらには新技術の創出を実現し、学術の進歩と最先端の科学技術の振興を図ることを目指しています。

2015年度から始まった中長期計画では、アクチノイド先端基礎科学及び原子力先端材料科学の2分野で研究をスタートしました（図3-1）。

アクチノイド先端基礎科学では、新しい概念の創出を目指した物理・化学の基礎先端研究を、原子力先端材料科学では、新しいエネルギー材料物性機能の探索とそのための新物質開発を実施しています。そしてこれらの国際的研究活動の中心的役割を担うべく横断的な理論物理研究を進めています。これらの各分野間の連携や、原子力機構内外の研究組織との協力を通して、学術的・技術的に極めて強いインパクトを持った世界最先端の原子力科学研究を推進し、新原理・新現象の発見、新物質の創製、革新的技術の創出などを目指しています。

2018年度は以下のような成果を挙げました。

重元素核科学の分野では、フェルミウム原子核で出現する特異な核分裂を理論解明－超重元素の存在限界の理解へ－（トピックス3-1）として、アクチノイド原子核の核分裂の仕組みに関する新たな知見が理論計算により得られました。元素がどの原子番号まで存在し得るか、という元素の存在限界の探求の研究にもつながる成果です。

界面反応場化学の分野では、海水からストロンチウムを取り除くにはどうしたらよい？－組成調整したバライト（$BaSO_4$）生成での共沈反応を利用－（トピックス3-2）として、海水中から選択的にストロンチウムを除去する方法を開発しました。原子力発電所事故で放出された放射性ストロンチウムの海水や汚染水からの除去への応用に期待される成果です。

また、ハドロン原子核物理の分野では、J-PARCの加速器実験で新種の二重ラムダ核を発見－17年ぶり2例目、写真乾板中から顕微鏡で探索－（トピックス3-3）として、ハドロン物理学における新たな発見がありました。今回新たに「美濃事象」と命名された二重ラムダ核の崩壊事象の発見は、今後のハドロン物理研究に大きく貢献すると期待される成果です。

一方、重元素材料物性の分野では、磁気揺らぎとともに現れるウラン化合物の超伝導－高圧下磁化測定が明らかにした磁気揺らぎと超伝導の関係－（トピックス3-4）として、相性が悪いとされていた超伝導と強磁性が超高圧化では共存し得ることを実証しました。これは、新しい超伝導材料開発への貢献が期待される成果です。

先端基礎研究センターでは、以上に述べたような原子力基礎研究を通して、高い専門性を有し総合能力を発揮できるような原子力人材の育成も重要な課題として位置づけています。

3-1　フェルミウム原子核で出現する特異な核分裂を理論解明
－超重元素の存在限界の理解へ－

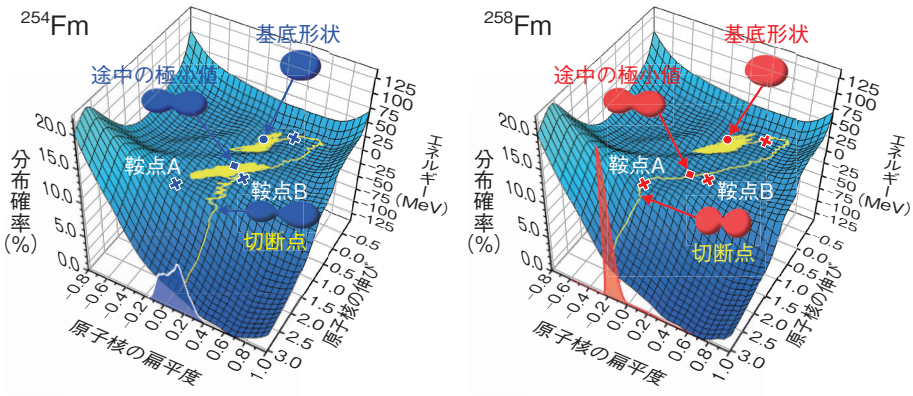


図3-2　二つのフェルミウム原子核（^{254}Fm と ^{258}Fm）の核分裂における変形経路の違い
縦軸は原子核の伸びと扁平度（核分裂片のつぶれ方）に対するポテンシャルエネルギーを表します。原子核は、エネルギーが極小となる形状をたどって分裂に至ります（黄色）。切断した瞬間の扁平度に対する分布も示しました。

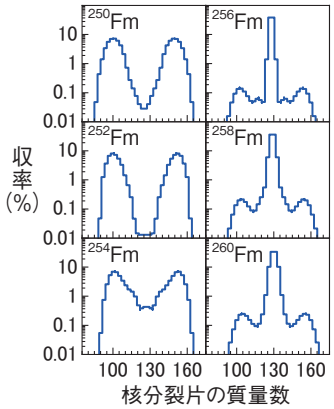


図3-3　核分裂片の質量数に対する収率の理論計算値
$^{250, 252, 254}$Fm では大小二つの核分裂片が多く生成されますが、$^{256, 258, 260}$Fm では鋭く真っ二つに分裂しています。横軸の質量数は、原子核に含まれる陽子と中性子の数の和を表します。

核分裂が発見されてから80年たった現在、精度の高い様々なデータが蓄積され、発電炉は原子力エネルギーの利用によって電力を生み出したり、研究用原子炉で得られる中性子ビームは、基礎科学研究やがん治療に使われたりしています。ウランが核分裂すると、大・小の異なる重さを持った核分裂片が生成され、言わば質量非対称分裂を示すことが知られています。しかし、核分裂過程そのものは、その複雑さゆえに完全に理解されておらず、今でも原子核物理学に残されたチャレンジするべき課題となっています。また、核分裂の理解は他の分野にも多大なインパクトを与えます。日本では、理化学研究所を中心としたグループが、新元素である原子番号113のニホニウム（Nh）を発見しましたが、どれほど重い元素を作れるかは、その原子核の核分裂に対する安定性で決まります。これを正確に予測するには、原子核がどんな変形経路をたどって分裂するかを理解する必要があり、また、ウラン領域だけでなく、より重い元素領域の核分裂まで調べることが重要です。

今から40年前、原子番号100のフェルミウム（Fm）の核分裂で、驚くべき実験が報告されました。軽いフェルミウム同位体では、ウランと同様、大・小異なる重さの核分裂片が多く生成されたのに対し、重い同位体の^{258}Fmでは、真っ二つにシャープに分裂、等しい重さの核分裂片が生成されました。このような奇妙な核分裂は、超重元素など重い原子核の核分裂で顕著となり、元素の存在限界に影響すると考えられます。Fmで見られる急激な核分裂の変化を理論的に説明できれば、超重元素に対する理解を深める第1歩になりますが、Fmの核分裂は40年たった今日に至るまで定量的な説明は行われませんでした。

私たちは、原子核が変形してちぎれていく様子を計算でシミュレーションし、この不思議な現象を突き止めました。この様子を図3-2に示します。これは原子核の様々な形状に対するエネルギーを示したもので、原子核は低いエネルギーとなる軌道をたどりながら分裂します。^{254}Fmを見ると、基底形状からスタートし、途中で現れる極小値でしばらく滞留、その後鞍点Bを超えて分裂します。これは、ウランで見られる核分裂の特徴と同じでした。一方、^{258}Fmは、途中で滞留することなく鞍点Aを通って分裂します。結果、図3-3に示すように、^{254}Fmでは質量非対称、^{258}Fmではシャープな対称核分裂となりました。ポイントは、二つの鞍点AとBが競合しており、^{258}Fmのように重くなって初めてAを超える核分裂が支配的になることです。この急減な変化は、シーソーに似ています。シーソーでは、左右の微妙な重さのバランスで傾斜が変化しますが、重い原子核の場合、二つの鞍点の高さが拮抗しており、原子核の重さがわずかに変化しただけで分裂の仕方が変わるのです。このように鞍点Aを通過するタイプの核分裂は、さらに重い元素でも支配的になると予想されます。本成果で得られた重い元素の核分裂の理解は、元素の存在限界を理解する際の重要な知見となります。

本研究は、原子力機構の夏期休暇実習制度により学生が達成した成果です。また、理論を高精度化するため、タンデム加速器施設で取得した核分裂の実験データが活用されました。

●参考文献

Miyamoto, Y., Nishio, K. et al., Origin of the Dramatic Change of Fission Mode in Fermium Isotopes Investigated Using Langevin Equations, Physical Review C, vol.99, issue 5, 2019, p.051601-1-051601-7 (R).

3-2 海水からストロンチウムを取り除くにはどうしたらよい？
－組成調整したバライト（$BaSO_4$）生成での共沈反応を利用－

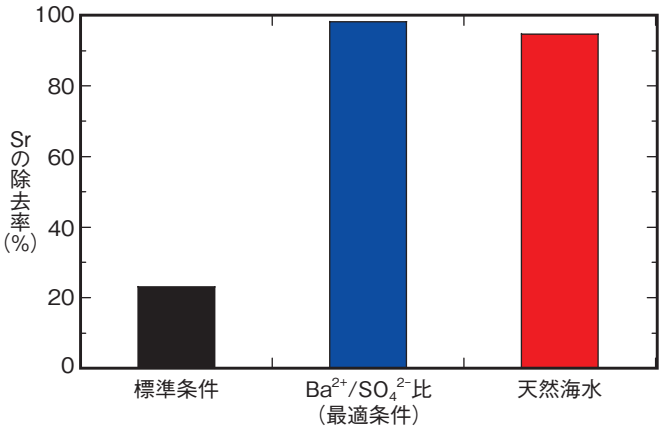


図3-4　バライト生成を利用したSrの除去
標準条件（黒色、Sr濃度0.01 mM、pH 2.0、イオン強度0.08 M、共存イオンなし、Ba^{2+}/SO_4^{2-}=1）から各成分を変化して最適化させたときのSr除去率を示しています（青色）。また、得られた最適条件を基に天然海水中でのSrの除去率を求めたところ、高い値を示すことが分かりました（赤色）。

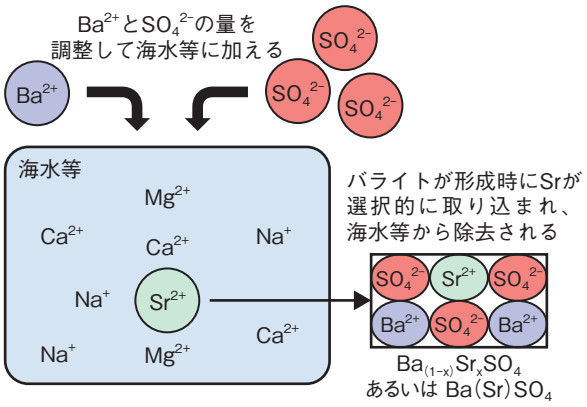


図3-5　バライトの生成を利用して海水等からSrを除去する概念
放射性Srを含む海水等に、Ba^{2+}/SO_4^{2-}等のパラメーターを調整して$BaCl_2$とNa_2SO_4の水溶液を加えます。直ちにバライトが生成沈殿し、そのときにSrが選択的にバライトに取り込まれます。

原子力発電所事故によって放射性ストロンチウム(Sr)が環境中に放出された場合、一般に放射性セシウムよりも土壌等に吸着されにくく、移行性が高いといわれています。特に、海水のように共存元素が多い環境下では、他の元素の影響を受けやすいため、従来の鉱物や樹脂を用いた処理が難しく、有効な除去技術はいまだ開発されていません。そこで本研究では、海水条件下でも適用可能なSrに対する新規の除去方法として、極めて安定な鉱物であるバライト（$BaSO_4$）中にSrを取り込ませることによりSrを除去する手法の開発を行いました。

バライトは、塩化バリウム（$BaCl_2$）の水溶液と硫酸ナトリウム（Na_2SO_4）の水溶液を混ぜるだけで生成し、沈殿します。そのとき、水溶液中に含まれるSr等の微量イオンがバライトの結晶中に取り込まれます（共沈反応）。本研究では、バライトを生成させるときのSrの除去挙動を、水溶液のpH、加えるBa^{2+}とSO_4^{2-}のモル比（Ba^{2+}/SO_4^{2-}）等のパラメーターを様々に変化させた室内実験により詳細に調べ、得られたバライトの鉱物学的な解析を行いました。これらの結果を基に、Sr除去に最適な条件を見いだしました（図3-4）。その結果、バライトによるSrの除去に最も影響を与えるパラメーターがBa^{2+}/SO_4^{2-}であることが分かり、Ba^{2+}の割合が小さいほど多くのSrが分配されました。このような結果から求めた最適条件において、海水からのSrの除去実験を行ったところ、ナトリウム（Na^+）、カルシウム（Ca^{2+}）、マグネシウム（Mg^{2+}）等の海水に多く含まれるイオンによる影響を受けず、海水中のSr（1 mg/L）の90%以上が除去されました。このようにバライト生成条件を最適化することで、これまで困難であった海水条件下でのSr除去が可能になりました（図3-5）。

これらのバライトを用いた元素の除去は、セレンやヨウ素などの福島の汚染水処理で問題となる陰イオン形核種の除去にも有効に働くことが分かっており、より広い応用もまた期待されます。

●参考文献
Tokunaga, K. et al., A New Technique for Removing Strontium from Seawater by Coprecipitation with Barite, Journal of Hazardous Materials, vol.359, 2018, p.307-315.

3-3　J-PARC の加速器実験で新種の二重ラムダ核を発見
－ 17 年ぶり 2 例目、写真乾板中から顕微鏡で探索－

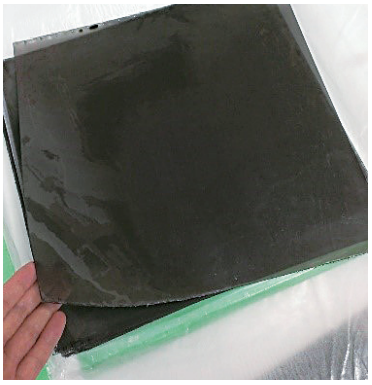


図 3-6　実験に用いた写真乾板（現像後）
大きさは約 35 cm 四方、厚みは約 0.6 mm です。この中に、実験で生成した二重ラムダ核事象が、写真像として記録されています。

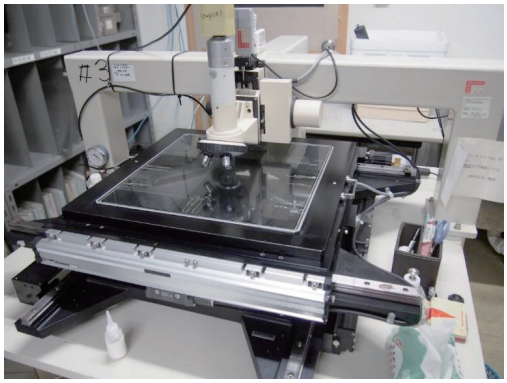


図 3-7　写真乾板を解析する光学顕微鏡
制御ソフトウェア、画像認識は、私たち実験グループが独自に開発しました。

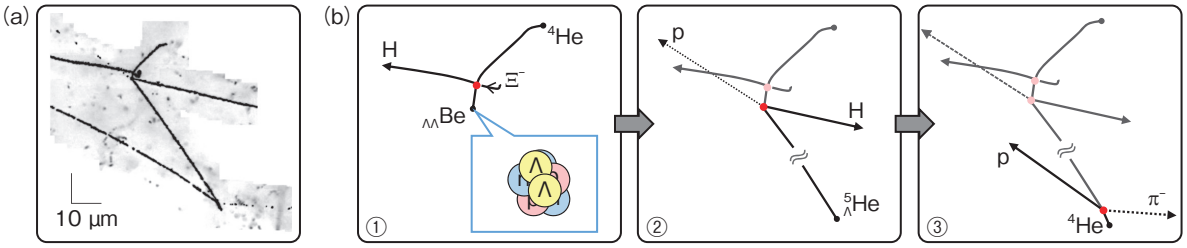


図 3-8　発見された二重ラムダ核（美濃事象と命名）
(a) 写真乾板中の像の顕微鏡写真、(b) 反応過程の各ステップの模式図と、同定された粒子名です。①ではグザイマイナス粒子が乾板中の原子核に吸収され、二重ラムダ核を含む三つの荷電粒子に核分裂しました。その後②と③では、二重ラムダ核内のラムダ粒子が一つずつ順に崩壊しました。p は陽子、H は水素の同位体のうちのいずれかです。

J-PARC の加速器実験で、17 年ぶり 2 例目となる、新種の二重ラムダ核を発見しました。二重ラムダ核とは、ラムダ粒子を 2 個含む特異な原子核です。通常の原子核は陽子と中性子から成り、これらはクォークの種類でいえばアップクォークとダウンクォークの 2 種類から構成されています。一方、ラムダ粒子は陽子や中性子と同属の粒子ですが、3 番目のクォークであるストレンジクォークを含むのが特徴です。

二重ラムダ核の研究は、現代のハドロン原子核物理において、再重要課題の一つと位置づけられています。二重ラムダ核の質量の測定によって、ラムダ粒子間に働く力の強さを測定することができます。これは、「物質の最小単位であるクォークがどのような相互作用でハドロン、原子核という階層構造を形成するのか」を理解する上で重要な情報です。

私たちは、過去最大の規模となる二重ラムダ核検出実験を J-PARC の加速器を使って行いました。2000 年代までに検出された二重ラムダ核事象はわずか 9 例程度しかなく、そのうち核種が同定できたものは 2001 年に発見された 1 事象（ヘリウム 6 二重ラムダ核）のみでした。そこで私たちは異種核種の事象を検出するべく、過去の 10 倍の規模の実験を計画し実行しました。

検出器として用いたのは、図 3-6 のような写真乾板です。これは二重ラムダ核検出の実績がある唯一の手法で、その生成と崩壊の様子を写真像として記録します。実験ではこの乾板を約 1500 枚用い、図 3-7 のようなコンピュータ制御の光学顕微鏡システムを使って事象探索・解析をしました。

私たちは、現在までに 11 例の二重ラムダ核事象を検出しました。検出された事象は画像処理によって三次元の構造を 0.1 μm 単位の精度で再構成し、さらに物理学的な解析を行いました。

その中の一例は、図 3-8 に示すように、ベリリウムの二重ラムダ核と同定し、美濃事象と命名しました。そして、放出された核分裂片が飛んだ距離をもとに、核分裂のエネルギーと二重ラムダ核の質量を測定しました。こうして史上 2 例目となる二重ラムダ核の質量データが得られました。ラムダ粒子間の力は引力であることが分かっていましたが、今回の測定でもそれが裏付けられました。なお、このデータの理論計算との比較については、現在、議論の最中です。

実験の解析は継続中で、今後も新核種の発見が期待できます。本研究は、6 ヶ国の 24 機関から成る国際共同実験（J-PARC E07 実験）により行われました。

●参考文献

Ekawa, H., Yoshida, J. et al., Observation of a Be Double-Lambda Hypernucleus in the J-PARC E07 Experiment, Progress of Theoretical and Experimental Physics, vol.2019, issue 2, 2019, p.021D02-1-021D02-11.

3-4　磁気揺らぎとともに現れるウラン化合物の超伝導
－高圧下磁化測定が明らかにした磁気揺らぎと超伝導の関係－

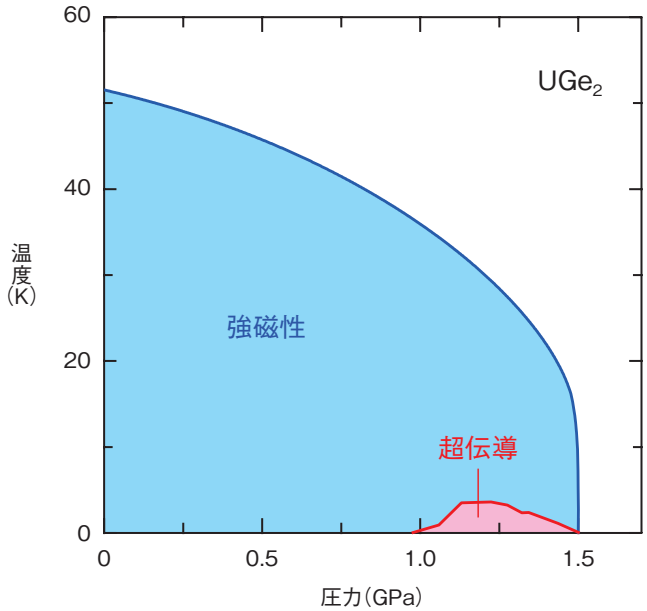


図3-9　UGe_2 の温度―圧力相図
UGe_2 は、常圧（～ 0.1 MPa）で転移温度 54 K の強磁性体です。圧力を加えると転移温度は減少します。約 1.0 ～ 1.5 GPa では、低温で超伝導が現れ強磁性と共存します。

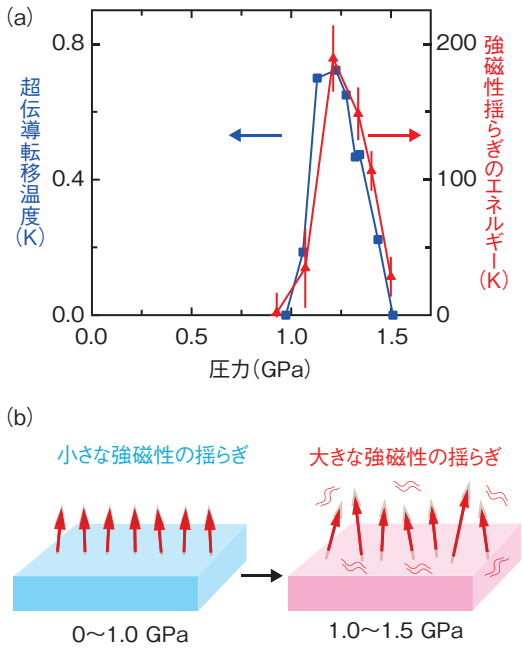


図3-10　UGe_2 の強磁性揺らぎと超伝導転移温度の圧力変化
(a) 強磁性揺らぎのエネルギーと超伝導転移温度は、1.2 GPa 近辺で最大となります。(b) ウラン化合物の内部で、強磁性の揺らぎが高圧下で増大するイメージ図です。揺らぎが超伝導出現に重要な役割を果たします。

超伝導はある温度以下で電気抵抗がゼロになる現象で、リニアモーターカーなど実用面で応用されています。一般に、超伝導は強磁性と相性が悪いと考えられ、多くの超伝導体では、磁場を加えていくと超伝導が阻害されてしまいます。ところが、今回研究したウラン化合物 UGe_2 は大気圧下（～ 0.1 MPa）で強磁性転移温度 54 K の強磁性体ですが、圧力を加えていくと転移温度は減少し、約 1 GPa 以上の高圧下で、強磁性と超伝導の二つが同時に現れます（図 3-9）。なぜ超伝導が現れるのか？その仕組みは分かっていませんでした。

ウラン化合物は核燃料物質であるため取扱いが難しく、また高圧下の磁気特性を調べることも十分にはできていませんでした。そこで私たちは、原子力科学研究所・第 4 研究棟の施設に、世界でも例の少ない 10 GPa まで高圧下磁化を高精度に測定できる圧力発生装置を製作しました。また、純度の高いウラン化合物 UGe_2 の単結晶を作成し、これを用いて UGe_2 の高圧下の磁気特性を詳細に調べました。

ウラン化合物において、強磁性と超伝導を担うのは U 原子の 5f 電子です。電子は自転していて電子自身が磁石のようになっています。強磁性状態では、この磁石の方向が一方向に揃っています。しかし、有限温度では、微妙に磁石の方向や大きさが物質内部で変動しています。これを強磁性揺らぎと呼んでいます。実験では、UGe_2 の高圧下磁化を精密に測定し、理論解析から強磁性揺らぎのエネルギーを調べました。1.0 GPa 以上で超伝導転移温度が大きくなり始め、1.2 GPa 近辺で最大値を示し、その後減少していきます（図 3-10）。強磁性揺らぎのエネルギーも類似の振る舞いを示します。従来の超伝導では、電子とイオンの相互作用を通して、二つの電子がクーパー対と呼ばれるペアを作り超伝導になります。今回の結果から、UGe_2 の超伝導は、強磁性揺らぎがクーパー対形成に重要な役割を果たす、新しいタイプであると考えられます。

この研究成果により、強磁性超伝導の機構解明が期待されます。また、ウラン系強磁性超伝導体は磁場に強い特徴があります。磁場に強い超伝導線材等、新しい超伝導材料開発への発展が期待されます。

本研究は、日本学術振興会科学研究費補助金基盤研究 (C) (No.16K05463)「先進的な高圧下物性測定技術によるウラン強磁性超伝導物質の研究」の助成を受けたものです。

●参考文献

Tateiwa, N. et al., Strong Correlation between Ferromagnetic Superconductivity and Pressure-Enhanced Ferromagnetic Fluctuations in UGe_2, Physical Review Letters, vol.121, issue 23, 2018, p.237001-1-237001-6.

4 原子力基礎工学研究

原子力科学の共通基盤技術を維持・強化して原子力利用技術を創出

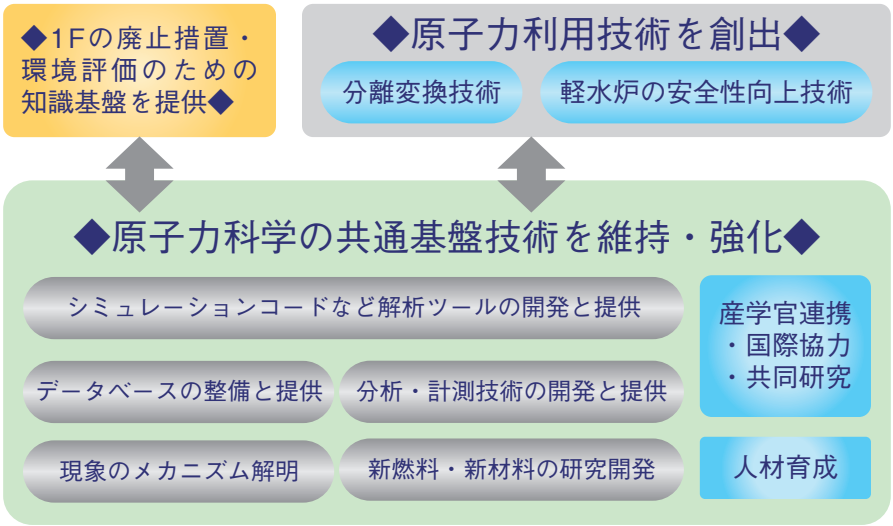


図4-1　原子力基礎工学研究の概要
原子力科学の共通基盤技術を維持・強化しています。さらに、東京電力福島第一原子力発電所（1F）の廃止措置等に知識基盤を提供し、軽水炉の安全性向上、放射性廃棄物の有害度を低減させる分離変換技術などの研究開発も進めています。

原子力エネルギーの利用や放射線利用は、基礎となるデータベースやシミュレーション解析コードなどのツール、分析技術、現象のメカニズムに関わる知識など共通基盤技術・知識基盤によって支えられています。私たちは、常に最新の知見や技術をこれらに取り込む研究開発を行い、産業界・大学・政府機関などに提供をしています。また、軽水炉の安全性向上や放射性廃棄物の有害度を減らす分離変換技術など新しい原子力利用技術の研究開発も行っています（図4-1）。本章では、近年の研究開発による成果を紹介します。

重陽子を用いると核変換の効率が高くなることが従来研究から示唆されていました。従来の核反応理論モデルは予測精度に課題があったため、重陽子が陽子と中性子に分解する効果を厳密に計算する重陽子用モデルを開発しました。最新の実験値と比較して、核反応を高精度で予測できることを検証しました（トピックス4-1）。

高経年化した原子炉は応力腐食割れを起こすリスクが増しますが、高温・高圧下のミクロなすき間内部の環境が関連する現象であるため、発生・進展メカニズムの解明が困難でした。そこで新技術「すき間センサー」を開発し、すき間内の環境を推定可能としました。すき間内では、不純物が濃縮して腐食性が高くなり、結晶粒界の腐食が発生することを確認しました（トピックス4-2）。

使用済燃料溶解液から核燃料物質及びマイナーアクチノイド（MA）を分離する方法である「SELECTプロセス」の開発に、原子力機構は成功しています。実廃液試験と並行して、量子化学シミュレーションを駆使して原子力機構が開発した分離剤が性能を発揮する理由を理論的に解明しました。MAであるアメリシウム、キュリウムと分離剤中の窒素原子の結合距離と電子軌道の重なりに違いがあることを発見し、これが両者の分離する選択性の鍵となっていることを示しました（トピックス4-3）。

放射線量などの測定に広く使われているシンチレーション検出器の発光量を計算できる新しい数理モデルを開発しました。開発したモデルを用いて様々な放射線の種類に対して発光量を計算した結果、過去の実験値と良く一致していることを確認できました。本成果は、新たなシンチレーション検出器の開発にも貢献することが期待できます（トピックス4-4）。

欧米人の平均的な体格に基づく国際放射線防護委員会（ICRP）の被ばく線量評価用標準データを日本人の様々な体格に適用することの妥当性を確認する必要がありました。本研究では、日本人の体格範囲を網羅する人体モデルを構築することを通じて、日本人に対してもICRPの標準モデルによる外部被ばく線量評価で±10%程度の差で評価できることを確認しました（トピックス4-5）。

軽水炉の重大事故時にセシウムなど核分裂生成物（FP）が、原子炉炉心から原子炉建屋を経由して環境に放出されることにより、公衆被ばくに至る問題において、放出量を精度良く算出するためにはFPの化学挙動を正しく予測することが重要であり、そのためのデータベース整備が研究課題となっていました。本研究では、セシウムやホウ素の化学種を含む、化学反応速度論を組み込んだ新しいデータベース（ECUME）を開発し、公衆被ばく評価の精度向上に寄与しました（トピックス4-6）。

高エネルギー粒子線による核破砕反応はJ-PARCや加速器駆動核変換システム（ADS）などで重要な反応ですが、従来の複雑な理論では核破砕生成物の収率の予測精度が低い課題がありました。本研究では、核分裂の確率に着目して新たに簡易な理論モデルを開発し、従来モデルと比較して高い精度で計算できることを実験値との比較により確認しました（トピックス4-7）。

4-1　原子核物理で廃棄物の有害度低減研究に貢献
－重陽子による核変換を理論計算で高精度に予測－

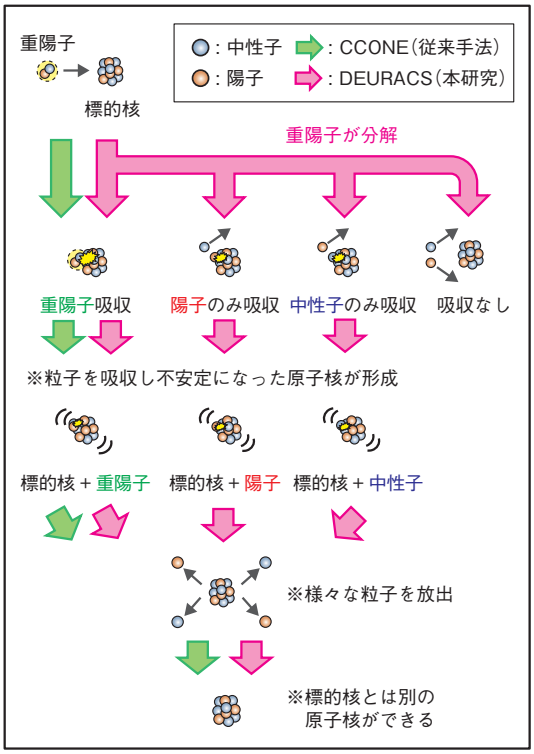


図4-2　DEURACS での計算のイメージ
従来手法（CCONE）では一つの生成経路しかありませんが、重陽子の分解を考慮した DEURACS では経路が三つあります。

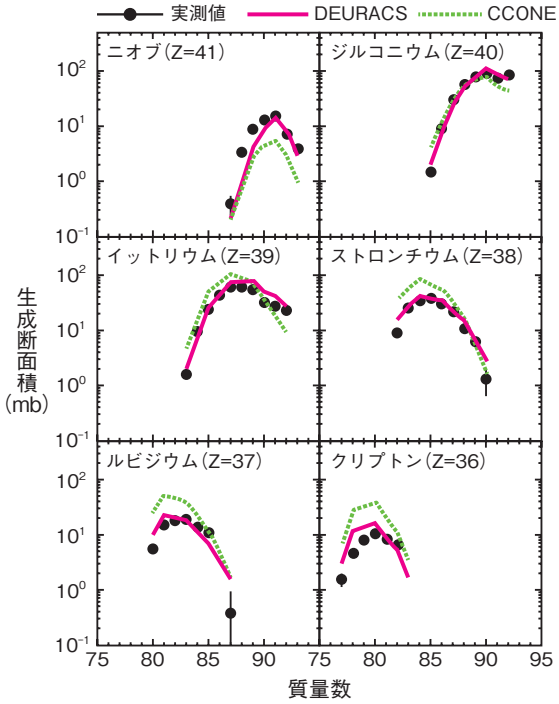


図4-3　ジルコニウム93 標的に 210 MeV の重陽子を照射した際の種々の原子核の生成断面積
●が実測値、━線が DEURACS の計算値、- - -線が CCONE の計算値、をそれぞれ示します。なお、図中の Z は生成された原子核の原子番号を示します。

原子力発電所などで生じる放射性廃棄物の有害度低減は重要な課題です。この課題の解決に向け、放射性廃棄物の一種である長寿命核分裂生成物（LLFP）を安定若しくは短寿命な原子核へと変換して有害度を低減させる「核変換処理」の方法として、陽子などの粒子をLLFPに照射し、そこで起きる核反応を利用するものが提案されています。

近年、この際に照射する粒子として重陽子を用いると陽子などの他の粒子を用いたときよりも核変換処理の効率が良くなることが示唆され、注目されています。最適な照射条件の探索など、重陽子を用いた核変換処理法に関する詳細な検討をする上では、重陽子が引き起こす核反応によって LLFP がどのような原子核にどれだけ変換されるのか、様々な条件において事前に予測しておくことが不可欠です。

しかしながら、これまではその予測精度は高くありませんでした。これは、重陽子は陽子と中性子が緩く結びついた粒子であるため容易に分解するにもかかわらず、従来の核反応計算システム（例：CCONE）では主に陽子や中性子による核反応が対象とされており、分解の効果が考慮されていなかったためです。そこで、本研究では、重陽子が陽子と中性子に分解する効果を厳密に考慮した計算ができるよう、これまでに開発してきた重陽子用の核反応計算システム DEURACS を改良しました（図4-2）。そして、計算値を実測値と比較することで予測精度を検証しました。

図4-3に LLFP の一つであるジルコニウム93にエネルギー 210 MeV の重陽子を照射した際の、種々の原子核の生成断面積（その原子核の生成されやすさを示す量）に関する結果を示します。図には理化学研究所 RI ビームファクトリーでの最新の実測値、DEURACS の計算値、従来の CCONE の計算値を示しています。図の通り、DEURACS は数多くの原子核の生成を精度良く予測しています。また、パラジウム107に重陽子を照射した場合についても同様に、DEURACS は実測値を良く再現しました。このことから、DEURACS は重陽子による核反応からの種々の原子核の生成メカニズムを適切に反映していると考えられ、実測値がない範囲を含む様々な条件において高精度の予測ができると期待されます。

本研究によって、今後、重陽子を用いた核変換処理法の研究が大きく前進すると期待されます。さらに、重陽子照射による医療用の放射性物質の製造や、重陽子加速器施設における放射性物質の発生量の見積りなど、重陽子による核反応が関わる様々な分野への貢献も期待されます。

本研究は、内閣府総合科学技術・イノベーション会議が主導する革新的研究開発推進プログラム（ImPACT）「核変換による高レベル放射性廃棄物の大幅な低減・資源化（藤田玲子プログラムマネージャー）」の成果の一部です。

●参考文献
Nakayama, S. et al., Role of Breakup Processes in Deuteron-Induced Spallation Reactions at 100-200 MeV/nucleon, Physical Review C, vol.98, issue 4, 2018, p.044606-1-044606-8.

4-2　高温高圧環境中ミクロ領域で進む腐食現象の解明
－ステンレス鋼のすきま内溶液導電率のその場測定－

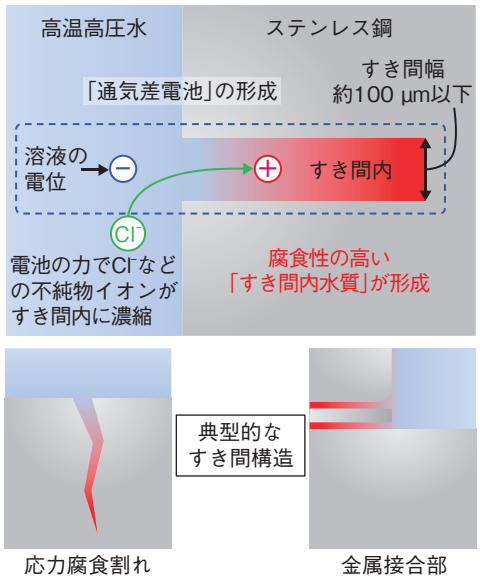


図4-4　すき間内環境の形成メカニズム
すき間内においては、すき間内外の酸化剤（O_2 等）濃度差に伴う「通気差電池」が形成され、この電池を駆動力として不純物が濃縮することにより、腐食性の高い環境が形成されます。この状況が、ボルトナット等の金属接合部や応力腐食割れ内部で起きると考えられます。

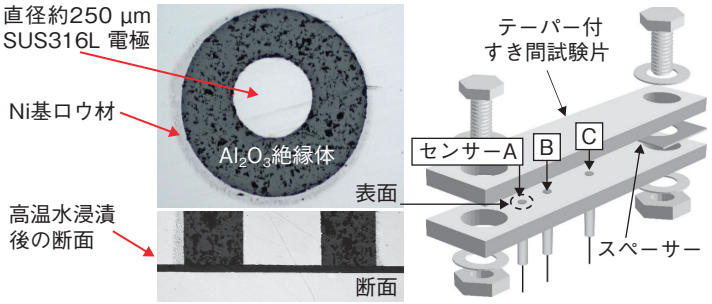


図4-5　新規開発した「すき間センサー」とすき間試験片
狭小すき間内の水質（導電率）測定を可能としました。すき間にテーパーをつけることで、先細り型の応力腐食割れの内部を模擬しました。

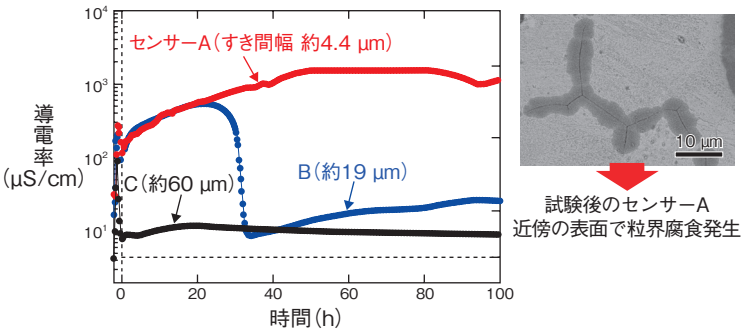


図4-6　すき間センサーによるすき間内導電率測定結果
幅が小さいすき間内では、導電率が高い環境が形成され、それが腐食と関連することを明らかとしました。

原子炉内環境に代表される高温・高圧の水中においては、ステンレス鋼などの金属製構造物の「すき間」内部において、外部よりも腐食性の高い環境（すき間内水質）が形成されることが報告されています（図4-4）。すき間内水質は、ボルトナット締結部などの金属接合部や、応力腐食割れ内部などのミクロ領域において生じることから、その腐食性の詳細を明らかにすることは、原子力システムの信頼性向上や高経年化対策を考える上で重要です。一方、高温高圧という過酷な環境で、ミクロ領域の水質を直接分析することは非常に困難でした。

そこで本研究では、すき間内水質（導電率）をその場（In-situ）測定できる新技術、「すき間センサー」を開発しました。図4-5にその詳細を示します。「すき間センサー」の特徴は、高純度セラミック等の耐熱性を有する材料を使用し、特殊な熱処理によりセラミックと金属材料間の密着性を確保することで電極の耐久性を高めたことにあります。この電極の直径を約250 μmと小型化したことで、ミクロ領域の水質をIn-situ測定することが可能になります。このセンサーの有効性を確認するため、模擬的に形成したステンレス鋼のすき間内水質（導電率）の測定を行いました。

図4-6にすき間センサーで測定した温度約300 ℃、圧力8 MPaにおけるすき間内高温高圧水の導電率の時間変化を示します。すき間幅が比較的大きい（約60 μm）部位の導電率（センサーC）に対し、すき間幅が最も小さい（約4.4 μm）部位の導電率（センサーA）は、100倍以上の極めて高い値を示しました。また、中間のすき間幅の導電率（センサーB）が急減少する様子が捉えられました。試験後試験片を観察してみるとセンサーA近傍で粒界腐食が発生していました。これらの結果から、すき間の幅がある値以下になると腐食性が高い環境が生じることを明らかにしました。これは、通気差電池作用のためイオンの濃度が高まることで導電率が高い酸性雰囲気となり、その結果として粒界腐食が発生したものと考えられます。

今後は、明らかにしたすき間内水質を人工的に再現し、このすき間内水質環境中で耐久性を示す合金組成を探索することで、原子炉内環境中で高耐久性を示す新規材料開発につなげていく予定です。

●参考文献
相馬康孝ほか, 高温高純度水中におけるステンレス鋼のすき間内溶液導電率のIn-Situ分析, 材料と環境, vol.67, no.9, 2018, p.381-385.

