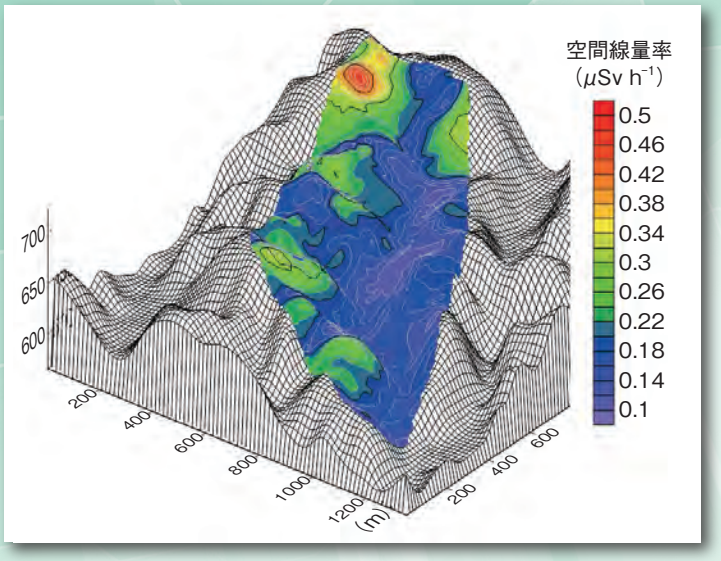
ISSN 2188-1464

原子力機構の研究開発成果 2016-17



森林集水域の空間線量率分布
（トピックス 1-12）

特殊環境微小単結晶中性子構造解析装置「SENJU」本体の写真（トピックス 5-4）

はじめに

平素、私どもの研究開発活動に関し、多大なご理解とご支援をいただき誠にありがとうございます。

本誌は、国立研究開発法人日本原子力研究開発機構（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の成果を皆様に広く知っていただくため、原子力機構の発足以来毎年発行している成果普及情報誌です。

原子力機構の使命は「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。この使命のもと、私どもは、昨年度から、新たな「第3期中長期計画」に基づき研究開発に取り組んでおります。業務を重点化し、研究開発成果の最大化を図りつつ、産業界や大学等との積極的な連携と協働を通じ、我が国全体の原子力科学技術分野に貢献することを目指しています。具体的には、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事故への対応、原子力の安全性向上、高速炉や再処理などの核燃料サイクル技術、放射性廃棄物の処理・処分といった分野の研究開発に重点的に取り組むとともに、これらの研究開発を支え、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取り組んでおります。

本誌では、こうして得られた原子力機構の成果のうち代表的なものをご紹介します。なお、量子ビーム応用研究の一部と核融合研究開発は、2016年4月に国立研究開発法人放射線医学総合研究所へ移管統合して新たに発足した国立研究開発法人量子科学技術研究開発機構に引き継がれておりますが、移管統合前に公表された成果も収録いたしました。

引き続き私どもの研究開発活動にご指導とご鞭撻を賜りますよう、よろしくお願いいたします。

2016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 2016-17

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

ふくしまの環境回復と住民の早期帰還，1F 廃炉に向けた研究開発 ---------- 10

1. 燃料デブリが溶けていた温度範囲を評価する ---------- 13
   －（U, Pu, Zr）O_2 の融点に対する Pu や Zr の影響評価－
2. レーザーを用いた燃料デブリの分析を目指して ---------- 14
   －レーザー誘起ブレークダウン発光分光法によるウランスペクトルの測定－
3. 原子炉の廃止措置に適用する切断技術開発 ---------- 15
   －プラズマジェットを用いた炉内構造物及びデブリの切断・破砕－
4. 原子炉事故時の炉心の溶け方をスーパーコンピュータで明らかにする ---------- 16
   －炉内構成材の化学反応の影響を評価するための解析手法の開発－
5. 原子炉内の放射性セシウムはどうなっているか ---------- 17
   －ステンレス鋼へのセシウム付着挙動を評価する－
6. 廃セシウム吸着材保管容器の健全性を評価する ---------- 18
   －放射線照射下での局部腐食の発生可能性を探る－
7. 燃料デブリからのウランの回収に向けて ---------- 19
   －難溶性成分の塩化物への転換技術を開発－
8. 無人ヘリで上空から放射性セシウムの分布を可視化 ---------- 20
   － GAGG シンチレータ・コンプトンカメラの現地試験－
9. 環境中の空間線量率を精度良く測定・評価するために ---------- 21
   －モンテカルロシミュレーションによる環境中の線量率評価－
10. スパコンで予測するセシウム由来の空間線量率計算 ---------- 22
   －土壌中のセシウム分布から空間線量率を評価－
11. 森林の広葉樹における放射性セシウムの移行挙動 ---------- 23
   －森林内樹木における放射性セシウム動態調査－
12. 地形による放射性セシウムの沈着量の違いを探る ---------- 24
   －森林集水域における空間線量率分布の詳細調査－
13. 極微量の放射性セシウムの環境挙動を理解する ---------- 25
   －実環境を考慮した条件下での粘土鉱物へのセシウム吸脱着挙動－
14. 粘土鉱物におけるセシウムの吸着状態を解明 ---------- 26
   －第一原理計算に基づいたシミュレーションによる解析－
15. 森林からのセシウムの移行を抑制する新技術 ---------- 27
   －高分子と粘土を用いて、穏やかに里山を再生－
16. 汚染土壌を公園などに埋設した場合の安全性 ---------- 28
   －埋設場所からの放射性セシウムの移行に関する原位置試験－
17. 自動での放射能分析を可能とするために ---------- 29
   －環境試料中ストロンチウム－90 分析用自動化システムの開発－

2 安全研究

安全性の継続的改善を実現するために ---------- 30

1. シビアアクシデント時の格納容器内水素挙動を予測 ---------- 31
   － ROSA-SA 計画における格納容器内熱水力安全研究－
2. 冷却材喪失事故時の燃料被覆管の変形量を評価する ---------- 32
   －被覆管の酸化及び結晶相状態が及ぼす影響－
3. 原子力発電所事故時における核分裂生成物の化学 ---------- 33
   －核分裂生成物の化学形態が冷却水 pH に与える影響－

4. 放射線リスクと他の健康リスクを比較する新しい試み ---- 34
－寿命・健康損失年数（DALY）を用いた放射線リスク評価－
5. 再処理施設の重大事故評価に必要なデータを取得 ---- 35
－高レベル廃液の蒸発乾固に伴うルテニウム放出挙動の把握－
6. 燃料デブリの臨界特性の解明を目指して ---- 36
－定常臨界実験装置 STACY 更新炉を用いた臨界実験の検討－

3 先端原子力科学研究

未来を拓く先端原子力科学研究 ---- 37

1. 磁場でよみがえる超伝導 ---- 38
－磁場で制御するウラン化合物の新しい機能性の解明－
2. 液体金属流から電気エネルギーを取り出す ---- 39
－電子の自転運動「スピン」を利用した発電原理の発見－
3. グラフェンと金属の界面構造を陽電子回折で明らかに ---- 40
－金属の元素によりグラフェンとの結合に違い－
4. “奇妙な粒子”が原子核の荷電対称性を破る ---- 41
－ヘリウムΛハイパー核準位の精密測定に成功－
5. 原子核からニュートリノ質量の謎に迫る ---- 42
－京コンピュータによる二重β崩壊の高精度計算－

4 原子力基礎工学研究

社会ニーズを踏まえ、原子力の基礎・基盤研究を総合的に推進 ---- 43

1. 共鳴領域における核反応断面積の真値を追求する ---- 44
－核データ測定と理論のシナジー－
2. 通り抜けた中性子を使って核物質を測る ---- 45
－中性子共鳴反応を利用して複雑な組成・形状の核燃料を非破壊測定－
3. 軽水炉内高温高圧水中の腐食環境を測定する ---- 46
－電気化学測定技術の開発と高温純水中の腐食環境の評価－
4. 原子炉材料の特性変化を予測する ---- 47
－ナノサイズ欠陥による材料の硬化メカニズムの理解（分子動力学計算）－
5. ウランの原子価に応じた発光を追跡する ---- 48
－発光寿命が短い化学種の時間分解型レーザー誘起発光分光計測－
6. 微量イオンを選択捕集する小型分離カートリッジ ---- 49
－難測定核種分析効率化のための高性能分離材料の開発－
7. 超ウラン元素の森林から河川への移行挙動を考える ---- 50
－超ウラン元素と化学的に類似する希土類元素を利用して－
8. 加速器の構造材等の放射線による照射損傷の高精度な予測に向けて ---- 51
－照射損傷モデル検証のための極低温照射装置の開発－
9. 原子炉中の高温高圧の蒸気と水の割合を可視化する ---- 52
－ワイヤーメッシュセンサーによる燃料集合体内蒸気体積割合計測技術の開発－
10. 炉心の過熱や溶融を遅らせて過酷事故への進展を防ぐ ---- 53
－酸化しにくい燃料被覆管材料の開発－
11. 核変換システムの新たな概念構築に向けて ---- 54
－未臨界度調整機構を用いた加速器駆動システム用解析ツール整備－
12. 高レベル廃液から有用レアメタルを回収 ---- 55
－回収が難しいロジウムをイオン交換樹脂により分離－
13. 使用済 MA 核変換用燃料の処理方法の確立を目指して ---- 56
－乾式再処理法によるマイナーアクチノイド（MA）窒化物燃料処理技術の開発－

5 量子ビーム応用研究

量子ビーム施設を活用して科学技術イノベーションの創出に貢献 57

1. 大強度陽子ビームの高精度軌道コントロールを実現 59
－電流リップルを抑制した新しいパルス電源の開発－
2. 大強度ビームの新しいチューニング方法を確立 60
－ビームロス低減を目指した位相拡がりモニタの開発－
3. 液体金属中に小さな泡をつくり衝撃低減に成功 61
－世界一の核破砕中性子源を目指した水銀中微小気泡発生装置の開発－
4. 単結晶中性子構造解析で物質科学のフロンティアを切り拓く 62
－特殊環境微小単結晶中性子構造解析装置 SENJU の開発－
5. 中性子と磁場の組合せで捉えた磁場下での超伝導体の新特性 63
－非従来型超伝導体における磁場で増大する反強磁性－
6. 中性子散乱によるセシウムの分離機構の解明 64
－π-d 混成軌道の形成による選択分離の実現に向けて－
7. 温度変化を電気エネルギーに変換 65
－発電中の強誘電体内部を放射光 X 線回折法で探る－
8. トポロジカル絶縁体が磁石になるメカニズムを解明 66
－次世代の超低消費電力スピン・デバイスへ－
9. イオンマイクロビームによる非破壊三次元元素分析 67
－粒子励起 X 線トモグラフィ技術の開発－
10. レーザーを使った未踏の超高強度場への挑戦 68
－ J-KAREN-P レーザーの開発－
11. β 線と γ 線の同時放出で「治療」と「診断」の一人二役！ 69
－放射免疫療法のための高純度ルテチウム 177 製造法を開発－
12. 抗がん剤の作用メカニズムの『鍵』を原子レベルで解明 70
－放射光 X 線を用いた創薬標的タンパク質の高精度構造解析－
13. 重粒子線がん治療の高度化を目指す 71
－重粒子線照射の新規動径線量モデルの開発に成功－
14. 照射した牛レバ刺しはどれだ？ 72
－「照射殺菌済み」を判別する技術の開発－
15. 世界最高レベルの出力密度を持つ燃料電池を開発 73
－放射線グラフト重合法による高性能電解質膜生成－
16. 量子情報通信・量子コンピューティングの実現に向けて 74
－炭化ケイ素中の単一光子源の探索－
17. 分子の回転を制御して同位体分離 75
－重元素にも使える新たなレーザー同位体分離法の開発－
18. 光で問いかけて光で知る液体定量法 76
－過酷環境下高感度その場液体分析技術－
19. 窒化物半導体の格子変形をリアルタイム観察 77
－従来の常識を覆す新たな格子変形モデルを提唱－

6 高温ガス炉水素・熱利用研究

高温ガス炉と水素製造・熱利用技術の研究開発 78

1. 実用高温ガス炉の国際安全基準の策定に向けて 79
－ HTTR 試験データに基づく実用高温ガス炉の安全要件の検討－
2. より安全なプルトニウム燃焼高温ガス炉に向けて 80
－酸素ゲッターによる被覆燃料粒子の内圧破損の抑制－

3. 耐酸化性能を向上させた炉心黒鉛材料の開発 81
－カザフスタン共和国・核物理研究所との共同研究－
4. 反応が阻害される条件を調べ熱効率向上に活かす 82
－ HI 濃縮器への不純物混入の影響を調べる－
5. HTTR による水素・電力コジェネレーション技術の確証 83
－運転方法の確証が可能なヘリウムガスタービンを提案－
6. 3.11 地震時の高温ガス炉の健全性を明らかにする 84
－耐震評価と外観確認により黒鉛構造物の健全性を確証－

7 高速炉研究開発

高速炉サイクル技術に関する研究開発 85

1. 次世代ナトリウム冷却炉の高い安全性の実現で世界をリード 86
－安全設計クライテリア・ガイドラインの国際標準化－
2. 放射性廃棄物をより低減する高速炉の設計 87
－安全性と核変換の調和を目指した炉心開発－
3. 高速炉の安全性向上を目指して 88
－燃料集合体が溶けて流出する挙動を実験的に確認－
4. ナトリウム冷却高速炉の蒸気発生器伝熱管の損耗現象を解明する 89
－高温水酸化ナトリウムによる流れを伴う腐食挙動の評価－
5. MA 含有 MOX 燃料に及ぼす Am の影響を評価する 90
－ $(Pu_{0.928}Am_{0.072})O_{2-x}$ における酸素ポテンシャルと O/M 比の関係－
6. 地下の高温地質環境で動いた破砕帯の活動年代の推定 91
－フィッション・トラック年代測定法を用いた熱史推定による試み－

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 92

1. たくさんの廃棄物データを、きっちり、てきぱき仕分ける 94
－機械学習による大規模データの迅速な分類－
2. アスファルト固化体中の硝酸塩を取り除く 95
－処分における硝酸塩影響の低減にかかわる技術開発－
3. 浅地中処分に適した廃棄物処理を行うために 96
－モルタルによる固型化方法の基準の検討－
4. 遠方で発生した地震が地下水の動きに与える影響 97
－東濃地域での地下水圧の観測事例－
5. 地下深部の岩石の密度を推定する 98
－宇宙線ミューオンを用いて地下の密度を推定する技術開発－
6. 地下施設建設に伴う岩盤の透水性の時間変化 99
－多孔質弾性論を用いた地下水圧の大気圧応答の解析－
7. 立坑掘削時の岩盤損傷モニタリング技術の開発 100
－マルチ光計測プローブによる立坑周辺岩盤の損傷の評価－
8. 堆積物の年代決定のための強力な手段を開拓する 101
－火山ガラスの屈折率，化学組成の詳細な分析手法を構築－
9. 地層処分による人への影響を評価する 102
－表層環境条件に応じた生活圏評価手法の開発－
10. 国ごとに異なる放射性核種の振る舞いの評価 103
－使用済燃料直接処分における放射性核種の放出挙動のレビュー－
11. 電子レンジ内で置く高さを変えると温まり方は変わる 104
－マイクロ波による硝酸系溶液の加熱効率－

9 核融合研究開発

核融合エネルギーの実用化に向けて 105

1. 放射線環境におけるロボット制御 106
－ロボットビジョンによる核融合炉保守用マニピュレータの位置決め－
2. 高い精度の超伝導コイルを製作する 107
－誤差磁場の低減を目的に真円に近い超伝導コイルの製作方法を確立－
3. 核融合プラズマの磁場変動を計測する 108
－シンプルで高い性能の磁気センサーを開発－
4. プラズマ形状の推定精度の向上を目指して 109
－プラズマ形状推定システムの予測精度を最適化－
5. 核融合プラズマの安定な運転に向けて 110
－プラズマ崩壊現象の原因となる新たな電磁流体力学不安定性を発見－
6. トリチウムを施設内に閉じ込める 111
－あらゆる状況でトリチウムを確実に酸化する触媒塔の設計手法－
7. 国際核融合材料照射施設のための原型加速器の目標性能を達成 112
－大電流重陽子加速器の入射系ビーム加速実験の成功－
8. 核融合炉の社会受容性向上に向けて 113
－放射性廃棄物の減容化方針－
9. 核融合原型炉早期実現に向けた高性能中性子増倍材の開発 114
－３元系先進中性子増倍材の開発研究－

10 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 115

1. 原子力施設の耐震シミュレーション技術の高度化に向けて 116
－三次元仮想振動台を用いた原子力施設建屋の揺れの再現－
2. 核燃料の熱的性質をシミュレーションで明らかにする 117
－第一原理計算による二酸化プルトニウムの比熱の評価－
3. 軽く強く加工しやすい金属の探求 118
－六方晶金属の特異な変形機構の解明－
4. 核融合プラズマの長時間スケール解析を可能とするシミュレーション技術 119
－多時間スケール解析に向けて大きな進展－

11 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 120

1. 核物質が製造された日を明らかにする 121
－核鑑識のためのウラン年代測定に関するラウンドロビン－

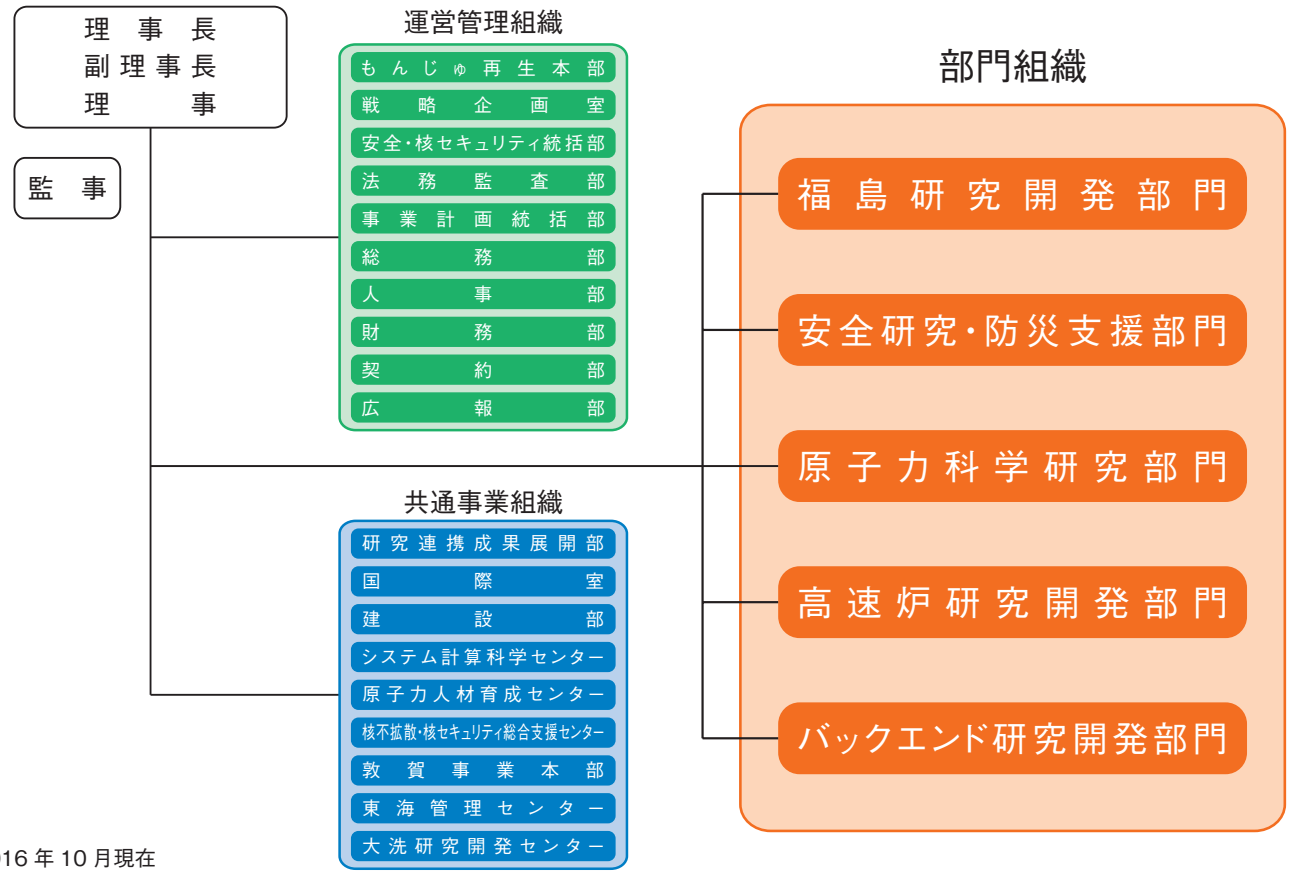
外部連携の推進 －原子力機構の保有する知的財産－ 122

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箇所から数箇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による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を行っています。「福島環境安全センター」では、住民が安心して生活できる環境の実現等に貢献するため、放射線の測定技術，環境中での放射性セシウムの移行挙動評価，除染・減容技術に関する研究開発などを行っています。「廃炉国際共同研究センター」では、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廃止措置等に向けた中長期ロードマップに基づき、燃料デブリの性状把握，炉内状況の解析や放射性物質の処理・処分に係る研究開発に取り組んでいます。また、「福島研究基盤創生センター」では、廃止措置の推進のために必要不可欠な研究開発拠点の整備として、楢葉遠隔技術開発センターの本格運用を開始するとともに、大熊分析・研究センターの設置を進めています。
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，新物質の創生，新技術の創出を目指して、「アクチノイド先端基礎科学」と「原子力先端材料科学」の2分野を設定し、6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、原子力科学研究所及び大洗研究開発センターにおいて、原子力利用を支える様々な要素技術の基礎・基盤的な研究を進めています。
5. **原子力科学研究部門 量子ビーム応用研究センター**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、高崎量子応用研究所において電子線，γ線，イオンビーム等を用いた研究を、関西光科学研究所においてレーザー，放射光を用いた研究を進めていました。量子ビーム応用研究の一部は、2016年4月に国立研究開発法人量子科学技術研究開発機構(QST)に引き継がれ、量子ビーム応用研究センターは物質科学研究センターになりました。

組　織　体　制　図



2016年10月現在

6．**原子力科学研究部門 高温ガス炉水素・熱利用研究センター**は、大洗研究開発センターにおいて、高温ガス炉の技術開発と熱化学法による水素製造技術等の多目的利用の研究開発を実施しています。

7．**高速炉研究開発部門**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。敦賀の高速増殖原型炉「もんじゅ」及びもんじゅ運営計画・研究開発センターにおいて「もんじゅ」に係る研究開発を、大洗研究開発センター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、核燃料サイクル工学研究所におい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。

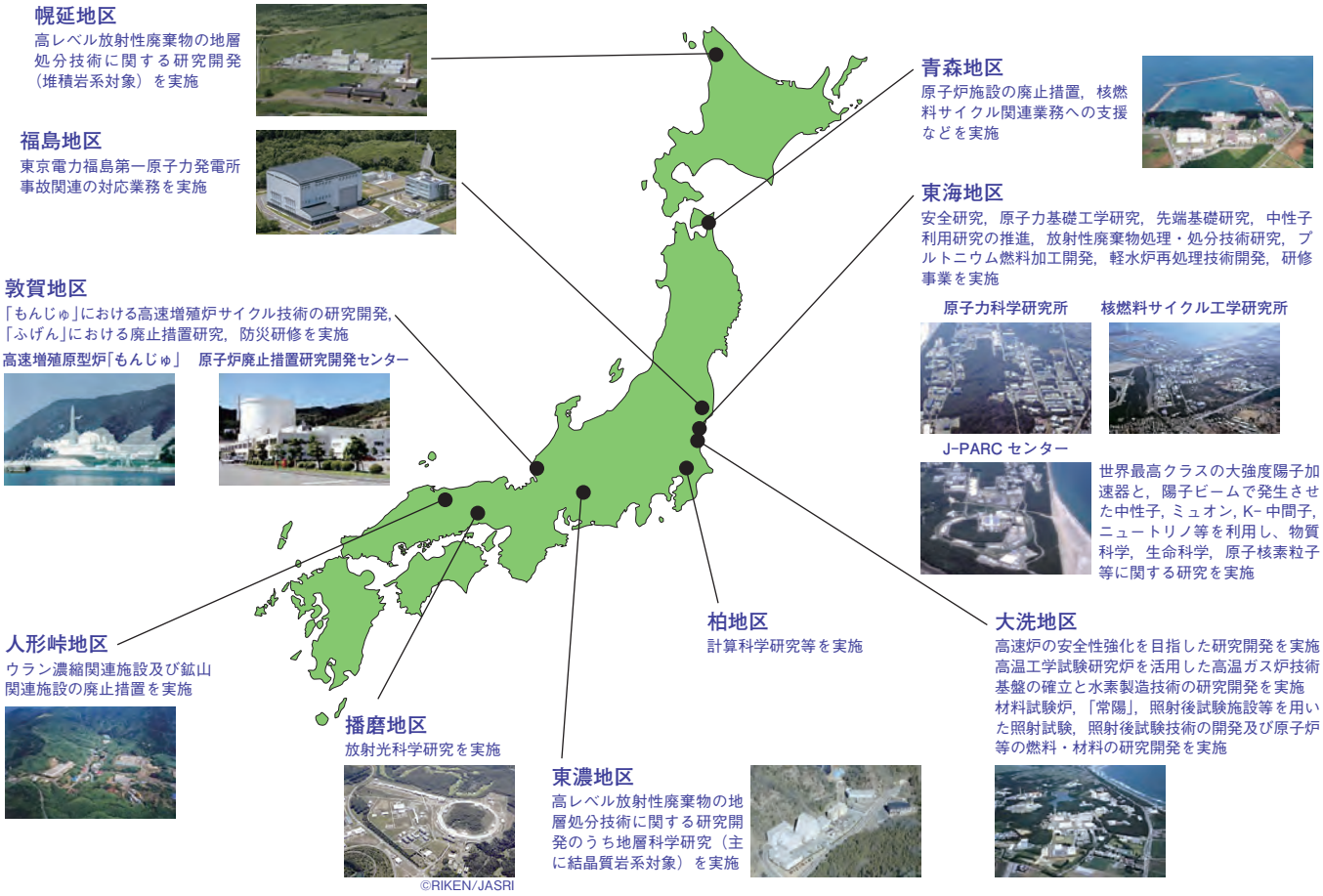
8．**バックエンド研究開発部門**は、それぞれの研究開発拠点において安全かつ合理的な原子力施設の廃止措置及び放射性廃棄物の処理処分対策について技術開発を進めています。その中で高レベル放射性廃棄物の地層処分については幌延深地層研究センターと東濃地科学センターにおいて、深地層を総合的に調べる技術の整備を、核燃料サイクル工学研究所において、処分場の設計や安全評価を行う技術の高度化を進めています。さらにこれらを体系的に管理・継承する知識マネジメントシステムの開発にも取り組んでいます。また、核燃料サイクル工学研究所において軽水炉サイクルに関する技術開発を行っています。

9．**核融合研究開発部門**は、国際熱核融合実験炉(ITER)計画の国内機関及び幅広いアプローチ(BA)活動の実施機関として核融合研究開発を遂行していました。那珂核融合研究所においては、ITER 計画の調達活動を行うとともに、BA 活動の一環としての JT-60 超伝導化改修及び炉心プラズマ研究や各種要素技術の研究開発を実施していました。また、主に六ヶ所核融合研究所において、BA 活動の一環としての国際核融合エネルギー研究センター事業及び国際核融合材料照射施設の工学実証・工学設計事業を実施していました。核融合研究開発は、2016 年 4 月に国立研究開発法人量子科学技術研究開発機構(QST)に引き継がれました。

10．**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，計算科学基盤技術開発及び計算機の運用・保守を行っています。

11．**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

ふくしまの環境回復と住民の早期帰還，1F 廃炉に向けた研究開発

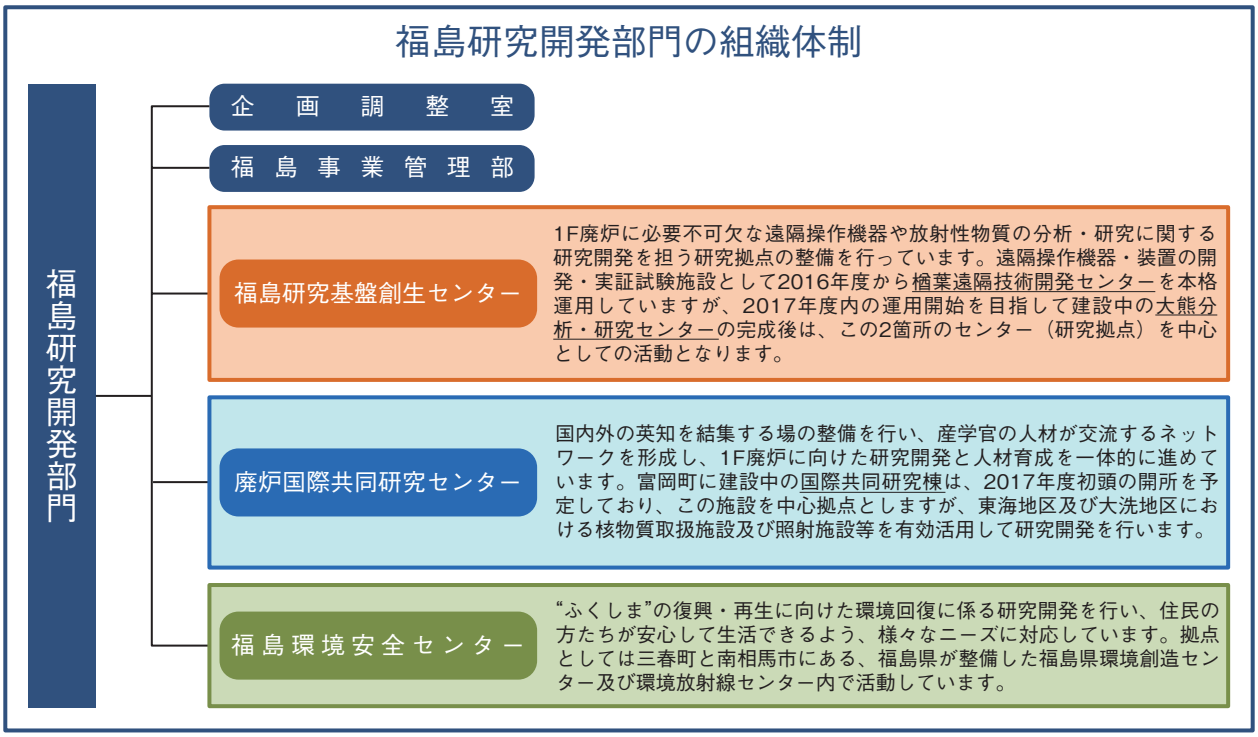


図 1-1　福島研究開発部門の組織体制図（2016 年 10 月現在）

東京電力福島第一原子力発電所（1F）事故の対処に係る研究開発の中核組織と活動拠点

2011 年 3 月 11 日の東日本大震災発生以降、原子力機構は、災害対策基本法の指定公共機関として、放射線測定など様々な形で対応するとともに、1F 事故の対処に係る研究開発を行ってきました（本誌 2012 ～ 2015 年版にて紹介）。また、これら 1F 事故の対処に係る研究開発の中核として「福島研究開発部門」を組織し（図 1-1）、本誌 2015 年版で紹介したとおり活動拠点の整備を進めてきました。2016 年に入りその形がより具体化してきました（図 1-2）。

1F の廃炉を推進するために必要不可欠な研究開発拠点の整備

福島研究基盤創生センターでは、1F の廃炉等を推進するために必要不可欠な研究開発拠点として、①原子炉からの燃料デブリの取出し準備に係る技術開発，② 1F 廃炉に伴って発生する放射性廃棄物の処理・処分に必要な技術開発等、これらを担う二つの研究開発拠点の整備を行っています。

①にあたる施設は、楢葉遠隔技術開発センター（楢葉町）であり、2015 年 9 月に研究管理棟が、2016 年 2 月に試験棟並びに外構が完成し、その整備が完了するとともに、2016 年度から本格運用を開始しました。②にあたる施設は、現在建設中である大熊分析・研究センター（大熊町）です。

楢葉遠隔技術開発センターの役割は、「廃炉・汚染水対策関係閣僚等会議」が定めた中長期ロードマップ（図 1-3）に基づく 1F 廃炉の推進を主として、それを支える科学技術の向上，安全基盤の強化，地域との共生が挙げられます。廃炉の推進に向けて、作業及び作業者安全確保検討のため、1F 作業現場環境を模擬し、事前の作業計画検討，作業員の教育及び遠隔操作機器の操作訓練等が可能なバーチャルリアリティ（VR）システムを整備しました。

大熊分析・研究センターは、1F の放射性廃棄物や燃料デブリ取出し作業後に得られるデブリサンプルといった、1F 由来の放射性物質の分析及び研究を担う施設であり、原子力損害賠償・廃炉等支援機構（NDF）が策定する戦略プラン等の方針や、中長期ロードマップの運用時期を念頭に設計を進め、主要施設（施設管理棟，第 1 棟，第 2 棟）のうち、施設管理棟の建設を 2016 年度に開始し、2017 年度内の運用開始を目指しています。

国内外の英知を結集し、廃炉研究を加速するための拠点整備と取組み

廃炉国際共同研究センター（CLADS）は、私たちの廃炉研究の中核組織として 2015 年 4 月に東海地区を中心として設置されました。廃炉研究を加速するためには、国内外の英知を結集し、現状のニーズや将来予想される課題について認識を共有し、基礎基盤から実用に至る研究開発を強化する必要があります。CLADS では国内外の大学，研究機関，産業界等の人材が交流するネットワークを形成し、産学官による廃炉に係る研究開発と人材育成を一体的に進める体制を構築することを目指しながら、廃炉に向けた研究開発に取り組んでいます。これ

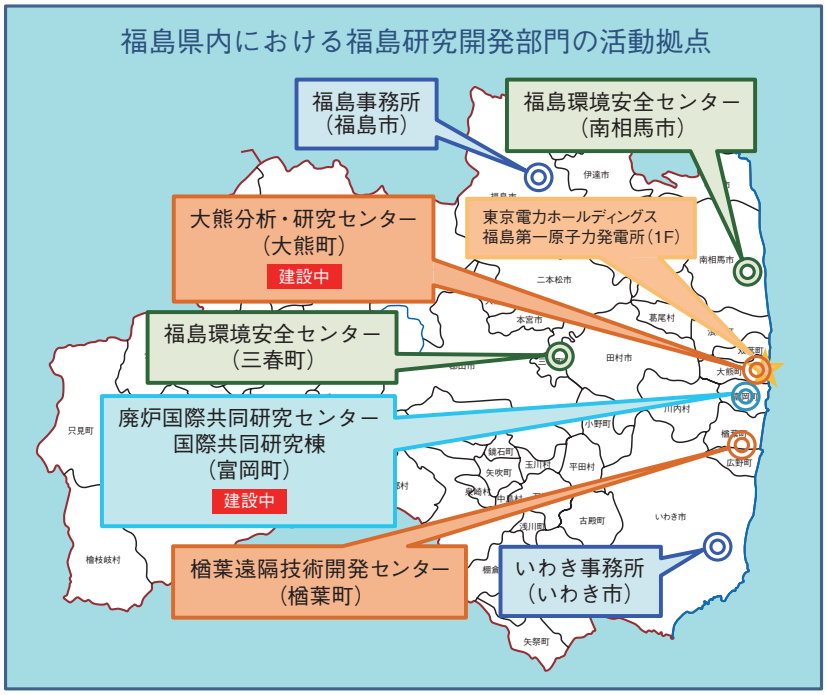


図 1-2　福島県内における福島研究開発部門の活動拠点（2016 年 10 月現在）
福島研究基盤創生センターは、研究拠点として楢葉遠隔技術開発センター（楢葉町）が 2015 年 9 月に研究管理棟，2016 年 2 月に試験棟並びに外構が完成し、本格運用を開始しました。大熊分析・研究センター（大熊町）は、主要施設（施設管理棟，第 1 棟，第 2 棟）のうち施設管理棟の建設を 2016 年度に開始し、2017 年度内の運用開始を目指しています。廃炉国際共同研究センターは、富岡町に国際共同研究棟を建設中であり、2017 年度初頭の開所後は、私たちの廃炉研究の中核的役割を果たします。福島環境安全センターは、福島県が整備した福島県環境創造センター（三春町）及び環境放射線センター（南相馬市）を拠点とし、福島県並びに国立環境研究所と施設共用しながら、これらの機関と連携して研究開発を進めています。

ら国内外の英知を結集する拠点として、富岡町に国際共同研究棟を建設中であり、2016 年度末に竣工、2017 年度初頭の開所を予定しています。

実際の核物質，放射性物質及び放射線を用いた試験研究に関しては、東海地区及び大洗地区における核物質取扱施設及び照射施設等を有効活用して研究開発に取り組んでいます。CLADS の成果からは、原子炉圧力容器（RPV）内部の溶け落ちた核燃料物質及び炉心構造材料が混ざり合った不定形混合酸化物（いわゆる燃料デブリ）の模擬物質を用いて、デブリの溶融状態を推測するアプローチの研究（トピックス 1-1）や、燃料デブリ中の核燃料物質及び炉心構造材等成分の偏りや分布情報に係る各元素の存在状況を、RPV の外部からレーザー誘起ブレークダウン発光分光法を用いて分析する研究開発成果（トピックス 1-2）を紹介しています。

2017 年度からは、国際共同研究棟（富岡町）を中核として、私たちの有する研究施設を活用しつつ、国内外の大学，研究機関，産業界との共同研究及び情報交換を行うとともに、福島県，国際廃炉研究開発機構（IRID），NDF 等と連携及び協力して、戦略プラン等の方針や中長期的な視点での現場のニーズに基づく 1F 廃炉の研究を推進していきます。

私たちが有する知見及び技術力に基づく 1F 廃炉へ向けた研究開発

私たちは、我が国唯一の原子力に関する総合的な研究開発機関であり、様々な知見及び技術力を有しています。これらの知見及び技術力に基づいて進めてきた 1F 廃炉に関係するこの 1 年間の研究開発成果を紹介します。

燃料デブリや炉内構造物を切断して取り出すために、遠隔操作性を有するプラズマジェットを応用した切断技術を開発し、冠水した炉内での使用や、燃料デブリのような厚い塊状のセラミックを切断・粉砕するための高出力化が可能であることを確認しました（トピックス 1-3）。

事故時の炉心の溶け方を明らかにするために、スーパーコンピュータを用いたシミュレーション評価を行い、実際に起こり得る炉心溶融挙動を計算できる見通しを得ることができました（トピックス 1-4）。

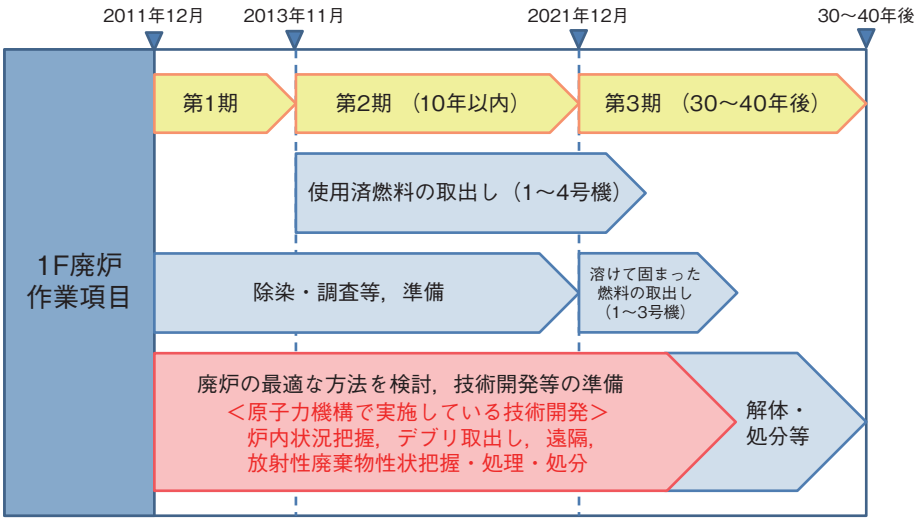
放射性セシウム（Cs）の RPV 構造物への付着挙動メカニズム解明のための研究では、ステンレス鋼中のケイ素成分のみならず、鉄成分とも反応して化合物を形成することや、温度が上がることで一旦付着した Cs が再蒸発する可能性が示唆されました（トピックス 1-5）。

1F の汚染水処理材から回収した放射性 Cs を安定に保管する容器の健全性評価技術開発では、ゼオライトを内包する Cs 吸着塔の場合、ゼオライト接触が容器の局部腐食発生の可能性を低減することを示しました（トピックス 1-6）。

1F において生じたような燃料デブリの取出し後の処置法の一候補として、乾式法での使用済燃料の再処理技術を応用する技術を検討し、前処理技術である塩化物転換技術開発を行い、従来よりも低い温度で全量ウラン（U）を四塩化ウラン（UCl_4）に転換、蒸留分離することに成功し、燃料デブリの処理に適用する見通しを得ることができました（トピックス 1-7）。

ふくしまの復興・再生に向けた環境回復に係る研究開発拠点の整備

福島環境安全センターは、「福島復興再生基本方針」（2012 年 7 月閣議決定）に基づく取組みを的確に推進するための「環境創造センター中長期取組方針」（福島県環境創造センター運営戦略会議）等に基づいて、住民が安全で安心な生活を取り戻すために必要な環境回復に係る研究開発を進めています。このため、福島環境安全センターは、福島県が整備した福島県環境創造センター（三春町）及び環境放射線センター（南相馬市）内にあり、福島県並びに国立環境研究所と施設を共用しています。具体的には、福島県環境創造センターは、モニタリング，調査・研究，情報収集・発信及び教育・研修・交流の四つの機能を有します。ここで私たちは、放射線計測技術



※廃炉・汚染水対策福島評議会事務局、「福島第一原子力発電所」の現状と廃炉に向けた取り組み（2015年3月）から転載、一部追記

図 1-3　1F 廃炉作業のロードマップ概要
原子力損害賠償・廃炉等支援機構（NDF）が策定する戦略プラン等の方針や、中長期的な視点での現場ニーズを踏まえた上で、人材の確保・育成を視野に入れて、基礎，基盤から応用までの研究開発を実施します。また、廃炉を実施する現場への技術提供を行い、より安全性や効率性の高い廃炉の早期実現と原子力の安全性向上に貢献します。

開発、森林から河川水系に至る流域圏での放射性 Cs の環境中での移動状況の調査研究（環境動態研究）、除染で発生した除去土壌等の減容化・再生利用に向けた技術開発に取り組んでいます。附属施設である環境放射線センターは、原子力発電所周辺のモニタリングや安全監視の機能を担う施設ですが、ここで私たちは隣接する浜地域農業再生研究センターや福島県南相馬原子力災害対策センターと調査研究や安全監視の連携を図りながら、放射線計測技術開発を実施しています。

環境回復に係る研究開発は、福島環境安全センターを中核として行っていますが、他部門・他拠点においても意欲的に取り組んでおり、私たち全体の研究課題として、その成果を以下に紹介します。

環境回復に係る研究開発を行い、農林業の再開や住民の方たちが安心して生活できるように貢献

山林等を含む広範囲の放射性 Cs の分布の可視化及び周辺からの影響が排除された可視的かつ高精度の放射線量マップの作成を可能とするため、無人ヘリに搭載して上空から放射性 Cs の分布を可視化する技術の開発を進めています（トピックス 1-8）。環境中の空間線量率を精度良く測定するために必要な校正条件の調査等を目的として、検出器への放射線入射方向が線量率測定へ与える影響を放射線輸送計算コード PHITS（Particle and Heavy Ion Transport code System）により解析しました（トピックス 1-9）。福島の環境中の放射性 Cs の多くは、地表から地中方向に 5 cm 付近まで分布していることが分かっており、この線源分布と空間線量率の関係をスーパーコンピュータにより推定しました（トピックス 1-10）。

森林内の放射性 Cs の分布を把握するために、落葉広葉樹の樹木内における放射性 Cs 濃度の測定を実施しました（トピックス 1-11）。林業の再開にあたり山地での森林内の放射性 Cs の分布を把握する必要があるため、事故で放出された放射性 Cs の影響を受けた森林集水域を対象として、空間線量率を詳細に測定することで、複雑な地形を持つ山地・森林における放射性 Cs の沈着量分布の特徴を明らかにするとともに、地形や標高による放射性 Cs の沈着量の違いを探りました（トピックス 1-12）。

除染で発生する除去土壌等の管理に係る負担低減に貢献するために、放射性 Cs の移行メカニズムの解明等を行うとともに、その成果を活かした合理的な減容方法及び再利用方策の検討を行っています。除染のための表土剥ぎ取りで生じた膨大な量の汚染土壌廃棄物を安定的に管理する方法の確立や廃棄物減容化方法の開発が強く望まれていますが、これらの問題を解決するために粘土鉱物への放射性 Cs の吸脱着メカニズムの解明を実験的（トピックス 1-13）及び計算科学的（トピックス 1-14）に進めています。

森林から生活圏への放射性 Cs の移行を抑制するために、ポリイオンと呼ばれる電荷を持つ高分子と粘土鉱物を用い、降雨などの自然の力を利用して、Cs の移行を抑制する技術を開発しています（トピックス 1-15）。事故で汚染された表土を除去した後、その場所に汚染された土壌を埋設し、さらに清浄な土壌で覆土をすれば、直接的な被ばくを防ぐとともに、放射性 Cs はほとんど移行せずにその場で減衰することが示され、地下水汚染防止にも有効であることが分かりました（トピックス 1-16）。

放射性 Cs である ^{134}Cs，^{137}Cs に比べ、放射性ストロンチウム（^{90}Sr）は分析方法が複雑であり、分析時間も要するため、効率的な分析方法が望まれています。^{90}Sr の単離までの分析作業の自動化を目的として、①湿式分解システム，②自動化学分離システム，③自動イオン交換システムの開発を行い、灰化した農畜海産物の分析を自動化しました（トピックス 1-17）。

福島研究開発部門の研究拠点は今後、国内外の英知を結集し、ふくしまの環境回復と住民の早期帰還並びに廃炉の推進を第一とし、科学技術の向上，安全基盤の強化及び地域との共生を行っていきます。また、研究開発とその成果を福島から発信することにより、施設利用の促進につなげ、魅力のある国際的研究開発拠点を確立し、地域産業の活性化に貢献していきます。

1-1　燃料デブリが溶けていた温度範囲を評価する
－（U, Pu, Zr）O_2 の融点に対する Pu や Zr の影響評価－

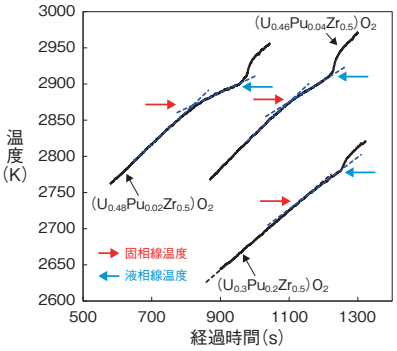


図 1-4　$(U_{0.5-y}Pu_yZr_{0.5})O_2$ の昇温時の温度変化の例
設定された一定の昇温速度で試料を昇温し、試料の融点に達すると融解潜熱のために昇温速度が遅くなります。この際の屈曲点を固相線温度と称します。また、融解潜熱がなくなると昇温速度は設定された速度に戻ります。この際の屈曲点を液相線温度と称します。

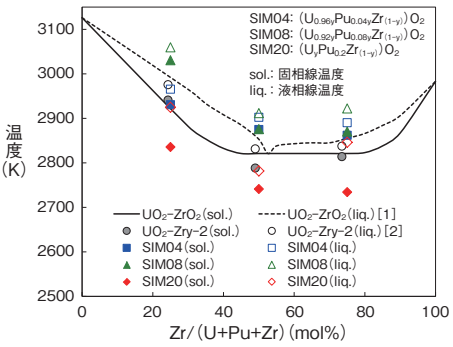


図 1-5　模擬デブリ試料の固相線と液相線の Zr 含有率依存性
横軸を Zr 含有率として固相線温度，液相線温度をプロットした図です。Pu 含有率の異なるどの試料についても Zr 含有率が 50 ～ 75% の付近で最小値を示します。

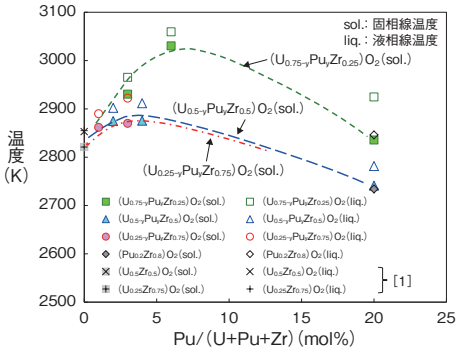


図 1-6　模擬デブリ試料の固相線と液相線の Pu 含有率依存性
横軸を Pu 含有率として固相線温度，液相線温度をプロットした図です。Pu 含有率が 10% 以下の範囲に極大値を示す傾向が得られました。

[1]　Lambertson, W. A., Mueller, M. H., J. Amer. Cer. Soc., vol.36, issue 11, 1953, p.365-368.
[2]　Kato, M. et al., Mater. Res. Soc. Symp. Proc., vol.1444, 2012.

東京電力福島第一原子力発電所事故の廃炉措置対応として、損傷炉心からのデブリの取出しやその後の保管の検討が進められています。これらの検討には現在のデブリの状態を評価・予測する必要があり、そのためにはデブリの熱特性等をもとに理論的な根拠に基づいた事故シナリオからデブリの状態を予測する必要があります。また、3 号炉にはプルサーマル燃料としてウラン（U）－プルトニウム（Pu）混合酸化物（MOX）燃料が装荷されていたことから、Pu の影響を考慮する必要もあります。デブリの融点は事故シナリオを検討する上での重要な熱特性の一つであり、炉心底部に堆積した後もデブリの中心部分等は崩壊熱により溶融状態が長く継続されたと考えられることから、デブリの状態を予測する上でも重要な物性となります。

本試験では模擬デブリとして Pu 含有率とジルコニウム（Zr）含有率の異なる（U, Pu, Zr）O_2 試料を 9 種類調製しました。これらはタングステン製のカプセルに真空封入され、高周波誘導加熱炉によって加熱されます。試料の温度はカプセルの測温孔を介して放射温度計で測定されます。得られた熱曲線の例を図 1-4 に示します。これらの熱曲線の停滞部分を解析することによって、試料の融点を評価します（サーマルアレスト法）。また、本試料のように融点が 1 点にならない物質の場合、溶融開始温度を固相線温度，溶融終了温度を液相線温度といいます。

横軸を Zr 含有率とした場合の融点の比較を図 1-5 に示します。同じ Pu 含有率の試料で比べると、Zr 含有率が 50 ～ 75% の付近に融点の最小値があるという傾向を示しました。これは UO_2-ZrO_2 の混合酸化物と同様の傾向であり、今回の試験範囲では Pu 含有率によって融点は変化しますが、Zr 含有率が 50 ～ 75% 付近に融点の最小値があるという傾向は変わらないという結果を得ました。図 1-6 に横軸を Pu 含有率とした場合の融点の比較を示します。それぞれ Pu 含有率が 10% 以下の範囲に極大値を持ち、10% から 20% までは低下する傾向を示しました。Zr を含有しない MOX 試料の融点はこの試験範囲では Pu 含有率にしたがって単調に低下する傾向があり、Zr が含有することによって異なる傾向が示されることが分かりました。本研究成果は、廃炉措置対応の一環として進められている炉内状況の把握やシビアアクシデント研究等への貢献が期待されます。

本研究は、原子力機構が国際廃炉研究開発機構の組合員として実施した経済産業省資源エネルギー庁からの受託事業「平成 25 年度発電用原子炉等廃炉・安全技術基盤整備事業（燃料デブリ性状把握・処置技術の開発）」の成果の一部を含みます。

●参考文献

Morimoto, K. et al., The Influences of Pu and Zr on the Melting Temperatures of the UO_2－PuO_2－ZrO_2 Pseudo-Ternary System, Journal of Nuclear Science and Technology, vol.52, issue 10, 2015, p.1247-1252.

1-2 レーザーを用いた燃料デブリの分析を目指して
－レーザー誘起ブレークダウン発光分光法によるウランスペクトルの測定－

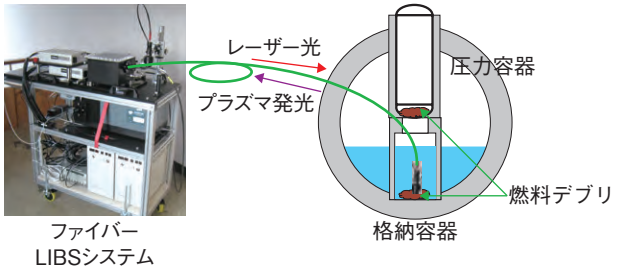


図1-7　ファイバー LIBS システムの利用イメージ
原子炉格納容器から遠く離れた放射線量の低い環境に設置したレーザー装置から耐放射線光ファイバーを通してレーザー光を燃料デブリの表面に集光照射します。レーザー光が照射された燃料デブリの一部はプラズマ化し発光します。そのプラズマ発光を、同じ耐放射線光ファイバーを通して放射線量の低い環境に設置した分光計測システムに導き、燃料デブリのスペクトルを観測します。

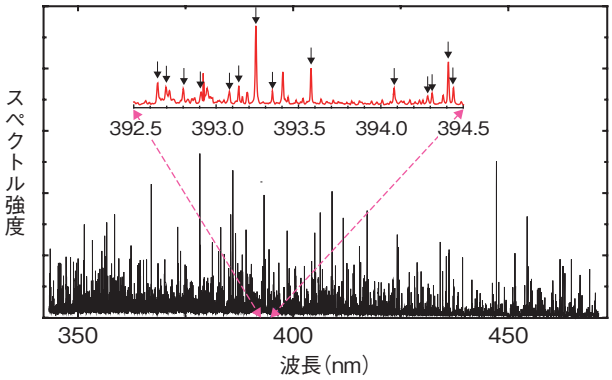


図1-8　LIBS によって測定された U スペクトル
黒線は LIBS によって測定された波長 350 ～ 470 nm の U のスペクトル、赤線はそのうち波長 392.5 ～ 394.5 nm の範囲を拡大したものです。U のスペクトルとして確認できたものを矢印で示しています。

東京電力福島第一原子力発電所事故で生成された燃料デブリを安全に取り出し、処理処分するためには、まずそこにどのような元素が含まれているかを知ることが重要です。しかし、損傷した炉内は高い線量の放射線にさらされているため、人どころか電子機器等も損傷を受けるので、これらを使用することはできません。

そこで私たちは、その場で元素組成分析のできるレーザー誘起ブレークダウン発光分光法（Laser Induced Breakdown Spectroscopy: LIBS）とレーザー光を搬送する光ファイバーとを組み合わせ、放射線量の高い環境の外から遠隔で元素分析を行うファイバー LIBS システムの開発をしています（図 1-7）。損傷した炉内から離れた安全な場所に設置したファイバー LIBS システムから、耐放射線光ファイバーを通してレーザー光を燃料デブリに照射し、発生するプラズマ発光を再び同じファイバーを通して分光器に導いて、そのスペクトルを測定します。プラズマ発光のスペクトルは元素の種類によって異なります。そこで、測定されたスペクトルの違いを利用して、元素組成を分析します。耐放射線光ファイバーを活用することで、人や電子機器が放射線にさらされることなく、確実な分析が可能になります。

燃料デブリは、核燃料物質であるウラン（U）やプルトニウム（Pu），アクチノイド系元素，核分裂生成物や被覆管のジルコニウム（Zr）等を主成分とし、損傷した炉心構造体であるステンレス(鉄, クロム, ニッケル等)等も含まれています。さらに、溶融した炉心が原子炉圧力容器を貫通し原子炉格納容器に達した場合には、コンクリート（カルシウム等）等も燃料デブリに含まれていると考えられます。このように多くの元素が混在した燃料デブリを LIBS で分析するためには、装置開発だけでなく、燃料デブリの主成分である核燃料物質等のスペクトルを詳細に知ることが重要です。そこで私たちは、まず LIBS によって核燃料物質である U のスペクトルについて波長 350 ～ 470 nm の範囲を詳細に測定し、その全容を明らかにしました（図 1-8）。このスペクトルには U 以外のスペクトルも多く見られます。このようなスペクトルを多くの元素に対して測定し、データベース化することで元素組成の分析が可能になります。さらに、燃料デブリに含まれる U スペクトルとそれに混在して現れる種々の元素のスペクトルを区別し、その存在量を分析するためには、基準となる信頼性の高い U スペクトルの分光データが必要不可欠です。そこで、スペクトルの相対強度及び波長の絶対較正を行うことで、U のスペクトル中から組成分析に利用価値の高いと思われる 247 本の原子スペクトルと 294 本の一価イオンスペクトルを抽出し、ブレークダウン分光データとしてまとめました。

今後、燃料デブリの取出しや処理処分に貢献するために、U については波長 470 ～ 1000 nm のスペクトルを、また、燃料デブリに含まれる種々の元素のスペクトルを測定することにより、信頼性の高いデータベースを作成していきます。

本研究は、特別会計に関する法律（エネルギー対策特別会計）に基づく文部科学省からの受託事業として、原子力機構が実施した平成 25 年度「次世代燃料の遠隔分析技術開発と MOX 燃料による実証的研究」の成果の一部を含みます。

●参考文献
赤岡克昭ほか，レーザー誘起ブレークダウン発光分光法によるウランスペクトルの測定－高分解能分光スペクトル(350-470 nm)－，JAEA-Research 2015-012, 2015, 48p.

1-3 原子炉の廃止措置に適用する切断技術開発
－プラズマジェットを用いた炉内構造物及びデブリの切断・破砕－

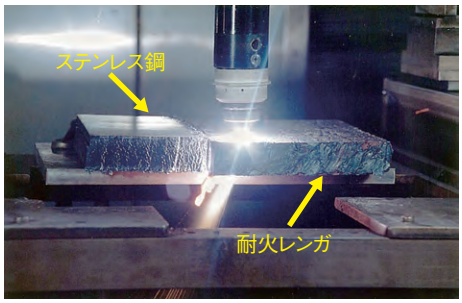


図1-9　プラズマジェットによる金属及び非金属の切断
プラズマジェットによりステンレス鋼と耐火レンガを切断しています。

図1-10　切断後のステンレス鋼
プラズマジェットによって水中で切断したステンレス鋼の状態を示しています。

雰囲気	水中	空気中
ガス流量（cm^3/s）	650 750	450
トーチ先端と切断物との距離（mm）	5 10	15 20

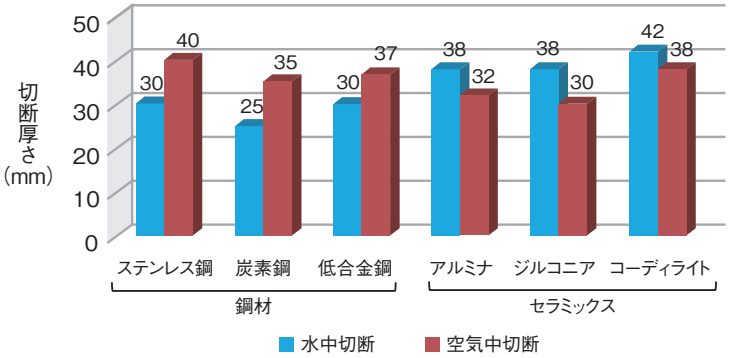


図1-11　鋼材及びセラミックスに対する切断性能
プラズマジェットの空気中及び水中での鋼材及びセラミックスに対する切断性能を示しています。

炉心溶融に至った東京電力福島第一原子力発電所（1F）では、通常の廃止措置とは異なり、燃料デブリを撤去する必要があります。1F の炉内構造物は、燃料デブリと混在した状態となっていると想定されるため、切断技術の選定にあたっては、鋼材のみならず燃料デブリのような靱性が低く、高硬度の材質の切断や破砕が可能なこと、高い放射線量下での作業となるため、遠隔操作性を有することが必要です。私たちは、試験研究を終えた原子炉施設等の廃止措置を進めており、解体に係る様々な技術や知見を蓄えてきました。

そこで私たちは、大洗研究開発センターにおいて進めてきた切断技術開発の成果を基に、1F の燃料デブリと炉内構造物の取出しに適用する切断技術として、プラズマジェット切断技術の開発を実施しています。

プラズマジェットは、鋼材やコンクリートを切断することを目的に開発したもので、トーチ先端部の形状については特許を取得しています。従来のプラズマアークとは異なり、トーチ内部の電極とトーチ先端部のチップとの間で放電させ、プラズマを発生させるため、金属のみならず導電性のない非金属も切断が可能です（図 1-9）。また、熱衝撃作用を用いることにより耐火レンガ等も破砕することができます。

しかし、プラズマジェットは空気中で使用することを想定し開発したものであり、1F の炉内解体物や燃料デブリの取出しに適用するためには、水中での使用が可能なこと、デブリのような厚い塊状のものを切断・破砕するためには、高出力化を図ることが求められます。

このため、水中において高出力で使用できるプラズマジェットトーチを開発し、2014 年度のトーチ先端部のチップの耐久性確認試験において、ノズル径が 5.0 mm, 拘束比（ノズル径と拘束部長さの比）が 3.0 のチップで、600 A の出力で 30 分以上、プラズマが出射できることを確認しました。また、鋼材及び燃料デブリを想定したセラミックスに対する切断性能及び破砕性能の確認試験を実施し、鋼材に対し空気中で 40 mm 厚，水中で 30 mm 厚の切断が可能なこと（図 1-10，図 1-11）、セラミックスに対し空気中で 38 mm 厚，水中で 42 mm 厚の切断と水中において 50 mm 厚の破砕が可能なことを確認しました。

今後は、1F への適用性を確認するため、切断試験や性能評価、遠隔操作技術を組み合わせた総合的な燃料デブリ取出しシステムの検討を進め、得られた成果を 1F の廃止措置に役立てます。

●参考文献
庄司次男, 福井康太ほか, 炉内構造物及び燃料デブリの切断技術開発－プラズマジェット切断技術の適用性試験－, JAEA-Technology 2015-035, 2016, 70p.
Tezuka, M., Fukui,Y. et al., The Development of Thermal and Mechanical Cutting Technology for the Dismantlement of the Internal Core of Fukushima Daiichi NPS, Journal of Nuclear Science and Technology, vol.51, issues 7-8, 2014, p.1054-1058.

1-4 原子炉事故時の炉心の溶け方をスーパーコンピュータで明らかにする
－炉内構成材の化学反応の影響を評価するための解析手法の開発－

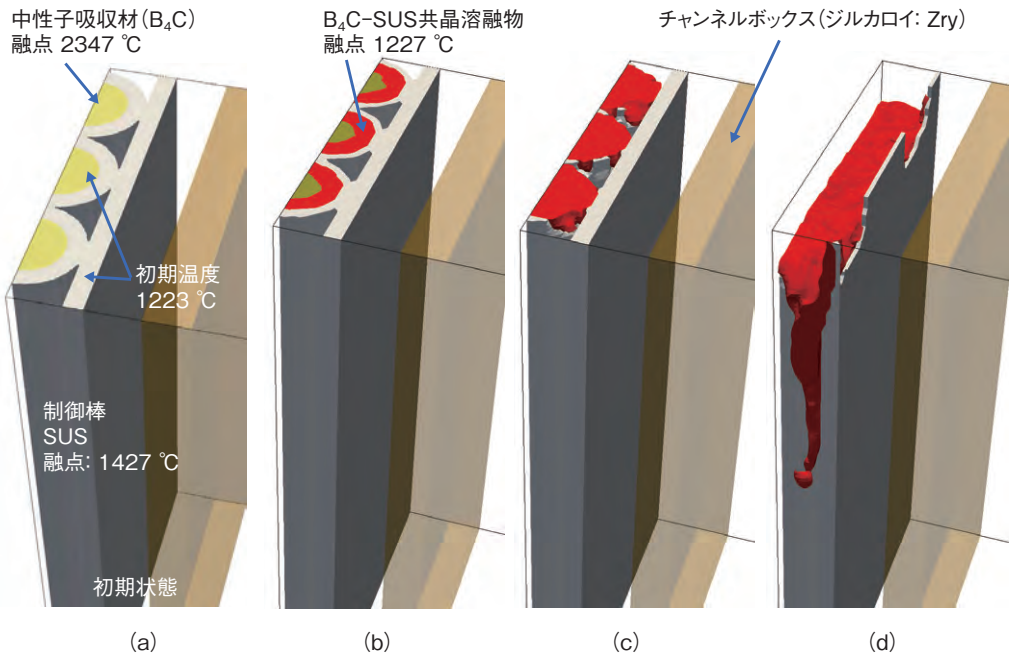


図 1-12　制御棒内の B_4C（図中黄色領域）と SUS が接する面（界面）に形成された液相（図中赤色領域）の成長と溶融移行挙動
(a) 開発したモデルを組み込んで、原子炉炉心の一部（制御棒とチャンネルボックス）を模擬した体系の計算を行いました。
(b) B_4C と制御棒部材である SUS がある温度以上に達すると化学反応（共晶反応）により界面で液相が形成されます。
(c) 温度上昇に伴い徐々に液相の範囲が広がり、(d) 最終的に共晶反応でできた溶融物は重力により下に移動します。

東京電力福島第一原子力発電所事故では、メルトダウンにより溶けた燃料や構造物が、原子炉格納容器下部まで達したと考えられています。これらの溶けて固まった物質が、どこにどのような状況で存在しているのかについては、今後の廃炉作業を円滑に進めるために必要な情報です。しかし、高い放射線量等のため実際に確認することは困難であり、十分な情報が得られていない状況にあります。

このような場合、コンピュータを用いたシミュレーションによる評価が非常に有効と考えられます。しかし、現在のメルトダウンが起こるような事故（過酷事故）のシミュレーション手法では、使われる仮定やモデルの妥当性が十分に検証されておらず、どのような過程や経路で移動したのか、どこにどのような状況で存在しているのかを知るための情報が十分な精度で得られない問題があります。そこで、私たちは、過酷事故時の炉内構造物の溶け方、移動の仕方を明らかにすることを目的として、新たなシミュレーション手法の開発を行っています。この手法では、スーパーコンピュータを使い仮定や簡略モデルをできるだけ使わない詳細な計算を行うことで、炉心溶融の過程や経路についての情報も知ることができると期待されます。

過酷事故時の炉心では、制御棒（ステンレス鋼：SUS）とその内部の中性子吸収材（ボロンカーバイド：B_4C）等の異なる物質が接する面（界面）で化学反応が起こり、ある温度になると物質が溶ける（液相が出現する）ことが実験等から知られています。その温度は、SUS，B_4C の融点よりも大幅に低い場合があるため、開発している手法においても液相の出現や、出現した液相が下方へ落下していく様子を計算する必要があります。このような複雑な液相の出現などを計算できる方法は確立されてないため、新たに本手法に適した液相形成進展モデルと呼ぶ方法を開発しました。

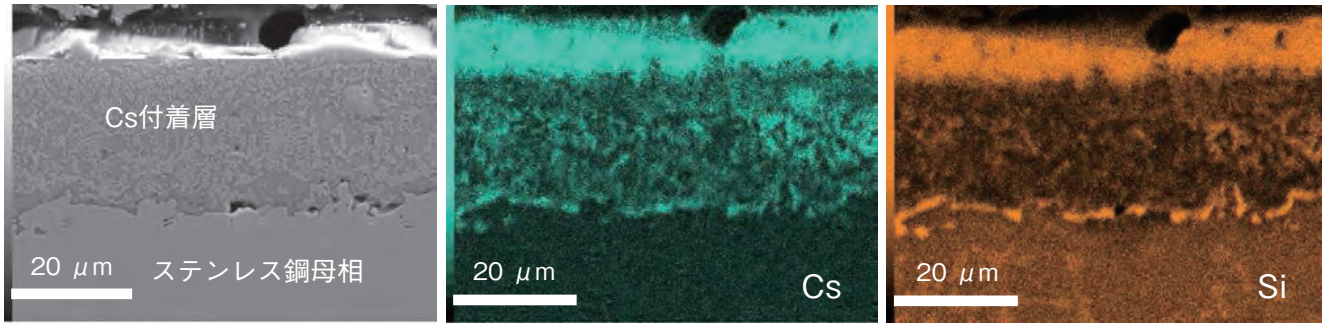
図 1-12 に示すように、開発した手法を用いて、制御棒中の液相の出現や落下挙動を計算した結果、①制御棒とその内部の中性子吸収材界面における液相の出現，②その液相の成長，③液相の下方への移動を計算できることを確認し、実際に起こり得る炉心内部の溶融物挙動を計算できる見通しを得ることができました。

今後は、実験結果との比較を行うことで手法の妥当性を確認するとともに、酸化反応や輻射モデル等を取り入れ、不確かさの多い溶けた燃料の分布状況等の解明へ向けて、炉心の溶け方のより正確なシミュレーションを実現して行きます。

●参考文献

Yamashita, S. et al., Development of Numerical Simulation Method for Melt Relocation Behavior in Nuclear Reactors: Validation of Applicability for Actual Core Support Structures, Proceedings of 24th International Conference on Nuclear Engineering (ICONE 24), Charlotte, North Carolina, USA, 2016, ICONE24-60453, 5p., in DVD-ROM.

1-5 原子炉内の放射性セシウムはどうなっているか
－ステンレス鋼へのセシウム付着挙動を評価する－



二次電子像　　Csの特性X線像　　Siの特性X線像

図1-13　Cs を付着させたステンレス鋼の微細組織観察結果
水酸化セシウム蒸気と反応させたステンレス鋼断面の微細組織観察により、Cs 付着層の厚さが 20 μm 程度あり、Si と Cs が似た分布挙動を示していることから、両者が化合物を形成していることが示唆されました。さらに、表面のみならず付着層と母相との境界領域にも Cs が分布しており、除去において考慮すべきことが分かりました。

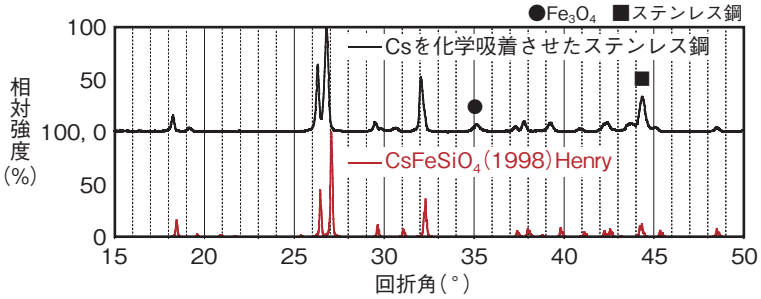


図1-14　Cs を付着させたステンレス鋼と $CsFeSiO_4$ の XRD パターン比較
水酸化セシウム蒸気とステンレス鋼の反応により生成した化合物は、XRD パターン及び元素分析の結果から $CsFeSiO_4$ であることが分かりました。

東京電力福島第一原子力発電所におけるデブリ取出し等作業時の作業員の被ばくを管理する上では、原子炉構造物に付着した放射性セシウム（Cs）からの高エネルギー放射線による被ばくが重要となると予想されます。このため、どこに Cs が付着しているのか、付着した Cs をどのように除去すればよいのか、構造物を撤去する際に発生するダスト中に Cs はどの程度含まれているのか、解体廃棄物中にどの程度 Cs が移行しているのかなどの情報が必要であり、その推定には構造物への Cs 付着挙動に関する知見が必要です。ところが、このような Cs の付着挙動についてはほとんど調べられていません。

そこで私たちは、Cs の付着挙動をメカニズムの面から明らかにするための研究を開始しました。これまでに、基礎的な実験として、シビアアクシデント（SA）時の Cs の化学形態の一つである水酸化セシウム蒸気を、炉内構造物に多く使用されているステンレス鋼に 800 ℃及び 1000 ℃の高温で付着させる実験を行いました。実験は SA 時に生じる多様な雰囲気条件を考慮して、水素（H_2）や水（H_2O）を含んだアルゴン（Ar）ガス雰囲気中で行いました。Cs を付着させた試料については、断面の微細組織観察、元素分析及び X 線回折（XRD）測定による存在相の同定を行いました。

これまでに、図 1-13 に示すように、ステンレス鋼中に不純物として含まれるケイ素（Si）と Cs が付着面において同様に分布することが分かりました。さらに表面の Cs 付着領域の元素組成を詳細に調べたところ、Cs, 鉄(Fe)，Si がほぼ同じ濃度であることが分かりました。また、図 1-14 に示すように、同領域の XRD 測定結果は、$CsFeSiO_4$ の XRD パターンと一致したことから、Cs はこれまで言われていたステンレス鋼中の Si とだけではなく、Fe とも反応して化合物を形成していることが分かりました。Cs 付着量については、試験温度の上昇とともに増加しましたが、水酸化セシウム蒸気が枯渇した条件では 800 ℃のときよりも 1000 ℃の方が低下することがあり、一旦付着した Cs が再蒸発する可能性が示唆されました。このように、Cs の付着メカニズムは複雑であるため、その解明のためには、$CsFeSiO_4$ の化学的安定性や、付着した Cs の蒸発特性などを明らかにしていく必要があります。

今後は、雰囲気条件等をパラメータとした Cs のステンレス鋼への付着試験を実施し、構造物への Cs 付着量推定のために必要なデータを蓄積していきます。また、付着した Cs の除去方法やダスト対策のために必要となる水に対する Cs の溶出特性や付着 Cs の剥離特性なども調べていく予定です。

●参考文献
Di Lemma, F. G., Nakajima, K. et al., Surface Analyses of Cesium Hydroxide Chemisorbed onto Type 304 Stainless Steel, Nuclear Engineering and Design, vol.305, 2016, p.411-420.

1-6 廃セシウム吸着材保管容器の健全性を評価する
－放射線照射下での局部腐食の発生可能性を探る－

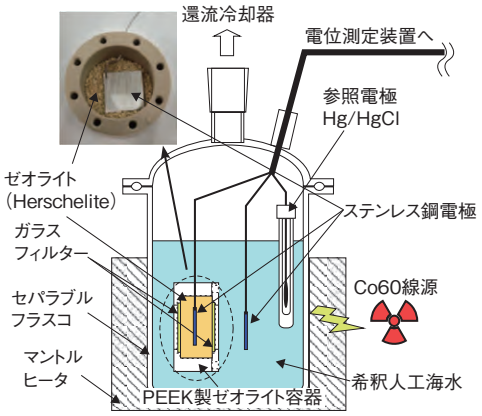


図 1-15　γ 線照射室内に設置した試験装置外観並びに電気化学試験装置の模式図
耐放射線性と耐食性に優れる容器を用いてステンレス鋼試験電極とゼオライトを接触させ、ガラスフィルターを通じて希釈人工海水に浸漬しました。また、比較のためにゼオライトと接触していないステンレス鋼試験電極も同時に測定しました。

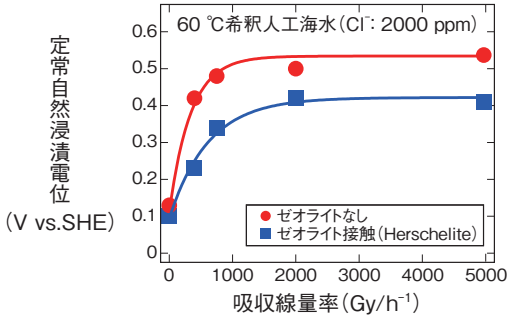


図 1-16　吸収線量率に対する定常自然浸漬電位の変化とゼオライト接触の影響
吸収線量率の増加により定常自然浸漬電位は上昇し、局部腐食の発生リスクが高まることが示唆されます。一方で、ゼオライト接触は、この電位上昇を抑制することが明らかとなりました。

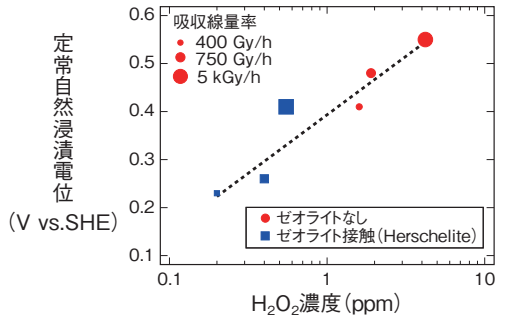


図 1-17　定常自然浸漬電位と H_2O_2 濃度の関係
定常自然浸漬電位が吸収線量率の増加に応じて生成する H_2O_2 濃度と高い相関を示したことから、ゼオライト接触による H_2O_2 濃度の低減が電位低下の原因であることを明らかにしました。

東京電力福島第一原子力発電所事故においては、海水成分を含む汚染水から放射性物質を取り除くためにKURION 社製のゼオライト（Herschelite）を内包するセシウム（Cs）吸着塔が用いられました。この汚染水の処理に使用した吸着塔は、廃 Cs 吸着材保管容器として一時保管されています。

廃 Cs 吸着材保管容器の長期保管を考えた場合、放射性 Cs の崩壊熱による容器内温度の上昇は、容器内の残水の蒸発により残水中の塩化物イオン（Cl^-）濃度を上昇させ、容器材料（ステンレス鋼，SUS316L）の局部腐食発生の可能性を高めます。また、放射性 Cs 等からの放射線は残水中に過酸化水素（H_2O_2）を生成させ、局部腐食を加速する可能性も考えられます。

このため、γ 線照射下において希釈人工海水中でのステンレス鋼の電気化学試験を行い、ステンレス鋼の自然浸漬電位に与える γ 線照射の影響並びにゼオライト接触の影響を検討しました。一般的に、自然浸漬電位が上昇するほど局部腐食発生の可能性が高まることが知られています。

試験は量子科学技術研究開発機構(QST)高崎量子応用研究所にあるコバルト 60γ 線照射施設にて行いました。図 1-15 に γ 線照射室内に設置した試験装置写真並びに電気化学試験装置の模式図を示します。ステンレス鋼電極表面における吸収線量率は一時保管されている保管容器底部における評価最大値（約 750 Gy/h）を基準とし、より高い吸収線量率も評価しました。吸収線量率は、線源からの距離を変化させることでコントロールしました。

図 1-16 に吸収線量率に対する自然浸漬電位の定常値（E_{SP}）の変化を示します。γ 線照射下においては、ステンレス鋼の E_{SP} は吸収線量率の増加にしたがって上昇しました。一方で、ゼオライト接触時では、E_{SP} 上昇が抑制されることが明らかとなりました。これは、ゼオライト接触は局部腐食発生の可能性の低減につながることを示しています。

このゼオライト接触による E_{SP} 上昇抑制機構の解明のために、γ 線照射試験後の水質分析を行いました。その結果、E_{SP} は吸収線量率に依存して生成する H_2O_2 濃度と高い相関があり、ゼオライト接触は H_2O_2 分解を促進することで電位上昇が抑制されることを明らかにしました（図 1-17）。

本研究は、経済産業省資源エネルギー庁委託事業「平成 25 年度発電用原子炉等廃炉・安全技術基盤整備（事故廃棄物処理・処分概念構築に係る技術検討調査）」の成果の一部です。

●参考文献
加藤千明ほか，ガンマ線照射下における希釈海水を含むゼオライト中ステンレス鋼の局部腐食挙動，日本原子力学会和文論文誌，vol.14, no.3, 2015, p.181-188.

1-7 燃料デブリからのウランの回収に向けて
－難溶性成分の塩化物への転換技術を開発－

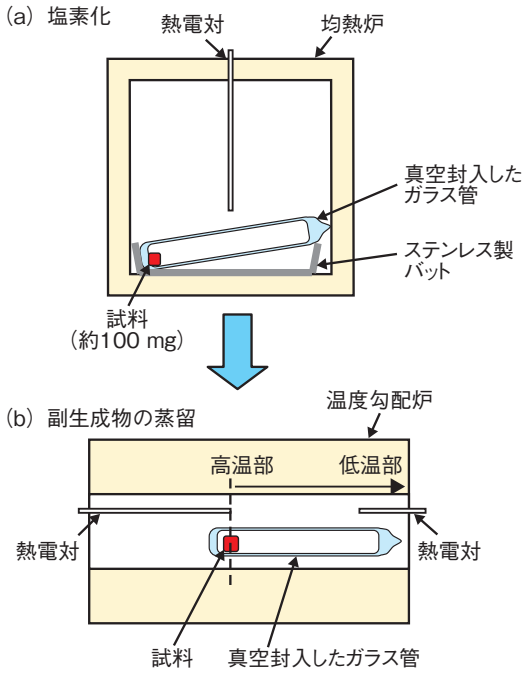


図 1-18　$MoCl_5$ による模擬デブリの塩素化試験の概略
$(U_{0.5}Zr_{0.5})O_2$ と $MoCl_5$ を混合後、ガラス管に真空封入します。(a)これを均熱炉で 573～773 K に加熱して塩素化した後、(b)温度勾配炉で 573 K に加熱して副生成物を蒸留分離します。

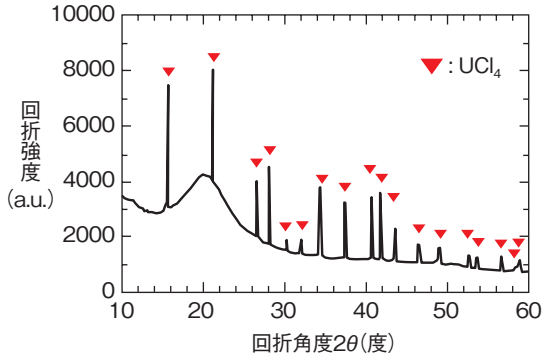


図 1-19　$MoCl_5$ による $(U_{0.5}Zr_{0.5})O_2$ 塩素化試験後の生成物の粉末 X 線回折による分析結果
観測されたピークは、塩素化反応により生成した UCl_4 と同定されました。

図 1-20　副生成物を蒸留分離後の生成物外観
$(U_{0.5}Zr_{0.5})O_2$ の塩素化により、生成物として緑色の UCl_4 が得られ(図左側)、副生成物の $MoOCl_3$ 及び $ZrCl_4$ は低温部(図右側)に蒸留分離されました。

東京電力福島第一原子力発電所の事故において、溶融した燃料が固化してできた燃料デブリの処置法の検討が進められています。その一候補として、水を使わない乾式法での使用済燃料の再処理法技術を、デブリの処理に応用することが検討されています。乾式法では、溶融塩中での電気分解によって、燃料中のウラン（U）とプルトニウム（Pu）を核分裂生成物（FP）から分離して回収し、処置します。この際の大きな課題は、まず初めの処理として燃料デブリを塩化物あるいは金属に転換する技術を開発することです。

従来の使用済燃料の塩化物への転換法では、腐食性の大きい塩素ガスを 873 K 以上で使用するため、安全性及び構造材の腐食対策が課題となっています。一方、五塩化モリブデン（$MoCl_5$）は、塩素ガスに比べて低温での塩素化が可能な試薬で、常温で固体であるため取扱いやすく、これを用いて塩素化すると生成物から反応副生成物を分離しやすいという特徴があります。

本研究では、$MoCl_5$ を用いた燃料デブリの塩化物転換技術を新たに提案し、基礎試験により原理的な適用性を調べました。

燃料デブリの模擬試料として粉末状及び高密度焼結体のウラン・ジルコニウム酸化物固溶体（$(U_{0.5}Zr_{0.5})O_2$）を用いて、$MoCl_5$ による塩素化試験を行い、塩素化反応と生成物からの副生成物の蒸留分離（図 1-18）について、反応原理を確認しました。

塩素化反応に関しては、以下の反応式に基づき、粉末状の模擬デブリでは 573 K で、高密度焼結体では 773 K で、数時間の反応でほぼ全量の U を四塩化ウラン(UCl_4)に転換することに成功しました（図 1-19)。

$$2(U_{0.5}Zr_{0.5})O_2 + 4MoCl_5 \rightarrow UCl_4 + ZrCl_4 + 4MoOCl_3$$

この反応での副生成物は $MoOCl_3$ 及び塩化ジルコニウム($ZrCl_4$)ですが、573 K の加熱によって、これらを UCl_4 から蒸留分離することにも成功しました(図 1-20)。

これらの結果により、$MoCl_5$ を用いた新たな燃料デブリの塩化物転換法を提案し、基礎試験により原理的に適用できることを確認しました。本手法を前工程として組み込むことで、将来乾式再処理技術を燃料デブリの処理に適用する見通しを得ることができました。

本研究は、原子力機構が国際廃炉研究開発機構の組合員として実施した経済産業省資源エネルギー庁からの受託事業「平成 25 年度発電用原子炉等廃炉・安全技術基盤整備事業（燃料デブリ性状把握・処置技術の開発)」の成果の一部を含みます。

●参考文献

Sato, T. et al., Chlorination of UO_2 and (U, Zr)O_2 Solid Solution using $MoCl_5$, Journal of Nuclear Science and Technology, vol.52, issue 10, 2015, p.1253-1258.

1-8 無人ヘリで上空から放射性セシウムの分布を可視化
ー GAGG シンチレータ・コンプトンカメラの現地試験ー

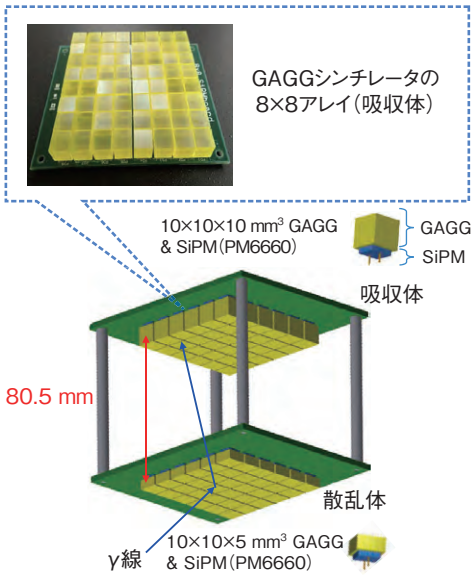


図 1-21　GAGG シンチレータのアレイ 2 層から成る新コンプトンカメラ
GAGG シンチレータと SiPM（シンチレータの信号処理用）を 8 × 8 アレイにした散乱体層と吸収体層の 2 層から成り、以前と比べて素子数の増加と 2 層間の距離の拡張が、それぞれ感度と角度分解能の向上につながりました。

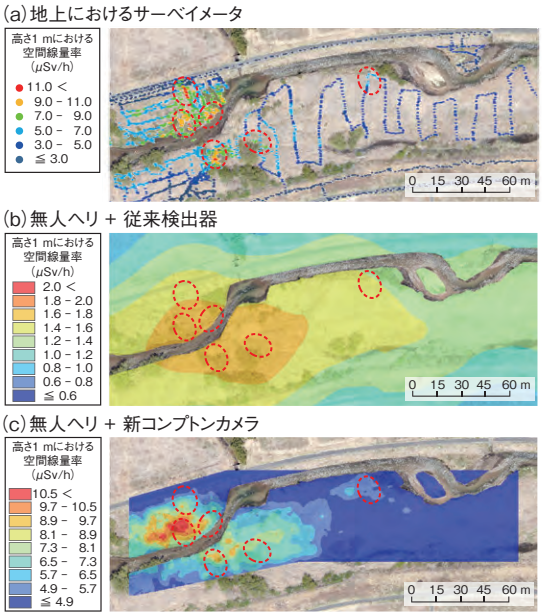


図 1-22　空間線量率分布マップ
地上 1 m における空間線量率の測定結果を、(a) 地上におけるサーベイメータ，(b) 無人ヘリ＋従来検出器，(c) 無人ヘリ＋新コンプトンカメラについて示しました。比較を容易にするために、ホットスポットを赤色破線の楕円で示しました。本測定結果から新コンプトンカメラを用いて精度良く測定できることが確認できました。

東京電力福島第一原子力発電所事故により広範囲に放出された放射性セシウム（Cs）等による汚染状況の的確な把握及び除染作業の効率化のためには、上空から広範囲を迅速に移動測定できる無人ヘリの活用が有効です。しかし、単独のシンチレータから成る従来の検出器は全ての方向からの放射線に感度を持つため、位置の誤差が 80 m 程度と精度に課題がありました。

そこで、無人ヘリに搭載可能でγ線の入射方向を特定可能な試作機（旧コンプトンカメラ）を基に、今回、GAGG（$Ce:Gd_3(Al,Ga)_5O_{12}$）シンチレータとシリコン・フォトマルチプライヤー（SiPM）から成る検出素子数をこれまでの 4 倍にした新コンプトンカメラ（図 1-21）へ改良を行いました。各層 4 倍の検出素子数に基づく断面積の増加により、私たちの旧コンプトンカメラに比べ感度が約 5 倍となり、より高位置分解能となる条件でイベント選択後も統計精度の良い解析が可能となりました。また、シンチレータ 2 層の距離の拡張により、第 1 層のシンチレータから見た第 2 層のシンチレータサイズが小さくなり、角度分解能が約 14° から約 10° へ向上しました。

2015 年 2 月に福島県浪江町の請戸川の河川敷において、予定した櫛形の測線に沿って飛ぶプログラミングフライト（計 50 分間）及び無人ヘリを空中の一点で静止させて測定を行うホバリングフライト（各位置 15 ～ 20 分間）による測定を実施し、無人ヘリの位置と測定データを記録しました。解析では、散乱体のエネルギーが小さいイベントを選択することにより散乱角を制限して真下方向のイベントを選択しました。プログラミングフライトでは、位置情報と合わせて得られた計数率データは空間線量率へ換算後に、地理情報システムソフトウェアの内挿補間の機能を利用してマップ化しました。また、ホバリングフライトでは、散乱体と吸収体のエネルギーの和が 662 keV の ^{137}Cs ピーク付近との条件で選択後に、再構成ソフトを利用してγ線源の位置や強度の分かる画像を得ました。

図 1-22（c）はプログラミングフライトで得た地上 1 m における空間線量率分布マップですが、比較的小さなホットスポットも検出できていることが分かります。このように、従来の無人ヘリによる測定の位置分解能が約 80 m に対して、10 m 程度の高位置分解能で広範囲の空間線量率分布の迅速な測定が可能になりました。

本研究は、科学技術振興機構からの受託研究「無人ヘリ搭載用散乱エネルギー認識型高位置分解能ガンマカメラの実用化開発」の成果の一部です。

●参考文献

Shikaze, Y. et al., Field Test around Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant Site using Improved $Ce:Gd_3(Al,Ga)_5O_{12}$ Scintillator Compton Camera Mounted on an Unmanned Helicopter, Journal of Nuclear Science and Technology, vol.53, issue 12, 2016, p.1907-1918.

1-9 環境中の空間線量率を精度良く測定・評価するために
ーモンテカルロシミュレーションによる環境中の線量率評価ー

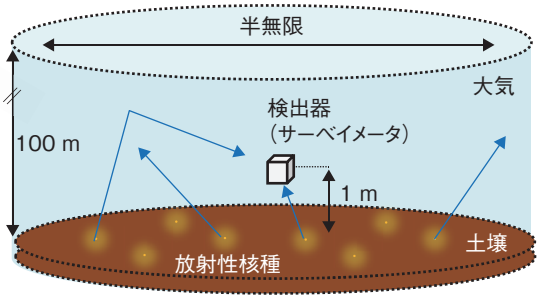


図 1-23　環境を模擬した計算体系
土壌中に分布した放射性核種から放出されるγ線の挙動を放射線輸送計算コード PHITS で模擬し、地上高さ 1 m の検出器に入射するγ線のエネルギー、入射方向を考慮して線量率を計算しました。

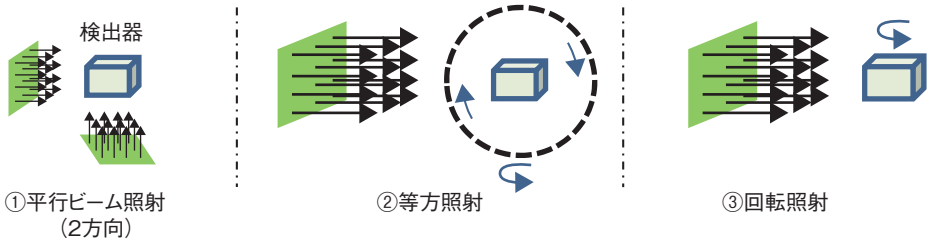


図 1-24　様々なγ線照射条件
計算解析で模擬した CsI(Tl) シンチレーション検出器（13 × 13 × 20 mm^3）に対する種々の照射条件を示しています。②，③の照射条件は、線源を固定して検出器を回転することによって実現しました。

表 1-1　様々なγ線照射条件における線量率の比較
線量率はγ線の照射条件に依存します。環境を模擬した線源（環境線源）に対する線量率との比も示しています。

	環境線源	平行ビーム照射		等方照射	回転照射
		13 × 13 mm^2 面	13 × 20 mm^2 面		
線量率（μSv/h）	5.19 ± 0.09	6.06 ± 0.20	5.12 ± 0.09	5.35 ± 0.13	5.66 ± 0.13
比	1.00	1.17 ± 0.04	0.98 ± 0.02	1.03 ± 0.03	1.09 ± 0.03

2011 年 3 月の東京電力福島第一原子力発電所（1F）事故後、環境中の空間線量率等を把握するために、放射線モニタリングが継続的に実施されています。サーベイメータ等のシンチレーション結晶を有する検出器は、通常、原子力施設等の安全確保に用いられるため、線源のある一方向から放射線が入射する条件で、正確な測定に必要な校正試験が行われます。一方、1F 事故で環境中に放出され、広く土壌中等に沈着した放射性セシウム等から放出される放射線は、検出器へ様々な方向から入射します。

そこで、環境中の空間線量率を精度良く測定するために必要な校正条件の調査等を目的として、検出器への放射線入射方向が線量率測定へ与える影響を放射線輸送計算コード PHITS により解析しました。まず、土壌中に放射性核種が存在する環境をコンピュータ上で再現し（図 1-23：以下「環境線源」）、検出器を地上高さ 1 m に設置した条件での線量率を算出しました。検出器としては、広域の線量率測定を目的とした自動車走行サーベイ等に用いられている 13 × 13 × 20 mm^3 の結晶を有する CsI(Tl) シンチレーション検出器を対象としました。次に、①一様な平行ビームを結晶の各面（13 × 13 mm^2 及び 13 × 20 mm^2）に照射する条件（平行ビーム照射）、②検出器を囲む全方向から等方的に照射する条件（等方照射）及び③検出器の側面のみを等方的に照射する条件（回転照射）での線量率の測定値を算出しました（図 1-24）。なお、全ての計算結果は、事故直後における 1F 周辺での測定値（表 1-1 の環境線源の線量率）に対して規格化しました。

表 1-1 に各照射条件での線量率の計算結果を示します。検出器の 13 × 13 mm^2 の面に対する平行ビーム照射条件での線量率は、環境線源に対する値よりも約 17% 高くなりました。一方、等方及び回転照射での線量率の測定値は、± 10% 以内で環境線源に対する値と一致しており、環境線源における検出器のγ線入射方向は、これらの照射条件に近いといえます。また、13 × 20 mm^2 の結晶面を平行ビームで照射する場合、環境線源による線量率を良く再現することが分かりました。この結果から、一方向からの照射条件で検出器を校正するという簡易的な方法により、十分に環境中の線量率を正確に測定できることが分かりました。

今後は、検出器の形状を変えた場合におけるγ線入射方向の測定値に与える影響等を解析していきます。

●参考文献
Tsuda, S. et al., Spectrum-Dose Conversion Operator of NaI(Tl) and CsI(Tl) Scintillation Detectors for Air Dose Rate Measurement in Contaminated Environments, Journal of Environmental Radioactivity, vol.166, part 3, 2017, p.419-426.

1-10 スパコンで予測するセシウム由来の空間線量率計算
－土壌中のセシウム分布から空間線量率を評価－

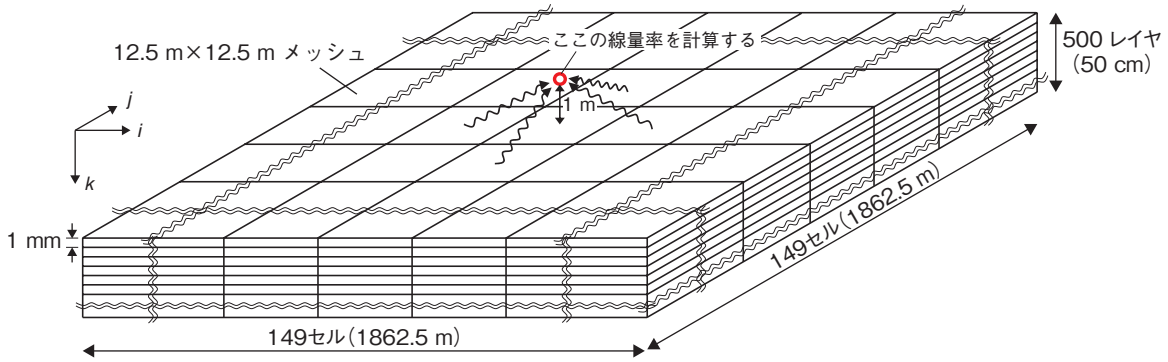


図 1-25　空間線量率計算手法の概要
対象土壌を水平方向・深度方向ともにブロックに分割し、各ブロックに ^{134}Cs と ^{137}Cs の濃度（Bq/m^3）を設定すると、空間線量率（μSv/h）への変換係数が得られます。

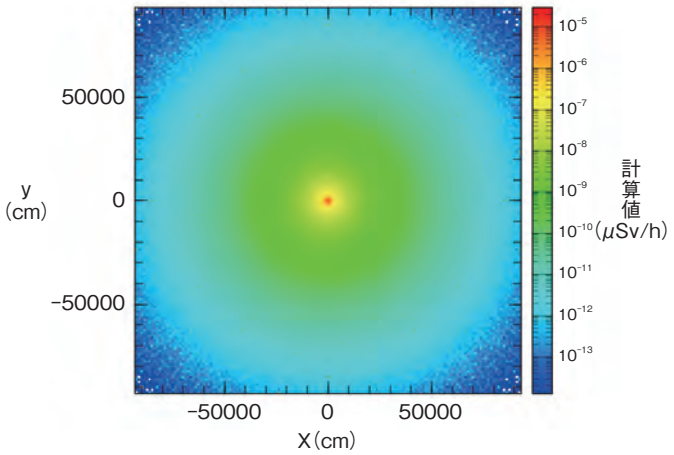


図 1-26　放射性 Cs による空間線量率分布
中心部地表ブロックに放射性 ^{137}Cs（1 Bq/m^3）が置かれた場合の 1 m 高さの空間線量率（μSv/h）分布を示します。

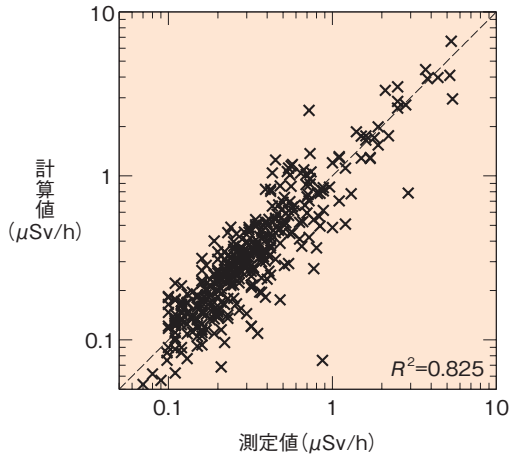


図 1-27　計算結果と実測値の比較
福島県内約 80 ヶ所における計算値と実測値の比較を示します。多くの場合に計算結果がほぼ実測値と一致していることが分かります。

2011 年に発生した東京電力福島第一原子力発電所事故により多量の放射性物質が環境中に放出されました。その中でも、放射性セシウム（^{134}Cs と ^{137}Cs）は半減期が長く、長期にわたる環境への影響が懸念されています。これらの線源は、除染や台風等による土砂移動、深度方向への Cs 移動によって、水平方向だけではなく深度方向にも複雑に分布するため、線源と空間線量率の関係を推定することは容易ではありません。そこで、私たちは、土壌中の ^{134}Cs と ^{137}Cs の水平方向、深度方向の濃度分布から容易に空間線量率を評価できる計算ツールを開発しました（図 1-25）。

このツールでは、まず、評価対象の地面を最大 1000 万個の土壌ブロックに分割し、各ブロックの放射性 Cs 濃度を実測値や地表土砂移動シミュレーションの結果等に基づいて設定します。ブロックは深度方向の分割にも対応し、^{134}Cs と ^{137}Cs の濃度を独立に設定可能なので、放射性 Cs 濃度分布を三次元的に正確に表すことができます。そして、原子力機構が開発したモンテカルロ輸送コード PHITS を用いて、線源からのγ線について空気や土壌による反射などを計算し、空間線量率を評価します。計算にスーパーコンピュータを用いることにより、短時間に高精度の空間線量率評価が可能です。例として、中心部分のブロックの地表面だけに線源（^{137}Cs, 1 Bq/m^3）が置かれた場合の 1 m 高さにおける空間線量率を図 1-26 に示します。

私たちは、水田，草原，公園等が含まれる福島県内の約 80 ヶ所でこのツールをテストしました。三次元放射性 Cs 分布を考慮した空間線量率の計算を行った結果、実測値を非常に精度良く再現することができました（図 1-27）。

このツールは、空間線量率を最も効果的に低下させる除染方法を選ぶために用いたり、台風などで放射性 Cs を含んだ土砂が移動した際の空間線量率の変化の評価などに用いることができます。さらには、放射性 Cs の物理的崩壊や Cs の深度方向への移動などに起因する空間線量率減少など、長期的な空間線量率の経年変化の評価にも利用することが可能です。

●参考文献
Malins, A. et al., Evaluation of Ambient Dose Equivalent Rates Influenced by Vertical and Horizontal Distribution of Radioactive Cesium in Soil in Fukushima Prefecture, Journal of Environmental Radioactivity, vol.151, part 1, 2016, p.38-49.

1-11 森林の広葉樹における放射性セシウムの移行挙動
－森林内樹木における放射性セシウム動態調査－

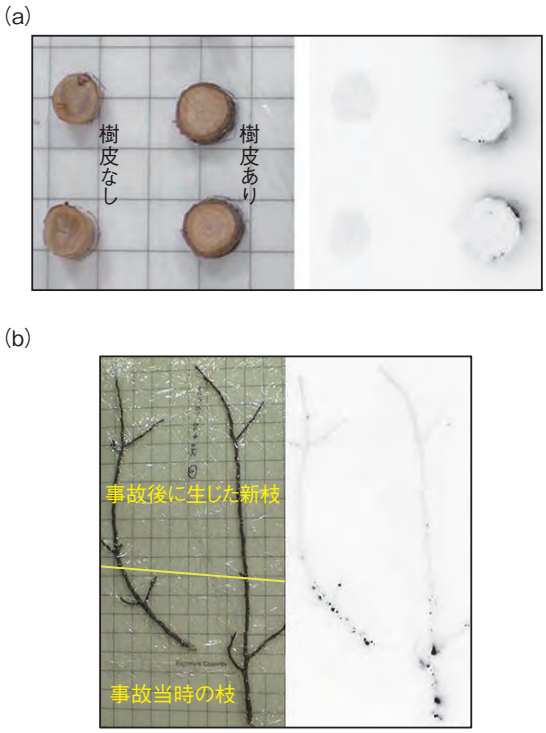


図1-28　落葉広葉樹におけるオートラジオグラフ
(a) 樹皮に放射性 Cs が多く分布していることが分かりました。
(b) 1F 事故当時に存在していたと考えられる枝樹皮表面にはスポット状に放射性 Cs が分布、新枝には放射性 Cs が均一に分布していました。

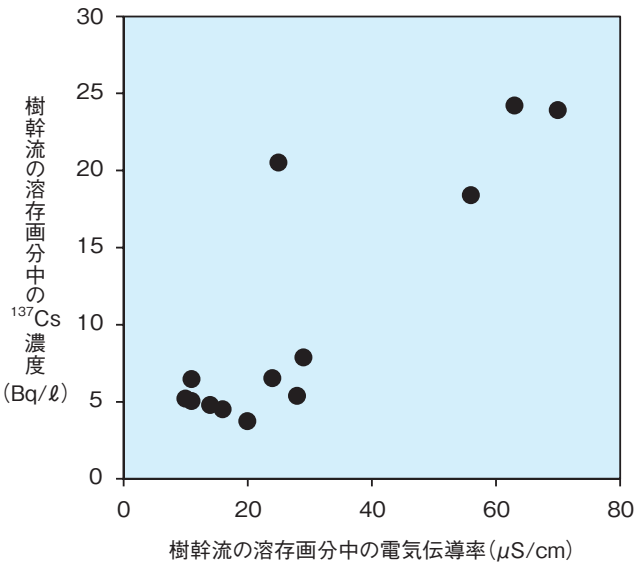


図1-29　樹幹流の溶存画分中の電気伝導率と放射性セシウム（^{137}Cs）濃度の関係
樹幹流の溶存画分中の電気伝導率と ^{137}Cs 濃度との間に正の相関関係が見られます。主要なイオンと放射性 Cs の樹幹流への溶出機構が同じであると考えられます。

2011 年 3 月 11 日に発生した東日本大震災に伴う東京電力福島第一原子力発電所（1F）事故により大量の放射性物質が放出されました。その中でも半減期の長い放射性セシウム（Cs）は、福島県の大部分を占める森林に長期的に残っています。コナラ，ミズナラ，クリなどの落葉広葉樹は林産物として薪や茸栽培等の人々の生活に利用されてきました。林産物としての樹木の利用を考える上で樹木における放射性 Cs 挙動を把握することが重要です。1F 事故が起きた時期には、落葉広葉樹は落葉しており 1F 由来の放射性 Cs は、落葉広葉樹においては幹に付着したものと考えられています。樹木の表面に付着した放射性 Cs が樹木の内部に移動した場合、1F 事故後新たに生じた枝や葉に放射性 Cs は移動していきます。一方で、樹木外部に放射性 Cs が移動する場合、幹を伝う雨（樹幹流）へと放射性 Cs は移動します。私たちは、1F から約 35 km に位置する落葉広葉樹林内における放射性 Cs の分布と樹幹流への放射性 Cs の移動機構を明らかにするために、クリの幹における放射性 Cs 分布及び濃度、クリで生じた樹幹流の可溶性画分（孔径 0.45 μm のフィルターを通過した溶液）の放射性 Cs の濃度とその特性を調べました。

1F 事故当時に存在していたクリの木の樹皮表面には、放射性 Cs は不均一かつスポット状に分布していました。一方、1F 事故後に生じた新枝には放射性 Cs が均一に分布していました（図 1-28）。樹皮における放射性 Cs 濃度は、樹皮を除いた部分の約 10 倍でした。また、樹幹流の溶存画分の放射性 Cs 濃度は樹皮の約 10^{-3} 倍でした。これより、樹皮における放射性 Cs 濃度が高い一方で樹幹流の可溶性画分の放射性 Cs 濃度は低いことから、樹木から樹幹流への放射性 Cs の溶出が非常に緩やかであると考えられます。電気伝導率は溶液中の電気の流れやすさを示す指標であり、溶液中のイオンの存在量に依存します。樹幹流の溶存画分の電気伝導率は放射性 Cs 濃度と強い正の相関が見られたことから、樹幹流中の主要なイオン（窒素，リン，硫黄，カリウム，カルシウム，マグネシウム，マンガン等）と放射性 Cs は同じ溶出機構であることが分かりました（図 1-29）。

今後は、樹幹流中への放射性 Cs 溶出と他のイオンとの関係を明らかにする調査を実施する予定です。

●参考文献
Sasaki, Y. et al., The Transfer of Radiocesium from the Bark to the Stemflow of Chestnut Trees (*Castanea Crenata*) Contaminated by Radionuclides from the Fukushima Dai-Ichi Nuclear Power Plant Accident, Journal of Environmental Radioactivity, vol.161, 2016, p.58-65.

1-12 地形による放射性セシウムの沈着量の違いを探る
－森林集水域における空間線量率分布の詳細調査－

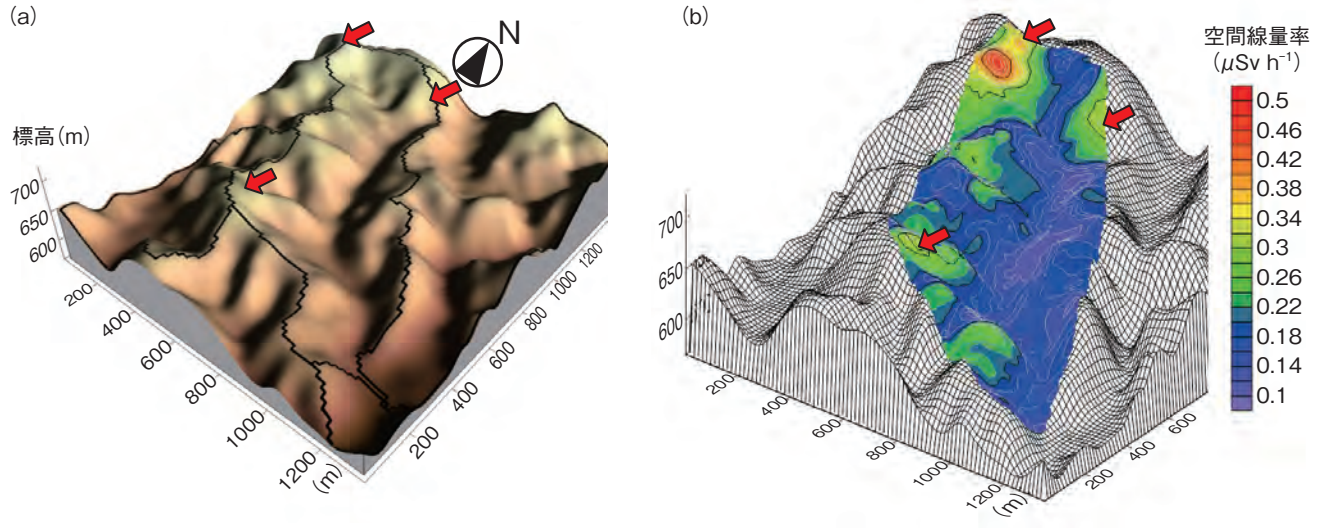


図1-30　森林集水域の（a）鳥瞰図と（b）空間線量率分布
（a）の鳥瞰図は、中央の黒い線で囲んでいる部分が調査対象とした集水域を示しています。東斜め上方向から光を当てているため、標高が高く東向きの斜面でより薄い色になっています。（a）の鳥瞰図と（b）の空間線量率分布をあわせて見ると、空間線量率が（a）の黒い線で示される尾根で高く（赤い矢印で示した部分など）谷で低い傾向や、東向きの斜面で高い傾向が明確に見られます。このように、山地での放射性Csの沈着量は地形の影響を大きく受けます。

東京電力福島第一原子力発電所（1F）事故で放出された放射性セシウム（Cs）は、その多くが周辺の山地・森林に沈着しました。1F周辺は林業の盛んな地域であることから、林業関係者の被ばく管理や生産物の汚染の評価は重要な課題です。これらを評価するためには、森林における放射性Csの沈着量の空間分布をより正確に測定する必要がありますが、山地・森林内での放射性Csの沈着量分布は、森林内部へのアクセスの難しさから直接測定が困難でした。そこで、森林の放射性Cs沈着量の評価には主に航空機モニタリングの結果が用いられていますが、航空機モニタリングは、平地を対象として開発が進められてきたため、山地のような複雑な地形で評価するための検証データが求められていました。

私たちは、1F事故で放出された放射性Csの影響を受けた森林集水域（図1-30(a)）を対象として、空間線量率を詳細に測定することで、航空機モニタリングの検証に使用可能なデータを取得するとともに、複雑な地形をもつ山地・森林における放射性Csの沈着量分布の特徴を明らかにしました。空間線量率の測定には、自動車による走行サーベイで使用されているKURAMA-II（京都大学原子炉実験所で開発された、空間線量率とGPSによる位置情報を同時に得られる測定システム）を用いました。人がKURAMA-IIを背負い対象集水域を歩き回ることで集水域全体の空間線量率のデータを得ました。そのデータを地球統計学の手法を用いて解析し、図1-30（b）の空間線量率分布図を作成することができました。その結果を図1-30（a）に示す対象集水域の地形と比較することで、地形が放射性Csの沈着量分布に与える影響を明らかにしました。

放射性Csの分布は、標高が高いほど沈着量が大きく、尾根近くに留まっていることが明らかとなりました。斜面方向では数十メートル程度離れた地点でも空間線量率の大きな違いが見られ、山間部における線量の評価や放射能の蓄積量の推定においては、その空間分布を考慮することが重要であることを示すことができました。また、対象集水域の空間線量率の平均値（0.2 μSv h^{-1}）は、航空機モニタリングで得られた値と一致しており、航空機モニタリングによる線量評価が数km範囲の平均値の評価に有効であることを、本調査結果により示すことができました。

●参考文献
Atarashi-Andoh, M. et al., Catchment-Scale Distribution of Radiocesium Air Dose Rate in a Mountainous Deciduous Forest and its Relation to Topography, Journal of Environmental Radioactivity, vol.147, 2015, p.1-7.

1-13 極微量の放射性セシウムの環境挙動を理解する
ー実環境を考慮した条件下での粘土鉱物へのセシウム吸脱着挙動ー

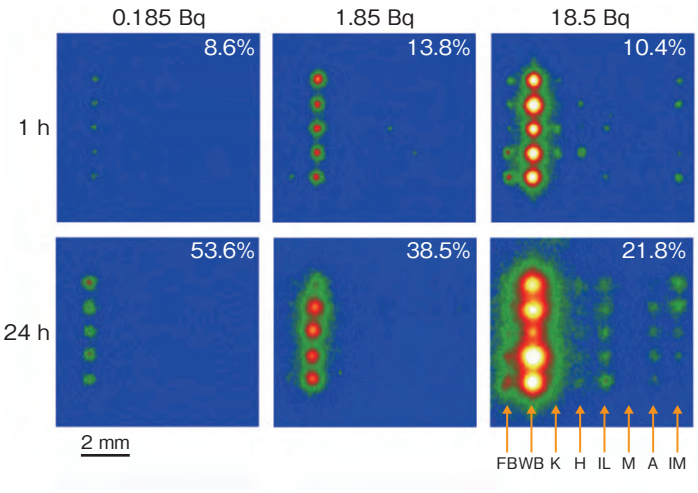


図1-31　様々な鉱物に吸着された放射性Csの強度を示すIP読み取り像
異なる粘土鉱物（図右下の記号）に放射性Csを吸着させたときのIP読み取り像を示します。上の数字は滴下したCs量、左の数字は反応時間、各画像右上の数字は吸着されたCsの割合です。放射性Csが風化黒雲母に濃集していることが分かります。

FB：黒雲母	WB：風化黒雲母
K：カオリナイト	H：ハロイサイト
IL：イライト	M：モンモリロナイト
A：アロフェン	IM：イモゴライト

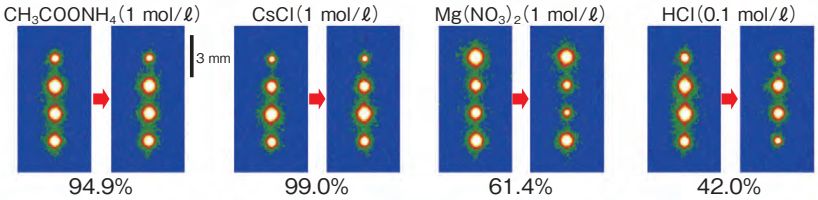


図1-32　風化黒雲母に吸着した放射性Csが試薬によってどの程度溶出したかを示すIP読み取り像
赤の矢印の左右は試薬に浸漬する前後でのIP読み取り像で、下の数字は浸漬後に残った放射性Csの量です。試薬は左から酢酸アンモニウム，塩化セシウム，硝酸マグネシウム，塩酸です。

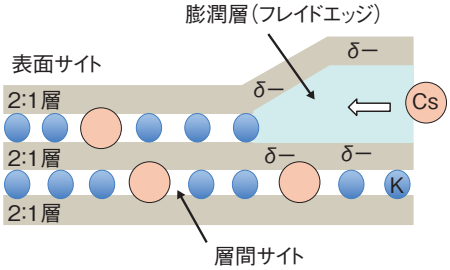


図1-33　風化黒雲母への放射性Csの取り込みモデル
フレイドエッジと呼ばれる膨潤層からCsが侵入し、Csが吸着すると層間が閉じて強く固定されます。

2011年3月の東京電力福島第一原子力発電所事故は、周辺の広範囲の土地に放射能汚染をもたらし、その対策は日本の最も大きな課題の一つです。特に汚染土壌の問題は深刻で、除染のための表土剥ぎ取りで生じた膨大な量の汚染土壌廃棄物を安定的に管理する方法の確立や廃棄物減容化方法の開発が強く望まれています。そこで私たちは、粘土鉱物に放射性セシウム（Cs）が取り込まれるメカニズムの解明やその脱離法の開発を進めることで、これらの問題解決を目指しています。本研究では福島における実環境を模擬した極微量Cs条件下での粘土鉱物へのCs吸脱着挙動を調べました。

実験ではまず、土壌中に存在すると考えられる様々な粘土鉱物をその種類ごとに基板上に細かく配置し、そこに実際に存在すると考えられる極微量の放射性Csを含む水溶液を滴下して一定時間放置しました。次に、イメージングプレート（IP）と呼ばれる放射線で感光するフィルムを用いることで、試料中の放射性Csの分布を画像として得ました。この実験の結果、放射性Csは風化黒雲母に集中して吸着することが分かりました（図1-31）。この結果から、風化黒雲母を含む土壌に放射性Csを含む降雨があった場合、この鉱物に優先的に放射性Csが取り込まれることが明らかになりました。そこで次に、風化黒雲母に取り込まれた極微量の放射性Csが様々な試薬によってどのように溶出するかを同様の方法で検討しました。その結果、スメクタイトなど他の鉱物では容易に放射性Csを溶出させる酢酸アンモニウムなどの試薬でも、風化黒雲母に吸着した放射性Csの場合は全く溶出せず、鉱物そのものを溶解させるような強い酸でのみ溶出が確認されました（図1-32）。このことから極微量の放射性Csは風化黒雲母の膨潤層でない部分に非常に強く固定されており（図1-33）、一度吸着された放射性Csの環境中への再放出は容易には起こらないことが明らかになりました。

本研究結果より、土壌における放射能汚染を理解する上で風化黒雲母が非常に重要な物質であることが分かりました。例えば、風化黒雲母の有無が土壌における放射能の固定や流出など特性を大きく支配する可能性があります。今回の成果は、除染作業によって膨大に発生しつつある汚染土壌の有効な減容化や貯蔵方法の提案などにつながると期待されます。

本研究は、東京大学への委託研究「土壌粒子中の放射性セシウムの吸着と移動機構の解明」の成果の一部です。

●参考文献

Mukai, H., Yaita, T. et al., Cesium Adsorption/Desorption Behavior of Clay Minerals Considering Actual Contamination Conditions in Fukushima, Scientific Reports, vol.6, 2016, p.21543-1-21543-7.

1-14 粘土鉱物におけるセシウムの吸着状態を解明
－第一原理計算に基づいたシミュレーションによる解析－

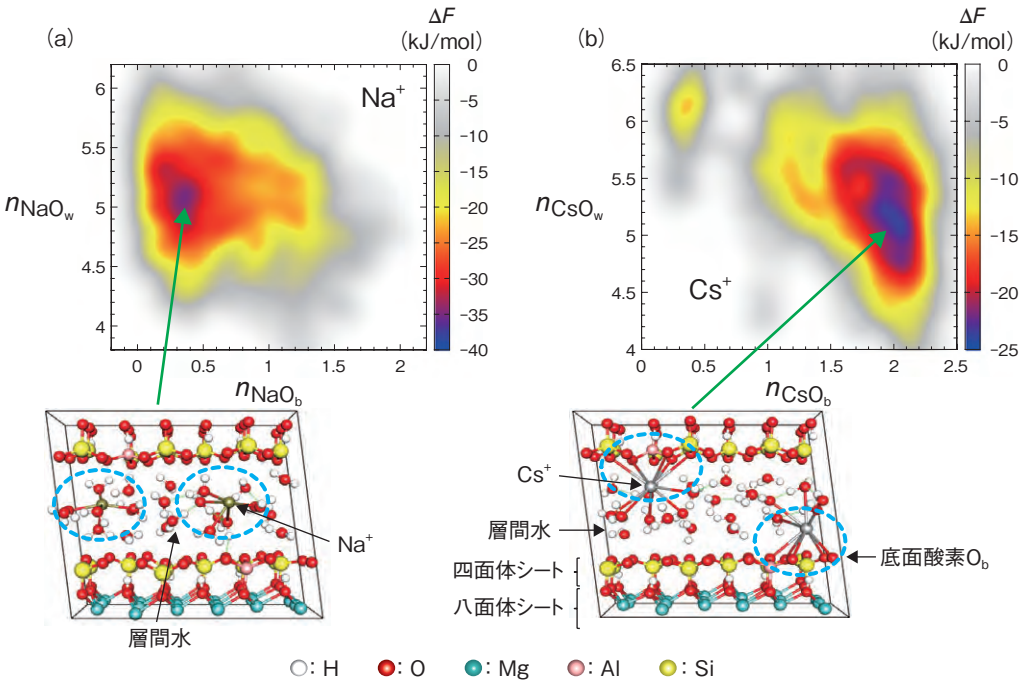


図1-34　第一原理計算に基づいたメタダイナミクスシミュレーションにより求めた2:1型3八面体粘土鉱物の層間における (a) Na^+ と (b) Cs^+ の吸着状態を表す自由エネルギー面 ΔF とその極小点に対応した吸着構造
図の縦軸と横軸は、それぞれ金属イオンM一つあたりの水分子の酸素の配位数 n_{MOw} と四面体シートの底面酸素 O_b の配位数 n_{MOb} です。これらの配位数はそれぞれ金属イオンの水分子と粘土層への親和性の指標とみなすことができます。

東京電力福島第一原子力発電所事故により多量の放射性セシウム（Cs）が環境中に放出されました。地表に落ちた放射性Csは、現在も表層土壌に留まり放射線を放出しています。住民の帰還のために大規模な除染作業が続けられ、放射能は低減していますが、除染により発生した多量の汚染土壌の処理が新たな問題となっています。

土壌中のCsは、主に風化黒雲母に強く吸着されていることが分かってきています。そこで、風化黒雲母からCsを分離できれば、汚染土壌の減容が可能となります。しかしながら、Csが風化黒雲母でのどこに、またどのように吸着しているのかについては未知の部分が多く、効率的，経済的な分離法はまだ確立されていません。風化黒雲母をはじめとする粘土鉱物におけるCsの吸着状態を解明することにより、効果的な分離法の開発が可能になると期待されます。

黒雲母などの雲母粘土鉱物は、風化により層間から陽イオンの一部が溶脱し、代わりに層間に水分子が入って膨潤することが知られています。したがって、風化黒雲母へのCsの吸着及び固定には層間水が深くかかわっていると考えられます。そこで私たちは、スーパーコンピュータを駆使して、経験パラメータを用いない第一原理計算に基づいたメタダイナミクスシミュレーションにより、黒雲母などが属している2:1型粘土鉱物の膨潤した層間でのアルカリ金属イオンの吸着状態を系統的に調べました。その結果、骨格構造が同じ2:1型粘土鉱物であっても、3八面体型では、最も安定な吸着状態において、Na^+ などの軽アルカリ金属イオンには層間水のみが直接配位する（図1-34(a) 破線内）が、Cs^+ などの重アルカリ金属イオンには底面酸素が直接配位し（図1-34(b) 破線内）、軽アルカリイオンとは異なる吸着状態をとることが分かりました。一方、2八面体型では、八面体シートに空サイトがあるため粘土層表面の電子状態が変化し、3八面体型で見られた各アルカリ金属イオンに特有の吸着状態をとらなくなることも分かりました。この結果は、特定の組成を持つ粘土鉱物がCsを選択的に吸着することを示しており、福島の粘土鉱物を用いたCsの吸着実験の結果と良く対応しています。

第一原理計算を基にしたシミュレーションにより実験では調べるのが困難な粘土鉱物の層間での陽イオンと層間水に関する詳細な情報が得られるようになったことから、より効果的で経済的なCsの分離法の開発が加速されると期待されます。

●参考文献
Ikeda, T. et al., Characterization of Adsorbed Alkali Metal Ions in 2:1 Type Clay Minerals from First-Principles Metadynamics, The Journal of Physical Chemistry A, vol.119, issue 30, 2015, p.8369-8375.