4-3 化学結合が解き明かす Am/Cm 選択性の謎
－金属イオンと分離剤との“相互作用の強さ”が鍵か？－

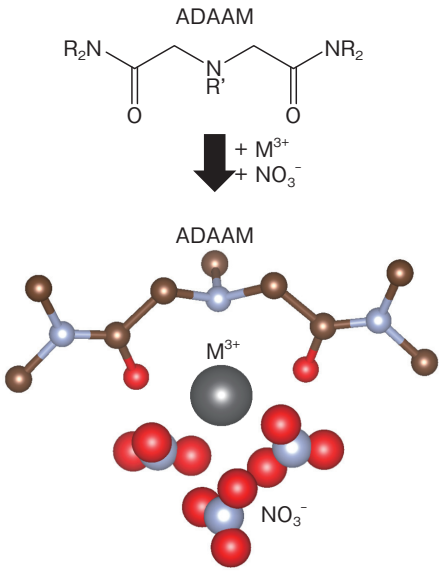


図4-7　Am/Cm と ADAAM 分離剤からなる錯体の構造
Am イオン及び Cm イオン（図中の金属イオン）は、一つの ADAAM 分離剤と三つの硝酸イオンと反応して錯体を生成することが知られており、下の図は、金属イオンと ADAAM 分離剤及び硝酸イオンから生成される錯体のモデルを表しています。

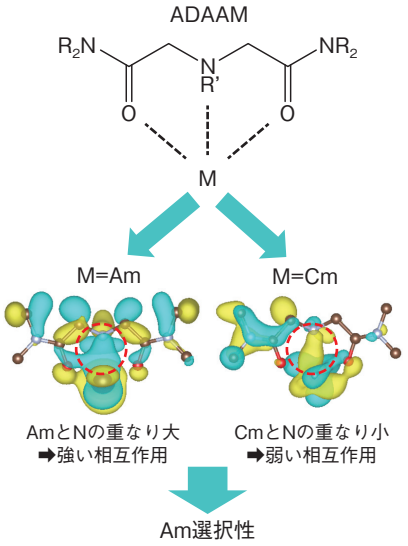


図4-8　Am/Cm と ADAAM の相互作用の解析
ADAAM 分離剤の N 原子と金属イオンの電子軌道の重なり（図中の赤丸部分）に着目すると、Am と N 原子の電子軌道の重なりが大きく、強く相互作用していることが分かります。この相互作用の違いが、ADAAM 分離剤の Am 選択性の一因であることを示しています。図中の黄色と青色の部分は、電子の波としての性質における位相の違いを示しています。

高レベル放射性廃液の有害度低減に向けて、長半減期で有害なマイナーアクチノイド（MA）を分離し、短半減期核種に核変換する「分離変換技術」の開発が行われています。中でも、高レベル放射性廃液に含まれる MA のうちキュリウム（Cm）は発熱するため、アメリシウム（Am）からの分離が望まれています。しかし、互いの化学的性質が類似しているため、これまでは困難な技術と言われてきました。私たちは、使用済核燃料溶解液から核燃料物質及び MA を分離する方法である「SELECT プロセス」の開発過程で、アルキルジアミドアミン（ADAAM）分離剤によって Am-Cm 溶液から Am を選択的に分離することに成功しました。そこで私たちは、量子化学シミュレーションを用いたアプローチで、なぜ ADAAM 分離剤が高い Am 選択性を示すのかを明らかにしました。

Am や Cm は溶液中でイオンとして存在し、分離剤と錯体を生成します。まず、分離実験の結果から、Am 及び Cm イオンと ADAAM 分離剤とで生成する錯体をモデル化しました（図 4-7）。次に、それぞれの錯体の生成エネルギーを計算し、ADAAM との錯体の安定性を Am と Cm で比較した結果、Cm よりも Am と安定に錯体を生成することが分かりました。Cm に対して Am をどれだけ分離するかの指標である Am/Cm 分離係数を計算によって求めた結果、6.2 となり実験値の 5.5 を良く再現しました。

ADAAM 分離剤がなぜ Am 選択性を持つのかを探る手立てとして、分離剤と Am 及び Cm イオンとの化学結合に着目しました。ADAAM 分離剤は、分子骨格の中心にある窒素（N）原子と、両端にカルボニル基（C=O）の酸素（O）原子の三つの原子が金属イオンとの結合に関与します。まず、金属イオンと ADAAM 分離剤の N 原子との結合距離を比較すると、Am-N の結合距離は、Cm-N の結合距離よりも短くなることが分かりました。次に、金属イオンと ADAAM 分離剤の N 原子の相互作用の解析を行いました。原子間の相互作用の強さは、電子軌道の重なりの大きさによって調べられます。金属イオンの電子軌道と、ADAAM 分離剤の N 原子の電子軌道の重なりに着目すると、Cm に比べて Am との重なりが大きいことが判明しました（図 4-8）。これらの結果は、金属イオンと分離剤中の原子との化学結合、言い換えると“相互作用の強さ”が、Am 及び Cm の選択性の謎を解き明かす鍵となっていることを示しています。本研究成果である量子化学シミュレーションによる MA 分離選択性の解明は、今後、金属イオンの分離材料開発への貢献が期待できます。

本研究は、日本学術振興会科学研究費補助金若手研究（B）（No.17K14915）「化学結合評価に基づくランタノイド抽出パターンの解明」の助成を受けたものです。

●参考文献

Kaneko, M. et al., Theoretical Elucidation of Am(III)/Cm(III) Separation Mechanism with Diamide-Type Ligands Using Relativistic Density Functional Theory Calculation, Inorganic Chemistry, vol.57, issue 23, 2018, p.14513-14523.

4-4 加速器・宇宙・医療現場の粒子線を正確に計測
ーシンチレーション検出器の光出力を決める仕組みを解明ー

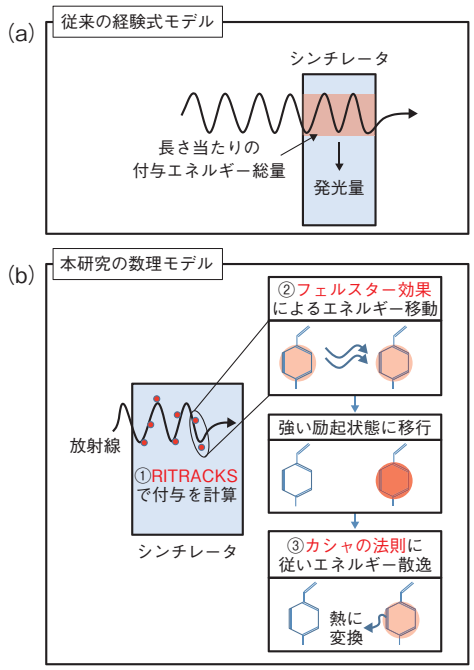
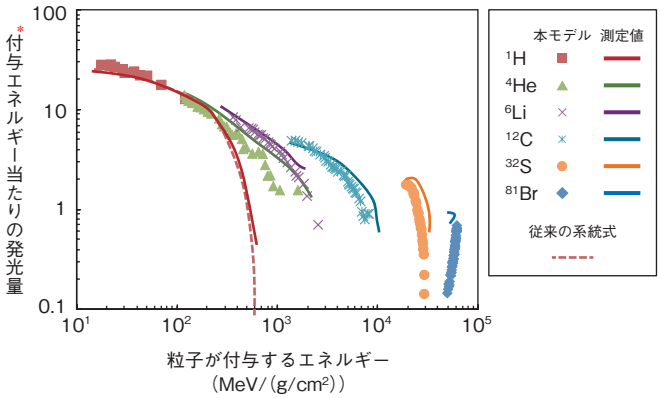


図4-9　シンチレーション検出器の発光量予測モデル
従来の経験式モデル (a) とは異なり、本研究の数理モデル (b) ではシンチレータにエネルギーを付与した後の過程を考慮しています。



* (611 MeV/(g/cm²) の ^{4}He に対して 3.41 に規格化)

図4-10　重粒子のエネルギー付与と光出力の関係
従来の経験式では再現できなかった重イオン (^{4}He ～ ^{81}Br) による発光の量を、本モデルは再現できることを示しています。

放射線を検知し光を発するシンチレーション検出器は、高感度で低価格という優れた特性から、γ線や中性子線の計測、放射線量の測定に広く使用されています。シンチレーション検出器は多くの場合付与されたエネルギーと比例した量の光を生じるため、放射線のエネルギーを測定することも可能です。しかし、加速器や宇宙、医療において重要な陽子線や重粒子線の場合は、発光量がエネルギー付与量だけでなく粒子の種類にも依存するため、放射線量を正しく評価できない問題がありました。そのため、発光量を決めるメカニズムの解明と、それに基づく正確な発光量予測手法の開発が望まれてきました。

本研究では私たちは、エネルギー付与量に加えて、エネルギー付与の集中の程度により発光が阻害されると予測し、以下三つの挙動を組み合わせた数理モデルを開発しました。①放射線がシンチレータにエネルギーを付与する。②付与されたエネルギーが分子間を移動する。③移動したエネルギーが特定の状態遷移により発光に関与することなく逸失する（図 4-9）。①の、放射線がシンチレータにエネルギーを付与する挙動の予測には、放射線生物学研究のために作られた計算モデル RITRACKS を転用します。これにより、放射線ごとのエネルギー付与分布の違いが考慮できます。②の付与されたエネルギーが蛍光分子の間を移動する挙動の予測には、蛍光タンパク質（下村脩名誉教授がノーベル賞を受賞、2008 年）が蛍光のエネルギーを分子間でやり取りする過程を表現するフェルスター効果理論を使用します。③で、エネルギーを一部の空間に集中して付与するより重い粒子などの場合、一つの分子にエネルギーが複数回付与され、2 回目以降のエネルギー付与は光ではなく熱として逃げる（カシャの法則）ことを考慮します。

この数理モデルを、一般的に使用されているシンチレーション検出器に適用し、α線、β線やγ線、陽子線、重粒子線などの様々な放射線によるシンチレーション検出器の発光量を計算しました。その計算値は過去の文献の実験値と良く一致し（図 4-10）、特に、陽子線や重粒子線によるシンチレーション検出器の発光が、付与されたエネルギーに対して少なくなる仕組みが本研究のモデルにより初めて説明できました。

本成果により、陽子・重イオンが重要となる加速器、宇宙、医療現場等において、シンチレーション検出器による正確な放射線計測が可能となるとともに、新たなシンチレーション測定器の開発にも貢献することが期待できます。例えば、複数のシンチレータの出力から、粒子の種類やエネルギーを特定する測定システムを設計することが可能です。

●参考文献

Ogawa, T. et al., Analysis of Scintillation Light Intensity by Microscopic Radiation Transport Calculation and Förster Quenching Model, PLOS ONE, vol.13, issue 8, 2018, p.e0202011-1-e0202011-19.

4-5 日本人の体格変動を考慮して被ばく線量を評価する
－成人日本人人体モデルシリーズの完成－

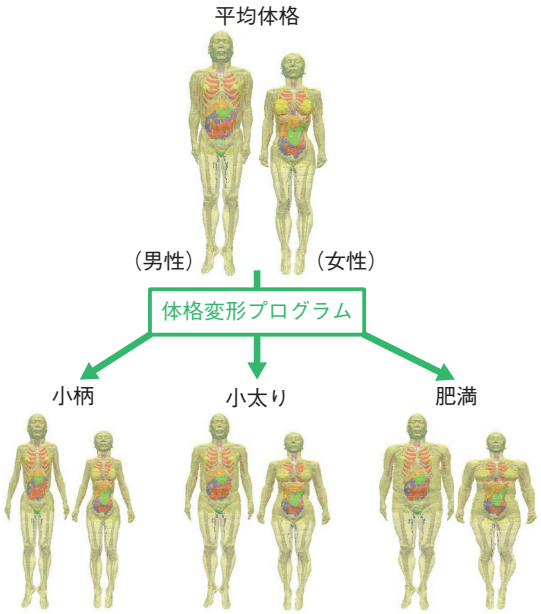


図4-11　開発した体格変形プログラムを用いた日本人男性（左）及び女性（右）の人体モデルの構築
胸囲等、身長、体重を入力することで、平均体格モデルを基礎として、日本人体格範囲を網羅する人体モデルを構築する体格変形プログラムを開発しました。

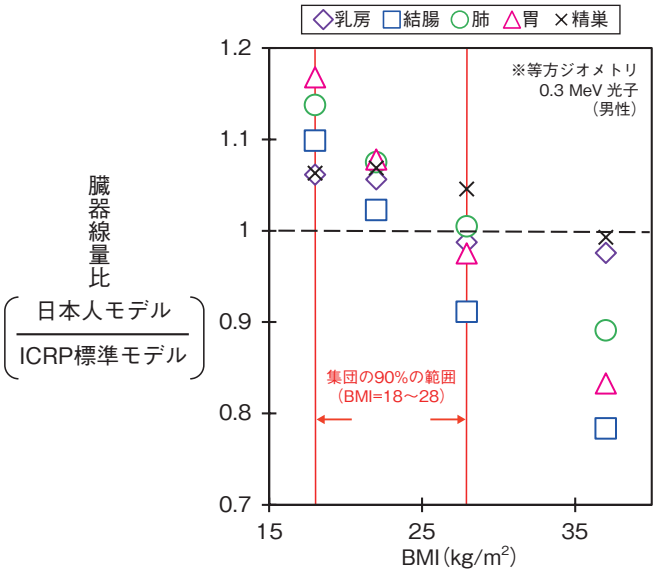


図4-12　体格の異なる日本人モデルと ICRP 標準モデル間の光子外部照射による臓器線量比較
線量評価で重要となる乳房、結腸、肺、胃、精巣を選び、線量解析を行いました。

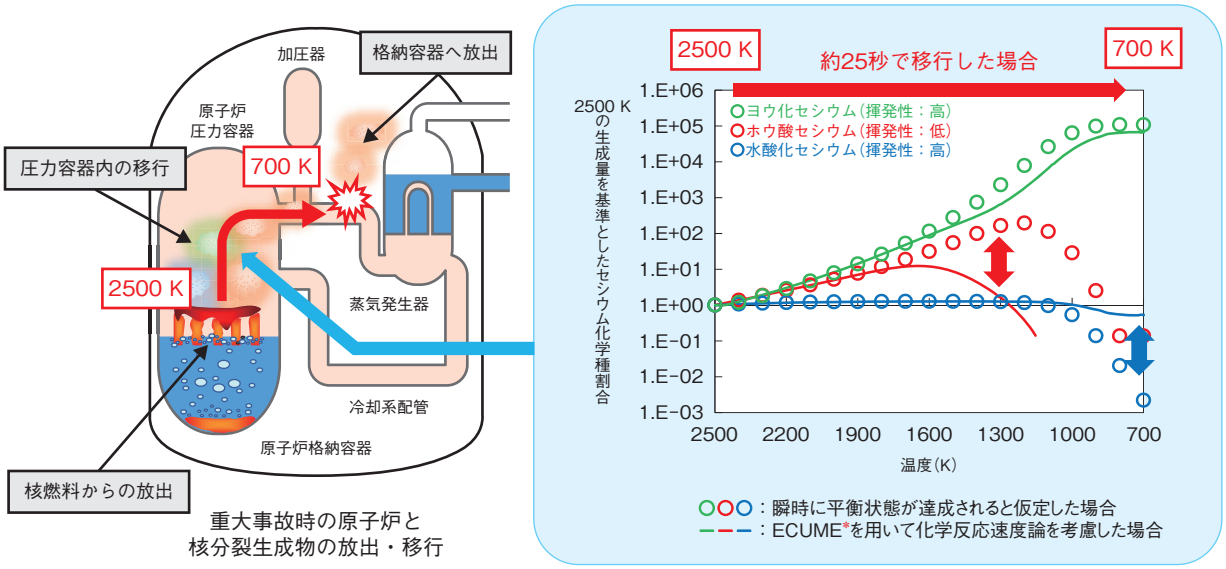
放射線による人体への影響を表す指標である被ばく線量を計算シミュレーションで評価する場合、コンピュータ上で体格や臓器の形状等を再現した人体モデルを利用します。医療被ばくや放射線の健康影響のための疫学調査における線量評価では、被ばく条件を可能な限り考慮することが重要となります。本研究では、日本人の体格変動を考慮した線量評価に必要となる多様な人体モデルを合理的に作成する技術の開発を進めました。また、開発した技術を活用し、国内の放射線施設の運転計画の立案等の放射線防護を目的とした線量評価に対する、国際放射線防護委員会（ICRP）の線量評価データの適用性を検証しました。

近年、被験者の医療画像を処理して、人体を精密に再現したモデルが開発されています。本研究では、原子力機構で開発した成人日本人の平均的な体格を持つ男女のモデルに基づき、体格指数（BMI）と密接に関係する胸囲等の情報から人体の表面形状を数値的に表現し、体内の臓器を適切な位置に配置する手法を考案しました。続いて、この手法を活用し、人体モデルを自動的に構築するプログラムを開発しました。これにより、医療画像を新たに取得することなく、従来よりも大幅に短い時間で様々な体格の人体モデルを構築することを可能にしました（図4-11）。また、開発した手法により、日本人体格を網羅する人体モデルシリーズを構築しました。

この人体モデルシリーズを活用し、放射線防護を目的とした線量評価において、ICRP が利用を勧告している欧米人の平均的な体格に基づく標準モデルで導出された線量評価データを日本人に適用することの妥当性を調べました。ICRP の標準モデルと日本人モデルシリーズを用いて、光子外部被ばくにより体内の臓器が受ける線量（臓器線量）を様々な照射幾何条件及びエネルギーで計算し比較しました。結果の一例として、浮遊する放射性ガス雲からの人体への照射を近似する等方ジオメトリで 0.3 MeV 光子による外部被ばくを受けた条件について、異なる BMI を持つ日本人モデルと ICRP の標準モデルによる臓器線量の比較を図 4-12 に示します。計算により、皮下の脂肪や筋肉による遮へい効果のため、肺、胃及び結腸では、体格により線量が変化することが分かりました。ただし、日本人集団の約 90% が含まれる範囲（BMI：18 ～ 28）においては、ICRP の標準モデルによる臓器線量との差は、多くのケースで ± 10% 程度となり、日本人の体格変動が線量評価に及ぼす影響は限定的です。これにより、国内の放射線防護を目的とした外部被ばく線量評価において、ICRP が公開する標準データを適用しても合理的に目的を達成することを明らかにしました。

●参考文献
佐藤薫ほか, 体格の異なる成人日本人ボクセルファントムの構築と外部光子照射に対する臓器線量評価への適用, 保健物理, vol.52, no.4, 2017, p.247-258.

4-6 重大事故時の原子炉内における核分裂生成物の化学挙動を予測
－核分裂生成物の化学挙動データベース ECUME を開発－



*ECUME：Effective Chemistry database of fission products Under Multiphase rEaction

図4-13　化学反応速度論を考慮した解析により得られた SA 時に低温側に移行していく Cs 化学種の割合
核分裂生成物（FP）である Cs や I 等を対象に、より実態に即して SA 時の FP 挙動を解析できるように化学反応速度論を適用したデータベースを開発しました。これを用いて仮想的な SA 条件で原子炉内移行時の Cs 等化学種の割合を算出しました。従来の SA 解析コードのように平衡状態を仮定した解析では、低温側に移行するにつれ、化学種割合が大きく乖離するものがあることが分かりました。これは Cs の環境への放出量が過大若しくは過小評価されることにつながる可能性を示しており、被ばく評価を精度良く行うには化学反応速度論的な評価が必要であることを示しています。

軽水炉の重大事故（シビアアクシデント：SA）時に高温の核燃料から核分裂生成物（FP）が放出され、圧力容器等の炉内高温領域を経て、格納容器や環境に放出されます（FP 放出・移行挙動）。軽水炉の安全性向上のためには、これらの挙動を詳細に把握し、被ばく評価を精度良く行う必要があります。FP 放出・移行挙動は、化学挙動、すなわち「どのような化学反応を生じてどのような性状の化学種となるか」に依存します。一方、SA 時の FP 放出・移行挙動を解析するための数値解析コード（SA 解析コード）では、瞬時に平衡状態が達成されると仮定して化学挙動を解析しており、特に反応速度が低くなる低温領域での解析結果には大きな不確定性が内在すると考えられます。

このため、より実態に即した SA 解析を行えるように、化学反応速度論を考慮した評価に必要な化学反応速度定数から成るデータベースを開発しました。ECUME（エキューム）と名付けた本データベースには、化学反応速度定数の他、FP 挙動を評価するための要素過程モデルや、それらに使用する熱力学データも格納しています。被ばくの観点で重要なセシウム（Cs）やヨウ素（I）の化学挙動を対象としていますが、加えてこれらの化学挙動に大きな影響を与える沸騰水型原子炉（BWR）制御材であるホウ素等のデータも世界で初めて取り込みました。

この ECUME を用いて約 2500 K から約 700 K の領域を移行する仮想的な SA 条件で、化学反応速度論を考慮して Cs 化学種の割合を解析しました（図 4-13）。また、従来の SA 解析コードで適用される平衡条件でも解析を行いました。平衡状態を仮定した場合の Cs 化学種において、低温側に移行するにつれて ECUME を用いた場合と割合が大きく乖離するものがあることが分かりました。これは低温領域では平衡状態に達する前に低温側に移行する化学種があることを示しています。さらに、SA 解析コードによる評価では、例えば、揮発性が低く炉内に沈着しやすいホウ酸 Cs の生成量を過大評価する、すなわち環境への放出量を過小評価すること等になる可能性があり、公衆被ばく評価を精度良く行うには化学反応速度論的な評価が必要であることを示しています。

今後は再処理施設の安全性向上において重要となるルテニウム等の様々な核分裂生成物も対象として、継続的に ECUME の拡充や実験結果等との比較による妥当性確認を行う予定です。

●参考文献
Miyahara, N., Miwa, S. et al., Chemical Reaction Kinetics Dataset of Cs-I-B-Mo-O-H System for Evaluation of Fission Product Chemistry under LWR Severe Accident Conditions, Journal of Nuclear Science and Technology, vol.56, issue 2, 2019, p.228-240.

4-7 核破砕生成物収量の予測精度向上に向けて
ー高エネルギー粒子により原子核が核分裂する確率モデルを高度化ー

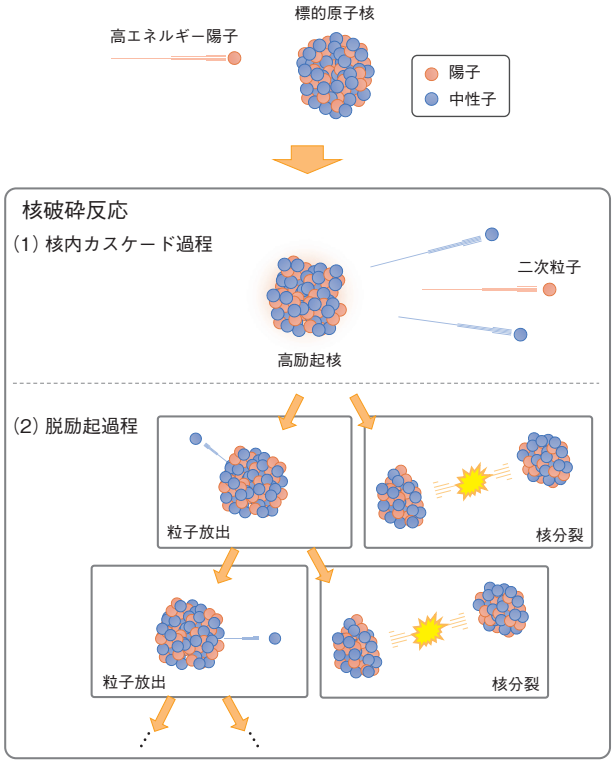


図4-14　核破砕反応における核分裂と粒子放出の競合
核内カスケード過程で生まれた高励起状態の原子核は、脱励起過程で安定な状態になるまで粒子を放出し続けますが、核分裂することもあります。

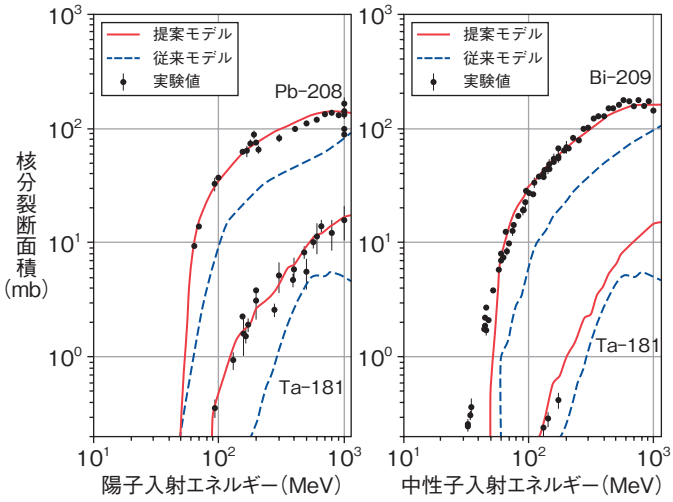


図4-15　核分裂断面積の比較
原子核が核分裂する確率は、“核分裂断面積”という用語で表されます。従来モデルは、核分裂断面積を実験値より大幅に小さく評価していましたが、私たちが提案したモデル式を用いることで、様々なエネルギーの入射粒子と標的原子核に対して、実験値を精度良く再現することが分かりました。

高エネルギーの粒子が原子核に衝突すると、核破砕反応と呼ばれる反応が起こります。核破砕反応は、その時間的なプロセスとメカニズムから、二つの過程に分けられます（図4-14）。最初に、原子核を構成している中性子や陽子が衝突などの相互作用を繰り返しながら原子核の外へ飛び出す“核内カスケード過程”が生じます。この過程で残った原子核は、高い励起状態にあり不安定なため、粒子を放出することで安定になろうとします。これを“脱励起過程”といいます。鉛や水銀などの重い原子核は、この過程で粒子放出の他に核分裂することもあります。これらの一連の過程を通して生成する粒子や原子核を“核破砕生成物”と呼びます。

核破砕反応をシミュレーションする核反応モデルは、J-PARCや加速器駆動核変換システム（ADS）などの様々な高エネルギー加速器施設の設計に用いられてきましたが、核破砕生成物の収量は、複雑な理論のためにモデルの高度化が難しく、満足のいく精度で予測できるには至っていません。とりわけ、最新の核反応モデルによる計算では、核分裂で発生する原子核（“核分裂生成物”）の収量を大幅に過小評価することが指摘されており、この予測精度向上が課題となっていました。

そこで私たちは、脱励起過程で発生する核分裂のしやすさ、すなわち高エネルギー粒子により原子核が核分裂する確率に着目し、これを様々なエネルギーの入射粒子と原子核に対して予測するモデル式の開発に取り組みました。その結果、これまで複雑な理論式で表されていた核分裂の確率を、より簡便なモデル式で表すことに成功しました。図4-15に、私たちが提案したモデル式と従来モデルによる計算の比較を示します。提案モデル式は、従来モデルよりも実験値をよく再現していることが分かります。この研究により、核分裂生成物の収量を従来よりも約5倍の精度で予測できることを確認しました。今後、他のメカニズムで発生する核破砕生成物にも着目し、核反応モデルの一層の高度化を行っていく予定です。

本研究は、日本学術振興会科学研究費補助金若手研究(B)(No.17K14916)「180度方向中性子エネルギースペクトルの測定と核破砕反応モデルの改良」の助成を受けたものです。

●参考文献

Iwamoto, H. et al., Unified Description of the Fission Probability for Highly Excited Nuclei, Journal of Nuclear Science and Technology, vol.56, issue 2, 2019, p.160-171.

5 中性子及び放射光利用研究等

幅広い科学技術・学術分野における革新的成果の創出を目指して

原子力機構では、科学技術基本計画に基づき中性子利用研究や放射光利用研究を通して科学技術イノベーションの創出を促し、科学技術・学術の発展や産業の振興に貢献することを目指しています。そのため、大強度陽子加速器施設 J-PARC や、大型放射光施設 SPring-8 のビームライン等を活用して、中性子施設・装置の高度化や、中性子・放射光を利用した原子力科学、物質・材料科学を先導する研究開発を行っています。

(1) J-PARC に関する研究開発

J-PARC は、リニアック、3 GeV シンクロトロン、50 GeV シンクロトロンの三つの陽子加速器と、中性子、ミュオンを用いて物質・材料研究に関する実験を行う物質・生命科学実験施設（MLF）、K 中間子等を用いた原子核・素粒子実験を行うハドロン実験施設及びニュートリノを発生させるニュートリノ実験施設から成り、国内外の利用に供しています（図 5-1）。

図 5-1　J-PARC 加速器及び研究施設

加速器においては、目標であるビーム出力 1 MW での安定運転を目指してビーム調整試験と機器の高度化が進められました。リニアックでは、ビーム電流の大強度化、イオン源の長時間運転化を図るために、高周波駆動型 H^- イオン源（RF-IS）の開発を行い、加速ビーム電流は最大で 72 mA の H^- ビームをリニアックに入射させました。また、高周波アンテナの長寿命化を図り、アンテナ破損率がこれまでの 3 分の 1 以下に低下することに成功しました（トピックス 5-1）。3 GeV シンクロトロンでは、ビームロス低減に関する研究開発として、シミュレーションによる評価や実験データ取得を進めました。

2018 年度、MLF では 500 kW までのビームを供給し、目標の 8 サイクル（176 日）の中性子利用運転を、90% を超える良好な稼働率で実施しました。また、1 MW 相当での安定運転に成功しました。MLF では、中性子実験装置 20 台とミュオン実験装置 2 台を運用し、物質科学、材料科学等にかかわる幅広い実験が行われました。中でも、非弾性散乱チョッパー分光器である BL01 の 4 次元空間中性子探査装置「四季」では、鉄系超伝導体の磁気励起構造について、電子相関効果のスピン揺らぎへの寄与の評価を試み、極めて困難だった約 200 meV という非常に高いエネルギー領域まで達するスピンの揺らぎの観測とその理論的解釈に成功しました（トピックス 5-2）。

また、大強度中性子パルスをさらに有効活用できる高感度・高精度な二次元中性子検出器用バンプカソード型素子の開発（トピックス 5-3）、さらに、核破砕中性子源設計の検証及び今後の性能向上を目的とした、液体水素減速材の中性子輝度分布の測定に成功し、パラ水素分子の特性を検証しました（トピックス 5-4）。これらによって、J-PARC 施設のさらなる性能向上や次世代の核破砕中性子実験施設の研究開発を進めていく予定です。

(2) 中性子や放射光を利用した研究開発

物質科学研究センターは、中性子や放射光を用いた先端分析技術を開発・高度化し、幅広い科学技術・学術分野における革新的成果・シーズの創出を目指しています。

2018 年度、中性子利用研究では、30 年以上継続している中性子散乱に関する日米協力事業の枠組みの研究で、*f* 電子系で初めて、粒子的な性質を有する渦状のスピン集合体で磁気スキルミオン格子という特殊な状態の観測に成功しました（トピックス 5-5）。今後、新たな磁気現象の発見やスピントロニクスなどへの応用につながることが期待されています。また、科学技術振興機構の研究成果展開事業 産学共創基礎基盤研究プログラム「ヘテロ構造制御」により、東京工業大学、新日鐵住金株式会社と共同で、電子線及び中性子線により鉄鋼材料中のミクロ組織の形成メカニズムの解明に成功しました（トピックス 5-6）。この結果は、高性能な鉄鋼材料の開発に貢献するものとして期待されています。

放射光利用研究では、1 ミリ秒の時間分解能を備えたイメージング技術を適用することにより、金属基板上への異種金属のレーザーコーティングメカニズムの解明に成功しました（トピックス 5-7）。複雑なコーティング条件下における異種金属粉末の溶融・凝固現象を「その場」観察により分析し、最適条件の導出に大きく貢献しています。また、資源の少ない我が国においては、都市鉱山からの有用元素の回収を目的としたリサイクル技術の確立が急務と考えられています。中でも最も分離が難しいといわれているランタノイド系列の元素について、錯形成能力を有する化合物を合成し、単結晶の X 線構造解析や放射光による局所構造解析を適用することにより、その分離・回収技術の確立にも取り組んでいます（トピックス 5-8）。

5-1 大強度高品質ビームを長時間安定に生成する
－高周波駆動型負水素イオン源の開発－

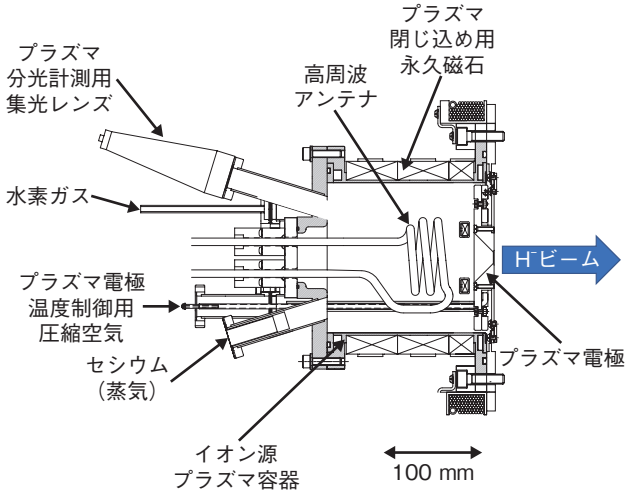


図 5-2　J-PARC 高周波駆動型負水素イオン源の構造図
イオン源真空容器内にアンテナを挿入し、高周波を印加することで水素プラズマを生成しています。イオン源真空容器内にセシウム（Cs）を導入し、プラズマ電極（PE）表面での負水素イオン生成量の増大化を行っています。

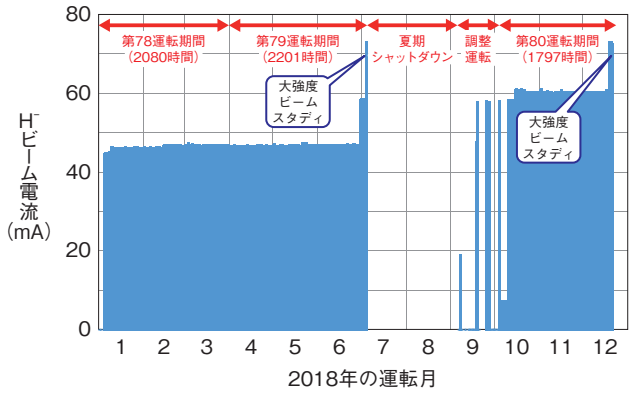


図 5-3　2018 年の J-PARC 高周波駆動型負水素イオン源より引き出された H^- ビーム電流のトレンド
高周波駆動型負水素イオン源より引き出される H^- ビーム電流は、ユーザー側の要求に応じて調整しています。連続運転時間は 4～7 月に約 2200 時間に達しました。加速器ビーム試験では、72 mA の H^- ビームを引き出すことに成功しました。

J-PARC では、物質・生命科学実験施設（MLF）で 1 MW という世界最高レベルの大出力ビームを発生するために、イオン源から繰り返し周波数 25 Hz、パルス幅 0.5 ms、60 mA の H^- ビーム電流を安定に連続して引き出すことが必要です。

2014 年夏まで、私たちは熱陰極が放出した高速電子でプラズマを生成する熱陰極放電型負水素イオン源を用いて H^- ビームを生成していました。しかし、このイオン源では、ビーム電流量が最大 17 mA、連続運転時間が最長約 1200 時間でした。そこで、ビーム電流の大強度化、イオン源の長時間運転化を図るために、高周波で加速した電子でプラズマを生成する高周波駆動型 H^- イオン源（RF-IS）の開発に着手しました。図 5-2 に J-PARC で用いている RF-IS を示します。

RF-IS では、セシウム（Cs）をイオン源プラズマ容器（PCH）内に導入し、H^- ビームを引き出すために -50 kV の高電圧を印加するプラズマ電極（PE）での表面生成による H^- 生成量の増大化を行っています。私たちは、この効果の高効率化のために 45°のテーパー付きの構造の PE の開発、Cs 蒸着量最適化のための PE 表面温度制御などの研究開発の結果、2018 年に最大 72 mA の H^- ビームをリニアックに入射しました。

一方で、RF-IS には高周波アンテナ破損による寿命の問題がありました。私たちは、ビーム運転中にイオン化した PCH 内の不純物（質量の大きい原子）のアンテナ表面への入射によりアンテナが破損すると考えました。そこで、より高真空環境を作るために、ビーム運転前に短時間のプラズマ生成と真空排気を数回繰り返すことで、PCH 内壁に付着した不純物を除去（プレコンディショニング）した結果、アンテナ破損率をこれまでの 3 分の 1 以下に低下することに成功しました。このプレコンディショニング法確立によりアンテナの長寿命化が図れ、RF-IS 実用化に大きく前進しました。

図 5-3 に 2018 年の J-PARC での RF-IS より引き出された H^- ビーム電流を示します。私たちは 4 月中旬から 7 月初旬まで約 3 ヶ月（2201 時間）の連続運転に成功しました。また、7 月には MLF に 1 MW ビーム供給の実証試験が実施され、1 時間の連続運転でのビーム供給に成功しました。同年秋よりイオン源から 60 mA の H^- ビームをリニアックに連続供給しています。

●参考文献
Shinto, K. et al., Progress of the J-PARC Cesiated RF-Driven Negative Hydrogen Ion Source, AIP Conference Proceedings, vol.2052, 2018, p.050002-1-050002-7.

5-2　中性子を用いて超伝導体の電子相関を探る
－中性子散乱と放射光分光を併用した先端的解析－

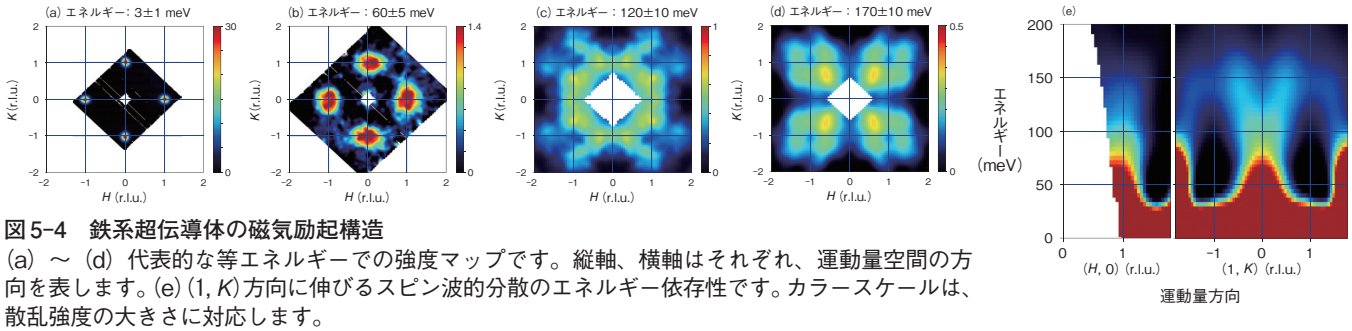


図 5-4　鉄系超伝導体の磁気励起構造
(a) ～ (d) 代表的な等エネルギーでの強度マップです。縦軸、横軸はそれぞれ、運動量空間の方向を表します。(e) (1, *K*) 方向に伸びるスピン波的分散のエネルギー依存性です。カラースケールは、散乱強度の大きさに対応します。

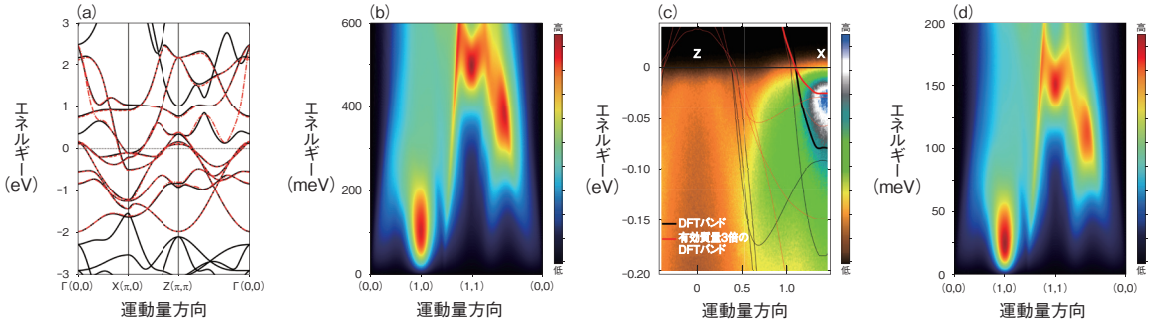


図 5-5　鉄系超伝導体の磁気励起の理論解析
(a) 第一原理計算から得られた電子バンド構造、(b) スピン揺らぎのスペクトルの理論計算です。(c) ARPES により得られた電子バンドと第一原理計算との比較です。約 3 倍程度の有効質量の増大が観測されました。(d) 電子バンドの有効質量を考慮したスピン揺らぎのスペクトルです。図の横軸は運動量空間の対称方向、縦軸はエネルギーに対応します。

鉄系超伝導体は銅酸化物に続く、第二の高温超伝導体として注目を集めています。両者には多くの類似点が存在する一方、本質的な違いも多く存在します。その中で最も本質的な違いは、銅酸化物超伝導体の母物質はモット絶縁体である一方、鉄系超伝導体の母物質は反強磁性金属であるという点です。そのため、鉄系超伝導体の発見当初は、この系を弱相関物質とみなす考え方が主流でした。しかし近年、鉄系超伝導体は、従来想定されてきたよりも強相関寄りに位置するということが指摘されています。電子相関効果の定量的評価は強相関物質の研究一般において非常に重要であるにもかかわらず、中性子散乱を用いた電子相関効果の研究の可能性が議論されたことは過去にほとんどありませんでした。

そこで私たちは、鉄系超伝導体を対象とした中性子分光測定を、J-PARC 物質・生命科学実験施設（MLF）の BL01 に設置された 4 次元空間中性子探査装置「四季」にて行い、電子相関効果のスピン揺らぎへの寄与の評価を試みました。図 5-4 に示すように、約 200 meV という非常に高いエネルギー領域まで達するスピンの揺らぎの観測に成功しました。この観測結果を理解するために、第一原理計算（図 5-5 (a)）に基づいて散乱スペクトルの計算を行いました。しかし、得られた計算結果はエネルギー値を 3 倍程度過大評価してしまい、約 600 meV にも達するスピン揺らぎを予想してしまいます（図 5-5 (b)）。一般に、金属のスピン揺らぎは電子のバンド構造に大きく依存します。そのため、今回得られたような実験結果と理論計算との不一致は、実際の電子のバンド構造と第一原理計算との間の不一致を意味します。そこで、中性子散乱実験に用いられたものと同一の超伝導試料に対して角度分解光電子分光（Angle-resolved photoemission spectroscopy：ARPES）を行い、実際の電子バンドの構造と第一原理計算との比較を行いました。その結果、電子相関効果の結果として、電子バンドの有効質量が中性子散乱の結果と同様に約 3 倍重くなっていることを突き止めました（図 5-5 (c)）。私たちは電子の有効質量の増大効果を考慮して、再度、中性子の散乱スペクトルの計算を行うことで、実験的に観測された約 200 meV まで達するスピン揺らぎの構造を再現することに成功しました（図 5-5 (d)）。この結果は、電子の有効質量の増大がスピン揺らぎにも現れていることを意味します。これは、スピン揺らぎと電子バンドの構造の間の対応関係を実験的に解明した新しい研究成果だといえます。

電子相関効果の結果として、電子の有効質量が大きく増大するという現象は、放射光分光実験における ARPES では盛んに議論されてきたものの、中性子散乱実験での報告例はありませんでした。これは、従来の中性子散乱装置では、数百 meV という非常に高いエネルギー領域を測定することが極めて困難であったことが主な原因です。しかし J-PARC の登場によって、こういった非常に高いエネルギー領域の測定が比較的簡単に行えるようになり、従来の技術では不可能と思われてきた実験が可能になりつつあります。さらに第一原理に基づく理論計算を併用することによって、J-PARC の持つ潜在能力はさらに活かされていくと私たちは期待しています。

●参考文献
Murai, N. et al., Effect of Electron Correlations on Spin Excitation Bandwidth in $Ba_{0.75}K_{0.25}Fe_2As_2$ as Seen via Time-of-Flight Inelastic Neutron Scattering, Physical Review B, vol.97, issue 24, 2018, p.241112-1-241112-6.

5-3 高感度・高精度な二次元中性子計測を目指して
－バンプカソード型中性子検出素子を開発－

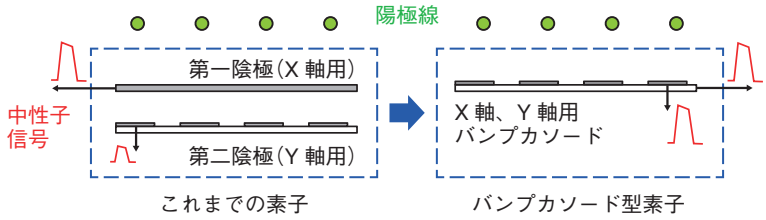


図 5-6　これまでの素子とバンプカソード型素子の断面模式図
これまでの素子では陽極から遠い第二電極の中性子信号が小さくなっていましたが、バンプカソード型素子では信号取出し用陰極を単層化したため、構造がシンプルになり、中性子信号が取り出しやすくなっています。

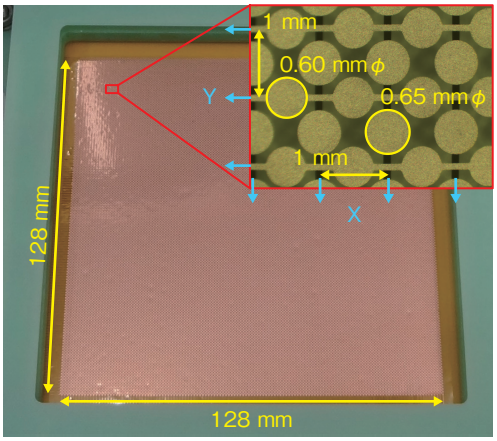


図 5-7　製作したバンプカソード型素子の外観及び拡大写真
中性子の有感面積は、128 mm × 128 mm です。三角配置された 2 種類のバンプを XY 各軸用の信号線として使用しています。

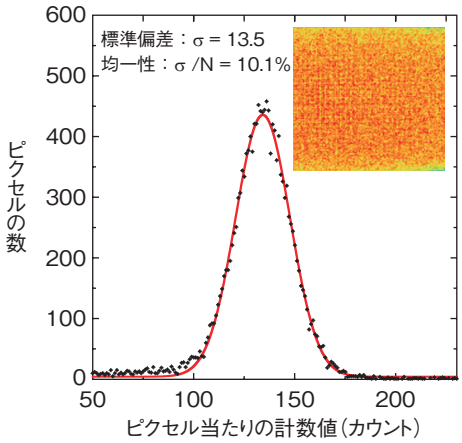


図 5-8　中性子を用いた均一性の試験結果
素子全面に中性子を照射して応答を調べました。全てのピクセルの計数値をヒストグラム化して、均一性が 10.1% であることを確認しました。

ガス型二次元中性子検出器で使用するためのバンプカソード型中性子検出素子を開発しました。これまでの素子では、中性子の位置検出のため XY 各軸の信号取出し用に異なる層の陰極を使用していましたが、バンプカソード型素子では、プリント基板作成技術を用いて単層化することで雑音に強く高精度な中性子計測が可能となります（図 5-6）。

ガス型中性子検出器の感度を上げるためには、ガスの圧力を上げる必要がありますが、圧力を上げると中性子による信号が小さくなります。また、異なる層の陰極では層ごとに信号量が変化し、陽極からの距離に依存して信号が小さくなります。私たちの開発している検出器ではシステムの高性能化のため、多数の信号線からの微弱電気パルスを個々に信号処理する個別読み出し法という手法を用いていますが、個々の信号はさらに小さくなるため、検出器を高精度に安定して動作させるためには中性子信号を効率的に収集する必要があります。私たちはこれまで 2 層だった XY 信号取出し用の陰極をプリント基板作成技術により単層化し、中性子信号の収集効率を向上させることで、この課題を克服しました。また単層化によって素子構造はシンプルになり、製作性、保守性、安定性等の向上が見込まれます。

開発したバンプカソード型素子の有感面積は 128 mm × 128 mm、各軸のピッチは 1 mm であり、ポリイミド基板表面に 2 種類の円形バンプが三角配置された構造です（図 5-7）。バンプ構造は、有限要素法を用いた電解計算を基に最適設計されています。直径 0.6 mm のバンプは基板表面で横方向に連結しており、Y 方向の位置決定に使用されます。この信号線に直交するように、直径 0.65 mm のバンプは基板背面で連結しています。中性子は陽極･陰極間に電圧をかけることで測定されますが、放電などによる素子の劣化も生じます。開発した素子は、低い電圧でも均一性 10.1%（図 5-8）、位置誤差 1.9 mm 半値幅未満、熱中性子検出効率 82% という、これまでと同等の優れた性能で測定できることを確認しました。

今回の素子開発によって、J-PARC の大強度中性子パルスをさらに有効活用できる高性能な中性子検出器の開発が可能となり、長期的に安定した高精度かつ短時間の物質の構造解析が期待されます。またガス型中性子検出器の基盤技術として、原子炉実験をはじめとする他分野の検出素子として役立つことも期待されます。

●参考文献
Toh, K. et al., Development of a Bump Cathode Element for Two-Dimensional Neutron Detection, Journal of Instrumentation, vol.12, 2017, p.C12011-1-C12011-8.

5-4 液体水素減速材からの中性子輝度分布を測る

ー大強度核破砕中性子源における液体水素減速材の中性子輝度分布の測定と検証ー

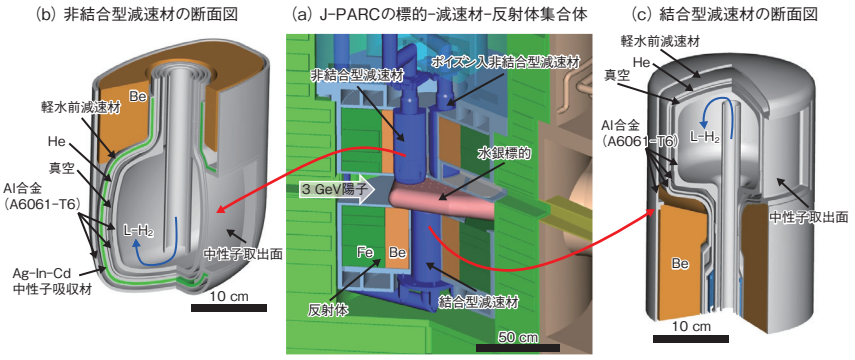


図5-9　大強度核破砕中性子源の中心部分の構成
(a) J-PARC の標的－減速材－反射体集合体、(b) 非結合型減速材の断面図、(c) 結合型減速材の断面図を示します。

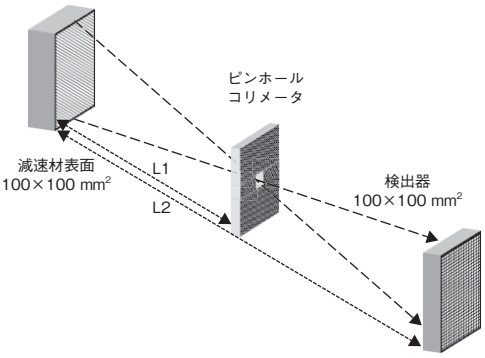


図5-10　ピンホールコリメータによる輝度分布の測定法
逆写像の分布が測定できます。

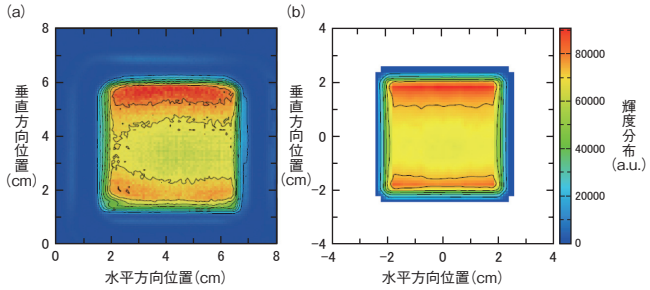


図5-11　結合型減速材表面における輝度分布（5 ～ 10 meV）
(a) 実測値、(b) 計算値を示します。

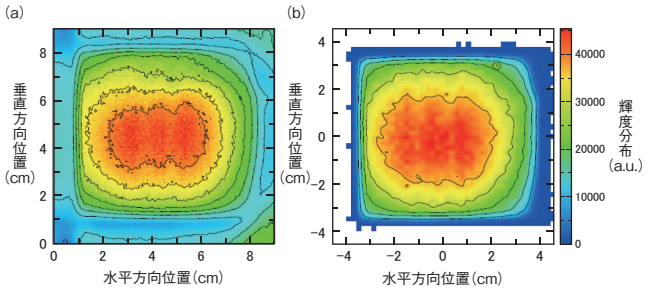


図5-12　非結合型減速材表面における輝度分布（5 ～ 10 meV）
(a) 実測値、(b) 計算値を示します。

J-PARC の核破砕中性子源は、陽子ビームを入射させ、中性子を発生させる水銀標的、発生した中性子を散らばらせないようにするベリリウム・鉄反射体、発生した中性子を実験に適した速度まで減速させる液体水素減速材で構成されており、中性子実験装置に、中性子パルスビームを供給しています(図5-9)。液体水素減速材は、20 K で運転され、強度を重視した中性子ビームを供給する結合型減速材（1 台）、鋭さを重視した中性子ビームを供給する非結合型減速材（2 台）が設置されています。非結合型は、減速材の周りに中性子吸収材を設置することで、遅い中性子の流入を防ぎ、強度は減るが、鋭くなった中性子ビームを供給します。

J-PARC の核破砕中性子源は、除熱性能や放射線損傷、構造強度などの工学設計が成立する観点のみならず、最適なビーム性能が得られるように、粒子輸送計算コードを駆使して設計した施設です。特に減速材の材料である液体水素のパラ水素分子の特性を利用してビーム特性を最適化しており、このパラ水素分子の影響は減速材から放出される中性子の輝度分布に顕著に現れます。そこで私たちは、減速材から放出される中性子の輝度分布を実測して計算値と比較することで、本施設の設計の正しさを検証しました。

図 5-10 に減速材からの中性子の輝度分布の測定原理を示します。ピンホールコリメータを用い、二次元中性子検出器に逆写像で測定される中性子の強度分布を測定することで、減速材からの中性子の輝度分布を測定することができます。

図 5-11 及び図 5-12 に 5 ～ 10 meV の中性子エネルギー範囲を積分した中性子輝度分布の測定結果を示します。図 5-11 は、結合型減速材表面における輝度分布の (a) 実測値と (b) 計算値を示しています。図 5-11 (a) では、上下の端部が強くなり中央が弱くなる分布が観測されており、図 5-11 (b) の計算値とも良い一致を示しています。図 5-12 は非結合型減速材表面における輝度分布の (a) 実測値と (b) 計算値を示しています。図 5-12 (a) では、中央部分が強くなり端部が弱くなる分布が観測されており、この測定結果も図 5-12 (b) の計算値と良い一致を示しています。

このように、パラ水素分子の特性が現れる輝度分布を測定して計算値と比較することで、設計時に用いた粒子輸送計算の妥当性を確認するとともに、核破砕中性子源設計の正しさを検証することができました。今後は、これらの知見を活用し、本施設のさらなる性能向上や次世代の核破砕中性子源の研究開発を進めていく予定です。

●参考文献

Harada, M. et al., Experimental Validation of the Brightness Distribution on the Surfaces of Coupled and Decoupled Moderators Composed of 99.8% Parahydrogen at the J-PARC Pulsed Spallation Neutron Source, Nuclear Instruments and Methods in Physics Research Section A, vol.903, 2018, p.38-45.

5-5　中性子で捉えた *f* 電子スピンの特異な渦
－*f* 電子化合物で初めての磁気スキルミオン格子形成を発見－

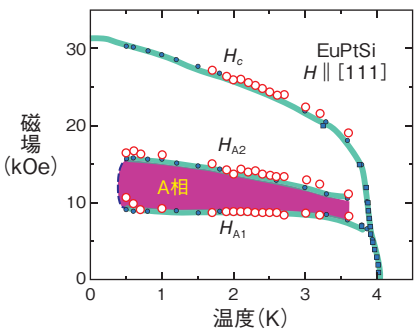


図 5-13　EuPtSi の磁気相図
磁場で誘起される A 相は有限磁場、温度でのみ存在します。

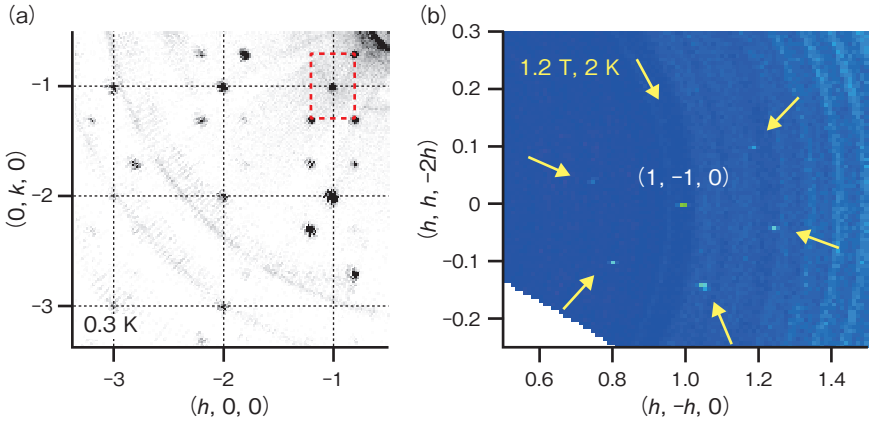


図 5-14　EuPtSi の中性子散乱強度マップ（a）ゼロ磁場、（b）1.2 T
ゼロ磁場で各格子点周りに見える長方形の磁気散乱パターンは、磁場誘起の A 相にあたる 1.2 T、2 K では六角形へと変化しています。

数十 nm の大きさを持ち、粒子的な性質を有する渦状の巨大スピン集合体“磁気スキルミオン”は、高性能記憶デバイスとしての可能性から、基礎・応用両面で高い注目を集めています。磁気スキルミオンは、結晶が右巻き、左巻きの区別（掌性）を持つ MnSi での発見を皮切りに、同種の結晶構造を持つ金属化合物 MnGe、FeGe、絶縁体の Cu_2OSeO_3 などに拡がりを見せるとともに、物質例の増加に伴い、多彩な特性も見いだされてきています。一方主役であるスピンの担い手は、主に 3*d* 系遷移金属元素に限られ、4*f* 電子系希土類元素では報告がありませんでした。

最近、同種の結晶構造を持つ EuPtSi の純良単結晶が育成されました。EuPtSi では、7 個の 4*f* 電子を持つ Eu イオンが磁性を担います。ゼロ磁場では 4 K で反強磁性秩序を示しますが、興味深い点は磁場を特定方向に印加した際に有限磁場・温度領域でのみ安定化する磁場誘起秩序相（A 相）の存在です（図 5-13）。この中間領域でのみ現れる秩序相は、MnSi の磁気スキルミオン相の持つ特徴の一つです。そこで私たちは、EuPtSi の A 相について調べるために、単結晶中性子回折実験を行いました。

中性子散乱は、スピン配列の観測に加え、その透過性から磁場や低温など特殊環境下での測定に優れています。実験は、オークリッジ国立研究所の高中性子束同位体生産炉 HFIR に設置された広角中性子回折計「WAND[2]」及び、J-PARC の物質・生命科学実験施設（MLF）の BL18 に設置された特殊環境微小単結晶中性子構造解析装置「SENJU」で実施しました。

MnSi では、中性子小角散乱で観測された 6 回対称の散乱パターンが磁気スキルミオンの決定的証拠となりました。一方 EuPtSi では、まずゼロ磁場の結果から、長方形のパターンで特徴づけられる、らせん磁性を示すことを明らかにしました（図 5-14 (a)）。ここに 1.2 T の磁場を加えて A 相に入ると、長方形のパターンは一転し、MnSi の磁気スキルミオン相と同様、6 回対称の磁気散乱パターンへと変化することを見いだしました（図 5-14 (b)）。

本研究で明らかにした EuPtSi の磁気散乱パターンの磁場変化は MnSi と酷似しており、EuPtSi の A 相で磁気スキルミオン格子が形成されることを強く示唆するものです。一方でその周期長を見ると、MnSi では小角散乱を使わないと格子と磁気反射が分離できないほど両者が近いのに対し、EuPtSi では通常の回折実験で分離できる程度に格子と磁気反射は離れています。格子と磁気反射の距離は、磁気秩序の周期長に反比例することから、MnSi では 18 nm と長周期であるのに対し、EuPtSi ではその 1/10 にあたる 1.8 nm と極端に短くなっています。また、比較的広い温度範囲に存在する EuPtSi の A 相の安定領域も、転移点のごく近傍にのみ存在する MnSi と対照的です。*f* 電子系である EuPtSi における磁気スキルミオン格子の発見は、新たな物質系はもとより、多様な特性の発見へとつながるもので、今後のさらなる研究の発展に貢献することが期待されています。

本研究は、日本学術振興会科学研究費補助金基盤研究（C）（No.16K05031）「量子ビームの相補利用でみる多様な秩序変数による量子臨界現象」の助成を受け、日米協力中性子散乱事業の枠組みのもと実施されました。

●参考文献

Kaneko, K. et al., Unique Helical Magnetic Order and Field-Induced Phase in Trillium Lattice Antiferromagnet EuPtSi, Journal of the Physical Society of Japan, vol.88, issue 1, 2019, p.013702-1-013702-5.

5-6　より高性能な鉄鋼材料の開発を目指して
－電子線及び中性子線によりミクロ組織の形成メカニズムを解明－

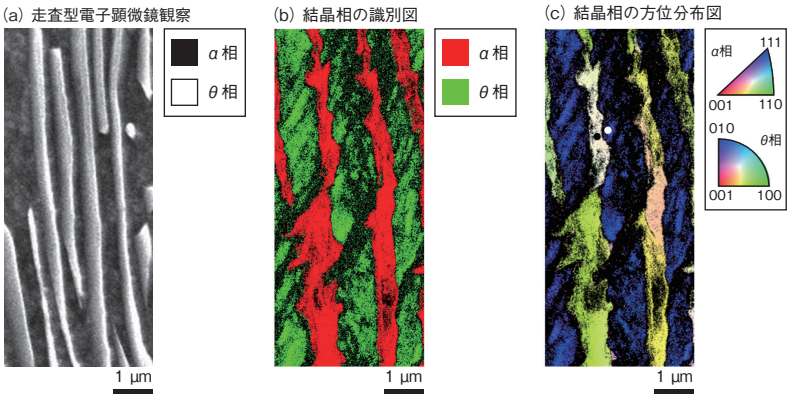


図5-15　パーライト鋼のミクロ組織写真
(a) は、走査型電子顕微鏡を用いたパーライト鋼のミクロ組織写真です。パーライトと呼ばれるα相（黒）とθ相（白）から成る層状組織を形成しています。(b) は、EBSD 法で得られた結晶相の識別図です。パーライト組織中のα相（赤）とθ相（緑）が識別されます。(c) は、EBSD 法で得られた結晶相の方位分布図です。パーライト組織中のα相とθ相のそれぞれの結晶の方位が特定されます。

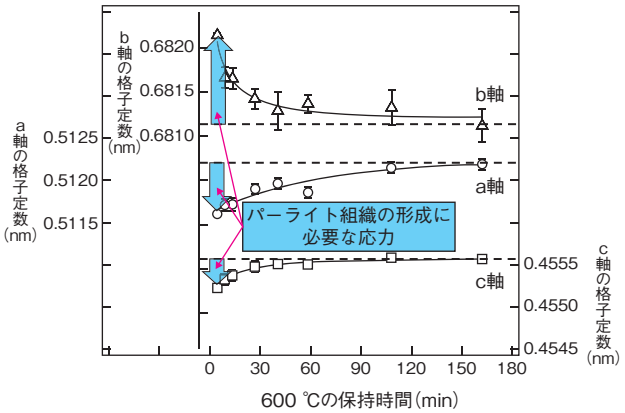


図5-16　加熱中におけるパーライト鋼の格子定数の変化
中性子回折法による加熱中のその場測定で得られたθ相の格子定数の変化を示します。図中の曲線及び点線は、それぞれ格子定数変化の補助線と 180 分間加熱後の格子定数の値に対応します。高温で長時間保持することで、パーライト組織中の応力が緩和している様子が分かります。すなわち、ミクロ組織の形成には、この応力が影響していることが分かりました。

鉄鋼は、身近なオフィス用品から橋梁や鉄塔などの社会インフラなど、私たちの生活に欠かすことができない重要な構造材料です。鉄鋼材料は、結晶粒のサイズや形態などのミクロ組織を変化させることで、その強さや伸びを制御することができます。社会インフラなどの大型建築物に使われる材料には、壊れにくく、加工しやすい鉄鋼材料が求められていますが、それを開発するためには、ミクロ組織の形成メカニズムを理解することが重要となります。本研究では、新たな組織制御の可能性がある階層的な微視構造を持つパーライト鋼を研究対象として、電子後方散乱回折法と中性子回折法により、その形成メカニズムを調べました。

本研究で使用したパーライト鋼は、図 5-15 (a) で示すようなα相と呼ばれる体心立方格子の相とθ相と呼ばれる単純直方格子の相から成る層状のパーライトと呼ばれるミクロ組織を形成しています。この組織に対して、電子後方散乱回折法（Electron Backscatter Diffraction：EBSD 法）を用いて、結晶相の識別とその方位分布を評価しました。その結果、図 5-15 (b) 及び (c) に示すように、パーライトのα相とθ相の識別、すなわち、それぞれの結晶方位の特定ができ、単結晶のように一つの結晶相は一つの結晶方位（1 色のカラーラベル）を示すはずであるが、この層状の結晶内部では結晶方位のずれに相当するカラーラベルの段階的な変化が観察できました。特に、α相では結晶方位の大きなずれがあることを確認しました。

そこで、この結晶方位のずれの原因がパーライト形成時に発生する応力であると考え、中性子回折法による高温その場測定によりその応力状態を評価しました。中性子回折実験は、大強度陽子加速器施設 J-PARC 物質・生命科学実験施設 (MLF) の BL19 に設置された工学材料回折装置「匠」において実施しました。図 5-16 は、600 ℃で保持したパーライトのθ相の格子定数の時間変化を示しています。単純直方格子のθ相の結晶軸 a、b、c に対応した格子定数は、加熱時間の進行とともに変化することが分かりました。これは、図 5-15 (c) で観察されたパーライトの形成によって発生した応力が、長時間の加熱によって緩和していることを示します。したがって、鉄鋼材料のミクロ組織の形成には、この応力が影響していることが分かりました。本研究で得られた知見は、さらに高性能な鉄鋼材料を開発する上で重要な情報となります。

本研究は、科学技術振興機構の研究成果展開事業　産学共創基礎基盤研究プログラム「ヘテロ構造制御」により、東京工業大学、新日鐵住金株式会社との協力によって得られた成果です。

●参考文献
雨宮雄太郎，諸岡聡ほか，パーライトにおける内部応力の動的緩和と結晶方位関係の選択，鉄と鋼，vol.105, no.2, 2019, p.314-323.

5-7　1ミリ秒の時間分解能で金属溶融凝固現象観察に成功
ー放射光時分割イメージング法によりレーザ溶接技術の高度化に貢献ー

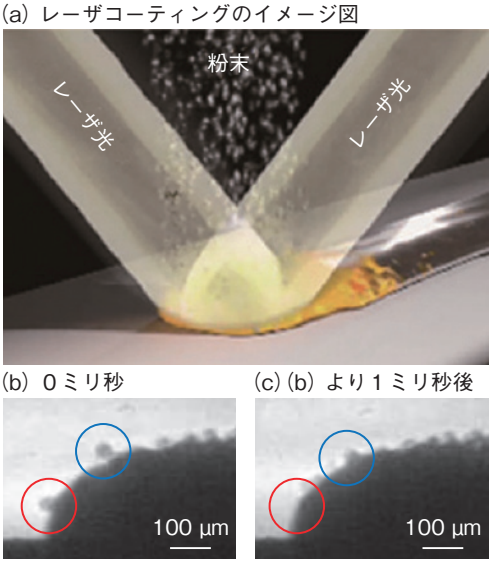


図5-17　(a) レーザコーティングのイメージ図及び (b)、(c) 放射光透過イメージング法で計測した先端付近の様子
(c) では赤丸の領域の金属粉は吸収され、青丸の領域の金属粉は吸収されつつあります。

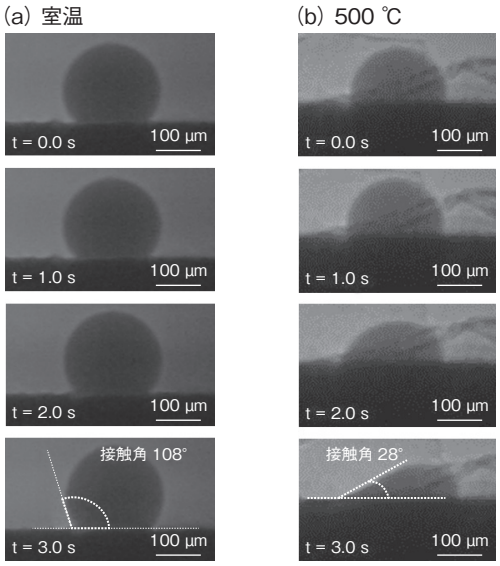


図5-18　レーザ照射中のチタン球が溶融する様子
(a) ステンレス基板の温度が室温の場合は、レーザをいくら照射してもチタン球はほぼ球形を維持しています。一方、(b) 基板の温度が500 ℃の場合は、チタン球が基板に広がります。

レーザコーティングとは、金属基板上に異種金属をレーザを利用しコーティングする溶接技術の一つです。本技術により、コーティングされる前の金属基板が持ち合わせていなかった特性（例えば、硬さ、熱伝導、電気伝導など）を付加することができることから、次世代工業部品・製品製造のための高強度化、長寿命化、軽量化、低コスト化、省エネルギー化等への貢献が期待できます。

図5-17 (a) は、レーザコーティングのイメージ図です。コーティングされる金属粉は基板に向かって噴射され、基板近傍に斜めに照射されたレーザの中を通過した際に、金属粉は固体から液体状態となります。この液体状態の金属粉が、基板若しくは金属粉により形成された溶融池に衝突し、基板上に金属の皮膜が形成されます。このとき、レーザと金属粉、または基板のいずれかを走査することでコーティングすることが可能となります。

レーザコーティングには、コーティング厚さの制御、空隙のような欠陥をなくす（減らす）、できるだけひずみを小さくする、異種材料をコーティングするなどの課題があります。これらの課題を解決するためには、レーザコーティングしている瞬間を観察する必要があります。

本研究では、まず、レーザコーティングにおいて金属粉がどのようにコーティング膜を形成していくのかを、放射光イメージング法により観察しました。実験は大型放射光施設SPring-8の原子力機構専用ビームラインBL22XUにおいて行われました。図5-17(b) (c) は、コーティング先端部の透過イメージング像です。上空より飛散し、レーザ照射を受けた金属粉がコーティング先端付近に付着します (b)。その1ミリ秒後、先端付近の金属粉はコーティング膜に吸収されたために消えていますが、先端から少し離れた金属粉はコーティング膜に一部吸収されていることが分かりました (c)。その後、2ミリ秒後にこの金属粉は皮膜に吸収されますが、この場所による時間差の要因は、先端部の方が皮膜の温度が高く、「ぬれ」の効果が大きく作用していることが考えられます。

図5-18は、0.2 mmのチタン球の上部よりレーザ照射した際の振る舞いを観察した結果です。測定はいずれも真空中で行っていますが、(a) と (b) では基板の温度が異なっています。基板の温度が室温である (a) では、レーザを3秒照射してもほとんど変化がありません。一方、基板の温度が500 ℃である (b) では、時間とともに基板に広がっていくことが分かります。つまり、基板の温度が高いほど金属球は広がりやすいということになります。

以上の測定から、図5-17の場所による金属粉の皮膜への吸収の違いが、皮膜の温度差によるものである可能性を見いだしました。この結果から、良質なコーティングを行う条件の一つとして、金属粉を噴射する場所をできるだけ先端に集めると良いことを明らかにしました。

今回の成果は、X線可視光変換ユニットと色調重視のカメラではなく、時間分解能重視のハイスピードカメラを使用することで、得ることができました。今後、この計測技術を活用することで様々な材料における現象解明、最適条件の導出に寄与し、コーティング技術の高度化、実用化に貢献していきたいと考えています。

●参考文献

Sato, Y., Shobu, T. et al., Preheat Effect on Titanium Plate Fabricated by Sputter-Free Selective Laser Melting in Vacuum, Applied Physics A, vol.124, issue 4, 2018, p.288-1-288-6.

5-8 レアアースのわずかなサイズ差を識別する新規化合物
－ランタノイドの高効率なリサイクル法の開発に向けて－

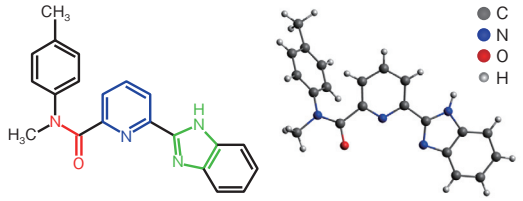


図5-19　新たに開発したBIZAの化学式（左図）と構造（右図）
アミド基（左図の赤部分）の酸素原子、ピリジル基（左図の青部分）の窒素原子及びイミダゾール基（左図の緑部分）の窒素原子がランタノイドと結合します。

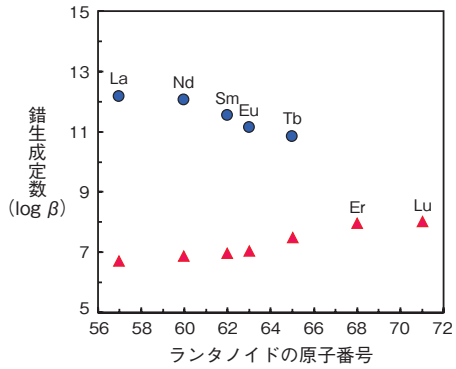


図5-20　BIZAのランタノイドに対する錯形成能力
グラフの横軸はランタノイドの原子番号、縦軸は溶液中におけるランタノイドとBIZAの錯生成定数を示しています。●が1：2錯体で、▲が1：1錯体の錯生成定数です。

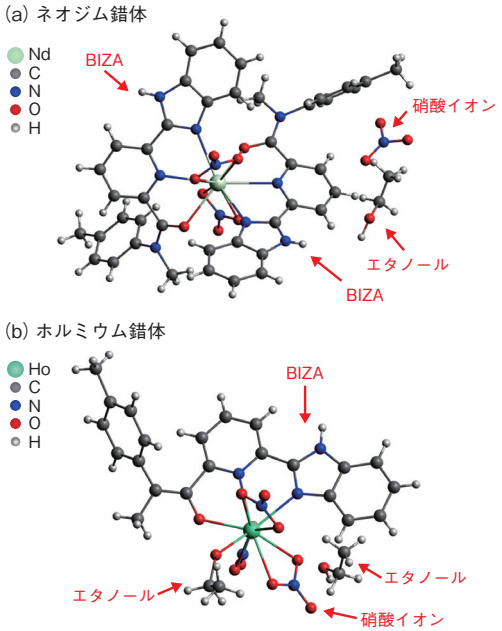


図5-21　ランタノイドとBIZAの錯体の結晶構造
(a) がネオジムとBIZAの錯体構造で、(b) がホルミウムとBIZAの錯体構造です。(a) ではネオジムイオンの左上と右下の空間に、(b) ではホルミウムイオンの上部の空間にBIZAがあります。また、空いている空間を埋めるようにエタノール分子や硝酸イオンも存在しています。

ランタノイド（Ln）は電気自動車のモーターやパソコンのハードディスクなど、多くのハイテク製品に利用されている重要な元素です。Ln資源のほとんどを輸入に頼っている我が国にとって、その安定供給は非常に重要な課題で、廃製品からの分離・回収技術の確立が望まれています。しかし、全てのLn元素は化学的性質がよく似ており、個々のLn元素の分離は非常に困難です。私たちは特定のLn元素を効率的に分離する技術の開発を進めており、Lnのわずかなサイズの違いを識別する化合物BIZAを開発しました（図5-19）。

BIZAはLnとの錯体のできやすさに特徴的な性質があります。図5-20は錯体のできやすさを分光滴定法によって調べた結果です。BIZAは、一つのLnイオンに1分子が結合した錯体（1：1錯体）と2分子が結合した錯体（1：2錯体）の2種類の錯体を作ることが分かりました。1：1錯体はLnの原子番号が大きくなるにつれてできやすくなります。この挙動はLnと錯体を作る化合物によく見られる一般的な挙動です。一方で、1：2錯体はLnの原子番号が大きくなると徐々にできにくくなり、原子番号66のジスプロシウム（Dy）以降ではこの錯体ができないという、非常にユニークな特徴を示します。

そこで、このメカニズムを明らかにするために、錯体の詳細な構造を単結晶X線構造解析により調べました。図5-21に結果の一例として、(a) 原子番号60のネオジム（Nd）錯体と (b) 原子番号67のホルミウム（Ho）錯体の構造を示します。複数個の結晶試料を測定しましたが、Ndでは全てが1：2錯体を、Hoでは全てが1：1錯体を形成していました。また、いずれの錯体でも、BIZAはアミド基の酸素とピリジル基及びイミダゾール基の窒素がLnイオンと結合していることが分かりました。その結合距離は1：1錯体より1：2錯体の方が長く、また、1：2錯体ではLnの原子番号が大きくなるにつれて結合距離が相対的に長くなることが分かりました。Lnイオンは原子番号が大きくなると、イオンのサイズがごくわずかですが、徐々に小さくなります。イオンが小さくなるとそこに結合している分子同士は互いに接近しますが、BIZAのような大きい分子では、互いが近づきすぎることにより反発が生じます。このため、1：2錯体ではLnの原子番号が大きくなるにつれて結合が弱くなり、さらに原子番号が大きくなると2分子が結合できなくなると考えられます。すなわち、分子の大きさとイオンサイズの関係により、安定な1：2錯体を形成できる限界の元素が決まるということが分かりました。

分子の大きさを制御すれば、錯体形成に適したイオンサイズをコントロールできると期待されます。現在、このユニークな特性を利用した新しいLn分離法の開発も進めています。

本研究は、新エネルギー・産業技術総合開発機構からの受託研究「高効率な資源循環システムを構築するためのリサイクル技術の研究開発事業」の成果の一部です。

●参考文献

Kobayashi, T. et al., Complexation Properties and Structural Character of Lanthanides Complexes of *O,N*-hetero Donor Ligand BIZA, Separation Science and Technology, vol.54, issue 13, 2019, p.2077-2083.

6 高温ガス炉水素・熱利用研究

高温ガス炉とこれによる水素製造・熱利用技術の研究開発

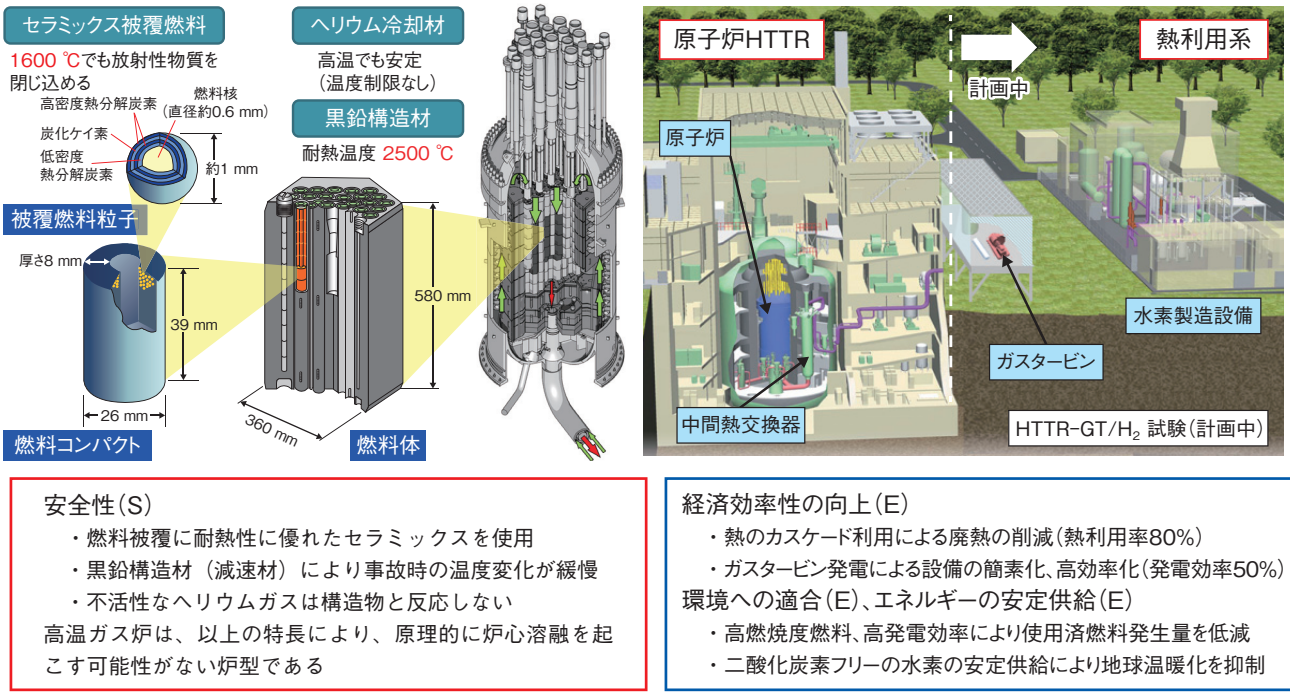


図6-1　高温ガス炉の特長と HTTR 熱利用試験計画（HTTR-GT/H_2 試験）
高温ガス炉は、ヘリウムガス冷却、黒鉛減速の熱中性子炉で、優れた固有の安全性を有しており、水素製造や発電などの多様な熱利用に用いることができ、また、エネルギー基本計画のエネルギー政策の基本的視点（3E ＋ S）に応えることが可能です。私たちは、日本初の高温ガス炉 HTTR に熱利用系（ガスタービン及び水素製造設備）を接続し、原子炉と熱利用系の接続を実証することを目標としています。

エネルギー資源に乏しい我が国では、海外からの化石資源の依存度を下げ、さらに地球温暖化問題解決に向けて二酸化炭素の排出量を低減するために、安全性の確保を大前提として原子力エネルギーの利用を進めることを基本方針としています。高温ガス炉は、ヘリウムガスタービンによる高効率発電、水素製造、さらにはガスタービンの廃熱を利用した海水淡水化等の多様な産業利用に応えることができる原子炉です（図 6-1）。2018 年 7 月に閣議決定された第 5 次エネルギー基本計画の「第 3 節 技術開発の推進 2. 取り組むべき技術課題」においては、「水素製造を含めた多様な産業利用が見込まれ、固有の安全性を有する高温ガス炉など、安全性の高度化に貢献する技術開発を、海外市場の動向を見据えつつ国際協力の下で推進する」と記載されています。

文部科学省の高温ガス炉技術研究開発作業部会の提言に基づいて設置された高温ガス炉産学官協議会では、高温ガス炉の実用化戦略、海外戦略等の検討が進められており、特に、ポーランドの高温ガス実験炉及び商用炉に向けた協力方針、国内体制等が定められました。茨城県大洗町にある日本初の高温ガス炉 HTTR の設計、安全審査、建設、運転、メンテナンス、さらには新規制基準に基づく安全評価等を通して養ってきた世界最先端の我が国の高温ガス炉技術を、海外のプラントを用いて維持させ、将来我が国へ戻すことが狙いです。

HTTR は、国産技術により建設され、2004 年に 950 ℃の熱を取り出すことに世界で唯一成功、2010 年に 950 ℃で 50 日間の連続運転により、安定に高温核熱を供給できることを実証しました。また、同じ年に原子炉の冷却機能が喪失し、原子炉停止に失敗する異常事象を模擬した試験を実施した結果、原子炉出力が自然に静定し、安定な状態に維持されることを実証しました。

現在、私たちは、高温ガス炉技術の開発として、環境負荷低減に向けた超ウラン元素の多重リサイクルに関する研究、HTTR の知見を活用した蒸気供給用高温ガス炉の導入を目指した実験炉の概念設計、高温ガス炉の安全性のさらなる向上を目的とした耐酸化燃料の製造技術開発及び HTTR 試験結果に基づく高温ガス炉の熱負荷変動吸収性に関する研究を進めています（トピックス 6-1 ～ 6-4）。また、高温ガス炉の熱を利用した革新的水素製造技術である熱化学法 IS プロセスの研究においては、IS プロセスの高効率化のための設計研究、耐食機器の信頼性向上のためのガラスライニング材の品質管理手法の開発及び水素製造効率向上を目的としたイオン交換膜の開発を行いました（トピックス 6-5 ～ 6-7）。

HTTR は、新規制基準に係る適合性確認において、高温ガス炉が持つ固有の安全性から、大規模な改造・補強なしで運転再開が認められる見込みで、これに伴い運転再開に向けた最終準備を着々と進めています。

6-1　高温ガス炉を中心とした新たな核燃料サイクルの提案
－放射性廃棄物の潜在的有害度の低減期間を短縮－

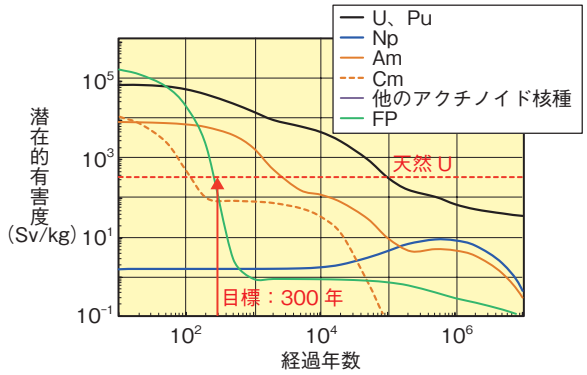


図 6-2　軽水炉使用済燃料の潜在的有害度
使用済燃料に含まれる MA (Np, Am, Cm) と FP が、高レベル廃棄物としてガラス固化され廃棄物となります。潜在的有害度が低減する期間短縮の観点から、MA の核変換が必要とされています。なお、天然 U の有害度は、必要とされる天然 U 量 (濃縮度依存) により燃料ごとに異なります。

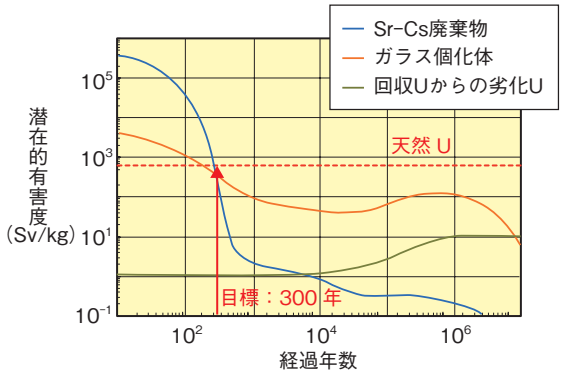


図 6-4　提案核燃料サイクルで生じる廃棄物の潜在的有害度
MA を回収し、また、ガラス固化体発生数を削減するため、Sr-Cs を分離した廃棄物を処分します（群分離技術）。これら廃棄物の有害度が、300 年以内に天然 U レベル以下になることを示しました。

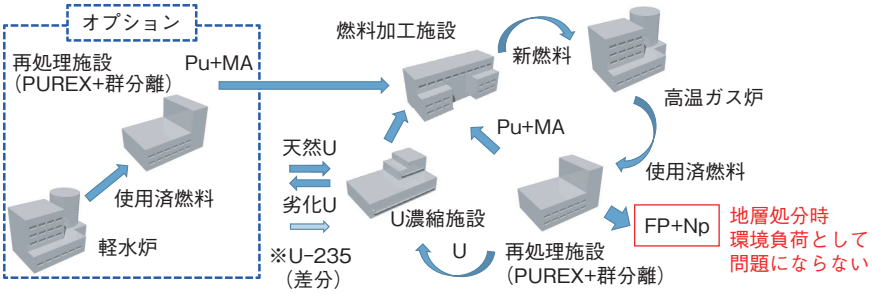


図 6-3　提案する核燃料サイクルの概要
環境負荷として問題となる TRU 核種（Pu, Am）は核燃料サイクル内に閉じ込められ、環境負荷とはなりません。
また、軽水炉使用済燃料再処理で分離された Pu、MA の燃焼も可能で、軽水炉廃棄物問題の解決も可能です。

原子力発電で生じる廃棄物処分の安全性は、公衆被ばくを制限し確保されます。さらに、社会的受容性の観点から、潜在的有害度の低減が重要です。潜在的有害度は廃棄物中の放射性核種を全て経口摂取した際の被ばく線量として定義され、低減の目標値は核燃料製造に必要とした天然ウラン（U）の有する線量以下とされています。つまり、廃棄物の放射性毒性を、元々自然界に存在した毒性の総量以下に保つという考え方です。

核燃料の放射性毒性は発電に用いることで一旦増加し、その後核種の崩壊により減衰していきます。自然に減衰して天然 U の線量以下になるには、プルトニウム（Pu）では 10 万年、マイナーアクチノイド（MA：Np, Am, Cm）である Am では 3 千年程度かかるため (図 6-2)、低減期間の短縮が課題となっています。

これまで、高速炉や加速器駆動核変換システム（ADS）を用いて、低減期間 300 年を目標とした開発が行われてきました。本研究では、熱中性子炉である高温ガス炉を用いた低減期間の短縮に取り組みました。一般的に、MA の核変換による低減期間短縮は、ADS も含め高速炉体系のみで可能であると考えられていました。Pu 増殖に向かない熱中性子炉の方が TRU に関しても蓄積しにくい特性を見いだすことで、炉心設計及びサイクル諸量評価の検討により高速炉体系と同様の超 U 元素（TRU：Pu と MA）の多重リサイクルが可能なことを示し、世界で初めて熱中性子炉を用いて低減が長期間に及ぶ TRU 核種を、発電への使用と再処理からなる燃料サイクル内に閉じ込める概念を確立しました（図 6-3）。さらに、熱中性子炉体系の持つ、負の反応度係数、大きな遅発中性子割合、黒鉛構造材による冷却材喪失事故時の高い除熱性能など、高温ガス炉固有の安全性を活かすことができます。

廃棄物（Sr-Cs 廃棄物、ガラス固化体、劣化 U）の潜在的有害度に関しては、経口摂取線量の評価により、図 6-4 に示すように、潜在的有害度低減期間が 300 年以内に短縮されていることを確認しました。処分場専有面積の評価では、その廃棄物減容の効果を確認するため、軽水炉廃棄物処分に準拠した代表的再処理シナリオと比較し、専有面積を 1/300 にすることができます。このように、高温ガス炉を用いて、高速炉・ADS と同等の低減期間が実現可能であることを示しました。今後は、提案サイクルの経済性を評価していく予定です。

●参考文献
Fukaya, Y. et al., Uranium-Based TRU Multi-Recycling with Thermal Neutron HTGR to Reduce Environmental Burden and Threat of Nuclear Proliferation, Journal of Nuclear Science and Technology, vol.55, issue 11, 2018, p.1275-1290.