1-15 森林からのセシウムの移行を抑制する新技術
－高分子と粘土を用いて、穏やかに里山を再生－

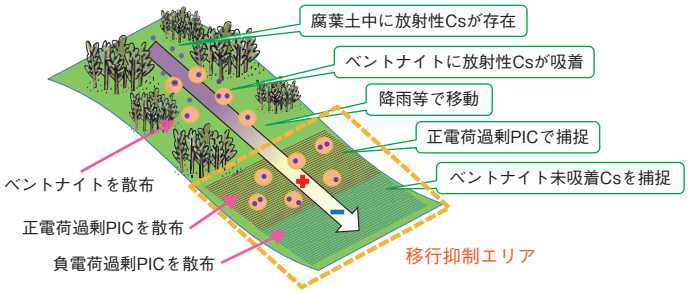


図 1-35　Cs 移行抑制の模式図
ポリイオンコンプレックス（PIC）とベントナイト（粘土）を用いて、森林の斜面での Cs の移行を抑制します（移行抑制エリア）。

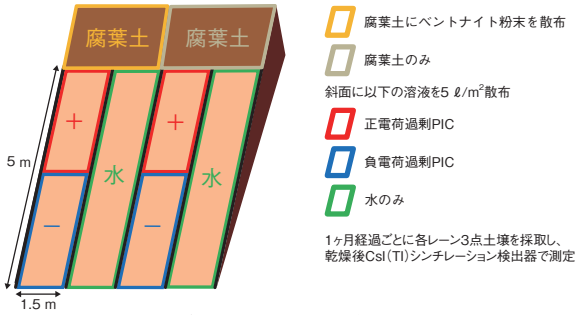


図 1-36　福島県飯舘村での実証試験の手順
ベントナイトの散布の有無が異なる腐葉土の下方に、PIC（＋は正電荷過剰 PIC，－は負電荷過剰 PIC）の散布の有無が異なる 4 本のレーンを交互に設置しました。

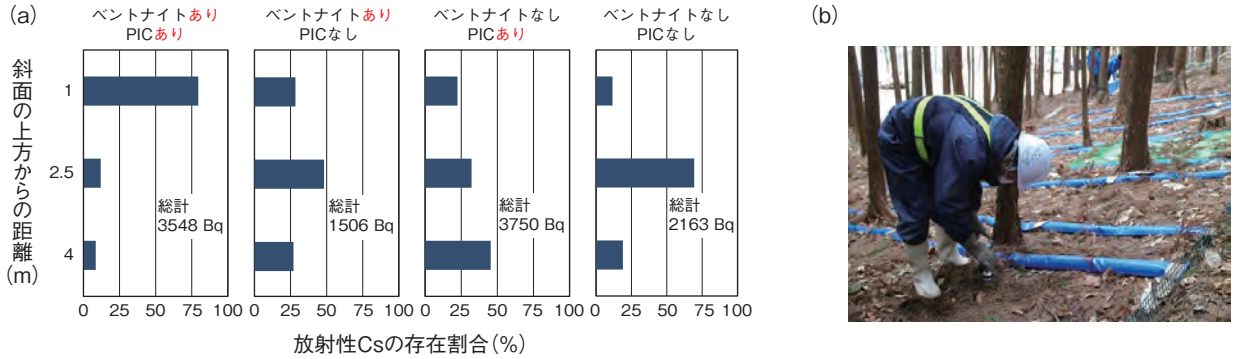


図 1-37　(a) 3 ヶ月経過後の斜面の放射性 Cs 濃度の分布と (b) 斜面土壌のサンプリングの様子
腐葉土の下方の斜面の 4 本のレーンのそれぞれに対して、上 (1 m)，中 (2.5 m)，下 (4 m) の 3 点での放射性 Cs の存在割合 (%) を示した棒グラフ及び各点で土壌コア試料を採取している様子です。

森林での放射性セシウム（Cs）の多くは、落葉層と土壌層の中間に位置する腐葉土（落葉などが生物分解されて土状になったもの）に存在します。腐葉土中で有機物と結合した状態の Cs は、有機物の分解によって水に溶け出すことで、一部の植物に吸収される可能性があります。さらに傾斜地では、降雨によって Cs がより低い場所に移動することが確認されており、除染を終えた生活圏にも流出して、再汚染が起こることも懸念されます。

森林から生活圏への放射性 Cs の移行を抑制する新技術を、茨城大学，熊谷組グループ，原子力機構が共同で開発しました。この新技術は、ポリイオンと呼ばれる電荷を持つ高分子と粘土鉱物を用い、降雨などの自然の力を利用して、Cs の移行を抑制します。食品添加物などに使われるポリイオンや粘土鉱物といった安全な物質を用い、森林生態系を破壊せず、穏やかに里山（人里に隣接した森林）を再生できる方法として、期待されています。福島県飯舘村などで実証試験を行い、森林の傾斜地での放射性Cs の移行抑制に効果的であることを確認しました。

放射性 Cs を吸着するベントナイト（モンモリロナイトという鉱物を主成分とする粘土の総称）の粒子を腐葉土に散布すると、水に溶出しやすい形態（有機物結合態）の Cs がベントナイトに吸着されることで、溶出しにくい形態（粘土固定態）に変化するため、植物への吸収が抑制できると期待されます。一方、Cs を吸着したベントナイト粒子は、泥水に混じって低地に移行しますが、電荷をコントロールしたポリイオンコンプレックス（PIC）を用いることで、捕捉することができます。PIC とは、反対電荷を持つポリイオンが静電力によって自己集合したゲル状の物質で、斜面に散布すると、その高い粘性によって、ベントナイト粒子が土壌粒子と一緒に散布場所に捕捉されます。また、ベントナイトの表面は負に帯電しているため、正電荷が過剰な PIC によって、より効果的に捕捉・固定されます。さらに、正電荷過剰 PIC を散布した場所よりも低い場所に負電荷過剰 PIC を散布することで、ベントナイトに吸着されずに正電荷を残す Cs を捕捉し、より確実に Cs の移行を抑制できます（図 1-35）。ベントナイトと PIC の両方を散布した斜面では、より多くの放射性 Cs が上部に留まり、Cs 移行が 5 分の 1 以下に抑制されることが確認されました（図 1-36，図 1-37）。

本研究は、参考文献の特許技術を森林用に応用・発展させたもので、2016 年 5 月 10 日に茨城大学，熊谷組グループ，原子力機構の 3 者でプレスリリースしました。

●参考文献
長縄弘親ほか，放射性セシウム汚染土壌の除染方法，特開 2013-185941，2013-09-19，公開特許公報.

1-16 汚染土壌を公園などに埋設した場合の安全性
－埋設場所からの放射性セシウムの移行に関する原位置試験－

図 1-38　美浦村の試験場所の準備状況
6 m 四方の穴を掘削し、2 m 四方の遮水板を設置しました。この遮水板の中に表層を剥ぎ取った除去土壌を図 1-39 のように埋設して、試験を実施しました。

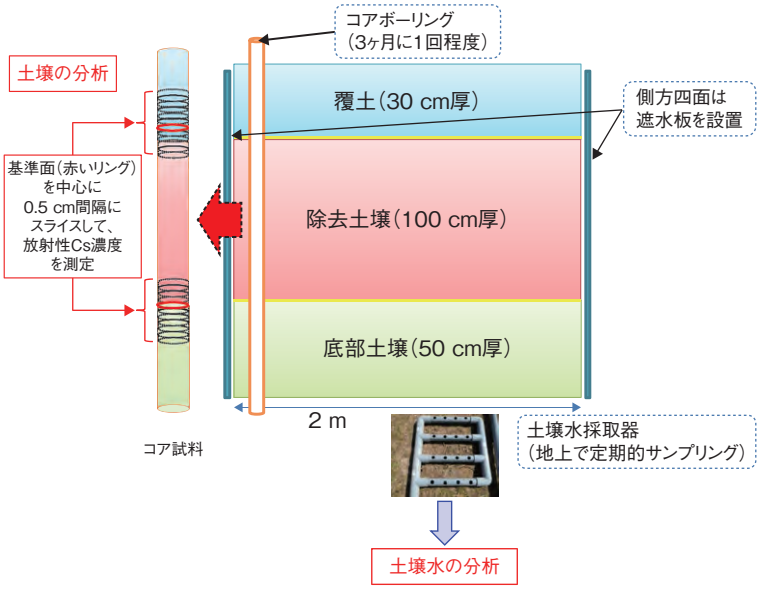


図 1-39　遮水板に囲まれた試験エリアの三層構成
底部土壌（清浄土，厚さ 50 cm）の下に土壌水採取器を設置しました。汚染された表土（除去土壌）は厚さ 100 cm に埋設し、その上を清浄土（厚さ 30 cm）で覆土しました。この試験エリアから定期的にコアボーリングを行い、放射性 Cs の鉛直分布を調べました。

東京電力福島第一原子力発電所事故で汚染された表土を除去した後、現場で穴に埋設し清浄な土壌で覆土すれば、放射性セシウム（Cs）は除去土壌から周りの土壌や地下水にほとんど移行しないであろうことは、中国やカナダで過去に行われた野外での核種移行試験の結果等から推定できていました。本研究では、茨城県美浦村の一つの公園と埼玉県三郷市の二つの公園においてその埋設を実際に試行し、1 年にわたって放射性 Cs の移行を原位置試験によって調べ、その推定を実証しました。

公園内の汚染された表層（3 cm）土壌を除去し、1 m 程度の深さの穴（図 1-38）に埋設し、散水によって放射性 Cs の移行を加速しました。水が埋設した除去土壌を通って流下するように、2 m 四方を遮水板で囲いました。8 ～ 10 年分の流下水量に相当する 3200 ～ 3900 mm の散水を行いました。図 1-39 に示すように埋設場所のコアボーリングを 3 ヶ月ごとに行い、土壌コアの鉛直方向の放射能分布を分析しました。除去土壌中の放射性 Cs 濃度 1000 ～ 3000 Bq/kg に対し、覆土や底部土壌では 40 Bq/kg 未満でした。また、埋設した除去土壌中を流下した水を底部土壌の下に設置した土壌水採取装置で採取し、分析しました。これらの分析からは、放射性 Cs の動きは観測されませんでした。

また、実験室に土壌試料を持ち帰って実施した試験（カラム移行試験及び収着試験）によって、放射性 Cs が汚染土壌からほとんど溶出しないことや、たとえ溶出しても周囲の土壌に収着されてほとんど移行しないこと（地下水の流速の 7000 分の 1 以下の移行速度）を示すデータを得ました。試験は 1 年間で終了しましたが、移流拡散モデルによるシミュレーション解析を 100 年間について行ったところ、放射性 Cs はほとんど移行せずにその場で減衰すること（10 cm 移行した先での最大濃度はもとの濃度の 1%）が示されました。

これらの結果から、日本の土壌においても放射性 Cs の移行は遅く、その移行範囲は限定的であることが実証されました。公園のような場所の汚染された表土を現場で集めて穴に埋設し、清浄な土壌で覆土するという方法は、汚染土壌からの直接的な被ばくを防ぐとともに、地下水の汚染も防止するのに有効であり、汚染土壌の処分方法の候補の一つです。

本研究は、原子力機構が環境省に技術的な支援を行い創出した成果です。

●参考文献
Yamaguchi, T. et al., Demonstrative Experiments on the Migration of Radiocesium from Buried Soil Contaminated by the Accident at Fukushima Daiichi Nuclear Power Station, 原子力バックエンド研究, vol.22, no.2, 2015, p.21-28.

1-17 自動での放射能分析を可能とするために
－環境試料中ストロンチウム -90 分析用自動化システムの開発－

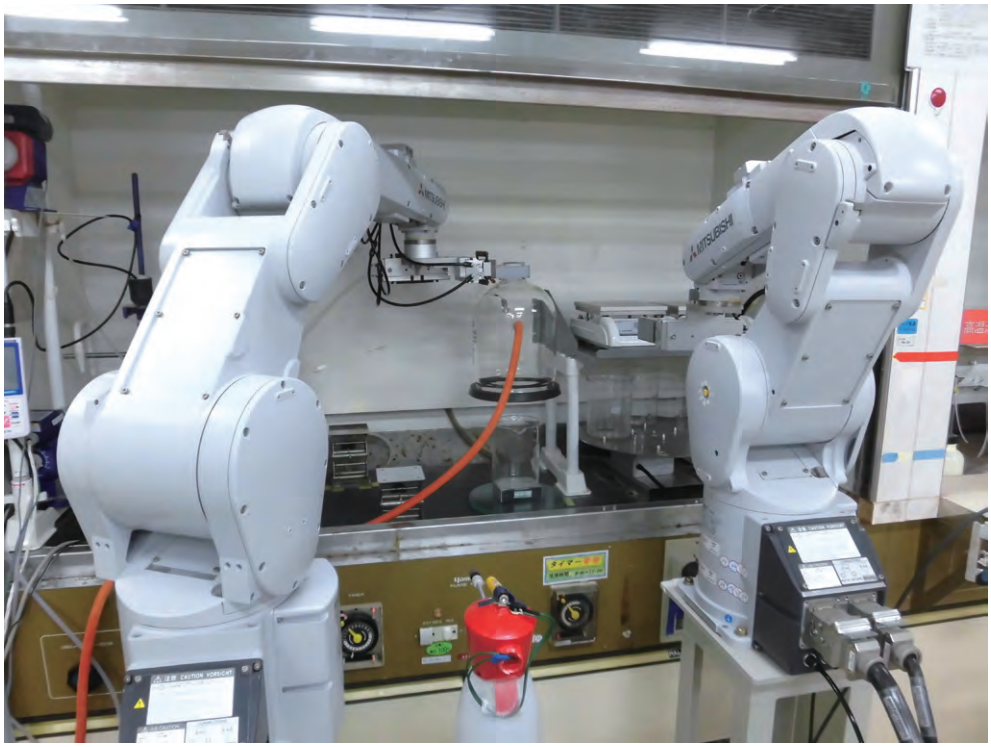


図 1-40　自動化学分離システムの写真（核燃料サイクル工学研究所，安全管理棟）
ろ過するための機材を準備している写真です。産業用ロボット(三菱電機製)，器具供給システム等を組み合わせて、pH 調整，沈殿生成，沈殿熟成，ろ過，試薬(固体，液体)の投入を自動で行えます。

東京電力福島第一原子力発電所（1F）事故により、環境中には様々な放射性核種が放出され、それらのうち、γ線放出核種であるセシウム-134（^{134}Cs），セシウム-137（^{137}Cs）は多くの機関で測定され、その結果が報告されています。

一方、放射性ストロンチウムであるストロンチウム -90（^{90}Sr）については、分析方法が複雑であり、分析時間もかかるため、その分析結果は放射性 Cs と比較すると、極めて少ない状況にあります。このため、1F 事故以降、迅速に環境試料中 ^{90}Sr を測定することを目的に、様々な分析方法の開発が行われました。しかし、分析への供試量の制限があることから、環境レベル（灰試料であれば 0.02 Bq/kg・生程度）の ^{90}Sr 濃度を測定するのは困難であることや、専門的な化学分析技術が必要です。

そこで、環境レベルの ^{90}Sr 濃度を分析・測定できる自動化システムの開発を目的に、環境放射線（能）モニタリングにおいて、標準的な分析・測定法マニュアルである放射能測定法シリーズに準拠した供試量及び分析法による、Sr の単離までの分析作業の自動システム化を実施しました。放射能測定法シリーズでは、①イオン交換法，②発煙硝酸法，③シュウ酸塩法，④溶媒抽出法が採用されていますが、本開発ではイオン交換法を対象としました。①湿式分解システム，②自動化学分離システム（図 1-40），③自動イオン交換システムの開発を行い、最終的には、灰化した農畜海産物の分析が行える自動化システムを開発しました。

これまで作業者が全ての工程を行い、その分析件数や時間等は作業者の技量等に依存していましたが、本システムを使用することで試料の種類に依存するものの、半自動で分析が可能となりました。このため、化学分析に関する基礎知識を持っている人であれば、^{90}Sr の分析が可能となりました。また、作業者への薬品の曝露リスクを低減化できます。特に湿式分解の工程では、作業者が硝酸及び過酸化水素水を加える必要がないため、これらの取扱いのリスクはほとんどありません。

さらにこのシステムは、プルトニウム等の他の放射性核種の分析への応用も可能であり、その波及効果はとても大きいものです。この研究を継続的に実施し、誰でも化学分析を自動で行えることを目指します。

本開発は、「復興促進プログラム（マッチング促進）(JST 復興促進センター)」の予算で実施したものです。

●参考文献

野島健大, 藤田博喜ほか, 環境試料中ストロンチウム-90 分析用自動化システムの開発, KEK Proceedings 2015-4, 2015, p.111-115.

2 安全研究

安全性の継続的改善を実現するために

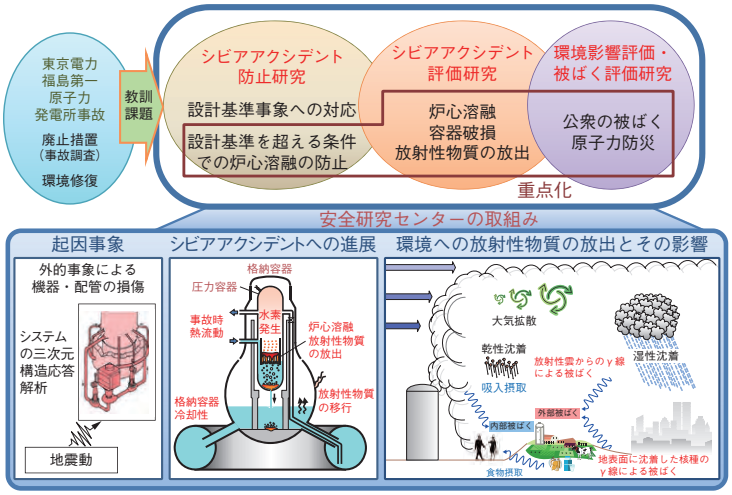


図 2-1　安全研究センターにおける安全研究の取組み
1F 事故の教訓を踏まえ、多様な原子力施設の安全評価（主に設計基準事象内）に加え、シビアアクシデント（SA）の防止や評価、環境影響等に関する研究に取り組んでいます。

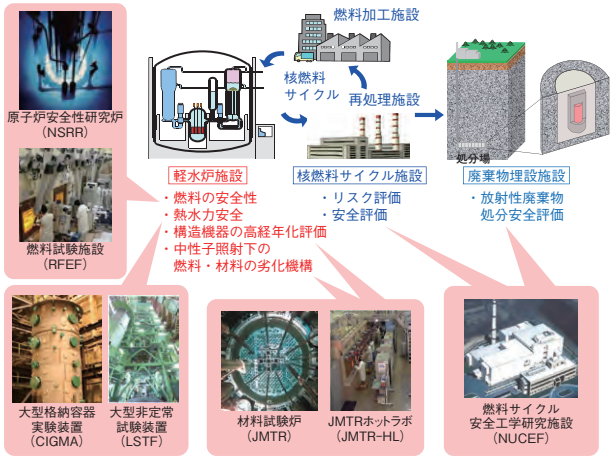


図 2-2　安全研究と関連する原子力機構の主な施設
安全研究センターでは、原子力機構の様々な実験設備を活用して、国際的にも貴重な実験データを取得し、原子力施設のリスク評価等の安全評価手法や判断基準の整備に役立てています。

安全研究センターでは、原子力施設で深刻な事故が起きる可能性や影響を評価する手法の開発・整備を通じて、軽水炉をはじめとする様々な原子力施設の安全確保・向上に役立つ研究を進めてきました。しかし、東日本大震災における巨大な地震と津波によって、東京電力福島第一原子力発電所（1F）で大規模な事故が起きてしまいました。私たちもこれまでの研究成果を活用して、国の緊急時対応等に協力してきましたが、安全研究の専門家集団としてこの事故を防ぐことができなかったことに対し責任を痛感しています。

私たちが利用する技術には常に改善の余地があり、技術をより安全かつ効果的に使うためには、常に状態をきちんと理解して対応する能力を高め、必要な道具を磨いていかなければなりません。1F 事故の調査を行った国際原子力機関や原子力規制委員会も継続的改善の重要性を指摘しています。このため私たちは、「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」に貢献するため、安全研究に取り組んで参ります。

特に、図 2-1 に示すように、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）の防止及び評価に関する研究並びに環境影響評価等の原子力施設にかかわる防災に関する研究について、SA への進展を評価する手法の高度化並びに SA を想定した緊急時への準備の充実を図るための研究を重点的に進めています。

また、原子力施設の安全を脅かす可能性のある多様な現象について、図 2-2 に示す施設を活用して研究を進めています。これらは、原子力特有の現象を研究するため、放射性物質を取り扱うことができ、厳しい事故条件を模擬できるなどの特殊な能力を有する施設です。

本章では、最近の研究成果から、国際ベンチマーク解析を通じた SA 時の格納容器内水素挙動予測（トピックス 2-1）、冷却材喪失事故模擬試験による燃料被覆管の変形量の評価（トピックス 2-2）、SA 時に核分裂生成物の化学形態が冷却水 pH に及ぼす影響（トピックス 2-3）、寿命・健康損失年数を用いた放射線リスク評価（トピックス 2-4）、高レベル廃液の蒸発凝固に伴うルテニウムの放出挙動（トピックス 2-5）、燃料デブリの臨界特性の解明にかかわる臨界試験の調査（トピックス 2-6）に関する成果を紹介します。

なお、当センターが取り組んできた 1F 事故対応について、汚染土壌を公園に埋設した試験によるセシウム移行の評価に関する成果を（第 1 章トピックス 1-16）で紹介しています。

2-1 シビアアクシデント時の格納容器内水素挙動を予測
－ROSA-SA 計画における格納容器内熱水力安全研究－

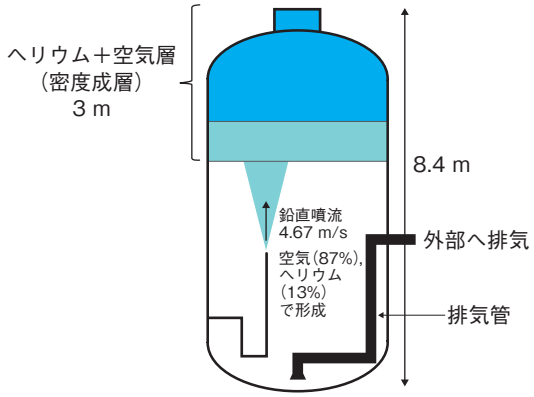


図2-3　ベンチマーク解析の概要図
原子炉格納容器内での水素のような軽い気体の挙動を探るために、大規模な空間での密度成層の浸食・崩壊現象の理解が大きなトピックになっています。

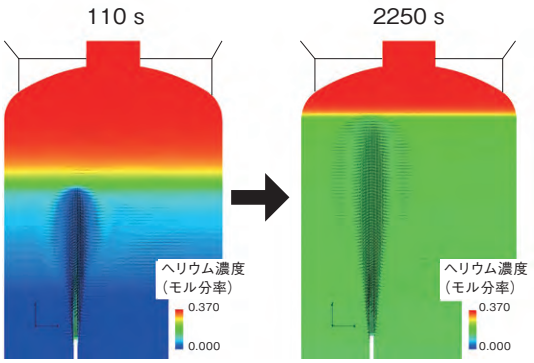


図2-4　数値解析の可視化図
噴流の成層への貫入と跳ね返り流れ及び時間経過とともに成層が浸食されている様子が分かります。

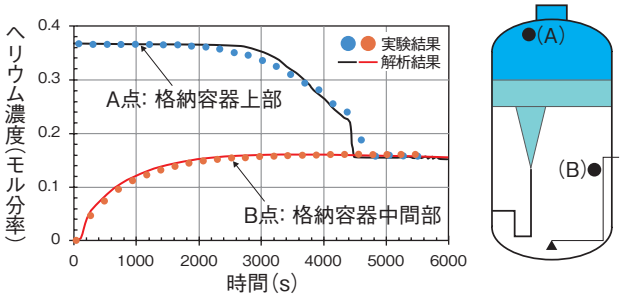


図2-5　実験結果と数値解析の比較
時間経過とともに格納容器上部では成層浸食により濃度が低下し、容器中間部では逆に濃度が上昇しています。解析結果は定量的に実験値を良く再現しています。

軽水炉のシビアアクシデント（SA）時には、炉心損傷に伴い冷却水と燃料被覆管に含まれているジルコニウムが反応することにより水素爆発が生じる可能性があります。2011 年の東京電力福島第一原子力発電所事故では、水素爆発により原子炉建屋が大破しました。私たちは、SA 時の格納容器内熱水力現象を把握するために、Rig Of Safety Assessment Severe Accident（ROSA-SA）計画を進めており、その中には実験と数値解析による原子炉格納容器内の水素挙動現象の把握が含まれます。

格納容器内は三次元的かつ複雑な流れとなります。また、水素は軽い気体であることから容器上部などに成層化する可能性があります。欧州を中心とした研究では、格納容器を模擬した実験装置を用いて大空間内での成層化と噴流などによる成層浸食・崩壊現象に焦点を当てています。私たちは、スイスの Paul Scherrer 研究所（PSI）で行われた実験に関する国際ベンチマークテストに参加して、現象理解と数値解析手法の整備及び有効性評価（Validation）に取り組みました。

PSI で行われた実験では、図 2-3 に示すように約 90 m^3 を有する大容器内の上部に水素の代替としたヘリウムと空気による混合気体による 3 m の密度成層を模擬し、下方から鉛直浮力噴流を衝突させ、乱流混合による成層浸食・崩壊を促しています。私たちは、コードの改良や新たなモデルの実装が比較的容易なオープンソースコードの OpenFOAM を用いて解析を行いました。図 2-4 に示す解析結果の可視化図では、噴流の成層への貫入とその跳ね返り流れの様子や、時間経過とともに成層が浸食されヘリウムが下方に輸送されていることが確認できます。格納容器の上部と中間部の代表的な計測点におけるヘリウム濃度の時間変化を図 2-5 に示します。成層浸食により格納容器上部でヘリウム濃度が低下し、容器中間部では濃度上昇が見られます。本解析結果は、安定成層内での乱流減衰効果を考慮した修正乱流モデルを適用したことで、実験結果を精度良く再現することに成功しており、国際ベンチマークテストに参加した他の研究機関の解析結果よりもヘリウム濃度の時間変化を良く再現しています。

今後は、ROSA-SA 計画の中核となる大型模擬格納容器 CIGMA による実験と解析を行い、複雑な事故条件における熱水力現象のメカニズムの解明を進めていきます。

●参考文献

Abe, S. et al., RANS Analyses on Erosion Behavior of Density Stratification Consisted of Helium-Air Mixture Gas by a Low Momentum Vertical Buoyant Jet in the PANDA Test Facility, the Third International Benchmark Exercise (IBE-3), Nuclear Engineering and Design, vol.289, 2015, p.231-239.

2-2 冷却材喪失事故時の燃料被覆管の変形量を評価する
－被覆管の酸化及び結晶相状態が及ぼす影響－

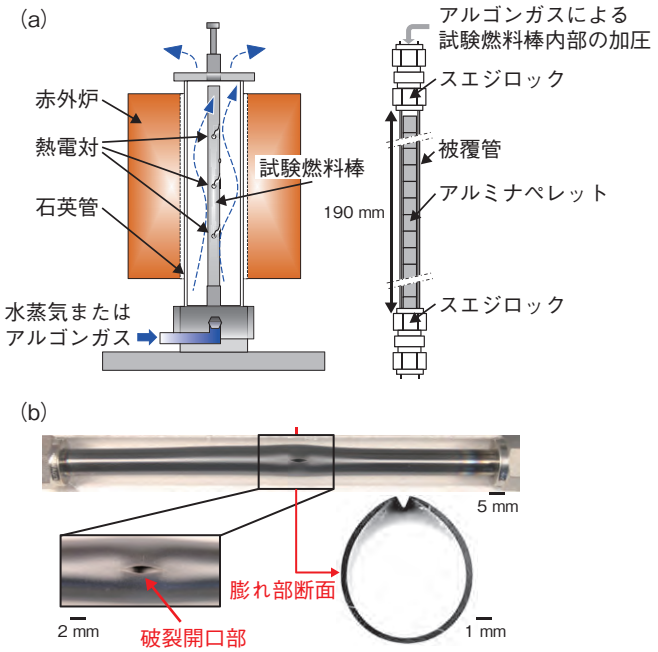


図 2-6　(a) LOCA 模擬試験装置　(b) 試験後試料外観及び膨れ部断面
(a) 石英管内部に水蒸気またはアルゴンガスを流し、赤外炉を用いて代表的な LOCA 時の燃料棒の昇温速度に近い約 3 K/s の昇温速度で試験燃料棒を加熱します。試験燃料棒の昇温中に、被覆管はその機械強度の低下及び燃料棒内圧の上昇によって膨れ・破裂します。(b) 破裂後の被覆管の外観観察により破裂開口部面積を、膨れ部断面金相観察により最大周方向ひずみを各々計測しました。

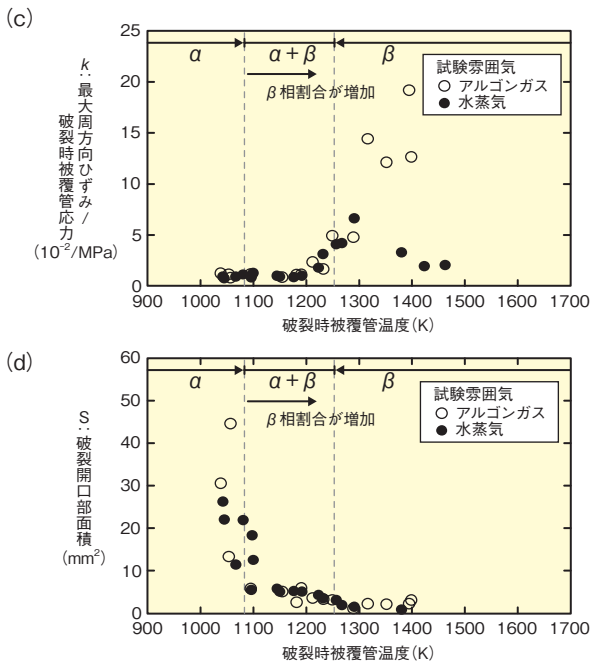


図 2-7　LOCA 模擬破裂試験結果
図中の α, α＋β, β はそれぞれジルカロイ-4 の結晶相状態（α 相, α＋β 相, β 相）を表しています。(c) 破裂時の被覆管応力で除した最大周方向ひずみ (k) は、破裂温度が β 相域に近づくにつれ大きくなる傾向が見られました。また、破裂温度が β 相域になると、試験雰囲気による差が見られました。(d) α 相域の破裂開口部面積は β 相が存在する温度域に比べ大きい傾向が見られました。

発電用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に想定される事故の一つとして、一次系配管の破断等により原子炉から冷却材が流出する冷却材喪失事故（LOCA）があります。LOCA 時に炉心水位が低下し、燃料棒がある温度に到達すると、被覆管は機械強度の低下及び燃料棒内圧の上昇によって膨れ・破裂します。また、欧州の試験施設で近年実施された、長期間使用した燃料を対象とした一部の LOCA 模擬試験において、細片化した燃料ペレットが被覆管の破裂開口部から燃料棒外へ放出される現象（FFRD 現象）が確認されています。細片化したペレットが燃料棒膨れ部に集積または燃料棒外で堆積すると、LOCA 時の炉心の冷却可能形状維持に影響を及ぼすことが懸念されます。このような燃料ペレットの挙動には、FFRD 現象の起点である、LOCA 時の被覆管の膨れ・破裂が大きな影響を及ぼすと考えられます。そこで本研究では、従来十分な知見が得られていなかった、LOCA 時の膨れ・破裂に伴う被覆管の膨れ量や開口部面積に及ぼす被覆管の結晶相状態及び酸化の影響を調べました。

未照射のジルカロイ-4 被覆管を対象に、図 2-6 (a) に示す試験装置を用いて LOCA 模擬破裂試験を行い、被覆管の膨れ量及び破裂開口部面積（図 2-6 (b)）を調べました。ここで、被覆管の酸化が変形量に及ぼす影響を評価するため、試験時の燃料棒周囲の雰囲気を水蒸気またはアルゴンガスとしました。また、被覆管の結晶相状態が変形量に及ぼす影響を評価するため、試験燃料棒の初期内圧を調整して破裂温度を変化させました。

破裂時の試験燃料棒内圧の影響を排除するため、膨れ破裂直前に被覆管に生じていた公称応力で除した最大周方向ひずみ（k）は、破裂温度が β 相域に近づくにつれ大きくなる傾向が見られました（図 2-7 (c)）。一方、破裂温度が β 相域になると、アルゴン雰囲気では k が温度とともに大きくなり、水蒸気雰囲気では小さくなる傾向が見られました。このことから、この温度域では酸化による脆化が被覆管の膨れ挙動に影響を及ぼすことが分かりました。また、被覆管の破裂開口部面積と破裂温度の関係から、α 相域の破裂開口部面積は β 相が存在する温度域に比べ大きい傾向が見られました（図 2-7 (d)）。

本成果を利用し、今後は LOCA 時の被覆管の変形量や破裂開口形状に及ぼす燃焼度の影響について評価を進める予定です。

●参考文献
Narukawa, T. et al., The Effect of Oxidation and Crystal Phase Condition on the Ballooning and Rupture Behavior of Zircaloy-4 Cladding Tube-under Transient-Heating Conditions, Journal of Nuclear Science and Technology, vol.53, issue 1, 2016, p.112-122.

2-3 原子力発電所事故時における核分裂生成物の化学
－核分裂生成物の化学形態が冷却水 pH に与える影響－

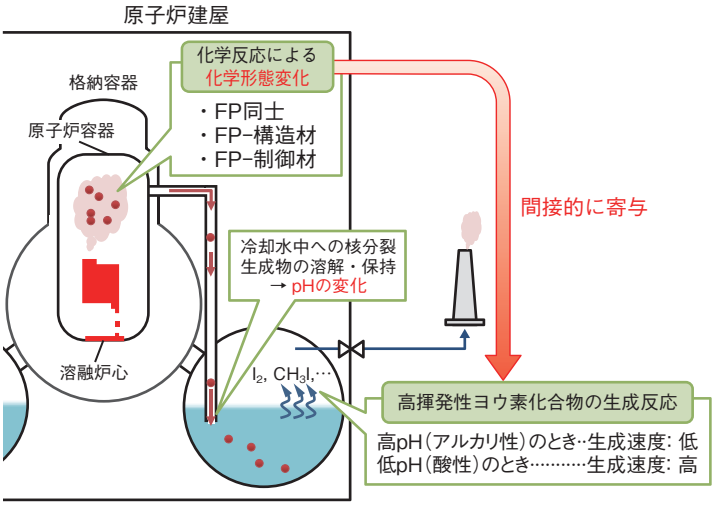


図 2-8　SA での FP の化学的挙動
炉心から放出された FP の化学形態は、その他の FP，構造材や制御材との化学反応により変化し、冷却水にイオンとして溶解・保持されたヨウ素の再放出を間接的に増加させる可能性があります。

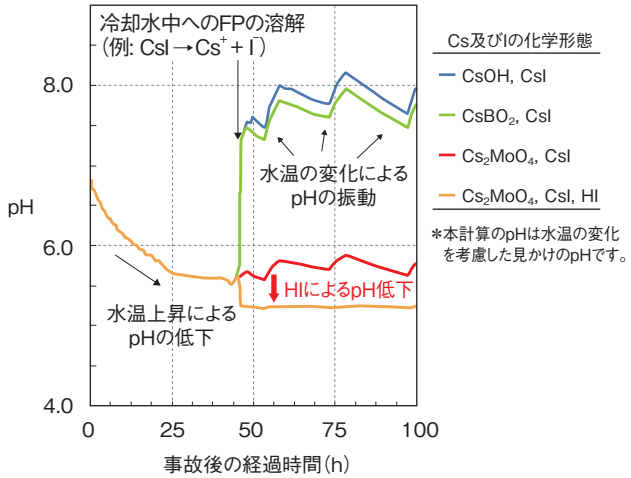


図 2-9　Cs 及び I の化学形態をパラメータとした SA における冷却水 pH の経時変化
Cs 及び I の放出時の化学形態をパラメータとした事故進展解析を原子力機構の SA 解析コード THALES2 で行い、得られた冷却水中の物質量に基づいて pH を評価しています。

炉心溶融等を伴うシビアアクシデント（SA）時の公衆に対する被ばく線量評価には、放出されやすい核分裂生成物（FP）であるセシウム（Cs）やヨウ素（I）の環境への放出量やその化学形態といったソースターム情報の評価が必要です。ソースタームは、SA 時に想定される多様な物理・化学現象をモデル化した SA 解析コードで一般的に評価されますが、その過酷な条件下の現象に対する理解が一部不十分であるため、評価結果は不確かさを含みます。不確かさが大きく、東京電力福島第一原子力発電所事故の分析においても重要な現象の一つとして、気相を移行する Cs や I の化学形態への制御材中のホウ素（B）の影響が挙げられます。この形態の変化は、冷却水に保持された I イオンが高揮発性の化学形態に変換される反応に寄与すると考えられます（図 2-8）。これは、冷却水への FP の溶解により高揮発性 I の生成に大きく影響する pH が変化するためです。特に低 pH ではその生成が著しいことから、pH を低下させる化学形態が重要となります。

そこで私たちは、B やその他 FP を含む気相での Cs や I の化学形態を熱力学平衡計算により推定し、それらが格納容器内の液相に移行した際の pH を評価しました。

その結果、雰囲気温度 500 ～ 3000 K で Cs は CsI, CsOH, Cs_2MoO_4, $CsBO_2$, I は CsI, HI の化学形態をとり得ること、また、B の物質量が増加すると Cs_2MoO_4 や CsI 割合の減少に伴い $CsBO_2$ や HI が増加することが明らかになりました。また、これらの pH への影響は、化学形態により異なることが分かります（図 2-9）。CsOH や $CsBO_2$ は pH を増加させるのに対し、Cs_2MoO_4 は、CsI との組み合わせでは顕著な pH 変化を及ぼしませんが、HI を含む場合では pH を低下させます。静的な熱力学平衡状態の Cs と当量の B を含む系で、Cs_2MoO_4 と HI は安定な温度領域が異なりますが、動的な化学反応速度の観点では低温で HI の分解が遅いため、原子炉内の高温部で生成した HI は Cs_2MoO_4 が安定に存在する低温でも有意に存在し得ると考えられます。

本研究により、pH を低下させる HI の生成を促進する B が I 放出量の評価でも重要であることが示唆されました。今後、SA 解析コード THALES2 に動的／静的な化学形態の評価機能を追加し、ソースターム評価技術の高度化を図っていきます。

●参考文献
Shiotsu, H. et al., Thermochemical Analysis for Cesium and Iodine Species and Their Impact on Aqueous pH under Severe Accident Conditions, Proceedings of 2015 International Workshop on Post-Fukushima Challenges on Severe Accident Mitigation and Research Collaboration (SAMRC 2015), Daejeon, Korea, 2015, paper 1514, 8p., in USB Flash Drive.

2-4 放射線リスクと他の健康リスクを比較する新しい試み
－寿命・健康損失年数（DALY）を用いた放射線リスク評価－

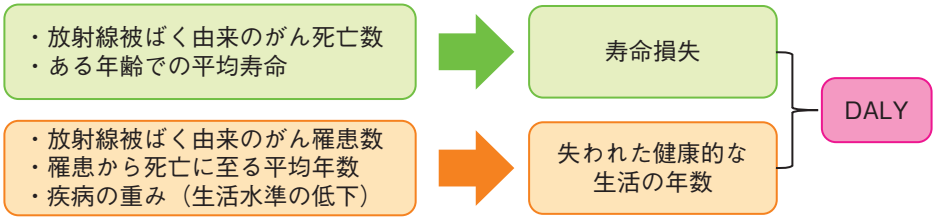


図2-10　放射線被ばくによる DALY の評価
放射線被ばくに由来するがん死亡による寿命損失と、がん罹患に伴う生活の質の低下を考慮することで失われた健康的な生活の年数を各々計算し、それらを合計することで DALY を計算します。

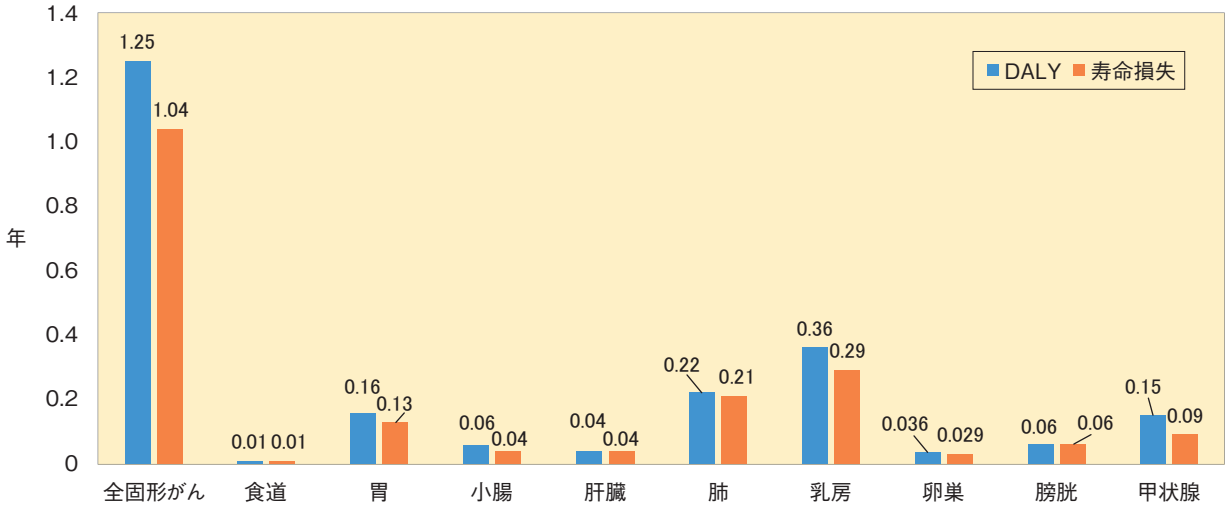


図2-11　日本人女性が放射線に被ばくした場合の固形がんの DALY と寿命損失の評価結果
全固形がんの DALY は寿命損失と比較して約 16%増加しました。増加の主な原因となった乳がんと甲状腺がんの 5 年生存率は比較的高いため、がんを罹患したことによる生活の質が低下した年数が影響しました。

原子力発電所の過酷事故による環境や公衆への影響を確率論的に評価（レベル 3PRA）する際のリスクの指標として、がん罹患・死亡率，寿命損失などが利用されています。しかし、これらの指標では、疾病による健康的な生活の質の低下を考慮することができず、放射線による健康リスクを過小評価することにつながると考えられます。一方、公衆衛生の分野では化学物質等による健康リスクの指標として寿命損失と健康寿命損失の和である Disability-Adjusted Life Year (DALY) が用いられています。この DALY を用いることにより、致死の疾病と非致死の疾病を考慮できるため、様々な健康リスクを比較することが可能になります。そこで、DALY を指標として放射線による健康リスクを定量的に評価する手法を開発しました。

本研究において開発した DALY による放射線リスクの評価を図 2-10 に示します。まず、放射線被ばくに由来するがん死亡による寿命損失を計算します。次に、がん罹患に伴う生活の質の低下を考慮することで失われた健康的な生活の年数を計算します。最後にそれらを合計することで DALY を計算します。図 2-11 に日本人女性集団に対する 1000 mGy の放射線に 1 回被ばくした場合の各固形がんの DALY と寿命損失の結果を示します。全固形がんの DALY は寿命損失と比較して約 16% 増加しました。このことから、生活の質の低下を考慮した健康リスクを定量的に評価することができました。

また、放射線被ばくによる DALY の結果を比較する一例として、日本人全体に自然に発生する全ての固形がんによる DALY を計算したところ、男性が 4.26 年，女性が 3.41 年となり、1000 mGy の放射線被ばくによる全固形がんの DALY は、男性が 0.73 年，女性が 1.25 年となりました。つまり、1000 mGy の放射線被ばくにより、平常時と比較して男性は 4.26 年から 4.99 年と約 17%，女性は 3.41 年から 4.66 年と約 37% の健康リスクが増加すると評価できます。

以上のことから、私たちは原子力発電所の事故時において公衆に与える健康リスクをより詳細に評価できる手法を提示できました。今後は、レベル 3PRA を用いて評価した原子力発電所の事故シナリオに対して、DALY を用いて公衆が受ける健康リスクを評価し、リスク情報の整備を行うことで原子力発電所の安全目標を検討していきます。

●参考文献
Shimada, K. et al., Calculating Disability-Adjusted Life Years (DALY) as a Measure of Excess Cancer Risk Following Radiation Exposure, Journal of Radiological Protection, vol.35, no.4, 2015, p.763-775.

2-5 再処理施設の重大事故評価に必要なデータを取得
－高レベル廃液の蒸発乾固に伴うルテニウム放出挙動の把握－

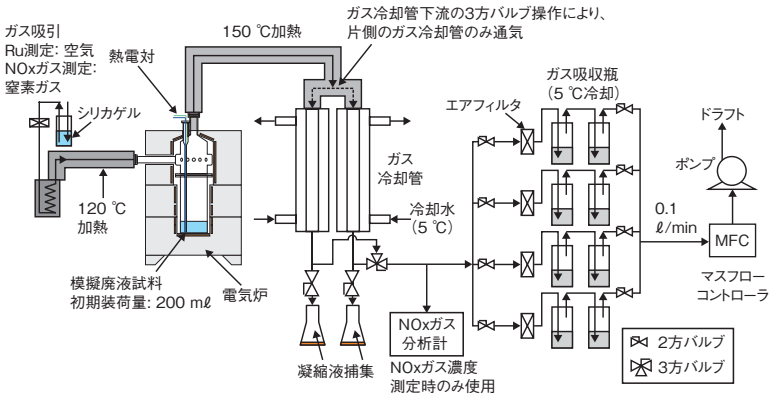


図 2-12　試験装置の概要
模擬廃液試料を図 2-13 のように昇温し、放出されたガスを冷却器で凝縮させて凝縮液として回収します。
凝縮液中の Ru 量を誘導結合プラズマ質量分析（ICP-MS）分析を行い、Ru の放出量を測定しました。

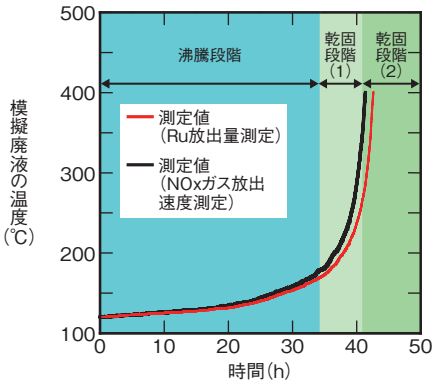


図 2-13　模擬廃液の昇温条件
計算コードを用いた実貯槽の事故解析を基に、模擬廃液の昇温速度と昇温時間を模擬しました。

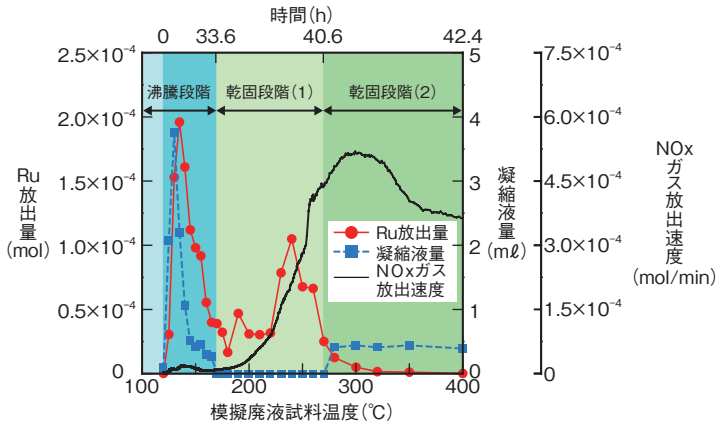


図 2-14　模擬廃液試料温度に対する Ru 放出量，凝縮液回収量，NOx ガス放出速度測定結果
図 2-13 に示した模擬廃液の昇温条件の下では、Ru の放出挙動は、沸騰段階及び乾固段階に対して大きく三つの廃液温度領域に依存することが分かりました。

再処理施設の高レベル濃縮廃液に対する冷却機能が喪失すると、廃液中に溶存する放射性物質による崩壊熱によって廃液が加熱され、沸騰，乾固に至る可能性があります。この場合には、廃液中から気相へ放射性物質が放出される恐れがあるため、事故時の安全性を評価するためには、この放射性物質の移行挙動を定量的に把握する必要があります。特にルテニウム（Ru）は、沸騰，乾固の段階で揮発性を有する化合物を形成するために、放出割合がほかの難揮発性物質よりも相対的に大きくなる恐れがあります。このため、Ru は、事故時の公衆への被ばく評価の観点から重要な元素であると考えられます。

私たちは、実廃液組成を参考にランタノイド元素を含む安定同位体を利用して調製した模擬廃液を用い、実貯槽での事故解析で得られた非常にゆっくりとした昇温速度と昇温条件を模擬して試験を行い、より現実的な Ru の放出挙動データを取得しました。

図 2-12 に示した試験装置を用いて、電気炉の加熱量を制御して、図 2-13 に示すような模擬廃液の昇温を行いました。図 2-14 に模擬廃液試料温度に対する Ru 放出量，凝縮液回収量，NOxガス放出速度測定結果を示します。Ru の放出挙動は、沸騰及び乾固段階に対して大きく三つの廃液温度領域に依存することが分かりました。Ru の放出は、沸騰段階では、蒸気放出により廃液の濃縮が進み、高濃度になった硝酸の酸化力によって Ru 硝酸塩が揮発性の Ru 化学種に酸化されたために増加し、蒸気放出の終息とともに一旦低下したと考えられます。凝縮液が回収されなかった乾固段階（1）では、揮発性の Ru 化学種及び NOxガス放出を伴う乾固物中の Ru 硝酸塩の熱分解反応の進行と終息によるものと考えられます。乾固段階（2）では、乾固物組成の多くを占めるランタノイド硝酸塩の水和物からの水の脱離と考えられる少量の蒸気放出とランタノイド硝酸塩の熱分解反応に伴う NOxガス放出が見られますが、Ru 硝酸塩の熱分解反応の終息とともに Ru の放出は単調に低下したものと考えられます。乾固段階における Ru 放出量の廃液温度にかかわる詳細データは世界で初めて取得したもので、事故が乾固段階まで進行した場合、Ru 放出の抑制の観点から、廃液温度に着目した有効な事故対策を検討する際に活用できるものと考えられます。

●参考文献
田代信介ほか, 高レベル濃縮廃液の乾固過程におけるルテニウムの放出特性, 日本原子力学会和文論文誌, vol.14, no.4, 2015, p.227-234.

2-6 燃料デブリの臨界特性の解明を目指して
－定常臨界実験装置 STACY 更新炉を用いた臨界実験の検討－

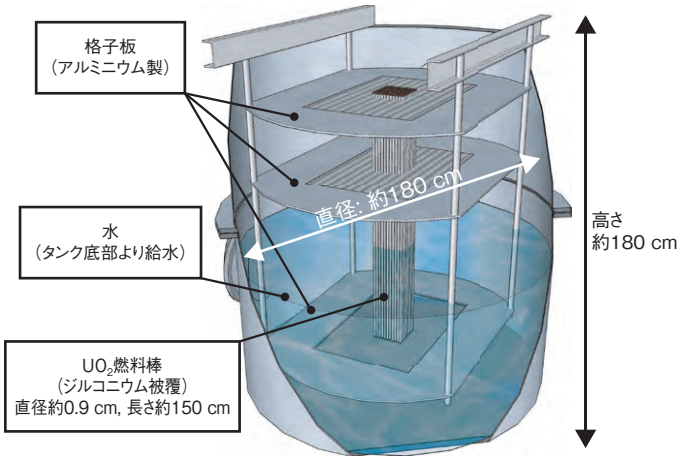


図2-15　STACY 更新炉の概要
燃料棒は格子板で支持されます。格子間隔を変えると、減速材と燃料の体積比が変化し、燃料デブリが置かれている様々な中性子減速条件を模擬できます。

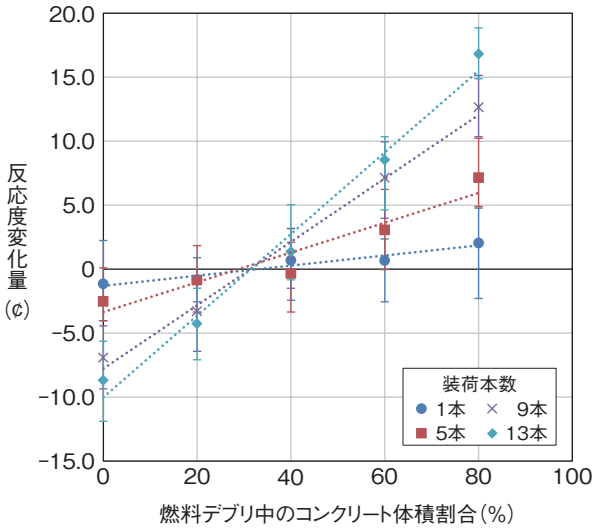


図2-16　模擬燃料デブリ中のコンクリート体積割合と装荷本数の違いによる反応度変化量の評価
減速材と燃料の体積比（V_m/V_f）が一定の条件で、模擬燃料デブリのコンクリート体積割合と装荷本数で反応度変化量が異なります。高精度の測定結果が得られるよう燃料棒と模擬燃料デブリの適切な配置を検討しています。

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。燃料デブリの取り出しを含む廃炉作業を進めるためには、臨界安全の観点から、燃料デブリの臨界特性をコンピュータ解析によりあらかじめ推定しておくことが重要です。このため、核燃料とコンクリートなどが混在した模擬燃料デブリを調製して臨界実験を行い、その臨界特性を解明するとともに、コンピュータ解析の予測精度を確認する必要があります。そこで私たちは、従来ウラン硝酸水溶液を燃料として用いてきた定常臨界実験装置 STACY に対して、二酸化ウラン（UO_2）の燃料棒と減速材（水）を取り扱うことができるように更新する計画を進めています。

図 2-15 に示すように、STACY 更新炉において、燃料棒は円筒形状の炉心タンク内に設置された格子板により支持され、所定の格子間隔で配列されます。この格子間隔を変えると、減速材と燃料の体積比（V_m/V_f）が変化し、燃料デブリが置かれている様々な中性子減速条件を模擬することが可能です。この中性子減速条件は核燃料総量や形状とともに臨界特性に大きく寄与します。また、模擬燃料デブリ中のコンクリートは中性子の減速に寄与する水分を含んでいることから UO_2 とは異なる臨界特性を持ちます。STACY 更新炉を用いた臨界実験では、はじめに燃料棒のみで構成された炉心の臨界水位を測定し、次に模擬燃料デブリを加えて臨界水位の変化を測定します。この差を反応度と呼ばれる臨界特性に換算します。

私たちは、STACY 更新炉で反応度を精度良く測定するための燃料棒と模擬燃料デブリの配置・装荷本数について、原子力機構で開発した核データライブラリ JENDL4 と放射線輸送計算コード MCNP5.1 による系統的な解析を行いました。図 2-16 に、一例として、V_m/V_f が 1.2 のときの模擬燃料デブリのコンクリート体積割合と装荷本数変化による反応度変化の解析結果を示します。コンクリート体積割合が大きいほど反応度が大きく、その変化量は装荷本数に依存することが分かります。反応度変化が大きいほど測定しやすい条件となるため、装荷本数は 5 本以上が望ましいと考えられます。また、コンクリート体積割合が 30% の場合にはいずれの装荷本数でも反応度変化が乏しく、測定が難しいことが予想されます。このような場合には燃料棒本数を変えて臨界特性を測定することなどが考えられます。今後は、STACY 更新炉を用いた臨界実験の検討の一環として、実験条件や手順をより具体化・詳細化する予定です。また、臨界実験で得られるデータは、燃料デブリの臨界評価手法の整備に役立てる予定です。

本研究は、原子力規制委員会からの受託研究「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」の成果の一部です。

●参考文献

Gunji, S. et al., Study of Experimental Core Configuration of the Modified STACY for Reactivity Worth Measurement of MCCI Products, Proceedings of PHYSOR 2016, Sun Valley, Idaho, USA, 2016, p.3927-3936, 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

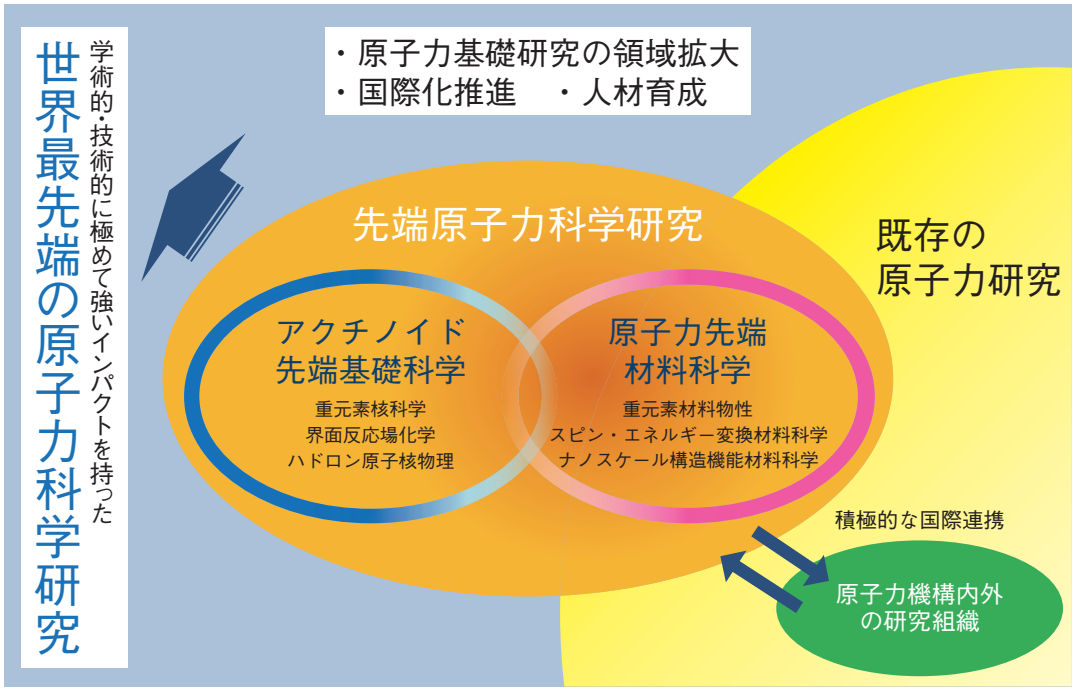


図3-1　先端原子力科学研究の位置づけ
学術的・技術的に極めて強いインパクトを持った世界最先端の原子力科学研究を目指しています。

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、原子力科学における無限の可能性を基礎科学の立場から掘り起こし、さらにその過程から新しい学問分野を開拓し、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原子核科学や重元素科学を、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。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，新物質の創成，革新的技術の創出などを目指しています（図3-1）。

2015年度は、アクチノイド先端基礎科学では、“奇妙な粒子”が原子核の荷電対称性を破る－ヘリウムΛハイパー核準位の精密測定に成功－（トピックス3-4）という陽子や中性子等に働く力(核力)の解明に向けた成果がJ-PARCハドロン実験施設で得られました。原子核からニュートリノ質量の謎に迫る－京コンピュータによる二重β崩壊の高精度計算－（トピックス3-5）は、大規模数値シミュレーションによる成果です。また、森林からのセシウムの移行を抑制する新技術－高分子と粘土を用いて、穏やかに里山を再生－（第1章トピックス1-15）は、福島県飯舘村などで実証実験を展開し、生活圏の再汚染の防止が期待される成果です。

一方、原子力先端材料科学では、磁場でよみがえる超伝導－磁場で制御するウラン化合物の新しい機能性の解明－（トピックス3-1）は、ウラン化合物の新しい材料開発への貢献が期待されます。液体金属流から電気エネルギーを取り出す－電子の自転運動「スピン」を利用した発電原理の発見－（トピックス3-2）は、Nature Physics誌に掲載され、またNature Physics，Nature Materials，Scienceの3誌において注目論文（News & Viewsなど）に選出され、新しい発電方法の開発への貢献が期待されます。また、グラフェンと金属の界面構造を陽電子回析で明らかに－金属の元素によりグラフェンとの結合に違い－（トピックス3-3）などの興味ある成果が得られています。

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　磁場でよみがえる超伝導
－磁場で制御するウラン化合物の新しい機能性の解明－

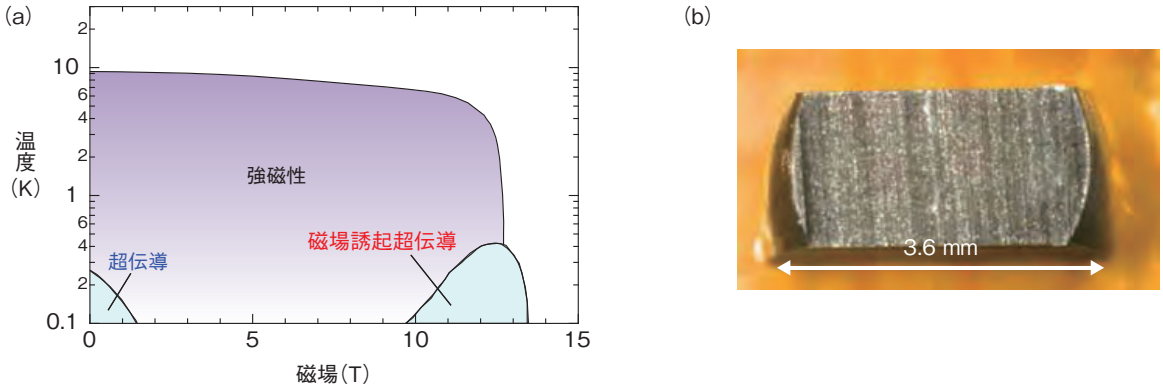


図3-2　URhGe の温度－磁場相図と NMR 実験に用いた単結晶
(a) 約 2 T の磁場で超伝導は一度消えますが、さらに磁場を強くすると 10 ～ 14 T で再び超伝導（磁場誘起超伝導）が出現します。(b) NMR 実験のために、10% の Rh を Co に置換した URhGe 単結晶の写真です。

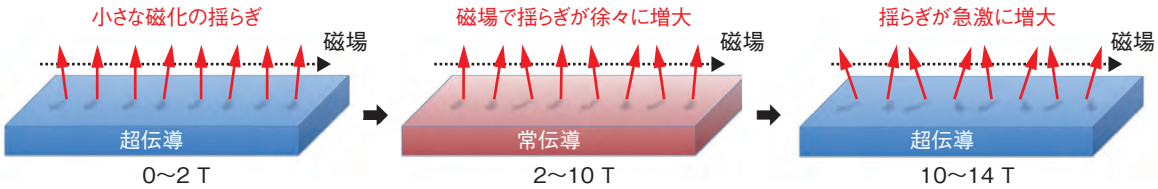


図3-3　磁場で誘起される超伝導の仕組み（イメージ図）
小さな磁化の揺らぎによって出現していた超伝導（0 ～ 2 T）が、磁場の効果によりいったん壊されますが（2 ～ 10 T）、磁場をさらに強くすると磁化の揺らぎが急激に増大し（10 ～ 14 T）、その揺らぎを利用して超伝導が強化され、磁場のマイナスの効果に打ち勝って復活します。

物質内の電気抵抗が突然ゼロとなる超伝導現象は、もともと磁場とは相性が悪く、どんな超伝導体でも磁場をかけていくと、最後には超伝導が壊されてしまいます。このことが高い磁場を作る超伝導磁石開発の障害となります。超伝導が壊される磁場は一般に（上部）臨界磁場と呼ばれ、いかに高い臨界磁場を持つ超伝導体を開発するかが応用上の重要なテーマとなってきました。ところが最近、ウラン化合物 URhGe において、磁場（約 2 T）で一度壊された超伝導状態がさらに強い磁場（10～14 T）をかけることで再び出現するという、驚くべき現象が報告されました（図 3-2 (a)）。これは磁場が超伝導にとって常にマイナスに働くだけではなく、時にはプラスにも働き得ることを意味しています。その仕組みが理解できれば、磁場に強い新しい超伝導の開発につながるはずです。そこで私たちは、物質内部の電子状態を高精度で観測できる核磁気共鳴（NMR）法という測定手法を用いてその解明に取り組みました。

本研究のため、わずかな量の Co を Rh に置換した特別な URhGe の単結晶（図 3-2 (b)）を準備し、さらにフランス国立強磁場研究所の強力な磁石（最大磁場 34 T）を用いることで、Co 核の NMR 実験に成功しました。その結果、超伝導が復活する 10 ～ 14 T の磁場領域において、物質内部の磁化の揺らぎが急激に増大していることが分かりました。これにより URhGe の超伝導が磁化の揺らぎによって引き起こされ、強い磁場がこの揺らぎを増大させることで超伝導が強化され、再び出現していることが明らかになりました（図 3-3）。

URhGe の超伝導は転移温度が 1 K（－ 272 ℃）以下と非常に低く、残念ながらすぐには応用できません。しかし今回見つかった仕組みをうまく利用することで、将来より高い臨界磁場を持つ超伝導線材や、磁場で制御する新たな超伝導デバイスの開発が期待されます。さらに注目されるのは、この磁化の揺らぎに起因する磁場誘起超伝導がウラン化合物において初めて発見されたことです。同様の特異な超伝導は今のところウラン元素を含む物質でしか見つかっていません。その理由はまだはっきりとは分かっていませんが、私たちはウラン元素の持つ 5*f* 電子がその鍵を握っていると考えています。磁性と超伝導が複雑に絡み合うウラン化合物の研究は、物質の未知なる性質を探る研究の最前線でもあるのです。

本研究は、東北大学との共同研究「アクチノイド化合物の育成と物性研究」の成果であり、日本学術振興会科学研究費補助金基盤研究(C)(No.26400375)「遍歴強磁性超伝導体における磁場誘起超伝導メカニズムの微視的解明」の助成を受けたものです。

●参考文献
Tokunaga, Y. et al., Reentrant Superconductivity Driven by Quantum Tricritical Fluctuations in URhGe: Evidence from ^{59}Co NMR in $URh_{0.9}Co_{0.1}Ge$, Physical Review Letters, vol.114, issue 21, 2015, p.216401-1-216401-5.