6-2 高性能化した高温ガス炉の導入を目指して
－HTTR の知見を活用した蒸気供給用高温ガス実験炉の概念設計－

表 6-1　HTTR と蒸気供給用高温ガス炉の概念設計仕様
蒸気供給用高温ガス炉は、HTTR 設計の中間熱交換器を蒸気発生器に置き換えることで高温蒸気供給を可能にしています。加えて、建設費を抑制するために原子炉格納容器を不要とするコンファインメントを新たに採用し、さらに、受動的安全性を確保するために炉容器の冷却方式を強制水冷から自然空冷に変更しました。

	HTTR	蒸気供給用 高温ガス炉
熱出力	30 MWt	10 ～ 30 MWt
出口温度	850／950 ℃	750 ℃
入口温度	395 ℃	325 ℃
熱交換器	中間熱交換器 1 次加圧水冷却器	蒸気発生器
生産蒸気 温度／圧力	—	540 ℃／13.8 MPa
原子炉格納施設	原子炉格納容器	コンファインメント
原子炉スクラム時の 除熱	補助冷却設備	停止時冷却設備
炉容器冷却設備の 冷却方式	強制水冷	自然空冷

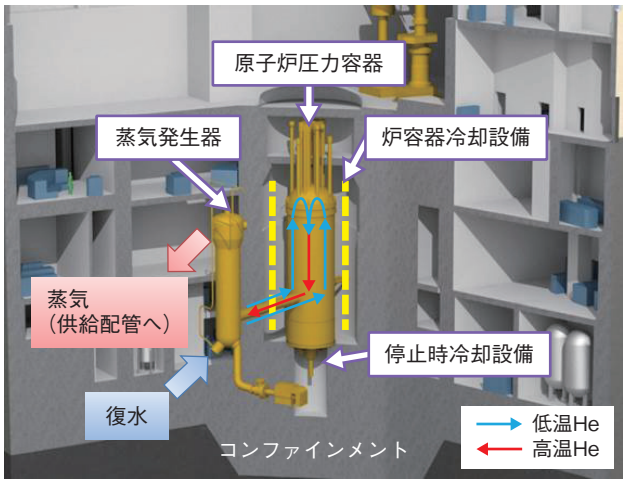


図 6-5　蒸気供給用高温ガス炉の概念図
高温ヘリウムガスを原子炉から蒸気発生器間に循環させ、その熱で水を沸騰させることで高温蒸気を得ます。緊急停止時には、外部の空気が自然対流で流動することで炉容器冷却設備を冷却し、圧力容器を間接的に除熱します。

化学工業で広く利用されている蒸気の供給には、現在、石炭や天然ガスなど化石燃料を熱源とするボイラーが用いられています。このボイラーを高温ガス炉に置き換えることで化石燃料の消費を削減し、CO_2 排出を抑制できます。また、この蒸気供給用の高温ガス炉システムを高温工学試験研究炉（HTTR）ベースで設計することで、設計期間の短縮や、HTTR の運転経験活用などのメリットが得られます。HTTR は、熱出力 30 MWt の被覆粒子燃料－黒鉛減速ヘリウムガス冷却型高温ガス炉で、2010 年 3 月に世界で初めて原子炉冷却材出口温度 950 ℃の 50 日間高温連続運転を達成した原子炉です。

表 6-1 及び図 6-5 に示す本蒸気供給用高温ガス炉は、化学工業に需要のある 540 ℃／13.8 MPa の蒸気供給を可能とし、さらに、「炉心設計の最適化」及び「機器設計の高度化」により建設費を低減するとともに「受動的除熱設備の導入」により安全性を向上させました。

➢　炉心設計の最適化

HTTR は試験研究炉という位置づけのため、炉停止余裕を十分以上に持っています。本設計では、これを見直し制御棒本数を HTTR に比べて 6 割削減しました。さらに、出力分布を最適化して出力密度を HTTR に比べて 25% 向上させて炉心のコンパクト化を図るとともに、出力分布の調整に用いる燃料濃縮度の種類数を削減しました。これらの最適化は、HTTR の設計をベースとすることで、確度を持って検討できました。

➢　機器設計の高度化

HTTR の中間熱交換器及び 1 次加圧水冷却器は、蒸気供給を可能とするために蒸気発生器に置き換えました。蒸気発生器の型式は、HTTR 設計経験を活用できる HTTR 中間熱交換器と同様のヘリカルコイル型向流方式を採用しました。建設期間を短縮するため、原子炉格納容器の代わりに、原子炉建屋と一体化したコンクリート製構造物（コンファインメント）を採用する設計としました。原子炉緊急停止後に炉心の直接冷却によって残留熱を除去するために、HTTR に取り付けられている補助冷却設備を原子炉圧力容器下部鏡板のハウジングに内蔵することで配管を不要とし、機器物量を削減しました。

➢　受動的除熱設備の導入

原子炉の残留熱を原子炉圧力容器外面から除熱する炉容器冷却設備は、HTTR で採用されている強制水冷式から、電力がなくても動作する自然空冷式を概念設計しました。これは、外部から空気を取り込み自然対流で空気が循環することで圧力容器外面を冷却するもので、受動的安全性を持たせることができます。

今後、さらなる設計合理化や技術的課題の精査を進め、蒸気供給用実用高温ガス炉の市場競争力を高める設計研究を進めていきます。

●参考文献
Ohashi, H., Sasaki, K. et al., Conceptual Plant System Design Study of an Experimental HTGR Upgraded from HTTR, Proceedings of 9th International Topical Meeting on High Temperature Reactor Technology (HTR 2018), Warsaw, Poland, 2018, HTR2018-104, 6p., in USB Flash Drive.
Goto, M. et al., Conceptual Study of an Experimental HTGR Upgraded from HTTR, Proceedings of 9th International Topical Meeting on High Temperature Reactor Technology (HTR 2018), Warsaw, Poland, 2018, HTR2018-132, 6p., in USB Flash Drive.

6-3 高温ガス炉の燃料の酸化事故時の安全性を一層高める
ー炉心に空気が侵入する事故に備える耐酸化燃料の製造技術開発ー

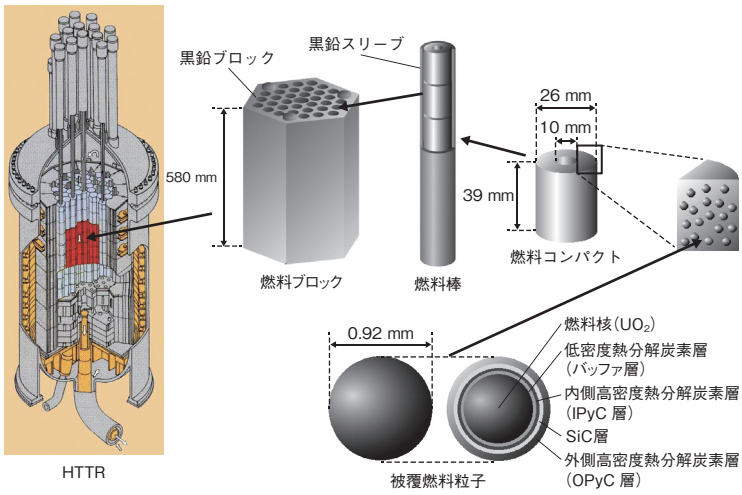


図 6-6　高温工学試験研究炉（HTTR）の燃料[*1]
被覆燃料粒子は、UO_2 燃料核をセラミックスで四重に被覆したもので、直径 1 mm 程度です。燃料コンパクトは、被覆燃料粒子を黒鉛結合材で焼き固めたものです。これを黒鉛スリーブに収め、さらに黒鉛ブロックに挿入します。

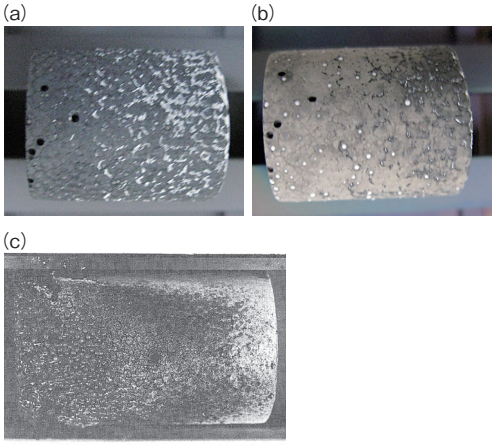


図 6-7　模擬コンパクトまたは燃料コンパクトの外観
(a) は曝露前の模擬燃料コンパクト、(b) は 20%O_2 含有ヘリウム中 1673 K で 10 時間曝露後の模擬燃料コンパクト、(c) は空気中 1673 K で 2 時間曝露後の燃料コンパクトです。[*2]

高温ガス炉は、炉心が溶融しない安全性が高い次世代の原子炉です。この特徴を持たせるため、発熱する核燃料を耐熱性に優れたセラミックスで被覆し（図 6-6）、これを化学的に不活性なヘリウムガスを流すことで冷却します。しかし、炉心に酸素が大量に侵入し、燃料の周りが酸化雰囲気になってしまう万が一の事象（大規模酸化事故）を想定し、燃料コンパクトの耐酸化性を向上させることが重要です。この技術を用いることで、大規模酸化事故時に燃料コンパクトの構成材料が消滅することを防止し、高温ガス炉の安全性をさらに高めることができます。

核燃料は、セラミックスの被覆で閉じ込められた直径 1 mm 程度の粒子（被覆燃料粒子）です。この被覆燃料粒子同士を結合材を用いて円筒形状に焼き固めたものが、燃料コンパクトです。原子力機構に設置されている高温工学試験研究炉（HTTR）の燃料コンパクトでは、結合材に黒鉛（炭素が固体となったもの。ただしダイアモンドとは異なる）を使用しており、高温酸化雰囲気中では、黒鉛が酸素と結合して一酸化炭素または二酸化炭素になって（黒鉛の酸化）気体化により部分的に消滅（減肉及び鬆の体積割合の増加）し、最終的には完全に消滅することが知られています。本研究では、私たちは原子燃料工業株式会社と協力して、結合材を現状の黒鉛に替え、炭化ケイ素と黒鉛の混合物に置き換える技術開発を行いました。炭化ケイ素は、高温の高酸素分圧雰囲気中で固体の酸化物を形成し、消滅しないことが期待できます。模擬燃料コンパクトを試作し、耐酸化性能を調べました。

被覆燃料粒子を模擬したアルミナ粒子を、混合比を調整したケイ素と黒鉛の粉末（結合材の原料）とともに型に入れて焼結しました。その後、試作した模擬コンパクト（図 6-7 (a)）を用い、1673 K、20% 酸素混合ヘリウム雰囲気（空気組成を模擬）に 10 時間曝露する耐酸化試験を行いました。図 6-7 (b) に示すように、曝露後の模擬燃料コンパクトは、曝露前の形状を維持しており、模擬被覆燃料粒子の脱落も認められませんでした。一方、過去に行われた黒鉛結合材を用いた従来の製法の燃料コンパクトを用いた耐酸化性試験では、空気中に 2 時間曝露しただけで、もとの形状を保つことができず（図 6-7 (c)）、多数の被覆燃料粒子が脱落していました。以上により、本技術によって燃料コンパクトの耐酸化性能を向上できることを確認しました。

本研究は、文部科学省「英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業」により実施された「高温ガス炉の安全性向上のための革新的燃料要素に関する研究」の成果の一部です。

[*1] 後藤実ほか, 小型高温ガス炉システムの概念設計(II)ー核設計ー, JAEA-Technology 2012-017, 2012, 29p.
[*2] 菊地啓修ほか, 高温工学試験研究炉用燃料の空気酸化挙動, JAERI-M 92-114, 1992, 20p.

●参考文献
相原純ほか, 高温ガス炉用耐酸化燃料要素の製造技術開発, 日本原子力学会和文論文誌, vol.18, no.1, 2019, p.29-36.

6-4 需要に応じた高温ガス炉の負荷追従運転に向けて
－HTTR の熱負荷変動吸収特性の確証－

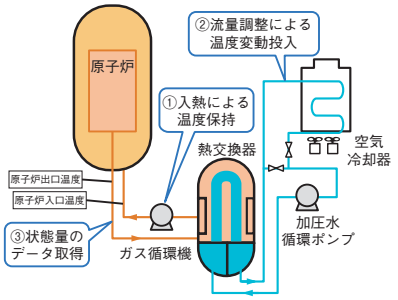
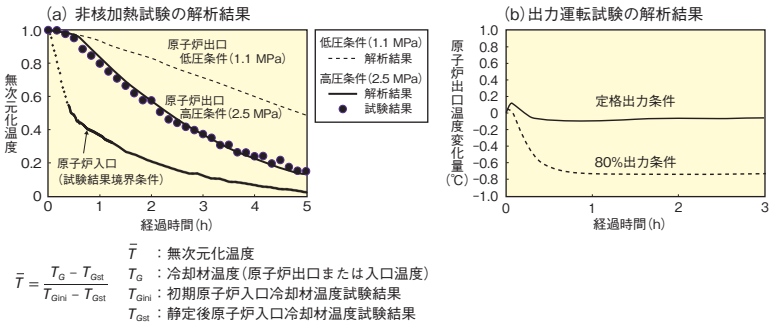


図6-8　停止中の HTTR を使った熱負荷変動吸収に関する非核加熱試験
ガス循環機の入熱により原子炉を 120 ℃に保持し（①）、空気冷却器を通る加圧水の流量調節により除熱量に変動を与えることで（②）、原子炉入口温度に最高約 30 ℃の温度変動を与え（③）、熱利用施設での熱負荷が変動する異常事象を模擬しました。



$$\bar{T} = \frac{T_G - T_{Gst}}{T_{Gini} - T_{Gst}}$$

$\bar{T}$ ：無次元化温度
T_G ：冷却材温度（原子炉出口または入口温度）
T_{Gini} ：初期原子炉入口冷却材温度試験結果
T_{Gst} ：静定後原子炉入口冷却材温度試験結果

図6-9　HTTR を対象とした非核加熱試験と出力試験の解析結果
非核加熱試験をもとに原子炉入口温度変化量で規格化した無次元化原子炉出口温度の解析結果より、低圧条件で熱負荷変動吸収特性が優れていることを示しました (a)。一方、低圧条件を想定 (80% 出力) した解析より、原子炉入口に実用高温ガス炉設計で想定する＋ 10 ℃のステップ状温度変動を与えた場合、原子炉出口温度の上昇量が定格出力条件に比べ小さく、スクラム警報値＋ 7 ℃を下回り、熱負荷変動吸収特性が優れることを示しました (b)。

高温ガス炉は高効率ガスタービン発電に加えて、水素製造施設等の熱利用施設の熱源として利用することを想定して開発が進められています。熱利用施設は、建設費の高い原子炉施設でなく一般産業施設として建設することが経済性向上の観点から望まれますが、そのためには、熱利用施設の運転状態によらず原子炉が安定した運転を継続できることが必要です。このことは、熱利用の需要（電力や水素等）に応じて原子炉の出力を調整する負荷追従運転を行う際にも同様に必要です。

高温ガス炉の負荷追従運転では、発電施設や水素製造施設に供給する原子炉出口冷却材（ヘリウムガス）温度を一定とし、冷却材圧力を可変として冷却材の質量流量（インベントリ）を制御し炉心からの除熱量を制御することで、原子炉出力を調整して負荷追従させる設計が原子力機構から提案されています。熱利用施設の一般産業施設化を成立させるには、インベントリ制御による出力調整運転のうち、特に冷却材から構造物への熱伝達が低下する冷却材低圧条件において、熱利用施設に異常が起き冷却材の温度変動が原子炉に伝播した場合でも、原子炉の安定運転が成立すること、具体的には、原子炉出口冷却材温度がスクラム警報値を超えないことを確証する必要があります。

このため、高温工学試験研究炉 (HTTR) を用いた試験データより、RELAP5/MOD3 コードによりこの効果を再現できるようにし、原子炉入口温度が変動した場合における原子炉出口温度変動の抑制効果について検討するとともに、冷却材圧力の影響を明らかにしました。さらに実際の接続を想定し、原子炉入口で温度変動があっても制限温度の範囲で運転を継続可能であることを解析により確証しました。

まず、HTTR を使った試験では、検証に必要な原子炉出入口における冷却材温度等のデータを取得しました (図 6-8)。HTTR は停止中のため、熱源として、核反応の発熱に代え、ヘリウムガス循環機で生じる圧縮加熱を利用し、原子炉を循環するヘリウムガスを加熱しました。HTTR の運転の制限範囲の中から、原子炉による熱負荷変動吸収特性の圧力依存性を明確に現すため、冷却材圧力として 1.1 及び 2.5 MPa を選定しました。試験では、空気冷却器の除熱量を変えて熱利用施設の異常を模擬し、原子炉入口冷却材温度を 6 時間で最大 30 ℃変動させました。その結果、図 6-9 (a) の高圧条件で原子炉入口冷却材温度を 10 ℃変動させたときの試験結果の例に示すとおり、RELAP5/MOD3 コードは原子炉出口温度の試験結果を再現できることを確認しました。

本コードを使って、熱負荷変動吸収特性の圧力依存性を調べました (図 6-9 (a))。原子炉出口温度の無次元化温度が実験開始後 5 時間で、低圧条件では約 0.5 にとどまり、高圧条件で約 0.1 まで低下したことから、低圧条件において原子炉出口温度が変化しにくいことが示されました。これは、温度変動の緩衝材として原子炉側部金属構造物の熱容量が働きますが、圧力低下に伴う熱伝達率ひいては除熱量の低下により、構造物の温度がさらに変化しにくくなったためです。以上のことから、負荷追従運転で重要となる低圧条件においても、原子炉側の熱負荷変動吸収特性が劣化することがないことを明らかにしました。

次に、HTTR に熱利用施設を接続した運転を想定し、熱利用施設異常時でもスクラムに陥らず、安定運転が成立することを確証するため、原子炉入口冷却材温度が変動した際の原子炉冷却材出口温度の過渡挙動を、上記試験で得た炉側部金属構造材による伝熱効果を使って、数値解析で調べました (図 6-9 (b))。その結果、インベントリ制御に伴い冷却材圧力を 4 から 3.2 MPa に低下させても、炉内構造物の温度変動は緩慢なため、原子炉出口温度の変動量が原子炉のスクラム警報値に到達することなく、許容変動幅内に抑制できることを示しました。このように、高温ガス炉の負荷追従運転時において、熱利用施設の異常により生じる冷却材の温度変動が原子炉に伝播した場合でも、熱利用施設の一般産業施設化の要件となる原子炉のスクラム警報値を超えない熱負荷変動吸収能力があることを明らかにしました。

●参考文献

Takada, S. et al., Numerical Evaluation on Fluctuation Absorption Characteristics Based on Nuclear Heat Supply Fluctuation Test Using HTTR, Proceedings of 9th International Topical Meeting on High Temperature Reactor Technology (HTR 2018), Warsaw, Poland, 2018, HTR2018-127, 7p., in USB Flash Drive.

6-5 新規技術を導入して水素製造を高効率化
ー熱化学水素製造 IS 法の高効率化に向けたプロセスフローー開発ー

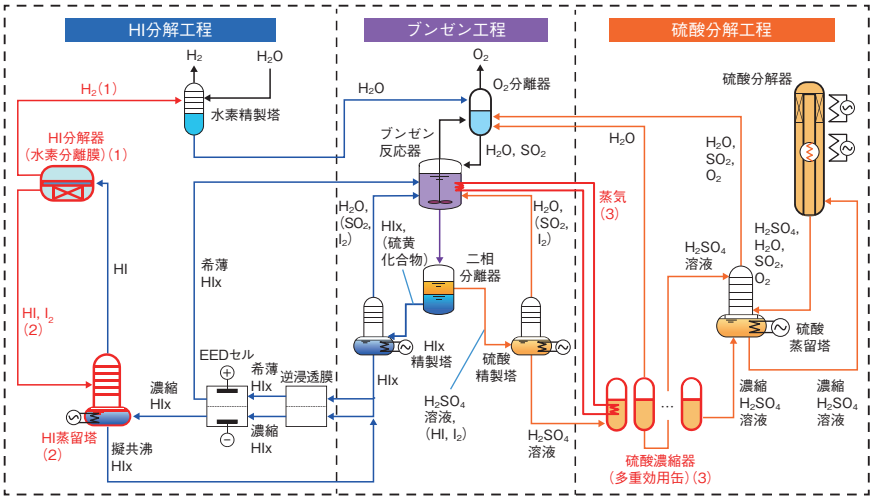


図 6-10　IS 法プロセスフロー
赤色部分が新規技術を導入した箇所です。HIx は HI, I_2, H_2O 混合溶液、( ) 内は微量成分を意味します。(1) 水素分離膜を組み込んだ HI 分解器、(2) HI 分解副生気相 HI・ヨウ素の HI 蒸留塔投入、(3) 蒸気製造で回収したブンゼン反応熱の硫酸減圧濃縮への利用になります。

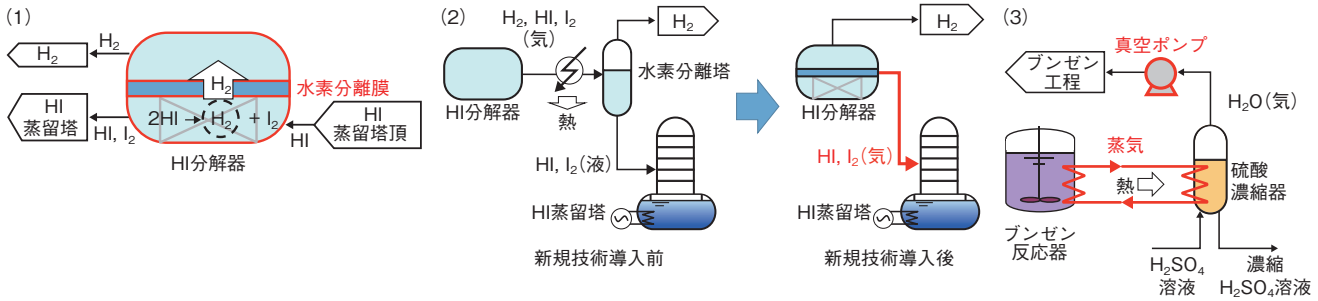


図 6-11　IS 法新規技術
(1) HI 分解器への水素分離膜の組み込みによる HI 分解反応促進、(2) HI 分解副生気相 HI・ヨウ素の HI 蒸留塔投入による凝縮熱回収、(3) 蒸気製造で回収したブンゼン反応熱の硫酸減圧濃縮への利用の概念です。(1) の導入により、物質分離におけるロスを削減し、(2)・(3) の導入により、捨てられていた排熱を回収することができました。

私たちは、高温ガス炉熱利用技術として、熱化学水素製造 IS 法の研究開発を行っています。図 6-10 に示すように、IS 法は、ヨウ化水素 (HI)・硫酸を製造するブンゼン工程、HI を分解して水素を生成する HI 分解工程、硫酸を分解して酸素を生成する硫酸分解工程で構成されており、これらの反応工程が組み合わされ、全体として、水を熱分解して水素と酸素を製造することができます。

IS 法による水素製造の実用化に向けた産業利用上の競争力向上のためには、水素製造コスト低減が不可欠であり、その手段として省エネ化（水素製造効率の高効率化）が有効です。しかし、プロセス内での低い反応率のため、同量の水素を得るのに必要な物質流量が大きくなること、発熱反応や循環物質の凝縮熱による排熱量が大きいことから、高効率の達成には工夫が必要です。

そこで、水素製造効率を向上させる新規技術の導入を検討しました。低い反応率について、水素を生成する HI 分解器に水素分離膜を組み込み、反応場から水素を抜き出すことで反応を促進させ、反応平衡よりも HI 分解率を高め（21% → 44%）、HI 分解器に供給する物質流量を 52% 削減しました (図 6-11 (1))。排熱について、これまでは、HI 分解後の水素気液分離の際に、HI・ヨウ素凝縮熱を廃棄していました。水素分離膜の導入によって気液分離が不要になったため、HI・ヨウ素を気相のまま HI 蒸留塔に投入し、凝縮熱を HI 蒸留用に回収しました（図 6-11 (2))。また、378 K と低温のため廃棄していたブンゼン反応熱を蒸気製造で回収し、真空ポンプによる減圧で水蒸発温度を 368 K まで低下させた硫酸濃縮器の加熱に活用しました（図 6-11 (3))。

これらを含む新規技術を組み込んだ化学反応プロセスを設計し、化学プロセスシミュレーターを用いて所要熱を評価したところ、水素製造効率を、新規技術を導入しない従来の 40% から 50% に向上させることができました。今後は、ここで設計したプロセス構成に基づき、IS 法の水素製造コスト削減を目指した機器等の研究開発を進めていく予定です。

●参考文献
Kasahara, S. et al., Conceptual Design of the Iodine-Sulfur Process Flowsheet with more than 50% Thermal Efficiency for Hydrogen Production, Nuclear Engineering and Design, vol.329, 2018, p.213-222.

6-6 熱化学水素製造 IS 法における耐食機器の信頼性向上
－ガラスライニング材の品質管理手法を改善－

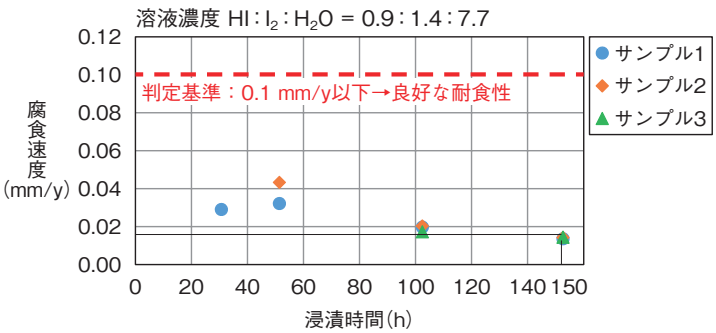


図6-12　ヨウ化水素酸ヨウ素混合溶液中におけるガラスライニング材（GL）の腐食速度
試験片の重量変化から腐食速度を求めました。150 時間浸漬時の腐食速度は約 0.02 mm/y となり、優れた耐食性の指標（0.1 mm/y）を大きく下回ることが分かりました。

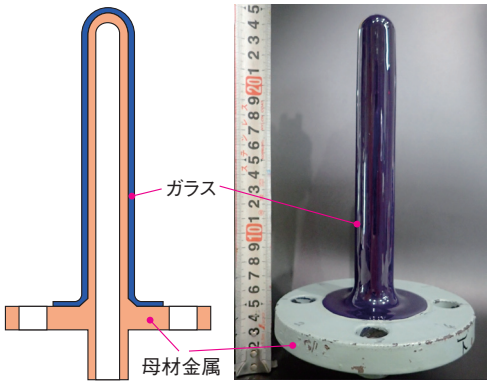


図6-13　ガラス被覆付温度計保護管の試作品
改善した品質管理に基づき、試作品を製作しました。ガラス被覆の施工過程において、気泡や異物混入がないことを確認するとともに、必要なガラス被覆の膜厚、ピンホールがないことを確認しました。

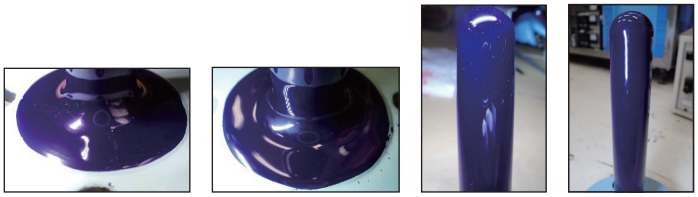


図6-14　熱サイクル試験後の試作品外観
室温から 180 ℃の昇降温を 10 サイクル実施し、ガラスに破損がないことを確認しました。

高温ガス炉の熱利用技術の一つである、熱化学水素製造 IS 法では、腐食性の高いヨウ化水素（HI）やヨウ素（I_2）、硫酸などを高温で取り扱うため、機器材料には高い耐食性が求められます。ガラスはこれら腐食環境の多くで耐食性を有することが知られており、実用化に向けたスケールアップの観点から、母材金属上にガラス被覆を施すことで耐食性と構造強度を両立させるガラスライニング（GL）材を導入しました。

GL 材は硫酸環境では豊富な使用実績がありますが、ヨウ化水素酸環境での実績はほとんどありません。また、接液部は脆性材料であるガラスとなるため、ガラス被覆の欠陥に起因してガラスが破損し、母材金属の腐食に至る可能性があります。これらの課題に対し私たちは、GL 材の浸漬による腐食試験でヨウ化水素酸環境における腐食速度を明らかにしました。また、ガラス被覆の欠陥に対しては、フォルトツリー解析を用いてガラス被覆の破損要因を抽出し、製造時の品質管理手法の改善を図るとともに、試作品を用いて供用環境における健全性を確認しました。

腐食試験では、供用環境条件である約 115 ℃に昇温したヨウ化水素酸とヨウ素の混合溶液中に GL 材の腐食試験片を浸漬し、試験前後の試験片の重量変化から腐食速度を求めました。試験時間は JIS 規格及び従来知見から、24、50、100、150 時間としました。この結果、GL 材の腐食速度は 150 時間浸漬後において約 0.02 mm/y となり、優れた耐食性の指標となる 0.1 mm/y を大きく下回ることが分かりました（図 6-12）。

また、製造時におけるガラス被覆破損に通ずる欠陥として、割れ、内在気泡、異物混入、膜厚不足、ピンホールを抽出しました。これらの欠陥を排除するため、製造工程各段階における目視検査の強化及びガラス施工後の膜厚測定、高電圧検査（ピンホールの有無）を行う品質管理方法を策定しました。この品質管理に基づいたガラス被覆付温度計保護管の試作品（図 6-13）に対して、供用環境中の健全性を調べるため、ガラス被覆に機械的／熱的応力を付与する熱サイクル試験及び曲げ試験を実施しました。熱サイクル試験では、室温から 180 ℃への昇降温を 10 サイクル実施し、ガラス被覆に破損がないことを確認しました（図 6-14）。また、曲げ試験では、保護管先端に十分過大な荷重（150 kg）を付加した場合でも破損がないことを確認しました。

今後は、水素製造設備に設置したガラス被覆付温度計保護管の長期供用における信頼性確証を行っていく予定です。

●参考文献

Kamiji, Y. et al., Current R&D Status of Thermochemical Water Splitting Hydrogen Production Iodine-Sulfur Process in Japan Atomic Energy Agency (II) － Reliability Improvements of Corrosion-Resistant Equipment －, Proceedings of 9th International Topical Meeting on High Temperature Reactor Technology (HTR 2018), Warsaw, Poland, 2018, HTR2018-2144, 7p., in USB Flash Drive.

6-7 IS 法水素製造の反応の効率化に向けて
－架橋により水透過を抑制したイオン交換膜を開発－

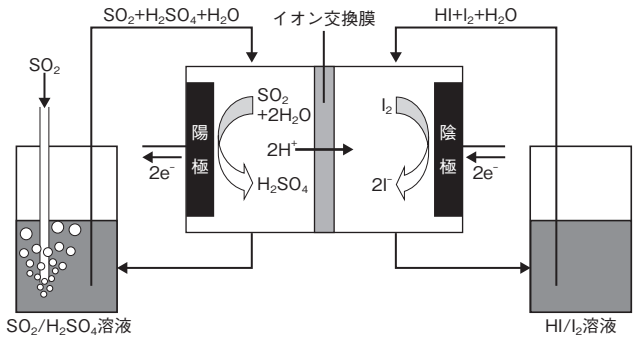


図6-15　イオン交換膜を用いたブンゼン反応（膜ブンゼン法）
陽極と陰極をイオン交換膜で隔て、陰極側でヨウ素（I_2）の還元によりヨウ化水素酸（HI）が生成し、陽極側で二酸化硫黄（SO_2）の酸化により硫酸（H_2SO_4）が生成します。

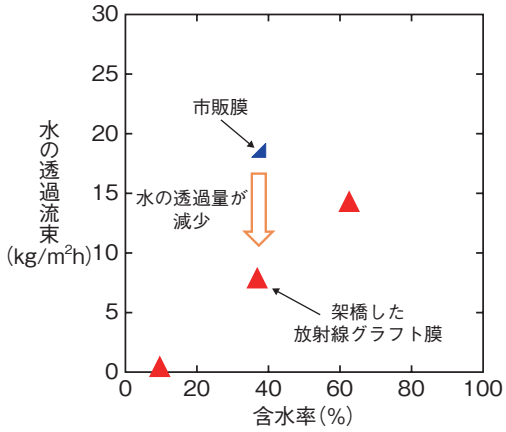


図6-16　含水率と水の透過流束の関係
放射線グラフト膜に架橋を施すことで、同じ含水率でも市販膜より水の透過流速が減少し、水の透過が抑制されています。

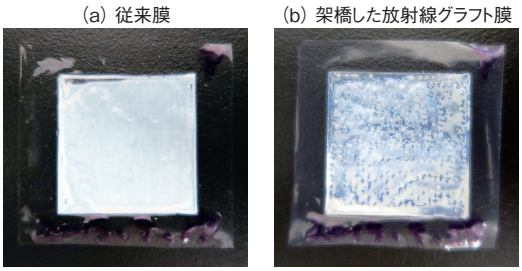


図6-17　膜ブンゼン反応後の (a) 従来膜と (b) 架橋した放射線グラフト膜の外観
架橋した放射線グラフト膜は、裏が透けて見える程度に従来膜よりも白濁が抑えられています。これは水透過が抑制された結果、副反応に伴う硫黄発生が減少したためです。

高温ガス炉の熱利用技術として、熱化学水素製造法ISプロセス(IS法)の研究開発を行っています。IS法は、ヨウ素と硫黄の化学反応を複数組み合わせて水分解を行う化学プロセスで、原子力や自然エネルギーを熱源とした将来の水素製造技術の一つとして期待されています。IS法の出発点であるブンゼン反応は、水にヨウ素と二酸化硫黄を混合・反応させることで硫酸とヨウ化水素酸の2種類の酸を生成します。この2種類の酸に、多量のヨウ素を添加していくと、水と油のように2液に分離（二液相分離）します。ただし、この多量なヨウ素添加はプロセス溶液の循環量を増加させ、水素製造熱効率低下やコスト増加を招くため、多量のヨウ素添加を必要としない反応法の開発が望まれています。

この課題解決のため、水素イオン選択透過性を有するイオン交換膜を利用した、電解セルでブンゼン反応を進行させる膜ブンゼン法と呼ばれる方法があります(図6-15)。イオン交換膜で隔てた2室で、2種類の酸を分離した状態で反応させることで、二液相分離が不要となり、従来の多量のヨウ素添加が必要なくなります。

膜ブンゼン法のイオン交換膜には、所要エネルギーを抑えるための高い導電性、有害な副反応発生を抑えるための水透過を抑制する性能が求められます。しかし、膜の導電性を高めるには、膜中の含水量を高めることが必要であり、すなわち、水を含んでいるのに透過させない膜が必要となります。

このような性質を持つイオン交換膜を開発するため、量子科学技術研究開発機構で研究開発している放射線グラフト膜製作技術を利用し、膜中のグラフト鎖同士をつなぎ合わせて架橋構造を持たせ、グラフト鎖の隙間に取り込んだ水を維持しやすくすることで、水透過の抑制を試みました。

架橋した放射線グラフト膜の含水率と水の透過流束の関係を測定した結果、従来膜と同じ含水率でも水透過が減少することが分かりました（図6-16）。さらに、この試作膜を導入した電解セルにより膜ブンゼン反応を行うと、従来膜（図6-17 (a)）に比べて、膜の白濁が減ったこと（図6-17 (b)）が確認できました。これは、本試作膜では、透過する水の量が抑制され、水に同伴する二酸化硫黄も抑制されたため、副反応物の硫黄の発生が減少したことを示しており、架橋した放射線グラフト膜が膜ブンゼン法に適用できることを示しています。今後は、この技術を活用し、さらに高性能な膜の開発に取り組んでいく予定です。

本研究は、内閣府総合科学技術・イノベーション会議の戦略的イノベーション創造プログラム（SIP）「エネルギーキャリア」の委託研究課題「熱利用水素製造」の成果の一部です。

●参考文献

Nomura, M., Tanaka, N. et al., Development of Ion-Exchange Membranes for the Membrane Bunsen Reaction in Thermochemical Hydrogen Production by Iodine-Sulfur Process, Journal of Chemical Engineering of Japan, vol.51, no.9, 2018, p.726-731.