3-2　液体金属流から電気エネルギーを取り出す
－電子の自転運動「スピン」を利用した発電原理の発見－

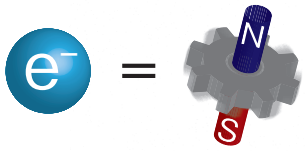


図3-4　電子のイメージ

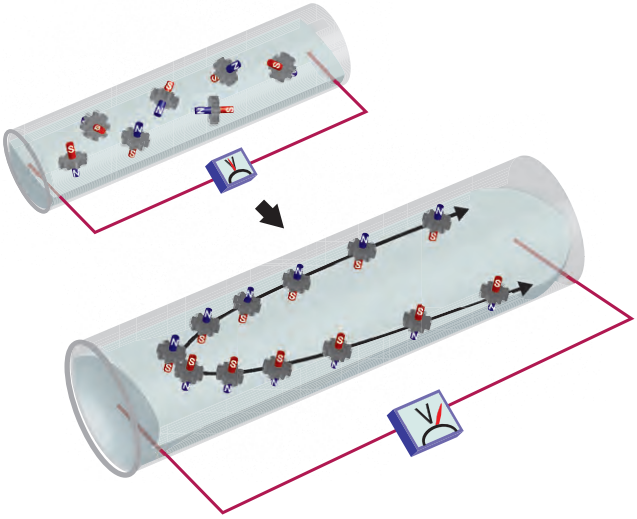


図3-5　液体金属流からのスピン流を生成
細管に液体金属を流すことで、電子のスピンの向きを揃えながら電子を移動させる新現象を理論計算により発見しました。

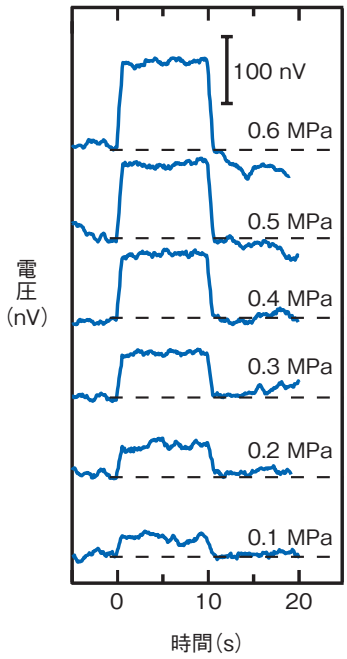


図3-6　液体金属流による電圧
細管に圧力をかけて液体金属の流れを作り、その金属流の渦運動によって生じたスピン流は、電圧信号として観測されます。

原子や電子のようなミクロの世界の物理法則を精密に取り扱う量子力学によって、電子は「スピン」と呼ばれる自転運動をしていることが知られています。この自転運動のために、電子自身は磁気を帯びており、回転軸方向に沿ってN極とS極を持つ小さな磁石として働きます。電子の自転運動「スピン」は宇宙の始まりから終わりまで永久に途絶えることはありません。つまり、電子は永久に回転し続ける超小型モーターであり、同時に超小型永久磁石です。電子の持つ「スピン」を直観的に理解するために、図3-4のように電子を回転歯車と小さな磁石の組み合わさったものだと想像してください。

鉄のような特殊な物質中ではスピンの向きが揃っているので、鉄は磁石としての性質を持ちますが、通常、私たちの身の回りの物質中の電子たちのスピンの向きはバラバラなので、モーターや磁石としての性質は互いに打ち消されており、直接利用することはできません。

ところが、近年ナノテクノロジーの発展に伴って、物質中の電子たちのスピンを一斉に揃えながら電子の流れを作り出す技術が実現しました。この流れは「スピン流」と呼ばれ、「電流」が電気の流れであったのに対して、「スピン流」は磁気の流れといえます。これまでにスピン流を用いた様々な次世代デバイス研究開発が世界中で進められていますが、スピン流を生成するために利用されてきた物質は固体に限られてきました。

私たちは、図3-5のように水銀やガリウム合金のような液体金属で、金属の流れによって生じる渦運動と、その金属中の電子のスピンが相互作用し、スピン流を生成できることを理論計算により発見しました。これは、電子の歯車を液体金属流によって回転させることで、磁石の向きを揃えながら電子を移動させることに対応します。また、実際に直径数百μmの細管に液体金属を流すことで、渦運動によってスピン流が生み出された結果100 nVの電気信号が得られることを明らかにしました(図3-6)。これは、液体金属の渦運動を使って電子のモーターとしての性質を制御することによって電気エネルギーを取り出すことに成功した世界で初めての例です。

今回発見した新しい発電法は、従来の発電機のタービンのような構造物を一切必要としないので、発電装置の超小型化を可能にすることが期待されます。本実験で得られた電気信号は100 nVと微弱ですが、将来はわずかな電気で動作するナノサイズの超小型ロボットの電源技術に応用できると期待されます。

●参考文献
Takahashi, R., Matsuo, M. et al., Spin Hydrodynamic Generation, Nature Physics, vol.12, 2016, p.52-56.

3-3　グラフェンと金属の界面構造を陽電子回折で明らかに
－金属の元素によりグラフェンとの結合に違い－

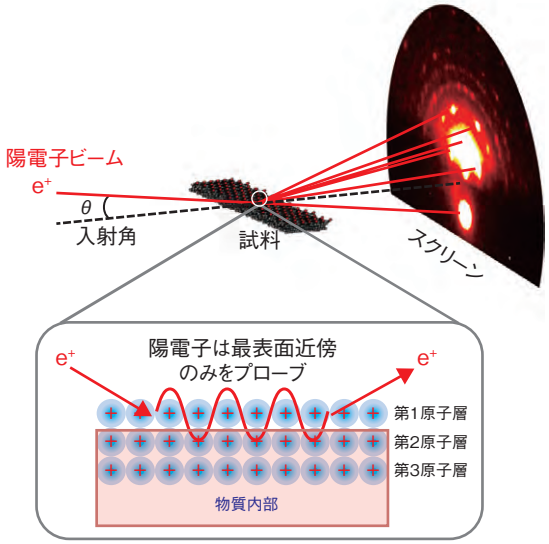


図 3-7　TRHEPD 法の実験配置
10 keV のエネルギーを持つ陽電子ビームを試料表面にすれすれの角度で入射させ、試料表面で反射した陽電子をスクリーンで観測します。電子とは逆のプラスの電荷を持つ陽電子は、物質から反発力を受けるため、反射した陽電子は物質の最表面近傍だけの情報を持っています。

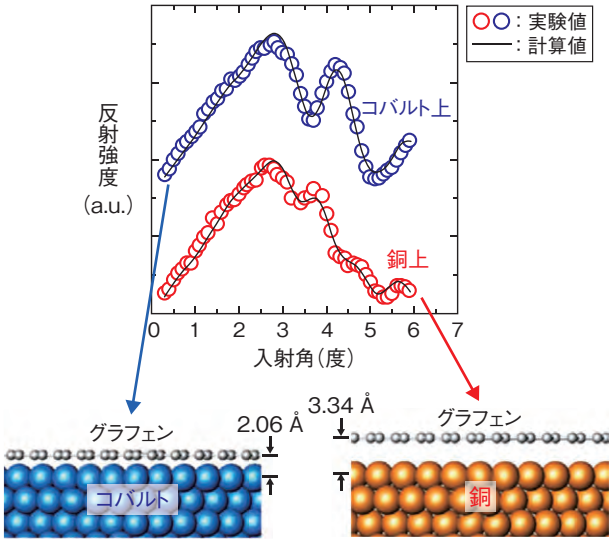


図 3-8　コバルトと銅の上にグラフェンを作製した試料からの陽電子の反射強度とその解析結果
上の図の丸は陽電子の反射強度の実験値，実線は下の図の構造モデルを用いたときの計算値です。陽電子の反射強度のピーク位置は、グラフェンの高さを反映しています。反射強度の解析から、コバルトと銅の上ではグラフェンとの結合の様子が全く異なることが分かりました。

近年、省エネ・高速デバイスを実現するための重要な物質としての期待から、炭素の原子シートであるグラフェンの研究が世界中で行われています。グラフェンは2010 年のノーベル物理学賞受賞の対象物質であり、電子の移動速度が早く、頑丈であるなど、応用上有用な性質を多く持つことが知られています。このように、グラフェン単体の性質は徐々に明らかになってきていますが、他の物質と接触したときのグラフェンの性質はまだよく分かっていません。グラフェンは原子 1 個分の厚みしかない極めて薄い物質のため、接触した物質から様々な影響を受けやすいと考えられます。これを解明するためには、グラフェン自体と、接触した物質との境目（界面）の構造を調べる必要がありますが、物質の最表面近傍の極めて薄い領域の解析は容易なことではありません。そこで私たちは、全反射高速陽電子回折（TRHEPD）法に着目し、グラフェンと金属との界面の構造の解明に着手しました。図 3-7 に、TRHEPD 法の実験配置を示します。電子の反粒子である陽電子は、電子とは逆のプラスの電荷を持つため、物質の表面に入射すると反発力を受け、物質の内部に侵入することができません。そのため、TRHEPD 法では物質内部からの影響なく、最表面近傍の構造を高精度で決定することができます。

今回私たちは、性質が異なるコバルトと銅の 2 種類の金属の基板上にグラフェンを作製し、TRHEPD 実験を行いました（図 3-8）。これらの試料を用いて陽電子の反射強度を測定したところ、金属基板の元素によって、ピーク位置が明瞭に違うことが分かりました。詳細な解析の結果、グラフェンとコバルトの間隔が 2.06 Å，グラフェンと銅の間隔が 3.34 Å となり、両者では 1 Å 以上も間隔が違います。グラフェンを何層も重ねたグラファイトの層間距離である 3.3 Å が弱い結合の基準とされるため、コバルトとグラフェンは強く結合し、銅とはほとんど結合していないことが分かりました。このように、金属基板の元素が異なると、グラフェンとの結合の様子が変わることを実験的に明らかにしました。

最近、様々な金属基板上で、自然界には存在しないシリコンの原子シートであるシリセンや、ゲルマニウムの原子シートであるゲルマネンの作製が試みられています。また、絶縁体基板上に超伝導物質の原子シートを作製すると、超伝導転移温度が著しく上昇することも見いだされています。今後は、最表面近傍の構造決定を得意とする本 TRHEPD 法を用いて、これらの新奇な原子シートと、それらの基板との界面の構造を解明していく予定です。

本研究は、高エネルギー加速器研究機構（KEK）との共同研究「高強度陽電子ビームを用いた全反射高速陽電子回折法の高度化と最表面構造物性の研究」の成果です。

●参考文献
Fukaya, Y. et al., Spacing between Graphene and Metal Substrates Studied with Total-Reflection High-Energy Positron Diffraction, Carbon, vol.103, 2016, p.1-4.

3-4 “奇妙な粒子”が原子核の荷電対称性を破る
ーヘリウムΛハイパー核準位の精密測定に成功ー

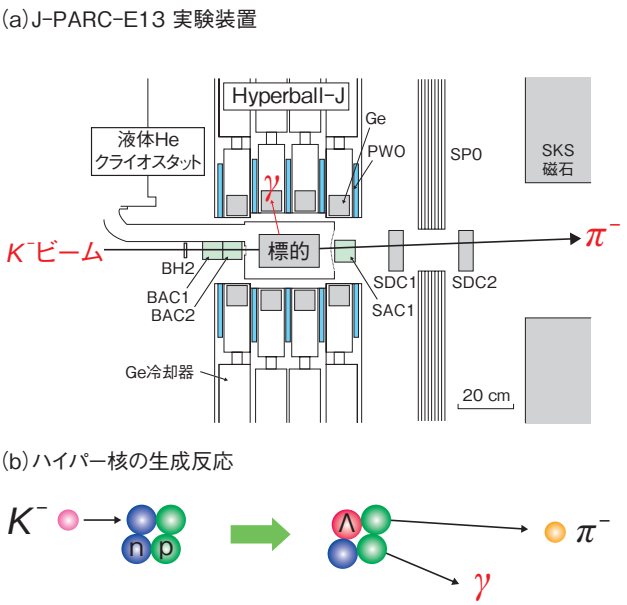


図 3-9　(a) J-PARC-E13 実験装置と (b) ハイパー核の生成反応
(a)　γ 線検出器（Hyperball-J），^{4}He 標的及び K^-，π^- 識別用検出器（BAC1，BAC2，SAC1）から構成されます。
(b) $K^- + {}^4\mathrm{He} \rightarrow {}^4_\Lambda\mathrm{He} + \pi^- + \gamma$ 反応を模式的に示したものです。

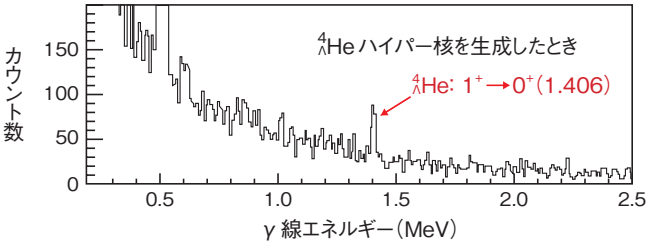


図 3-10　測定したγ線のエネルギー分布
γ 線検出器によって測定されたγ線分布を示しています。$^4_\Lambda$He 生成反応候補のみを選択しました。

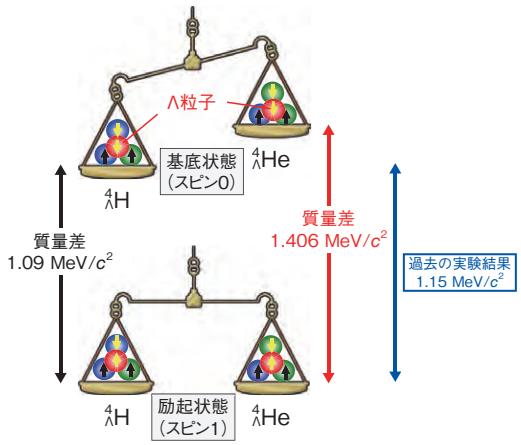


図 3-11　$^4_\Lambda$H と $^4_\Lambda$He の質量の比較
本実験で測定された $^4_\Lambda$He の励起状態と基底状態の質量差は、1.406 MeV/c^2 ですが、鏡像核 $^4_\Lambda$H の質量差は 1.09 MeV/c^2 であり、両者の間には 0.32 MeV/c^2 もの違いがあり、大きな荷電対称性の破れを示しました。

通常の原子核では陽子と中性子を入れ替えた二つの原子核（鏡像核）の質量はほぼ同じです。これを荷電対称性と呼びます。では、奇妙な粒子と呼ばれるΛ粒子が入った原子核(ハイパー核)ではどのようになるでしょうか。Λ粒子は、陽子や中性子と同様の重粒子ですが、軽いアップ，ダウンクォークのみから構成される陽子、中性子とは異なり、やや重いストレンジクォークが１個入っています。

過去に行われたハイパー核 $^4_\Lambda$He のγ線測定実験の結果では、鏡像核である $^4_\Lambda$H の基底状態と励起状態それぞれとの質量差がほとんどなく、荷電対称性が成り立つという結果でした。しかしこの実験は、分解能，信号・ノイズ比が悪く、さらに高精度の測定による検証が必要でした。

そこで私たちは、大強度陽子加速器施設 J-PARC のハドロン実験施設における実験で世界最高強度の K^- 中間子 2.3×10^{10} 個を ^{4}He 標的に照射し、$^4_\Lambda$He ハイパー核を生成し、高分解能のγ線測定を行う実験を提案しました。この反応は、図 3-9（b）のように、$K^- + {}^4\mathrm{He} \rightarrow {}^4_\Lambda\mathrm{He} + \pi^- + \gamma$ となります。この実験のため、図 3-9 (a) のように 10^6 Hz 高強度ビームで動作するγ線検出器を開発し、機械式 Ge 結晶冷却装置，PWO（タングステン酸鉛結晶）シンチレーションカウンターによる高速バックグラウンド除去技術を開発しました。また、図 3-9（a）の高運動量分解能 K^-，π^- 検出器によりバックグラウンドを抑制しました。この結果、図 3-10 のようなγ線エネルギー分布が得られ、$^4_\Lambda$He のγ線エネルギー分解能を 20 倍向上することに成功しました。

この実験で、私たちは図 3-11 のように励起状態と基底状態の質量差 1.406 MeV/c^2 を測定しました。この高精度の実験データは、過去の実験結果（1.15 MeV/c^2）を否定することとなりました。この結果、通常原子核では 0.06 MeV/c^2 程度であった質量差が、図 3-11 にある $^4_\Lambda$H との比較により、ハイパー核では 0.32 MeV/c^2 と非常に大きく異なっていることを発見しました。この大きな質量差、すなわち荷電対称性の破れからΛ粒子ー中性子間とΛ粒子ー陽子間に働く力がスピン状態（励起状態）によって大きく異なることが分かり、陽子，中性子，Λ粒子等の重粒子間に働く力（核力）の解明に重要なデータを提供しました。

●参考文献
Yamamoto, T.O., Sako, H. et al., Observation of Spin-Dependent Charge Symmetry Breaking in ΛN Interaction: Gamma-Ray Spectroscopy of $^4_\Lambda$He, Physical Review Letters, vol.115, issue 22, 2015, p.222501-1-222501-5.

3-5 原子核からニュートリノ質量の謎に迫る
－京コンピュータによる二重β崩壊の高精度計算－

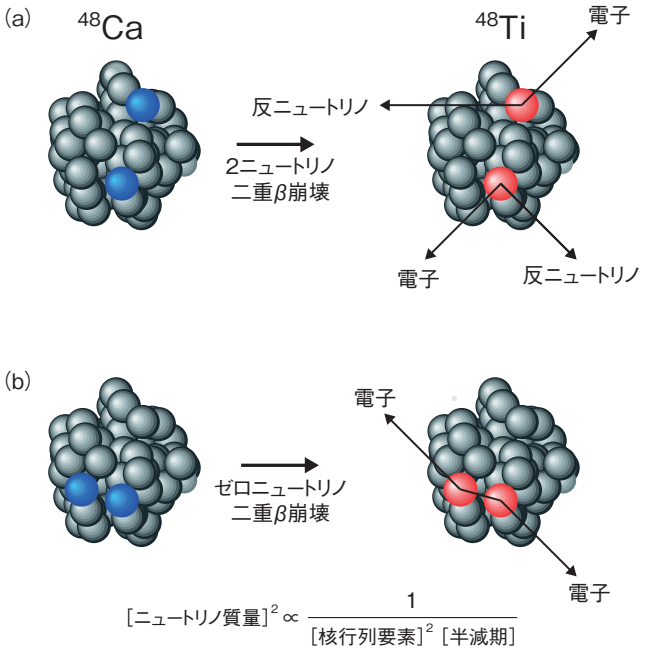


図 3-12　^{48}Ca から ^{48}Ti への二重β崩壊の模式図
(a) は 2 ニュートリノ二重β崩壊，(b) はゼロニュートリノ二重β崩壊を表します。いずれも 2 個の中性子（青い丸）が 2 個の陽子（赤い丸）に変化します。(a) では崩壊と同時に 2 個の電子と 2 個の反ニュートリノを放出し、(b) では 2 個の電子のみを放出します。(b) においては、ニュートリノ質量，核行列要素，半減期が図中の式のように関係づけられます。

ニュートリノは素粒子の一つであり、その基本的性質は物質の究極の姿を知る上で不可欠であるものの、その多くは謎に包まれています。ニュートリノに質量があることは、スーパーカミオカンデ等による観測から確立されていますが、その値は分かっていません。本研究では、最新の原子核理論に基づく大規模数値計算によって、二重β崩壊と呼ばれる原子核の崩壊現象からニュートリノの質量を得るのに必要な原子核構造データを高い信頼度で計算することに成功しました。

二重β崩壊とは、図 3-12 に模式的に表されたように原子核内の 2 個の中性子が 2 個の陽子に同時に変わる現象で、^{48}Ca など 10 種類ほどの核種で観測されています。これまで観測されている二重β崩壊は、崩壊と同時に反ニュートリノを 2 個放出する 2 ニュートリノ二重β崩壊と呼ばれるものですが、ニュートリノが反ニュートリノと同じ粒子であるという性質を持つならば、ニュートリノを放出しないゼロニュートリノ二重β崩壊も起こり得ることが知られています。ゼロニュートリノ二重β崩壊はその半減期が 2 ニュートリノ二重β崩壊よりも長く、いまだ観測されていませんが、観測から半減期が得られれば、図 3-12（b）の式からニュートリノ質量が決まります。ただし、そのためには核行列要素と呼ばれる核種固有の値が必要となります。

核行列要素とは、2 個の中性子が 2 個の陽子へと変化する「変わりやすさ」を表す量です。これは、原子核実験から直接求めることはできず、核子の量子多体問題を解いて理論的に与えるほかありません。これまでは ^{48}Ca の二重β崩壊に対しては全 48 核子のうち、崩壊に主要な役割を果たす 8 核子のみの自由度を活かした粗い計算が行われてきました。本研究では京コンピュータを用いることによって、32 核子の自由度を活かした精度の高い大規模量子多体計算を遂行することに成功し、従来の値に対し約 30% 大きな核行列要素が得られました。これは従来の計算で無視された効果の主要部分を取り入れた計算であるため、信頼度の高い値を与えると考えられます。

現在、ゼロニュートリノ二重β崩壊の測定が世界各地で精力的に行われています。近い将来、その観測に成功した際には、本研究で得られた核行列要素がニュートリノ質量を得るためのデータとして使われることが期待されます。

●参考文献

Iwata, Y., Utsuno, Y. et al., Large-Scale Shell-Model Analysis of the Neutrinoless ββ Decay of ^{48}Ca, Physical Review Letters, vol.116, issue 11, 2016, p.112502-1-112502-6.

4 原子力基礎工学研究

社会ニーズを踏まえ、原子力の基礎・基盤研究を総合的に推進

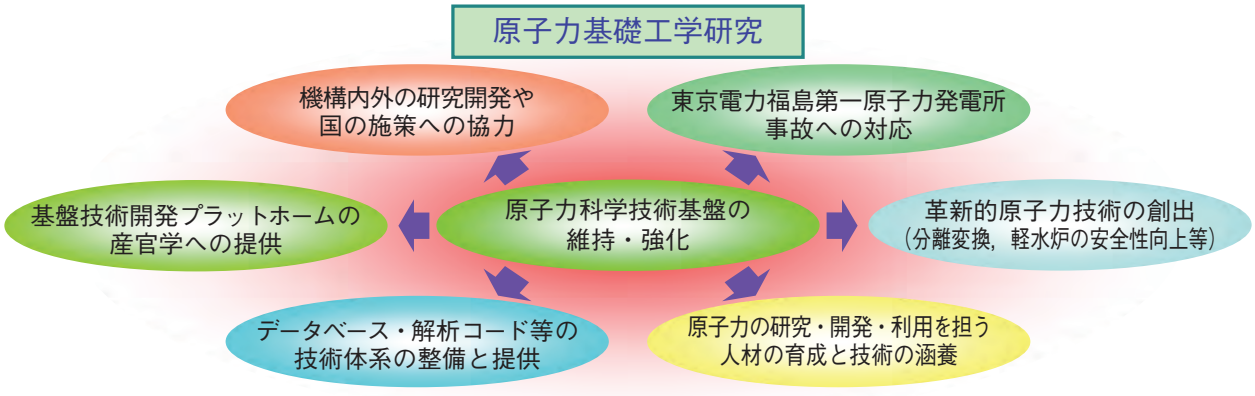


図4-1　原子力基礎工学研究の役割
枢要分野（核工学・炉工学，燃料・材料工学，原子力化学，環境・放射線科学）に関する研究を進め、原子力科学技術基盤の維持・強化を通して、様々な役割を果たしています。

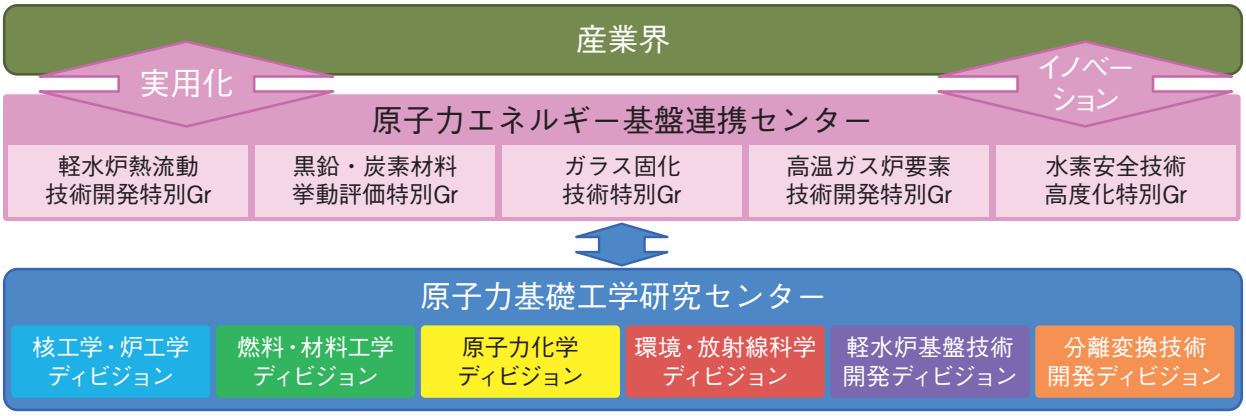


図4-2　原子力エネルギー基盤連携センター
産業界と連携して、基盤技術に関する研究成果の実用化を進めています。

原子力基礎工学研究センターでは、我が国の原子力研究開発の科学技術基盤を長期的な視点に立って維持・強化し、新たな原子力利用技術を創出することを使命とし、さらに、東京電力福島第一原子力発電所（1F）事故からの復旧にかかわる基礎基盤研究、高レベル放射性廃棄物処分の負担軽減に貢献する分離変換技術開発及び軽水炉の安全性向上に関する基盤研究をはじめとする社会の様々なニーズに的確に応えることを目指しています（図4-1）。核工学・炉工学研究では、最先端の理論・実験・計算シミュレーションを駆使し、汎用標準核データファイルJENDLの整備やγ線や中性子線の計測技術開発、原子炉の設計・挙動解析手法の高精度化を進めています（トピックス4-1，4-2）。燃料・材料工学研究では、原子炉や核燃料サイクル施設における核燃料や構造材料の振る舞に関する研究を進めています（トピックス4-3，4-4）。原子力化学研究では、再処理プロセスに関する基礎基盤データの整備、極微量の核燃料物質の検出方法の開発を進めています（トピックス4-5，4-6）。環境・放射線科学研究では、放射性物質等の環境中での移行挙動の研究や、最新科学に基づく放射線防護の研究を進めています（トピックス4-7，4-8）。これらの基盤技術を生かして、原子力の安全性をさらに向上させる研究も実施しています（トピックス4-9，4-10）。原子力エネルギー基盤連携センター（図4-2）では、産業界と連携し、上記研究成果を活用したイノベーションを通して社会へ貢献しています。

1F復旧にかかわる研究では、放射性セシウムが原子炉の建屋や環境中のどこに多くあるのか、環境中の空間的な線量分布予測、事故時の燃料の溶け落ち方、関連する保管容器の健全性の検討、燃料デブリからのウランやプルトニウムの回収方法等について、基盤技術開発を基に研究を進めています（第1章トピックス1-4～1-7，1-9，1-12）。

放射性廃棄物の有害度低減にかかわる分離変換技術開発の基盤研究では、未臨界炉と加速器を結合させた新しいシステム（加速器駆動未臨界システム，Accelerator-Driven System: ADS）によってネプツニウムやアメリシウムなどのマイナーアクチノイド（MA）を核変換する方法を中心にシステム設計を実施しています（トピックス4-11）。また、MAや核分裂生成物を効率的に分離する新しい基盤技術開発及びMA燃料製造にかかわる検討を進めています（トピックス4-12，4-13）。

4-1 共鳴領域における核反応断面積の真値を追求する
ー核データ測定と理論のシナジーー

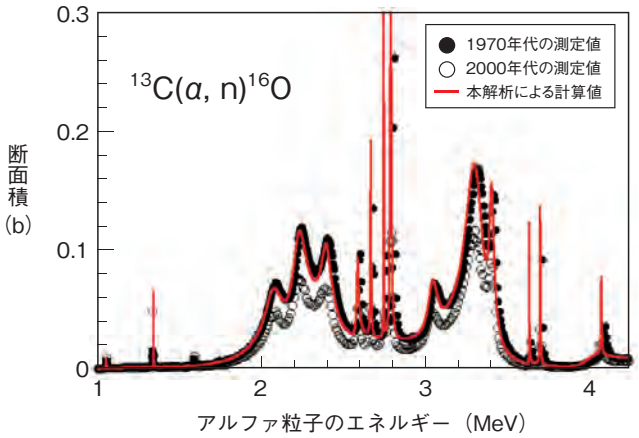


図4-3　測定値間の系統的な差異と理論解析による推定結果
全ての核データ測定値に内在する系統誤差を、測定と理論のシナジーによって大きく改善できることが分かりました。この例では、1970年代及び2000年代の断面積測定値に30%程度の系統的な差異が見られます。測定データの絶対値を不明とし、量子力学的保存則を満たす共鳴理論に基づいて測定データを解析した結果、1970年代のデータを支持する結果が得られました。

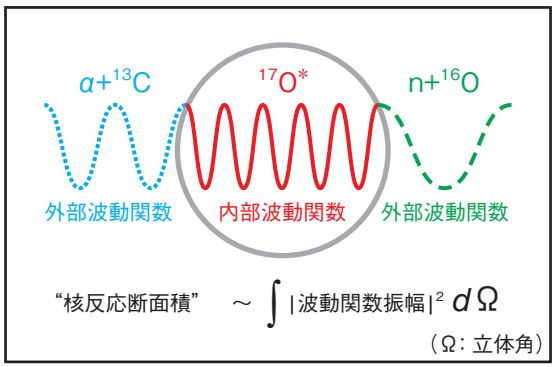


図4-4　共鳴核反応理論（R行列理論）の概念
新たに導入した共鳴核反応理論（R行列理論）では原子核の内部及び外部波動関数の接続条件が核反応断面積の計算に必要なパラメータとなります。また、計算された反応断面積は量子力学的な確率保存則を完全に満たします。本研究では、波動関数の接続条件を測定データの形状から取得するための解析プログラムを作成し、断面積測定データの解析に適用しました。

中性子や陽子，アルファ粒子等が原子核に近づくと、ある一定の確率で核反応を起こします。この確率は反応断面積と呼ばれ、原子力工学研究を進める上で重要な基礎データとなります（一般に核データと呼ばれます）。近年では、原子力工学の進展に伴って核データへの要求精度が高まっており、さらに品質保証の観点から、十分な根拠をもって核データの誤差を推定することが求められています。私たちは、これらの要求に応えるため、汎用核データライブラリJENDL（現在の最新版はJENDL-4.0）の品質を高める研究を実施しています。

さて、比較的エネルギーの低い粒子による核反応断面積は原子核内部状態を反映した共鳴ピーク構造を示します。この共鳴構造を正確に理論計算のみで予測することは最先端の核物理学を駆使しても現状では不可能です。したがって、現在核データを導く最も有効な手段は、加速器施設等において中性子検出器等を用いた測定を行うことです。ここで問題となるのが、各測定施設あるいは年代におけるデータ間の差異です。例えば図4-3において1970年代と2000年代に測定された^{13}C(α, n)^{16}O反応断面積及び後述する理論解析結果を比較しています。古い測定値と新しい測定値間で30%程度の系統的な差異があることが分かります。この典型的な系統的差異は主に測定に用いたサンプル密度の不確定性に起因すると言われており、同様の問題は大なり小なり全ての測定データに内在しています。

本研究では、R行列理論と呼ばれる量子論的な共鳴理論（図4-4）を実験値の解析に導入し、測定データ間の系統的な差異を解決することを試みました。この理論の特徴は、いわゆる“モデル”ではなく量子力学そのものであること、したがってユニタリ性とよばれる量子論的保存則を完全に満たすことです。計算に必要なパラメータは波動関数の接続条件であり、本研究では測定データの絶対値を不明として“データの形状のみ”に基づいて解析を行いました。図4-3の実線が理論解析の結果です。新しい測定値よりむしろ古い測定値の方に近い値を示している様子が伺えます。また、理論解析から推定した断面積の誤差は平均で約2.5%という値を得ました。

測定データには必ず大なり小なりの誤差が含まれます。しかし、本研究成果は、“測定と理論のシナジー”によってデータの真値にもう一歩近づくことができる可能性を示しました。

●参考文献
Kunieda, S. et al., Covariance of Neutron Cross Sections for ^{16}O through R-Matrix Analysis, Nuclear Data Sheets, vol.123, 2015, p.159-164.

4-2　通り抜けた中性子を使って核物質を測る
－中性子共鳴反応を利用して複雑な組成・形状の核燃料を非破壊測定－

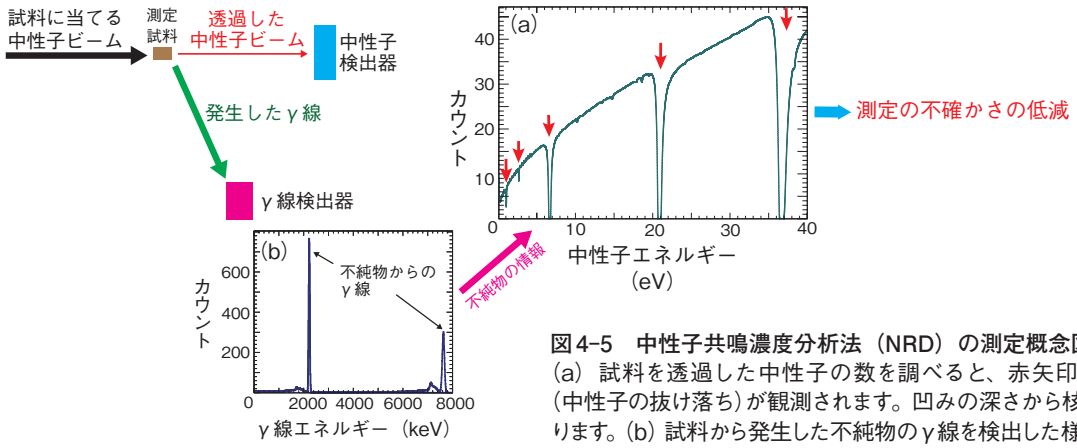


図4-5　中性子共鳴濃度分析法（NRD）の測定概念図
(a) 試料を透過した中性子の数を調べると、赤矢印のような凹み（中性子の抜け落ち）が観測されます。凹みの深さから核物質の量を測ります。(b) 試料から発生した不純物のγ線を検出した様子を示します。

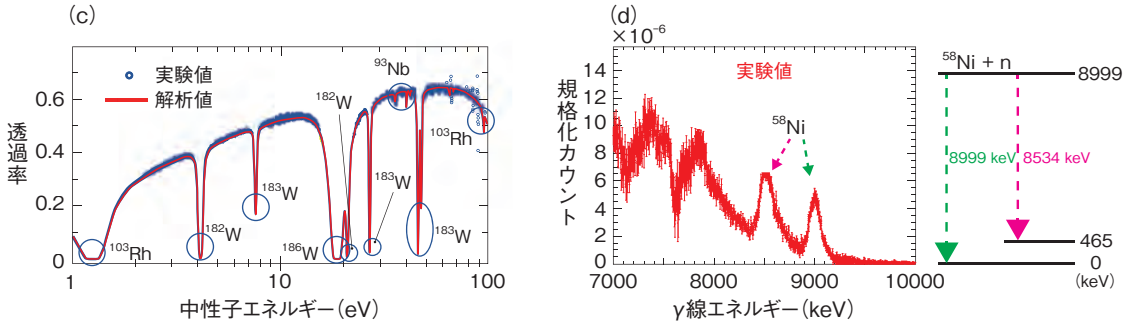


図4-6　原理実証実験で得られた結果
(c) 中性子共鳴透過分析法(NRTA)測定から模擬核物質による凹みが見られ、その量が分かります。(d) γ線測定からNiに由来したγ線(矢印)が観測できました。観測されたγ線は、図に示すようなエネルギー状態を遷移して発生します。

近年、非破壊で核燃料中のウランやプルトニウムといった核物質の量を測る重要性が増しています。特に、東京電力福島第一原子力発電所で起こったような過酷事故で発生が予測される、燃料デブリ中の核物質を精度良く測ることは、世界的に未解決な課題でした。私たちは、この課題の解決のため、中性子を測る技術とγ線を測る技術を合わせた中性子共鳴濃度分析法（NRD）という新しい非破壊分析法を考案し、欧州委員会・共同研究センター（EC-JRC）との共同研究として、その技術開発を実施しました。

NRDでは、核物質を含む試料に外からパルス中性子を照射し、試料で何も反応せず透過した中性子を計測します。中性子は、特定のエネルギーで原子核に非常に吸収されやすくなります。これを中性子共鳴と呼びます。共鳴の結果、透過した中性子の計測データには、図4-5のように凹みが生じます。凹みのエネルギーとその深さから核物質の種類と量が分かります。この手法を中性子共鳴透過分析法（NRTA）と呼びます。しかし、燃料デブリにはステンレスなどの構造材や中性子を吸収するホウ素（制御棒に由来）など、核燃料ではない不純物の混入が想定されました。NRTAを用いて分析できない不純物があると、核物質を精度良く測定できません。そこで、組み入れたγ線測定技術を用いて、不純物が中性子を吸収して放射するγ線のエネルギーを測り、NRTAでは分からない不純物を同定します。不純物が判明すれば、核物質以外で起こる中性子の抜け落ちの影響が分かり、NRTAでの核物質測定の不確かさの低減につながります。

2015年3月、NRDの原理実証実験をEC-JRCのGeelサイトにて行いました。測定試料は、模擬核物質や構造材、制御棒に使われる複数の物質の中から、国際原子力機関(IAEA)などの第三者が私たち測定者に分からないよう選択し、容器に封入したものが用いられました。実験の結果、封入された模擬核物質のタングステン(W)，ニオブ(Nb)及びロジウム(Rh)や構造材を代表するニッケル(Ni)を同定(図4-6)するとともに、2%以下の精度で核物質の量を測定できることを実証しました。

本研究は、文部科学省核セキュリティ補助事業の一環として実施され、第48回日本原子力学会賞技術開発賞を受賞しました。現在、NRDの技術を高度化することで、使用済核燃料や再処理核燃料などにも適用できる技術の開発に取り組んでいます。

●参考文献
Tsuchiya, H. et al., Impact of Systematic Effects on Results of Neutron Resonance Transmission Analysis, Nuclear Instruments and Methods in Physics Research A, vol.767, 2014, p.364-371.
Paradela, C., Tsuchiya, H. et al., NRD Demonstration Experiments at GELINA, EUR 27507 EN, 2015, 16p.

4-3 軽水炉内高温高圧水中の腐食環境を測定する
－電気化学測定技術の開発と高温純水中の腐食環境の評価－

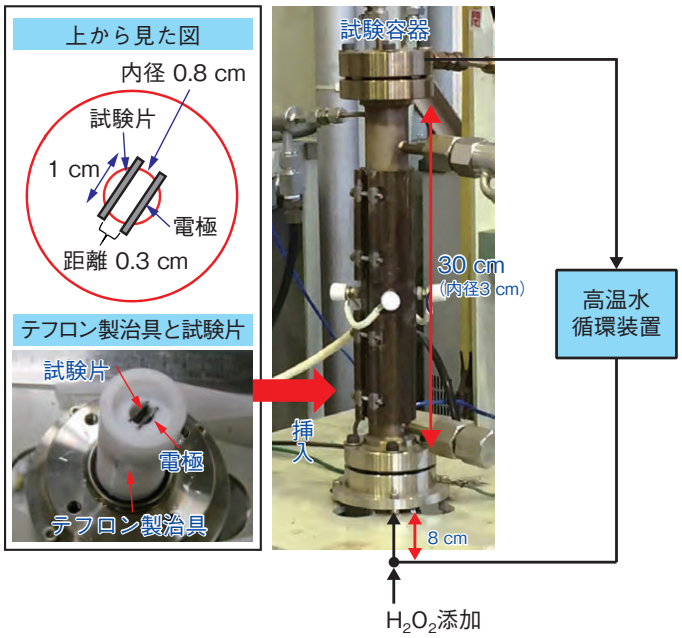


図4-7　電気化学試験装置の試験容器
高圧を維持し、循環装置により高温水が内部を流れています。形状を最小化し、さらに内部にテフロン製の治具を挿入しました。この工夫により、BWR 炉水模擬水質条件での高精度な電気化学測定を可能としました。本装置を用いて 288 ℃の高温での試験を実施しました。試験圧力は、沸騰を防ぐため、あえて BWR より高い 80 気圧としています。

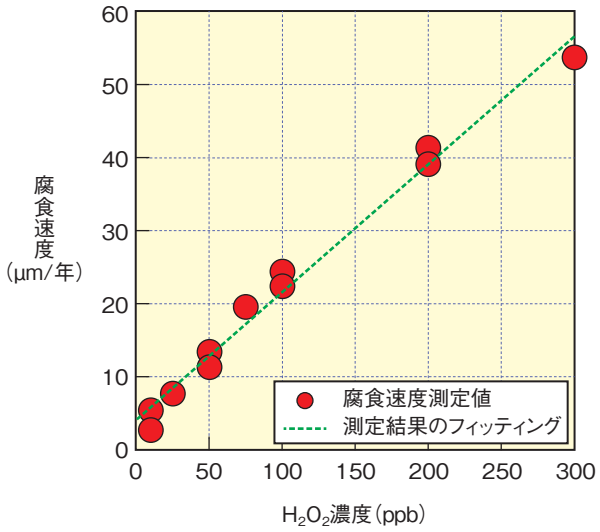


図4-8　抵抗値から求めた腐食速度と H_2O_2 濃度との関係
腐食速度と H_2O_2 濃度の関係から、H_2O_2 を含む高温水でのステンレス鋼の腐食は H_2O_2 濃度に比例して早くなることを示しました。

沸騰水型軽水炉（BWR）では、応力腐食割れなどの腐食現象が関与する材料の劣化が問題となっており、そのメカニズム解明が必要です。そのためには BWR 炉水環境をより正確に模擬して電気化学測定を行うことが有効な方法の一つです。BWR の炉水は、純度が高く、288 ℃ 70 気圧という高温高圧水で、さらに放射線を受けて生成する高酸化性の過酸化水素（H_2O_2）が存在しています。高温の純水は電気抵抗が高く、H_2O_2 は 288 ℃の高温水中では分解（1 分でほぼ全て消失）し、金属と接触するとその分解が加速されることから、これまで電気化学データの取得は困難でした。そこで、この環境でのデータ取得を可能とする電気化学試験装置を開発しました。高圧を維持した試験容器（図 4-7）中に高温の純水が流れており、その中に試験片を挿入して電気化学試験を行います。高い電気抵抗への対策としては、溶液部で電流が流れると発生する電圧降下を抑制するため、試験片と電極間の距離を 0.3 cm へと近づけて、流れる電流の経路を短くしました。H_2O_2 の分解への対策として、試験容器を極小化して添加部と試験部の距離を極力近づけ（8 cm）、試験容積を最小化して、H_2O_2 の試験部への到達時間を短縮しました。さらに、接触による分解が金属より少ないテフロン製の治具を内部に挿入して、分解を抑制しました。これにより、BWR 炉水を模擬した条件での高精度の電気化学データ取得を可能としました。

これを用いて、原子炉用ステンレス鋼に対して、電気化学測定法の一つである抵抗値の測定を実施しました。試験容器内に設置した 2 枚のステンレス鋼試験片の間に正弦波交流電圧をかけ、周波数を連続的に変えながら抵抗値を測定しました。周波数を変えることで、溶液の導電性、ステンレス鋼表面の酸化皮膜の組成や厚さ、腐食反応の速度などに応じた抵抗値が測定できます。得られた抵抗値はステンレス鋼が腐食するときに表面に流れる電流に反比例し、この電流は腐食速度に比例するため、抵抗値から腐食速度が求められます。図 4-8 に、ステンレス鋼の腐食速度を評価した結果を示します。腐食速度と H_2O_2 濃度との間に比例関係があることを明らかにしました。このデータはこれまで不明だった BWR 炉水中のステンレス鋼で発生する、腐食が関与する材料劣化メカニズムの解明につながる情報となることが期待されます。さらに、今後は開発した電気化学試験装置を他の電気化学パラメータ測定にも適用できるよう改良していきます。

●参考文献
佐藤智徳ほか，電気化学インピーダンス法を用いた支持電解質添加のない高温・高圧水中における腐食環境評価，材料と環境，vol.64, no.3, 2015, p.91-97.

4-4 原子炉材料の特性変化を予測する
ーナノサイズ欠陥による材料の硬化メカニズムの理解（分子動力学計算）ー

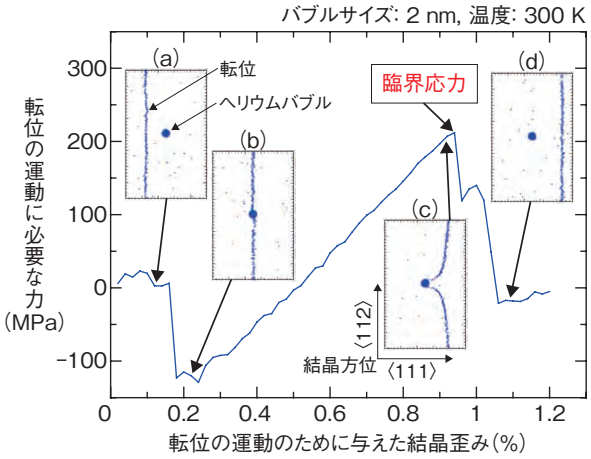


図4-9　転位とヘリウムバブルの相互作用過程
転位の運動に必要な力とともに、転位とヘリウムバブルの相互作用の様子を表した模式図を（a）～（d）に示します。転位がヘリウムバブルを通り抜ける直前に最も強い力（臨界応力）が必要なことが分かります。

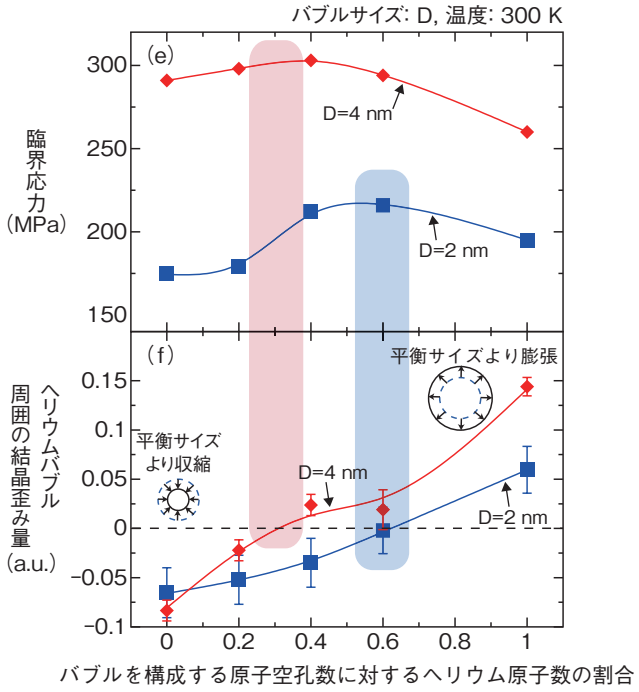


図4-10　(e) 臨界応力と (f) ヘリウムバブル周囲の結晶歪み量の関連性
臨界応力は、ヘリウムバブル周囲の結晶歪みが小さい（破線で示した0に近い）場合に高くなることが分かりました（色塗り領域に対応）。結晶歪みが負の場合は歪みが0となる平衡サイズより収縮していることを、正の場合は膨張していることを表します。

原子炉を構成する主な構造材料は、高速炉のように原子炉内の中性子のエネルギーが高い条件下では、照射による原子の弾き出しにより空になった結晶格子点（原子空孔）が三次元的な集合体（ボイド）を形成するのに加えて、核変換反応で生じるヘリウムがボイド内に蓄積したヘリウムバブルを形成することが知られています。このようなナノサイズ欠陥は、材料の変形に寄与する転位の運動を妨げることで材料の硬化を引き起こし、マクロな機械特性を劣化させることから、転位とナノサイズ欠陥の相互作用に基づく材料の硬化メカニズムを理解することは、原子炉材料の特性変化を予測する上で重要です。

私たちはこの課題を解決するため、ニュートンの運動方程式に基づき各原子の運動を動的に予測できる分子動力学計算を用いて、転位とヘリウムバブルの相互作用過程を詳細に解析しました。図4-9に、主な構造材料のベース金属である純鉄における典型的な転位とヘリウムバブルの相互作用過程を示します。転位がヘリウムバブルを通り抜ける直前に最も強い力を要することが分かります。このときの力は臨界応力と呼ばれ、材料の硬化の程度を示す指標として使われています。私たちは、ヘリウムバブルの周囲に生じる結晶歪み量が、バブルを構成する原子空孔数に対するヘリウム原子数の割合によって変化する点に着目し、臨界応力に与える影響を調べました。これらの関連性を明らかにするため、図4-10に、バブルサイズが2 nmと4 nmの場合の（e）臨界応力と（f）ヘリウムバブル周囲の結晶歪み量を、原子空孔数に対するヘリウム原子数の割合で整理した結果を示します。各バブルサイズに対して、ヘリウムバブル周囲の結晶歪みが小さい場合に臨界応力が高くなる傾向を見いだしました。注目する原子の可視化技術を併用することにより、ヘリウムバブル周囲の結晶歪みが大きい場合には、相互作用する転位とバブル表面の原子交換が生じることで結晶歪みが減少（エネルギー緩和）することが分かりました。このことから、ヘリウムバブル周囲の結晶歪みが大きいほど、転位によるエネルギー緩和も大きいため、臨界応力がより低くなるものと理解できます。

この結果は、ナノサイズ欠陥の一つであるヘリウムバブルによる材料の硬化メカニズムの理解を深めるものであり、高エネルギー中性子の照射を受ける原子炉材料の特性変化の予測精度の向上に貢献することが期待されます。

本研究は、日本学術振興会科学研究費補助金（No.24656425）挑戦的萌芽研究「無機・有機の融合によるナノバブル分散強化（BDS）合金の創製と強化機構の解明」の成果の一部です。

●参考文献
Abe, Y. et al., Effect of The Dilation Caused by Helium Bubbles on Edge Dislocation Motion in α-Iron: Molecular Dynamics Simulation, Journal of Nuclear Science and Technology, vol.53, issue 10, 2016, p.1528-1534.

4-5 ウランの原子価に応じた発光を追跡する
－発光寿命が短い化学種の時間分解型レーザー誘起発光分光計測－

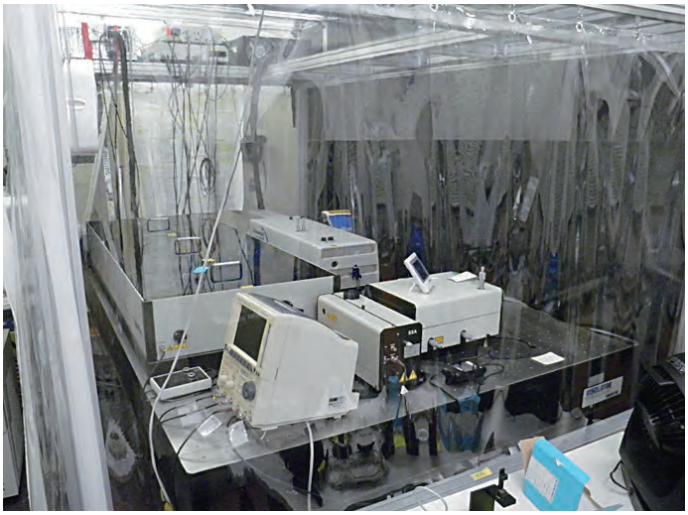


図4-11　極短パルスを励起光としたレーザーシステム外観
再生増幅器付きチタンサファイアレーザーに高感度超高速CCDカメラを検出器に用いて、時間分解発光スペクトルを取得します。

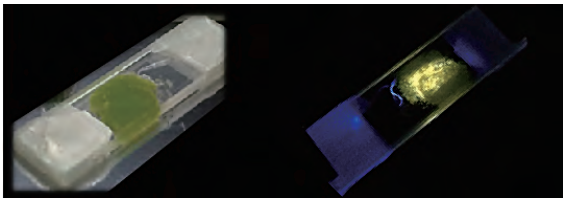


図4-12　Ⅳ価ウラン化合物の発色と発光
緑色のⅣ価ウラン化合物（左）は、紫外光（365 nm）照射下において黄緑色を帯びた白色に発光します（右）。

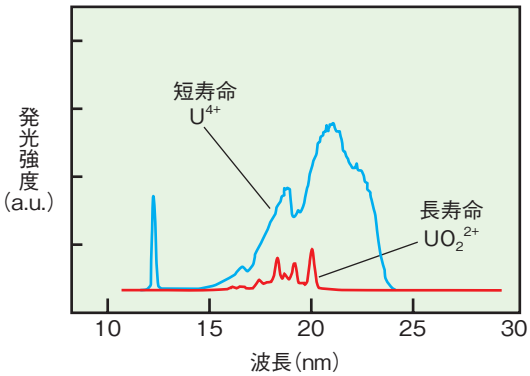


図4-13　UI_4の[emim][SCN]中における時間分解発光スペクトル
紫外光パルスを照射すると、まず短寿命のU^{4+}が強く発光し（観測時間0～10 ns）、その後、長寿命のUO_2^{2+}が発光することが分かります（観測時間1～10 μs）。

使用済燃料の直接処分に関する研究では、主な構成成分であるウラン（U）が、環境中でどのように存在するかを知る方法の確立が課題です。Uは原子価が環境に応じて異なります。Ⅵ価ウランは化学的に最も安定で、環境中の存在形態で大部分を占めます。Ⅵ価ウランは液体中で酸素と結合し、ウラニルイオン（UO_2^{2+}）として存在し、紫外線を当てると強く発光するため、この光を分析することで存在状態を知る研究が広く行われています。地下水など還元雰囲気の環境では、主に、UはⅥ価のウラナスイオン（U^{4+}）として存在するので、このU^{4+}の状態分析が重要になります。溶液中のU^{4+}の状態分析では、一般に紫外～近赤外領域の吸収スペクトルを測定しますが、その発光強度は弱く、発光寿命も短いために、測定は容易でありません。そのため、U^{4+}の発光スペクトルについてはUO_2^{2+}に比べて情報が少なく、環境中の液性で混在する二つの原子価のUの同時観測は、従来の分光蛍光光度計による測定は難しいのです。

そこで私たちは、明るい光源を用いて、発光分光法を改良することで、U^{4+}に適するシステムができると考え、最先端のレーザーを駆使した装置開発を行っています。短寿命計測を可能にするために、約100フェムト秒の極短パルスを励起光とし、高感度な信号増幅器を搭載した超高速CCDカメラを検出器とする時間分解型レーザー誘起発光分光システムを構築しました（図4-11）。これにより溶液内の化学状態に関する分光データベースの拡充を図っています。

Ⅳ価ウラン化合物の発光を調べるために、透明で分光測定に適する1-ブチル-3-メチルイミダゾリウムチオシアナト（[emim][SCN]）という液体に四ヨウ化ウラン（UI_4）を溶解しました（図4-12）。その結果、U^{4+}の発光データ取得に成功し、Ⅵ価とⅣ価のウラン化合物の混在した試料の発光スペクトルは、パルス照射後の経時変化によって、短寿命のU^{4+}（18.6 ns）と長寿命のUO_2^{2+}（35.7 μs）に分けて観測できることを明らかにしました（図4-13）。

本研究は、日本学術振興会科学研究費補助金（No.24561046）「有機ウラン骨格形成を利用したイオン液晶の合成」、平成26年度　物質・デバイス領域共同研究拠点　一般研究共同研究課題（課題番号2014139）「アクチノイド四価化合物の分光的研究」の成果の一部です。

●参考文献

Aoyagi, N. et al., Optical Properties of Tetravalent Uranium Complexes in Non-Aqueous Media, Journal of Radioanalytical and Nuclear Chemistry, vol.303, issue 2, 2015, p.1095-1098.

4-6 微量イオンを選択捕集する小型分離カートリッジ
－難測定核種分析効率化のための高性能分離材料の開発－

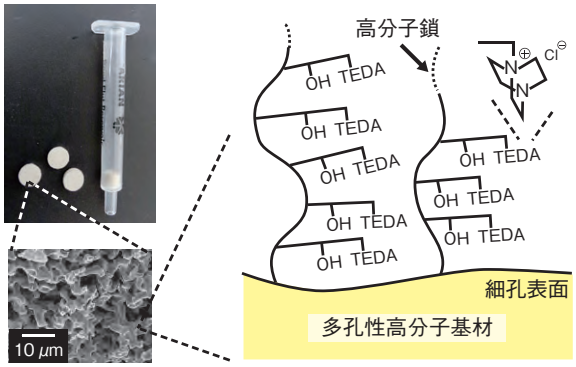


図4-14　小型分離カートリッジ（TEDA カートリッジ）の外観と構造
TEDAカートリッジには、水が浸透しやすい微細な孔構造を持つ高分子材料が充てんされています。この材料の細孔表面にイオン交換基（TEDA）が高密度に存在し、高効率分離を実現しています。

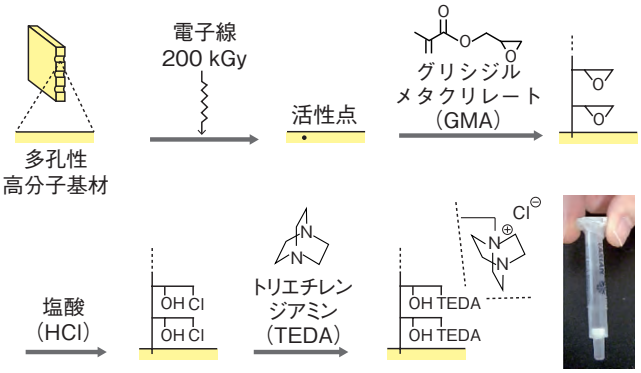


図4-15　電子線グラフト重合を利用した TEDA カートリッジの作製
電子線照射によって基材の細孔表面に活性点を作り、GMA の重合反応を起こして細孔表面に高分子鎖を成長させます。HCl による反応を介し高分子鎖と TEDA を結合させることで、イオン交換機能が付与されます。

表4-1　TEDA カートリッジ及び市販材料による使用済燃料試料中 ^{237}Np の分離性能比較
^{237}Np を含む試料である使用済燃料溶解液を用いて TEDA カートリッジと市販材料における ^{237}Np 分離性能を比較しました。TEDA カートリッジでは、市販材料を用いた場合の 10 倍の速度で通液しても市販材料と同等以上の性能を示すことが実証されました。

	通液速度（mℓ/min）	総通液量（mℓ）	^{237}Np 回収率	Am 残存率	U 残存率
TEDA カートリッジ	1.5	2.5	90%	<0.001%	<0.1%
市販材料※1	0.15	41.3	78%	<0.001%	2.3%

※1 イオン交換樹脂カラム（充てん樹脂 BIO-RAD AG® 1-X8）

^{237}Np: ネプツニウム
Am: アメリシウム
U: ウラン

放射性核種の測定には、一般に、α線，β線，またはγ（x）線を計数する放射線測定器、若しくは質量ごとの原子の個数を測定する質量分析計が用いられます。γ線を測定する場合は、ほぼ前処理なしに測定・定量が可能です。しかしながら、α線若しくはβ線測定では、スペクトル干渉要因となる共存核種を化学分離する必要があります。また、質量分析においても、同重体などの測定妨害元素を化学分離します。化学分離は多大な労力を要するため、分離操作や時間を短縮することは、分析者の負担軽減につながるとともに迅速な分析結果取得を可能にします。

そこで本研究では、化学分離の効率化を目的として、小型分離材料（TEDA カートリッジ）を開発しました。このカートリッジには、微細な孔構造（平均細孔径：1.0 μm）を持つ直径 5.9 mm，厚さ 3.0 mm の高分子材料が充てんされています。高分子材料の細孔表面に、1 分子内に二つのイオン交換基を持つトリエチレンジアミン（TEDA）を高密度に導入することによって、高効率分離を実現しました（図 4-14）。ここでは、TEDA の導入法として、高分子表面の化学修飾に用いられる電子線グラフト重合法を利用しました（図 4-15）。この技術により、多孔性高分子基材の細孔表面全体に、均一に TEDA を導入することが可能となりました。

開発した TEDA カートリッジの実用性を確認するため、難測定核種の一つである ^{237}Np の分析に適用しました。^{237}Np は、原子炉内反応によって生成する長寿命核種であり、一般に、α線測定器若しくは誘導結合プラズマ質量分析計（ICP-MS）によって測定します。ここでは、長寿命核種の測定に有利な ICP-MS における測定前処理を想定し、^{237}Np を含む試料として使用済燃料溶解液を用いて TEDA カートリッジの分離性能を評価しました。

TEDA カートリッジは、市販材料（陰イオン交換樹脂）を用いた場合の 10 倍の速度で通液しても ^{237}Np を高回収率で分離でき、かつ優れた共存元素除去率を示しました（表 4-1）。また、TEDA カートリッジの体積は市販材料の約 1/13 であり、総通液量が少なくて済むため、分析時間の大幅な短縮だけでなく、分離廃液の減量化にもつながりました。

TEDA カートリッジの作製技術は、特定のイオンを吸着する性質を持つ様々な分子に応用可能であり、分離対象に応じて適切な分子を高分子材料に導入することで、^{237}Np 以外にも多くの核種分析への適用が期待されます。

●参考文献
Asai, S. et al., Preparation of Microvolume Anion-Exchange Cartridge for Inductively Coupled Plasma Mass Spectrometry-Based Determination of ^{237}Np Content in Spent Nuclear Fuel, Analytical Chemistry, vol.88, issue 6, 2016, p.3149-3155.

4-7 超ウラン元素の森林から河川への移行挙動を考える
－超ウラン元素と化学的に類似する希土類元素を利用して－

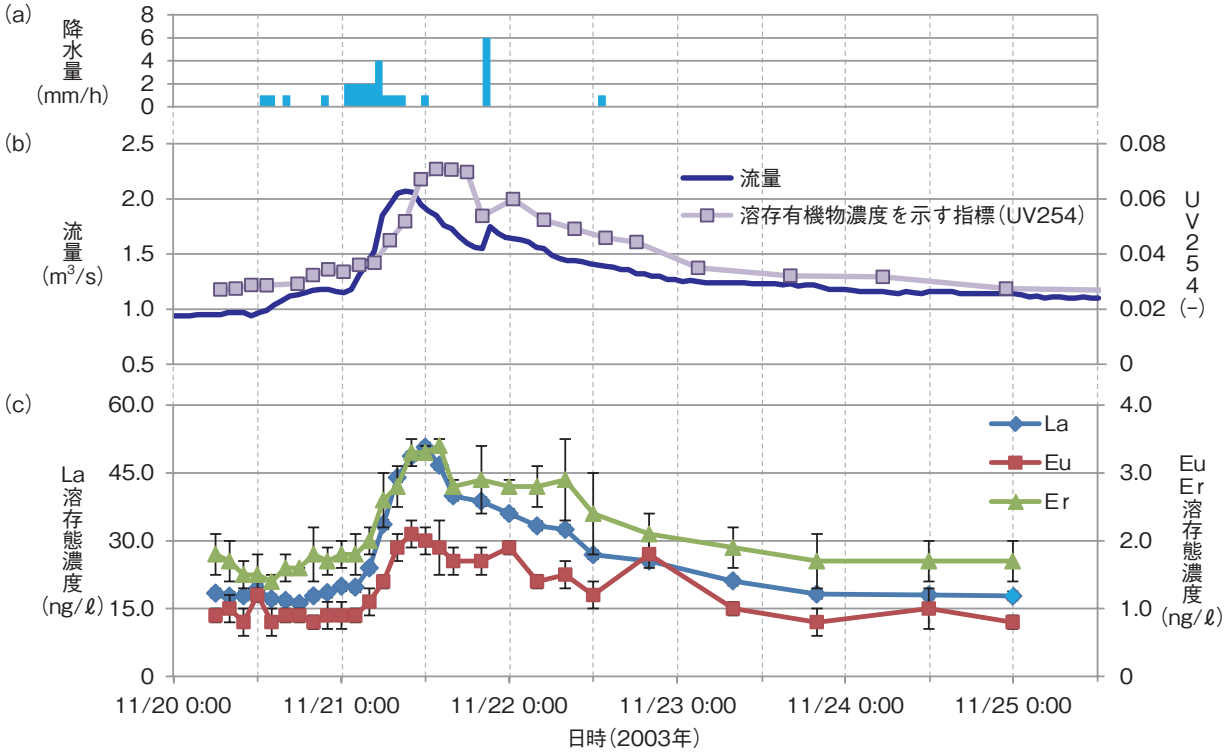


図 4-16　2003 年 11 月 20 日から 11 月 25 日の観測結果
(a) 降水量，(b) 流量と溶存有機物濃度の指標である波長 254 nm の紫外部吸光度（UV254），(c) La，Eu，Er の溶存態濃度の時間変化を示しています。降雨により流量が増加し、少し遅れて溶存有機物や溶存希土類元素の濃度が同時に高くなることが分かりました。

プルトニウム等の超ウラン元素（TRU）を含む長寿命放射性核種が、原子力施設等から自然環境に出た場合を想定した影響評価や対策検討を行う上で、国内の自然環境下での移行挙動を実証的に理解しておくことが必要となります。しかし、自然環境に存在する TRU は、大気圏内核実験由来にほとんど限られ、濃度が非常に低いため、国内の自然環境、特に地表面付近での TRU の移行挙動に関する研究はこれまで限られていました。

そこで私たちは、自然環境中の TRU の代わりに、室内実験において TRU と移行挙動を含め化学的に類似することが知られている希土類元素を利用することで、野外観測による移行挙動の研究を実現しました。北関東の小河川において、降雨時の河川流量，溶存有機物濃度及び溶存希土類元素（ランタン（La），ユウロピウム（Eu），エルビウム（Er）など）の濃度変動の観測を 2 時間間隔の細かな時間ステップで行いました（図 4-16）。その結果、降雨時に河川が増水すると、少し遅れて溶存する有機物、特に枯死した植物や落葉の成分等から成る腐植物質の濃度が増加しました。また同様に、溶存希土類元素の濃度も増加しました。溶存希土類元素濃度と溶存有機物濃度の増減の時間変化が一致していたことから、両者は一体として移動していることが分かりました。この結果は、森林土壌中に広く分布する腐植物質が、TRU の流出過程にかかわっていることを示しています。これまでの室内研究で、希土類元素と腐植物質が強く結びつく（錯形成）ことが報告されています。この結果と観測結果から、溶存希土類元素は溶存腐植物質と錯形成をし、その一部が、降雨時に溶存腐植物質とともに土壌から河川に運び出されることが分かりました。

降雨時の溶存希土類元素の形態を分析した結果、大部分は、直径 1 ～ 200 nm の粒子として存在していました。このことは、これまでの錯形成に関する研究結果によると、腐植物質と強く結びついていることを示しています。さらに、希土類元素濃度と腐植物質の特性との関係を解析した結果、腐植物質に含まれるベンゼンのような環状の構造を持つ化学物質の量が、希土類元素との錯形成に大きくかかわっていることが分かりました。超ウラン元素の森林から河川への移行挙動を考える際に役立つ知見が得られました。

●参考文献

Matsunaga, T., Tsuduki, K. et al., Increase in Rare Earth Element Concentrations Controlled by Dissolved Organic Matter in River Water During Rainfall Events in a Temperate, Small Forested Catchment, Journal of Nuclear Science and Technology, vol.52, issue 4, 2015, p.514-529.

4-8 加速器の構造材等の放射線による照射損傷の高精度な予測に向けて
－照射損傷モデル検証のための極低温照射装置の開発－

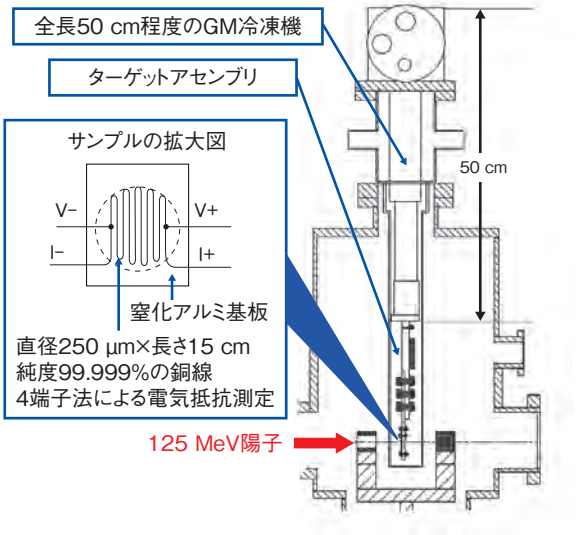


図4-17　本研究により開発した極低温照射装置
熱伝導度及び絶縁性に優れた2枚の窒化アルミ基板で固定した銅線のサンプルを、ターゲットアセンブリへ装着します。そして、GM冷凍機にターゲットアセンブリを装着して、熱伝導によりサンプルを冷却します。

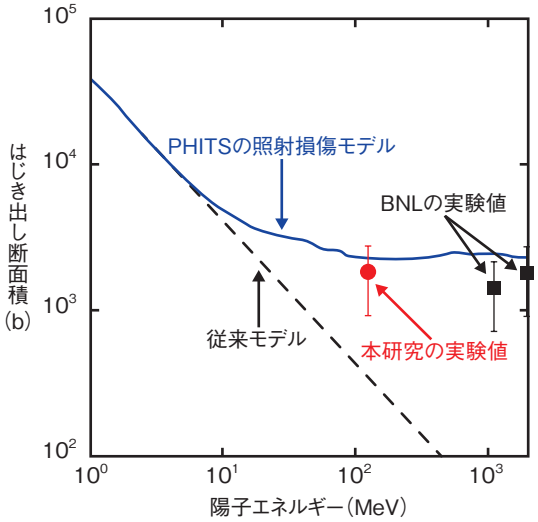


図4-18　陽子エネルギーに対する銅のはじき出し断面積
本研究で新たに取得した実験値とBNLの実験値により、私たちが開発したPHITSの照射損傷モデルは、従来モデルに比べて、実験値を精度良く再現できることが分かりました。

加速器の構造材等の放射線による照射損傷の評価の指標として、照射領域に存在する全原子数に対するはじき出された原子数の比で定義されるDisplacement Per Atom（DPA）値があります。DPA値は、はじき出しの確率を表すはじき出し断面積に比例し、構造材等の寿命の指標となります。したがって、DPA値を精度良く予測できれば、機器の交換頻度等の運転計画の立案に役立ちます。私たちは、数MeV以上のエネルギー領域のはじき出し断面積の予測精度の向上を目指して、粒子・重イオン輸送計算コードPHITSにおいて、従来モデルでは考えられていなかった核反応を取り入れた照射損傷モデルの開発を行ってきました。

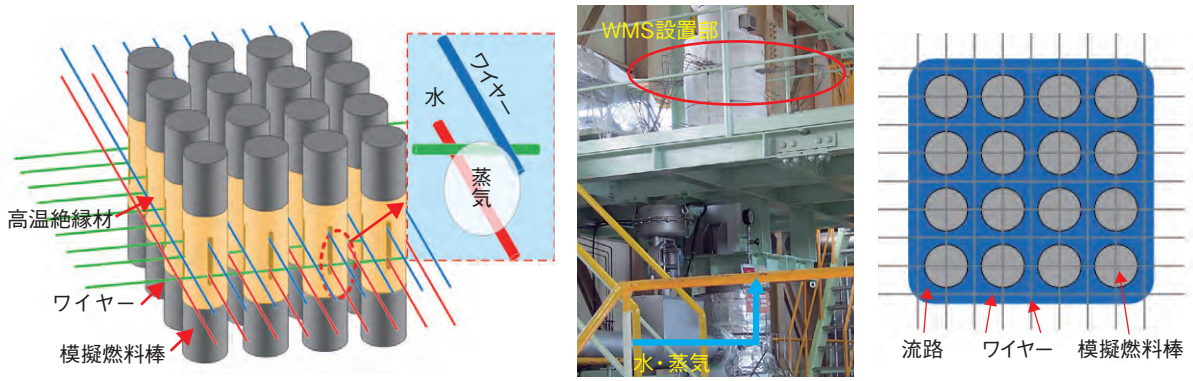
はじき出し断面積は実験で検証することが重要であり、そのために放射線照射でサンプルに生じた欠陥（はじき出された原子と残った空孔の生成）に伴う金属の電気抵抗増加を測定します。ここで、欠陥が修復しないよう、サンプルを極低温下の環境に置く必要があります。これまで唯一の米国ブルックヘブン国立研究所（BNL）の実験では、サンプルを液体ヘリウム冷媒で冷却しましたが、多くの施設では安全面からこの冷媒を使用することができません。

そこで、私たちは、様々な加速器施設ではじき出し断面積の検証実験を行うため、可搬型のギフォード・マクマホン（GM）冷凍機を活用し冷媒を使用せずにサンプルを冷却する極低温照射装置を開発しました（図4-17）。この装置は、温度4 K程度まで冷却可能な全長50 cm程度のGM冷凍機に、銅及びアルミニウム板からなる高熱伝導度のターゲットアセンブリを通し、サンプルを熱伝導で冷却します。開発した装置により、京都大学原子炉実験所FFAG加速器施設で、エネルギーが125 MeVの陽子を照射した銅サンプル中の微小な電気抵抗増加（1.53 μΩ）の測定に成功し、この測定値から銅のはじき出し断面積を導出しました（図4-18）。本研究で新しく取得した実験値とBNLの実験値を用いると、私たちが開発したPHITSの照射損傷モデルの予測精度が、従来モデルに比べて格段に優れていることを検証することができました。

本研究により、様々な加速器施設で利用できるはじき出し断面積の測定のための極低温照射装置を世界で初めて確立し、今後実験値を用いて、広いエネルギー範囲の種々の放射線に対する照射損傷モデルを検証することが可能となりました。また、本研究で得た実験値は、国際原子力機関（IAEA）のはじき出し断面積に関する共同研究活動でも活用されています。

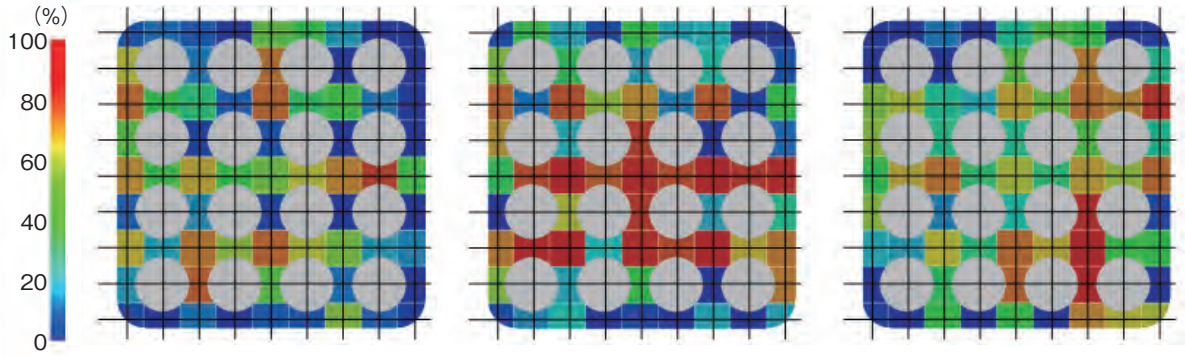
●参考文献
Iwamoto, Y. et al., Measurement of the Displacement Cross-Section of Copper Irradiated with 125 MeV Protons at 12 K, Journal of Nuclear Materials, vol.458, 2015, p.369-375.

4-9 原子炉中の高温高圧の蒸気と水の割合を可視化する
ーワイヤーメッシュセンサーによる燃料集合体内蒸気体積割合計測技術の開発ー



(a)WMSの構造　(b)装置外観　(c)WMS設置部断面

図4-19　燃料集合体内蒸気体積割合計測装置の概要と計測原理
WMS では、ワイヤーの間に電圧をかけて電流を測定します。ワイヤーの間に蒸気があると電気が流れにくくなり電流が小さくなります。例えば、(a) で赤色と緑色の間の電流は小さく、緑色と青色の間の電流は大きくなります。高温高圧の燃料の中の計測を行うため、高温に耐える絶縁材に穴を開けるなど工夫し、試験装置を製作しました。



(d)計測開始時　(e)0.012秒数　(f)0.024秒数

図4-20　計測した蒸気体積割合分布の時間変化
圧力 2.6 MPa, 温度 226 ℃ , 水の流速 0.58 m/s, 蒸気の流速 1.74 m/s で計測した結果です。(e) では中心部で蒸気の割合が大きく、(f) では全体的に割合が小さくなるなど、短い時間で蒸気体積割合分布が大きく変化することが分かります。

原子炉内では、冷却材である水の沸騰により、水（液相）と蒸気（気相）が混ざった流れである気液二相流（以下、二相流）ができます。原子炉内の温度は、二相流の状況、特に蒸気の体積割合に影響を受けます。このため、原子炉の設計や事故時の状況を検討する上で、蒸気体積割合を評価することが重要となります。しかし、燃料棒の存在により冷却材が流れる部分（流路）が狭い原子炉炉心内の蒸気体積割合を高温高圧で計測することは難しく、これまでは低温あるいは低圧の条件での実験結果を基にした評価が行われていました。そこで私たちは、原子炉炉心内の蒸気体積割合を評価することを目的に、高温高圧条件での蒸気体積割合計測が可能なワイヤーメッシュセンサー（WMS）という計測方法を基に、原子炉炉心を模擬した試験装置の中の蒸気体積割合を計測する方法を開発しました。

図 4-19 (a) に開発した WMS の構造と計測の原理を示します。電気を通す金属は、電流を使った WMS の計測に悪影響を与えます。そこで、燃料棒を模擬した金属管の中間に、図 4-19 (a) のように、穴を開けた高温に耐え電気を通さない絶縁材を設置し、その中にワイヤーを通す構造としました。図 4-19 (b) に製作した試験装置の外観を示します。内部には原子炉炉心を模擬するため、長さ約 4 m の模擬燃料棒を、縦横 4 本ずつ、計 16 本設置しました（図 4-19 (c)）。実験結果の一例として、計測した蒸気体積割合の時間変化を図 4-20 に示します。蒸気が多い部分（赤い部分）と、水が多い部分（青い部分）が、短い時間で複雑に変化している様子が計測されています。今後は、さらに多くのデータを計測するとともに、得られたデータを使って、解析コードの検証や、二相流を評価するための実験式などの評価，改良を行い、原子炉内の高温高圧条件における沸騰状況や温度分布の評価に役立てます。

●参考文献
Liu, W. et al., Measurement of Void Fraction Distribution in Steam-Water Two-Phase Flow in a 4×4 Bundle at 2 MPa, Transactions of the American Nuclear Society, vol.114, 2016, p.875-878.

4-10 炉心の過熱や溶融を遅らせて過酷事故への進展を防ぐ
－酸化しにくい燃料被覆管材料の開発－

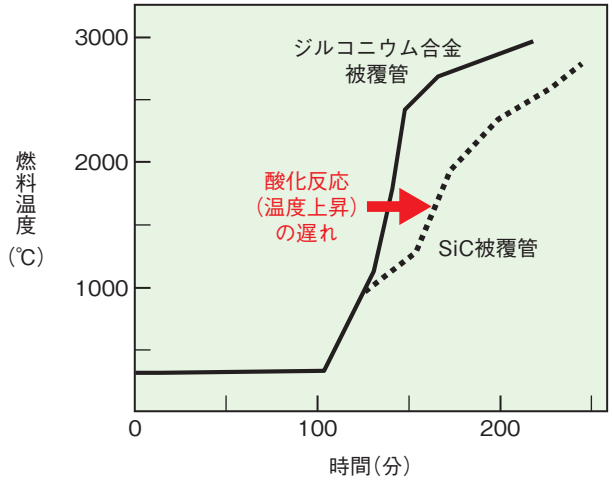


図 4-21　酸化反応が進行したときの燃料温度の上昇と時間との関係を示した模式図
SiC 被覆管は、ジルコニウム合金被覆管に比べて酸化反応が遅いため、燃料の温度上昇が抑制されることに伴って炉心損傷等に至りにくくなる、あるいは炉心損傷に至ったとしてもその影響を緩和できる可能性があると考えられています。

軽水炉では、ジルコニウム（Zr）合金が被覆管のほか炉心の様々な部材として使用されていますが、Zr は高温で酸化しやすく、水や水蒸気と反応して酸化物を形成するとともに水素を発生します。また、酸化反応に伴う発熱が大きく、1200 ～ 1500 ℃を超えると急激に酸化反応が進行します。東日本大震災では、地震に伴う津波により冷却機能が失われた東京電力福島第一原子力発電所（1F）において、過熱した炉心内の Zr 合金製の燃料被覆管が酸化し、炉心温度の上昇により炉心溶融が生じたことが明らかにされています。また、Zr 合金の酸化により発生した水素が、格納容器から漏れ出して爆発の原因になったとも推定されています。この 1F 事故を契機に、設計基準事故を超えた場合においても、炉心溶融を含む大規模炉心損傷や多量の水素発生を生じにくくする、あるいはそれらの事象の影響を緩和する、燃料棒構成材料や制御棒、いわゆる「事故耐性」を高めた新型燃料部材に対する関心が高まってきました。

「事故耐性」の評価指標の一つに、高温での酸化特性が挙げられます。図 4-21 は、Zr 合金とシリコンカーバイド（SiC）を被覆管材料として使用した場合の、それぞれの被覆管の酸化が進行したときに生じる燃料温度の上昇と経過時間との関係を模式的に示したものです。この図から、酸化反応が相対的に遅れることで燃料の温度上昇が抑制され、1F で経験したような炉心損傷等に至りにくくする、あるいはそれらの影響を緩和できる可能性が示され、酸化しにくい燃料被覆管材料の開発そのものが、「事故耐性」を向上させる最も効果的方策であることが共通認識化されました。

私たちは、軽水炉で使用されている Zr 合金被覆管等の開発及び利用にかかわる経験，知識及びノウハウを有する国内の燃料メーカー，プラントメーカー、あるいは先進材料の研究開発に関する経験，知識を有する大学，研究機関とともに、「事故耐性」に優れた新型燃料部材として、SiC をベースに複合強化した SiC/SiC 複合材料や FeCrAl 系ステンレス鋼をベースに酸化物で分散強化した FeCrAl-ODS 鋼を選定し、これらを既存軽水炉に導入するための技術基盤を整備しています。

現在までに、これら新型燃料部材の開発状況について公開情報を調査し、現行炉に導入する（実用化する）場合に必要な評価項目ごとの現状の技術成熟度を評価・再整理することで、実用化における決定的な阻害因子の有無など、軽水炉体系への導入に向けた技術課題を明確化させました。今後は、材料ごとに明確化した課題解決に向けて、研究開発に取り組んでいきます。

本研究は、経済産業省資源エネルギー庁委託事業「平成 27 年度発電用原子炉等安全対策高度化技術基盤整備事業（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

Yamashita, S. et al., Establishment of Technical Basis to Implement Accident Tolerant Fuels and Components to Existing LWRs, Proceedings of Top Fuel 2016, Boise, Idaho, USA, 2016, paper 17550, 10p., in USB Flash Drive.

4-11 核変換システムの新たな概念構築に向けて
－未臨界度調整機構を用いた加速器駆動システム用解析ツール整備－

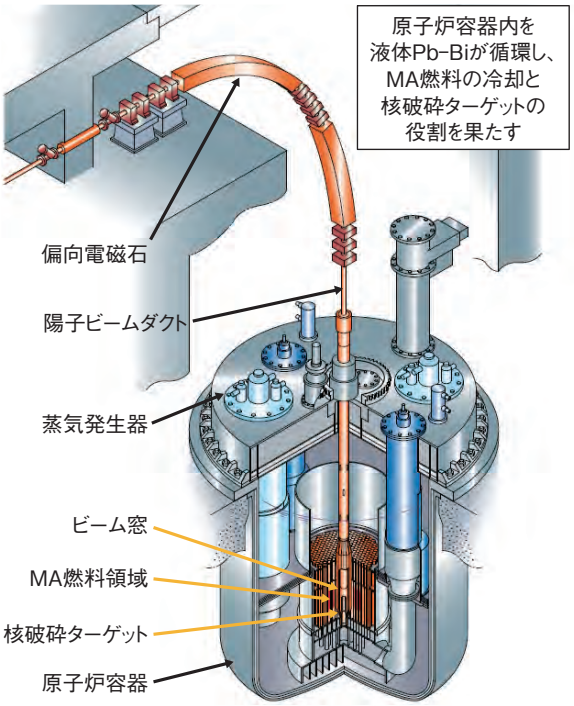


図 4-22　ADS の概念図
超伝導陽子加速器で加速された陽子ビームを未臨界炉内の鉛ビスマス（Pb-Bi）核破砕ターゲットに当て、そこで生じる核破砕中性子を用いて、燃料領域の MA を短寿命核種に核変換します。

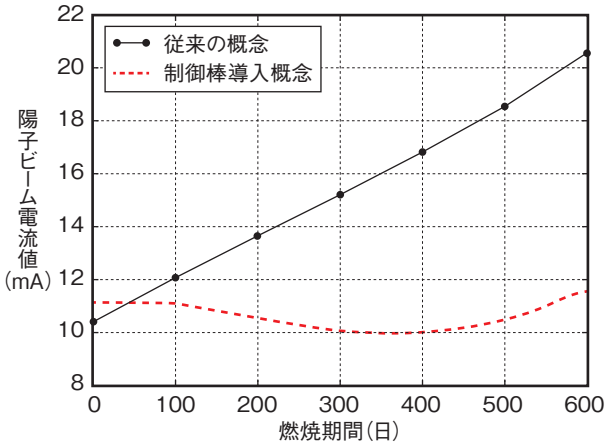


図 4-23　制御棒を導入した ADS の燃焼期間中の陽子ビーム電流値の変化
これまでの概念（黒実線）では燃焼期間終わりの陽子ビーム電流値は 20 mA ほどでしたが、制御棒を導入することで（赤破線）12 mA 以下に抑えることが可能となり、ビーム窓の設計条件が緩和されました。

高レベル放射性廃棄物地層処分時の負担軽減を目的として、長寿命放射性核種を短寿命化する「核変換技術」の研究を進めています。この技術が実現すれば、高レベル放射性廃棄物の処分場をコンパクトにし、放射能が天然ウラン鉱石のレベルまで減衰するのに要する時間も、数万年から数百年に短縮することが期待できます。私たちは半減期が長く、毒性の強いマイナーアクチノイド（MA）の核変換を集中的に行う方法として、「加速器駆動システム（ADS）」の研究開発を行っています。

ADS は加速器と MA を主成分とした燃料で構成される未臨界炉を組み合わせた核変換システムであり（図 4-22）、MA を効率的に核変換することができますが、多くの研究課題があります。その中でも、加速器と未臨界炉の境界（ビーム窓）の設計は、ADS の成立性を考える上で非常に重要な課題です。

ビーム窓の設計で重要なポイントとなるのが、陽子ビームによる発熱です。燃焼期間中、未臨界炉を一定の出力で運転するためには、徐々に陽子ビーム電流値を上げていく必要があります。この上昇を抑えるため、未臨界度調整機構を導入した新たな ADS 概念の検討に着手しました。本研究では、既存の原子炉で使用実績がある制御棒を、未臨界度調整機構として取り上げました。これまでの ADS 核設計に用いてきた解析ツールは、比較的単純な体系を対象としていたため、局所的に大きな中性子吸収を行う制御棒を動かしながら解析を行う機能がありませんでした。

そこで、私たちが開発した汎用炉心解析システム MARBLE を基に、新たに ADS3D システムを整備しました。ADS3D は、三次元体系を対象として、決定論的手法に基づく中性子輸送計算，燃焼計算，燃料交換を行うシステムであり、制御棒を用いた炉心計算にも対応しています。

ADS3D により、制御棒を導入した ADS 炉心を解析した結果を図 4-23 に示します。これまでの概念では、陽子ビーム電流値が燃焼期間の終わりに 20 mA となるため、20 mA の発熱条件でビーム窓の設計を行っていました。今回、制御棒を導入することで、陽子ビーム電流値を最大 12 mA に抑えることが可能であることが示されました。これにより、ビーム窓の発熱条件が緩和されたことから、引き続き成立性の高いビーム窓の概念検討を行う予定です。

●参考文献
Sugawara, T. et al., Development of Three-Dimensional Reactor Analysis Code System for Accelerator-Driven System, ADS3D and Its Application with Subcriticality Adjustment Mechanism, Journal of Nuclear Science and Technology, vol.53, issue 12, 2016, p.2018-2027.

4-12 高レベル廃液から有用レアメタルを回収
－回収が難しいロジウムをイオン交換樹脂により分離－

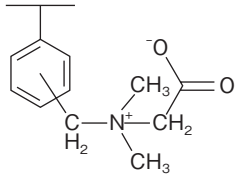
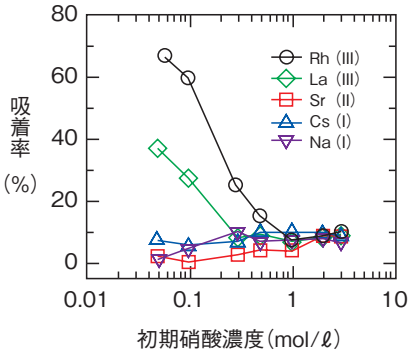
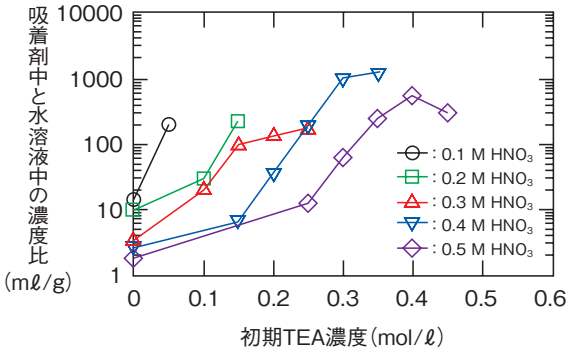


図 4-24　両性イオン交換樹脂 AMP03 の分子構造
イオン交換性を有する官能基が架橋ポリスチレンに化学結合した構造を有します。官能基の中に正電荷と負電荷を有する両性イオン交換樹脂です。構造中にP，S などの使用後の焼却処理によって固体として残る成分がなく、分離プロセスからの二次廃棄物発生量の抑制の点でも優れています。



実験条件
[Rh(III)]＝0.10 mmol/ℓ，[La(III)]＝0.072 mmol/ℓ，
[Sr(II)]＝0.12 mmol/ℓ，[Cs(I)]＝0.075 mmol/ℓ，
[Na(I)]＝0.43 mmol/ℓ，液量＝1.0 mℓ，
AMP03＝0.099 g，振とう時間＝60 分

図 4-25　AMP03 によるイオン吸着特性
硝酸水溶液中の各イオンの抽出率(A.R.，%)を示しました。特に初期硝酸濃度 0.1 mol/ℓ 程度では、Rh(III) イオンを非常に選択的に吸着する性能を有します。



実験条件
[Rh(III)]＝0.10 mmol/ℓ，液量＝1.0 mℓ，
AMP03＝0.099 g，振とう時間＝60 分

図 4-26　AMP03 による Rh(III) の吸着特性
硝酸水溶液中にトリエチルアミン(TEA)を共存させた条件において、Rh(III) イオンの吸着性能を確認しました。全ての硝酸濃度条件において、TEA の添加が Rh(III) 吸着の促進に有効であることを示しています。

再処理工場においてウラン(U)及びプルトニウム(Pu)を回収した後に発生する高レベル廃液には非常に多くの種類の元素が含まれ、その中にはレアメタルとして有用な元素も存在します。価格が高く産業利用において不可欠な元素が、高レベル廃液から利用可能な形態で回収できれば、資源戦略上の価値が高いと考えられます。こういった元素として白金族元素があり、高レベル廃液にはパラジウム(Pd)，ロジウム(Rh)，ルテニウム(Ru)が含まれ、これらは自動車の排ガス処理の触媒として必要不可欠なものとして知られています。これらのうち、Rh は高レベル廃液に 0.01 ～ 0.3 mmol/ℓ 含まれています。高レベル廃液中の Rh は、半減期 2.9 年の ^{102}Rh と半減期 0.57 年の ^{102m}Rh が含まれていますが、大部分は安定同位体の ^{103}Rh です。高レベル廃液からの有用金属の回収を検討する場合には放射性同位体の存在が問題となりますが、Rh は長半減期の放射性同位体が存在せず、適切な期間、保管することによって短半減期の放射性同位体が減衰して安定同位体のみとなり、十分な純度で分離することで産業利用が可能となります。

高レベル廃液は硝酸溶液であり、その濃度は高く、このような条件において有効に Rh を分離できる抽出剤や吸着剤は知られていませんでした。また、高レベル廃液からの分離回収プロセスを検討する場合には、分離の過程で生じる二次廃棄物の低減も考慮する必要があります。私たちは、従来、糖類の脱塩などに利用されていた両性イオン交換樹脂の一つである AMP03 が、このような条件において Rh を有効に分離回収可能であることを見いだしました。このイオン交換樹脂の基本構造を図 4-24 に示します。正電荷と負電荷を持つ官能基が架橋ポリスチレンに化学結合で固定された構造を有しています。また、構成元素に分解処理した後に固体廃棄物となるリン (P) や硫黄 (S) が含まれません。したがって、使用後は焼却処理して完全にガス化することが可能であり、処理プロセスからの二次廃棄物の発生量は最小限となります。図 4-25 に硝酸濃度と各元素の吸着率を示します。Rh の吸着に高い選択性を有しています。また図 4-26 のように、廃液にトリエチルアミン (TEA) を添加することで、Rh の吸着を著しく促進させる効果を見いだしました。

今後、高レベル廃液のより合理的な処理法を目指し、これらの知見を基に研究を進めていきます。

●参考文献
Suzuki, T., Matsumura, T. et al., Recovery of Rhodium(III) from Nitric Acid Solutions using Adsorbent Functionalized with *N,N,N*-Trimethylglycine, Bulletin of the Chemical Society of Japan, vol.89, no.5, 2016, p.608-616.

4-13 使用済 MA 核変換用燃料の処理方法の確立を目指して
ー乾式再処理法によるマイナーアクチノイド(MA)窒化物燃料処理技術の開発ー

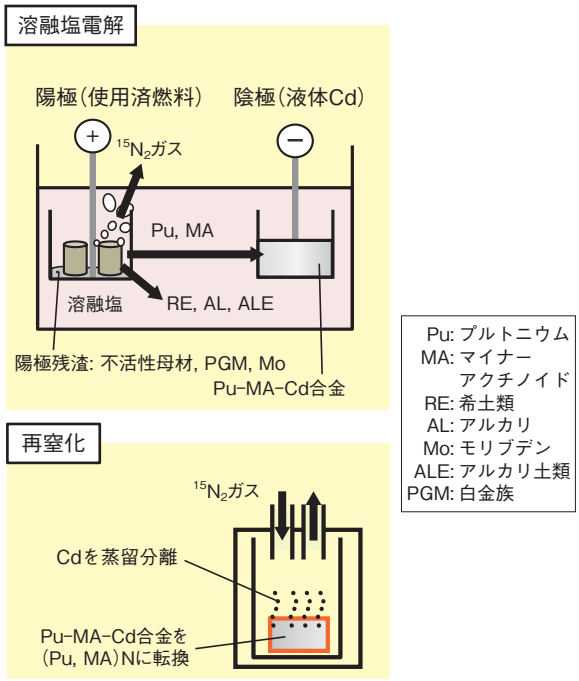


図 4-27　乾式再処理法による MA 窒化物燃料処理技術の概略
溶融塩電解法により、陽極で使用済 MA 窒化物燃料中の Pu 及び MA を溶融塩中に溶解し、液体カドミウム(Cd)陰極でそれらの元素を FP 元素と分離して選択的に回収します。液体 Cd 中に回収した Pu 及び MA は窒化物に再転換し、燃料として使用します。

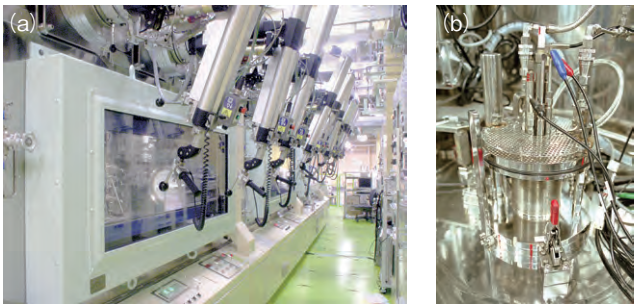


図 4-28　MA 窒化物燃料乾式再処理技術研究用の設備・装置
比放射能の大きな Am 試料を用いた試験は、不活性ガス雰囲気の (a) ホットセル・グローブボックス試験設備「TRU 高温化学モジュール」の (b) 溶融塩電解槽などを用いて行いました。

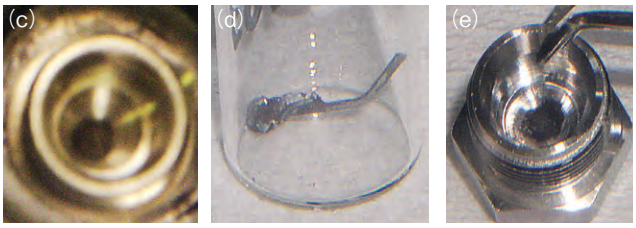


図 4-29　試験で得られた Am 化合物及び合金試料の外観
(c) Am 窒化物ディスク状試料(直径約 4 mm, 厚さ約 1 mm)を用いた溶融塩電解試験によって、液体 Cd 陰極中に Am を回収しました。また、溶融塩電解で得られた (d) Am-Cd 合金を原料として、(e) Am 窒化物粉末の調製に成功しました。

分離変換技術は、原子力発電で発生する高レベル放射性廃棄物中の元素を、化学的性質と利用目的に応じて分離し、長半減期核種を短寿命核種または安定核種に核変換することによって、放射性廃棄物の減容化・有害度低減を行うもので、放射性廃棄物地層処分の負担軽減に寄与することが期待されています。

私たちは、長半減期核種であるマイナーアクチノイド(MA: ネプツニウム(Np), アメリシウム(Am), キュリウム(Cm))を、加速器駆動システム(ADS)を用いて核変換する技術の研究開発を行っています。本技術では、加速した陽子ビームの金属ターゲットへの衝突で発生する中性子を、MA を含む未臨界炉心に連続的に供給し、核分裂連鎖反応を持続して核変換を行います。効率的な核変換のため、中性子との反応断面積が小さい元素を不活性母材としたウランを含まない MA 窒化物燃料を、炉心内に配置する燃料の第一候補としています。これまでの研究で、約 2 年間の使用期間中に燃料中の約 20% の MA を核変換することが可能であることが分かっています。さらに、使用済燃料中に残る MA を分離回収し、燃料として再使用することによって、より多くの MA を核変換する方法が検討されていますが、これを実現するためには、使用済 MA 核変換用燃料の処理方法を確立することが必要です。

そこで、私たちは、高速炉用金属燃料の再処理技術として開発されている乾式再処理法に着目して研究開発を進めています (図 4-27)。本技術では、耐放射線性・耐熱性の高い溶融塩や液体金属を溶媒として使用するため、高濃度で MA を取り扱うことが可能です。また、燃料中に含まれる高濃縮窒素 15 (^{15}N) を回収し、燃料製造時に再利用することが可能であるという利点もあります。一方、吸湿性の塩を使用するため、不活性ガス雰囲気での処理が必要という課題があります。

これまでに、実験室規模のプルトニウム(Pu)及び MA(Np, Am)試料を用いた試験 (図 4-28, 図 4-29) によって、主要な要素技術の成立性の見込みを得ました。また、MA と Pu の挙動がよく似ているため、これらの分離が困難であるという核拡散抵抗性の観点からの利点も確認しました。現在は、使用済 MA 核変換用燃料中に含まれる不活性母材元素 (ジルコニウム(Zr)やチタン(Ti)) 及び核分裂生成物 (FP) 元素の挙動を詳細に評価するとともに、乾式再処理技術を工学的規模で実現するための研究開発を行っています。

●参考文献
Hayashi, H. et al., Pyrochemical Treatment of Spent Nitride Fuels for MA Transmutation, Science China Chemistry, vol.57, issue 11, 2014, p.1427-1431.

5 量子ビーム応用研究

量子ビーム施設を活用して科学技術イノベーションの創出に貢献

原子力機構では、科学技術基本計画等に基づき量子ビーム応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。具体的には、大強度陽子加速器施設 J-PARC，イオン照射研究施設 TIARA，高強度レーザー J-KAREN，大型放射光施設 SPring-8 のビームラインなどの様々な量子ビーム施設群を活用して、(1) 中性子施設・装置の高度化や、中性子等を利用した原子力科学，物質・材料科学，生命科学等に係る先端的な研究、(2) 荷電粒子，光量子等の量子ビームの発生・制御・利用に係る最先端技術の開発と、これらのビームの優れた機能を総合的に活用した先導的な研究を行っています。本章では、こうした原子力機構での様々な量子ビーム応用研究の成果を紹介します。

1. 中性子施設・装置の高度化と中性子利用研究等

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。2015 年度は、総合研究基盤施設（J-PARC 研究棟：図 5-1）の使用を開始し、実験試料環境機器の開発・調製や研究交流の場としてユーザーの利便性を格段に向上させました。加速器では、2013 年の事故以来停止していたハドロン実験施設へのビーム供給を再開し、ニュートリノ実験施設へのビーム供給も併せて、ほぼ計画どおりに運転を行いました。MLF では、陽子ビーム強度を前年度の 300 kW から 500 kW に増強しましたが、中性子標的容器に 2 回の不具合による停止があったため、運転時間が当初計画よりも減少しました。しかし、中性子実験装置 19 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研究分野で実験課題が行われたほか、アジア・オセアニア中性子スクール等、国際的な人材育成プログラムも実施されました。本章では、加速器に関する成果（トピックス 5-1，5-2）と MLF に関する成果（トピックス 5-3，5-4）を紹介します。

また、研究用原子炉 JRR-3 等の定常中性子源の特徴を活かした中性子利用技術を発展させ、構造と機能の相関解明に基づく先端材料開発や大型構造等の強度信頼性評価に応用する研究を行っています。さらに、マイナーアクチノイド（MA）分離等のための新規抽出剤の開発や土壌等への放射性物質の吸脱着反応メカニズムの解明等を行い、廃炉・廃棄物処理や安全性の向上に貢献しています（トピックス 5-5 ～ 5-8）。

2. 最先端量子ビーム技術開発と量子ビーム科学研究

高崎量子応用研究所は、産業応用を目指した環境・エネルギー材料，医療・バイオ技術の研究開発のため、サイクロトロン及び 3 基の静電加速器から成るイオン照射研究施設 TIARA と電子・ガンマ線照射施設を原子力機構内外の利用に供しています。また、イオンビームの発

図 5-1　総合研究基盤施設（J-PARC 研究棟）
地上 4 階建てで、居室，各種実験準備室，計算機室，会議室等のほか、実験利用者等の相互交流を目的とした吹き抜けの広場や談話スペースがあります。

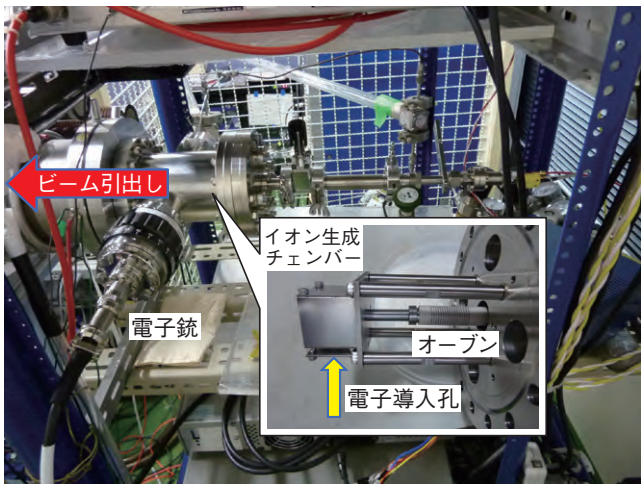


図 5-2　テスト用イオン源
電子付着方式で C_{60} 分子の負イオンを生成する装置です。

生・制御・計測に係る技術として、イオンビームを効率的に加速・輸送するためのビーム診断機器や大面積均一ビーム形成・照射技術等を開発するとともに、三次元大気 μPIXE 分析（トピックス 5-9）や三次元微細加工等のイオンビーム応用技術の開発を行っています。2015 年度は、MeV 級エネルギーのフラーレン（C_{60}）イオンビームの生成・加速技術とその利用技術の開発の初年度として、タンデム加速器用の数百 nA 級 C_{60} 負イオン源の概念設計及びテスト用イオン源(図 5-2)の試作を行い、高強度の負イオン生成条件を明らかにしました。

関西光科学研究所木津地区では、世界トップクラスの高強度レーザーなどの技術開発を基盤として、電子やイオンのレーザー加速など学術の最先端を目指した研究やイノベーションの創出に向けたレーザーの産業・医療応用に関する研究を行っています。2015 年度は、高度化を進めていた J-KAREN-P レーザー(図 5-3)の最終段増幅器の開発を完了し、PW 級出力に必要なエネルギーを 0.1 Hz の繰り返し動作で発生することに成功しました（トピックス 5-10)。また、内閣府の戦略的イノベーション創造プログラム(SIP)の一環として実施したレーザーによるトンネルコンクリートの健全性検査の高速化では従来の 50 倍での高速検査に成功しました(図 5-4)。

図 5-3　高度化調整中の J-KAREN-P レーザー
0.1 Hz の高繰り返し動作で世界トップクラスの 1 PW のピークパワーを実現します。

関西光科学研究所播磨地区では、大型放射光施設 SPring-8 に保有する原子力機構専用ビームラインを利用して、物質・材料の研究に必要な最先端解析技術の開発を進めています。また、施設供用制度や文部科学省委託事業「ナノテクノロジープラットフォーム」を通して、外部研究者による量子ビームテクノロジー分野の研究開発も支援し、全ユーザータイムの 28％を外部利用に供しました。

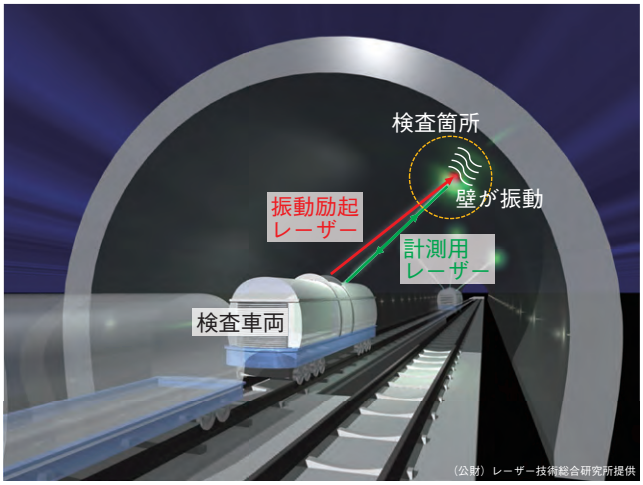


図 5-4　レーザー欠陥検出法のイメージ
レーザーを用いることで、遠隔・非接触で短時間にコンクリート内部の欠陥を検知できます。

原子力機構では、これらの量子ビーム施設群を駆使して、治療及び診断に役立つ放射性核種の製造や生体高分子の立体構造等の解析技術の開発を進めています（トピックス 5-11，5-12)。また、放射線の生物作用機構解明に必要な解析・評価手法の開発も行っています（トピックス 5-13)。これらの研究開発により、健康長寿社会の実現，生物・地域資源の創出及び我が国の農林水産業の強化への寄与を目指しています(トピックス 5-14)。

物質・材料分野では、荷電粒子・ラジオアイソトープ（RI）等を利用して、先端機能材料創製技術や革新的電子デバイスを実現するスピン情報制御・計測技術等の研究開発に取り組んでいます(トピックス 5-15，5-16)。また、産業応用に向けて、レーザー及びレーザー駆動の量子ビームによる物質検知・振動計測，微量核種分析，同位体選択励起及び元素分離技術の高度化を進めています(トピックス 5-17，5-18)。さらに、放射光と計算科学を活用して、水素貯蔵材料をはじめとする環境・エネルギー材料等の構造や品質，機能発現機構等の解析・評価手法の開発を推進しています（トピックス 5-19)。

本章以外にも、東京電力福島第一原子力発電所事故の復旧・復興に係る量子ビーム応用研究の成果については、第 1 章トピックス 1-13 及び 1-14 を参照ください。

量子ビーム応用研究の一部（本稿 2 節に記した研究開発）は、2016 年 4 月に国立研究開発法人量子科学技術研究開発機構(QST)に引き継がれ、量子ビーム応用研究センターは物質科学研究センターになりました。

5-1 大強度陽子ビームの高精度軌道コントロールを実現
ー電流リップルを抑制した新しいパルス電源の開発ー

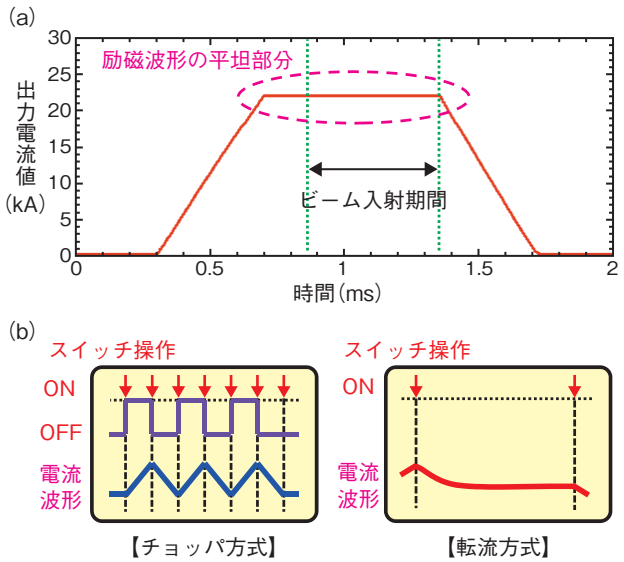


図 5-5 (a) パルス電源による台形型の励磁波形と (b) 電源の回路方式で異なる電流波形の形成方法（チョッパ方式: 青，転流方式: 赤）
(a) パルス電源による電磁石に励磁する台形型の電流波形を示しています。ビーム軌道を固定するためには、ビーム入射期間中の波形が平坦な形でかつノイズがないことが理想です。
(b) 電源の回路方式において、チョッパ方式はスイッチ操作に起因した電流リップルが励磁波形に必ず生じます。しかし、転流方式ではスイッチ操作の回数を制限することができるため、電流リップルの発生を抑制することができます。

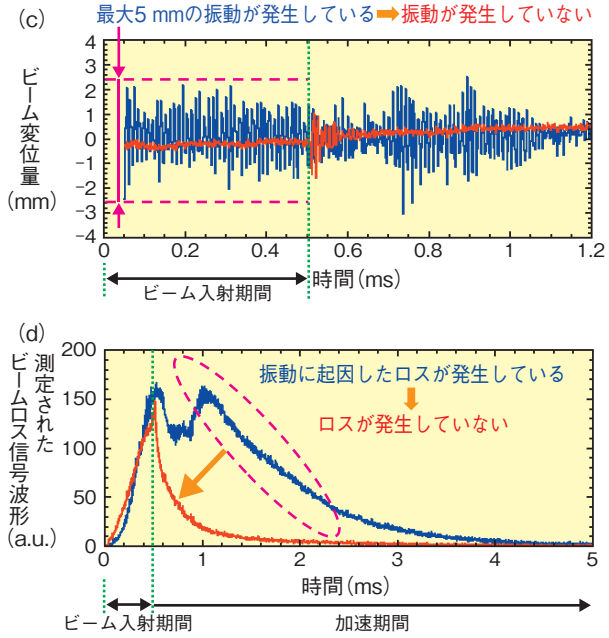


図 5-6 (c) ビーム軌道の変位量と (d) 発生したビームロス信号波形（550 kW 大強度ビーム加速試験結果。チョッパ方式: 青，転流方式: 赤）
(c) ビーム軌道の振動はビーム入射期間中に最大 5 mm 発生していましたが、転流方式の電源ではビーム軌道の変位量がほぼゼロとなり、ビーム振動は発生していません。
(d) 発生したビームロスが転流方式の電源を使用すると発生していないことを示しています。

J-PARC の 3 GeV シンクロトロン加速器は、円形軌道のリングに入射した陽子を、周回を繰り返して 3 GeV まで加速させ出射します。この入射と出射を 25 Hz の速い繰り返しで行い、1 MW の大強度陽子ビームを生成します。この加速器の入射部では、パルス電磁石による台形型の励磁波形の平坦部分（図 5-5 (a)）で入射ビームの軌道を固定し、大強度ビームの生成に必要な多くの粒子を周回ビームに合流させます。

これまでのパルス電源は、半導体スイッチの ON/OFF 操作の繰り返しにより励磁波形の形成を行うチョッパ方式を主回路に採用していました（図 5-5 (b) 左）。この方式は任意な波形変更が可能であり、大強度ビームの加速試験において様々な入射パラメータを実現するなど非常に良い結果をもたらす一方で、スイッチ操作に起因した電流リップルが必ず発生します。その結果、近年、陽子ビーム強度が増加する過程で、励磁波形に生じる連続した電流リップルがビーム振動を誘発し（図 5-6 (c) 青）、不安定になったビームが加速途中にビームロスを引き起こす事象が生じました（図 5-6 (d) 青）。

そこで私たちは、コンデンサの充放電特性を利用する転流方式を採用すれば、電流の出力を切り替えるときのみスイッチ操作を行うため、電流リップルの発生回数を必然的に抑制することが可能であることに着目しました（図 5-5 (b) 右）。転流方式の電源では、コンデンサの容量で電流波形の形状が限定されるため、様々な入射パラメータを必要とする 3 GeV シンクロトロン加速器で採用するには、出力電流波形の調整方法が課題となります。特に、励磁波形の立ち上がり時間を変更すると、渦電流効果で平坦部に歪みが生じます。

今回私たちは、転流方式の基本となるコンデンサの容量を決定するため、負荷の特性を正確に把握して等価回路モデルを構築し、回路シミュレーションによる解析を実施しました。また、出力電流波形を調整することのできる新しい補正回路を考案し、高いフラットトップ平坦度を実現しました。さらに、電流リップルの低減を確実に実現するため、主回路の電流経路による高周波ノイズの低減に努めました。

これらの結果、様々な入射パラメータへの対応を可能にするとともに、振動がない高精度軌道コントロールを実現し（図 5-6 (c) 赤）、ビームロスの大幅な低減を実証しました（図 5-6 (d) 赤）。これにより、1 MW 大強度陽子ビームの安定した利用運転の実現に見通しをつけました。

●参考文献
Takayanagi, T. et al., Comparison of the Pulsed Power Supply Systems using the PFN Switching Capacitor Method and the IGBT Chopping Method for the J-PARC 3-GeV RCS Injection System, IEEE Transactions on Applied Superconductivity, vol.24, no.3, 2014, p.3800905-1-3800905-5.