7 高速炉研究開発

原子力イノベーションに向けた高速炉サイクル研究開発への取組み

高速炉及びこれに対応した燃料サイクル（高速炉サイクル）は、今後の世界でのエネルギー需要の増加に対応し、太陽光、風力等の再生可能エネルギーとともに地球環境を保全する上で期待される持続的エネルギー供給システムです。高速炉サイクルは、ウラン資源の大部分の利用を可能とすることで千年を超える長期にわたってエネルギーを供給できる技術であり、また、長半減期を有し、高発熱、かつ、摂取した場合の毒性が強いマイナーアクチノイド（MA）を核変換することで、地層処分に供するガラス固化体の発熱や放射性毒性を大幅に低減することができるという特徴があります。

我が国における今後10年程度の高速炉開発作業を特定する「戦略ロードマップ」が、2018年12月に原子力関係閣僚会議にて決定されました。この戦略ロードマップでは、「今後のエネルギー技術の発展の不確実性や我が国のエネルギー資源の乏しさを考えれば、高速炉開発は中長期的には資源の有効利用と我が国のエネルギーの自立に大きく寄与する可能性がある。他方、廃棄物に関する課題は継続的なものであり、高レベル放射性廃棄物の減容化・有害度低減に対する寄与の観点も重要である。」としており、従来の枠にとらわれず、新しい挑戦を促す原子力イノベーションが求められています。この中で、今後10年間程度の高速炉開発の道筋が示され、当面5年間程度は、民間でのイノベーションを活用し、多様な技術選択肢の可能性を探ることとし、その後は絞り込んだ技術を対象に、重点的に研究開発を進めるとしています。さらに、技術や経験の段階的な蓄積・発展の必要性を考慮して、21世紀半ば頃の適切なタイミングで現実的なスケールの高速炉の運転開始が期待されています。

また、原子力機構には、民間が取り組む多様な技術開発に対応できるニーズ対応型の研究開発基盤を維持すること及び安全基準等の我が国の技術を国際標準化する取組みを実施すること等が求められています。

これに向けて、国内外の最先端の技術を取り入れた先進的設計評価・支援手法、安全性向上技術、放射性廃棄物の減容化や高速炉の経済性向上に向けた技術、燃料製造・再処理等の燃料サイクル技術の開発に取り組んでいます。先進的設計評価・支援手法では、図7-1に示すように、様々な研究開発成果を集約したナレッジベースと高度な解析システムを、人工知能を駆使した評価システムに統合し、開発目標に応じた高速炉の最適化オプションを迅速に見いだすことを目指します。安全性向上技術の開発では、地震時の燃料集合体の複雑な振動特性を解析するコードを開発するとともに、炉心溶融事故時において溶融した燃料が冷却材と反応して微細化し、効果的に冷却可能となることを示唆する実験結果を得ています（トピックス7-1、7-2）。

また、放射性廃棄物の減容化･有害度低減に向けたMA核種の中性子捕獲断面積の精度向上（トピックス7-3）、高速炉の経済性向上に寄与する新しいタイプの長寿命制御棒の耐久性実証（トピックス7-4）を進めています。さらに、燃料サイクル技術では、粒度を制御しつつ均質なPu・U混合酸化物粉末を得る燃料製造技術の高度化の見通しを得ています（トピックス7-5）。このように、高速炉サイクルでの研究開発基盤を発展させる安全性向上や実用化に向けた様々な成果を得ています。

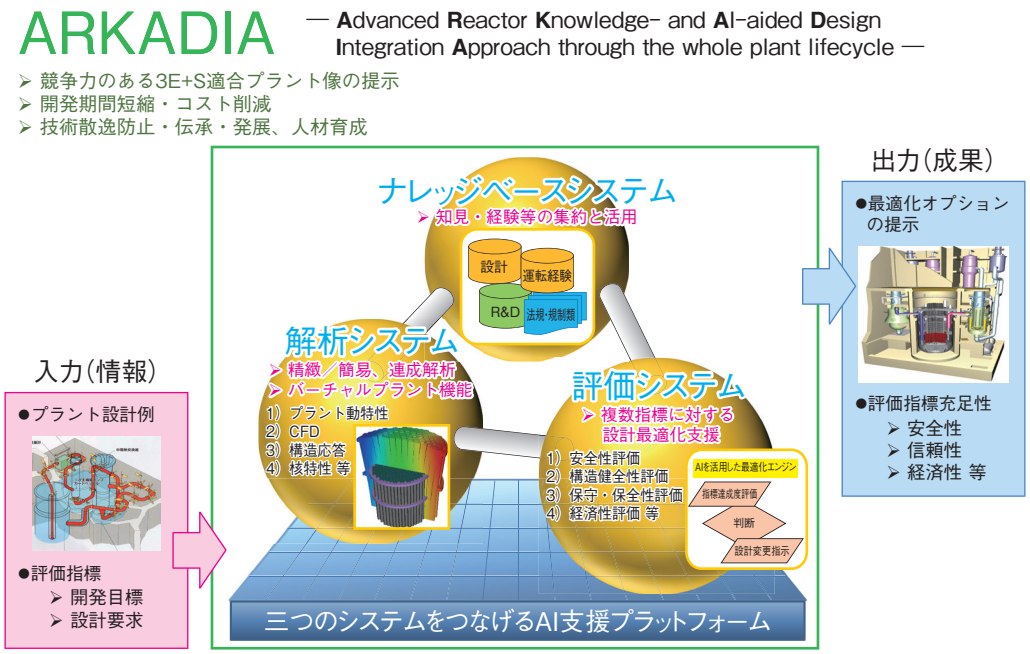


図7-1　先進的設計評価・支援手法（AI支援型革新炉ライフサイクル最適化手法）の開発
人工知能を活用し、高度化した解析手法とナレッジデータを統合してプラント寿命全般にわたる設計の最適化を支援します。

7-1　強地震時の炉心燃料集合体の挙動を把握するために
－三次元の新しい炉心耐震解析コード開発－

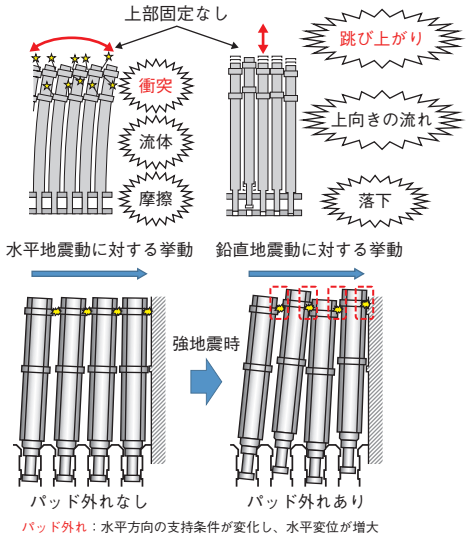


図7-2　地震時における炉心構成要素の挙動
地震時の炉心燃料集合体の挙動に影響を及ぼすと考えられる、作用する外力や変位条件について整理しました。

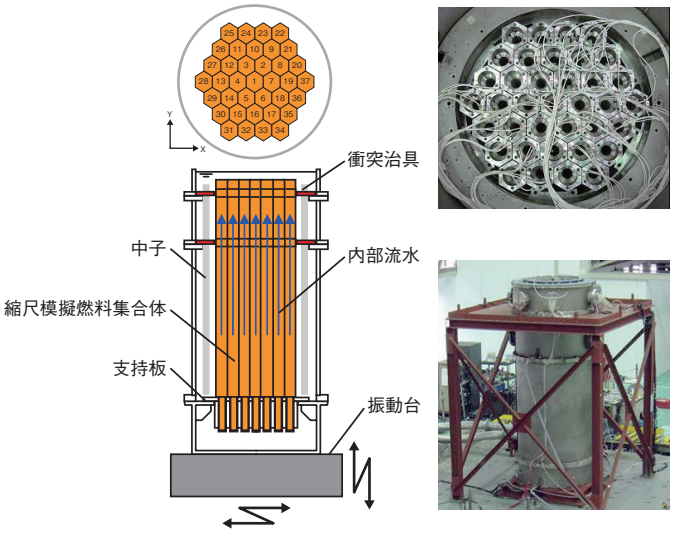


図7-3　炉心耐震試験概念図
水平方向及び鉛直方向に振動可能な振動台と縮尺模擬炉心燃料集合体を使用して、地震時の炉心燃料集合体の挙動を把握する試験を実施しました。

(a) パッド外れ時における水平変位と上下変位の関係　　(b) 試験と解析の比較

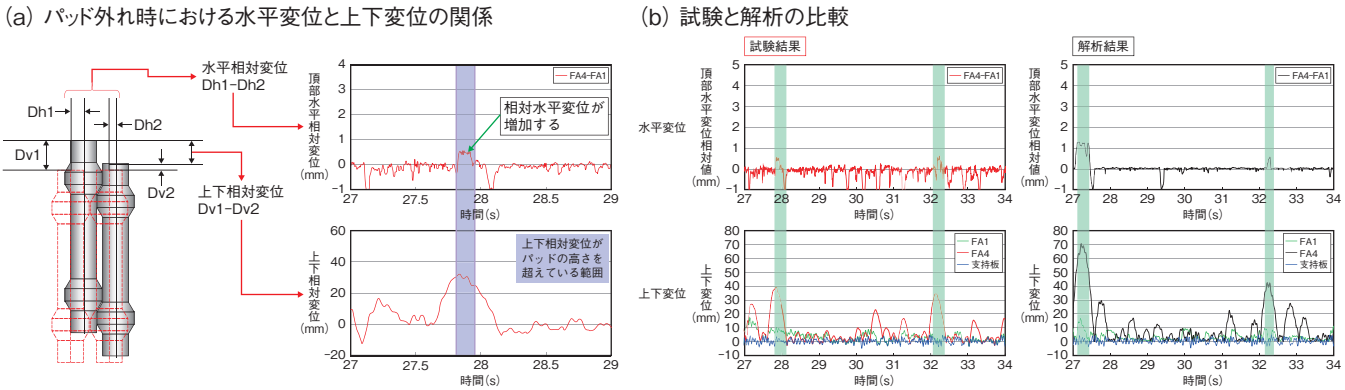


図7-4　振動試験と検証解析結果の比較（流水中）
振動試験の結果、上下相対変位がパッド高さを超えたとき（パッド外れ時）には水平相対変位が増大する結果が得られました。さらに、開発中の解析コードでの検証解析において、試験を再現することができました。

ナトリウム冷却型高速炉では、炉心燃料集合体は下部支持板に差し込まれる形で自立しています。そのため、地震時には炉心燃料集合体がお互いにぶつかり合う水平方向の変位と跳び上がる方向の鉛直方向変位を同時に考慮する必要が生じます。さらに、近年想定される地震動が大きくなってきていることにより、炉心燃料集合体の大きな跳び上がりについて評価をする必要が出てきました。特に強地震時においては、炉心燃料集合体の跳び上がり高さが、接触パッド部の幅を超えると、パッドが外れ挙動が大きく変わることを考慮する必要があります（図7-2）。

本研究では、地震時の炉心燃料集合体の三次元的な挙動（上下＋水平）を把握するために、新たな炉心耐震解析コードの開発を行いました。そのために、図7-3で示すような縮尺模擬炉心燃料試験体を用いた群体系振動試験を実施し、炉心燃料集合体の三次元振動挙動（上下＋水平）の特徴を確認しました。この試験装置は、空気中のほか、水中（静水及び流水）の試験ができる体系となっています。特に、強加振条件における上下変位に起因したパッド外れに着目した上下・水平連成挙動を取得しました。その結果、隣接する模擬炉心燃料集合体の上下相対変位が、パッド高さを超えた時間帯で、パッド外れにより水平変位が増大することが振動試験により確認されました（図7-4(a)）。さらに、新たに開発を実施している炉心耐震解析コードによる本試験の検証解析を実施した結果、試験結果を再現できることを確認しました（図7-4(b)）。

上記の結果から、開発中の炉心耐震解析コードにより地震時の炉心燃料集合体の挙動が、強地震時のパッド外れを考慮しても解析評価できることが分かりました。

本研究は、経済産業省資源エネルギー庁からの受託事業「高速炉の国際協力等に関する技術開発」の成果の一部です。

●参考文献
Yamamoto, T. et al., Fast Reactor Core Seismic Experiment and Analysis under Strong Excitation, Proceedings of the ASME 2018 Pressure Vessels and Piping Conference (PVP 2018), Prague, Czech Republic, 2018, PVP2018-84466, 8p.

7-2 溶融炉心の落下挙動を明らかにする
－低水深プール中への溶融炉心落下模擬実験－

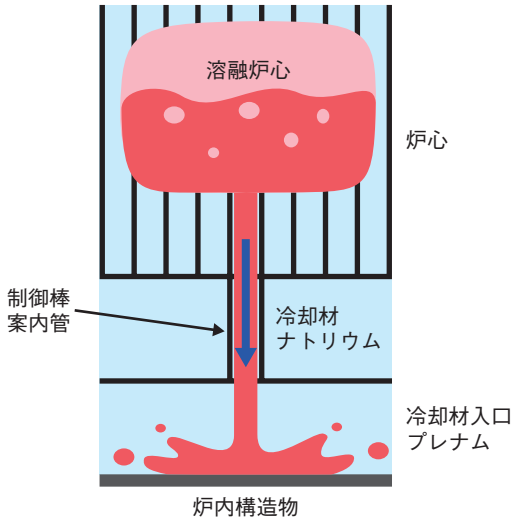


図7-5　炉心の下部への溶融炉心の落下
溶融した炉心は、制御棒案内管を通して冷却材入口プレナムへと落下しますが、冷却材入口プレナムの高さが制限されている場合には、ジェット（噴流）のまま炉内構造物へと衝突する可能性があります。この際、同時に冷却材ナトリウムの沸騰が生じて溶融炉心の落下に影響を与えると考えられます。

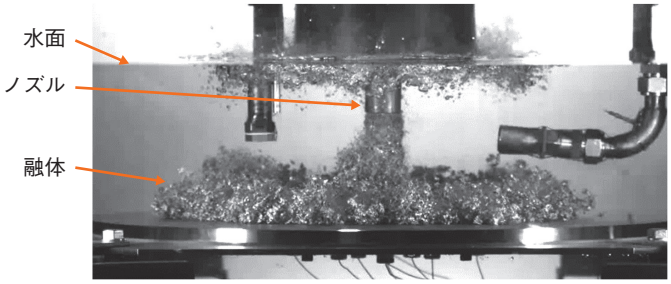


図7-6　模擬実験における融体の広がり
模擬実験として、低融点合金と水を使用した実験を行い、高速カメラを用いて可視化しました。この写真は、融体が底板に到達してから約0.1秒後です。

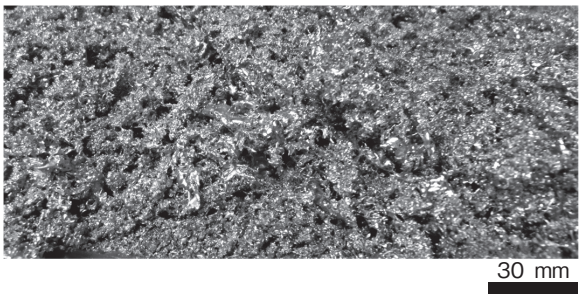


図7-7　模擬実験後に観察された堆積物
模擬実験の後には、このように顕著に微細化した堆積物が観察されました。このような堆積物は、沸騰を伴わない比較対照実験では観察されませんでした。

ナトリウム冷却高速炉の炉心崩壊事故時には、溶融した炉心が下方の冷却材入口プレナムへと落下し、炉内構造物に衝突する可能性があります(図7-5)。この際に、溶融炉心の持つ高い温度のために冷却材ナトリウムの沸騰が同時に発生し、炉内構造物へ衝突した後の溶融炉心の堆積形状に大きな影響を与えます。この堆積形状は、冷却材入口プレナムでの溶融炉心の冷却性に大きな影響を与えます。そして、冷却材入口プレナムに落下した溶融炉心の冷却性を評価することは、溶融炉心が炉容器内で保持されることを示すために重要です。このため、炉内構造物にジェット（噴流）として衝突した溶融炉心の挙動に対し、冷却材の沸騰がどのような影響を与えるのかを明らかにする必要があります。

そこで、低融点合金（融点：約78 ℃）と水を用いて、溶融した炉心が炉心の下部へ落下する事故を模擬した実験を行いました。具体的には、水プール中に底板を設置して低水深とし、加熱溶融させた低融点合金をノズル（内径：28 mm）から流出させて底板に衝突させます。また、溶融炉心が冷却材ナトリウムと接触した際には、冷却材ナトリウムの優れた伝熱特性によって接触界面に安定な蒸気膜が形成されないという特性があり、これを模擬するため、初期温度は融体が約350 ℃、水を約30 ℃としました。

実験の結果、融体は底板に衝突した後、底板に沿って四方に分散する（図7-6）と同時に、急速に微細化・冷却されながら固化しました。ここで「微細化」とは、図7-7のように表面形状が非常に入り組んだ形状となったり、小さな粒子径の断片に分裂したりすることを指します。沸騰の発生しない温度条件における比較対照実験での堆積物は微細化していなかったことから、このような顕著な微細化は冷却材の沸騰によるものであることが確認できました。融体が底板に衝突し底板に沿って強制的に広げられた結果、水との接触表面積が拡大します。これにより、多数の微細な蒸気泡の発生による融体の微細化と急速な冷却が大きく促進されました。

このように、実機における溶融炉心の落下を模擬した実験を行った結果、底板へのジェットの衝突時に冷却材の沸騰による融体の急速な微細化と冷却が発生する挙動を明らかにできました。これにより、冷却材入口プレナムに落下した溶融炉心が急速な微細化と冷却を起こしながら堆積することが分かり、それにより冷却材入口プレナムで溶融炉心が効果的に冷却できることが示唆されました。

●参考文献
Imaizumi, Y. et al., Fundamental Experiments of Jet Impingement and Fragmentation Simulating the Fuel Relocation in the Core Disruptive Accident of Sodium-Cooled Fast Reactors, Proceedings of 2017 International Congress on Advances in Nuclear Power Plants (ICAPP 2017), Fukui and Kyoto, Japan, 2017, 17144, 5p., in CD-ROM.

7-3 MA サンプル照射試験データの不確かさ解析
－貴重なデータをより有効活用するために－

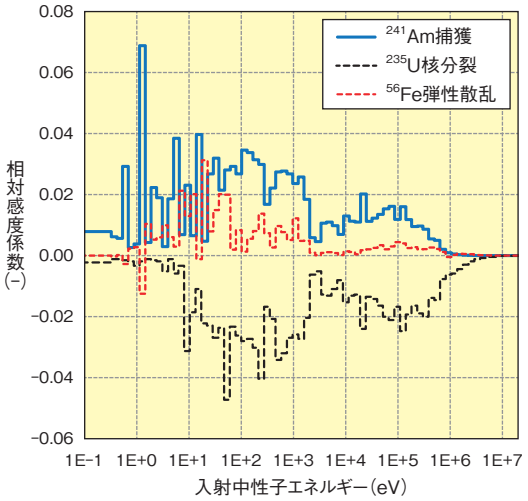


図7-8　反射体位置における、照射後 ^{241}Am サンプルの ^{242m}Am 対 ^{241}Am 原子数比の主要燃焼感度係数
MA、ドシメータ、照射場の代表的な核種・反応の燃焼感度係数です。

表7-1　照射後 MA サンプルの原子数比に係る不確かさ解析結果
照射前後の組成比測定値の不確かさ及び MA サンプルとドシメータと照射場に関連する解析（断面積データ）に起因する不確かさを表します。

指標	MA サンプルの装荷位置	測定値に対する解析値の差(%)	不確かさ(%)			
			測定起因	断面積起因		
				MA	ドシメータ	照射場
^{242m}Am 対 ^{241}Am *1	炉心	−1	4	7	1	1
	反射体	−2	8	7	1	2
^{245}Cm 対 ^{244}Cm *2	炉心	+0	4	25	1	1
	反射体	+9	4	10	1	7

＊1：照射後 ^{241}Am サンプルの ^{242m}Am と ^{241}Am の原子数の比
^{242m}Am は ^{241}Am の中性子捕獲反応により生成するので、^{242m}Am 対 ^{241}Am はサンプルの燃焼とともに増加する。したがって、照射後 ^{242m}Am 対 ^{241}Am は ^{241}Am 捕獲断面積に大きな感度を有する。
＊2：照射後 ^{243}Am サンプルの ^{245}Cm と ^{244}Cm の原子数の比
^{245}Cm は ^{243}Am から生成した ^{244}Cm の中性子捕獲反応により生成するので、^{245}Cm 対 ^{244}Cm はサンプルの燃焼とともに増加する。したがって、照射後 ^{245}Cm 対 ^{244}Cm は ^{244}Cm 捕獲断面積に大きな感度を有する。

廃棄物減容・有害度低減を目的として、1994 年から 1999 年にかけて、高速実験炉「常陽」の MK-II 炉心において、アメリシウム（Am）やキュリウム（Cm）等のマイナーアクチノイド（MA）のサンプルの照射試験が行われました。この試験は主に、MA 核種の核データ、具体的には中性子入射核反応断面積データ（以下、断面積）の妥当性評価と精度向上のために行われました。

この試験で使用された MA サンプルは数百 μg と非常に微小なので、照射試験の解析にはサンプルが装荷された位置における正確な中性子照射量が必要です。ただし、炉心内の局所的な位置の中性子束を解析により精度良く求めることは困難です。また、長時間の照射が伴いますので、その履歴まで正確に把握する必要があります。そこで、断面積データが精度良く把握されているウラン 235（^{235}U）などのサンプルをドシメータとして MA サンプルと同じ位置に装荷することにより、中性子照射量を精度良く測定することができます。

このように精度良く得られた測定結果がどの程度、MA の断面積データの妥当性評価や改善に有用かを判断するためには、不確かさの定量化が重要です。そのためには、断面積に対する燃焼感度係数（以下、感度）の解析が必要です。そこで、ドシメータを用いた場合でも適用可能な感度の定式化を行いました。

図 7-8 は、反射体位置におけるアメリシウム 242m（^{242m}Am）対アメリシウム 241（^{241}Am）（以下、^{242m}Am 対 ^{241}Am）原子数比の主要燃焼感度係数を表します。^{242m}Am 対 ^{241}Am を指標にすると、^{241}Am 捕獲断面積に正の大きな感度が表れます。また、ドシメータを構成する ^{235}U の核分裂は負の感度を有しますが、これは、核分裂断面積が大きい側にシフトすると、中性子照射量がより小さめに評価されて、解析値が減少することを表します。さらに、反射体の主要構成核種である鉄 56（^{56}Fe）にも比較的大きな感度が見られます。

表 7-1 は、2 種類の原子数比に係る不確かさの解析結果を表します。断面積起因の不確かさは、前述の感度と断面積の不確かさの積で求められます。炉心位置における ^{242m}Am 対 ^{241}Am とキュリウム 245（^{245}Cm）対キュリウム 244（^{244}Cm）は、解析値と測定値の差がほとんどなく、測定と MA 以外の断面積に係る不確かさは十分に小さいので、非常に有用なデータと判断できます。それに対し、反射体位置における ^{242m}Am 対 ^{241}Am は測定の不確かさが大きく、MA の断面積の不確かさと同程度ですのであまり有用ではありません。一方、反射体位置における ^{245}Cm 対 ^{244}Cm の解析値は測定値に対して過大評価が見られます。また、測定の不確かさは十分に小さいのですが、MA の断面積の他に照射場に係る断面積起因の不確かさも大きいので、断面積データの改善には ^{56}Fe に感度を有する他の炉物理データとの整合性を見る必要があります。そこで、断面積調整法と呼ばれる手法を適用しました。その結果、反射体位置の ^{245}Cm 対 ^{244}Cm の解析値の過大評価の大半は ^{244}Cm 捕獲断面積データに原因がありましたが、^{56}Fe や ^{235}U 等の断面積データにも原因があることが分かりました。このように、今回考案した感度の式が、断面積データの改良に重要な役割を果たすことが示されました。

本研究は、文部科学省からの受託事業として福井大学が実施した平成 28 年度「「もんじゅ」データを活用したマイナーアクチニド核変換の研究」の成果の一部です。

●参考文献
Sugino, K. et al., Cross-Section-Induced Uncertainty Evaluation of MA Sample Irradiation Test Calculations with Consideration of Dosimeter Data, Annals of Nuclear Energy, vol.130, 2019, p.118-123.

7-4 高速炉制御棒の長寿命化を目指して
－ナトリウムボンド型制御棒の照射挙動－

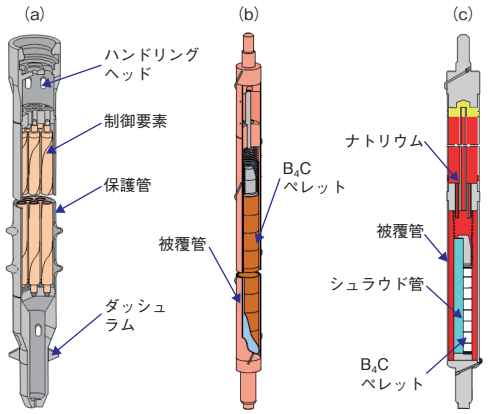


図7-9 (a) 制御棒、従来型の (b) He ボンド型制御要素、(c) Na ボンド型制御要素
「常陽」の (a) 制御棒には、7 本の制御要素が装荷されており、(b) He ボンド型制御要素は制御要素の内部に He が充てんされています。(c) Na ボンド型制御要素は、制御要素内に高熱伝導度の Na を充てんし、被覆管－ペレット間ギャップの拡大とシュラウド管の装着を行うことで、ペレットの温度上昇を抑えています。

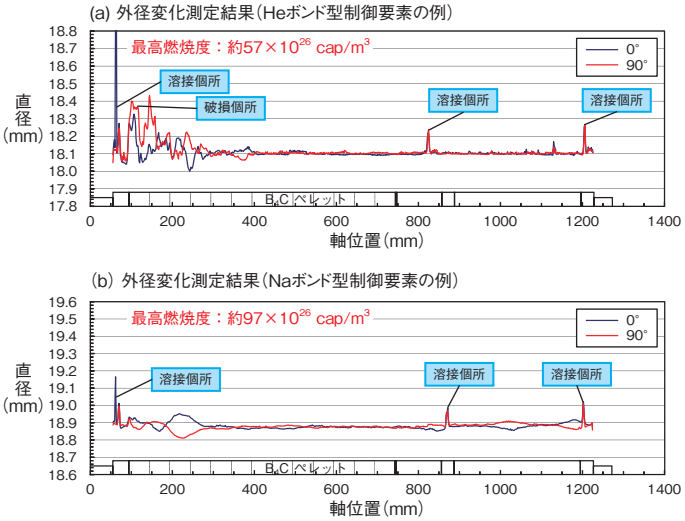


図7-10 (a) He ボンド型制御要素と (b) Na ボンド型制御要素の外径変化の例
(a) He ボンド型制御要素と比較すると、(b) Na ボンド型制御要素は外径変化及び変化の異方性が小さいことが分かりました。

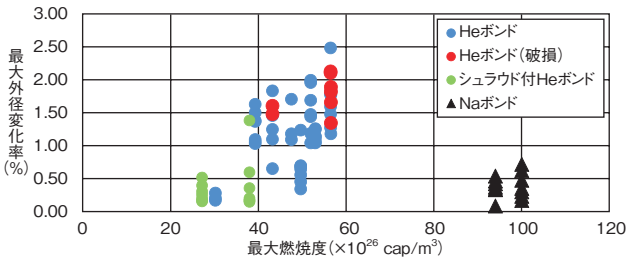


図7-11 制御棒の最大燃焼度と最大外径変化率
Na ボンド型制御要素は、He ボンド型制御要素やシュラウド付き He ボンド型制御要素よりも高い燃焼度においても、最大外径変化率が低く保たれています。

制御棒は原子炉内の核分裂反応を制御することで炉出力を調整するとともに、原子炉を停止する際には核分裂の連鎖反応を止める重要な機能を担います。制御要素のペレットであるボロン炭化物（B_4C）中の B は中性子を吸収する性質を有しますが、中性子吸収時に（n,α）反応でヘリウム（He）が生成します。このペレット内の He 生成と炉内中の高温環境によりペレットに割れが生じ、破片の再配置（ペレットリロケーション）と照射中の体積膨張（スエリング）が重畳することで、ペレットを包む被覆管を異方的に押し広げる機械的相互作用（Absorber Cladding Mechanical Interaction：ACMI）が生じます。

高速実験炉「常陽」の制御棒（図 7-9(a)）には、7 本の制御要素が装荷されており、He ボンド型制御棒（図 7-9(b)）には、内部にペレットが収納され、ペレットと被覆管のギャップには気体では熱伝導度に優れた He が充てんされています。He ボンド型制御要素の使用寿命は ACMI で制限され、燃焼度で約 50×10^{26} cap/m^3（ペレット 1 m^3 当たり 50×10^{26} 個の中性子を吸収）でした。

この ACMI を抑制するため、He よりも熱伝導度が 900 倍以上高い液体金属ナトリウム（Na）をギャップに充てんすることで、ペレットの温度上昇を抑えるとともにギャップ幅を広げ、ペレットリロケーションを抑制するため、ペレットをシュラウド管（薄肉のステンレス鋼管）で包む構造とした Na ボンド型制御要素（図 7-9(c)）を開発しています。

この Na ボンド型制御棒を「常陽」において、従来の制限寿命の 2 倍となる約 100×10^{26} cap/m^3 まで照射し、その照射挙動を照射後試験にて確認しました。照射後試験で取得した制御要素の寸法変化データの例を、図 7-10 と図 7-11 に示します。炉運転時、制御棒は炉心上方に引き抜いて使用されるため、ACMI は、燃焼度、照射量がピークとなる制御要素下側に集中しています。制御要素下部に注目すると、He ボンド型（図 7-10(a)）と比較して Na ボンド型制御要素（図 7-10(b)）は、高い燃焼度においても外径変化及び異方性が低減し、ACMI は大幅に抑制されていることが分かります。また、Na ボンド型制御要素の最大外径変化率については、He ボンド型及びシュラウド管付き He ボンド型よりも低く抑えられており（図 7-11）、Na ボンド型制御要素が、従来の制限寿命の 2 倍の長期使用において、優れた耐久性（健全性）を有することが実証されました。

今後は、将来の長寿命制御棒開発に資するデータとして、制御棒内部のシュラウド管及びペレットの状況を確認する計画です。

●参考文献

Sasaki, S. et al., Irradiation Performance of Sodium-Bonded Control Rod for the Fast Breeder Reactor, Journal of Nuclear Science and Technology, vol.55, issue 3, 2018, p.276-282.

7-5 マイクロ波加熱脱硝技術の高度化を目指して
－粉末品質向上のための粒子制御技術の開発－

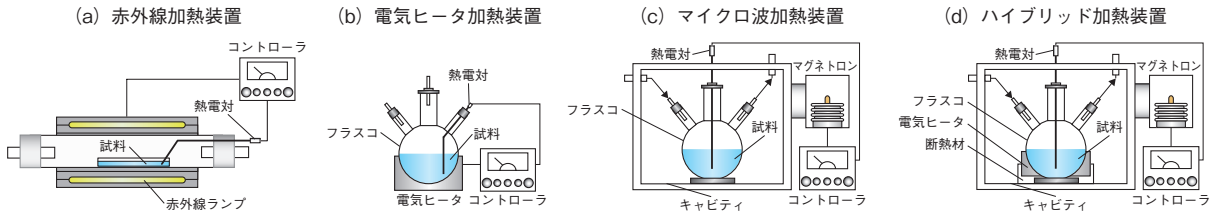


図7-12　各加熱装置の概略図
ハイブリッド加熱装置は、マイクロ波加熱に加えて、フラスコの周囲に設置した電気ヒータにより試料を加熱するため、マイクロ波加熱装置に比べて、試料全体を均一に加熱することが可能になります。

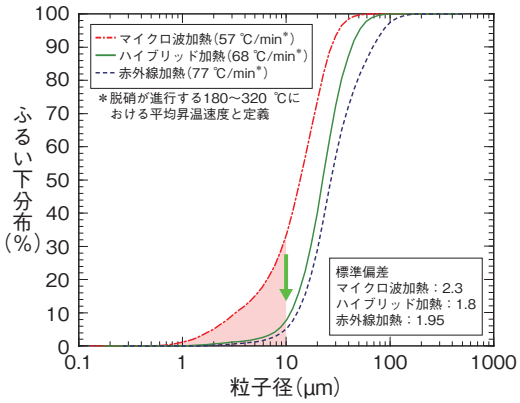


図7-13　各加熱法により生成したCuO粉末のふるい下分布
ハイブリッド加熱法により生成したCuO粉末は、10 μm以下の微粉の割合が低下しており、標準偏差が最も小さく、シャープなふるい下分布（粒子径分布）を有しています。

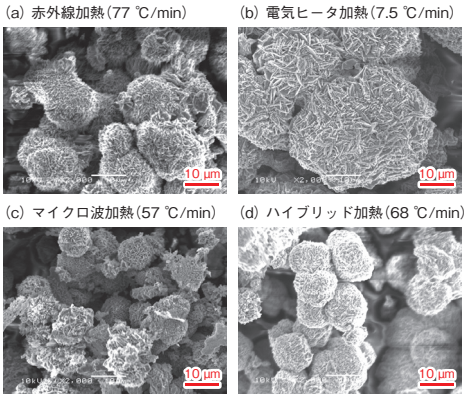


図7-14　各加熱法により生成したCuO粉末の電子顕微鏡写真
ハイブリッド加熱法により生成したCuO粉末は、他の加熱法に比べて、粒子径が均一化し、不定形状の粒子が少なく、球形で表面状態が滑らかであり、良好な粒子性状を有しています。

再処理工程において、使用済燃料から回収された硝酸プルトニウム・硝酸ウラニル混合溶液をマイクロ波加熱脱硝法により、混合酸化物（MOX）の原料粉末に転換しています。マイクロ波加熱脱硝法により得られたMOX原料粉末は、焼結性が良好であり、高品質なペレットを製造することが可能です。しかしながら、MOX原料粉末中には、粒子径の小さな微粉が多く含まれており、燃料製造時の粉末の取扱性が課題であることから、粉末品質の向上に資する粒子制御技術の開発が求められています。粉末の性状に及ぼす加熱法や昇温速度の影響を調べるため、本研究では、硝酸プルトニウム・硝酸ウラニル混合溶液の模擬物質として硝酸銅水溶液を使用し、赤外線加熱、電気ヒータ加熱、マイクロ波加熱及びハイブリッド加熱（マイクロ波加熱と電気ヒータ加熱の併用）の各加熱装置（図7-12 (a)～(d)）の出力を調整して加熱し、生成した酸化銅（CuO）粉末粒子の性状を評価しました。

図7-13に示すように、同程度の昇温速度において生成したCuO粉末のふるい下分布（粒子径分布）について、マイクロ波加熱法により得られた粉末では、10 μm以下の微粉の割合が30%以上であり、多くの微粉を含んでいることを確認しました。一方、ハイブリッド加熱法により得られた粉末では、微粉の割合が10%以下に低下するとともに、粒子径分布の標準偏差が最も小さく、シャープな粒子径分布を有する粉末が得られました。ハイブリッド加熱法を使用することにより、粉末取扱性の向上につながることが期待されます。

各加熱法により得られたCuO粉末を観察した結果、ハイブリッド加熱により生成した粒子（図7-14(d)）は、他の加熱法で得られた粒子（図7-14(a)～(c)）に比べ、良好な粒子性状を有していることが明らかになりました。ハイブリッド加熱法は、マイクロ波による内部加熱と電気ヒータによる外部加熱により、試料全体を均一に加熱できるため、粒子の均質な核生成及び成長を促すことが可能になります。これにより、ハイブリッド加熱法は、粉末品質の向上に有効な手法であることが明らかになりました。

今後は、ハイブリッド加熱法について、実溶液を用いた試験による実証試験を通じて、その有効性を確認していきます。また、さらなるハイブリッド加熱法の効率性及び加熱均一性の向上に向けて、数値シミュレーションによる温度場の解析に取り組んでいきます。

●参考文献
Segawa, T. et al., Influence of the Heating Method on the Particle Characteristics of Copper Oxide Powders Synthesized from Copper Nitrate Aqueous Solutions, Chemical Engineering Science, vol.153, 2016, p.108-116.
瀬川智臣, マイクロ波加熱を利用した金属酸化物粒子の合成とその性状制御法の開発, 広島大学, 博士論文（工学）, 2018, 100p.

8 バックエンド対策及び再処理技術に係る研究開発

原子力施設の廃止措置及び廃棄物の処理処分に向けて

原子力機構は、保有する原子力施設の安全強化とバックエンド対策の着実な実施により研究開発機能の維持・発展を目指すため、原子力施設 89 施設を対象に、「施設の集約化・重点化」、「施設の安全確保」及び「バックエンド対策」を「三位一体」で整合性のある総合的な計画として具体化した「施設中長期計画」(2017 年 4 月 1 日策定、2019 年 4 月 1 日改訂) として取りまとめました。その後、2018 年 3 月 28 日に高速増殖原型炉「もんじゅ」の廃止措置計画、同年 6 月 13 日に東海再処理施設の廃止措置計画が、原子力規制委員会の認可を受けました。また、「三位一体」のうち「バックエンド対策」については、東海再処理施設の廃止措置に約 70 年を要することから、放射性廃棄物の処理処分を含めた長期にわたる見通しと方針を示した「バックエンドロードマップ」(2018 年 12 月 26 日策定) として取りまとめました。このような状況にあって、原子力施設の廃止措置及び廃止措置等で発生する放射性廃棄物の処理処分を安全かつ適切に行うために、新たな技術や知見を導入し、廃止措置及び廃棄物の処理処分のトータルでの安全性向上及びコスト削減を目指した技術の開発を推進していくことが必須となります。原子力機構では、安全で効率的な施設解体プロセス、発生する放射性廃棄物の最小化や安定化などの処理プロセス、放射能確認を含めた処分プロセスに関連する技術開発を総合的に行っています (図 8-1)。また、低レベル放射性廃棄物の埋設処分事業については原子力機構の業務に伴い発生したものに加え、大学、民間等の研究施設等からの発生分も処分事業の対象として取り組んでいるところです。

当該分野の技術開発成果としては、ウラン分析技術の開発 (トピックス 8-1)、廃棄物除染技術の開発 (トピックス 8-2)、埋設処分地の安定性に関する試験 (トピックス 8-3)、人形峠鉱山の閉山措置に関する研究 (トピックス 8-4) があります。

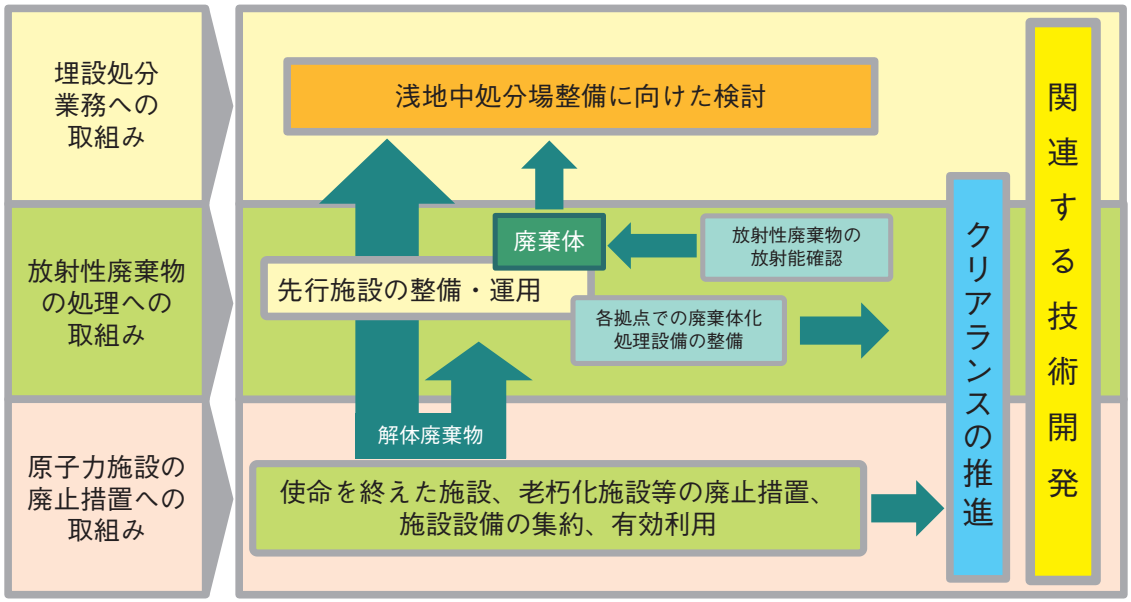


図 8-1　低レベル放射性廃棄物対策の概要
低レベル放射性廃棄物対策として、原子力施設の廃止措置や放射性廃棄物の処理、放射能確認等の放射性廃棄物の発生から処分に至るプロセスに関連する技術開発を進めています。

地層処分の技術と信頼を支える研究開発

地層処分は、原子力発電に伴って発生する高レベル放射性廃棄物などを、何万年にもわたって人間の生活環境から隔離するための対策として、国際的にも共通した最も実現性の高いオプションです。今後の原子力政策の動向にかかわらず高レベル放射性廃棄物などは既に発生しており、その対策への負担は将来世代に先送りするわけにはいきません。現在の我が国の方針では、使用済燃料の再処理により発生する高レベル放射性廃液を、ガラス原料と混ぜ、高温で溶かし合わせてガラス固化体にします。これを、30 ～ 50 年程度冷却のために貯蔵した後、金属製のオーバーパックに封入した上で、地下 300 m 以深の安定な岩盤の中に、粘土を主成分とする緩衝材で包み込んで埋設します (図 8-2)。地層処分の事業は、候補地の選定から処分場の閉鎖まで 100 年以上を要するため、国が責任を持って継続的に地層処分の技術基盤を強化し、社会の信頼を得ながら段階的に進めていくことが重要です。そのため、私たちは様々な観点から地層処分の技術と信頼性を支える研究開発に取り組んでいます (図 8-3)。

深地層の科学的研究

まず、地層処分の環境である地下深部の岩盤や地下水などを総合的に研究するため、岐阜県の東濃地科学センター（花崗岩）と北海道の幌延深地層研究センター（堆積岩）で二つの深地層の研究施設計画を実施しています（トピックス 8-5、8-6）。また、地質環境の長期安定性に関する研究として、土岐地球年代学研究所において年代測定技術の開発・整備を進めるとともに、火山や活断層などの自然現象の活動履歴を調べ、将来の変化を予測するための技術開発を進めています（トピックス 8-7、8-8）。

地層処分システムの研究開発

東海村の核燃料サイクル工学研究所の研究施設では、人工バリアのシステム挙動や放射性核種の移動特性に関する実験データなどを基に、深地層の研究施設計画で得られる情報などを活用して、処分場の設計や安全評価に必要な技術の開発を進めています（トピックス 8-9、8-10）。

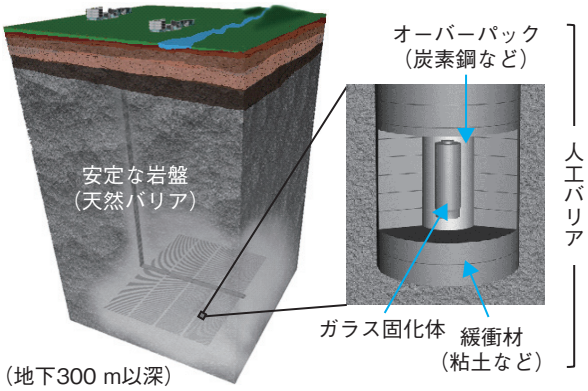


図 8-2　地層処分システムの基本概念

また、これまでの研究開発成果は知識マネジメントシステムを用いた知識ベースとして体系的に管理・継承していくため、ウェブを活用したレポーティングシステム（CoolRep）として公開しています。
（CoolRep: https://kms1.jaea.go.jp/CoolRep/index.html）

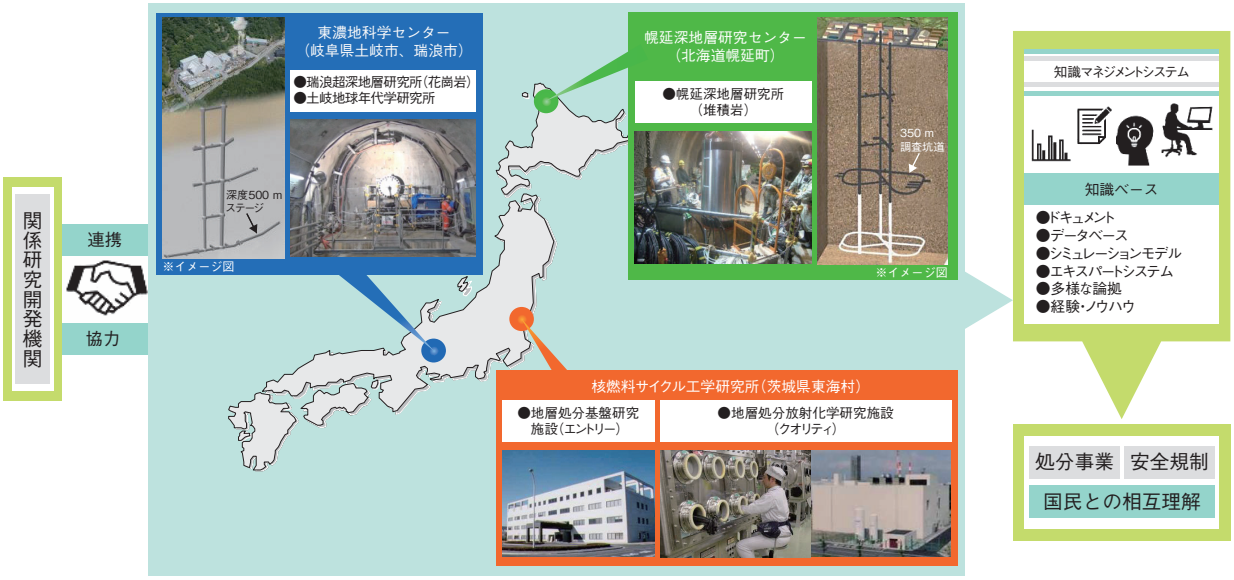


図 8-3　地層処分技術に関する研究開発の実施体制と成果の反映先

再処理の安全性向上と廃止措置における技術の高度化を目指して

東海再処理施設は、2018 年 6 月 13 日に廃止措置計画の認可を受け、廃止措置段階に移行しています。本施設においては、施設のリスク低減に係る取組みとして、溶液状態で貯蔵している放射性物質をより安定な形にするため、2028 年度の処理完了を目標に掲げ、高放射性廃液のガラス固化処理を安全最優先で着実に進めつつ、ガラス固化技術の高度化に係る技術開発等に取り組んでいます。

低放射性廃液は、埋設処分可能なセメント固化体とする計画にしており、技術開発を進めております。低放射性廃液は硝酸塩を含むため、そのままセメント固化体とした場合、浅地中処分における環境規制物質として指定されている硝酸性窒素が含まれてしまいます。環境への影響を低減させるため、廃液に含まれる硝酸塩を炭酸塩へ置換した上でセメント固化体とする新規設備の導入を計画し、これに向け、炭酸塩廃液の特性に適したセメント材料を選定し、実際のドラム缶規模での試験を行いました。その結果、固化処理後の早い段階から十分な圧縮強度を得られることを確認できました（トピックス 8-11）。

また、原子炉の過酷事故を防ぐための新しい燃料被覆管材料の再処理適合性（トピックス 8-12）、核燃料物質を分離回収する機器内の流れを予測する手法（トピックス 8-13）について成果を紹介しています。

8-1 放射性廃棄物に含まれるウランの分析を簡単に
ー新規蛍光性試薬によるキャピラリー電気泳動法を用いた分析法の開発ー

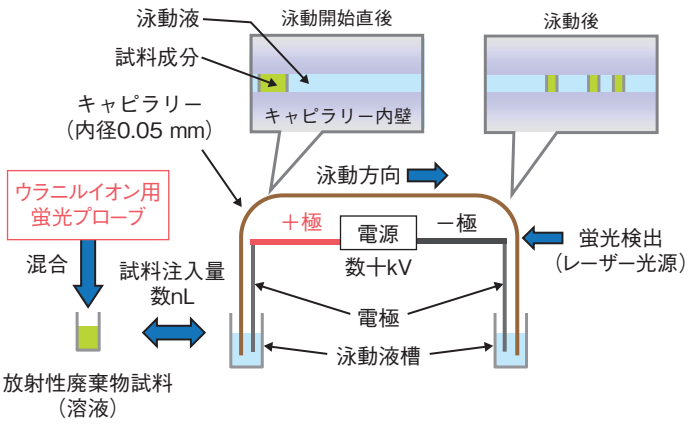


図8-4 キャピラリー電気泳動法による簡易分析法
ガラス製毛細管（キャピラリー）の中でイオンを泳動させ、移動速度の違いにより分析する方法です。

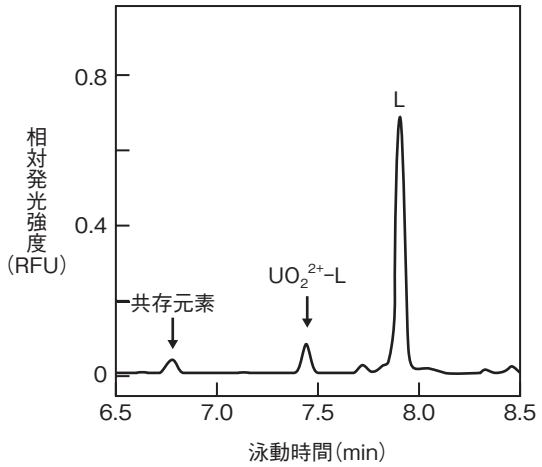


図8-6 ウラニル錯体の電気泳動図
蛍光プローブ（L）を用いることにより、共存元素と UO_2^{2+} を分離検出することに成功しました。

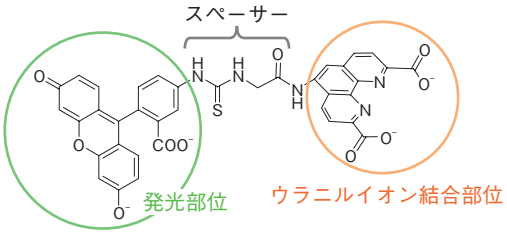


図8-5 UO_2^{2+} 用蛍光プローブ（L）
基本骨格は、検出感度を向上させるための発光部位と UO_2^{2+} と結合するための部位から成り立っています。

放射性廃棄物を処分するためには、廃棄物中の放射性核種の種類と濃度を把握する必要があり、廃棄物から試料を採取し、分析データを収集することが必要です。分析対象核種のうちウラン（U）の分析では、煩雑な化学分離操作が必須であるため、簡易に分析できるキャピラリー電気泳動法（CE 法、図 8-4）による分析法の開発を進めています。CE 法は、内径 0.05 mm、長さ 50 cm 程度のガラス製毛細管（キャピラリー）の中でイオンを泳動させ、移動速度の違いにより分離する方法で、簡易な装置と極少量の試料で非常に高い分離性能を発揮することで知られています。CE 法の検出部には、一般に吸光検出法が採用されていますが、検出限界値が ppm 程度と感度が不足するため放射性廃棄物分析への適用が難しいという課題がありました。そこで私たちは、千～百万倍の高感度化が見込める検出法であるレーザーを用いた蛍光検出法（CE-LIF 法）に着目しました。

この高感度化が期待できる CE-LIF 法を用いるには対象元素に適した蛍光性試薬(蛍光プローブ)が必要ですが、これまでに U (水溶液中ではウラニルイオン：UO_2^{2+}) に対しては適切な蛍光プローブがありませんでした。そこで私たちは、UO_2^{2+} 用蛍光プローブの開発に挑戦しました。蛍光プローブの基本構造は、①検出感度を向上させるためレーザー光を吸収し、蛍光を発生させる部位(発光部位)、② UO_2^{2+} と結合する部位、③これらの距離を適切に保つスペーサーで構成しました。このうち、UO_2^{2+} の検出を左右する鍵となるのは②の UO_2^{2+} 結合部位で、電気泳動中に結合が切断されない強い安定性が求められます。本開発では、結合の手を多数有する化学構造に着目し、電気泳動図を取得して安定性を実験的に評価するとともに、量子化学計算を組み合わせて安定性の原因を解明することにより、UO_2^{2+} と強固な結合を形成する結合部位を見いだし、蛍光プローブを合成することに成功しました (図 8-5)。この蛍光プローブを用いて UO_2^{2+} を検出した結果を図 8-6 に示します。本法での検出限界値は 0.7 ppt であり、従来の吸光検出法に比べて、百万倍以上に感度を向上させることができました。本法を用いて、原子力機構の廃棄物処理施設から採取した廃液試料の分析に適用したところ、様々な共存元素から UO_2^{2+} を分離検出することができました。本法は煩雑な化学分離操作もなく、10 分程度で分析できることから、分析操作の省力化、作業時間の大幅な短縮が期待できます。

本研究は、日本学術振興会科学研究費補助金若手研究 (B) (No.16K17926)「キャピラリー電気泳動法による放射性試料中のアクチノイドの超高感度迅速分析法の開発」の助成を受けたものです。

●参考文献

Haraga, T. et al., Safe and Rapid Development of Capillary Electrophoresis for Ultratrace Uranyl Ions in Radioactive Samples by Way of Fluorescent Probe Selection for Actinide Ions from a Chemical Library, Analytica Chimica Acta, vol.1032, 2018, p.188-196.