5-2 大強度ビームの新しいチューニング方法を確立
－ビームロス低減を目指した位相拡がりモニタの開発－

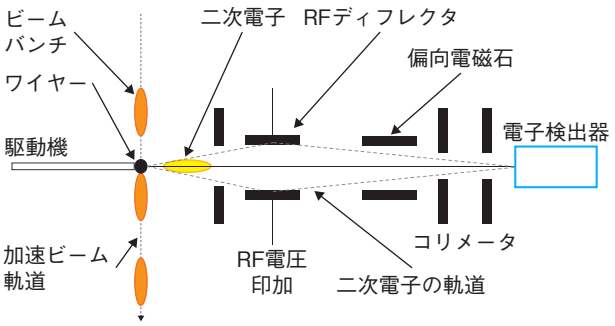


図 5-7　ビーム位相拡がりを検出するバンチシェイプモニタの原理
バンチシェイプモニタは、ワイヤーを付けた駆動機，RF 電圧を印加するディフレクタ，二次電子軌道を調整する偏向電磁石，余剰電子を除去するコリメータ，電子を信号電圧に変換する検出器より構成します。

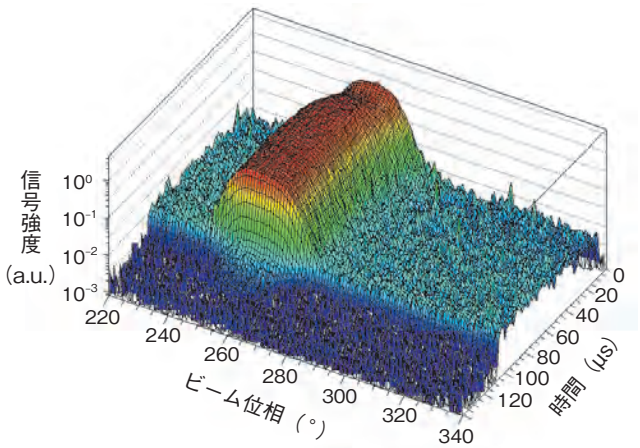


図 5-8　リニアックピークビーム電流 15 mA のときのビーム位相波形
ビームは図の右奥から左下に向かって進行します。山の形（拡がり方）が重要な位相情報です。

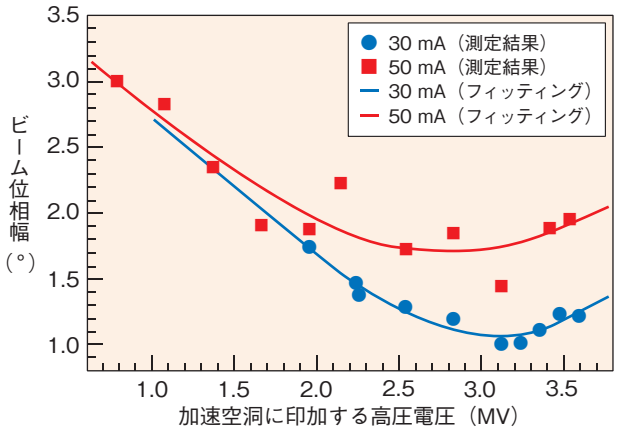


図 5-9　加速空洞への印加電圧に対するビーム位相幅の変化
ピークビーム電流が 30 mA と 50 mA の場合の、バンチシェイプモニタの上流に設置したチューニング用加速空洞に印加する高圧電圧とビーム位相幅の実測値（青い丸, 赤い四角）とそのフィッティング結果（実線）を示します。印加電圧を上げると RF の電場が大きくなり、位相幅が小さくなります。

J-PARC 加速器施設の最上流部にあるリニアックでは、負水素イオン（H^-）ビームを、エネルギーに応じた複数の種類の加速空洞を用いて 400 MeV まで加速します。ここでは、高周波（RF）に対するビーム重心の位相を測定するモニタを用いて、RF の位相設定値を決定しています。J-PARC のような大強度の加速器では、加速できなくなって散逸した粒子（ビームロス）による機器の放射化を低減することが重要です。リニアックの前段部では加速周波数 324 MHz，下流の高エネルギー部ではその 3 倍の 972 MHz を使用していますが、周波数がジャンプする場所では、位相の絶対値だけでなく位相幅までを含む調整が、ビームロス低減のカギとなります。そこで私たちは、H^-ビームの位相拡がりを測定するバンチシェイプモニタを開発し、運転中に発生するビームロス量を 1 W/m より小さくするチューニング方法を確立しました。

図 5-7 にバンチシェイプモニタの原理を示します。このモニタでは、駆動するホルダーの端に取り付けた金属ワイヤーに加速した H^-ビームを衝突させ、二次電子を放出させます。この二次電子は元のビーム位相情報を持っているので、RF ディフレクタの位相変化による二次電子の強度分布が得られ、H^-ビームの位相幅を得ることができます。図 5-8 にビーム位相と信号強度の例を示します。時間方向の長さは、パルス幅（ここでは 100 μs）を示します。この図の 1 μs ごとの分布の標準偏差から位相幅を求めます。図 5-9 にバンチシェイプモニタの上流側に設置した、チューニング用加速空洞の印加電圧に対する位相幅の変化を示します。光のレンズと同様に、印加電圧を上げると RF から H^-ビームが受ける力が大きくなり、焦点を結ぶように位相幅が小さくなります。この幅が最小となる焦点の位置は、電圧が増加するにつれて加速空洞側に近づきます。しかし、電圧が大きすぎると過焦点が生じ、位相幅が拡がって見えます。図のような曲線を、シミュレーションで得た位相幅と比較し、最適な印加電圧を求めることで、ビームロス量が 1 W/m を下回るチューニングに成功しました。

同じ原理に基づくバンチシェイプモニタは、世界各国の大強度加速器で使用されています。J-PARC では、世界に先駆けて大強度ビーム運転時の位相幅測定に積極的に使用し、周波数変化によるビームロスを低減する印加電圧を求めるなど、この計測による新しいチューニング方法を確立し、ビームロス量を低減したことで、大強度ビーム運転を実現しています。

●参考文献

Miura, A. et al., Bunch Shape Measurement of 181 MeV Beam in J-PARC Linac, JPS Conference Proceedings, vol.8, 2015, p.011003-1-011003-6.

5-3 液体金属中に小さな泡をつくり衝撃低減に成功
ー世界一の核破砕中性子源を目指した水銀中微小気泡発生装置の開発ー

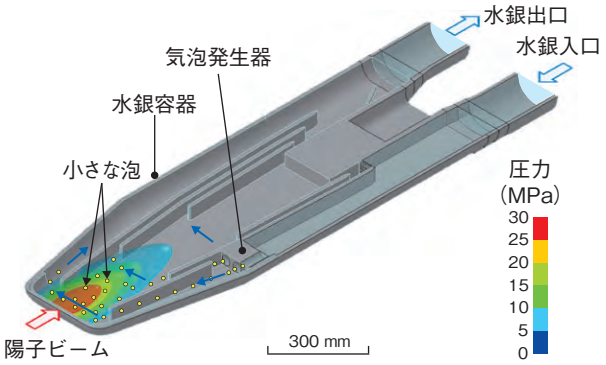
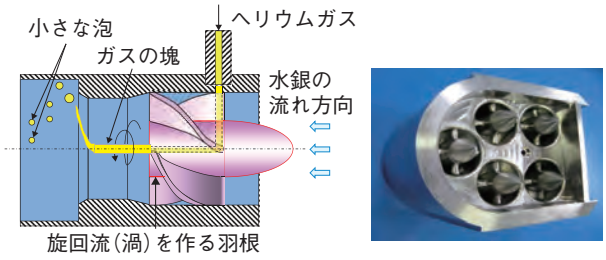


図5-10　陽子ビーム入射により水銀中に初期圧力が発生する概念図
水銀が内部を流動する水銀容器では、1 MW のパルス陽子ビームが水銀に入射すると、最大約 40 MPa の圧力が水銀中に発生します。



(a) 気泡発生器(単体)　(b) 実機の気泡発生器

図5-11　旋回流型気泡発生器
(a) 液体金属の渦により、ガスを粉砕して小さな泡をつくります。(b) 渦の方向が交互になるように複数の発生器を配置して、泡の合体を防止します。

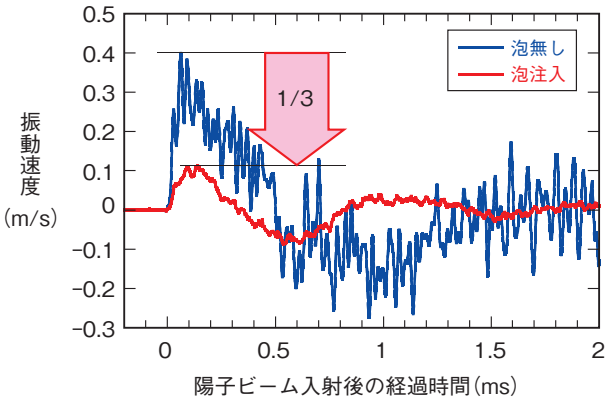


図5-12　水銀容器の負荷に対する小さな泡の効果
小さな泡を注入した水銀容器に 300 kW の陽子ビームを入射した場合、水銀容器に発生する振動速度が 1/3 に低減することを、レーザー振動計を用いて実証しました。

J-PARC の核破砕中性子源では、パルス陽子ビーム(パルス幅: 1 μs, 繰り返し: 25 Hz, 出力: 1 MW)を水銀標的に入射して中性子を発生させ、その中性子を最先端の物質研究・材料研究等に供しています。水銀をステンレス製の水銀容器に包含しますが、水銀中では陽子ビームの入射で急激に温度が上昇し圧力が高まります(図 5-10)。この圧力に起因し、水銀容器のビームが入射する尖頭部では、最大 150 MPa の応力が繰り返し発生するとともに、キャビテーションによる壊食が起こることが予測されたため、疲労破壊の防止と壊食抑制の観点から、発生圧力を低減することが課題でした。

この解決策として、私たちは水銀中に入れたヘリウムガスの泡の変形で水銀の熱膨張を吸収することを着想しました。このとき、大きな泡は固有振動数が低く、水銀の熱膨張を吸収できないため、半径 100 μm 以下の泡を流動する水銀中につくることが重要な課題でした。

細いノズルで泡を注入する方法では、水銀の濡れ性が悪いため、ヘリウムガスがノズルに付着し、数ミリメートルの大きさの泡しか水銀の中に入りませんでした。そこで、新たに旋回流型の気泡発生器を開発しました(図 5-11)。この方法では、円筒の中に水銀の渦(旋回流)をつくり、出口における渦の速さと圧力の半径方向の変化を利用して、ガスの塊を粉砕して小さな泡をつくります。また、気泡発生器の下流に残る水銀の渦で泡が合体しないように、複数の気泡発生器を、回転方向が交互になるように並べて、渦を消す独自の工夫を凝らしました。さらに、水銀中に渦をつくる羽根の角度と生成される泡の大きさの関係を実験的に調べ、水銀流動用ポンプへの負荷も考慮して、最適な形状を決定した結果、半径 90 μm の泡の生成に成功しました。

開発した気泡発生器を水銀容器に設置し、図 5-12 に示すように、小さな泡を入れた場合の水銀容器の振動速度が、泡のない場合に比べて 1/3 程度に低減することを実証しました。これは、陽子ビーム出力 1 MW 運転時に、容器に発生する応力が 150 MPa から 50 MPa 程度に低下することに相当し、疲労破壊を防ぐ条件(90 MPa 以下)を満足します。

今後は、段階的にビーム出力を 1 MW まで上昇させる途上で、実機の容器から試験片を切り出して壊食抑制の効果を定量的に評価しながら、ビーム出力 1 MW を入射できることを実証し、世界一の中性子強度の核破砕中性子源を目指していきます。

●参考文献
Kogawa, H. et al., Development of Microbubble Generator for Suppression of Pressure Waves in Mercury Target of Spallation Source, Journal of Nuclear Science and Technology, vol.52, issue 12, 2015, p.1461-1469.

5-4 単結晶中性子構造解析で物質科学のフロンティアを切り拓く
－特殊環境微小単結晶中性子構造解析装置 SENJU の開発－

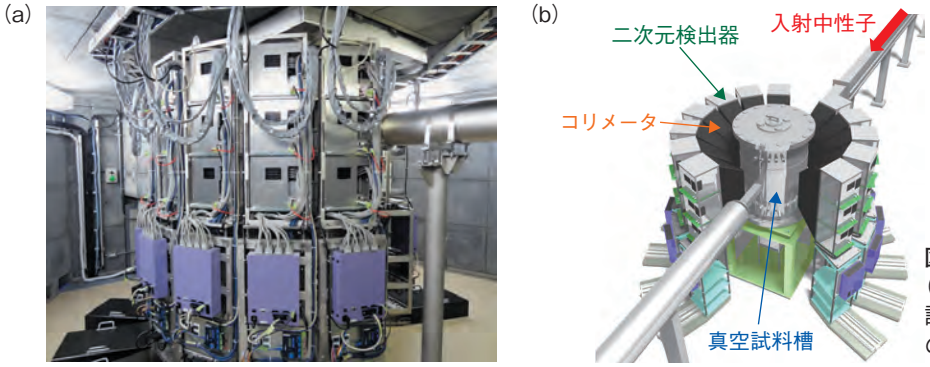


図 5-13 SENJU 本体の写真及び概略図
(a) SENJU 本体の写真，(b) 概略図です。試料を真空試料槽の中に入れ、入射中性子の散乱を二次元検出器で捉えます。

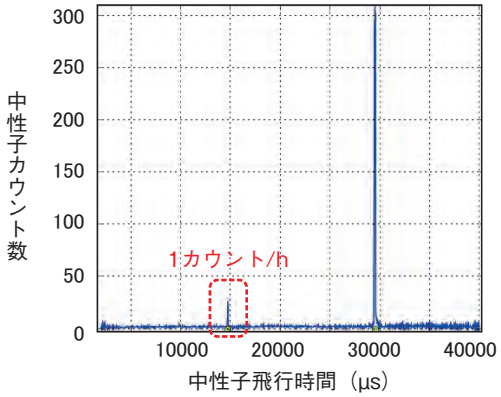


図 5-14 SENJU で捉えたタウリンの散乱シグナル
大きさ0.1 mm^3 のタウリン単結晶からの散乱データの一部です。1 時間あたり 1 カウントという微弱なシグナルを有意なピークとして捉えています。

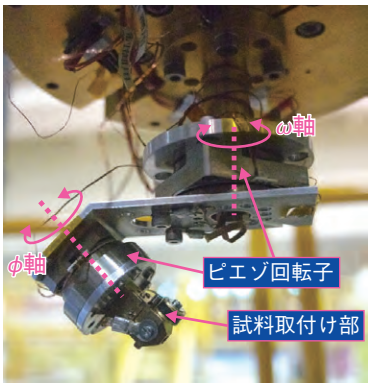


図 5-15 SENJU 用試料回転台
アルミニウムロッドの先端に付けた試料結晶を試料取付け部にセットします。ピエゾ回転子を使うことで、低温下でも試料を ω，φ の 2 軸で回転できます。

単結晶中性子構造解析法は、結晶中における水素原子や磁気スピンの分布を高い精度と信頼性で決定し、物質の構造と機能の関係を明らかにできる強力な分析手法です。しかし、これまでは数ミリ角という巨大な単結晶試料の調製が必要となり、解析可能な試料は大きく制限されてきました。これに対して私たちは、J-PARC 物質・生命科学実験施設の大強度中性子を最大限生かすことで、従来の 1/10 以下である 0.1 mm^3 程度の単結晶でこの手法を実現し、加えて低温下に代表される特殊環境下での測定をも可能とした実験装置である特殊環境微小単結晶中性子構造解析装置「SENJU」の開発に成功しました。

SENJU では真空試料槽の採用やコリメータ形状の工夫によって入射中性子由来のバックグラウンドを極力排したことで、微小な単結晶試料からの微弱なシグナルを確実に捉えられます。また、試料周りの広い空間を図 5-13 のように 37 台の二次元検出器で囲うことで、試料から散乱される中性子を効率的に検出できます。大強度中性子に加えてこれらの装置としての特徴が、SENJU で微小単結晶の構造解析を実現する鍵となりました。

実際の測定の例として、図 5-14 に標準試料の一つであるタウリンの 0.1 mm^3（φ0.6 mm）の単結晶試料からのシグナルを示します。このシグナルは 1 時間あたり 1 カウント以下と非常に微弱ですが、バックグラウンドに対して明確に有意なピークとして観測できています。このような微弱なピークを 7 日間で 980 本観測し、それらをもとに水素原子を含むタウリン全原子の立体構造決定に成功しました。

さらに SENJU では、真空，低温環境下で動作するピエゾ回転子を用いた試料回転台（図 5-15）を新たに開発することで、10 K 以下の低温環境下でも構造解析用データの測定に必要な試料の 2 軸回転を実現しました。従来の類似の装置では低温下での試料結晶の回転は 1 軸のみに限られ、構造解析に必要なシグナルの一部しか測定できなかったのに対し、SENJU では低温下でも構造解析に必要なほぼ全てのシグナルを測定できるようになりました。

SENJU によって単結晶中性子構造解析を実現した微小単結晶のサイズは物性測定に用いるものと同程度です。すなわち、各種物性測定と同一条件、同一結晶で単結晶中性子構造解析手法を活用できる新たな研究環境を整えた点で、SENJU は物質科学研究の大きな飛躍に役立つと考えています。

●参考文献
Ohhara, T. et al., SENJU: A New Time-of-Flight Single-Crystal Neutron Diffractometer at J-PARC, Journal of Applied Crystallography, vol.49, part 1, 2016, p.120-127.

5-5　中性子と磁場の組合せで捉えた磁場下での超伝導体の新特性
－非従来型超伝導体における磁場で増大する反強磁性－

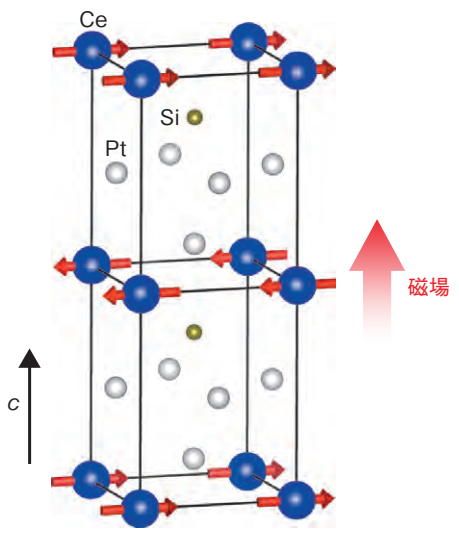


図 5-16　$CePt_3Si$ の結晶及び反強磁性磁気構造と実験の概念
図中の Ce の赤矢印は磁気モーメントを示しています。

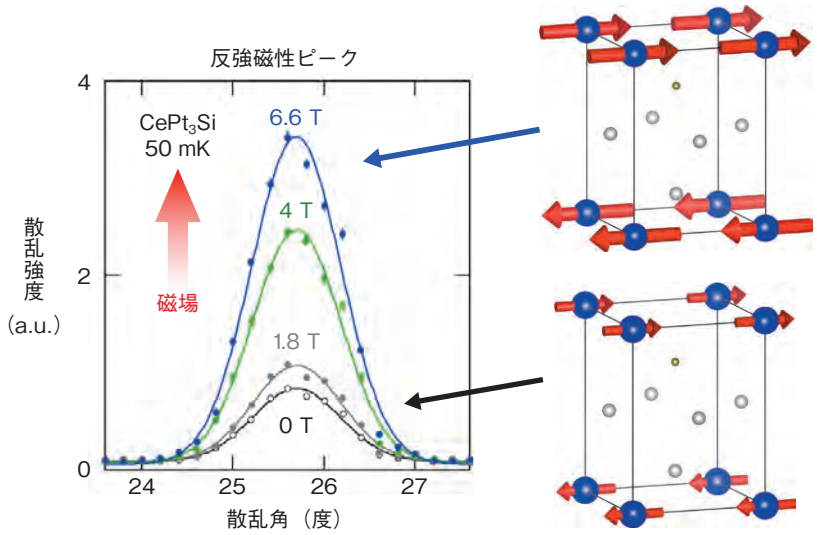


図 5-17　反強磁性ピークの磁場依存性
磁場の印加によって、反強磁性反射強度が大きく増加しています。

超伝導は電子間に何らかの引力が働いて、クーパー対と呼ばれる電子対が形成されることで実現します。この引力の起源として、電子－格子相互作用による格子振動を媒介としたメカニズムが BCS 理論として知られていますが、非従来型超伝導体と呼ばれる物質では、格子振動に代わり、磁気揺らぎが重要であると考えられています。磁気揺らぎは磁気転移が抑制される領域で強くなりますが、実際に多くの非従来型超伝導体は磁気量子臨界点の近くで発見されています。

一方、磁気秩序と超伝導が共存するケースも発見されてきました。そのうち、セリウム(Ce)系で初めてとなる物質が $CePt_3Si$ で、c 軸方向に隣り合う磁気モーメントが反対向きに並ぶ反強磁性秩序の下で非従来型超伝導が実現します（図 5-16）。このような物質では、どのような仕組みで反強磁性秩序と超伝導が共存できるのか、注目が集まっています。

外場を加えてその反応を見ることは、物質の真の姿を引き出す上で、有効な手法です。そこで今回私たちは、強磁場を加えたときの応答を見ることで、$CePt_3Si$ の反強磁性状態を調べることを考えました。中性子散乱は、反強磁性を直接観測できることに加え、その高い透過性から、磁場や低温などの特殊環境下での測定に優れています。そこで磁場下での中性子散乱実験を行うことにしました。実験は、ドイツのヘルムホルツセンターベルリン研究所の V2 及びフランスのラウエ・ランジュバン研究所の IN14 分光器を使用して、超伝導と反強磁性の共存状態である 50 mK という低温で実施しました。隣り合うスピンが反対に並ぶ反強磁性は、一様磁場に対して不安定なため、磁場を強くすることにより消失していくことが一般的です。今回、$CePt_3Si$ の反強磁性状態では、磁場を加えていくことで反強磁性反射強度が 4 倍以上と大幅に増加することを発見しました（図 5-17）。強度の増加は、磁気モーメントの増加を反映しています。磁場によって現れた磁気モーメントの存在は、ゼロ磁場の反強磁性状態で、秩序に加えて未知の磁気成分が隠れている可能性を示すもので、$CePt_3Si$ の反強磁性状態に特有の新たな特徴です。そのため磁気モーメント増加の仕組みを理解することが、$CePt_3Si$ での磁性と超伝導の共存メカニズムの解明に重要な鍵となることが期待されています。

本研究は、原子力機構－フランス原子力庁－欧州超ウラン研究所の 3 者間での超ウラン化合物における研究協力に関する協定に基づいて実施されました。

●参考文献

Kaneko, K. et al., Magnetic-Field-Enhanced Antiferromagnetism in the Noncentrosymmetric Heavy-Fermion Superconductor $CePt_3Si$, Physical Review B, vol.89, issue 24, 2014, p.241105-1-241105-5.

5-6 中性子散乱によるセシウムの分離機構の解明
－π-d 混成軌道の形成による選択分離の実現に向けて－

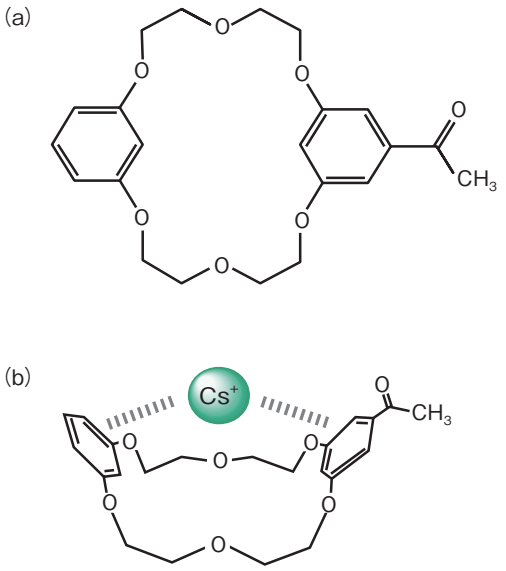


図5-18　ベンゾクラウンエーテルと Cs^+ がつくる錯体構造
(a) は Cs^+ に対して良好な選択性を示すベンゾクラウンエーテル (DB20C6) の化学構造を示しており、(b) は DFT 計算により求められたベンゾクラウンエーテルと Cs^+ がつくる複合体 (DB20C6/Cs^+) の構造を示しています。ベンゼン環の π 軌道と Cs^+ の *d* 軌道の混成で、DB20C6/Cs^+ は DB20C6 よりも回転半径の小さな折れ曲がり構造を形成します。

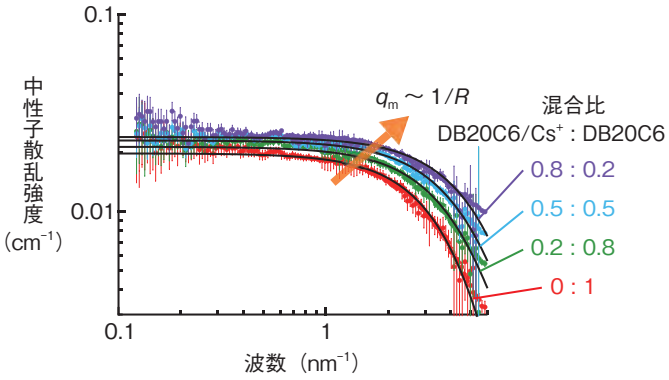


図5-19　DB20C6 と DB20C6/Cs^+ の混合溶液から得られた中性子小角散乱 (SANS) 測定の結果
DB20C6/Cs^+ と DB20C6 の混合比を変化させた 4 種類の溶液 [0.8 : 0.2 (紫), 0.5 : 0.5 (青), 0.2 : 0.8 (緑), 0 : 1 (赤)] による SANS データ (色付きの点) を示します。散乱強度が減少をはじめる波数 (q_m) と溶質の回転半径 (*R*) には反比例の関係が成り立ちます。*R* の小さい DB20C6/Cs^+ の割合が増えるほど q_m が高波数側にシフトすることは、DFT 計算の結果 (実線) と良い一致を示しています。実験は米国オークリッジ国立研究所の核破砕中性子源 (SNS) に設置される装置を用いて行われました。

東京電力福島第一原子力発電所事故以来、放射性セシウム (Cs) による環境汚染, 汚染水の処理, 廃棄物の減容化等が問題になっています。私たちはこれらの問題解決に貢献するため、様々なイオンが混在する溶液からセシウムイオン (Cs^+) を選択的に認識し、分離することができる化合物の開発を進めました。

Cs^+ は、クラウンエーテルと呼ばれる環状の有機化合物で捕捉できることが知られていますが、Cs^+ のみならず同じアルカリ金属イオンであるナトリウムイオン (Na^+) やカリウムイオン (K^+) も同時に捕捉されるため、その選択分離は困難でした。そこで私たちは、クラウンエーテルに類似する様々な化合物について調べたところ、図 5-18 (a) に示すベンゾクラウンエーテルが、Na^+ や K^+ と比較して、1000 倍以上強く Cs^+ を捕捉することが分かりました。この原因を分子構造論的視点で明らかにできれば、さらに捕捉効率の高い試薬の開発に向けた指針を得ることができます。

今回私たちは、密度汎関数理論 (DFT) と中性子小角散乱 (SANS) 法によってそのメカニズムを明らかにする研究を進めました。DFT 計算でベンゾクラウンエーテルと Cs^+ による複合体構造を検討した結果、図 5-18 (b) に示す折れ曲がり構造が得られ、その電子状態を分析すると、ベンゼン環の π 軌道と Cs^+ の *d* 軌道が特異的に混成していることが示されました。*d* 軌道に電子を持たない Na^+ や K^+ ではこのような混成軌道をつくらないことが、Cs^+ に対する高い選択性に寄与していることが分かります。

SANS 法では上記の検証を行いました。本手法は軽元素で構成されるナノスケールの構造を観察するのに適した方法です。Cs^+ とベンゾクラウンエーテルを溶液中で混合すると、図 5-18 (a) と (b) の状態がある割合で形成されます。その割合を系統的に変化させて SANS 測定を行った結果が図 5-19 です。SANS データにおいて、回転半径の小さい折れ曲がり構造を持つ複合体の割合が増えるほど、散乱強度が減少をはじめる波数が高波数側にシフトしていることは、DFT 計算の結果と定性的に良い一致を示しています。さらに、DFT 計算で予想される構造モデルを用いて SANS データを計算したところ、実験結果と定量的に良い一致を得ることができました (実線)。この結果、図 5-18 (b) の構造が証明され、π-*d* 混成軌道の形成が Cs^+ への選択性に強く関与していることが明らかになりました。今後、本研究で明らかにされた特異的な相互作用を利用した分離試薬の開発、実用化が期待されます。

●参考文献
Motokawa, R. et al., Small-Angle Neutron Scattering Study of Specific Interaction and Coordination Structure Formed by Mono-Acetyl-Substituted Dibenzo-20-Crown-6-Ether and Cesium Ions, Journal of Nuclear Science and Technology, vol.53, issue 8, 2016, p.1205-1211.

5-7　温度変化を電気エネルギーに変換
－発電中の強誘電体内部を放射光 X 線回折法で探る－

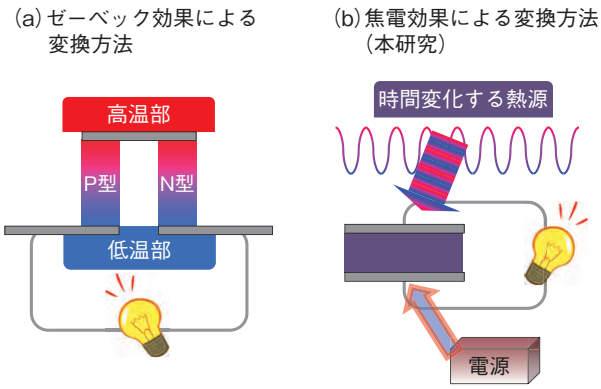


図 5-20　代表的な熱電変換法
(a) ゼーベック効果による空間的な温度勾配を電気エネルギーに変換する方法，(b) 焦電効果による時間的な温度変化を電気エネルギーに変換する方法です。本研究ではさらに、同期した外部電源を用いています。

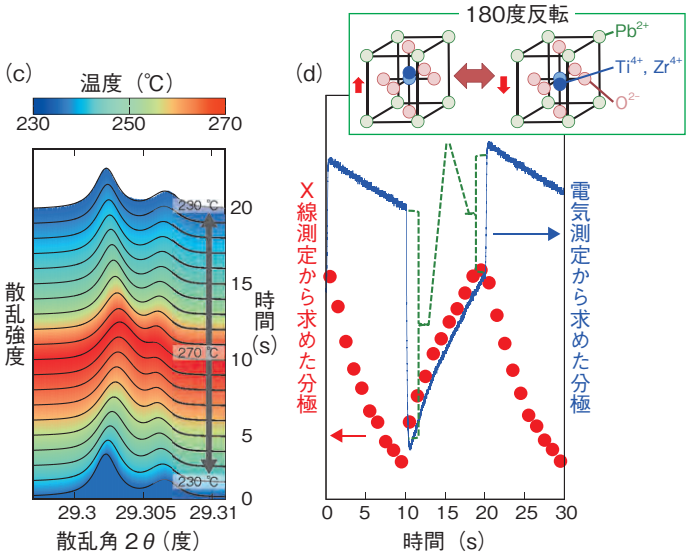


図 5-21　放射光 X 線回折スペクトルと試料の分極
(c) 試料の温度変化に伴う X 線回折スペクトルの変化，(d) X 線測定（赤い丸）及び電気測定（青い線）から求めた試料の分極状態の変化です。右上は 180 度反転時の原子位置の変化を示しています。X 線測定と電気測定の差（緑で示した電気測定の不連続な飛び）が、分極方向の 180 度反転と推測されます。

現代の社会においては、全エネルギー消費のうち有効活用されているのは 1/4 に過ぎず、残りの 3/4 は排熱等の形で放出され、未使用のまま廃棄されてしまっています。この廃棄エネルギーを再利用可能な電気エネルギーに変換する技術の開発は、限りあるエネルギー資源を効率良く活用する省エネルギー社会の実現のためには不可欠です。熱を電気に変換するためには、空間的な温度勾配を利用し、半導体などのゼーベック効果を用いて行う方法が広く研究され、応用もされています（図 5-20 (a)）。しかしこの方法では、性質の似た P 型と N 型 2 種類の素子が必要ですし、効率を上げるためには低熱伝導率かつ高電気伝導率というある意味で矛盾する性質が求められています。一方、排熱は時間変化することも多く、その時間変化を強誘電体（焦電体）の焦電効果を用いて電気エネルギーに変換する方法もあります（図 5-20 (b)）。この方法は 1 種類の材料のみで構成できますが、そのままでは効率は低く留まります。しかし温度変化にうまく同期した外部電場をかけると、入力した電気エネルギーに比べて飛躍的に大きな電力を取り出すことができます。

本研究では特に自動車の排ガスを対象として、排熱の温度変化を利用した発電機構の研究を進めています。実験室内の模擬環境下で、強誘電体の温度変化に同期した外部電場をかけるとともに、回路に工夫を凝らすことで取り出す電力をさらに上昇させることができました。加えて自動車のエンジンから排出される排ガスを用い、現実に利用可能な電力の取出しも確認できました。また、その発電中の強誘電体に放射光 X 線を当てて回折実験を行うことで、強誘電体内部の分極状態の変化を調べることにも成功しました（図 5-21 (c)）。実験は、大型放射光施設 SPring-8 の BL14B1 で行いました。X 線回折の結果と、同時測定した電気測定の結果を比較することで、外部電場による再利用エネルギーの増大には、正方晶の強誘電体内部の分極方向を、90 度ではなく 180 度変える変化が重要であることも分かってきました（図 5-21 (d)）。この結果は、材料開発にフィードバックされてより高効率な素子の実現につながるとともに、将来的には工場など様々な場所の排熱利用に応用されていくことが期待されています。

本研究は、ダイハツ工業株式会社，長岡技術科学大学との共同研究で進められた成果の一部です。

●参考文献
Kim, Y., Fukuda, T. et al., Novel Electrothermodynamic Power Generation, Advanced Energy Materials, vol.5, issue 13, 2015, p.1401942-1-1401942-6.

5-8 トポロジカル絶縁体が磁石になるメカニズムを解明
ー次世代の超低消費電力スピン・デバイスへー

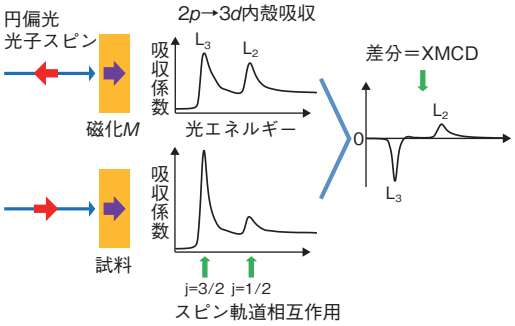


図 5-22　内殻吸収磁気円二色性（XMCD）の概念図
磁化を揃えた試料に左右円偏光を照射し、スピン－軌道分裂した内殻電子による吸収強度差が XMCD です。

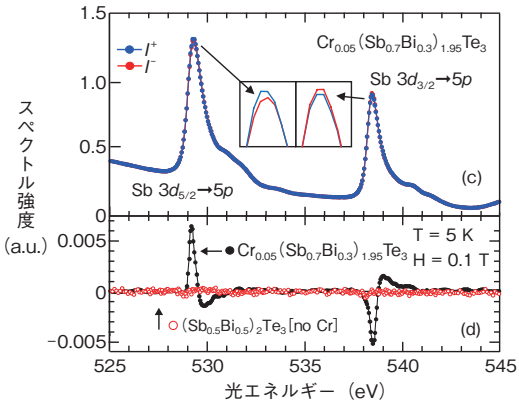


図 5-23　$Cr_x(Sb_{1-y}Bi_y)_{2-x}Te_3$ の Cr $2p \rightarrow 3d$ と Te $3d \rightarrow 5p$ 吸収端での実験スペクトル
(a) XAS，(b) XMCD です。温度は 5 K，磁場 0.1 T です。

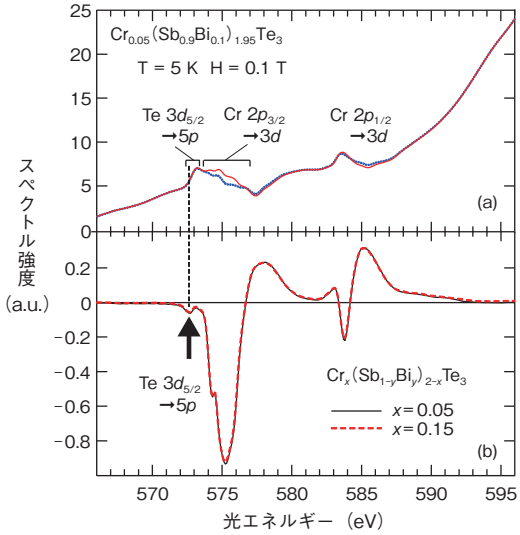


図 5-24　$Cr_x(Sb_{1-y}Bi_y)_{2-x}Te_3$ の Sb $3d \rightarrow 5p$ 吸収端での実験スペクトル
(c) XAS，(d) XMCD です。温度は 5 K，磁場 0.1 T です。

近年、トポロジカル絶縁体という電流が流れない絶縁体の表面で金属状態を示す物質が注目されています。ごく最近、この一種 $(Sb,Bi)_2Te_3$ に磁性元素クロム (Cr) を微量添加することにより、エネルギー損失なく試料表面に電流が流れる、量子異常ホール効果という新現象が観測され、世界中で研究が行われています。本現象は、Cr 添加による強磁性の発現に関係すると考えられていますが、極低温でしか起こらないため、室温以上の強磁性転移温度（Tc）を持つトポロジカル絶縁体の開発が切望されています。本研究では、同系の強磁性発現機構を探るべく、大型放射光施設 SPring-8 の BL23SU において、軟 X 線内殻吸収磁気円二色性 (XMCD) 実験を行いました。その結果、Cr だけでなく非磁性原子アンチモン (Sb) やテルル (Te) の極わずかな磁気モーメントを詳細に捉えることにより、強磁性発現機構の解明に成功しました。XMCD とは、左右円偏光に対する X 線吸収（XAS）強度の差として定義され（図 5-22）、元素及び電子軌道選択性を有し、その強度は対象元素の持つ磁気モーメントの大きさに比例します。

$Cr_x(Sb_{1-y}Bi_y)_{2-x}Te_3$（$x$=0.05, y=0.1, Tc=15 K）の Cr $2p \rightarrow 3d$ 内殻吸収スペクトルを図 5-23 (a) に示します。測定は、温度 5 K，外部磁場 0.1 T で行いました。図 5-23 (b) は Cr の量が異なる 2 試料の XMCD スペクトルを示しますが、形状は Cr の量に依存せず、基本的には $2p_{3/2} \rightarrow 3d$ 端で負，$2p_{1/2} \rightarrow 3d$ 端で正となっています。これは、期待通り Cr が強磁性を担っていることを示します。しかし、Cr は微量にしか存在しないため、遠く離れた個々の Cr 磁気モーメント同士を揃える「のり」が何かを調べることが非常に重要になります。

図 5-23 (b) の矢印のとおり Cr 吸収端の低エネルギー側に、微弱ながら Te $3d_{5/2} \rightarrow 5p$ 端で負の XMCD シグナルが明瞭に観測されました。この結果から、Te にも磁気モーメントが存在し、Cr のそれに対し反平行に結合していることが明らかとなりました。

図 5-24 (c) に $Cr_{0.05}(Sb_{0.7}Bi_{0.3})_{1.95}Te_3$ の Sb $3d \rightarrow 5p$ 内殻吸収スペクトルには微弱な XMCD シグナルが見えます。図 5-24 (d) から、$3d_{5/2} \rightarrow 5p$ 端で正に、$3d_{3/2} \rightarrow 5p$ 端で負のシグナルとなっています。一方、Cr を含まない試料 $(Sb_{0.5}Bi_{0.5})_2Te_3$ では XMCD は現れません。この結果は、Sb にも磁気モーメントが現れ、Cr のそれに対し平行に結合していることを示します。

以上のことから、Te や Sb の $5p$ 電子が、遠く離れた Cr の磁気モーメント間の「のり」の役割を担い、磁性トポロジカル絶縁体 $Cr_x(Sb_{1-y}Bi_y)_{2-x}Te_3$ が磁石になる原因となっていることを初めて明らかにしました。

本研究は、高い強磁性転移温度を持つ異常量子ホール効果の発現に向けた新しい物質設計への指針を与えるとともに、トポロジカル絶縁体を利用した次世代の超低消費電力スピン・デバイスの開発につながっていくものと期待されます。

●参考文献
Ye, M., Saitoh, Y. et al., Carrier-Mediated Ferromagnetism in the Magnetic Topological Insulator Cr-Doped $(Sb,Bi)_2Te_3$, Nature Communications, vol.6, 2015, p.8913-1-8913-7.

5-9 イオンマイクロビームによる非破壊三次元元素分析
ー粒子励起 X 線トモグラフィ技術の開発ー

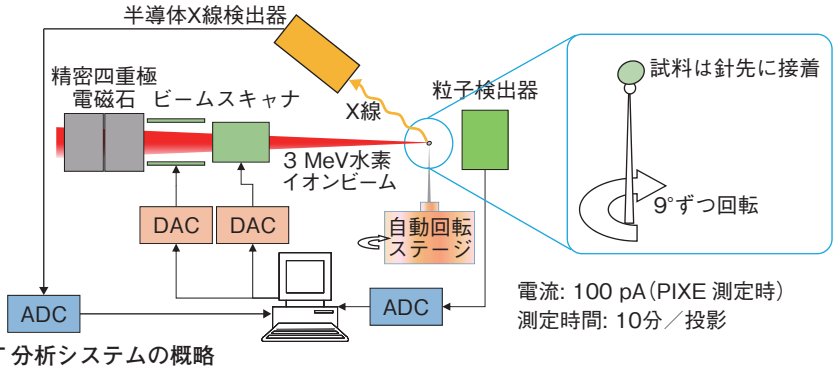


図 5-25　PIXE-T 分析システムの概略
3 MeV の水素イオンビームを精密四重局電磁石で直径 1 μm まで集束し、ビームスキャナで試料上の 100 μm × 100 μm の範囲を照射します。試料から発生した X 線の位置とエネルギーをコンピュータで処理し、元素の三次元分布に再構成します。

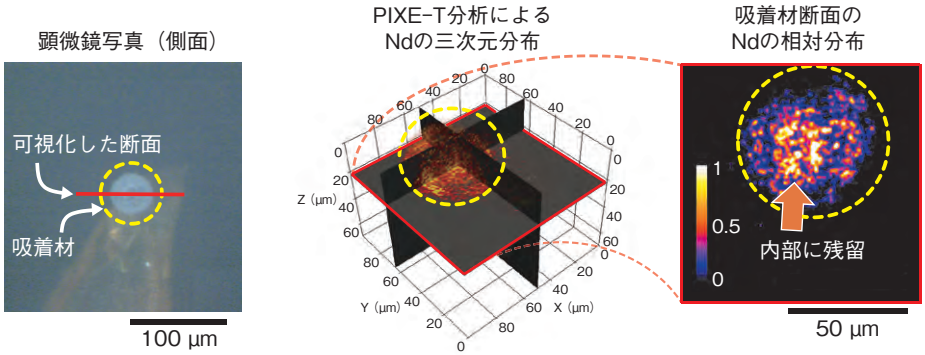


図 5-26　抽出クロマトグラフィ用多孔質シリカ吸着材の光学顕微鏡写真（左図）と PIXE-T 分析結果（中央図，右図）
左図は針先に固定された多孔質シリカ吸着材の顕微鏡写真です。これを PIXE-T 分析によって三次元元素分布測定し、右図のように任意の断面の Nd の分布を非破壊で可視化しました。

高崎量子応用研究所イオン照射研究施設 TIARA の直径 1 μm 以下の MeV 級水素イオンマイクロビームを用いた粒子線誘起 X 線（マイクロ PIXE）分析を発展させ、粒子励起 X 線トモグラフィ（PIXE-Tomography: PIXE-T）分析システムを開発しました（図 5-25）。PIXE-T 分析は、試料を少しずつ回転させながらマイクロ PIXE 分析による二次元元素分布測定を複数回行い、コンピュータによる画像再構成によって、三次元元素分布を非破壊で得る方法です。他のトモグラフィ技術でも使用されている最尤推定ー期待値最大化（ML-EM）法による画像再構成に、イオンマイクロビームが試料を通過中にエネルギーを失い X 線の発生確率が減少することや、発生した X 線の一部が試料内で吸収されることの補正を導入し、厚さが数十 μm の試料であっても、内部の元素分布を精度良く測定できるようになりました。

今回、開発した PIXE-T 分析システムを用いて、抽出クロマトグラフィに用いられる直径約 50 μm の多孔質シリカ吸着材粒子内部の三次元元素分布分析を行いました。抽出クロマトグラフィは、粉末状の吸着材を充てんした容器に溶液を通してイオンを吸着させ、その後溶離液を通すことでイオンを溶離・分離します。この方法は、長半減期のマイナーアクチノイド（MA）を高レベル放射性廃液から選択的に吸着除去する技術として有望視されていますが、溶離率の改善が大きな課題となっています。これまでに、MA の模擬としてネオジム（Nd）を用い、溶離後の吸着材粒子をマイクロ PIXE 分析で測定したところ、溶離処理後にもかかわらず Nd が吸着材粒子に残留していることが確認されています。しかし、マイクロ PIXE 分析では、表面と内部が重なった二次元元素分布となるため、吸着材粒子内部の Nd 分布を把握することは困難でした。また、多孔質シリカは非常に脆く、切断し吸着材粒子断面を直接分析することも難しいため、PIXE-T 分析システムを用い、溶離後の吸着材粒子断面の Nd 分布を測定することに取り組みました。

測定の結果、図 5-26 のように吸着材粒子の内部で Nd が局所的に残留している様子を三次元的に可視化することに初めて成功しました。この Nd の残留分布は、溶離液の濃度や通液時間，多孔質シリカの細孔サイズなどで変化すると考えられるため、今後、様々な溶離条件や細孔サイズを持つ吸着材粒子を PIXE-T で分析することで、MA の吸着除去に最適な条件を選定していく予定です。

●参考文献
Satoh, T. et al., Particle Induced X-Ray Emission-Computed Tomography Analysis of an Adsorbent for Extraction Chromatography, Nuclear Instruments and Methods in Physics Research B, vol.371, 2016, p.419-423.

5-10 レーザーを使った未踏の超高強度場への挑戦
ー J-KAREN-P レーザーの開発ー

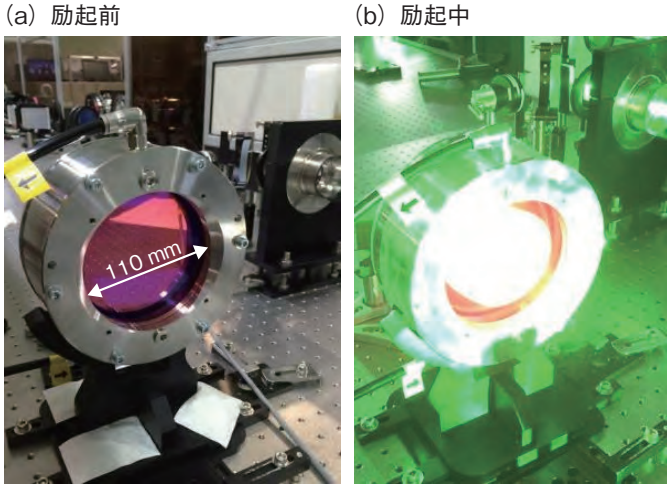


図 5-27　J-KAREN-P でエネルギー増幅に用いる Ti:Sap 結晶
(a) J-KAREN-P では世界最大級である直径 120 mm の Ti:Sap 結晶を水冷用の治具に固定して用います(有効径: 110 mm)。
(b) 強力な緑色の励起レーザーを照射することで、中心の白い部分にエネルギーが蓄えられています。

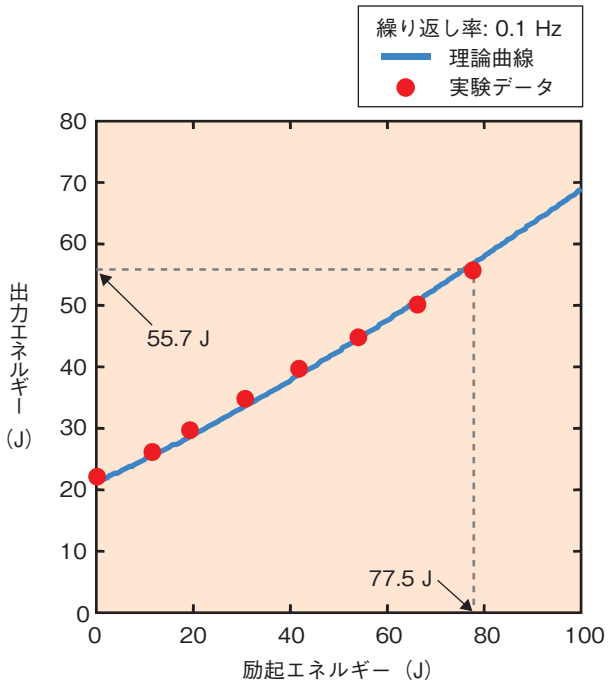


図 5-28　最終段 Ti:Sap 増幅器でのエネルギー出力特性
寄生発振を抑制したことで、励起エネルギーに対して出力エネルギーが理論通り増加しています。出力エネルギー 55.7 J は目標である PW 出力を可能にする値です。

強力なレーザー光を小さな領域に集中（集光）すると、非常に高い電場（高強度場）が生成されます。この高強度場にて原子と電場が相互作用することにより、高エネルギーの粒子線（電子，イオンなど）や X 線が発生します。私たちは、より高いエネルギーの粒子線発生を目指し、10^{22} W/cm^2 という未踏の高強度場を実現する、世界トップクラスの超高強度極短パルスレーザー（J-KAREN-P）の開発を行っています。J-KAREN-P では、30 J のエネルギーを 30 フェムト秒（fs=10^{-15} s）という極短時間内に集中することで、10^{15} W（1 PW: ペタワット）に達する超高強度レーザー光パルスを、10 秒に 1 度の繰り返し動作（0.1 Hz）で発生することを目標にしています。

レーザー光のエネルギー増幅には、微量のチタンを混入したサファイア結晶(Ti:Sap 結晶)を用います。Ti:Sap 結晶に緑色の励起用レーザー光を照射すると、そのエネルギーが Ti:Sap 結晶中に蓄積されます（図 5-27）。この領域をレーザー光が通過する際、誘導放出によるエネルギー増幅が起こります。J-KAREN-P では段階的にビームサイズを大きくしてエネルギー増幅を行います。

これまでは、最終段の Ti:Sap 結晶用の励起レーザーとして、大口径のロッド型ガラスレーザーを用いていたため、ここでの熱除去に必要な時間が制限となり、30 分に 1 度しかレーザー光を発生することができませんでした。今回、励起レーザーを 6 台に分割し小口径化することで、熱除去に要する時間を 10 秒にまで大幅に短縮することに成功しました。

さらに、大型 Ti:Sap 結晶で生じる寄生発振による蓄積エネルギーの損失を、結晶の周囲に光吸収材(ヨウ化メチレン)膜を施すことで抑制しました。その結果、繰り返し率 0.1 Hz にて、励起エネルギーに対して理論通りの出力エネルギー特性を得ることに成功しました(図 5-28)。エネルギー増幅後に行う、パルス幅を 30 fs に圧縮する操作にかかわる効率は約 70％であることから、今回達成した出力エネルギー 55.7 J(励起エネルギー 77.5 J)により、設定目標である 0.1 Hz 動作での出力エネルギー 30 J 並びにパルス強度 1 PW の実現に見通しが立ちました。

本研究で開発している世界トップクラスのレーザーを用いることで、今後、未踏分野の超高強度下で初めて発現する現象の研究が飛躍的に進展し、小型粒子加速器や粒子線がん治療器などの広い分野への応用が期待されます。

●参考文献
Kiriyama, H. et al., High-Contrast, High-Intensity Petawatt-Class Laser and Applications, IEEE Journal of Selected Topics in Quantum Electronics, vol.21, no.1, 2015, p.1601118-1-1601118-18.

5-11 β線とγ線の同時放出で「治療」と「診断」の一人二役！
－放射免疫療法のための高純度ルテチウム 177 製造法を開発－

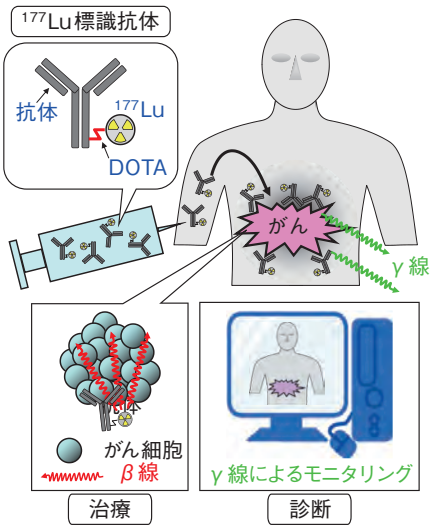


図 5-29　177Lu 標識抗体によるがんの治療及び診断
177Lu 標識抗体をつくるには、キレート剤である 1,4,7,10- テトラアザシクロドデカン -1,4,7,10- テトラ酢酸（DOTA）を介して 177Lu を抗体に結合させます。体内に投与すると、がん細胞に特異的に発現している抗原に結合します。177Lu のβ線でがん細胞を殺傷して治療を行うと同時に、体外からγ線を検出することで体内での分布を確認する画像診断も可能になります。

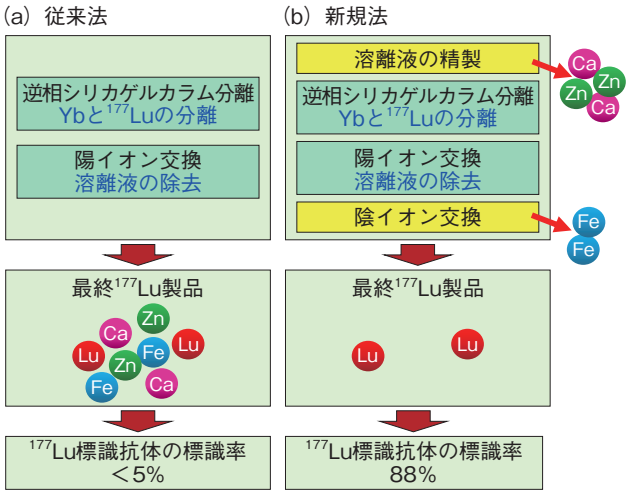


図 5-30　中性子を照射した Yb からの 177Lu の分離法
私たちが開発した（a）従来法では、最終 177Lu 製品に混入する Ca, Fe, Zn のため抗体標識の標識率は 5%未満でした。そこで、(b) 新規法として、溶離液の精製と陰イオン交換操作を追加して Ca，Fe，Zn をあらかじめ除去することにより、標識率が 88%まで上昇しました。

現在、β線を放出する核種が、がんの治療に用いられていますが、新たな治療用核種としてルテチウム 177（177Lu）が有望視されています。これは、177Lu がβ線だけでなく、体外から検出するのに適したγ線を放出する特徴を備えており、治療中の 177Lu の分布を調べて診断にも利用できると考えられるためです（図 5-29）。

図 5-29 のようにがん細胞に特異的な抗体に、177Lu を結合した 177Lu 標識抗体を用いて、177Lu をがんまで届ける治療を放射免疫療法といいます。この治療法では、がん細胞に発現している抗原を頼りに抗体が 177Lu を運びます。このとき、ルテチウム同位体中の 177Lu の純度が低いと、がんに届く 177Lu が減ってしまい、治療効果が低下します。純度の高い 177Lu の生成には、中性子発生量の高い原子炉でルテチウムの安定同位体（176Lu）に中性子を照射し、176Lu (n, γ) 177Lu 反応で直接 177Lu を得る方法と、イッテルビウムの安定同位体（176Yb）に中性子を照射し、176Yb (n, γ) 177Yb（半減期 1.91 時間）→ 177Lu 反応で生成した 177Lu を分離して間接的に得る方法の二つがあります。176Lu から 177Lu を生成させる直接法は、欧米のごく一部の地域にある中性子発生量の高い研究用原子炉でしか利用できませんが、間接法は、各国が保有する中性子発生量が低い原子炉でも利用可能です。そこで、間接法を利用してルテチウム同位体を含まない 177Lu をつくるため、Yb から 177Lu を化学的に分離する様々な方法が各国で検討されています。

これまでに私たちは、逆相シリカゲルカラムを用いて Yb と 177Lu を完全に分離できる方法を開発しました（図 5-30 (a)）。しかし、得られた 177Lu を用いて 177Lu 標識抗体を作製したところ、使用した 177Lu に対して 177Lu 標識抗体として得られたのは 5%にも満たないものでした。その原因を探ったところ、使用した 177Lu 溶液の中に多量のカルシウム（Ca），鉄（Fe），亜鉛（Zn）が存在することが元素分析で確認され、これらが 177Lu と 1,4,7,10- テトラアザシクロドデカン -1,4,7,10- テトラ酢酸（DOTA）との錯形成を競合的に阻害したため、177Lu の標識率が低下したことを突き止めました。また、これらの Ca，Fe，Zn は、逆相シリカゲルカラム分離に用いる 2- ヒドロキシイソ酪酸（2-HIBA）及び 1- オクタンスルホン酸ナトリウム（1-OS）試薬の不純物として含まれていたことが分かりました。そこで、あらかじめ陽イオン交換カラム及びキレート交換カラムで精製するとともに、最終精製操作として陰イオン交換操作を追加しました（図 5-30 (b)）。その結果、177Lu 溶液中の Ca，Fe，Zn の濃度を 87，340，77 ppb から 13，18，9 ppb に低減し、177Lu 標識抗体の標識率を 88%に上昇したことで、ついに放射免疫療法に用いることができる高純度の 177Lu の製造に成功しました。

今回私たちが開発した製造法によって、世界各地で高純度 177Lu 製品の製造が可能となれば、今後 177Lu を用いた放射免疫療法が広く普及することが期待できます。

●参考文献
Watanabe, S. et al., Production of Highly Purified No-Carrier-Added 177Lu for Radioimmunotherapy, Journal of Radioanalytical and Nuclear Chemistry, vol.303, issue 1, 2015, p.935-940.

5-12 抗がん剤の作用メカニズムの『鍵』を原子レベルで解明
ー放射光 X 線を用いた創薬標的タンパク質の高精度構造解析ー

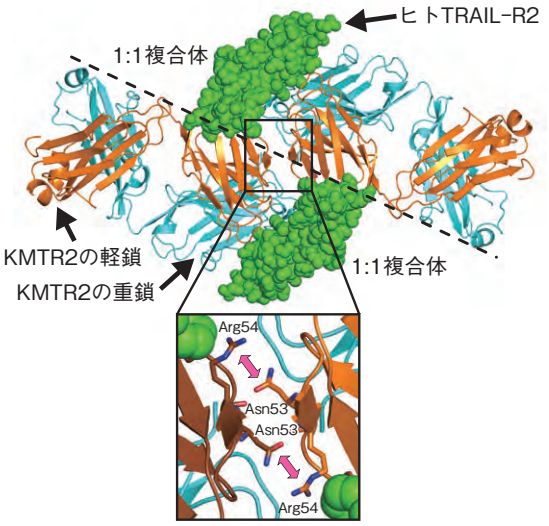


図 5-31　結晶中に見いだしたメカニズムの基本単位
KMTR2 の抗原認識を担う Fab 領域とヒト受容体（TRAIL-R2）の細胞外領域の 1:1 複合体が、結晶中の規則性に基づいて点線を境に向き合って 2 量体（2:2 複合体構造）を形成しています。拡大図から、2 量体中で KMTR2 軽鎖中の Asn53 と Arg54 が互いに認識しあっていることが初めて明らかになりました。

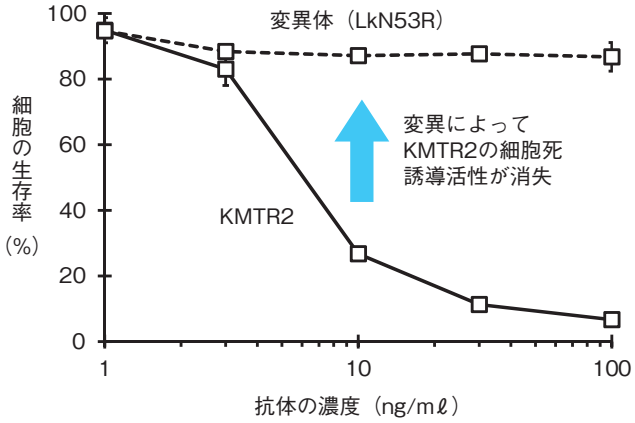


図 5-32　がん細胞の細胞死誘導活性の比較
抗体の濃度に応じて KMTR2 では細胞の生存率が減少しているのに対し、変異体 LkN53R では濃度を高くしても生存率が下がらないことから、変異導入によってがん細胞の細胞死を誘導する活性が消えていることを実証しました。

生体では、細胞の表面に様々なタンパク質が存在し、細胞の外側で特定の分子と作用することにより、生命現象にかかわる様々な信号を細胞の内側に伝えます。このように信号を「受け取る」役割を持つこれらのタンパク質のことを「受容体」と呼びます。がん（腫瘍）細胞の細胞死（アポトーシス）を引き起こす働きをする受容体の一つとして、「腫瘍壊死因子関連アポトーシス誘導リガンド受容体（TRAIL-R2）」が知られています。この信号はがん細胞においてのみ伝わることから、TRAIL-R2 を標的とした抗がん剤の開発が盛んに行われています。そのうちの一つが KMTR2 と呼ばれる抗体です。KMTR2 がアポトーシスの信号をがん細胞に伝える際に、TRAIL-R2 が数多く会合することが必須であることを、私たちは先行研究で明らかにしましたが、そのメカニズムについては分かりませんでした。

今回私たちは、KMTR2 とヒト TRAIL-R2 の反応にかかわる部分（KMTR2 の Fab 領域とヒト TRAIL-R2 の細胞外領域）を抜き出して、二つのタンパク質が 1:1 で結合する複合体（1:1 複合体）の結晶を作製しました。この結晶に大型放射光施設 SPring-8 の強力な X 線を照射し、2.1 Å という高い分解能でその三次元立体構造を決定しました。タンパク質は三次元的に規則正しく配列することにより結晶状態を形成しますが、結晶中の規則性に基づいた構造がタンパク質の機能に重要であることを、私たちはこれまでに別の研究において明らかにしています。本研究では結晶中の規則性に着目し、1:1 複合体は隣の 1:1 複合体と KMTR2 中の軽鎖間を認識し合うことにより 2 量体（2:2 複合体）を形成（図 5-31 上）しており、この 2:2 複合体がヒト TRAIL-R2 の会合構造の基本単位になっていると考え、その実証を試みました。2:2 複合体は隣り合った KMTR2 軽鎖中のアスパラギン（Asn53）というアミノ酸とアルギニン（Arg54）というアミノ酸が認識しあうことで形成されていました（図 5-31 下）。このため、この認識を解消すれば 2:2 複合体の会合構造は形成されないと考え、Asn53 をプラスの電荷を有し、かつ嵩高いアミノ酸であるアルギニン（Arg53）に置換した変異体（LkN53R）を作製しました。実際に、LkN53R では KMTR2 で見られたようなヒト TRAIL-R2 の数多い会合は観察されませんでした。さらに、がん細胞の生存率を比較した結果、LkN53R では濃度を高くしても生存率が下がらないことから、がん細胞の細胞死誘導活性が消失していることを実証しました（図 5-32）。

今回の研究により、図 5-31 上で示した基本単位を『鍵』として KMTR2 がん細胞を死に至らしめるメカニズムが原子レベルで明らかになりました。近年、抗体の特性を活かした分子標的治療が盛んに行われており、数多くの抗体分子が医薬品として臨床応用されています。本研究で得られた原子レベルでの知見は、より効果の高い抗がん剤の開発を推し進め、将来的に副作用が低減した抗がん剤の創製につながると期待されます。

本研究は、原子力機構と協和発酵キリン株式会社の 2 機関が共同で実施しました。

●参考文献
Tamada, T. et al., TRAIL-R2 Superoligomerization Induced by Human Monoclonal Agonistic Antibody KMTR2, Scientific Reports, vol.5, 2015, p.17936-1-17936-12.