8-2 ウラン廃棄物の発生量低減を目指して
－酸性機能水を用いたウランが付着した金属の除染技術の開発－

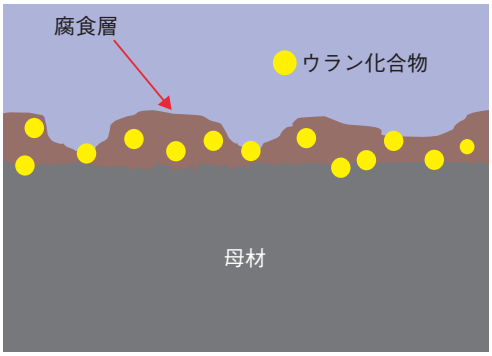


図8-7　ウランで汚染した金属表面の様子
腐食層が形成される過程でウランはほとんどが腐食層に移行し、わずかなウランが極浅い母材中に拡散しています。

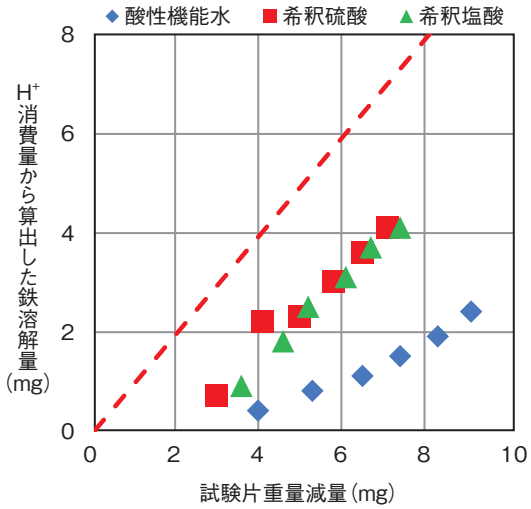


図8-8　腐食層を伴う炭素鋼試験片の溶解特性
試験片重量の減量が鉄の溶解量より多いので、母材だけでなく腐食層も除去できていることが分かります。また、酸性機能水（pH：2.58）では希釈硫酸（pH：2.53）や希釈塩酸（pH：2.59）よりも鉄の溶解量に対する試験片重量の減量が多く、腐食層が効率的に除去されていることが分かります。

私たちが進めているウラン取扱施設の廃止措置では、経済的合理性や環境負荷低減の観点から、ウラン廃棄物の発生量をできるだけ低減するための除染技術の開発を行っています。中でも、設備等の解体により発生する物量の多い金属廃棄物は、クリアランス制度が整備されているため、クリアランスレベルまで除染し、資源として再利用または一般廃棄物として処分することが重要になります。

金属廃棄物は、材質、形状や表面状態が多様であることから、除染には希釈硫酸等の湿式法が使われています。しかし、除染性能が高い反面、除染過程で発生する二次廃棄物量（最終的にウラン廃棄物量）が多いという課題があります。

ウラン濃縮に使用された遠心機の主要部材である炭素鋼では、解体時に大気中の水分と接触すると腐食層を生成します。腐食層は炭素鋼表面から酸素を取り込み形成されるため、炭素鋼表面に付着しているウランの多くは、図8-7のように腐食層に移行しますが、わずかなウランが極浅い母材中に残留します。従来使用されていた希釈硫酸等による除染では、母材金属の溶解が優先的に進むため、腐食層の除去に時間を要し、結果的に溶解した母材成分を含む二次廃棄物量が多くなると考えられます。

本研究開発では、ウランを溶解させ、母材の炭素鋼の溶解量を最小となる液性を目標に、pHが2.5～2.8、酸化還元電位が1100 mV超となるよう、塩酸と次亜塩素酸をそれぞれ100 ppm程度含む酸性機能水の除染液への適用性を調査し、下記の結果を得ました。

(1) 模擬試験片を用いた試験により、酸性機能水は除染廃液中の鉄溶解量に対する試験片重量の減量が多く、希釈硫酸等に比べて腐食層が効率的に除去されていることを確認しました（図8-8）。

(2) 実際の遠心機から採取した試験片を用いた試験により、酸性機能水と超音波洗浄を組み合わせることで、希硫酸等を用いた場合よりも目標とする表面汚染密度（0.04 Bq/cm^2）まで半分程度の時間で除染可能であることを確認しました。

(3) (2) の試験で使用した除染廃液を利用して廃液処理方法の評価を行い、希釈硫酸等を用いた場合と比較し、主として除染廃液中の鉄成分量の違いにより、二次廃棄物発生量が2割程度少なくできることを確認しました。

本研究は、日本原燃株式会社との共同研究「使用済み遠心機処理の合理化プロセスに関する共同研究」（平成27～30年度）で実施されたものであり、今後も日本原燃株式会社と共同で実用化に向けた研究を進めていく予定です。

●参考文献

Nakayama, T. et al., Study on Decontamination of Steel Surface Contaminated with Uranium Hexafluoride by Acidic Electrolytic Water, Proceedings of 2019 International Congress on Advances in Nuclear Power Plants (ICAPP 2019), Juan-les-pins, France, 2019, 8p.

8-3 放射性廃棄物の処分施設の安定性を確保するために
－廃棄物容器内の空隙低減のための砂充てんによる受入基準の検討－

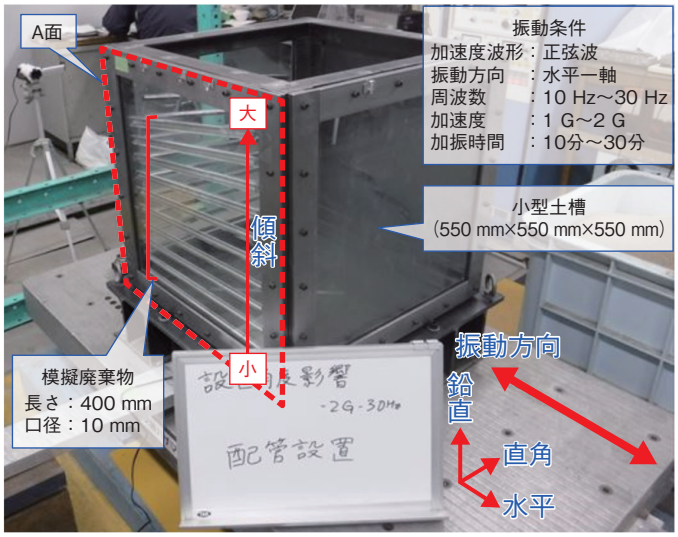


図 8-9　基礎試験に用いた小型土槽及び加振機
模擬廃棄物への砂質土の充てん状況が目視できるように、鋼製角型容器を模擬した小型土槽を強化ガラス製とし、半割にした模擬廃棄物をガラス面に設置しました。また、振動条件は市販で入手可能な振動台と同様の条件を設定しました。

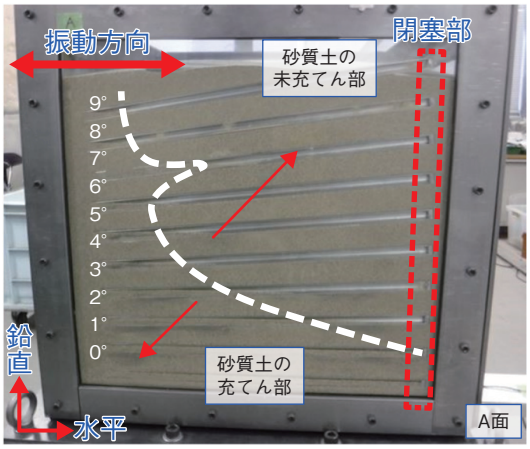


図 8-10　砂質土の充てん試験の結果
模擬廃棄物を水平方向から 1° ずつ傾斜が大きくなるように（角度：0°～9°）設置し、振動条件を加速度 2 G、周波数 30 Hz、加振時間 30 分で加振した場合の砂質土の充てん結果です。

私たちは、低レベル放射性廃棄物のトレンチ処分を計画しています。トレンチ処分対象の金属等の廃棄物は、放射性物質の飛散防止、取扱いの容易性の観点から鋼製角型容器に収納して処分することとしていますが、トレンチ処分では、廃棄物を容器にセメント等で固型化することは法令上求められていないため、廃棄物を容器に収納して何も措置をしないと容器内には空隙が生じます。この空隙が大きい場合、将来トレンチ処分施設の陥没などの有害な影響につながる可能性があり、容器内に一定割合（20%）以上の空隙（有害な空隙）が生じないように砂等で充てんを行う必要があります。これは、充てんした砂質土の投入量､比重及び容積を基に確認されます。以上により、廃棄物容器内に砂質土を充てんする場合に有害な空隙が生じない充てん条件と充てん方法の標準的な手順を定めるため、模擬廃棄物を収納した鋼製角型容器内に砂質土を充てんし、その充てん性特性を確認する試験をしました。

試験条件として、模擬廃棄物は、充てん性が困難な条件を包含できるように、空隙が残留しやすいと考えられる熱交換器の伝熱管を用いました。また、片側の管口を閉塞して、より充てんが難しい形状で充てん試験を実施しました（図 8-9）。試験は、鋼製角型容器を模擬した小型土槽に廃棄物が乱雑に収納されていることを模擬して、模擬廃棄物を上部ほど傾斜が大きくなるように配置し､土槽内に砂質土を充てんしました。この状態では、模擬廃棄物内に砂質土が充てんされないため、砂質土が充てんするように小型土槽を加振機により振動させ、一定時間の振動後に目視確認等により、砂質土の模擬廃棄物内への充てん性特性を把握しました。

試験の結果、模擬廃棄物の向きが振動方向に対して水平に配置していれば、模擬廃棄物内に一定の締め固め度で砂質土が充てんされることを確認できました。また、土槽内を均一に締め固めることができ、有害な空隙とならないことが確認できました。一方、乱雑な配置を模擬して振動方向に対して傾斜をつけて配置した模擬廃棄物は、傾斜が大きくなるほど充てん性が悪くなることを確認しました（図 8-10）。得られた結果から、金属廃棄物を振動方向に対して水平に収納すれば充てん性の悪い細管でも砂質土を充てんできる見通しが得られ、鋼製角型容器の実規模サイズ（1 m^3 程度）における試験での試験条件を明らかにしました。

今後は、実規模試験を行い、トレンチ処分において、金属廃棄物の容器への収納方法や砂質土の充てん方法に係る標準的な手順を設定していきます。

●参考文献
仲田久和ほか, 研究施設等廃棄物浅地中処分施設における廃棄体の受入基準の設定－トレンチ処分対象廃棄体への砂充填の検討－, JAEA-Technology 2017-031, 2018, 41p.

8-4 浸透流解析におけるマッチング方法の改善
－多層覆土内の浸透流解析の改善に向けた逆解析手法の適用－

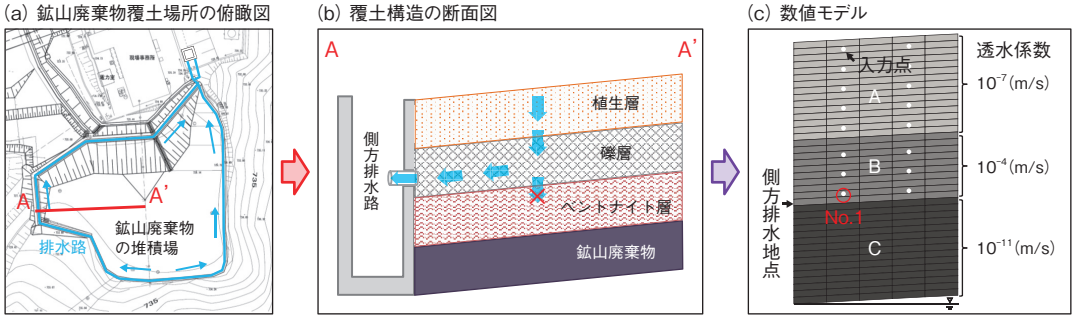


図8-11　多層地盤による覆土構造
(a) ウラン鉱山内における鉱山廃棄物の堆積場所を示します。周囲に排水路を設置しています。(b) 浸透した雨水と鉱山廃棄物の接触防止を目的とした覆土構造を示します。ベントナイト層（低透水性）は鉱山廃棄物と雨水の接触防止として、礫層（高透水性）はベントナイトにより浸透を防止した雨水の排水として、植生層は礫層の流出を防ぐための保護層としての役割があります。(c) 覆土構造を模擬した3層の多層地盤（A：植生層、B：排水層（礫層）、C：ベントナイト層）を数値モデルとして設定しました。

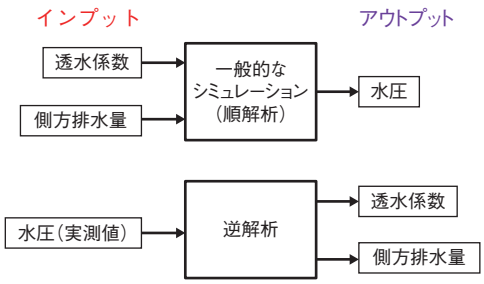


図8-12　解析の概要
一般的なシミュレーション（順解析）及び逆解析のインプットデータとアウトプットデータを示します。

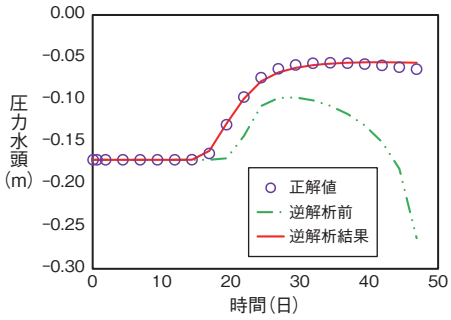


図8-13　逆解析結果
図8-11 (c) の No.1 入力点における圧力水頭のマッチング結果を示します。

私たちはウラン鉱山の環境負荷を下げ、適切な閉山措置を行うための検討を進めています。その対策の一つとして、鉱山廃棄物と雨水の接触により発生する鉱山廃水を抑制するための覆土処理（図8-11(a)、(b)）を行っており、抑制効果を確認するために地下水流れのシミュレーション（順解析）を実施しています。しかし、このような場では、施工に起因する透水係数の不均質性や側方排水量が適切に測定できているか等の要因により、順解析結果と現場での測定値に乖離が発生しやすいことが課題です。その一つの解決方法として、試行錯誤的な順解析によりモデルキャリブレーションを行うことが多くなされていますが、主観が入りやすいという一面があり、より客観性を持ったインプットパラメータの設定方法が求められていました。一方、図8-12に示すように、逆解析では既知である水圧分布を基に、インプットパラメータとなる透水係数及び側方排水量を同時に推定することで、主観性を排除するとともに効率的なキャリブレーションに有効であると考えられることから、逆解析数値実験を行いました。逆解析数値実験では、高速計算を可能とする準ニュートン法と Adjoint 法を組み合わせたアルゴリズムを導入した逆解析手法を適用しました。なお、このような場で、考慮すべき飽和・不飽和浸透流に対して本手法を適用することは初めての例となります。この逆解析の有効性を確認するために、あらかじめ順解析により水圧分布（正解値）を計算し、その正解値を用いた逆解析により求めたい透水分布と側方排水量を計算しました。この方法で得られたパラメータを用いて順解析を行ったところ、正解値を適切に再現していることから（図8-13）、同時逆解析手法を用いることで不確実性の高いこれらのパラメータを推定する道筋を得ることができました。

本手法を用いることで順解析に必要なインプットデータを得られるため、地上からは見ることができない地下水流れの理解向上につながることが考えられます。さらに、今回の数値実験の手法を実際の覆土構造に適用することで、雨水の浸透抑制効果の確認が可能となるため、合理的、効果的な覆土に資することが今後期待されます。

●参考文献
井上準也ほか，不飽和帯を考慮した傾斜多層地盤の浸透特性と境界流量の逆解析数値実験，土木学会論文集 A2（応用力学），vol.74, no.2（応用力学論文集 vol.21），2018, p.I_55-I_64.

8-5 地下水中の酸化還元電位の不確かさ評価
－幌延地域での水質観測データに基づく適用事例－

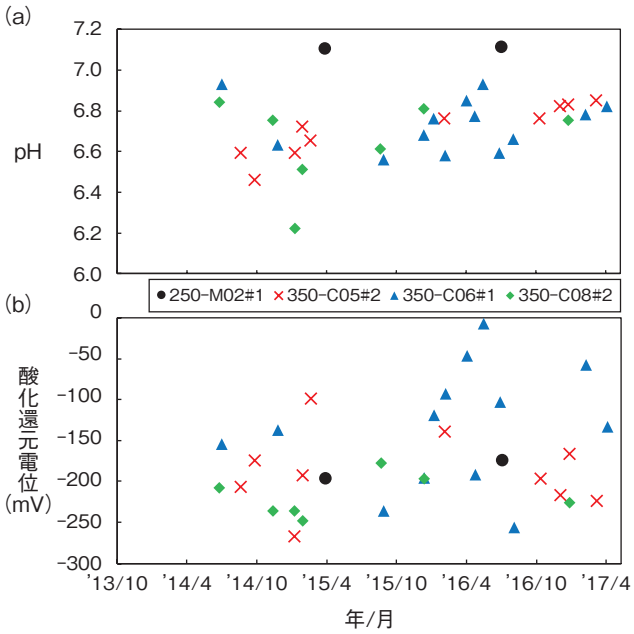


図 8-14　幌延深地層研究センター地下施設内のボーリング孔で観測された pH 及び酸化還元電位（Eh）の経時変化
(a) は pH の経時変化を、(b) は Eh の経時変化を示します。

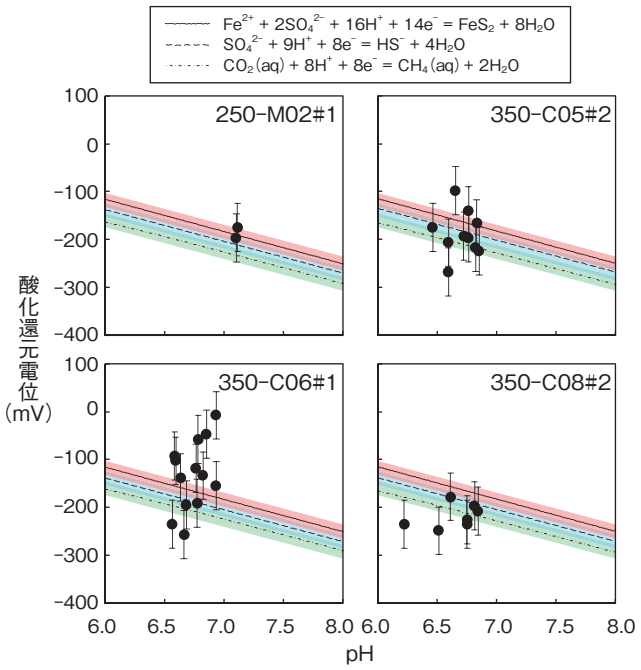


図 8-15　幌延の地下水における pH-Eh ダイアグラム
各反応の平衡電位が取り得る領域をそれぞれ赤・青・緑で示します。エラーバーの範囲は± 50 mV です。

地下水の酸化還元状態は、酸化還元に鋭敏な放射性核種の溶解度やオーバーパックの腐食速度に影響を与えることから、地層処分において考慮すべき地球化学特性の一つです。地下水中に存在する酸化還元に鋭敏な化学種は、酸化還元電位（Eh）の測定値に関して非平衡であったり、一部のみが平衡状態であったりするのが一般的です。そのため、地下水の酸化還元状態を支配すると考えられる反応の平衡電位と変動幅を算出し、その値と Eh 測定値との差を比較することで、Eh がどの程度の変動幅を取り得るかの推測が可能と考えられます。

本研究では、幌延深地層研究センターにおける地下水の水質データを事例として、Eh の不確かさに関する評価を試みました。地下水中の pH 及び Eh の経時変化を図 8-14 (a) (b) に示します。深度 250 m 調査坑道の 250-M02 孔の区間 1（#1）では、pH が 7.1、Eh が -200 ～ -170 mV の範囲を示しました。深度 350 m 調査坑道に掘削された 3 本のボーリング孔（350-C05#2、350-C06#1、350-C08#2）では、pH は 6.2 ～ 7.0、Eh は -270 ～ 0 mV の範囲を示しました。なお、ボーリング孔掘削以降の化学成分濃度の顕著な変化や、ボーリング孔に隣接する試験坑道の掘削が地下水水質に与える直接的な影響は確認されませんでした。

観測値を基に、幌延の地下水における pH-Eh ダイアグラムを作成しました（図 8-15）。図中の黒丸は観測値を、3 本の直線は、地下水中の化学成分濃度から想定した、酸化還元状態を支配すると考えられる三つの酸化還元反応の平衡電位を表しています。各線の上下に色をつけた領域は、化学成分濃度や水温の変化を考慮して、それぞれの平衡電位が取り得る値の幅を示したものです。観測値と平衡電位との差は、図にエラーバーで示しているように、おおむね± 50 mV の範囲に収まります。国内外の既往研究の成果も考慮すると、酸化還元電位の測定値として± 50 mV 程度の不確かさを設定することは妥当性が高いと考えられます。なお、この不確かさには、観測装置が有する測定誤差のほか、電極の劣化、地下水から遊離したガス（気泡）の電極への付着などの影響が考えられます。また、350-C06 孔の一部のデータは、他の孔と比べて Eh の変動が大きい（図 8-14 (b)）ことから、酸化還元反応に関して平衡状態にないことが示唆されます。

今後もデータを継続的に取得するとともに、遊離ガスの影響など、測定に関する誤差の低減方法を検討する予定です。

●参考文献

望月陽人ほか，深部地下水における酸化還元電位の不確かさ評価：北海道・幌延地域を事例として，地下水学会誌，vol.61，no.1，2019，p.3-20.

8-6 坑道掘削後の岩盤の透水性を事前に予測する
ー Mean Stress Index の適用による予測手法の提案ー

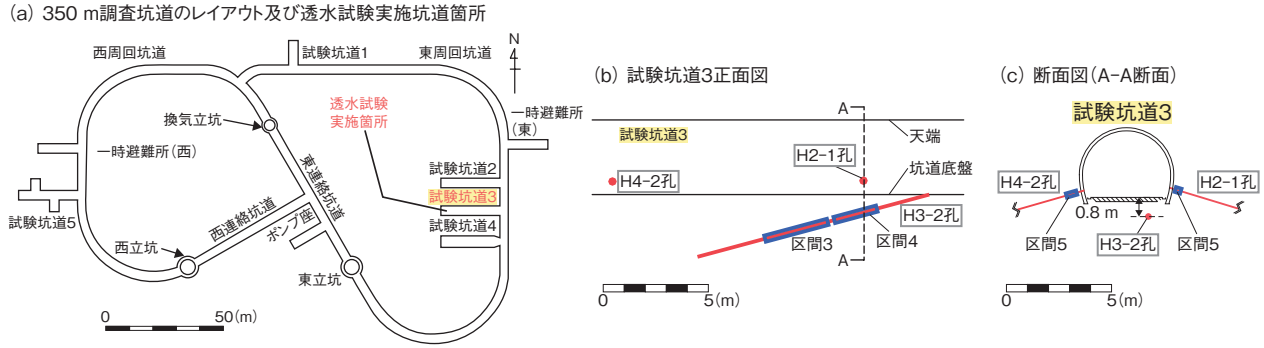


図8-16　透水試験実施箇所及び試験レイアウト
3 本の調査用のボーリング孔（H2-1 孔、H3-2 孔、H4-2 孔）を掘削し、パッカーにより試験区間を区切りました。H2-1 孔の区間 5 及び H4-2 孔の区間 5 は EDZ の側壁面を、H3-2 孔の区間 3 及び区間 4 は EDZ の底盤部を対象としています。

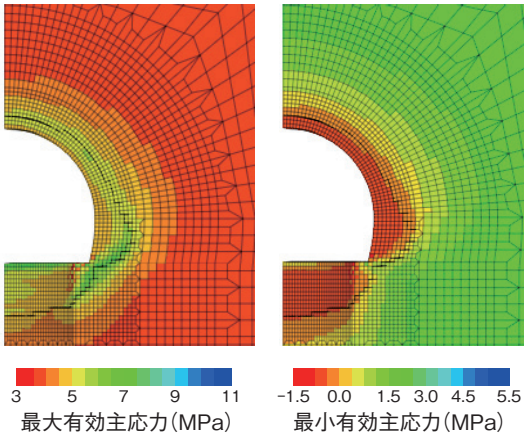


図8-17　試験坑道 3 掘削直後の坑道周辺の有効応力分布
圧縮応力を正、引張応力を負としてコンター表記しています。

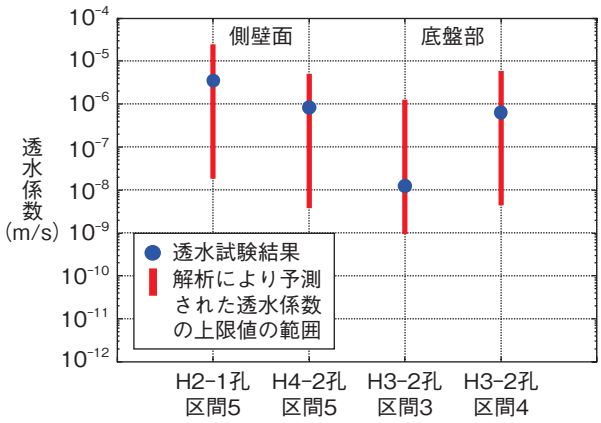


図8-18　掘削影響領域において計測された透水係数と、解析により予測された透水係数の上限値の範囲
EDZ で実際に測定された透水係数の結果（●）は、MSI モデルにより予測される透水係数の上限値の幅（―）の範囲に内包されます。

高レベル放射性廃棄物の地層処分では、処分坑道等の地下空洞の掘削に伴う応力再配分により、坑道周辺に割れ目が発達し、透水性の増大が予想されます。この領域は掘削影響領域（Excavation Damaged Zone：EDZ）と呼ばれ、廃棄体埋設後の放射性核種の移行経路となることが懸念されています。そこで、地層処分の安全評価の効率化に資するために、地上からの調査により得られたデータによって EDZ の透水性を予測する手法の開発が重要となります。

これまで、解析的に EDZ の透水性を求める手法が開発されてきていますが、坑道周辺の割れ目の発達による岩盤の透水性の増大を、地上からの調査で得られるデータによって予測できるモデルは構築されていません。

ただし、断層や既存割れ目の透水性の上限値は、地上からの調査で得られる平均有効応力を、岩盤の引張強度で除したパラメータである Mean Stress Index（MSI）を適用した経験式（MSI モデル）で予測できることが分かっています。そこで、EDZ の透水性の上限値の予測にもこのモデルが適用可能かどうかを、幌延深地層研究センターの深度 350 m に掘削された試験坑道 3（図 8-16 (a)）を対象として検討しました。

最初に、透水係数の実測値を得るための透水試験を、図 8-16 (b) 及び (c) に示すレイアウトで実施しました。次に、水理・力学連成解析により試験坑道 3 の掘削を再現しました。解析により得られた掘削後の有効応力分布を図 8-17 に示します。この有効応力値と岩盤の引張強度の情報を基に、MSI モデルにより各透水試験区間の透水係数の取り得る上限値の範囲を予測しました。

これらを比較した結果を図 8-18 に示します。MSI モデルによる透水係数の予測値は、岩盤中の割れ目部の不均質性の影響を考慮しているため、2.5 オーダーの幅（図 8-18 ―の範囲）を持たせています。図 8-18 より、EDZ で実際に測定された透水係数（●）は、MSI モデルにより予測される透水係数の上限値の範囲に内包されます。このことから、MSI モデルを適用することで、EDZ の透水係数の上限値を地上から予測できることを示すことができました。

●参考文献
Aoyagi, K. et al., A Method for Estimating the Highest Potential Hydraulic Conductivity in the Excavation Damaged Zone in Mudstone, Rock Mechanics and Rock Engineering, vol.52, issue 2, 2019, p.385-401.

8-7 微小な領域を分析する手法で炭酸塩鉱物の年代を測定
－地下水環境の変遷の推定に有効な年代測定手法－

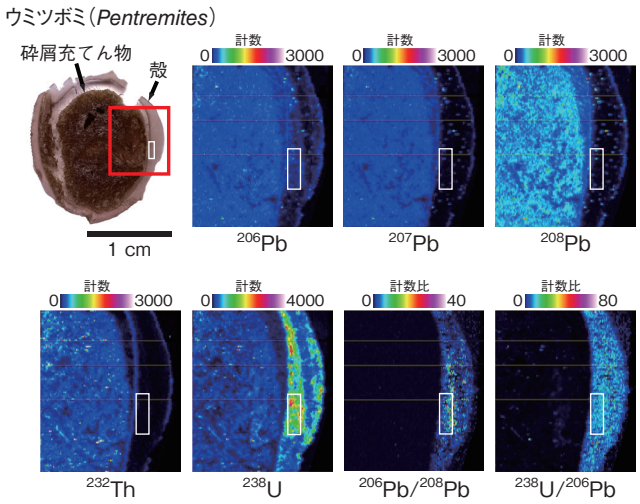


図8-19　ウミツボミのイメージング分析結果
□枠の領域はイメージングを実施した領域を示しています。^{232}Th を含まない試料の場合、^{238}U の放射壊変を起源とする ^{206}Pb の存在度が高い（白枠で示した ^{206}Pb/^{208}Pb 比が高い部分）領域が年代測定に適した領域と判断されます。

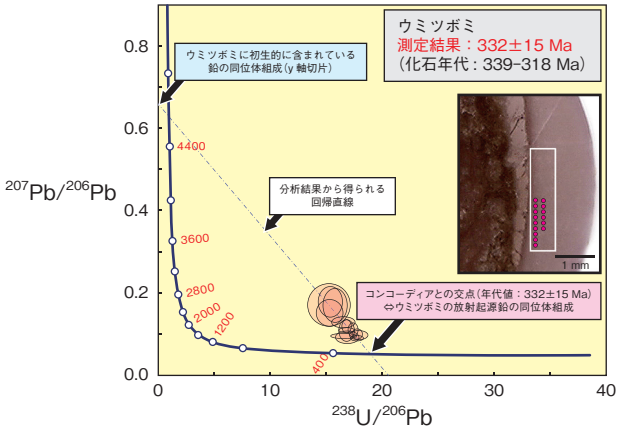


図8-20　ウミツボミの年代測定結果（コンコーディア図）
ウミツボミのイメージング結果から確認された年代測定に適した領域（図 8-19 中白枠で表示）を LA-ICP 質量分析法で 15 点分析した結果、得られる年代値 332 Ma が化石年代（339 ～ 318 Ma）と良く一致しました。写真中の●●●は、分析した点を示しています。

カルシウム炭酸塩（以下、炭酸塩）は、岩種や岩盤の形成過程に依存せずに、岩盤中に普遍的に産出するため、古環境指標物質として利用可能です。特に、岩石の割れ目を充てんするように存在する炭酸塩は、過去の地下水から沈殿して生成され、その年代情報は地下水流動経路の変遷の解読や、過去の断層運動の解明などにも大きく寄与すると期待されます。

炭酸塩が地下環境において、段階的に成長した場合、その内部には微細な累帯構造が形成されることがあります。したがって、年代測定を実施する際にはマイクロメートル程度の高い空間分解能で分析する必要があります。本研究では、局所分析手法の一つであるレーザーアブレーション（LA）装置と誘導結合プラズマ（ICP）質量分析装置を組み合わせた LA-ICP 質量分析法によるウラン（U）- 鉛（Pb）年代測定手法の開発を行いました。本手法による炭酸塩の年代測定では、分析可能な領域の選定（U 濃度の低い炭酸塩をどのように分析するか）及び分析値の校正に必要な標準試料の欠如が課題でした。

本研究では、炭酸塩の年代測定に適正な領域を事前に把握することを目的として、試料中の元素や同位体の分布情報を取得できるイメージング分析を行いました（図 8-19）。また、標準試料については選定・開発を進め、既往研究*により標準試料候補として提唱された WC-1（アメリカ南西部 Delaware 盆地・上部ペルム系・炭酸塩岩脈から採取）を採用しました。本研究の手法の妥当性を検証するため、生息年代が既知である炭酸塩示準化石を分析対象とし、ペルム紀（約 299 ～ 251 Ma）（Ma：100 万年前）に絶滅した棘皮動物のウミツボミ（アメリカオクラホマ州産 *Pentremites*：化石年代 339 ～ 318 Ma）を用いました。

ウミツボミについて、U-Pb 同位体分析を実施したところ、332 ± 15 Ma（1σ）が得られ、化石年代 339 ～ 318 Ma と良い一致を示し（図 8-20）、局所分析による炭酸塩の年代測定に国内で初めて成功しました。さらに、本研究では、標準試料を必要としない分析条件の検討も行い、窒素ガスを ICP に導入する条件下では、標準試料が不要となる可能性も示唆されました。

今後は、地下水流動の変遷の解明や断層の活動性評価など、地層処分に係る地質環境の長期安定性評価へと応用するため、適用できる年代範囲の検証や、年代測定の精度向上など分析技術の高度化を行っていきます。

本研究は、経済産業省資源エネルギー庁からの受託事業「地層処分技術調査等事業（地質環境長期安定性評価確証技術開発）」及び「高レベル放射性廃棄物等の地層処分に関する技術開発事業（地質環境長期安定性評価確証技術開発）」の成果の一部です。

*Roberts, N. M. W. et al., A Calcite Reference Material for LA-ICP-MS U-Pb Geochronology, Geochemistry, Geophysics, Geosystems, vol.18, issue 7, 2017, p.2807-2814.

●参考文献

Yokoyama, T. et al., U-Pb Dating of Calcite Using LA-ICP-MS: Instrumental Setup for Non-Matrix-Matched Age Dating and Determination of Analytical Areas Using Elemental Imaging, Geochemical Journal, vol.52, issue 6, 2018, p.531-540.

8-8 大量の鉱物粒子を迅速に分析・鑑定する
－山地の形成過程を解明するための新たな要素技術－

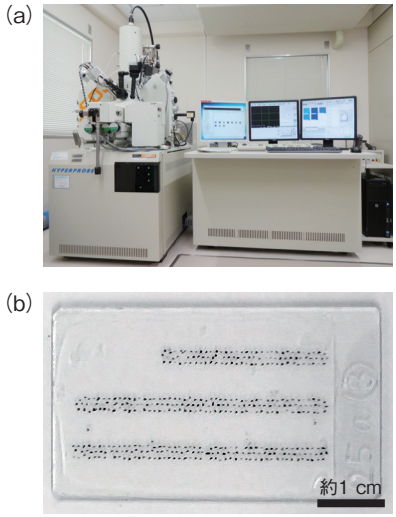


図8-21　本研究で用いた (a) 電子プローブマイクロアナライザと (b) 試料の例
(a) 堆積物から抽出された鉱物粒子の化学組成分析に用います。(b) 大量の鉱物粒子を連続して分析するため、測定用のガラスプレートに数百個の鉱物粒子を並べて固定します。粒子1個の大きさは0.25 mm程度です。

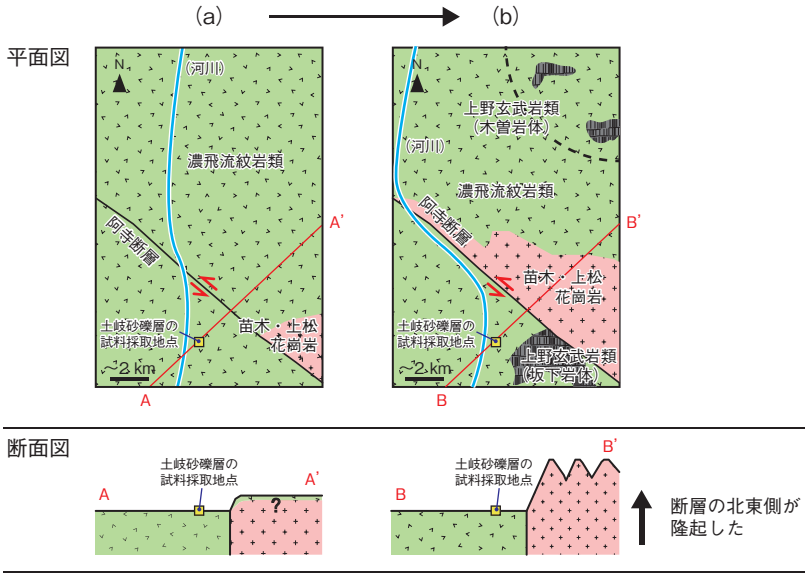


図8-22　本研究で用いた土岐砂礫層の試料を採取した地点とその周辺地域の地質概略図
土岐砂礫層の堆積物に対して後背地解析を実施した結果、岩石の供給源が (a) 濃飛流紋岩類から (b) 苗木・上松花崗岩へと変化したことが明らかとなりました。この結果は、阿寺断層の活動による岩石の分布の変化を裏付けるものです。

地層処分においては、過去に起きた地下環境の変化を明らかにし、その傾向から将来の地下環境の変化を推定する必要があります。山地の形成は、特に地下水の流れなどに影響を及ぼす可能性があり、結果として地層処分システムに影響を与え得るため、山地の形成過程に関する情報を得ることは重要です。

山地を構成する岩石は風化などによって岩石片や鉱物粒子になり、それらが運搬され集積することにより堆積物が形成されます。このような堆積物は元の岩石の情報を保持している場合が多く、堆積物の供給源とその変化を推定する後背地解析により、山地の形成過程を解明できる可能性があります。後背地解析では、堆積物とその起源である岩石とを、何らかの物質を指標として対比することが基本となります。ところが、一般的に行われている鉱物を指標とした後背地解析では、鉱物鑑定の専門知識や経験が必要であり、また多大な時間を要するという課題がありました。そのため本研究では、専門的な知識や経験が無くても鉱物を利用した後背地解析を効率的に行うことのできる手法を開発しました。具体的には、堆積物及び供給源と考えられる複数の岩石から多数の鉱物を取り出し、それらの化学組成を電子プローブマイクロアナライザ (EPMA、図8-21 (a)) により1粒子ずつ分析しました。後背地解析では、多量の鉱物粒子を分析することが必要なため、分析の際には測定時間を可能な限り短くできるように分析条件を設定し、1粒子当たり約3分半で分析することができるようにしました。このEPMAによる分析は自動で何粒子も連続して行うことができるため、従来のように作業者が1粒子ずつ確認しなくても一度に多量の鉱物粒子（図8-21 (b)）の化学組成データを得ることができます。このようにして得られた全ての化学組成データを汎用的な表計算ソフトで集計し、既存データと比較することで測定した鉱物を迅速に同定できるようにしました。

さらに私たちは、開発した手法の有用性を確認するため、岐阜県東濃地域に分布する堆積物（東海層群土岐砂礫層）にこの手法を適用しました。その結果、本研究の試料採取地点に供給された堆積物の起源が、濃飛流紋岩類から苗木・上松花崗岩に変化していったことが分かりました（図8-22）。このことは、過去に付近の断層（阿寺断層）の地形学的研究によって推定された、この地域の地形・地質の分布の変化・時期と整合的です。したがって、本手法の実用化への見通しを得ることができました。

この成果は、後背地解析技術の効率化、つまり地下環境の将来的な変化を推定する技術の高度化に寄与するだけではなく、山地の形成過程の解明など、地球科学分野の研究の発展にも貢献が期待できます。

本研究は、経済産業省資源エネルギー庁からの受託事業「地層処分技術調査等事業（地質環境長期安定性評価確証技術開発）」の成果の一部です。

●参考文献
Shimizu, M. et al., Provenance Identification Based on EPMA Analyses of Heavy Minerals: Case Study of the Toki Sand and Gravel Formation, Central Japan, Island Arc, vol.28, issue 2, 2019, p.e12295_1-e12295_13.