5-13 重粒子線がん治療の高度化を目指す
ー重粒子線照射の新規動径線量モデルの開発に成功ー

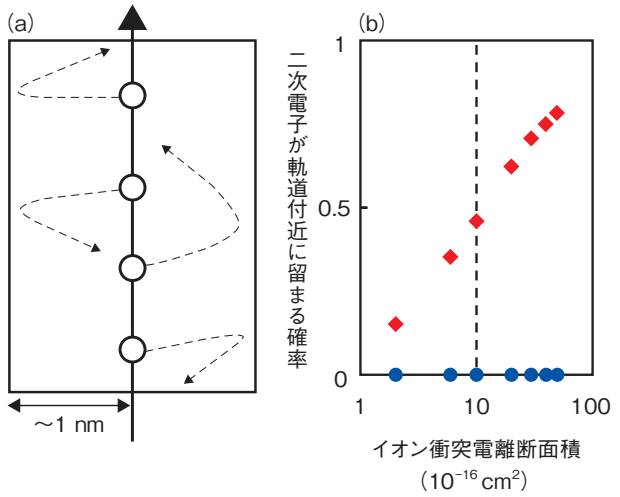


図 5-33 (a) 新規モデルの二次電子の運動の特徴、(b) 二次電子が重粒子線ビームの軌道付近に留まる確率とイオン衝突電離断面積の関係
(a) 太線は重粒子線ビーム，破線は二次電子の運動，白い丸はイオンを表します。(b) 赤いひし形は私たちのモデル，青い丸は従来のモデルから導き出した確率を、破線は 36 MeV の炭素線の断面積を示しています。

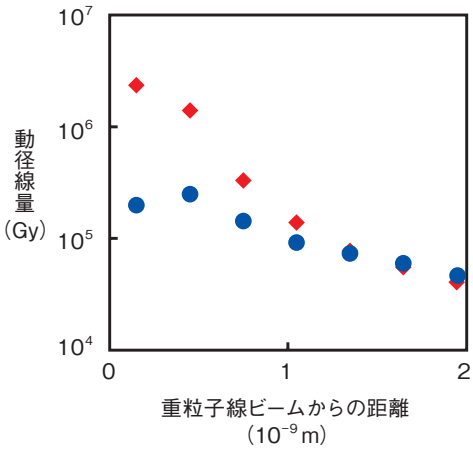


図 5-34 36 MeV の炭素イオンを水に照射したときの動径線量
赤いひし形は私たちのモデル，青い丸は従来のモデルから導き出した値です。

重粒子線がん治療は、X 線を用いた放射線療法と比べて正常組織への被ばくが小さく、体内のがん細胞を狙いうちできることから、今後の健康長寿社会の実現に必要な技術の一つに挙げられます。がん細胞中で、重粒子線（重イオン）は標的分子（主に水）と衝突しエネルギーを付与しますが、その際に生成される二次電子も、エネルギー付与（吸収線量）に寄与します。したがって、治療計画策定においては、二次電子の運動を考慮した重粒子線の軌道からの垂直距離の関数としての線量分布（動径線量）の評価が重要になります。

動径線量はモデルを構築して、それを基に計算プログラムコードを作成し、そのコードをスーパーコンピュータ上で動作させて計算します。従来用いられているモデルでは、標的を連続体として取り扱うため、二次電子の運動に対して標的イオンの電場が考慮されていないという欠点があります。そこで、私たちは標的を分子の集団として取り扱い、現実に近づけて、さらに重粒子線照射により発生するイオンと二次電子の電気的相互作用を組み入れたモデルを構築しました。このモデルで二次電子の運動をシミュレーションした結果、従来モデルでは重粒子線の軌道から遠ざかる一方であったのに対し、軌道付近で束縛される成分があることが分かりました（図 5-33 (a)）。また、二次電子が軌道付近に留まる確率は、イオン衝突電離断面積が大きいほど高くなることが分かりました（図 5-33 (b)）。

図 5-34 に私たちのモデルと従来のモデルで計算した動径線量分布を示します。今回、分子イオンの電場影響を取り入れたことで、重粒子線ビームの軌道から 1 nm 以下の領域では、従来の計算結果より最大 10 倍程度、動径線量が大きくなることが明らかになりました。これは、二次電子が軌道付近に留まり、標的分子との衝突を繰り返したことによる効果であると考えられます。

現在は、染色体のサイズに相当するミクロン程度の領域で動径線量を評価し、治療計画の策定を行っていますが、今回の結果は、DNA のサイズに相当するナノメートルオーダーの領域での動径分布評価が重要であることを示唆しています。今後、ナノメートル領域での動径線量が DNA に与える影響を詳細に調べ、より高度な重粒子線がん治療の実現に貢献していきたいと考えています。

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.25390131)「粒子線照射での物理過程から化学過程への移行中の物理現象解明のための計算コード開発」の成果の一部です。

●参考文献

Moribayashi, K., Simulation Study of Radial Dose due to the Irradiation of a Swift Heavy Ion Aiming to Advance the Treatment Planning System for Heavy Particle Cancer Therapy: The Effect of Emission Angles of Secondary Electrons, Nuclear Instruments and Methods in Physics Research B, vol.365, part B, 2015, p.592-595.

5-14 照射した牛レバ刺しはどれだ？
－「照射殺菌済み」を判別する技術の開発－

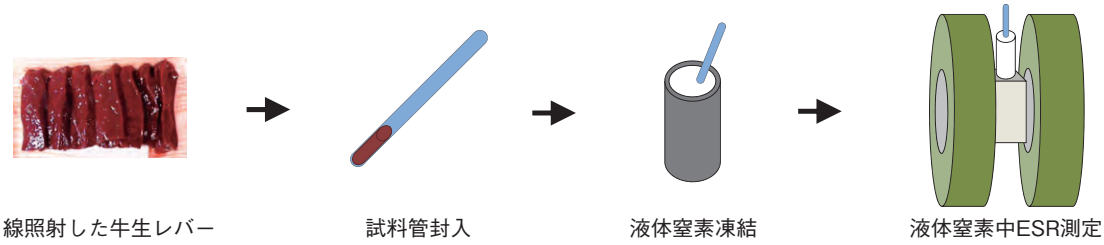


図 5-35　電子スピン共鳴（ESR）法の手順
0 ℃の冷蔵牛生レバーにγ線を 1.0，2.6，5.2，7.8 kGy 照射しました。照射試料を ESR 用試料管に封入後、−196 ℃の液体窒素中で凍結させ、液体窒素温度での ESR 測定を行いました。

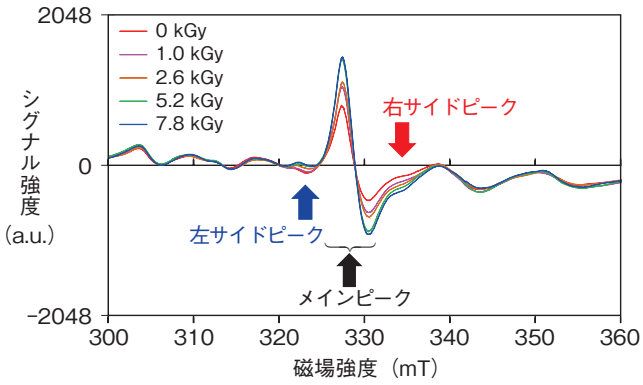


図 5-36　照射した牛生レバーの ESR スペクトル変化
線量を変えて照射した牛生レバーの ESR スペクトルを同時に示しています。矢印で示したピークでは放射線量によって強度が変化しました。グラフ中央のピークをメインピーク，その左右に見えるピークをサイドピークと呼んでいます。

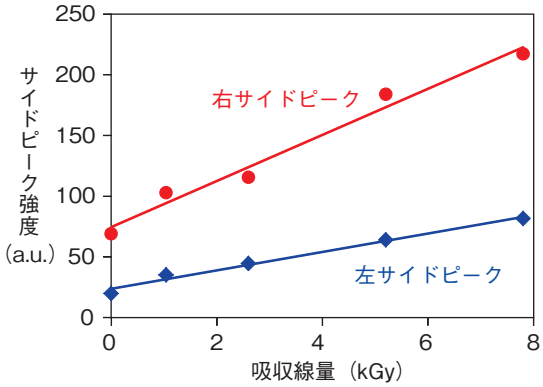


図 5-37　ESR 法による牛生レバーの線量応答
ESR スペクトルの左右のサイドピークの強度を吸収線量に対してプロットしました。それぞれの傾きは異なりますが、ピーク強度は線量の増加とともに直線的に変化しています。

現在、飲食店でユッケなどとして提供される生肉では、表面の加熱・除去によって内部の安全な部分が使われます。しかし、牛の肝臓では内部から病原性大腸菌が検出され、肝臓を安全に生食する方策が見いだされないとして、牛レバーを生で食する「牛レバ刺し」は 2012 年 7 月 1 日から禁止されています。私たちは、非加熱でかつ包装後も処理が可能な放射線照射殺菌が、牛生レバーの安全性を確保するために使用された場合を想定して、照射殺菌済みを判別するための技術の開発を行いました。

最初に、照射挽肉の検知法として開発した ELISA 法の牛生レバーへの適用を試みました。その結果、0 ℃の冷蔵状態で照射した牛生レバーでは ELISA 法で照射の有無を判別できそうでしたが、− 80 ℃の凍結状態で照射した場合は全く判別することができませんでした。これは ELISA 法では、放射線の電離作用で生じた活性種（ラジカル）が DNA と反応して生成した酸化損傷を検出するので、凍結状態ではラジカルの動きが抑制され十分に反応しなかったと考えられます。そこで次に、照射で生じたラジカルそのものを検出することにしました。ラジカルは不対電子を持ち、原理的には電子スピン共鳴（ESR）法で測定できます。ESR 法は電子レンジと同じマイクロ波を使っており、水を含む試料では水がマイクロ波を吸収するため不対電子が共鳴しなくなる弱点があります。しかし私たちは、これまでに植物検疫における消毒処理として照射された生鮮果実が ESR 法で検知できることを実証していますので、今回牛生レバーにも ESR 測定が適用できると考えました。

冷蔵状態でγ線照射した牛生レバーを試料とし、測定中の水のマイクロ波吸収を抑えるため、液体窒素温度まで冷却して水分子の運動を止めた状態で ESR 測定を行いました（図 5-35）。その結果、メインピークと、その両脇にサイドピークが観測され（図 5-36）、サイドピーク強度は線量増加につれて直線的に増加することを発見しました（図 5-37）。実験の測定値には誤差が含まれますので、0 kGy のサイドピーク強度から明確に区別できる牛生レバーの吸収線量は約 3 kGy と推測されます。したがって、この結果は、ESR 法で約 3 kGy を超えて照射殺菌された牛生レバーを判別できる可能性を示しています。

今回の技術は、「照射殺菌済み」の牛生レバーを確認できるという点で消費者に安心感を与えられると信じています。

●参考文献
菊地正博ほか, 照射牛レバーで計測される ESR シグナル変化, 食品照射, vol.50, no.1, 2015, p.9-12.

5-15 世界最高レベルの出力密度を持つ燃料電池を開発
－放射線グラフト重合法による高性能電解質膜生成－

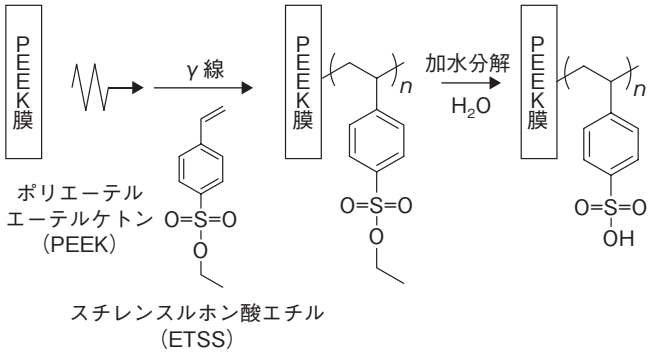


図 5-38　芳香族炭化水素電解質膜の合成スキーム
耐放射線性を持つ芳香族炭化水素高分子（PEEK）膜にγ線を照射し、スチレンスルホン酸エチル（ETSS）を放射線グラフト重合しました。さらに、加水分解反応により、グラフト鎖の一部をスルホン酸基に変換することで、プロトン伝導性を付与しました。

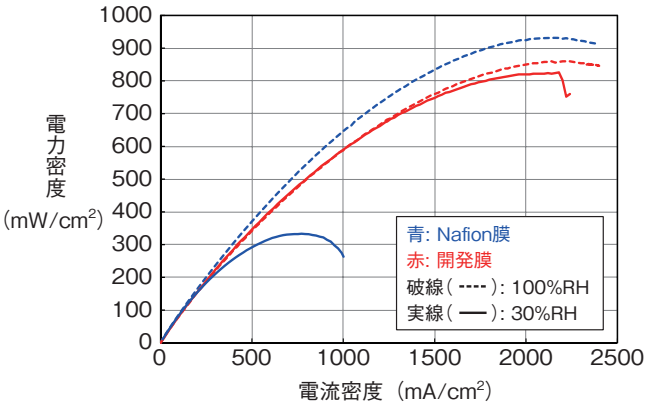


図 5-39　80 ℃、異なる加湿下における燃料電池試験結果比較
開発膜は性能低下が問題となる低加湿条件においても高い電力密度を維持し、市販の Nafion 膜の 2.5 倍以上の電力密度を達成できました。

燃料電池自動車や家庭用燃料電池システムの動力源となる固体高分子型燃料電池では、電池の陽極と陰極を隔てる役割を担う電解質膜にイオン伝導性を持つ高分子膜が用いられています。燃料電池の発電性能は、電解質膜の特性に左右されることから、電解質膜の研究開発が活発に進められています。特に単位面積あたり取り出すことができる電力（電力密度）の大きい電解質膜が求められています。

現在市販され、燃料電池の電解質膜として広く利用されているフッ素含有高分子の Nafion 膜は、電力密度の指針となるプロトン伝導性は高いものの、ガスバリア性に問題があるため、実際の動作環境に近い 80 ℃、低加湿条件における電力密度の低下が懸念されています。そこで、耐放射線性とガスバリア性に優れた芳香族炭化水素高分子であるポリエーテルエーテルケトン（PEEK）を基材膜に用い、高分子基材の性能を損なわずに新たな機能性を付与できる放射線グラフト重合技術を活用することで、低加湿下でも高電力密度を維持できる PEEK グラフト電解質膜の開発を試みました。

PEEK 膜へのプロトン伝導性付与においては、グラフト重合後の加水分解反応によってプロトン伝導性のスルホン酸基に変換可能なスチレンスルホン酸エチル（ETSS）という化合物をモノマーに選択しました（図 5-38）。ETSS の PEEK 膜へのグラフト重合の報告例がほとんどないことから、種々の条件を検討しました。その結果、溶媒にジオキサンという有機化合物を用い、γ線照射した PEEK 膜を ETSS／ジオキサン溶液に浸漬することでグラフト重合が進行することを見いだし、PEEK グラフト電解質膜の作製に成功しました。

この電解質膜を用いて燃料電池試験を行い、Nafion 膜と比較しました（図 5-39）。一般的に発電性能の低下が懸念される低加湿条件（80 ℃, 30% の相対湿度（RH））において、Nafion 膜の最大値は、333 mW/cm^2 と 100%RH と比べて約 1/3 にまで著しく低下したのに対し、PEEK グラフト電解質膜の電力密度は、100%RH と比較してもほとんど低下せず、これまでほとんど報告例のない世界最高レベル（800 mW/cm^2 以上）の電力密度 826 mW/cm^2 を示しました。

開発した PEEK グラフト電解質膜は、燃料電池自動車などに適用可能な高性能高分子電解質膜として実用化が期待されています。

●参考文献
Hamada, T., Hasegawa, S. et al., Poly(Ether Ether Ketone) (PEEK)-Based Graft-Type Polymer Electrolyte Membranes Having High Crystallinity for High Conducting and Mechanical Properties under Various Humidified Conditions, Journal of Materials Chemistry A, vol.3, issue 42, 2015, p.20983-20991.

5-16 量子情報通信・量子コンピューティングの実現に向けて
－炭化ケイ素中の単一光子源の探索－

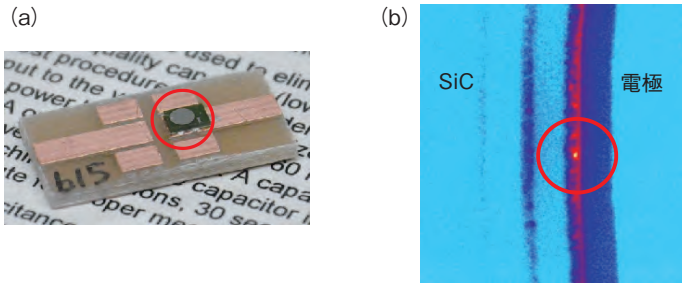


図 5-40　(a) SiC ダイオードの外観と (b) その表面の共焦点蛍光顕微鏡像
(a) 赤い丸で囲まれた部分がダイオードで、電気特性測定のためのチップキャリア上に固定されています。(b) SiC ダイオードの電極のすぐ外側の部分の表面を観察しています。赤い丸で囲まれた部分の中心付近に黄色く見える点が単一光子源からの発光です。

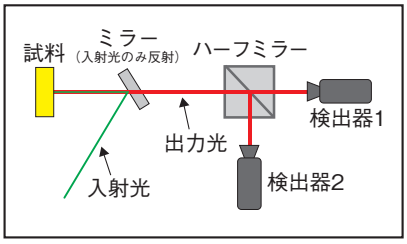


図 5-41　光検出の時間相関測定の模式図
入射光（緑色）に対して、試料からの出力光（赤色）は、ハーフミラーを直進または 90 度に反射するかのどちらかにより検出器に到達します。

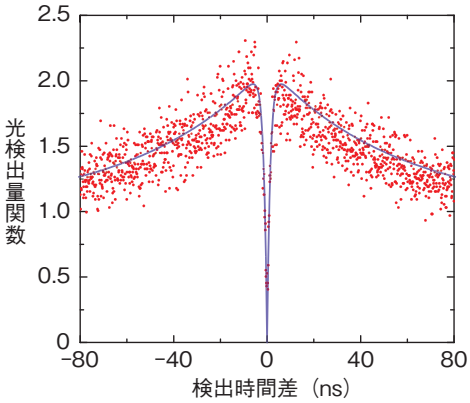


図 5-42　発見した発光点の光検出の時間相関測定の結果
赤い点が実測値，青い線がフィッティング線を表しています。

次世代の技術として、従来の計算能力をはるかに超える量子コンピューティングや盗聴不可能な量子暗号通信技術が注目されています。これらの実現には、量子ビット（従来の 1 と 0 に加えて、1 と 0 の中間状態を利用する情報単位）をどのように実現するかが鍵となります。半導体中の結晶欠陥の中には、一つの光の粒子（光子）の吸収に対して、一つの光子を放出する単一光子源として振る舞うものがあり、これを利用して量子ビットを作製しようという試みがなされています。

私たちは、炭化ケイ素（SiC）半導体に着目し、室温でも動作する単一光子源の探索を行っています。母材である SiC はワイドバンドギャップ半導体という種類の一つで、単一光子源の発光をほとんど邪魔しないという性質を持ちます。加えて、SiC は近年パワーエレクトロニクス用の半導体として開発が進んでおり、高品質・大型ウエハが製造され、かつ、デバイス作製技術が発達していることから、量子コンピュータや量子通信デバイスを作製するという観点からも有望な半導体といえます。SiC デバイスを作製する際に行う高温処理によっても消滅しない、室温においても高輝度で発光するといった条件を満たす単一光子源を見つける必要があります。

高品質な SiC エピタキシャル基板に 800 ℃でのアルミニウムイオン注入及び 1800 ℃での熱処理により p 型伝導領域を形成することで pn ダイオードを作製しました（図 5-40（a））。室温において作製した pn ダイオードの電極付近を共焦点蛍光顕微鏡で観察したところ、電極のすぐ外側に 1 秒あたり 30 万個の光子を放出する非常に高輝度な発光点が存在することを見いだしました（図 5-40（b））。発光点が単一光子源であるかどうかの確認には光検出の時間相関を測定します。これは、ハーフミラーを隔てて検出器を二つ設置します（図 5-41）。単一光子源は一つの光子に対し一つの光子を放出する性質を持っていますので、試料から放出される光子が同時に二つの検出器に飛び込むことはありません。つまり、それぞれの検出器が光子を検出する量とそのときの時間を測定し、二つの検出器で同時に光子が検出されなければ単一光子源であるといえます。今回見つけた発光点に対して時間相関関数測定を行ったところ、時間差ゼロのところで光検出量関数がゼロ、すなわち、同時に光子の検出はされないという結果を得ました（図 5-42）。このことから、今回見いだした発光点が 1800 ℃という高温熱処理を経ても消滅しない、高輝度な単一光子源であることが判明しました。今後、この単一光子源のスピン特性を明らかにすることで量子ビットとしての性質を見極めていきたいと考えています。

本研究は、日本学術振興会科学研究費補助金基盤研究 (B) (No.26286047)「炭化ケイ素中の高輝度単一発光中心のフォトン・スピン制御」の成果の一部です。

●参考文献

Lohrmann, A., Ohshima, T. et al., Single-Photon Emitting Diode in Silicon Carbide, Nature Communications, vol.6, 2015, p.7783-1-7783-7.

5-17 分子の回転を制御して同位体分離
－重元素にも使える新たなレーザー同位体分離法の開発－

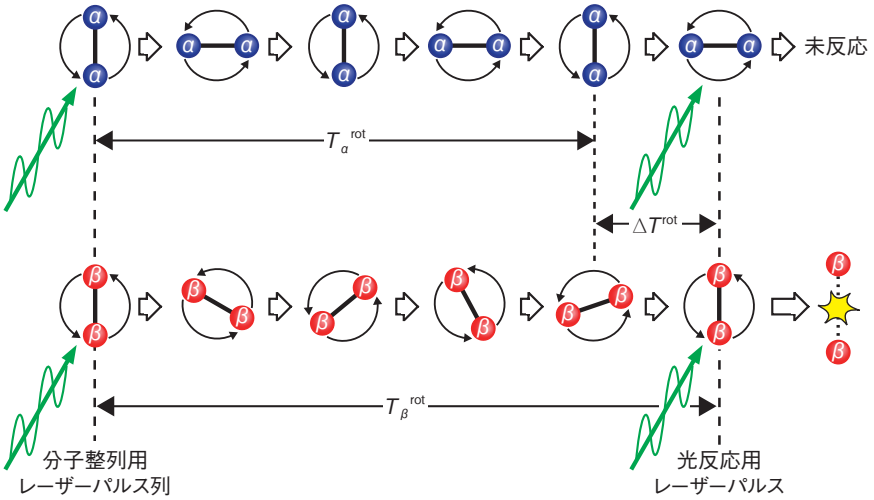


図 5-43　分子回転制御によるレーザー同位体分離法の概念図
レーザーパルス列により分子を整列させた後、分子の回転周期の同位体による差（ΔT^{rot}）を利用して、一方の同位体分子だけが整列した状態のとき、さらにレーザーパルスを照射することで、同位体選択的な光反応を引き起こします。

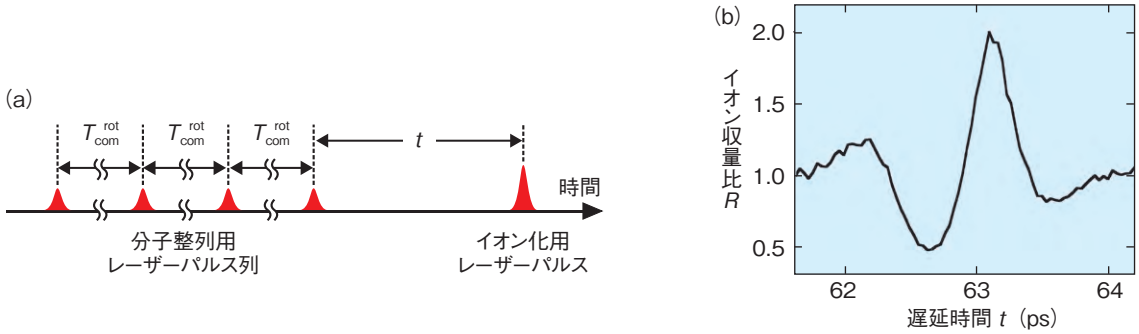


図 5-44　フェムト秒レーザーパルス列による窒素同位体選択イオン化の実験結果
(a) 照射レーザーパルスの時間間隔, (b) イオン収量比 R のイオン化用パルスまでの遅延時間依存性を示しています。

一般的なレーザー同位体分離法では、同位体ごとに分子振動エネルギーが異なることに着目し、レーザー光を照射して特定の同位体を含む分子だけを選択的に振動励起し、光反応させることで、同位体を選択します。この方法では、対象同位体の質量が大きくなると分子振動エネルギー差が減少するため、重元素に対しては選択性が低下するという問題点があります。

私たちは、分子の回転を制御することで同位体を分離する、新しいレーザー同位体分離法を提案しています。この方法は、同位体分子の回転周期差を利用して同位体選択的な光反応をさせる方法です(図 5-43)。フェムト秒レーザーパルスを集光して分子に照射すると、レーザー照射直後に分子軸が電場方向に揃う状態(分子整列状態：図 5-43 左端）が一時的に形成され、その後、回転周期(T^{rot})ごとに分子整列状態が再現されます。このとき、異なる同位体分子では回転周期が異なるため、一方の同位体分子だけが整列した時刻にさらにフェムト秒レーザーパルスを照射し、同位体選択的な光反応を起こします。回転周期差は、対象同位体の質量に対する依存性が小さいため、私たちの方法では、重元素に対して適用した場合でも選択性が低下しにくいという利点があります。

私たちは、この方法で同位体分離が実現することを示すため、窒素同位体分子（$^{14}N_2$ と $^{15}N_2$）の混合ガスを用いた実験を行いました。そのガスに対し、二つの同位体分子に共通する回転周期（$T_{com}^{rot}=15T_{14}^{rot}=14T_{15}^{rot}$、$T_i^{rot}$ は $^iN_2$ 分子の回転周期）の間隔で四つのフェムト秒パルスを連続的に照射して分子整列を実現した後、遅延時間 t 後にイオン化用レーザーパルスを照射しました(図 5-44（a))。その結果、図 5-44（b）に示すとおり、イオン収量比 R [$= I(^{15}N_2)/I(^{14}N_2)$] は遅延時間に依存し、0.49 ～ 2.00 の間で変化しました。これにより、遅延時間を調整することで、狙った同位体分子を選択的に、およそ 2 倍多くイオン化できることを実証しました。

今後、この研究成果を重元素同位体へと発展させることで、放射性廃棄物の処理・処分の高度化につながることが期待されます。

本研究は、日本学術振興会科学研究費補助金挑戦的萌芽研究（No.23656594）「回転コヒーレンスを利用したレーザー同位体分離の原理実証と重元素への実現性評価」、文部科学省最先端の光の創成を目指したネットワーク研究拠点プログラム「融合光新創生ネットワーク」の成果の一部です。

●参考文献

Akagi, H. et al., Isotope-Selective Ionization Utilizing Field-Free Alignment of Isotopologues with a Train of Femtosecond Laser Pulses, Physical Review A, vol.91, issue 6, 2015, p.063416-1-063416-7.

5-18 光で問いかけて光で知る液体定量法
－過酷環境下高感度その場液体分析技術－

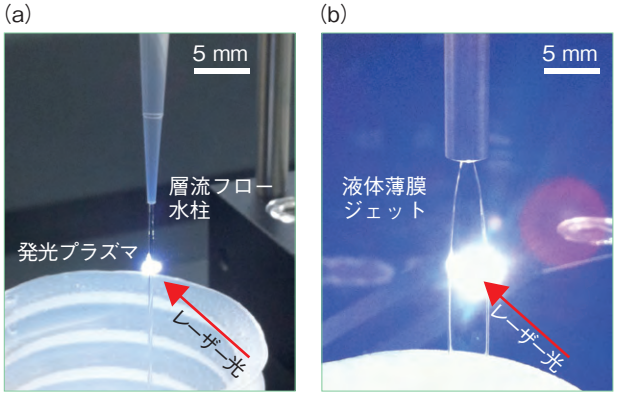


図 5-45　レーザー誘起ブレイクダウンによる水溶液の発光状況
同じ条件でレーザー光を照射した場合、(a) 層流フロー水柱に比べ、(b) 液体薄膜ジェットでは発光が格段に強いことが分かります。さらに、液体薄膜にすることで、飛沫の飛散が抑制され、周辺への汚染を防ぐことができます。

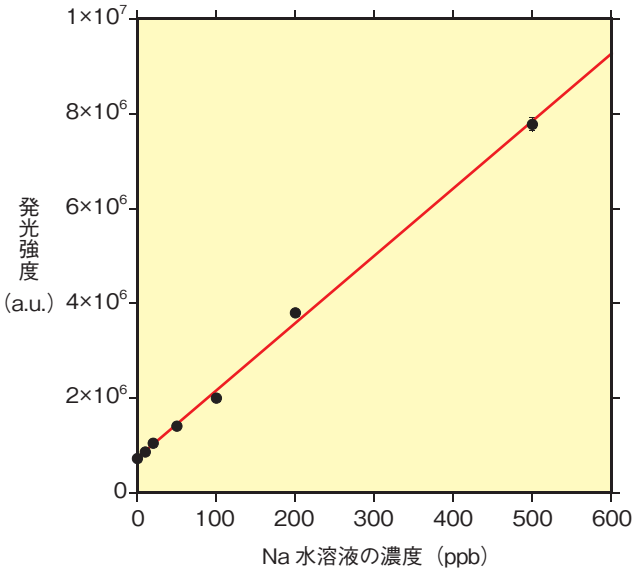


図 5-46　Na 水溶液の濃度と発光強度の関係（検量線）
Na 水溶液の濃度と発光強度の間には良い相関関係があることが分かりました。図の直線の傾きが大きいことは感度が高いことを示しています。

近年、原子スペクトル分析装置の発展と普及は目覚ましく、分光分析は、各種元素の同時あるいは迅速定量が可能な誘導結合プラズマ(ICP)発光法に基づく装置が主流となっています。この方法はほとんどの元素の微量分析に適用できますが、溶液化のための複雑な前処理が必要であり、またイオン化しやすいアルカリ金属は検出しにくい等の難点があります。さらに、分析作業はオフラインで試料の採取，前処理，分析の 3 段階で行われ、完了するまで長時間を要するために多くの作業者の手を煩わせています。ICP 発光法は、原子力発電プラント冷却水中の不純物分析や放射性廃液の組成分析に適用されていますが、作業が長引けば被ばくの危険性が増します。

これに対してレーザー誘起ブレイクダウン分光(LIBS)分析法は、レーザー光を直接測定試料に集光照射してプラズマ化するため試料の前処理が不要であり、多種類の元素を遠隔，オンラインで、かつリアルタイムに検出して定量できます。しかし、液体を対象にした LIBS 分析には、固体試料分析のときとは違った技術的な難しさがあります。溶液内部で発生させたプラズマは、周囲の水分子に発光強度及び寿命が抑制されて検出しにくく、また、気液界面でプラズマを発生させると、溶液表面の波立ちや飛沫が発光観測を困難にします。

その解決手段として、自由噴流を応用した液体ジェット LIBS を採用し、その適用性評価を行いました。層流フロー水柱（蛇口から水溶液が低速で流れ出るイメージ：図 5-45（a））、あるいは数十 μm 厚みの液体薄膜（加圧して水溶液が高速で平らになって噴出するイメージ：図 5-45（b））の自由表面上にパルスレーザーを照射すると、図 5-45（b）のように液体薄膜ではプラズマが効率的に発生し、発光強度が飛躍的に向上することを見いだしました。この方法を Na 水溶液に適用すると、良い直線性を示しました（図 5-46）。直線の傾きと測定のばらつきから検出限界を評価すると、市販の ICP 発光装置の一般的な検出限界値である 0.5 ppb をしのぐ 0.1 ppb が得られました。

この方法は ICP 発光装置では測定困難なルビジウム(Rb)やセシウム(Cs)等のアルカリ金属にも適用できることから、今後、原子力再処理工程における放射性溶液の物質移動監視や東京電力福島第一原子力発電所事故後の汚染水監視等、高放射線量の過酷環境に活かされる技術として期待できます。

本報告は、特別会計に関する法律（エネルギー対策特別会計）に基づく文部科学省からの受託事業として、原子力機構が実施した「次世代燃料の遠隔分析技術開発と MOX 燃料による実証的研究」の成果を含みます。また、本研究の一部は、日本学術振興会科学研究費補助金基盤研究(C)(No.24560068)「液体超薄膜レーザー誘起ブレークダウン発光分光による混合溶存元素の高感度検出」によって実施されました。

●参考文献

Ohba, H. et al., Effect of Liquid-Sheet Thickness on Detection Sensitivity for Laser-Induced Breakdown Spectroscopy of Aqueous Solution, Optics Express, vol.22, issue 20, 2014, p.24478-24490.

5-19 窒化物半導体の格子変形をリアルタイム観察
ー従来の常識を覆す新たな格子変形モデルを提唱ー

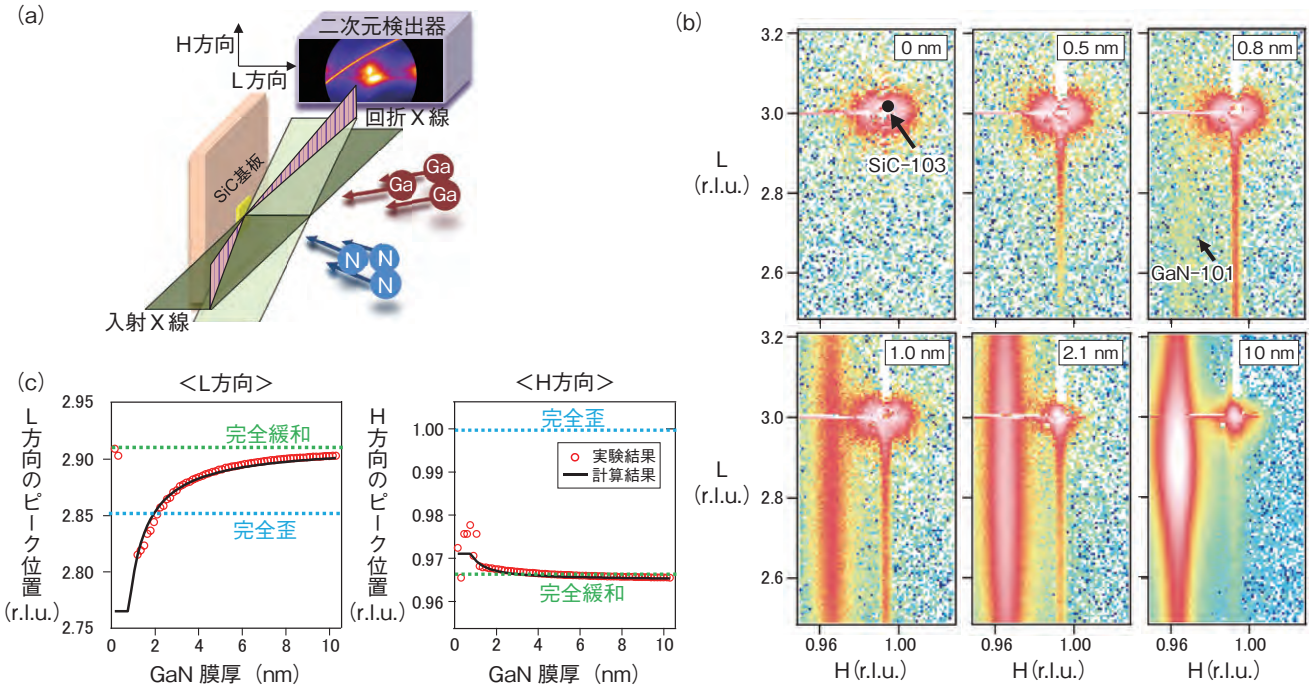


図 5-47　窒化ガリウム（GaN）結晶成長中のその場放射光 X 線回折
(a) SiC 基板上に GaN 薄膜を結晶成長しながら、同時に放射光 X 線回折を測定しました。(b) GaN の膜厚の増加に伴い、GaN 回折ピークの出現やピーク位置が変化しています。(c) 回折ピーク位置の膜厚変化をプロットしたところ、H 方向よりも L 方向で格子面間隔が著しく変化し、従来の弾性変形では説明できないことが分かりました。単位 r.l.u. は reciprocal lattice units の略で逆格子の単位です。値が大きい（小さい）ほど、GaN の格子間隔は小さい（大きい）ことに対応します。

窒化ガリウム（GaN）に代表される窒化物半導体は LED や高周波パワーデバイスとして実用化されており、その応用範囲の拡大がなお一層期待されています。この GaN を光及び電子デバイスとして用いると、従来のシリコン（Si）やガリウムヒ素（GaAs）では成し得なかった消費電力の大幅な削減が可能となることから、省エネルギー社会の実現に向けてさらなる普及が求められています。窒化物半導体は 1994 年に高輝度青色 LED が発表されて以降、比較的短時間で普及に至ったという経緯から、今なお、結晶表面や格子変形，欠陥構造の詳細など未知な部分が多いとされています。このような結晶成長の基礎を十分に理解することは、デバイスの性能を飛躍的に向上させるために必要不可欠です。

本研究は、大型放射光施設 SPring-8 の BL11XU において、分子線エピタキシー（MBE）装置と X 線回折計（XRD）とが一体化した MBE-XRD システムを利用し、GaN 薄膜の格子変形の様子をリアルタイム観察しました。図 5-47（a）の測定配置で、炭化ケイ素（SiC）基板上に GaN 薄膜を結晶成長しながら、同時に X 線回折を測定しました。図 5-47（b）は得られた実験データの一例です。GaN の膜厚が 0.8 nm 以上で SiC 基板の回折ピークに加えて、GaN の回折ピークが確認され、わずか 2 原子層程度の超薄膜でも、格子変形の様子を定量的に捉えられることが分かりました。図 5-47（c）は GaN の格子間隔を反映する回折ピークの位置を面内垂直方向（L 方向）と面内方向（H 方向）でそれぞれプロットしたものです。従来の常識とされている弾性変形では、L 方向の格子間隔が小さくなる分だけ、H 方向の格子間隔が大きくなるように、両方向が連動して完全歪から完全緩和の状態に移行すると考えられてきました。しかし、実験結果では H 方向はほとんど変化しないのに対して、L 方向では著しく格子間隔が小さくなり、従来の弾性変形とは明らかに異なることを見いだしました。この現象を理解するため、GaN 結晶中への点欠陥（Ga アンチサイト欠陥）の取り込みによる単位格子の膨張を仮定することで、実験結果を良く再現できました（図 5-47（c）の計算結果）。このことから、GaN 薄膜は成長条件によっては、点欠陥が予想以上に多く結晶中に取り込まれてしまうことが示唆されました。

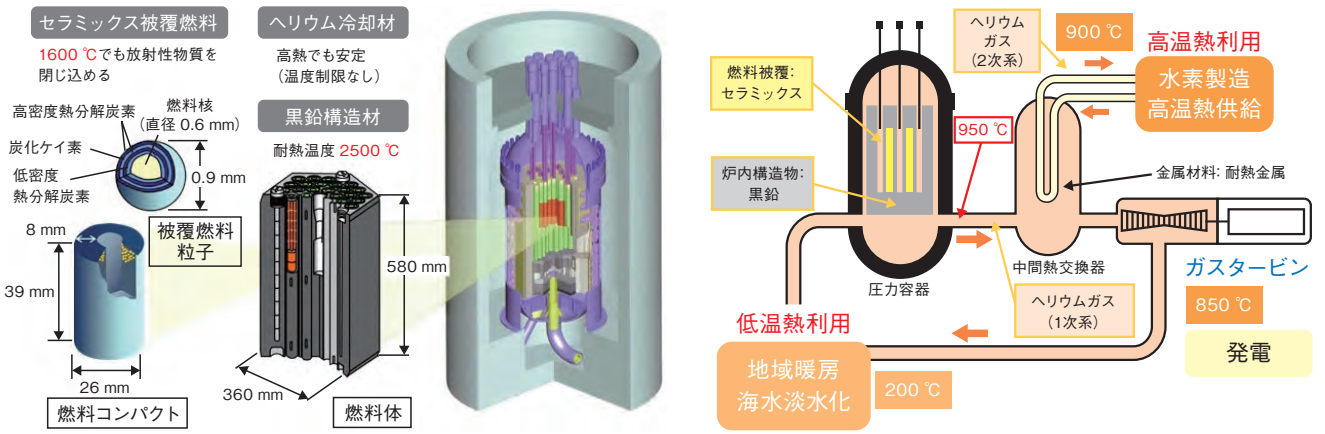
結晶成長中の格子変形をリアルタイム観察した実験データを基に、GaN 結晶への点欠陥の混入による新たな格子変形モデルを提唱しました。将来的には、この知見を基に成長条件を最適化することで、点欠陥の混入を抑制した高品質 GaN 結晶を作製することが可能になると期待されます。

●参考文献

Sasaki, T. et al., Anomalous Lattice Deformation in GaN/SiC(0001) Measured by High-Speed *in situ* Synchrotron X-Ray Diffraction, Applied Physics Letters, vol.108, issue 1, 2016, p.012102-1-012102-5.

6 高温ガス炉水素・熱利用研究

高温ガス炉と水素製造・熱利用技術の研究開発



安全性

- 燃料被覆に耐熱性に優れたセラミックスを使用
- 黒鉛構造材（減速材）により事故時の温度変化が緩慢
- 不活性なヘリウムガスは構造物と反応しない

これらの特長により原理的に炉心溶融を起こさない

経済性

熱のカスケード利用による廃熱の削減（熱利用率 80%）
ガスタービン発電による設備の簡素化，高効率化（発電効率 50%）

環境負荷低減

高燃焼度燃料，高発電効率により使用済燃料発生量を低減
二酸化炭素フリーの水素製造により地球温暖化を抑制

図 6-1　高温ガス炉の特長
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応えることができる原子炉です。このような特長から、原子力に対する信頼を回復できる炉型として大いに期待されています。

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。そのためには、原子力エネルギーを発電だけでなく様々な分野で利用することが期待されます。高温ガス炉は優れた固有の安全性を有し、多様な産業利用が見込まれることから、エネルギー基本計画や日本再興戦略 2016 において、高温ガス炉の研究開発を推進することが国の方針として示されています。これに応えるため、高温ガス炉産学官協議会が設立され、高温ガス炉の実用化戦略について検討が進められています。

高温ガス炉はセラミックス被覆燃料，黒鉛構造材，ヘリウムガスを使用することにより、950 ℃の高温熱を取り出すことができるとともに、いかなる事故が発生しても原理的に炉心溶融を起こさない設計が可能な原子炉です。世界最先端の国産技術（放射性物質を閉じ込める被覆燃料粒子の製造技術，優れた材料特性及び耐照射性を有する大規模黒鉛ブロックの製造技術など）を用いて建設した高温工学試験研究炉（HTTR）は、2004 年に 950 ℃の熱を取り出すことに世界で初めて成功し、2010 年には 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。さらに、原子炉の冷却が停止し、スクラム停止に失敗するような異常状態においても、原子炉が自然に停止し、安定な状態を維持できることも実証しました。

このように優れた安全性を有する高温ガス炉は、ヘリウムガスタービンによる高効率発電や燃料電池自動車や製鉄還元の水素供給源として、さらに、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ます（図 6-1）。

現在、私たちは、安全性や経済性に優れた高温ガス炉の特長を活かした、実用高温ガス炉の国際安全基準の検討を国際協力の下で進めるとともに（トピックス 6-1）、我が国が保有するプルトニウムを高温ガス炉を用いて、安全に燃焼することを目指した燃料等の基盤技術の確立に関する研究（トピックス 6-2）、事故時の黒鉛酸化を抑制して、さらなる安全性の向上を目指した耐酸化黒鉛材料の開発を進めています（トピックス 6-3）。

熱利用の研究では、水から水素を製造する熱化学法 IS プロセスについて、水素製造熱効率の向上を目指して主要工程の一つであるブンゼン反応周りのフローシートの改善と提案した技術の有効性を確かめる試験を実施しました（トピックス 6-4）。また、熱利用率を高めるための水素・電力コジェネレーションシステムの確立に向けて HTTR を用いた実証試験の検討を進めています（トピックス 6-5）。さらに、東日本大震災以降運転を停止している HTTR の炉内黒鉛ブロックを取り出し、目視による外観検査を行い、耐震評価と併せて健全性を確認しました（トピックス 6-6）。現在 HTTR は震災後に制定された新規制基準の適合性確認を受けており、再稼働に向けて準備を進めています。

6-1　実用高温ガス炉の国際安全基準の策定に向けて
－HTTR 試験データに基づく実用高温ガス炉の安全要件の検討－

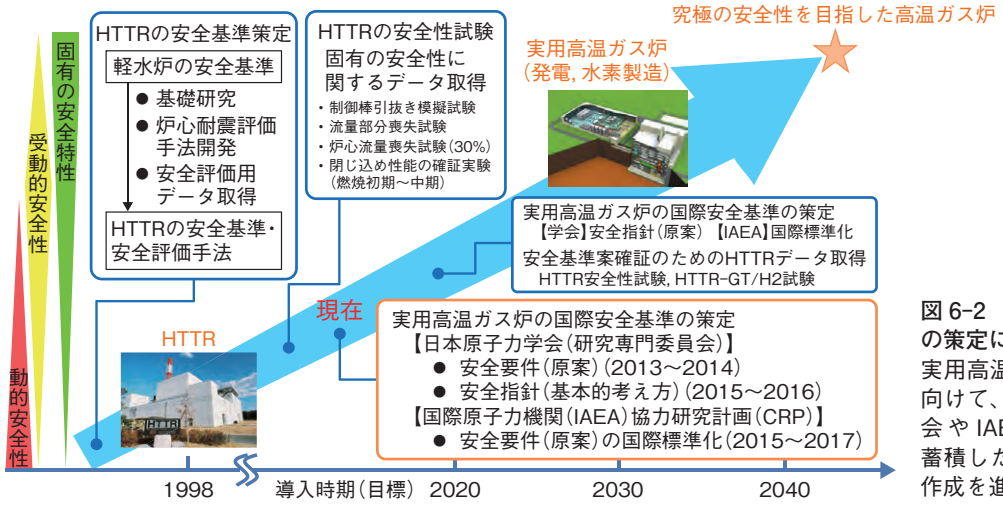


図 6-2　実用高温ガス炉の国際安全基準の策定に向けた活動
実用高温ガス炉の国際安全基準の策定に向けて、日本原子力学会の研究専門委員会や IAEA の CRP において、HTTR で蓄積した知見に基づいた安全基準の原案作成を進めています。

表 6-1　高温ガス炉と軽水炉の安全要件の比較
原子炉の基本的な安全機能である、「閉じ込める」「止める」「冷やす」や非常用電源について、軽水炉とは異なる安全確保の考え方や HTTR の試験データ等に基づき、高温ガス炉の特長を活かした安全要件としました。

安全要件の項目		高温ガス炉	軽水炉
放射性物質の閉じ込め（閉じ込める）	燃料の健全性維持	事故時を含む（事故時も燃料で放射性物質を閉じ込め）	通常運転時と異常な過渡変化まで（事故時も燃料の健全性維持に努めるが、炉心溶融を想定し、格納容器で閉じ込め）
	原子炉格納系	コンファインメント（気密性: 低）（燃料性能，設計などによっては不要）	格納容器（気密性: 高）
原子炉の停止（止める）		原理の異なる二つの手段（固有の炉停止特性を一つの停止手段とみなす）	原理の異なる独立２系統
炉心からの除熱（冷やす）		原子炉圧力容器の外面からの受動的な残留熱除去（受動的な炉心の間接冷却）	停止状態: 残留熱除去系 事故状態: 非常用炉心冷却（能動的な炉心の強制冷却）
非常用電源		プラントパラメータ監視，放射線モニタリング（安全設備への電力供給不要）	炉心の溶融の影響を緩和するために必要な設備への電力供給 プラントパラメータ監視，放射線モニタリング

私たちは、我が国の高温ガス炉技術の優位性を保ちつつ海外へ積極的に展開し、原子力安全の高度化による国際貢献を図ることを目指して、安全性に優れた高温ガス炉の特長を活かした、高温工学試験研究炉（HTTR）で蓄積した知見に基づく実用高温ガス炉の国際安全基準の検討を進めています（図 6-2）。これまでに、日本原子力学会の研究専門委員会において、安全基準の中の上位基準であり安全上の機能要求を規定する安全要件を検討してきました。

まず、高温ガス炉の特長を活かした安全確保の考え方の構築を図り、冷却材が喪失するような事故時においても動的安全設備の動作や運転員の操作に頼ることなく、炉心の著しい損傷を発生させない（燃料で放射性物質を閉じ込める）設計を要求することとしました。次いで、この考え方に基づいて、安全確保のための安全機能の導出、安全機能に影響を与える要因とその発生メカニズムの分析、それらへの対策の検討を行い、軽水炉の安全要件の構成や記載レベル等を参考にしつつ、全 82 の要件から構成される安全要件の原案を作成しました。

高温ガス炉と国際原子力機関（IAEA）の軽水炉（第 3 世代）の安全要件の主要な相違点を表 6-1 に示します。「閉じ込める」については、耐熱性に優れたセラミックス被覆燃料の特長を活かし、事故時も燃料で放射性物質を閉じ込めることを要求しています。一方、原子炉格納系は、軽水炉で要求されている耐圧・高気密性の格納容器ではなく、気密性能を合理的に緩和したコンファインメントの適用を容認することとしました。「止める」については、炉心流量が喪失した場合に制御棒を挿入しなくても、固有の特性により核出力がゼロとなるという HTTR 試験データに基づき、固有の特性を一つの停止手段とみなした上で原理の異なる二つの手段を要求しています。「冷やす」については、炉心流量が喪失した場合に間接的に炉心を冷却できるという HTTR 試験データに基づき、原子炉圧力容器の外面からの電源を要しない受動的な残留熱除去を要求しています。

現在、米国，独国，中国や高温ガス炉の導入を検討しているカザフスタン，インドネシアなどの新興国が参加する、IAEA の協力研究計画（CRP）に参画し、この原案の国際標準化を目指しています。本計画を主導し、HTTR の試験データに基づく、優れた安全性を有する高温ガス炉の特長を活かした国際安全基準の策定に貢献します。

●参考文献
Ohashi, H. et al., Safety Design Approach for the Development of Safety Requirements for Design of Commercial HTGR, Proceedings of 7th International Topical Meeting on High Temperature Reactor Technology (HTR 2014), Weihai, China, 2014, paper HTR2014-81150, 10p., in USB Flash Drive.

6-2 より安全なプルトニウム燃焼高温ガス炉に向けて
－酸素ゲッターによる被覆燃料粒子の内圧破損の抑制－

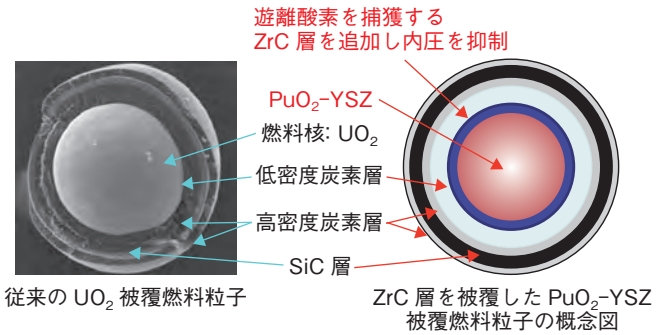
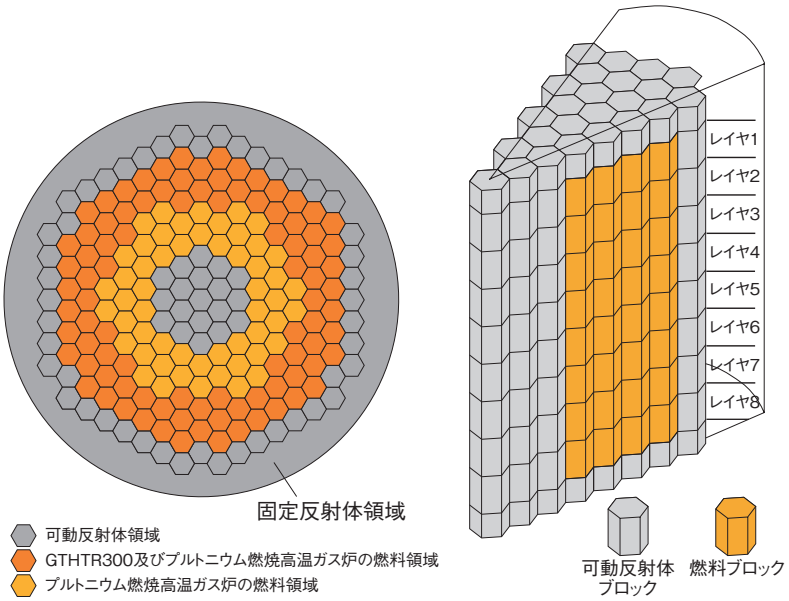


図 6-3　従来の UO_2 被覆燃料粒子と安全性を高めたプルトニウム燃焼高温ガス炉の被覆燃料粒子
燃料核の母材に化学的に不活性なイットリア安定化ジルコニア（Yttria Stabilized Zirconia: YSZ）を用いて核拡散抵抗性を強化するとともに、従来の被覆層に加えて ZrC 層を酸素ゲッターとして被覆し、被覆燃料粒子（直径約 1 mm）の内圧破損を抑制して安全性を強化します。

図 6-4　プルトニウム燃焼高温ガス炉の概略図
私たちが概念設計を行った高温ガス炉 GTHTR300（熱出力 600 MW, 燃料領域の高さ 8 m（1 m× 8 段），燃料領域外径 5.5 m）をベースにして、プルトニウム燃料を装荷するとともに、燃料領域を炉心内側に拡張し臨界性を高めてより多くの核分裂性プルトニウムの削減を図ります。



高温ガス炉は、電源などが全て喪失しても、物理現象によって「止まる」「冷やす」「閉じ込める」を担保することができる極めて安全性の高い原子炉です。一方、プルトニウム（Pu）インベントリを減らす技術の確立は、国際社会及び我が国における核セキュリティ上重要です。私たちは、高温ガス炉で Pu を燃焼して削減するシステムを提案してきました。

高温ガス炉の運転にあたり、従来の被覆燃料粒子の主な破損原因として、一酸化炭素（CO）ガス及び核分裂生成物ガスの生成による内圧上昇が挙げられます。このうち CO ガスは、核分裂に伴い二酸化ウラン（UO_2）や二酸化プルトニウム（PuO_2）から遊離する酸素と低密度炭素層の炭素の反応により生成します。私たちは、図 6-3 に示すように炭化ジルコニウム（ZrC）を酸素ゲッターとして燃料核に被覆することで内圧破損を抑制し、従来の被覆燃料粒子を用いる場合に比べて安全性を強化した Pu 燃焼高温ガス炉を提案しています。

現在、Pu 燃焼高温ガス炉の基盤技術の確立を目的として、東京大学，富士電機及び原子燃料工業と連携した研究を、2014 年度から 4 年間の予定で実施しています。その中で、私たちは燃料設計、炉心核熱設計及び ZrC 被覆試験を主担当として実施しています。

これまでに、燃料設計については、ウラン燃料用に開発された内圧計算コードを、Pu 燃料の内圧を計算できるように整備しました。今後、PuO_2-YSZ を燃料核とする被覆燃料粒子の内圧を、ZrC 層による内圧抑制効果を考慮して評価する予定です。炉心核熱設計については、図 6-4 に示す炉心の燃焼計算を行うための入力を作成しました。今後、核計算コード SRAC/COREBN を用いた全炉心燃焼計算及び燃料温度計算を行う予定です。また、ZrC 被覆試験については、既設の試験装置を点検整備した後、試運転を行って正常に動作することを確認しました。今後、模擬燃料核への ZrC 被覆試験を実施して ZrC 層及び YSZ 境界面の材料特性データ（厚さ，密度など）を取得し、ZrC 被覆の最適な運転条件（被覆温度，ガス流量など）を検討する予定です。

本研究は、文部科学省からの受託研究「プルトニウム燃焼高温ガス炉を実現するセキュリティ強化型安全燃料開発」の成果の一部です。

●参考文献

Goto, M. et al., Conceptual Study of a Plutonium Burner High Temperature Gas-Cooled Reactor with High Nuclear Proliferation Resistance, Proceedings of 21st International Conference & Exhibition; Nuclear Fuel Cycle for a Low-Carbon Future (GLOBAL 2015), Paris, France, 2015, paper 5426, p.507-513, in USB Flash Drive.

6-3 耐酸化性能を向上させた炉心黒鉛材料の開発
－カザフスタン共和国・核物理研究所との共同研究－

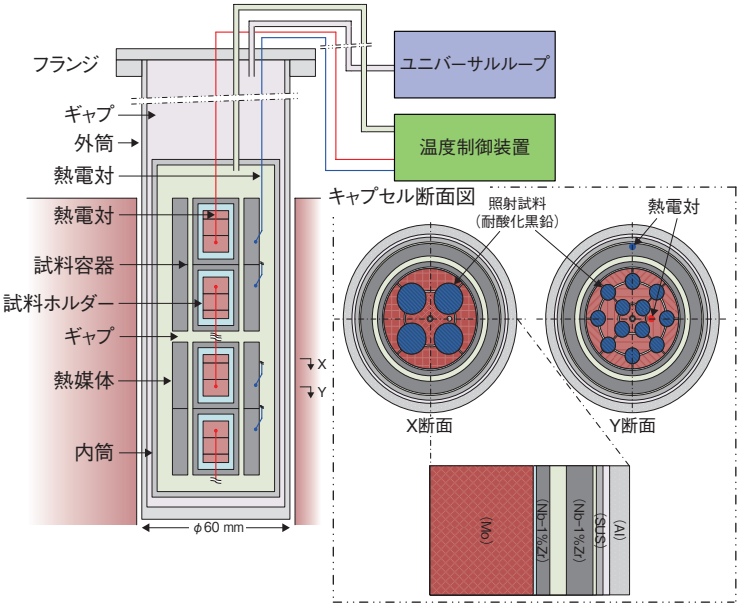


図 6-5　カザフスタン共和国の核物理研究所における耐酸化性能を向上させた黒鉛のキャプセル照射試験
高温条件下における耐酸化性能を向上させた黒鉛の照射特性を把握するため、γ線発熱及び真空温度制御により最高 1200 ℃の照射温度を実現する照射キャプセルを作成し、中性子照射試験を実施しました。

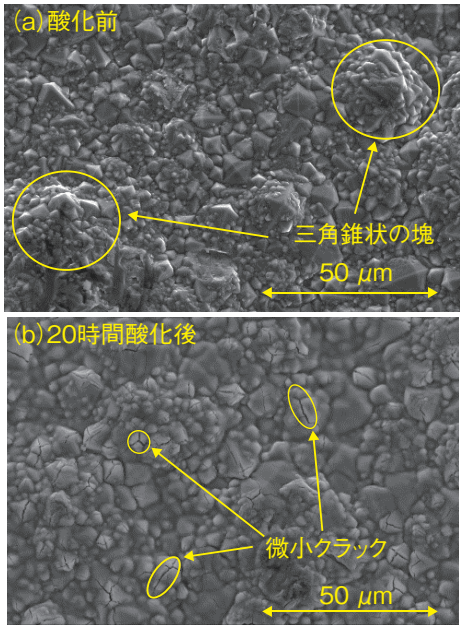


図 6-6　耐酸化性能を向上させた黒鉛材料の予備酸化試験前後の表面観察試験の結果
SiC を付加した黒鉛試験片を、酸化雰囲気(He＋20％O_2, 1300 ℃, 20h)で酸化させ、表面観察を行いました。試験後の冷却において微少クラックが発生したと考えられますが、黒鉛の材料特性は維持され、SiC 付加の効果が認められました。

高温ガス炉の炉心材料に使用される原子炉級微粒等方性黒鉛は、内部気孔が少なく緻密、酸化触媒となり得る金属不純物が極めて少ない、熱伝導性が高く熱が逃げやすい、加熱による可燃性ガスの放出が少ない等の理由から、空気侵入事故のような事故時において、炎を上げて燃えるような自己燃焼が起こらない優れた特性を有しています。今回、いかなる事故においても炉心黒鉛の酸化を防ぎ、高温ガス炉の安全性をさらに向上させることができる黒鉛材料を開発することを目的として、黒鉛材料表面に炭化ケイ素(SiC)を付加した耐酸化黒鉛の開発を、黒鉛メーカ 4 社（東洋炭素, イビデン, 東海カーボン, 新日本テクノカーボン）と共同で進めています。

高温ガス炉開発が国家計画に位置付けられているカザフスタン共和国の核物理研究所の照射試験炉（以下、WWR-K 炉）を用いて、4 社が試作した耐酸化黒鉛の中性子照射試験を行いました。試験は、高温ガス炉黒鉛構造物の最も厳しい炉内環境を模擬し、内部構造物のγ線発熱及び真空温度制御により最高 1200 ℃の照射温度を実現する照射キャプセルを作成し、中性子照射試験を実施しました（図 6-5）。一方、照射試験に先立ち、未照射条件での酸化試験を実施し、耐酸化黒鉛の酸化特性を調べました。酸化温度 1350 ℃、酸化時間は SiC の酸化速度の値が飽和に達する 20 時間とし、さらに耐酸化黒鉛が十分に酸化し得る試験条件とするため、空気中の酸素濃度を模擬し、ヘリウム中に 20％の酸素を含んだ混合ガスを、毎分 100 ℓ流して試験を実施しました。

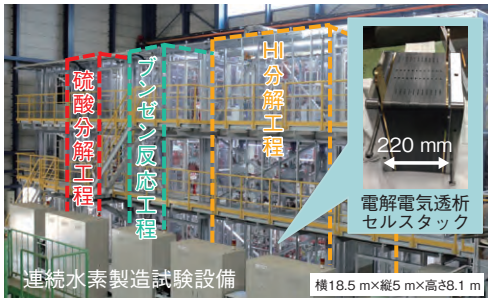
未照射条件での酸化試験の結果、耐酸化黒鉛の重量は酸化時間とともに増加することが確認でき、これは、耐酸化黒鉛表面の SiC が二酸化ケイ素(SiO_2)に酸化したことを示します。また、試験前後の重量変化から耐酸化黒鉛の酸化速度を評価した結果、酸化速度は時間とともに減少することが確認できました。すなわち、酸化により耐酸化黒鉛表面に生成した SiO_2 が保護膜として機能し、SiC の酸化を抑制する効果が発揮されたことが確認できました。また、試験前後の表面観察から、表面に三角錐状の塊が多数生成されたこと、酸化前と比較し表面が滑らかになったこと、試験片冷却時に生じたと考えられる微少クラックが生成されていることが分かりました。これらはいずれも黒鉛材料の特性を劣化させる原因とはならず、したがって、SiC を付加した黒鉛が十分に耐酸化性能を有していることが確認できました（図 6-6）。

今後は、WWR-K 炉により中性子照射を施した 4 社の耐酸化黒鉛について、寸法測定，微細組織観察，酸化試験等の照射後試験を行い、詳細に分析，評価し，耐酸化黒鉛の中性子照射環境下での耐酸化性能を明らかにしていく予定です。

●参考文献

Sumita, J. et al., Irradiation Test Plan of Oxidation-Resistant Graphite in WWR-K Research Reactor, Proceedings of 7th International Topical Meeting on High Temperature Reactor Technology (HTR 2014), Weihai, China, 2014, paper HTR2014-41236, 7p., in USB Flash Drive.