8-9 地層処分場設計に関わる情報の一元管理を目指して
－地層処分のための設計支援システムの開発－

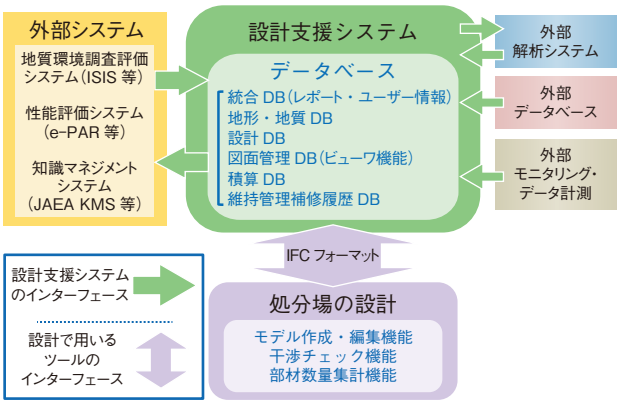


図 8-23　設計支援システム及び外部システム等との相関の概念
設計支援システムは、インターフェースで繋がる外部システム等（ISIS や e-PAR 等）との情報を含めて設計に関わる情報を一元的に管理します。また、処分場の設計の情報を三次元図上で示すことができます。

表 8-1　機能確認における閲覧情報及び登録情報の一覧
設計支援システム（プロトタイプ）の機能確認のために、図 8-24 で示した設計変更シナリオで取り扱う情報の一覧を示しています。

処分場の設計	閲覧情報	登録情報
文献調査結果に基づく設計	文献調査報告書（地形、地質、地下水データ等）	文献調査結果に基づく処分場の設計図書（設計条件、解析結果、設計図、議事録等）
概要調査結果に基づく設計	概要調査報告書（地形、地質、地下水データ等） 文献調査結果に基づく処分場の設計図書（設計条件、解析結果、設計図、議事録等）	概要調査結果に基づく処分場の設計図書（設計条件、解析結果、設計図、議事録等）

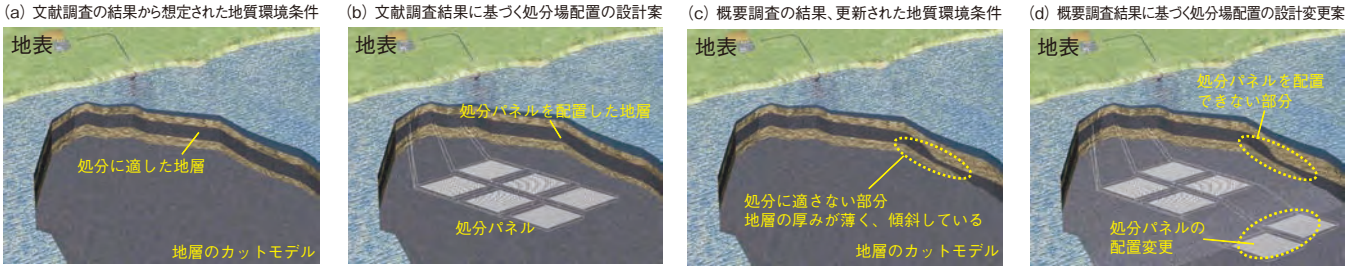


図 8-24　設計支援システムの機能確認のための設計変更シナリオの例
(a) 文献調査で想定された地層に対する (b) 処分場の設計案に対して、(c) 概要調査の結果更新された地層に対応するように、(d) 処分パネルの配置を変更しています。

高レベル放射性廃棄物の地層処分事業では、文献調査段階から処分場の設計が行われ、概要調査段階、精密調査段階と、地層の状況等が段階的により詳しく把握されていく過程で設計が適宜見直されます。このような設計の見直しは、処分場の建設段階の間でも行われます。

地層処分事業期間は百年程度と想定され、世代を超えて技術者が携わることから、処分場の設計に関わる全ての情報（地質環境条件等の処分場設計の前提条件、設計のための解析、設計結果等）の変遷、処分場の建設段階においてはその施工情報の確実な継承が重要となります。

そこで、上記の多種多様な情報について、その変遷の一元管理や処分場の三次元図上への表示等を可能とする設計支援システム（図 8-23）を検討しました。設計支援システムの主な役割は、ビューワ機能を備えたデータベース（DB）であり、処分場の設計、施工に関わる情報を 6 種類に分けて管理します。情報（データ）の書式は、長期の事業期間を考慮し、国際標準の IFC フォーマットとしました。

処分場の設計で利用する解析ツールや解析の前提となる地質環境についてのデータセット等は、本システムとはインターフェース（IF）を介して情報の受け渡しを行います。これにより、解析ツールや DB は、本システムとは独立して、適宜柔軟に最新・最適なものとしていくことができます。

図 8-23 の概念と機能を具現化したプロトタイプの試行により、その有効性を確認しました。試行の一例である図 8-24 に示す設計変更では、地形・地質 DB から表 8-1 に示す文献調査結果に基づく設計用の地形・地質情報を読み込み、ISIS から IF を介して閲覧した概要調査結果の地形・地質情報を参照して更新した概要調査結果に基づく設計用の地形・地質情報を DB に登録しました。そして、設計 DB から読み込んだ文献調査結果に基づく処分場の設計を、更新された地形・地質情報に合わせて更新し、概要調査結果に基づく処分場の設計として DB に登録しました。

このような設計支援システムのプロトタイプの開発と試行は、処分事業に用いる実用型の開発の基盤となると考えられます。また、本システムが可能とする地層処分事業での情報の見える化は、地層処分事業に対する社会の理解促進や受入れへの貢献が期待されます。

本研究は、経済産業省資源エネルギー庁からの受託事業「地層処分技術調査等事業（直接処分等代替処分技術開発）」及び「高レベル放射性廃棄物等の地層処分に関する技術開発事業（直接処分等代替処分技術開発）」（平成 25 ～ 29 年度）の成果の一部です。

●参考文献
Sugita, Y. et al., Development of a Design Support System for Geological Disposal of Radioactive Waste Using a CIM Concept, Proceedings of 17th International Conference on Computing in Civil and Building Engineering (ICCCBE 2018), Tampere, Finland, 2018, 8p.

8-10 岩石亀裂中の核種移行メカニズムの解明を目指して
－亀裂性結晶質岩中の核種移行遅延に及ぼす微細表面変質層の影響－

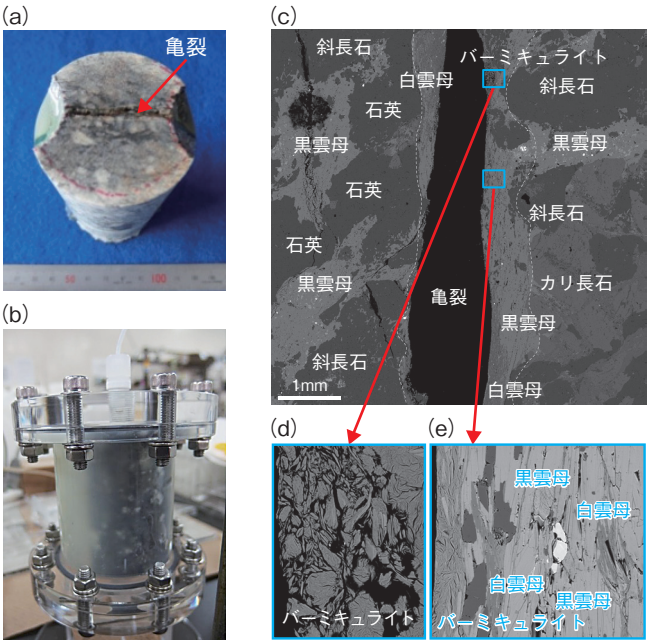


図 8-25　通液試験の試料と装置及び亀裂周辺の EPMA による観察結果
(a) はグリムゼル原位置試験場から採取された単一亀裂試料、(b) は通液試験装置、(c) は亀裂表面周辺の不均質な鉱物分布、(d) は風化したバーミキュライト層、(e) は配向した雲母層です。

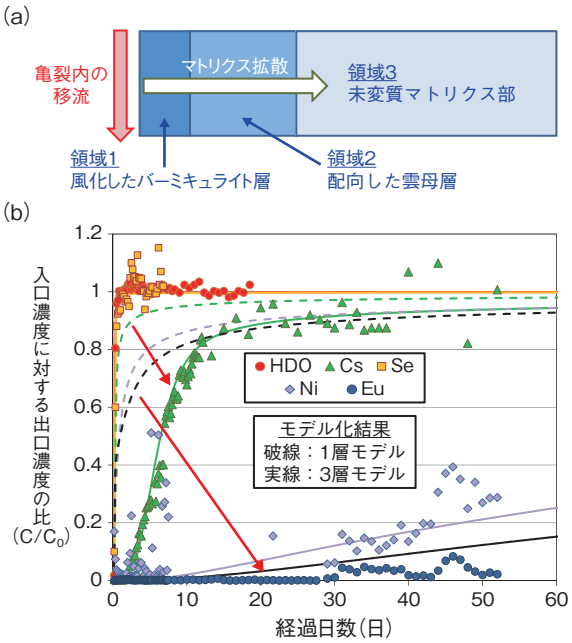


図 8-26　通液試験と解析により得られた破過曲線の比較
(a) は亀裂表面の 3 層構造を考慮した核種移行の概念モデル、(b) は通液試験で実測されたトレーサーの破過データと解析結果 (1 層及び 3 層モデル) との比較です。

花崗岩などの結晶質岩は放射性廃棄物の地層処分の候補母岩として多くの国で研究がなされています。亀裂性結晶質岩中の放射性核種の移行は、亀裂中の移流と亀裂に面したマトリクス部への拡散を考慮した二重間隙モデルによって評価されます。この亀裂性結晶質岩中の核種移行モデルを開発する上で、亀裂表面近傍に存在する微細表面変質層は考慮すべき重要な不確実性要因となります。本研究では、スイスのグリムゼル原位置試験場から採取した単一亀裂と表面変質層を含む花崗閃緑岩試料を対象に、室内試験、微細構造分析、モデル化を組み合わせた包括的な研究手法を用いて、天然の不均質な亀裂中で生じる核種移行現象を解明し、それを反映した評価モデルを開発することを目的としました。

通液試験、透過拡散試験、バッチ収着試験からなる室内試験を、異なる移行遅延特性を有する重水 (HDO)、セレン (Se)、セシウム (Cs)、ニッケル (Ni)、ユーロピウム (Eu) をトレーサーとして含む模擬地下水を用いて実施しました。一定流量での亀裂中通液試験には、天然の単一亀裂を含む花崗閃緑岩試料を用いました (図 8-25 (a)、(b))。透過拡散試験とバッチ収着試験は、亀裂表面部とマトリクス部から採取した 2 種類の試料を対象に、上記と同じトレーサー溶液を用いて実施しました。これらの室内試験結果から、トレーサーの遅延はいずれの試験でも HDO ＜ Se ＜ Cs ＜ Ni ＜ Eu の順に大きくなる傾向を示しました。さらに、変質層を含む亀裂周辺の鉱物・間隙分布の不均質性を、X 線 CT 分析や電子プローブマイクロアナライザー (EPMA) によって分析しました。X 線 CT 像から、亀裂開口部の不均質分布を可視化するとともに、平均的な開口幅を定量化しました。EPMA によって得られた元素分布と、岩石を構成する主要な鉱物の化学組成との比較から、不均質な鉱物分布を評価し、亀裂表面近傍に配向した雲母層が存在すること、さらに亀裂最表面には風化したバーミキュライト層が存在することを確認しました (図 8-25 (c)～(e))。

上記の分析によって得られた微細表面変質層の情報に基づき、風化したバーミキュライト層、配向した雲母層、未変質のマトリクス部からなる 3 層モデル (図 8-26 (a)) を提案し、それぞれの層の厚み、間隙率、収着・拡散特性を、室内試験結果を基に設定して解析を行いました。この 3 層モデルで微細表面変質層の移行遅延機能を考慮したことによって、従来の二重間隙モデル (未変質マトリクス部のみを考慮した 1 層モデル) と比較して、通液試験で得られた移行遅延特性の異なる多様なトレーサーの破過データを非常に良く再現することができました (図 8-26 (b))。

このような亀裂近傍の微細表面変質層が核種移行遅延に及ぼす影響を反映したモデル評価は、地層処分の安全評価の信頼性の向上につながるものです。

本研究は、経済産業省資源エネルギー庁からの受託事業「高レベル放射性廃棄物等の地層処分に関する技術開発事業（処分システム評価確証技術開発）」の成果の一部です。

●参考文献

Tachi, Y. et al., Effects of Fine-Scale Surface Alterations on Tracer Retention in a Fractured Crystalline Rock from the Grimsel Test Site, Water Resources Research, vol.54, issue 11, 2018, p.9287-9305.

8-11 低放射性廃液の安定化に向けた技術開発
－炭酸塩を含む低放射性廃液のセメント固化－

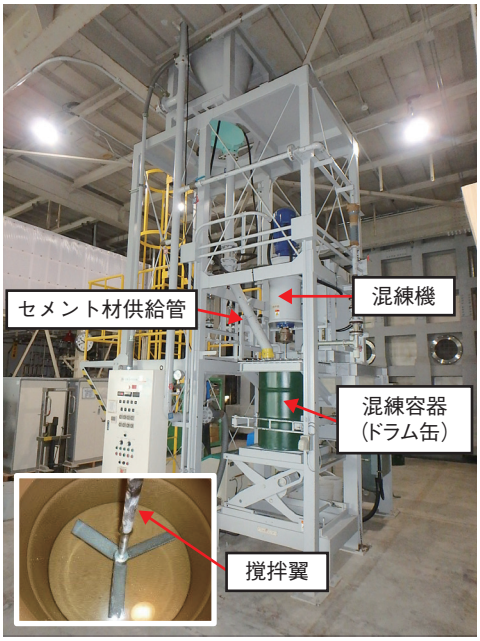


図 8-27　実規模混練装置
実機と同じ 200 L ドラム缶サイズのセメント固化体を混練し、各種物性データを取得します。また、長期保管したのち、圧縮強度を測定し、8 MPa 以上であることを確認します。

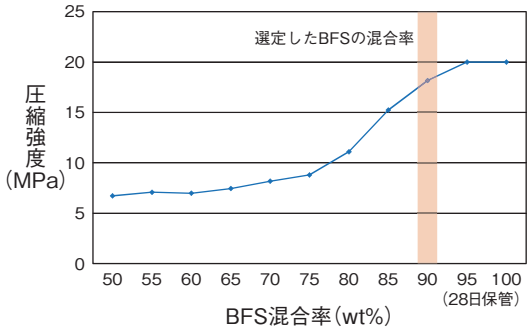


図 8-28　OPC に対する BFS 混合率と圧縮強度の変化
BFS 混合率が高くなるにつれて圧縮強度の増加が確認されました。また、BFS 95% 以降の場合、固化日数を要するため、運転に適した固化日数と流動性等が得られる混合セメント(BFS:OPC=9:1)を LWTF で採用する予定です。

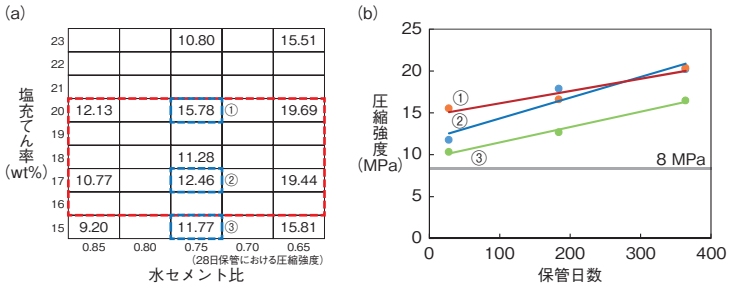


図 8-29　(a) 混合セメントにおけるコア圧縮強度及び (b) 長期保管時における圧縮強度の変化率
(a) 水セメント比 (0.65 ～ 0.85)、塩充てん率 (15 ～ 23wt%) の広い範囲においても、8 MPa 以上の圧縮強度が得られました。(b) また、---線内 (①～③) の試料に対して、長期的な圧縮強度の増加が確認されました。

低放射性廃棄物処理技術開発施設（LWTF）では、再処理施設で発生した低放射性濃縮廃液やリン酸廃液をセメント固化する計画です。このうち低放射性濃縮廃液については、核種分離（共沈・限外ろ過、Cs・Sr 吸着）を実施し、スラリ廃液と硝酸塩廃液に分離した上で、硝酸塩廃液については、硝酸根分解処理によって炭酸塩廃液とし、インドラムミキシング方式によるセメント固化を計画しています。硝酸根分解処理に伴い発生する炭酸塩廃液は、セメント固化を促進する作用があり、一般的にセメント固化に使用されている普通ポルトランドセメント（OPC）は、硬化が早過ぎるために適用が困難でした。そのため、新たなセメント材を選定し、固化条件を調べる必要があります。本報は、セメント固化設備を LWTF に設置するため、水セメント比や塩充てん率（固化した際の固化体に含まれる塩の割合）などの各種条件における固化可能範囲や長期保管時の圧縮強度等について、実規模混練装置（図 8-27）を用いて調査しました。セメント材の選定では、アルカリと反応することで緩やかに硬化する高炉スラグ微粉末（BFS）に着目し、OPC と BFS の混合セメントを用いて試験を行ったところ、BFS の割合を増加させることで、圧縮強度や流動性が増加することが確認されました（図 8-28）。その結果を踏まえて、BFS:OPC が 9:1 となる混合セメントを用いて、実規模混練を行いました。LWTF では、水と炭酸塩の割合が変動することが予想されることから、固化性状に大きく係る水セメント比及び塩充てん率をパラメータとして、固化可能範囲の検討もあわせて行いました（図 8-29 (a)）。その結果、水セメント比：0.65 ～ 0.85、塩充てん率：15 ～ 23wt% とすることで、目標である圧縮強度（8 MPa 以上）を満たすことが確認され、②を中心とした---線枠内(LWTF の運転上の誤差範囲)では、水と炭酸塩の割合の変動を踏まえても十分に固化が可能であることを確認しました。さらに、得られた固化体の長期の圧縮強度の変化について調査を行い、長期的には強度が増加する傾向があることを確認しました(図 8-29 (b))。これは、セメント材に含まれる BFS が緩やかに反応することで、圧縮強度が長期的に増加するためと考えられます。また、長期保管後にひびなどの異変が見られないことから、固化体は膨張も収縮もせず安定していることを確認しました。

これらの試験結果は、セメント固化設備を LWTF に設置するための設計に役立てられます。今後もセメント固化試験を継続し、より広い固化可能範囲の把握及び運転条件の最適化を目指します。

●参考文献
Matsushima, R. et al., Development of Cement Based Encapsulation for Low Radioactive Liquid Waste in Tokai Reprocessing Plant, Proceedings of 3rd International Symposium on Cement-Based Materials for Nuclear Wastes (NUWCEM 2018), Avignon, France, 2018, 4p., in USB Flash Drive.

8-12 新材料の燃料再処理への適用を評価する実験
－過酷事故への進展を防ぐ新材料に対する硝酸腐食評価－

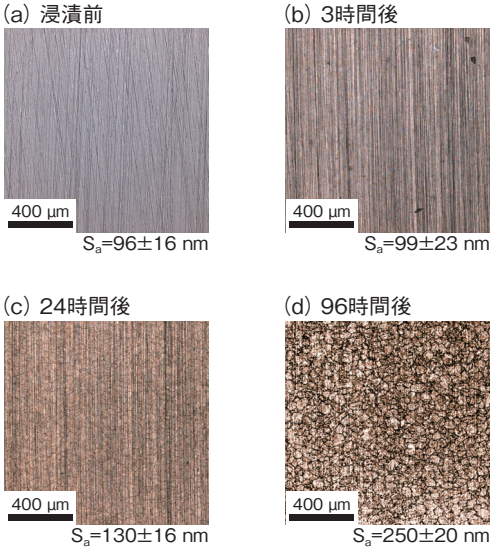


図8-30　沸騰硝酸に浸漬した時の試験片の外観変化
浸漬前後の試験片の表面をレーザー顕微鏡で観察しました。浸漬96時間後には腐食痕が見られます。S_aは算術平均粗さを表しており、浸漬時間が長くなるにつれ、表面が粗くなり、腐食が進行していると分かります。

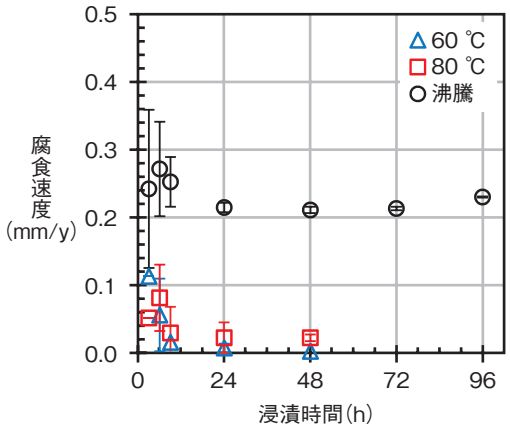


図8-31　浸漬時間による腐食速度の変化
試験片の重量変化量から腐食速度(mm/y)を求めました。腐食速度は60 ℃、80 ℃、沸騰(約110 ℃)の順で大きくなりました。最も大きい腐食速度は、沸騰条件の0.22 mm/yでした。

東京電力福島第一原子力発電所では、様々な部材として使用されているジルコニウム(Zr)合金の酸化により発生した水素が爆発の原因となったといわれています。そこで、Zr合金と比較して事故耐性が優れると期待できるFeCrAl-ODS鋼(鉄、クロム、アルミニウムが主成分の酸化物分散強化(ODS)フェライト鋼)を開発し、燃料被覆管として利用することを検討しています。

我が国では、原子力発電所で使用された核燃料(使用済核燃料)は再処理されます。Zr合金製の燃料被覆管を使用した核燃料の再処理には実績があり、再処理工程中の挙動も知られています。しかし、FeCrAl-ODS鋼を再処理工程へ導入したときにどのような挙動をするかは分かっていません。そこで、再処理工程で、燃料被覆管が最初に受ける化学処理である燃料溶解工程を対象に、FeCrAl-ODS鋼の腐食挙動について評価しました。

溶解処理では、高温・高濃度の硝酸溶液にて燃料被覆管に包まれている使用済核燃料を溶かすため、FeCrAl-ODS鋼の試験片を沸騰した硝酸溶液に浸漬し、一定時間後に取り出し、表面観察と重量測定を行いました。硝酸濃度は、溶解槽の設定濃度である3 mol/dm^{3}としました。浸漬後、試験片の表面は図8-30(a)～(d)のように変化しました。3時間の浸漬では表面の変化が見られず、良好な耐食性があることが分かりました。腐食速度を求めたところ、図8-31となり、再処理機器に利用されているステンレス鋼と比較して十分な耐食性を持つことを確認しました。

図8-30(d)の試験片について、X線光電子分光法(XPS)にて分析を行い、極表面の元素の挙動を調べました。極表面には酸化被膜が形成され、酸化被膜内では鉄が選択的に溶けていることが分かりました。またクロムとアルミニウムは酸化物となっていました。

上記のような強固な酸化被膜が形成されるため、FeCrAl-ODS鋼は硝酸溶液に対して十分な耐食性を持つことが分かりましたが、実機を想定した場合、使用済核燃料中の多種多様な成分や放射線の作用も踏まえた評価が必要となります。今後は、より溶解槽に近い条件にてFeCrAl-ODS鋼の腐食挙動を評価し、その腐食生成物がどの程度、後工程に影響するかを検討します。

本研究は、経済産業省資源エネルギー庁からの受託事業「原子力の安全性向上に資する共通基盤整備のための技術開発事業(安全性向上に資する新型燃料の既存軽水炉への導入に向けた技術基盤整備)」の成果の一部です。

●参考文献

Takahatake, Y. et al., Corrosion Behaviour of FeCrAl-ODS Steels in Nitric Acid Solutions with Several Temperatures, Proceedings of Annual Topical Meeting on Reactor Fuel Performance (TopFuel 2018), Prague, Czech Republic, 2018, 9p.

8-13 抽出装置内の流れや混合状態を予測する
ー遠心抽出器内における流動・分散・物質移動シミュレーションー

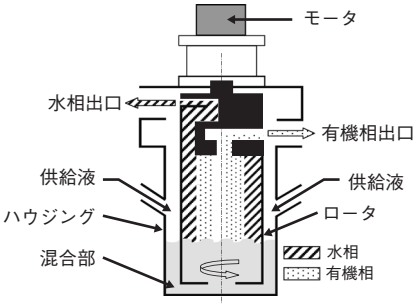


図 8-32　遠心抽出器の概略図
配管より供給された水相及び有機相は、高速回転するロータにより抽出器下部（混合部）において混合・分散され、U 等の回収が進行します。その後、ロータ内へ吸引、遠心力により分離され、上部の各出口から排出されます。

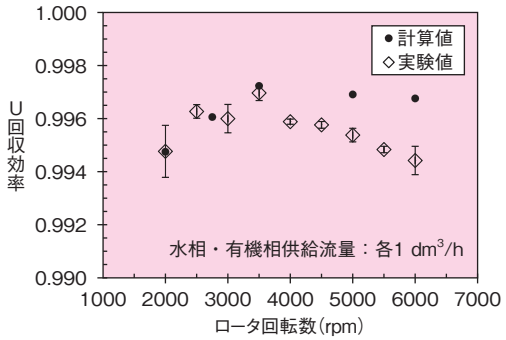


図 8-34　ロータ回転数の変化に伴う U 回収効率の変化
シミュレーション結果及び実験結果ともに、U の回収効率（1 が最大）はロータ回転数が 3500 rpm 近傍で最も高くなることが確認できます。

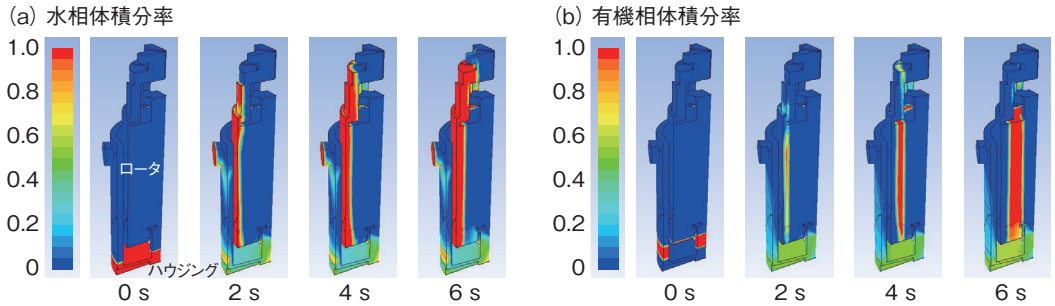


図 8-33　遠心抽出器内における (a) 水相体積分率及び (b) 有機相体積分率の経時変化
ロータ外径 28 mm を有する遠心抽出器を対象に、水相及び有機相の供給流量を各 100 cm³/min、ロータ回転数を 3500 rpm と設定した際のシミュレーション結果を示しています。

原子力発電所より発生する使用済核燃料の再処理工程においては、使用済核燃料を溶解した硝酸溶液（水相）中からウラン（U）やプルトニウム（Pu）を有機溶媒（有機相）中へ回収するために、溶媒抽出装置が使用されます。種々の溶媒抽出装置の中でも、高速回転するロータにより水相と有機相の混合及び相分離を行う遠心抽出器（図 8-32）は、高い処理能力や相分離能力等、他の抽出装置にはない優れた特徴を有しています。本抽出器の性能向上を図る上で重要となる装置内部での水相や有機相の流動や分散特性について、装置の運転条件の違いが及ぼす影響やこれによる U 等の回収性能の変化を予測するため、数値解析によるシミュレーション手法を構築しました。本手法では、実際の遠心抽出器を基にモデル化したロータ及びハウジング部を対象に、水相及び有機相の流動や分散状態、さらには各相中の U 等の金属濃度について、経時変化を追うことが可能です。

図 8-33 にシミュレーションにより得られた遠心抽出器内における (a) 水相及び (b) 有機相の流動状態（体積分率）の経時変化を示します。各相の供給及びロータの回転に伴い、抽出器下部において両相の混合が進むとともに、混合された両相がロータ内に流入後、遠心力により比重の重い水相が外側に、比重の軽い有機相が内側にそれぞれ速やかに分離される様子が認められます。

本シミュレーションにより装置の運転条件の違いが、各相の流動及び分散状態に及ぼす影響を評価したところ、ロータ回転数の増加や各相の供給流量の低下により、抽出器下部における液相の存在領域が上下に分断され、混合時間が低下する傾向が示される一方、いずれの条件においても抽出器下部においてはロータ中心部に向かう流れが確認されました。また、抽出器下部の両相の混合部における分散相（水滴）の液滴径は、ロータ回転数の増加及び供給液流量の低下により減少する傾向が認められました。これらの結果は、抽出器の運転時において観察される挙動といずれも一致しており、シミュレーションの有効性を確認しました。

遠心抽出器による硝酸溶液中からの U の回収においては、所定のロータ回転数において高い回収性能が得られることが過去の試験により確認されていますが、本シミュレーションを用いた評価においても同様の傾向が認められました（図 8-34）。

今後、構築したシミュレーション手法により、装置構造の違いが及ぼす影響についても評価を進め、遠心抽出器の性能向上を図っていきます。

本研究は、横浜国立大学との共同研究「抽出器内における流動･分散特性に関する研究」（平成 25 ～ 29 年度）で実施されたものです。

●参考文献
佐野雄一ほか，回転円筒型液液抽出装置内における流動・分散・物質移動シミュレーション，化学工学論文集，vol.44, issue 6, 2018, p.335-340.

9 システム計算科学研究

原子力研究開発を支える計算科学技術

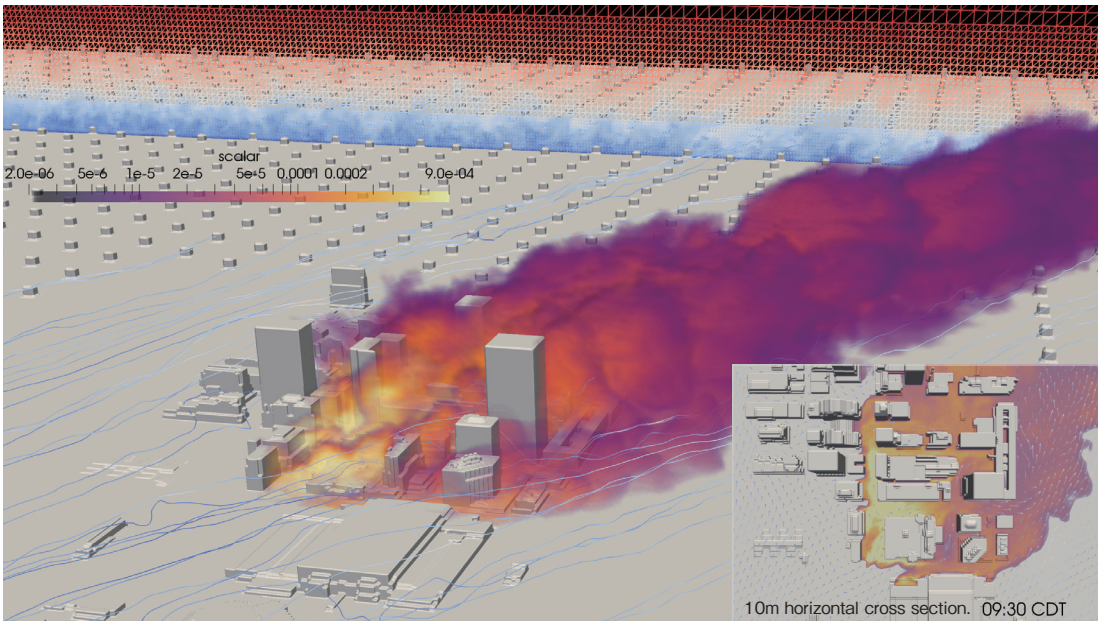


図9-1　GPUを利用して高速化した放射性物質の風による拡散シミュレーション
次世代のスーパーコンピュータでは従来の演算装置であるCPUに加え、簡単かつ膨大な処理に特化しこれを超高速に演算するGPUと呼ばれる装置を駆使することで、その計算効率を100%近くまで発揮し、これまで不可能だった大規模な計算を行うことが可能となります。上の図の例はGPU向けに高速化したアルゴリズムを使い、建物の影響を詳細に取り入れ放射性物質拡散のシミュレーションを行った結果です。

原子力分野における研究開発では、放射性物質等を扱う必要性から、実験に多大なコストと労力を要する場合が多く、シミュレーションと実験を連携することで、効率的な研究開発を行うことが今後、ますます重要になると考えられています。例えば、原子炉の過酷事故では、核燃料と様々な構造物がどのように溶融し混合するのか、また事故によって放出された放射性物質は環境中をどのように拡散するのかといった課題や、次世代の新しい原子炉システムの開発においては、従来の原子炉内とは異なる環境においても、燃料や構造材の安全性を十分に確保する適切な設計指針が求められます。そのような研究開発を効率良く進めるには、まずシミュレーションを行い、次にどのような実験を行えば最も課題解決に有効なデータが得られるか、予測しながら実験を行うというアプローチが重要となります。

このようなアプローチにおいて、スーパーコンピュータを活用した計算科学技術による解析は欠かせないものとなっていますが、最近では、さらに計算科学技術の解析対象を大きく拡げるため、これまで計算機の能力の限界から計算対象のモデルを単純化することで実施されてきた解析に対し、最新のGPUやAI技術等のテクノロジーを最大限に活用することで、複雑な現象を単純化することなく解析することを目指す研究開発が行われています。このような取組みが成功すれば、実験では簡単に得ることができない詳細な情報をシミュレーションで取得し、これまでにない新たな知見が得られるものと期待されています。

システム計算科学センターでは、上記の過酷事故の解析や新型炉の材料設計で必要となる、様々な要因が絡み合う複雑な現象の解析技術を開発するとともに、次世代のエクサスケール計算機の活用を見据えて複雑な超大規模計算をより高速に行う基盤技術の開発も行っており（図9-1）、それらを統合した複雑現象解析技術は原子力研究開発だけでなく科学技術全般における共通基盤技術になると考えられます。

2018年度、システム計算科学センターは福島の再生・復興への計算科学技術の活用先として、東京電力福島第一原子力発電所の廃炉に向け、炉内で溶け落ち固まった様々な燃料デブリの硬さを計算により評価し、実験から得られた硬さの要因を原子レベルから説明することに成功しました（第1章トピックス1-2）。また、住宅地での被ばく量を高精度に評価するため、地形や樹木等の影響を取り入れ、詳細な空間線量率の分布を計算するシステムを開発しました（第1章トピックス1-17）。将来のエクサスケール計算へ向けた計算機技術としては、放射性物質の風による拡散シミュレーションを、GPUを用いて高速に計算する技術（トピックス9-1）と、過酷事故解析で必要な大規模流体計算を超並列計算で高速に行う技術（トピックス9-2）を紹介します。さらに、複雑現象解析に必要となる解析技術の高度化については、レーザー加工に係る複雑現象解明に向けた高速炉部門による研究開発の成果（トピックス9-3）、環境中の水素が材料に与える影響を解明した成果（トピックス9-4）、重元素化合物等の強相関電子系の量子多体問題にAIの解析技術を応用した成果（トピックス9-5）の三つを紹介します。以上、システム計算科学センターでは、原子力研究開発の共通基盤となる計算科学技術の研究を今後も着実に進展させ、その成果を積極的に原子力の研究開発や科学技術一般へと展開していきます。

9-1 汚染物質拡散解析の高速化
ー GPU スーパーコンピュータに適した通信削減型時間発展法の開発ー

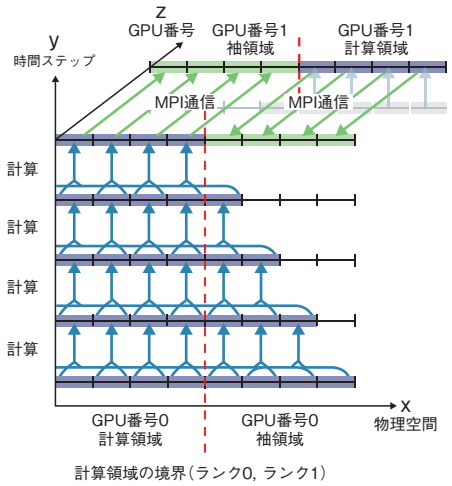


図 9-2　通信削減型時間発展法のアルゴリズム
各格子点では隣接格子点（x 方向）の情報を用いて物理量の時間ステップ（y 方向）を進めます。通信削減型時間発展法では、複数時間ステップ分（4 回）の袖領域をまとめて計算及び隣接 GPU（z 方向）と通信することで、袖領域内の通信回数を最大で 1/4 に削減します。

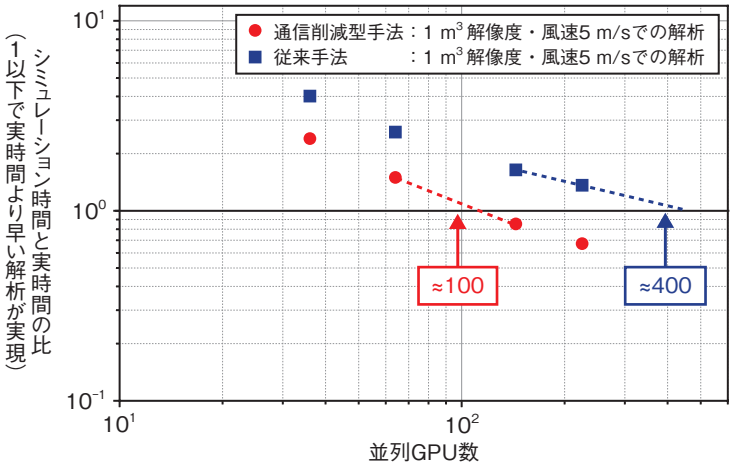


図 9-3　シミュレーション時間と実時間の比のスケーリング
TSUBAME3.0 を用いた並列計算でのスケーリング結果となります。通信削減型時間発展法（●）により実時間処理（縦軸が 1 との交点）が 100 台の GPU により実現され、従来の時間発展法（■）の 400 台に対して大幅な高速化が達成されました。

緊急時における、大気中への汚染物質の拡散予測を目的として高解像度風況解析コードが開発されています。このような風況解析は原子力分野だけでなくスマートシティ設計等、幅広い産業応用ニーズがあります。都市部は高層ビルが密集した複雑な形状をしており風の流れが乱流状態となるため、マルチスケールの大規模解析が必須となります。また、汚染物質の拡散予測には実時間よりも速い解析が求められます。しかしながら、私たちが開発している既存の局所風況解析手法では、都市街区を捉えた数メートル解像度及び数キロメートル四方の計算領域に対する実時間解析は不可能であるため、それを克服した新たな数値流体解析手法を開発する必要があります。

本研究では流れのスケールに応じて格子解像度を変化させる適合細分化格子法に基づく流体解析コードに対して、画像処理用に開発された GPU を用いて高速処理することにより上記課題を解決しました。GPU 型スーパーコンピュータでは従来の汎用 CPU 型スーパーコンピュータに比べてプロセッサ当たりの演算性能は 10 倍程度向上しますが、プロセッサ間の通信性能は同程度となっており、GPU 間の通信処理が大きなボトルネックとなります。特に GPU による並列処理の場合には、袖領域の通信に関連した袖領域データの変換や並列計算機間のデータの同期処理等の複雑な前処理や後処理が必要となるため、それらの処理の高速化が求められていました。本研究では、この問題の解決策として、ボトルネックとなる処理を別の処理に置き換えることで同一の結果が実現できるテンポラルブロッキング法に基づく通信削減型時間発展法を開発しました（図 9-2）。従来の時間発展法では、各 GPU は計算領域のみに対して計算を行い、時間ステップ（y 方向）を進めるごとに隣接した GPU（z 方向）と通信を行って袖領域を更新します。新しい手法では袖領域に対する逐次の通信処理を、袖領域の冗長な時間発展計算（図 9-2：→）及び複数時間ステップ分の通信処理（図 9-2：→）に置き換えることで、ボトルネックとなっていた袖領域の通信処理を削減しました。

提案手法の実証実験として、国内最大級の GPU 型スーパーコンピュータである TSUBAME3.0（東京工業大学）を用いた風況解析を実施しました。袖領域を 4 格子と設定した条件では、新しい手法によって袖通信のコストを 64% 削減し、全体で約 1.6 倍の性能向上を達成しました（図 9-3）。この性能向上により、1 m 解像度 2 km 四方の実時間風況解析が 100 台の GPU で実現できました。以上の成果により、緊急時の汚染物質拡散予測やスマートシティ設計などの現実問題に適用可能な高解像度の風況解析が、実時間で実施できる見込みが立てられました。

本研究は、学際大規模情報基盤共同利用・共同研究拠点（課題番号：jh180041-NAH）の支援により得られた成果の一部です。

●参考文献

Onodera, N. et al., Communication Reduced Multi-Time-Step Algorithm for Real-Time Wind Simulation on GPU-Based Supercomputers, Proceedings of 9th Workshop on Latest Advances in Scalable Algorithms for Large-Scale Systems (ScalA 2018), Dallas, USA., 2018, p.9-16.

9-2　1000 億格子の多相流体解析に向けた行列計算技術
－省通信マルチグリッド法の開発－

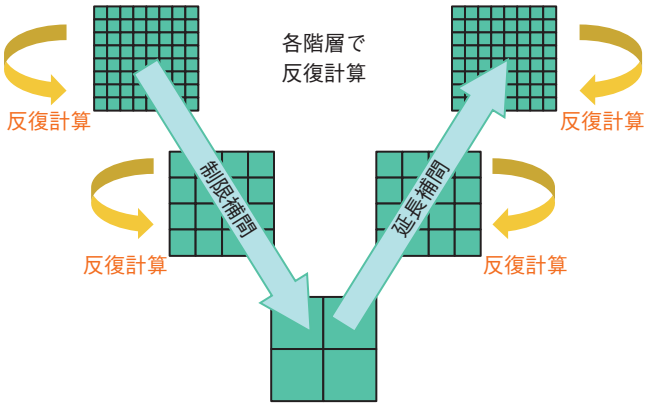


図 9-4　マルチグリッド法のアルゴリズム
マルチグリッド法では格子幅の異なる階層的な格子系に解を補間して、各階層の反復計算で異なる波長の誤差成分を独立に減衰させることでマルチスケール問題の解の収束性を向上します。

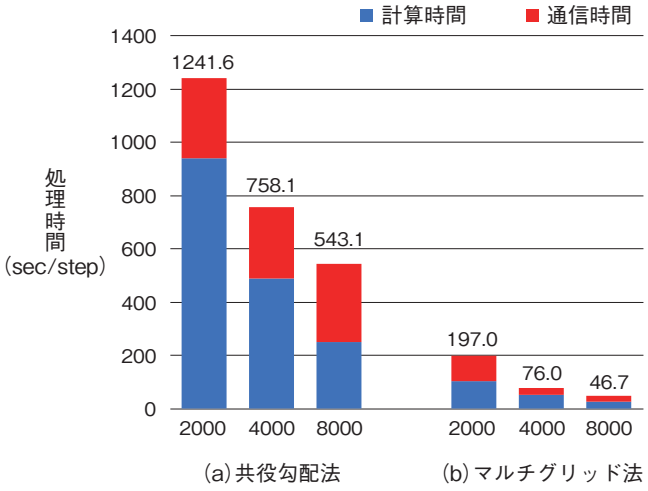


図 9-5　Oakforest-PACS 全系に至る計算性能のスケーリング
図は Oakforest-PACS（最先端共同 HPC 基盤施設）における全系規模の 8000 台の計算ノードを用いて計測した、(a) 従来の行列ソルバ（ブロックヤコビ前処理付共役勾配法）と (b) 新しい行列ソルバ（マルチグリッド前処理付共役勾配法）の計算性能を示します。

過酷事故時の原子炉内における構造物や溶融物を含む複雑な熱流動現象を解析するために多相流体解析コードが開発されており、将来のエクサスケール計算機では 1000 億格子規模を必要とする原子炉全体のシミュレーションが可能になると期待されます。しかしながら、このような大規模解析では現象のマルチスケール性が顕著になり、多相流体解析コードの中核を成す圧力方程式の行列ソルバの収束特性が悪化していくことが問題となっていました。今回、このようなマルチスケール問題を効率的に計算できる行列ソルバを開発し、1000 億格子規模の多相流体解析を 10 倍以上高速化することに成功しました。

マルチスケール問題の解には長い波長と短い波長の誤差成分が混在します。行列ソルバでは反復計算によって誤差を減衰させて解を収束させますが、格子数を増やすと長い波長の成分の情報伝播に時間が掛かり誤差の減衰が遅くなります。このため、従来の解法では問題規模に伴って反復回数が増大し、大規模問題の解析が困難でした。この課題を解決するために、マルチグリッド法と呼ばれるマルチスケール問題向けの解法を導入しました。この手法では、格子幅の異なる階層的な格子系において、異なる波長の誤差成分を独立に減衰させるため、反復回数の増大を回避することができます（図 9-4）。

一方、計算コストの観点からは、各階層での反復計算の演算量と通信量を削減することが課題となっていました。そこで、本研究では、マルチグリッド法を従来の共役勾配法の近似的前処理として用いることで、マルチグリッド法処理の精度要求を緩和し、マルチグリッド法に単精度計算（32 ビット）、共役勾配法に倍精度計算（64 ビット）を用いる混合精度計算を適用することで、マルチグリッド法の計算量と通信量を半減しつつ最終的に得られる解の精度を維持することに成功しました。国内最大の汎用 CPU 型スーパーコンピュータである Oakforest-PACS を用いて 1000 億格子規模の多相流体解析の性能評価を実施したところ、従来の行列ソルバに比べて約 11.6 倍の性能向上を達成しました（図 9-5）。

本研究は、文部科学省ポスト「京」重点課題⑥「革新的クリーンエネルギーシステムの実用化」及び最先端共同 HPC 基盤施設「大規模 HPC チャレンジ」の支援により得られた成果です。

●参考文献

Idomura, Y. et al., Communication Avoiding Multigrid Preconditioned Conjugate Gradient Method for Extreme Scale Multiphase CFD Simulations, Proceedings of 9th Workshop on Latest Advances in Scalable Algorithms for Large-Scale Systems (ScalA 2018), Dallas, USA., 2018, p.17-24.

9-3 レーザー加工における適切な照射条件を予測する

ー レーザー溶融・凝固プロセス計算科学シミュレーションコード SPLICE を用いたレーザー照射加工条件の導出 ー

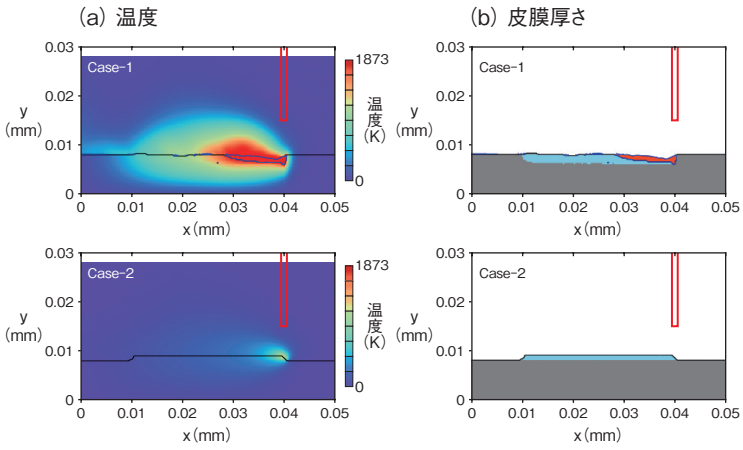


図 9-6　SPLICE コードによるレーザーコーティングの数値解析結果
(a) 皮膜形成過程の温度分布、(b) 皮膜厚さ

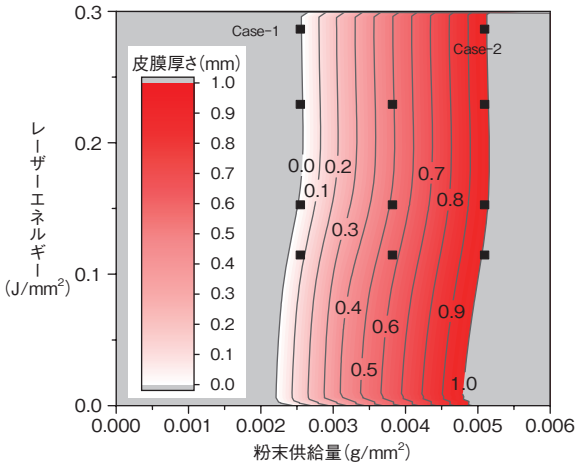


図 9-7　レーザーコーティングにおける粉末供給量とレーザー入熱量を指標とした皮膜厚さの設計空間

ものづくりの現場では、高効率、高速、省エネ、低環境負荷、コスト削減などを目的に製造プロセスへのレーザーの導入が高まっています。しかし、レーザー加工のパラメータは、レーザー波長、出力、パルス幅など多数のパラメータが複雑に絡み合っているため、一つの加工条件の作成に数億通りの実験を要し、多品種少量生産などを志向する産業分野への導入を阻害する要因になっています。加工パラメータの設定には、熟練者の「経験と勘」に頼るのが一般的です。熟練者の行動モデルは、加工プロセスの「観察」を通じて状況を「判断」し、加工性能が不足している場合には対応策を「実行」して状況回復を行います。これら一連の観察・判断・実行を計算機上に再現できれば、熟練者の加工と同等なプロセスが実現できます。そこで適切なレーザー加工条件を予測して、設計空間を可視化する計算科学シミュレーションコード SPLICE を開発しました。

これまでに SPLICE コードを用いて、レーザー溶融・凝固プロセスや、流体の挙動など複雑な物理現象を解析してきました。本報では、近年注目されているレーザーコーティングの加工条件の導出について解説します。レーザーコーティングは、新機能を付与するために、基板とは異なる金属粉末をレーザーによって溶融、堆積させる手法です。レーザーコーティングで高品質な皮膜を形成するには、金属粉末の供給量やレーザーの出力など、基板と粉末の組合せに応じて適切化する必要があります。そこで SPLICE コードにより、条件適切化作業の短縮や、皮膜厚さ等の設計仕様を満たす加工条件の導出ができるようになります。

図 9-6 は、レーザーコーティングにおける (a) 皮膜形成過程の温度分布、(b) 皮膜厚さを示しています。Case-1 の過入熱な場合では、皮膜が基板に溶け込み、適切な皮膜が形成されないため良いコーティングとはいえません。しかし、Case-2 のように粉末供給量、レーザー入熱量を適切に制御すると溶け込みの無い品質の高い皮膜が形成できることが分かります。これらの解析結果に基づき、設計空間を作成します。Case-1、2 を含む 11 ケースの数値計算を行い、図 9-7 のように粉末供給量とレーザー入熱量に対する皮膜厚さを等高線図で示します。黒プロット（■）は、11 ケースの計算結果位置を示し、これらをスプライン補間して皮膜厚さ 0.1 mm ごとの等高線を実線で表したものです。パラメータには、施工時に可変可能なパラメータである粉末供給量とレーザー入熱量を指標としました。ここで評価したような設計空間は、レーザーコーティング装置による実際の皮膜厚さ特性の特徴をよく再現できることを確認しています。

計算科学シミュレーションコードを利用した設計空間の可視化は、レーザー加工プロセスの適用範囲や利便性を大幅に拡張することにつながります。

本研究は、内閣府総合科学技術・イノベーション会議の戦略的イノベーション創造プログラム（SIP）「革新的設計生産技術」（2014 ～ 2018 年度）のうち、「高付加価値設計・製造を実現するレーザーコーティング技術の研究開発」の成果の一部です。

●参考文献
村松壽晴，レーザー溶融・凝固プロセス計算科学シミュレーションコード SPLICE を用いたレーザー照射加工条件の導出，スマートプロセス学会誌 , vol.8, no.1, 2019, p.4-8.

9-4 水素が金属材料に与える影響を計算機により評価
ーアルミニウム結晶粒界の水素による自発的分離ー

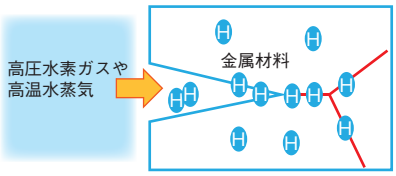


図9-8　金属材料の水素脆化の概念図
ー線は結晶粒同士の境界である結晶粒界です。

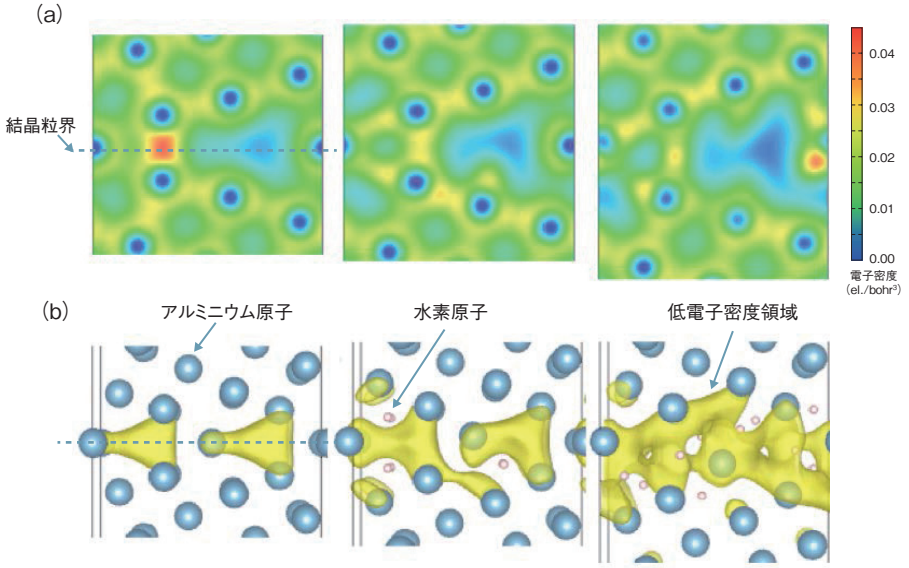


図9-9　アルミニウム結晶粒界が水素原子の侵入によって分離していく様子
(a)は原子を結びつける電子密度（electron/bohr^3）の断面図、(b)は上の電子密度と同じ領域の原子構造と電子密度の低い三次元領域です。左から右へ進むにつれて粒界中の水素原子数が増えていきます。第一原理計算により、アルミニウムの結晶粒界が水素原子の侵入によって粒界に垂直な縦方向に大きく膨張していく様子を捕らえています。

軽水炉の原子炉内部の材料は、強い放射線や高温の水蒸気にさらされるため、長期間使用しても劣化しない材料を開発することが重要となります。こうした環境では酸素や水素が材料中に侵入し劣化させる場合があり、さらに次世代の原子炉では水の代わりに液体金属を冷媒に使用するものもあり、液体金属による材料劣化を防ぐことも設計で重要となります。システム計算科学センターではこのような環境中の物質の侵入による材料劣化の仕組みをシミュレーションによって明らかにする研究を行ってきました（図9-8）。その応用展開として、アルミニウムの水素による劣化機構の解明に取り組みました。現在、地球温暖化対策として水素のエネルギー利用が有望視されていますが、そのためには水素を安全に貯蔵する材料が必要となります。一方で水素は多くの金属を脆くすることが知られており、この現象は水素脆化と呼ばれています。水素貯蔵に現在使われているアルミニウム合金は通常の環境では水素脆化を起こしにくいことが知られていますが、より厳しい条件下では脆化することが知られており、そのメカニズムは明らかになっていません。そのため、より良い材料の開発には脆化メカニズムの解明が必要です。

本研究では、物質の性質をつかさどる電子の振る舞いを、量子力学のシュレーディンガー方程式を数値的に解いて調べる第一原理計算という手法を用い、アルミニウムに対する水素原子の影響を調べています。特に水素原子が侵入しやすい結晶粒界について計算した結果、興味深い現象が明らかとなりました。これまで調べてきた鉄などの材料の場合、結晶粒界に水素原子が侵入すると膨張しますが、ある程度以上には膨張しませんでした。しかしアルミニウムの場合、水素原子が入ると結晶粒界のアルミニウム原子間距離を押し広げて新たに水素原子が入る場所ができ、さらに水素原子が入ることで際限なく膨張し自発的に分離していく傾向があるということが分かりました（図9-9）。アルミニウムは鉄に比べて原子同士の結合エネルギーが低く、アルミ原子同士の結合を切り離すと同時に隙間に水素が入ってアルミ原子と結合することで安定化し、弱い力でもゆっくり引っ張ることで水素原子が材料に侵入し割れるというメカニズムを発見することができました。また、このような現象は通常の使用環境では起こらず、高圧や腐食のより厳しい環境でのみ起こり得ることなどが分かりました。

このように、原子力材料研究で開発した研究手法は産業用の金属材料の研究でも威力を発揮し、波及効果を生み出しています。

本研究は、科学技術振興機構産学共創基礎基盤研究プログラム「ヘテロ構造制御：水素分配制御によるアルミニウム合金の力学特性最適化」の成果の一部です。

●参考文献

Yamaguchi, M. et al., First-Principles Calculation of Multiple Hydrogen Segregation along Aluminum Grain Boundaries, Computational Materials Science, vol.156, 2019, p.368-375.

9-5 AI 技術を活用し量子シミュレーションを高速化
－スパースモデリングによる強相関量子系計算データの解析－

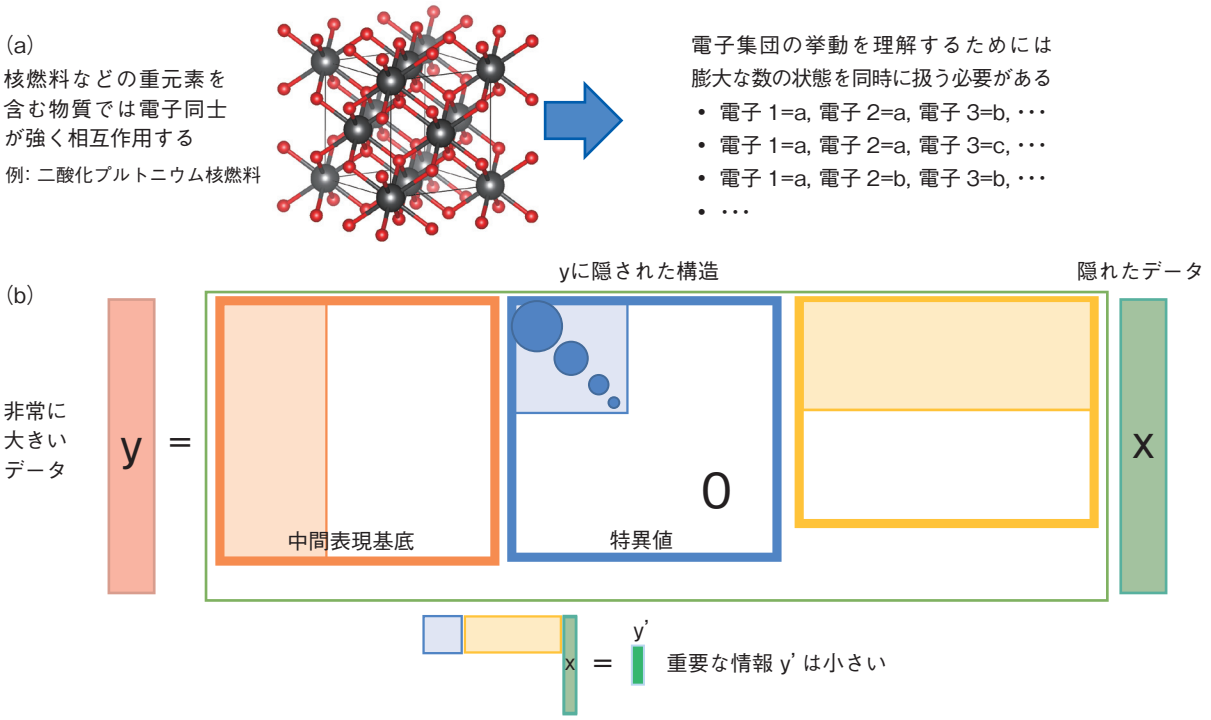


図 9-10　手法の概要
(a) 重元素を含む化合物の電子集団は電子同士が強く相互作用するため計算量は膨大な量となります。(b) しかし、計算により得られる膨大なデータ（ベクトル：y）の背後にある物理的性質を見いだすため、AI 技術を用いて、特異値分解という手法（特異値から成る中央の行列を見つける）を活用すると、中間表現基底という情報量が大幅に小さい表現が得られ、データが持つ重要な情報は大幅に小さくなります。

物質の性質の多くは、その物質に含まれる電子集団の振る舞いの違いによって説明されます。特に銅酸化物高温超伝導体やウラン等を含む重元素化合物などの物質は、電子同士が強く相互作用する強相関電子系と呼ばれており、その物性を評価する上で電子の相互作用を正しくモデル化することが必須となります。このような相互作用する多数の電子の挙動を理解することは現代物理学における重要な問題の一つとして位置づけられていますが、多数の電子の量子力学的な性質を考慮するシミュレーション（量子シミュレーション）は、膨大な数の電子状態を扱うため計算負荷が非常に高く、最新のスーパーコンピュータを用いても、強相関電子系が示す電子状態を正確に再現することは困難な課題です（図 9-10（a））。さらに得られる計算データも極めて大きく、そのような膨大なデータから実験と比較可能な意味のある物理量を取り出すことも困難でした。

そこで、本研究では近年計算科学分野で急速に発展している“人工知能技術（AI）”に着目しました。AI 技術は一般に大規模なデータを扱いますが、真に重要な情報量は少なく、その重要な情報だけを取り出す“スパースモデリング”という技術が発展してきました（図 9-10(b)）。本研究では、量子シミュレーション手法の一つである厳密対角化動的平均場理論と呼ばれる計算手法（DMFT-ED）において、その AI 技術を活用し、真に重要な情報のみを取り出すことに成功しました。

DMFT-ED では、対象とする模型を大きくすると計算データの量が増え、物理現象を調べるために十分な大きさの模型を用いると計算量が膨大になり計算が不可能となりますが、スパースモデリングという AI 技術を用いると「中間表現」という新しいデータの表現方法が導入できるようになります。その結果、大規模な行列が、ほとんどの要素が 0 である行列の積として表す「特異値分解」が可能となり、重要な情報のみを取り出せます。実際、この方法を用いると、どんな大きさの模型でも、重要な情報は高々十数個の数値で表せることが分かりました（図 9-10(b)）。この結果から、これまでの手法では計算不可能とみられてきた模型においても、計算量を大幅に削減し、計算することができます。

本研究による計算量の削減により、現実のウラン化合物等の重元素化合物の電子構造を反映させた、複雑な模型を簡単化することなく取り扱うことが可能となり、これらの物質の多彩な物性の解明が期待されます。

本研究は、日本学術振興会科学研究費補助金基盤研究 (C) (No.18K03552)、基盤研究 (C) (No.18K11345)、新学術領域研究（研究領域提案型）(No.18H04228) の助成を受けたものです。

●参考文献

Nagai, Y. et al., Smooth Self-Energy in the Exact-Diagonalization-Based Dynamical Mean-Field Theory: Intermediate-Representation Filtering Approach, Journal of the Physical Society of Japan, vol.88, issue 6, 2019, p.064004-1-064004-5.

10 核不拡散・核セキュリティ科学技術開発

原子力平和利用を支える核不拡散・核セキュリティに関する技術開発・人材育成

核不拡散･核セキュリティ総合支援センター（ISCN）は、核兵器・核テロの脅威のない世界を目指して、国内外の関係機関と連携し、核不拡散・核セキュリティ分野における技術開発や人材育成等を実施しています（図 10-1）。

日本のための、そして世界のための技術開発

国内外の動向を踏まえた核不拡散・核セキュリティ強化のための技術開発を実施しています。核検知・測定技術開発に関し、核共鳴蛍光（NRF）による重遮へい物内核物質探知技術、外部パルス中性子源を用い高放射性物質中の核物質等を非破壊で測定する技術の開発を行っています。トピックス 10-1 は、NRF 測定に影響を与える光弾性散乱についてシミュレーションツールキット「Geant4」に対応したコード開発に係わる成果です。2018 年 12 月にリリースされた Geant4 にそのコードが組み込まれ幅広い研究分野での計算の高精度化に貢献しました。犯罪行為等に使用された核物質等の特徴を分析し、起源や履歴を特定する核鑑識技術の開発については、確度向上及び迅速化を目指した技術の高度化、核・放射線テロ事象後の初動対応者向け検出器開発や AI を用いたデータ解析技術開発を実施しています。また、日米で協力して核・放射線テロ対策のための核・放射性物質の特性評価や脅威の削減方法の開発にも取り組んでいます。

技術的知見に基づく政策研究

関係行政機関からの要請に基づき、過去に非核化を達成した南アフリカや、核開発を試みたリビア、イラン、イラク等の非核化に向けた取組み事例を、核開発の動機、内外情勢、核開発の進捗、制裁等の効果等の観点で調査し､非核化達成のための要因分析を実施しています。また、原子力の平和利用の観点から、核兵器の解体、無能力化、廃止措置及びそれらの検証に係わる技術的プロセスについて調査検討を行います。

人材育成支援

2010 年 4 月の核セキュリティ・サミットでの政府の表明に基づき、2011 年 4 月からアジア諸国を始めとした各国への人材育成支援事業を開始し、2019 年 3 月までに核セキュリティや保障措置に関して国内外で実施したセミナー、トレーニング等に、国内外から約 4200 名が参加しています。こうした活動は、アジアを中心とした地域で人材育成に貢献しており、日米両政府から高く評価されています。

CTBT に係わる国際検証体制への貢献

国際的な核実験監視体制の確立に向けて、包括的核実験禁止条約（CTBT）国際監視制度施設や国内データセンターの暫定運用を実施しています。CTBT 機関（CTBTO）の核実験検知能力強化を目的として、日本政府が 2017 年 2 月に CTBTO に行った拠出により CTBTO との放射性希ガス共同観測プロジェクトを開始しました。同プロジェクトは専用の観測装置を設置し、北海道幌延町では 2018 年 1 月 24 日より、青森県むつ市では同年 3 月 5 日より観測を継続中で、国の政策実現に大きく貢献しています。

核物質輸送及び研究炉燃料に係わる業務支援

各研究開発拠点が行う核物質輸送を支援するとともに、試験研究炉用燃料の需給及び使用済燃料の処置方策の検討を実施しています。高濃縮ウラン燃料の対米返還輸送を計画的に推進することにより、世界的な核セキュリティを強化してきた地球規模脅威削減イニシアティブに貢献しています。

理解増進のための取組み

核不拡散・核セキュリティ分野の動向やそれらに対する分析、ISCN の活動等を掲載したニューズレターのメール配信や国際フォーラムの開催等により、国内外における本分野の理解増進に貢献しています。

図 10-1　核不拡散・核セキュリティ総合支援センターの実施内容と連携機関
国内外の関係機関と連携し、核不拡散・核セキュリティ強化に資する活動を行っています。

10-1 ガンマ線による核物質試料の非破壊分析
ーガンマ線弾性散乱シミュレーションコードの開発ー

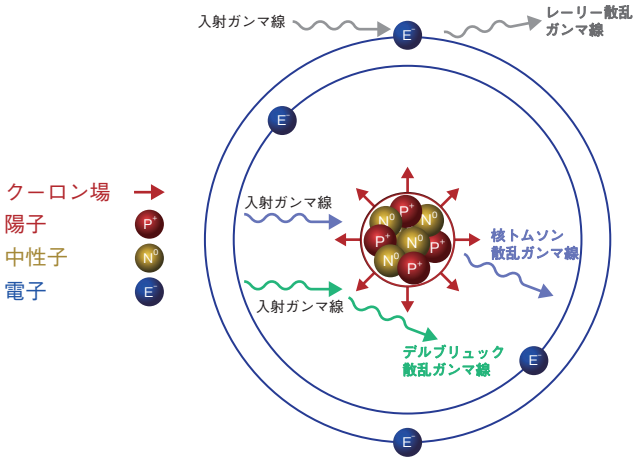


図10-2　核共鳴蛍光散乱と競合するガンマ線相互作用
3種類の散乱現象（レーリー散乱、核トムソン散乱、デルブリュック散乱）が核共鳴蛍光散乱ガンマ線の測定でのバックグラウンドとなります。

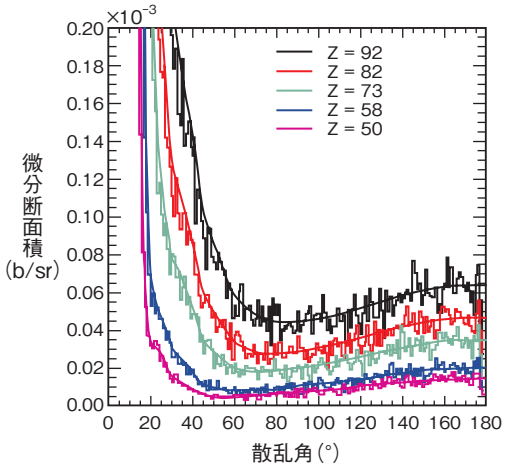


図10-3　異なる元素による2.75 MeVガンマ線の弾性散乱微分断面積
開発したシミュレーションコードを用いて計算した弾性散乱の断面積を曲線で示しています。また、実験データをヒストグラムで示しています。図中のZは原子番号を表しています。

核不拡散・核セキュリティ総合支援センターでは、保障措置及び核セキュリティに関連する技術開発の一環として、核共鳴蛍光散乱法を用いた核物質の非破壊検知・分析技術開発を行っています。この測定法では、測定を阻害する遮へい物を透過しやすいガンマ線を用い、核共鳴蛍光散乱によって放出される核種固有のガンマ線を測定します。

純度の高い試料を単独で測定する場合においては、共鳴蛍光散乱ガンマ線のみを考慮すればよいのですが、試料中に混在物質がある場合などにおいては、それらからの影響を考慮する必要があります。例えば、核燃料ペレットの組成は、約90%が^{238}Uで、^{239}Puの量は1%以下です。このような核燃料ペレットの^{239}Puを測定する場合、^{239}Puからの核共鳴蛍光散乱ガンマ線に、^{238}Uによる弾性散乱ガンマ線がバックグラウンドとして混ざってきます。精度の高い、非破壊核検知・測定を行うためには、試料に含まれる物質による弾性散乱ガンマ線を評価する必要があります。

図10-2は、弾性散乱ガンマ線を発生させるレーリー散乱、核トムソン散乱、デルブリュック散乱を示しています。レーリー散乱と核トムソン散乱が、それぞれ電子と原子核による散乱現象であるのに対し、デルブリュック散乱は、原子核外の電場（クーロン場）による光の散乱で、鉛やウランといった陽子数が多い原子核のように、原子核の周囲に強い電場を生じる場合に生じやすい散乱現象です。

これまで、ガンマ線の弾性散乱を評価する計算コードには、デルブリュック散乱が考慮されていなかったこともあり、本研究の非破壊分析で利用する条件では、ガンマ線弾性散乱の実験データを十分に再現することはできませんでした。そこで、本研究では、図10-2に示す3種類の異なる弾性散乱過程を全て計算し、得られた微分断面積を重ね合わせる計算コードをGeant4のサブルーチンとして開発しました。この結果、弾性散乱ガンマ線の散乱強度分布を、精度良くシミュレートできるようになりました。図10-3は、Geant4を用いたシミュレーションの結果を示したものです。元素（Z）を変えても、弾性散乱ガンマ線の角度分布の実験値が、シミュレーションで精度良く再現できていることが分かります。

この開発により、核共鳴蛍光散乱測定における弾性散乱ガンマ線のバックグラウンドを精度良く評価できるようになりました。また、バックグラウンドを低減する検出器配置の評価などに、シミュレーションが使えるようになりました。今後、核共鳴蛍光散乱測定技術の高度化のため、ガンマ線の直線偏光の効果を組み込んだ弾性散乱断面積計算コードの開発を進めていく予定です。

本研究は、文部科学省の「核セキュリティ強化等推進事業費補助金」により実施しました。

●参考文献

Omer, M. et al., Including Delbrück Scattering in GEANT4, Nuclear Instruments and Methods in Physics Research B, vol.405, 2017, p.43-49.
Omer, M. et al., Geant4 Physics Process for Elastic Scattering of γ-Rays, JAEA-Data/Code 2018-007, 2018, 32p.

分野別索引

専門分野	ページ	トピックス	タイトル
ハイライト	11	1-0	福島第一原子力発電所事故の対処に係る研究開発 英知を結集し 1F の廃止措置と福島の環境回復に役立つ研究成果を目指す
	29	2-0	安全研究 安全性の継続的改善を実現するために
	36	3-0	先端原子力科学研究 未来を拓く先端原子力科学研究
	41	4-0	原子力基礎工学研究 原子力科学の共通基盤技術を維持・強化して原子力利用技術を創出
	49	5-0	中性子及び放射光利用研究等 幅広い科学技術・学術分野における革新的成果の創出を目指して
	58	6-0	高温ガス炉水素・熱利用研究 高温ガス炉とこれによる水素製造・熱利用技術の研究開発
	66	7-0	高速炉研究開発 原子力イノベーションに向けた高速炉サイクル研究開発への取組み
	72	8-0	バックエンド対策及び再処理技術に係る研究開発
	87	9-0	システム計算科学研究 原子力研究開発を支える計算科学技術
	93	10-0	核不拡散・核セキュリティ科学技術開発 原子力平和利用を支える核不拡散・核セキュリティに関する技術開発・人材育成
放射線工学と加速器・ビーム科学及び医学利用	37	3-1	フェルミウム原子核で出現する特異な核分裂を理論解明 －超重元素の存在限界の理解へ－
	39	3-3	J-PARC の加速器実験で新種の二重ラムダ核を発見 －17 年ぶり 2 例目、写真乾板中から顕微鏡で探索－
	42	4-1	原子核物理で廃棄物の有害度低減研究に貢献 －重陽子による核変換を理論計算で高精度に予測－
	45	4-4	加速器・宇宙・医療現場の粒子線を正確に計測 －シンチレーション検出器の光出力を決める仕組みを解明－
	48	4-7	核破砕生成物収量の予測精度向上に向けて －高エネルギー粒子により原子核が核分裂する確率モデルを高度化－
	50	5-1	大強度高品質ビームを長時間安定に生成する －高周波駆動型負水素イオン源の開発－
	51	5-2	中性子を用いて超伝導体の電子相関を探る －中性子散乱と放射光分光を併用した先端的解析－
	52	5-3	高感度・高精度な二次元中性子計測を目指して －バンプカソード型中性子検出素子を開発－
	53	5-4	液体水素減速材からの中性子輝度分布を測る －大強度核破砕中性子源における液体水素減速材の中性子輝度分布の測定と検証－
	55	5-6	より高性能な鉄鋼材料の開発を目指して －電子線及び中性子線によりミクロ組織の形成メカニズムを解明－
	56	5-7	1 ミリ秒の時間分解能で金属溶融凝固現象観察に成功 －放射光時分割イメージング法によりレーザ溶接技術の高度化に貢献－

専門分野	ページ	トピックス	タイトル
	57	5-8	レアアースのわずかなサイズ差を識別する新規化合物 －ランタノイドの高効率なリサイクル法の開発に向けて－
核分裂工学	15	1-4	燃料デブリの臨界性に対する不確かさを評価する －乱雑な物質分布を考慮した臨界計算手法の開発－
	30	2-1	ソースターム評価の不確かさ低減に向けて －プールスクラビングにおけるエアロゾル粒子数濃度に対する除染係数の依存性－
	59	6-1	高温ガス炉を中心とした新たな核燃料サイクルの提案 －放射性廃棄物の潜在的有害度の低減期間を短縮－
	60	6-2	高性能化した高温ガス炉の導入を目指して －HTTR の知見を活用した蒸気供給用高温ガス実験炉の概念設計－
	62	6-4	需要に応じた高温ガス炉の負荷追従運転に向けて －HTTR の熱負荷変動吸収特性の確証－
	68	7-2	溶融炉心の落下挙動を明らかにする －低水深プール中への溶融炉心落下模擬実験－
	69	7-3	MA サンプル照射試験データの不確かさ解析 －貴重なデータをより有効活用するために－
原子力プラント技術	12	1-1	事故後の圧力容器・格納容器内の状態を推定する －総合的な炉内状況把握の高度化－
	32	2-3	事故進展の不確かさを考慮したリスク評価の定量化に向けて －シミュレーションに基づくリスク評価手法の開発－
	35	2-6	配管に対する非破壊検査を合理的に行うために －リスク情報を活用した供用期間中検査における検査対象数の割合の検討－
	47	4-6	重大事故時の原子炉内における核分裂生成物の化学挙動を予測 －核分裂生成物の化学挙動データベース ECUME を開発－
	67	7-1	強地震時の炉心燃料集合体の挙動を把握するために －三次元の新しい炉心耐震解析コード開発－
核燃料サイクルと材料	13	1-2	溶融燃料（燃料デブリ）の硬さを計算で明らかにする －第一原理計算による燃料デブリの機械的特性評価－
	14	1-3	事故時の制御棒破損を解明する －事故時のホウ素のふるまいの解明－
	17	1-6	水素再結合触媒の最適形状を明らかにする －実規模試験により水素濃度低減効果を確認－
	18	1-7	測定が困難な放射性廃棄物の放射能量を推定する －ゼオライトへのアクチノイドの収着挙動－
	19	1-8	測定が難しい放射性核種のルーチン分析に向けて －廃棄物を対象とした ^{93}Zr, ^{93}Mo, ^{107}Pd 及び ^{126}Sn の分析マニュアルの整備－
	20	1-9	汚染がれきの再生利用の安全性を評価する －福島第一原子力発電所（1F）敷地内に限定した再生利用－
	21	1-10	廃止措置のためのロボットシミュレータの開発 －ドローン飛行シミュレーションと仮想空間内での目視操縦訓練－
	31	2-2	冷却材喪失事故時の安全評価の信頼性向上を目指して －燃料被覆管急冷破断限界の不確かさの定量化－

専門分野	ページ	トピックス	タイトル
	34	2-5	原子炉圧力容器の破壊靭性を詳細に調べる －微小試験片を活用したクラッド下溶接熱影響部の破壊靭性評価－
	40	3-4	磁気揺らぎとともに現れるウラン化合物の超伝導 －高圧下磁化測定が明らかにした磁気揺らぎと超伝導の関係－
	43	4-2	高温高圧環境中ミクロ領域で進む腐食現象の解明 －ステンレス鋼のすきま内溶液導電率のその場測定－
	44	4-3	化学結合が解き明かす Am/Cm 選択性の謎 －金属イオンと分離剤との“相互作用の強さ”が鍵か？－
	70	7-4	高速炉制御棒の長寿命化を目指して －ナトリウムボンド型制御棒の照射挙動－
	71	7-5	マイクロ波加熱脱硝技術の高度化を目指して －粉末品質向上のための粒子制御技術の開発－
	74	8-1	放射性廃棄物に含まれるウランの分析を簡単に －新規蛍光性試薬によるキャピラリー電気泳動法を用いた分析法の開発－
	75	8-2	ウラン廃棄物の発生量低減を目指して －酸性機能水を用いたウランが付着した金属の除染技術の開発－
	76	8-3	放射性廃棄物の処分施設の安定性を確保するために －廃棄物容器内の空隙低減のための砂充てんによる受入基準の検討－
	78	8-5	地下水中の酸化還元電位の不確かさ評価 －幌延地域での水質観測データに基づく適用事例－
	79	8-6	坑道掘削後の岩盤の透水性を事前に予測する －Mean Stress Index の適用による予測手法の提案－
	80	8-7	微小な領域を分析する手法で炭酸塩鉱物の年代を測定 －地下水環境の変遷の推定に有効な年代測定手法－
	81	8-8	大量の鉱物粒子を迅速に分析・鑑定する －山地の形成過程を解明するための新たな要素技術－
	82	8-9	地層処分場設計に関わる情報の一元管理を目指して －地層処分のための設計支援システムの開発－
	83	8-10	岩石亀裂中の核種移行メカニズムの解明を目指して －亀裂性結晶質岩中の核種移行遅延に及ぼす微細表面変質層の影響－
	84	8-11	低放射性廃液の安定化に向けた技術開発 －炭酸塩を含む低放射性廃液のセメント固化－
	85	8-12	新材料の燃料再処理への適用を評価する実験 －過酷事故への進展を防ぐ新材料に対する硝酸腐食評価－
	86	8-13	抽出装置内の流れや混合状態を予測する －遠心抽出器内における流動・分散・物質移動シミュレーション－
	90	9-3	レーザー加工における適切な照射条件を予測する －レーザー溶融・凝固プロセス計算科学シミュレーションコード SPLICE を用いたレーザー照射加工条件の導出－
	94	10-1	ガンマ線による核物質試料の非破壊分析 －ガンマ線弾性散乱シミュレーションコードの開発－
核融合工学	91	9-4	水素が金属材料に与える影響を計算機により評価 －アルミニウム結晶粒界の水素による自発的分離－

専門分野	ページ	トピックス	タイトル
保健物理と環境科学	16	1-5	建屋内に浮遊する核燃料物質を測定する －GPS シンチレータプレートを用いた高信頼α線用ダストモニタの開発－
	22	1-11	河川の放射性セシウム濃度、減少続く －過去 3 年にわたる連続的な調査結果から－
	23	1-12	森林から渓流・河川へ、放射性セシウムはどう動くのか －上流域での溶存態セシウム流出の現象理解を目指して－
	24	1-13	試料を採取せずに池底のセシウム分布解明へ －ため池底質中放射性セシウムの深さ分布の可視化－
	25	1-14	海洋深層への放射性物質の移行を探求する －鉛直方向の濃度分布から深層への沈み込みを解明－
	26	1-15	空からスピーディに、正確に、放射線を測る －上空からの放射線測定値換算技術の高度化－
	27	1-16	詳細な放射線量マップを作り、より現実的に被ばくを評価する －特定復興再生拠点区域の放射線防護対策の検討に向けて－
	28	1-17	福島の居住環境をモデル化し空間線量率の分布を予測する －三次元空間線量率分布評価システム（3D-ADRES）の開発－
	33	2-4	原子力災害時の屋内退避による内部被ばく低減効果を評価する －低減効果に係る因子の実験的調査と屋内外の濃度比に与える影響－
	38	3-2	海水からストロンチウムを取り除くにはどうしたらよい？ －組成調整したバライト（$BaSO_4$）生成での共沈反応を利用－
	46	4-5	日本人の体格変動を考慮して被ばく線量を評価する －成人日本人人体モデルシリーズの完成－
	77	8-4	浸透流解析におけるマッチング方法の改善 －多層覆土内の浸透流解析の改善に向けた逆解析手法の適用－
	88	9-1	汚染物質拡散解析の高速化 －GPU スーパーコンピュータに適した通信削減型時間発展法の開発－
その他	54	5-5	中性子で捉えた *f* 電子スピンの特異な渦 －*f* 電子化合物で初めての磁気スキルミオン格子形成を発見－
	61	6-3	高温ガス炉の燃料の酸化事故時の安全性を一層高める －炉心に空気が侵入する事故に備える耐酸化燃料の製造技術開発－
	63	6-5	新規技術を導入して水素製造を高効率化 －熱化学水素製造 IS 法の高効率化に向けたプロセスフロー開発－
	64	6-6	熱化学水素製造 IS 法における耐食機器の信頼性向上 －ガラスライニング材の品質管理手法を改善－
	65	6-7	IS 法水素製造の反応の効率化に向けて －架橋により水透過を抑制したイオン交換膜を開発－
	89	9-2	1000 億格子の多相流体解析に向けた行列計算技術 －省通信マルチグリッド法の開発－
	92	9-5	AI 技術を活用し量子シミュレーションを高速化 －スパースモデリングによる強相関量子系計算データの解析－

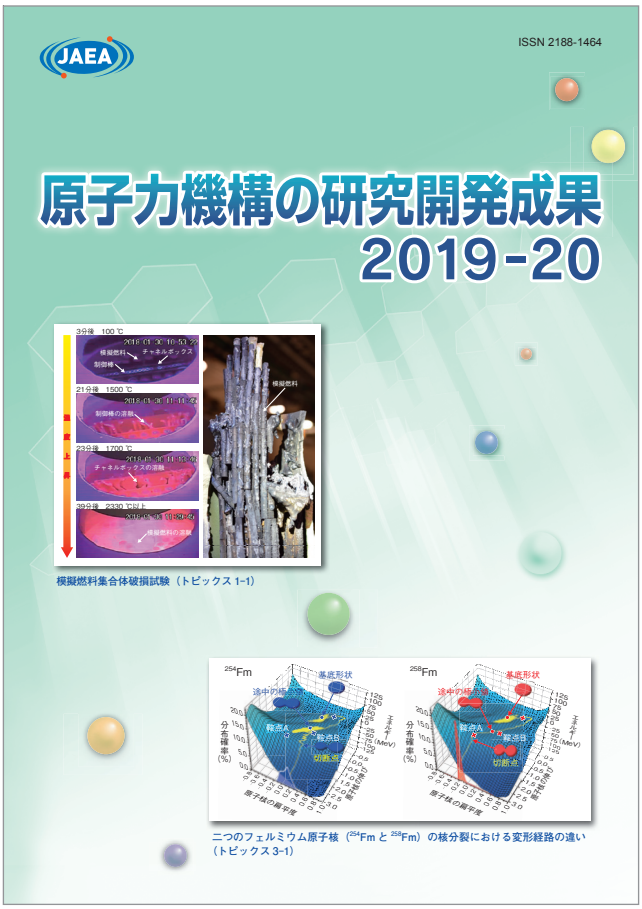
◆表紙デザインと画像◆

デザイン要素に取り入れています「正六角形」は玄武すなわち亀の甲羅を表し、長寿のシンボルとして古来より尊ばれた紋様です。なお、高速増殖原型炉「もんじゅ」と高温工学試験研究炉「HTTR」の燃料体も正六角形です。

画像は、模擬燃料集合体破損試験の結果（左上）と二つのフェルミウム原子核（^{254}Fm と ^{258}Fm）の核分裂における変形経路の違い（右下）です。

前者は、BWR の炉心構造を模擬した燃料集合体（実機燃料ペレットの UO_2 を ZrO_2 で模擬）を高温のプラズマにより加熱し、1F 事故時における炉心物質の崩壊・溶融・移行挙動を把握した試験です（第 1 章トピックス 1-1、p.12）。

後者は、二つのフェルミウム原子核（^{254}Fm と ^{258}Fm）の核分裂を示したもので、ポテンシャルエネルギーの低いところをたどりながら分裂が進む様子を示しています（第 3 章トピックス 3-1、p.37）。



原子力機構が保有する知的財産のうち、産業上応用可能な特許技術やノウハウ等を解説した「JAEA 技術シーズ集 第 5 版」もご参照ください。

原子力機構全体の活動状況は、アニュアルレポート「原子力機構 2019」をご参照ください。

原子力機構の研究開発成果 2019-20

発　　行　2019 年 10 月
編集・発行　国立研究開発法人日本原子力研究開発機構

成果普及情報誌『原子力機構の研究開発成果』編集委員会
委 員 長　中島　宏
委　　員　立松　研二　鈴土　知明　小泉　光生　木村　貴海　飯島　和毅
島田亜佐子　小浦　寛之　森田　泰治　竹田　幸治　酒井　健二
髙田　孝　久保　真治　浜田　広次　水野　崇　佐藤　和彦

印　　刷　松枝印刷株式会社

本誌は、国立研究開発法人日本原子力研究開発機構が年に一回発行する研究開発の成果普及情報誌です。
本誌の内容、入手及び著作権利用に関するお問い合わせは、下記までお願いいたします。

国立研究開発法人日本原子力研究開発機構
研究連携成果展開部　研究成果管理課
〒 319-1195　茨城県那珂郡東海村大字白方 2-4
TEL　029-282-6387
FAX　029-282-5920
e-mail　ird-seika_shi@jaea.go.jp

©2019 日本原子力研究開発機構（禁無断転載）