6-4 反応が阻害される条件を調べ熱効率向上に活かす
－HI 濃縮器への不純物混入の影響を調べる－



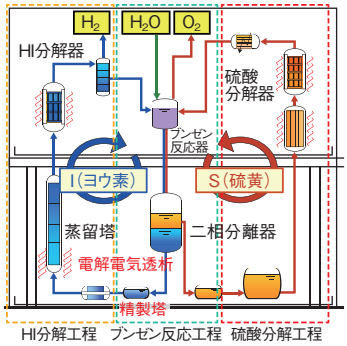


図 6-7　現在、試験中の IS プロセス連続水素製造試験設備の外観
工業材料を用いて IS プロセス全機器で構成される連続水素製造試験設備を製作しました。本設備は、各機器の信頼性確証及び連続水素製造性能の検証を目的としています。HI 溶液を濃縮するために電解電気透析器が組み込まれています。

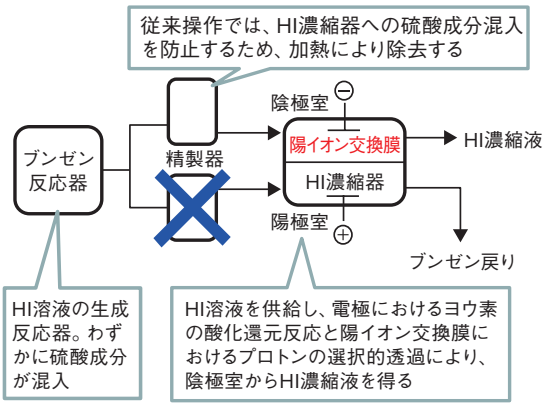


図 6-8　HI 溶液の生成と濃縮
ブンゼン反応で生成した HI 溶液を精製してから濃縮を行います。陽極側溶液の精製を不要とするフローシートを考案しました。

濃縮挙動に対する微量硫酸の影響

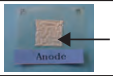
	試験条件	試験結果: 膜の外観	
Case A（精製操作あり）	陰極室: 硫酸なし 陽極室: 硫酸なし		（変化なし）
Case B（陽極室のみ精製操作なし）	陰極室: 硫酸なし 陽極室: 硫酸有		（変化なし）
Case C（精製操作なし）	陰極室: 硫酸有 陽極室: 硫酸有		硫黄析出

図 6-9　HI 溶液濃縮試験後の陽イオン交換膜
硫酸混入なし（Case A）は無論、陽極側溶液に硫酸を混入させても硫黄の析出は認められませんでした（Case B）。一方、陰極側に硫酸を混入した場合には硫黄が生成してしまいました（Case C）。

高温ガス炉の熱利用技術として、熱化学水素製造法 IS プロセスの研究開発を行っています。IS プロセスは、ヨウ素（I）と硫黄（S）を用いた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化石資源に依存しないエネルギーセキュリティに優れる将来の水素製造技術の一つとして期待されています。本プロセスの研究開発において重要な課題の一つが水素製造熱効率を向上させることです。

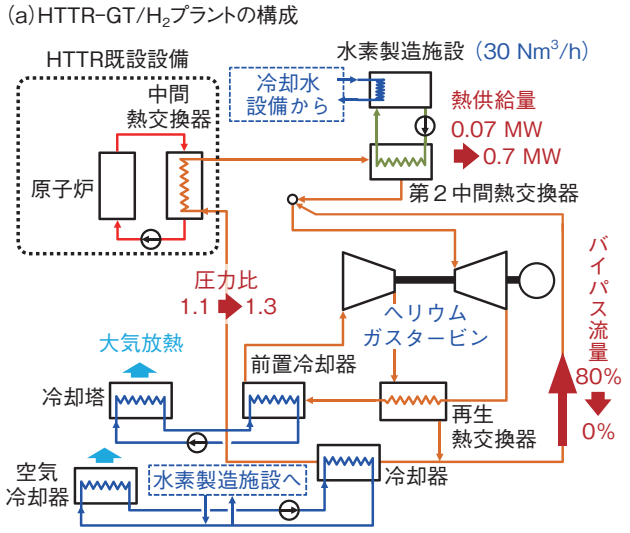
熱効率を向上させるには、加熱操作などプロセスを動作させるために必要な加熱量の低減が有効です。本研究では、ブンゼン反応生成溶液に対して行う精製と呼ばれる操作に着目しました。IS プロセスにおけるブンゼン反応は、本プロセスの出発点とも言える反応で、水, ヨウ素, 二酸化硫黄を反応させて、ヨウ化水素（HI）に富む水溶液及び硫酸に富む水溶液の二液相に分離した溶液を生成します。その際、生成する HI 溶液に含まれる硫酸成分が、ブンゼン反応の後段に位置する HI 濃縮（陽イオン交換膜を用いた電解電気透析、図 6-7）や HI 蒸留分離において硫黄生成など有害な副反応を引き起こし反応を阻害する原因となります。HI 溶液と硫酸溶液は一定の割合で相互溶解するので、HI 溶液の加熱を伴う精製操作により取り除くしかありません。この操作は、溶液の蒸発を伴うため所要エネルギー増加の要因となります。

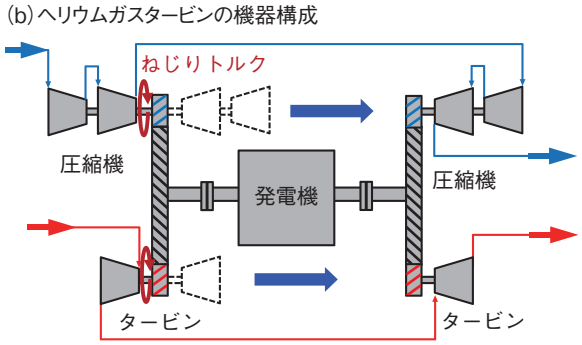
この精製操作の温度を最適化するなどの所要熱量低減法が試みられていましたが、私たちは、精製に要する溶液量自体を大幅に減らし、これに応じて所要エネルギーを低減する方法を発案しました（図 6-8）。精製操作後の HI 溶液は、電解電気透析法により濃縮しますが、従来のフローシートでは、電解電気透析用セルの陰極・陽極両側に通液していました。今回、HI 溶液に混入した硫酸は、還元環境にさらされると硫黄へ変化するという化学的性質に着目しました。つまり、酸化環境の陽極側溶液に硫酸が混入したとしても硫黄が生成しない可能性があります。これならば、精製操作は、ブンゼン反応で生成する HI 溶液の一部である陰極側溶液に対して行うだけで良く、精製すべき溶液量を減らし所要エネルギーを低減できる上にプロセスも簡略化できます。

本方法の有効性を確認するため、陽極側溶液へ硫酸が混入した溶液としない溶液を用いて電解電気透析法による HI 濃縮実験を行いその影響を調べました。予想通り陽極側には硫黄が生成しないだけでなく、陽極側への硫酸混入が電圧及び陽イオン交換膜の選択性に影響しないことを明らかにしました（図 6-9）。これにより、精製操作に伴う所要熱量を削減でき、従来と比べ水素製造熱効率を 10％ほど向上できる可能性を示しました。

●参考文献
Tanaka, N., Kubo, S. et al., Effect of Sulfuric Acid on Electro-Electrodialysis of HIx Solution, International Journal of Hydrogen Energy, vol.39, issue 1, 2014, p.86-89.

6-5 HTTR による水素・電力コジェネレーション技術の確証
－運転方法の確証が可能なヘリウムガスタービンを提案－





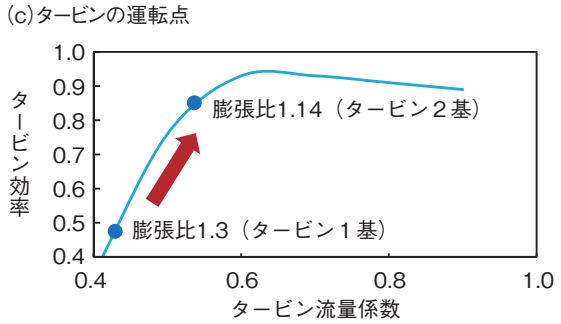


図 6-10　HTTR-GT/H_2 プラントとヘリウムガスタービンの構成
(a) に HTTR-GT/H_2 プラントとヘリウムガスタービンの構成を示します。(b) 発電機軸両端への同じ仕様のタービンや圧縮機の対称配置によりサイクル圧力比向上を可能とし、(c) 1 基あたりのタービンでの膨張圧力幅をあえて小さくしてタービン高効率運転を可能とすることで運転制御技術の確証試験実施を可能としました。

高温ガス炉は優れた安全性のみならず、高温熱供給が可能であることから、私たちは高温ガス炉から取り出される核熱を用いた高効率で、二酸化炭素を排出しない水素・電力コジェネレーションの実用化を目指した研究を進めています。

高温ガス炉水素・電力コジェネレーションシステムの実用化には、高温ガス炉やヘリウムガスタービンの特徴を考慮した運転制御技術の確立が必要です。具体的には、私たちが提案する①系統圧力調整による発電機負荷喪失時のタービン回転数維持法，②圧縮機出口低温ヘリウム導入による水素製造施設異常時のタービン入口温度維持法，③系統圧力調整による大規模外部動力を不要とする起動停止法の確立が求められます。そこで、HTTR にヘリウムガスタービンや水素製造施設から構成される熱利用システムを接続した HTTR-GT/H_2 プラントを建設して、運転制御技術の確証試験実施を計画しています。

HTTR-GT/H_2 プラント設計にあたっては、改造コスト削減のため HTTR 既設設備の改造や移設を最小限としつつ、運転制御技術の確証試験を可能とすることが要求されます。そこで、熱利用システムは 2 次系に設置しつつ、高温ガス炉水素・電力コジェネレーションシステムの実用炉と同様に水素製造施設に熱供給を行う第 2 中間熱交換器とヘリウムガスタービンをカスケード配置としました（図 6-10 (a)）。また、制御特性確認に必要なプラント過渡挙動観測を可能とするヘリウムガスタービンを提案しました。具体的には、発電機軸の両端に同じ仕様のタービンや圧縮機を対称配置させ、軸に加わるねじりトルク発生を防止することで軸振動を抑制し、サイクル圧力比の向上を可能としました（図 6-10 (b)）。また、安定して効率の高い条件で運転するため、1 基あたりのタービンでの膨張圧力幅をあえて小さくすることでタービン強度上の回転数制限を満足しながら 90% 近い効率での運転を可能としつつ、排熱を利用することで発電及び水素製造量の最大化を図りました（図 6-10 (a), (c)）。

これらの設計提案に基づき HTTR-GT/H_2 プラントの熱物質収支評価や機器メーカーによる製作性評価を行った結果、サイクル圧力比 1.3 以上で電気出力 1 MWe、水素製造量 30 Nm^3/h 規模の水素・電力コジェネレーションが成立し、従来課題とされていた実用高温ガス炉にはない再生熱交換器出口とタービン入口間のバイパス流れ削減が達成され、運転制御技術の確証に必要な発電機負荷喪失試験や水素製造施設異常模擬試験、起動停止模擬試験等が HTTR-GT/H_2 プラントで実施できることを確認しました。

今後は、HTTR による水素・電力コジェネレーション技術の確証に向けて、HTTR-GT/H_2 プラントの機器設計や安全評価を進める予定です。

●参考文献
今井良行, 佐藤博之ほか, 高温ガス炉に接続するヘリウムガスタービンの設計データ, JAEA-Data/Code 2016-007, 2016, 27p.

6-6　3.11 地震時の高温ガス炉の健全性を明らかにする
－耐震評価と外観確認により黒鉛構造物の健全性を確証－

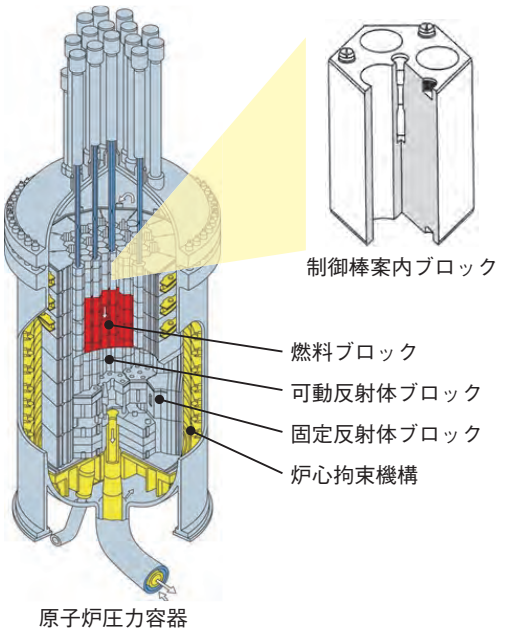


図 6-11　HTTR の原子炉圧力容器と制御棒案内ブロック
HTTR の原子炉圧力容器の断面図と制御棒案内ブロックを示しています。原子炉圧力容器内の構造物は、主に黒鉛で構成されており、制御棒案内ブロックのほかに燃料ブロック，可動反射体ブロック，固定反射体ブロック等が設置されています。

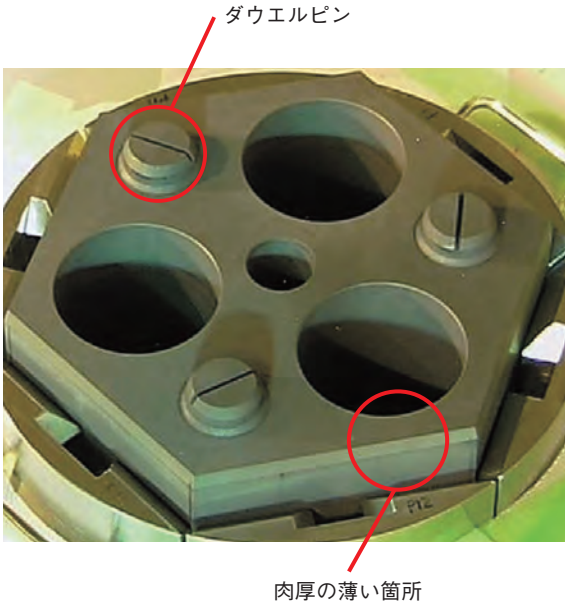


図 6-12　制御棒案内ブロックの外観検査
原子炉圧力容器内の制御棒案内ブロックは、起動用の中性子源の交換作業の際に取り出されました。東日本大震災後、初めて外観検査を実施、損傷等の異常がないことを確認するとともに、耐震解析結果の妥当性を検証できました。

2011 年 3 月 11 日に発生した東日本大震災（以下、「3.11 地震」）後、原子炉の耐震健全性が重要な懸案事項となりました。HTTR では、耐震健全性を確認するために、原子炉建家や設備・機器の外観検査を実施しました。しかし、原子炉圧力容器内に設置された構造物に対しては、外観検査を実施することは極めて困難です。また、炉内の構造物は、主に黒鉛で構成されており、その周囲に設けた炉心拘束機構により動きが抑制されます（図 6-11）。しかし、黒鉛構造物間にわずかな隙間があるので、3.11 地震のような大きな地震では、黒鉛構造物同士の衝突により損傷するおそれがあります。このため、耐震解析により健全性を確認する必要がありました。原子炉圧力容器内に地震観測装置を設置できないため、黒鉛構造物に加わる地震動は解析により算出する必要があります。解析で用いる地震動は、原子炉建家内外に設置された地震観測装置により取得した地震動と原子炉建家を支持する地盤の伝達関数との関係より算出します。黒鉛構造物の耐震評価の手法は、原子炉建家，原子炉圧力容器，黒鉛構造物の順に外側から内側へ評価を進めていき、外側の評価で得られた地震動を用いて内側の評価を実施します。また、耐震評価の解析モデルは、過去に縮小スケールの実機を用いた実験及び解析を通して妥当性を確認したモデルを使用しています。評価の結果、全ての黒鉛構造物の耐震健全性を確認しました。

一方、HTTR では 2015 年 10 月に原子炉起動用の中性子源の交換作業を実施し、その際に炉心内の中性子源を装荷している制御棒案内ブロックを取り出し、外観検査を実施しました（図 6-12）。炉内構造物の取り出し作業は、3.11 地震以後初めてであり、直接健全性を確認できる絶好の機会となりました。外観検査の結果、地震荷重が集中する制御棒案内ブロックの肉厚の薄い箇所や凸形状であるダウエルピンを含めて、全ての箇所に損傷等の異常がないことを確認するとともに、耐震解析結果の妥当性を検証できました。

今後、再稼働に向けて新規制基準への適合性確認の審査に対応するため、最新の知見を踏まえて策定された基準地震動等を用いた評価を実施し、黒鉛構造物のみならず、様々な設備･機器に対して耐震健全性を確認します。

●参考文献

Ono, M. et al., Confirmation of Seismic Integrity of HTTR Against 2011 Great East Japan Earthquake, Proceedings of 24th International Conference on Nuclear Engineering (ICONE 24), Charlotte, North Carolina, USA, 2016, ICONE24-60571, 12p., in DVD-ROM.

7 高速炉研究開発

高速炉サイクル技術に関する研究開発

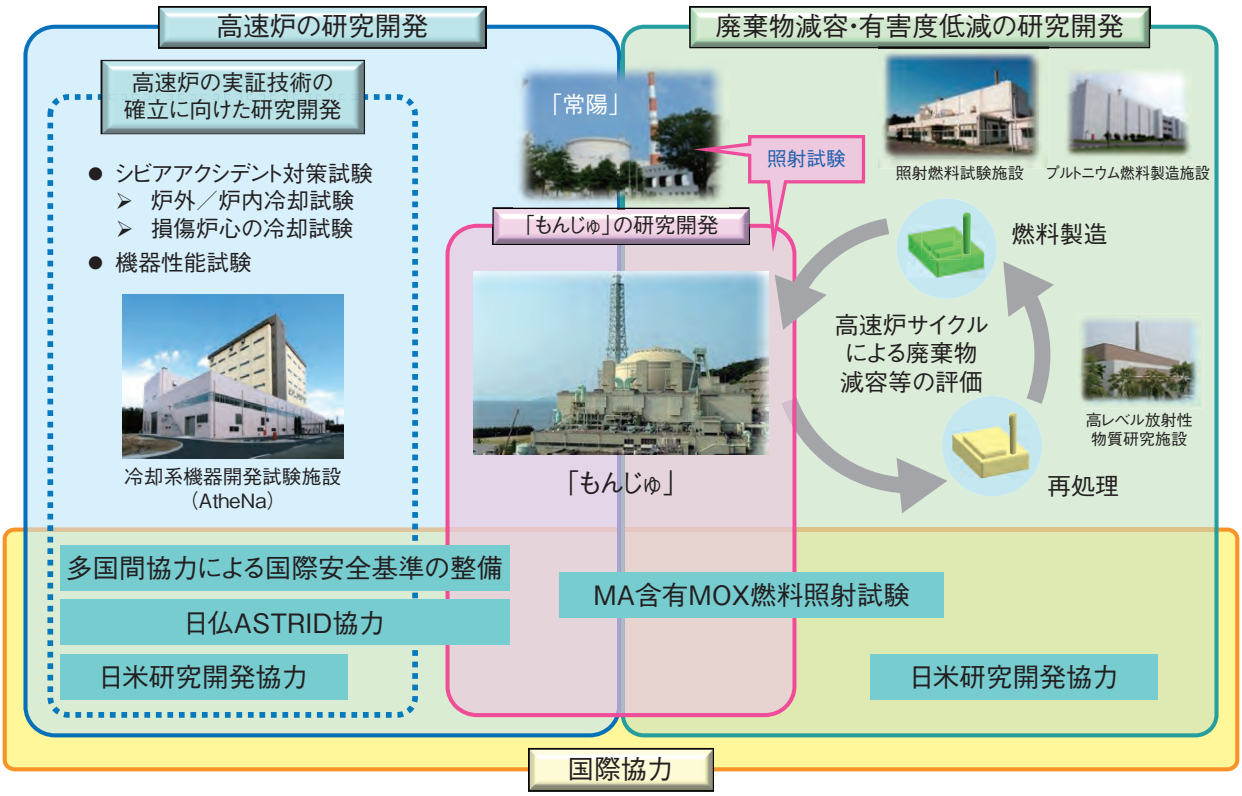


図 7-1　高速炉サイクル技術に関する研究開発の概要
エネルギー基本計画を踏まえて国が定めた第 3 期中長期目標に基づき、2015 年度以降は国際協力を活用しつつ、「もんじゅ」の研究開発，高速炉の実証技術の確立に向けた研究開発及び放射性廃棄物の減容化･有害度低減の研究開発を実施しています。

高速炉サイクル技術は、我が国のエネルギー安全保障と地球温暖化対策の観点から核燃料サイクルの確立に必須の課題であり、「エネルギー基本計画」（2014 年 4 月閣議決定）においても研究開発に取り組むことが明記されました。エネルギー基本計画を踏まえて国が定めた第 3 期中長期目標に基づき、2015 年度以降は、国際協力も活用しつつ「もんじゅ」の研究開発，高速炉の実証技術の確立に向けた研究開発及び放射性廃棄物の減容化・有害度低減の研究開発を実施しています（図 7-1）。

「もんじゅ」については、廃棄物減容・有害度低減等関連技術のための国際的な研究拠点と位置付け、新規制基準への対応など克服すべき課題に対する取組みを重点的に推進します。

高速炉の実証技術の確立に向けた研究開発では、「もんじゅ」の研究開発で得られる成果を活用しつつ、実証段階にある仏国 ASTRID 炉等の国際プロジェクトへの参画を通じ、高速炉の研究開発を行います。

放射性廃棄物の減容化・有害度低減の研究開発については、高速炉を用いた核変換により、高レベル放射性廃棄物を減容化し、長期に残留する有害度を低減する技術の主要な開発課題であるマイナーアクチノイド（MA）の分離・回収技術，MA 含有燃料の性能評価等を国際的なネットワークを活用しつつ推進します。

本章では高速炉の安全性強化，廃棄物減容・有害度低減及び「もんじゅ」における研究開発成果について紹介します。

次世代のナトリウム冷却高速炉の国際標準となる「安全設計クライテリア」及び「安全設計ガイドライン」の整備を国際協力の場で進めています（トピックス 7-1）。

炉心安全性と核変換性能を調和させたナトリウム冷却高速炉用の MA 核変換炉心を検討し、MA の核変換量を従来炉の 2 倍とする大幅な性能改善の見通しを得ました（トピックス 7-2）。

内部にダクトを設置した燃料集合体が、炉心崩壊事故時に急激な出力上昇が起こらないよう、燃料を速やかに炉心の外へ流出させることに有効であることを実験により確認しました（トピックス 7-3）。

蒸気発生器の伝熱管破損時に想定されるナトリウム－水反応現象に関して、伝熱管の腐食作用に対する影響因子の効果を実験により把握しました（トピックス 7-4）。

燃料製造や照射挙動に大きな影響を与える酸化物燃料中の酸素と金属の原子数比（O/M 比）と酸素ポテンシャルの関係を実験により把握し、MA の一つであるアメリシウム（Am）の影響を評価しました（トピックス 7-5）。

「もんじゅ」敷地内破砕帯について、フィッション・トラック年代測定法による活動時期の推定を試みました（トピックス 7-6）。

7-1 次世代ナトリウム冷却炉の高い安全性の実現で世界をリード
ー安全設計クライテリア・ガイドラインの国際標準化ー

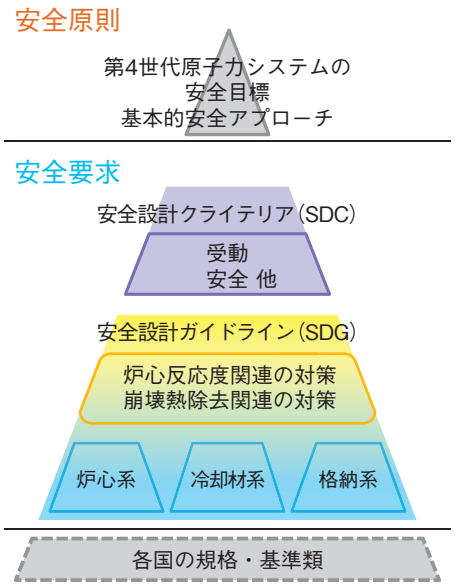


図 7-2　安全基準の階層における安全設計クライテリア（SDC）と安全設計ガイドライン（SDG）の位置付け
基本的な安全原則を実現するためにどのような考え方に基づいて設計すれば良いか、さらにシステムや機器類が具体的にどのような条件で機能しなければならないかを定めるものです。第 4 世代炉を対象とした国際標準の安全要求として初めてのものです。

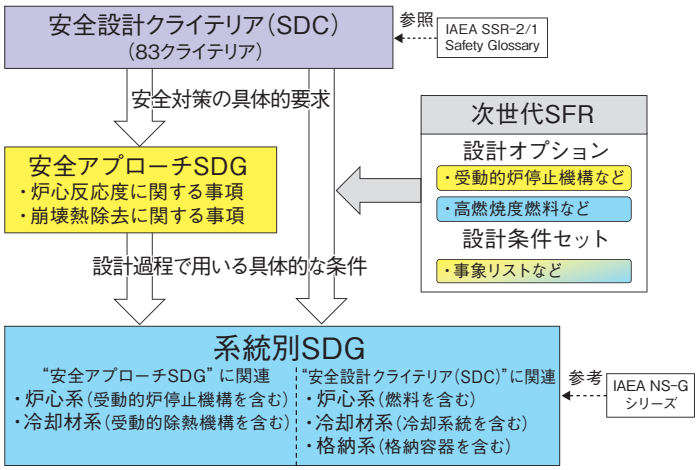


図 7-3　新しい安全設計ガイドライン（SDG）の具体化プロセス
SDC の 83 のクライテリアを元に、次世代 SFR の設計オプションや設計条件を踏まえ、炉心反応度や崩壊熱除去に関連する対策を安全アプローチ SDG でまとめ、さらに系統ごとに具体化したのが系統別 SDG です。

第 4 世代原子力システム国際フォーラム（GIF）では、次世代のナトリウム冷却高速炉（SFR）の国際標準となる「安全設計クライテリア（SDC）」の整備を 2010 年から開始し、2013 年 5 月に GIF での承認を経て、現在は国際原子力機関（IAEA）及び SFR 開発国の規制機関によるレビューの反映が進められています。さらに、SDC を実際の設計に適用する際の手引きとなる「安全設計ガイドライン（SDG）」は 2013 年に構築を開始し、今般、IAEA によるレビューが開始されました。SDC と SDG の構築では、私たちが次世代 SFR 向けに開発してきた各種の安全関連技術が反映されています。標準化により、原子力機構の安全技術が一般性を持ち、国際的にリードしていることが示されたと考えています。

安全基準の階層における SDC と SDG の位置づけを示したのが図 7-2 です。上位の安全原則と規格・基準類の中間に位置し、“安全の基本概念を実現するためには、規格･基準に基づき製造されるシステムや機器類を、どのような考え方で設計すれば良いか”を体系的に包括的に定めるものが SDC です。また、SDC を各国が実際の設計に適用するために必要となってくる事項、例えば“事故の発生を防止したり、万が一事故が起きたときにその影響を緩和する様々なシステムや機器の機能や、原子炉がどのような状態になったときに機能しなければならないか”をシステムや機器類別に具体的に定めるものが SDG です。SFR を始め、第 4 世代炉を対象とした国際標準の安全基準はこれまでなく、SDC と SDG は初めてのものとなります。

SDC を踏まえて構築される SDG は、東京電力福島第一原子力発電所事故の教訓を踏まえて、従来の設計基準事故を超える状態でも安全を確保するシステムや機器類の具体化を含んでおり、これらの関係と SDG 具体化のプロセスを表したのが図 7-3 です。特に、安全上重要となる炉心反応度に関連した事故への対応と崩壊熱除去に関連した事故への対応については、原子炉全般にかかわることから具体的な対策を包括的にまとめて安全アプローチ SDG としました。さらに、系統別に見たときのシステム及び機器類の仕組みや機構に踏み込んで詳細化を行うものが系統別 SDG です。現在、安全アプローチ SDG は GIF での承認を経て、国際機関によるレビューが開始されました。今後は系統別 SDG 案を、我が国発の“より高い安全性を実現するコンセプトの具体化”として、GIF という国際協力の場において国際標準化を図ることになります。

●参考文献
Okano, Y. et al., Research & Development of Safety Approach and Safety Assessment for the Next Generation SFR, Proceedings of Probabilistic Safety Assessment and Management Topical Conference; In Light of the Fukushima Dai-Ichi Accident (PSAM 2013), Tokyo, Japan, 2013, PSAM2013-1028, 6p., in USB Flash Drive.

7-2 放射性廃棄物をより低減する高速炉の設計
－安全性と核変換の調和を目指した炉心開発－

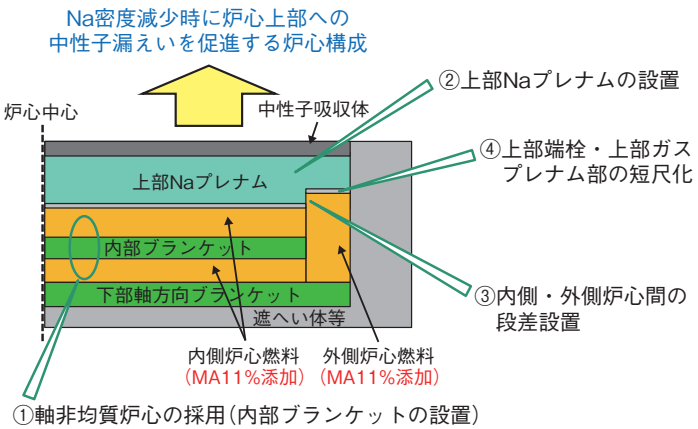


図 7-4　低 Na ボイド反応度型 MA 核変換炉心
炉心の安全性に関係する Na ボイド反応度を低減するため、①～④の設計方策を導入しました。温度上昇による Na の密度減少に伴い、炉心上部方向への中性子漏えいが増加、原子炉を停止させる方向に作用します。

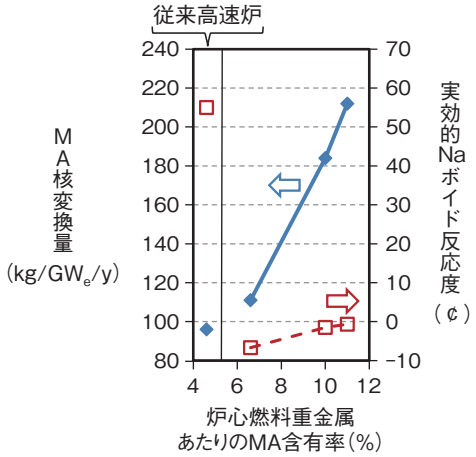


図 7-5　大量の MA 核変換の達成
本研究で考案した「実効的 Na ボイド反応度」を負とする条件のもと、MA 含有率を 11% まで高め、従来高速炉の 2 倍の MA 核変換量を達成可能な見通しを得ました。¢（セント）は反応度の単位であり、＋100 ¢以上で急激な出力上昇に至ります。

原子力発電所から出る使用済燃料の再処理で発生する高レベル放射性廃棄物には長期の放射能や発熱を有するネプツニウム，アメリシウム，キュリウム等の元素からなるマイナーアクチニド（Minor Actinide: MA）が含まれます。高レベル放射性廃棄物から MA を分離回収して原子炉で核変換することによって、長期にわたる潜在的な有害度の低減や処分場占有面積の抑制が期待されています。

高速炉はその優れた核的性質により、MA を燃料としてリサイクルし、発電しながら燃焼することが可能です。福井大学を中心に実施した公募研究の一環として、日立 GE ニュークリア・エナジーと協力して炉心安全性と核変換性能を調和させた電気出力 75 万 kW_e のナトリウム（Na）冷却高速炉用の MA 核変換炉心を検討しました。

MA 核変換量を高めるには炉心燃料中の MA 含有率を増加する必要がありますが、MA 含有率は炉心安全性にかかわる Na ボイド反応度とトレードオフの関係にあり、いかにして Na ボイド反応度を低減するかが課題でした。Na ボイド反応度は温度上昇による冷却材 Na の密度減少に伴う反応度ですが、従来高速炉では正の値となり炉心の核反応を増加させる働きがありました。

本研究では、仮想的な事故時の炉心高さ方向の Na 密度分布を考慮した実効的 Na ボイド反応度（Effective Sodium Void Reactivity: ESVR）を設計指標として考案し、事象が緩慢に進展するよう ESVR を負とすることを条件としました。炉心設計においては図 7-4 に示すように①軸非均質炉心の採用（内部ブランケットの設置），②上部 Na プレナムの設置，③内側・外側炉心間の段差設置，④上部端栓・上部ガスプレナム部の短尺化を行い、Na 密度減少時の炉心上部への中性子漏えいの促進によって、ESVR を大幅に低減し負側に余裕を持った値とすることができました（図 7-5 赤色プロット参照）。この負側の余裕を MA 含有率の最大化に振り向け、炉心燃料の重金属あたりの MA 含有率を従来高速炉の 5% に対し 11% まで高め、MA の核変換量を従来高速炉の 2 倍とする大幅な性能改善の見通しを得ました（図 7-5 青色プロット参照）。

核燃料を増殖しながら軽水炉から高速炉に置き換えるシナリオでは、MA 含有率が 5% を越えるような状況はほとんど発生しないため、従来高速炉でも核変換性能は十分です。本研究の MA 核変換炉心によって、少数基の高速炉導入による MA の集中的な燃焼や、従来高速炉との組み合わせで多数基を導入する場合には MA の取扱いを燃料サイクルの一部に局在化できるようになり、高速炉による MA 管理の柔軟性を大きく高めることができました。

本研究は、特別会計に関する法律（エネルギー対策特別会計）に基づく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 26 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」の成果を含みます。

●参考文献

Fujimura, K., Ohki, S. et al., Development of a Fast Reactor for Minor Actinides Transmutation (2) – Study on the MA Transmutation Core Concepts –, Proceedings of 21st International Conference & Exhibition; Nuclear Fuel Cycle for a Low-Carbon Future (GLOBAL 2015), Paris, France, 2015, paper 5105, p.592-598, in USB Flash Drive.

7-3 高速炉の安全性向上を目指して
－燃料集合体が溶けて流出する挙動を実験的に確認－

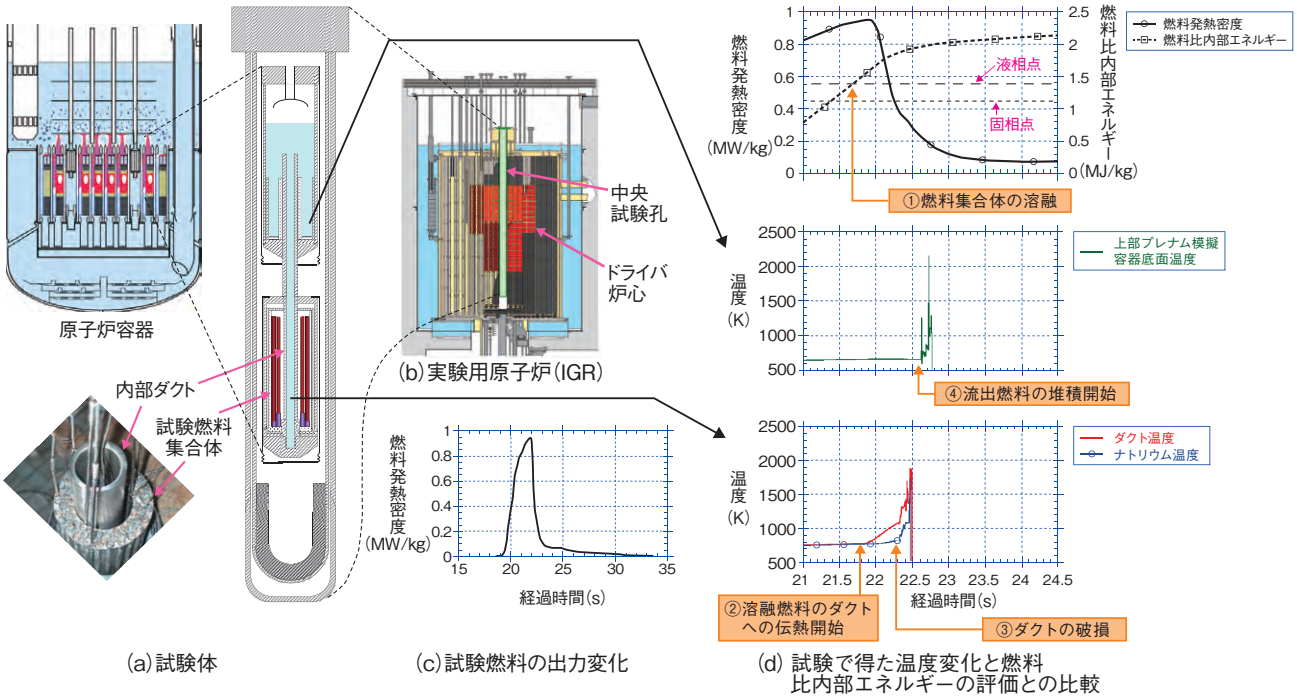


図 7-6　内部ダクト付き燃料集合体における溶融燃料の上向き流出試験
カザフスタン共和国国立原子力センターとの共同研究により、同研究所が所有する実験用原子炉（IGR）を用いて実際に燃料集合体を核加熱で溶融させて 3000 ℃程度に達する事故状態を模擬し、内部ダクトを通じて溶融燃料が上向きに流出するデータの取得に成功しました。

ナトリウム冷却型高速炉（高速炉）の安全性を確保するには、燃料が損傷して炉心が崩れる事故（炉心崩壊事故）が発生しても、原子炉容器の破損を防止することが不可欠です。炉心崩壊事故での原子炉容器の破損は、燃料が大量に溶けて炉心内部に留まり、これが急速に集まる動き方をして出力が急上昇した場合に生じます。従来の高速炉では、このような状況になっても原子炉容器の健全性が確保される設計がなされてきましたが、次世代高速炉においては、安全性をさらに向上させるため、炉心崩壊事故時の急激な出力上昇が発生する原因そのものを取り除くことを目指しています。具体的には、燃料が溶けたら直ちに炉心の外に流出するよう、専用のダクトを燃料集合体の中に設置します（内部ダクト付き燃料集合体）。現在、流出した燃料を冷却する観点から、燃料溶融時に炉心の圧力が高まる性質に着目し、上端に向かって開口を有する内部ダクトを設置することで、溶融燃料を上部プレナム方向へ流出させる概念を検討しています。

本研究では、溶けた燃料が上方向に流出することを確認するため、実際に燃料集合体を溶かす実験を行いました。図 7-6（a）に試験体を示します。内部ダクト付き燃料集合体を部分的に模擬した試験体を製作し、これを図 7-6（b）に示すカザフスタン共和国国立原子力センターが有する実験用原子炉（IGR）の中央試験孔に設置します。IGR を起動して設置した試験体を中性子照射することにより試験燃料を図 7-6（c）に示すように発熱させ、試験体内に炉心溶融状態を作り出しました。図 7-6（d）に主要な測定結果を燃料比内部エネルギー評価値と比較して示します。燃料比内部エネルギー値から、① 21.7 秒頃に燃料集合体が完全に溶融し、② 21.8 秒頃に溶融燃料からの伝熱によって内部ダクトの温度が上昇を始めています。③ 22.3 秒頃の不連続な温度変化は、内部ダクトが溶解して燃料の流出が始まったことを示しています。さらに、④ 22.6 秒頃に上部プレナムを模擬した容器底面の温度が急速に変化しており、上部に流出した燃料が堆積し始めたことが示されています。この堆積物の重量測定を行い、炉心部の溶融燃料のほとんどが上部に流出したことを確認しました。

本研究を通じて、燃料集合体内部にダクトを設置することが炉心崩壊事故時に溶けた燃料を速やかに炉心の外へ流出させることに有効で、流出方向として上向きも可能であることを確認できました。

●参考文献
Kamiyama, K. et al., Experimental Studies on the Upward Fuel Discharge for Elimination of Severe Recriticality during Core-Disruptive Accidents in Sodium-Cooled Fast Reactors, Journal of Nuclear Science and Technology, vol.51, issue 9, 2014, p.1114-1124.

7-4 ナトリウム冷却高速炉の蒸気発生器伝熱管の損耗現象を解明する
－高温水酸化ナトリウムによる流れを伴う腐食挙動の評価－

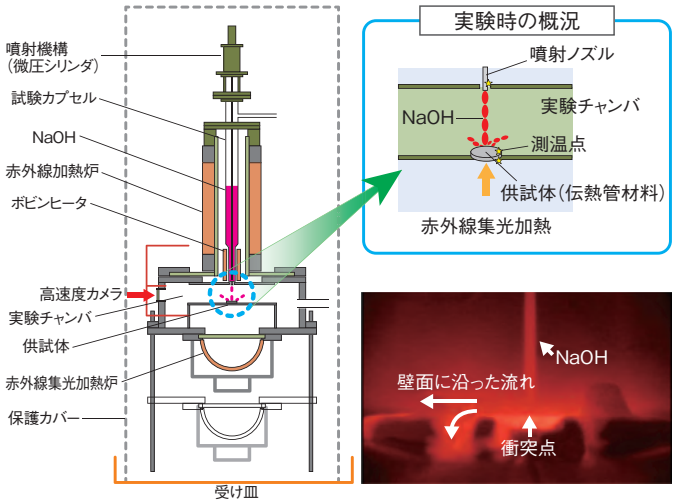


図 7-7　実験装置及び実験状況
Na－水反応時に生成される高温の NaOH が流れるときに、どの程度腐食速度が促進されるのかを把握するため、ウェステージ現象に対する影響因子の分離効果を確認できる、新たな実験装置や実験手法を開発しました。

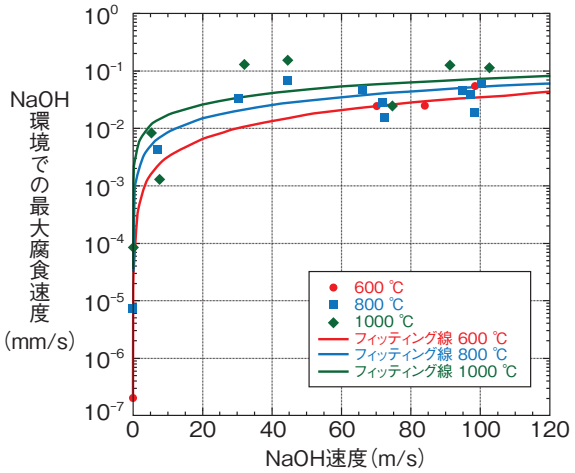


図 7-8　高温 NaOH 環境での腐食速度
流れを伴った高温の NaOH 環境では、NaOH の流速や温度が増えるにつれて、腐食速度が緩やかに増加する傾向を確認できました。

高速炉の蒸気発生器(SG)では、伝熱管を介してナトリウム(Na)と水／蒸気との熱交換が行われます。ある伝熱管に貫通破損が発生すると、管内を流れる高圧の水／蒸気が Na 中にジェット状に漏えいし、ナトリウムと反応(Na－水反応)することで、高温で腐食性の高い環境(反応ジェット)が形成されます。この反応ジェットは隣接する健全な伝熱管を局所的に損耗(ウェステージ)するため、破損の規模が拡大していくことが懸念されます。

これまで、ウェステージによる損耗速度（ウェステージ率）は、対象とする SG の構造や運転条件を模擬した Na－水反応実験知見に基づき評価されてきましたが、この評価アプローチで異なる型式の SG を設計する際には、様々な設計選択肢に対して汎用性に欠けることから、最適な設計には不向きです。

合理的で社会的受容性を考慮した SG の設計を行うため、機構論に基づいた Na－水反応現象に関する解析評価システムを構築しています。

その中で、ウェステージについては、反応ジェットに随伴される周囲流体の液滴によるエロージョン（磨耗または侵食）と、Na－水反応で主に生成される水酸化ナトリウム（NaOH）や酸化ナトリウム（Na_2O）による流れを伴うコロージョン（腐食）が相互に作用して進行する現象と考えました。

そこで、腐食作用に対する影響因子の分離効果を把握するために、図 7-7 に示すような実験装置を開発しました。本装置は、試薬の NaOH や Na_2O を封入する試験カプセル，試験カプセルを加熱する赤外線加熱炉，伝熱管材料の供試体，供試体を加熱する赤外線集光加熱炉及びデータ収録装置等で構成されています。赤外線加熱炉と試験カプセルの間には石英ガラスを組み入れて、実験する系統内をアルゴンガス雰囲気に保てるようにしました。試薬や供試体の温度(最大 1000 ℃)，試薬の噴出速度(最大 100 m/s)及び試薬の混合割合を変化させて、図 7-7 右下の写真に示すように、液体の NaOH をコラム状に噴射して供試体の一点へ衝突させ、実験後に供試体の減肉量を光学的に計測して腐食速度を評価しました。

図 7-8 は、NaOH 環境で得られた供試体の最大腐食速度を、NaOH の噴出速度に対してプロットしたものです。試薬／供試体の温度（実験では同一温度に設定）及び試薬の衝突速度が上昇するにつれて、最大腐食速度が増加する傾向を確認できました。また、約 30 m/s 以上の速度域では、最大腐食速度に対して試薬の衝突速度が強く影響を及ぼさないことが分かります。これは、供試体表面に形成される酸化物の反応物である鉄やクロムの供試体中での物質移行が、供試体の外側を流れる試薬に伴う物質移行に比べて非常に小さく、腐食速度が抑制されたものと推察されます。

これらの知見は、機構論に基づく Na－水反応解析評価手法でのウェステージモデルの構築に活用する予定です。

本研究開発は、文部科学省からの受託事業「蒸気発生器伝熱管破損伝播に係るマルチフィジックス評価システムの開発」の成果を含みます。

●参考文献
栗原成計ほか，高速炉蒸気発生器伝熱管周囲に形成されるナトリウム－水反応環境を考慮した隣接管ウェステージ評価；高温水酸化ナトリウムを用いた流れを伴う複合酸化型腐食実験，日本原子力学会和文論文誌，vol.14, no.4, 2015, p.235-248.

7-5 MA 含有 MOX 燃料に及ぼす Am の影響を評価する
ー $(Pu_{0.928}Am_{0.072})O_{2-x}$ における酸素ポテンシャルと O/M 比の関係ー

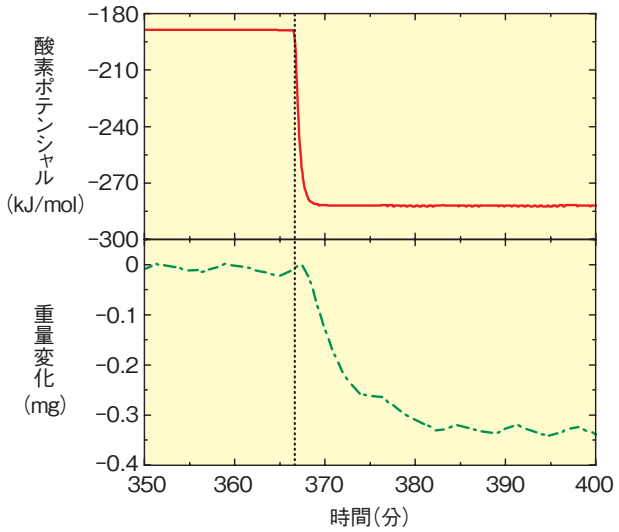


図 7-9　酸素ポテンシャルの変化と重量の変化
上のグラフが雰囲気の酸素ポテンシャル変化を、下のグラフが試料の重量変化を示しています。酸素ポテンシャルが低下すると試料の重量が減少（還元）します。図中の破線において雰囲気の酸素ポテンシャルを変化させました。

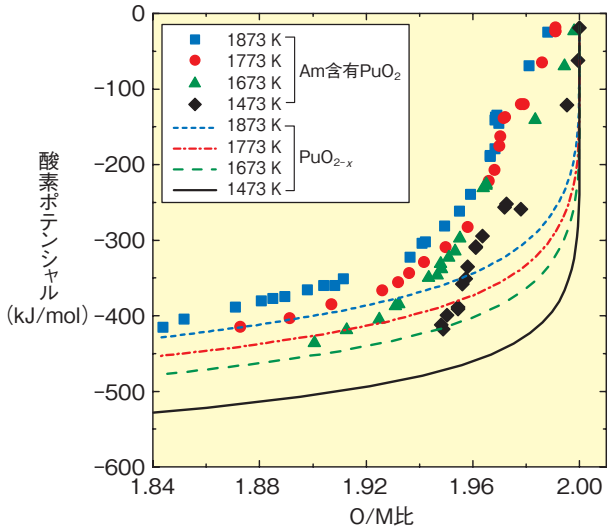


図 7-10　酸素ポテンシャルと O/M 比の関係
Am を含有することで、O/M 比が 2.00 に近い領域で酸素ポテンシャルが著しく増加することが分かります。

原子力発電所から出る使用済み核燃料の中には、アメリシウム（Am）やネプツニウム（Np）等のマイナーアクチノイド（MA）と呼ばれる元素が含まれています。この MA は放射能強度が高く、半減期が長いことから、高速炉等を利用して短寿命または非放射性の核種へ変換処理することが考えられており、その一環として MA を多く含む酸化物燃料の開発が進められています。新型の酸化物燃料の開発には、様々な基礎熱物性データが必要ですが、MA の一つである Am は、基礎熱物性の中でも酸素ポテンシャルに影響を与えます。酸素ポテンシャルとは、酸化・還元の指標であり、酸素ポテンシャルの変化に伴い、酸化物燃料中の酸素（O）と金属（Pu 及び Am）の原子数比（O/M 比）が変化し、この O/M 比の変化が燃料製造や照射挙動に大きな影響を与えることが知られています。

そこで私たちは、Am を含有した Pu 酸化物（Am 含有 PuO_2）を作製し、熱天秤を用いることで、酸素ポテンシャルと O/M 比の関係を評価し、Am の影響を評価することに成功しました。試料中の酸素は、酸素ポテンシャルが変化することで、試料中から雰囲気中へ抜け出る若しくは試料中に雰囲気中から入り込むため、試料の重量がわずかに変化します（図 7-9）。この重量変化を、熱天秤を用いて様々な酸素ポテンシャルの雰囲気で測定することで、酸素ポテンシャルと O/M 比の関係を求めることができます。

各温度で得た酸素ポテンシャルと O/M 比の関係を図 7-10 に示します。また、Am の影響を評価するため、過去に測定された PuO_2 の酸素ポテンシャルと O/M 比の関係も示します。この結果から、温度の上昇に従い酸素ポテンシャルが増加することが分かりました。また、同じ温度の結果を比較すると、Am 含有 PuO_2 の酸素ポテンシャルは、PuO_2 に比べ全体的に増加しますが、特に O/M 比が 2.00 に近い領域で著しく増加していることが分かり、Am が大きな影響を与えることが確認できました。Am の酸化物である AmO_2 は PuO_2 よりも非常に酸素ポテンシャルが高いことが知られています。そのため、Am が Pu よりも先に還元されることにより、PuO_2 に比べ Am 含有 PuO_2 は O/M 比が 2.00 に近い領域で酸素ポテンシャルが増加したと考えられます。

今後は、Am を含有した MOX 燃料を用いて酸素ポテンシャルと O/M 比の関係を求め、Am が酸素ポテンシャルに与える詳細なメカニズムを明らかにしたいと考えています。

●参考文献

Matsumoto, T. et al., Oxygen Potential Measurement of $(Pu_{0.928}Am_{0.072})O_{2-x}$ at High Temperatures, Journal of Nuclear Science and Technology, vol.52, issue 10, 2015, p.1296-1302.

7-6 地下の高温地質環境で動いた破砕帯の活動年代の推定
ーフィッション・トラック年代測定法を用いた熱史推定による試みー

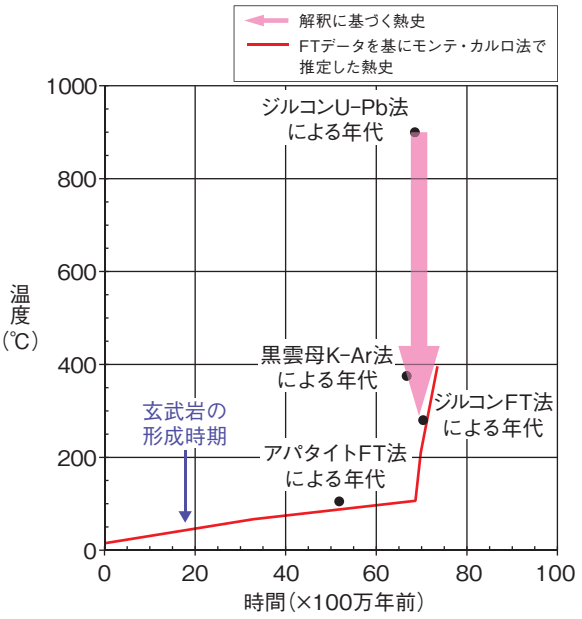


図 7-11　敦賀地域の花崗岩の熱史
放射年代はある温度以上では、ゼロリセットされます。いわば、ストップウォッチの計測時間がゼロになります。リセットされる温度は手法と鉱物の組み合わせに固有なので、様々な手法・鉱物で年代を測定すると、試料がいつどのような温度環境にあったかが分かります。

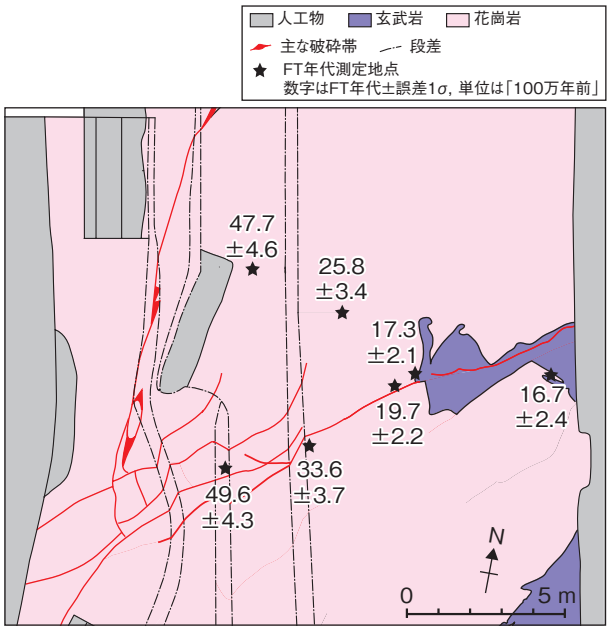


図 7-12 「もんじゅ」敷地内破砕帯周辺の FT 年代
「もんじゅ」敷地内の破砕帯調査現場の平面スケッチです。この地域の花崗岩は本来約 5000 万年前の FT 年代を示しますが、破砕帯周辺ではより若い年代も見られました。これは、1900 万年前に玄武岩を作ったマグマの熱で説明できます。

高速増殖原型炉「もんじゅ」では、原子力規制委員会からの指示を受け、敷地内破砕帯の活動性の把握のため、活動時期について調査を進め、報告してきました。ここでは調査の成果の一部をご紹介します。

一般に、破砕帯の最終活動時期を調べるには、破砕帯の上を覆う新しい地層がその下にある破砕帯のずれ動きにより変形しているかどうかを見ます(上載地層法)。新しい地層が、12 万～ 13 万年前以降に変形していれば活断層です。しかし、川の形成や風雨等による地層の堆積・侵食の結果、地表に岩盤が露出している地点では、上載地層法は使えません。「もんじゅ」敷地内では、建設時に新しい地層を剥ぎ取って岩盤まで削り込んでいるため、12 万～ 13 万年前以降の活動の有無を上載地層法で確認することは不可能でした。一方、破砕帯を詳しく見ると、花崗岩中の黒雲母という鉱物が、約 200 ℃以上の高温地質環境で変形したことを示す構造が見られました。

そこで私たちは、フィッション・トラック年代測定法（FT 法）を用いて、破砕帯の活動年代の推定を試みました。破砕帯が地下の高温地質環境で動いた時期を知ろうとしたのです。FT 法は、岩石に含まれる鉱物中のウラン 238 の自発核分裂でできる線状損傷（Fission Track: FT）を利用した放射年代測定法です。この FT には、加熱により短縮・消滅し、見かけ上の年代が若返るという性質があります。加熱温度・加熱時間と FT の短縮・消滅の関係は加熱実験や天然試料の測定から解明されています。よって、FT 年代の若返りや FT 長の短縮から、岩石が経験した温度とその時期が推定できます。

図 7-11 は、FT 法やその他の放射年代測定法による、敦賀地域の花崗岩の熱史（温度の時間変化）です。この地域の花崗岩が地下でマグマから冷え固まったのは 5000 万～ 6800 万年前と判明しました。図 7-12 は「もんじゅ」敷地内の破砕帯周辺の FT 年代の分布です。敷地内には 1900 万年前にマグマが急冷してできた玄武岩が脈状に分布しており、破砕帯の周辺もその際に局所的な加熱を受けていることが分かりました。破砕帯が活動した時期は、約 200 ℃以上の高温地質環境なので、5000 万～ 6800 万年前または 1900 万年前の可能性が高いと推定されます。つまり、この破砕帯は活断層ではないと考えられます。

より詳細かつ信頼性の高い活動時期の推定のため、今後も様々な手法･観点から、検討を重ねていく予定です。

●参考文献
末岡茂, 島田耕史ほか, 複数の熱年代学的手法に基づいた江若花崗岩敦賀岩体の冷却･削剥史, 地学雑誌, vol.125, no.2, 2016, p.201-219.

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

原子力機構における研究開発を円滑に進めるためには、使命を終えた原子力施設の安全かつ経済的な廃止措置及び放射性廃棄物の放射能確認を含めた安全かつ効率的な処理処分が重要になります。原子力機構では、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総合的に行っています（図 8-1）。また、自らが発生させる放射性廃棄物のほか、大学，民間等の研究施設等から発生する低レベル放射性廃棄物の埋設処分事業に取り組んでいるところです。

なお、バックエンド研究開発部門が取り組んできた、東京電力福島第一原子力発電所事故対応にかかわる「環境試料中ストロンチウム -90 分析用自動化システムの開発」について、第 1 章トピックス 1-17 で成果を紹介しています。

放射性廃棄物の処理処分に関する技術開発

放射性廃棄物は発生由来（ここでは、「天然ウラン系」と「回収ウラン系」に分類）を記録してドラム缶内に保管しています。ドラム缶内容物を適切に処理処分するためには、当該記録が正しいことを確認する必要があります。これに対して、人形峠環境技術センターでは、ドラム缶の外側から計測したγ線スペクトルの特徴を識別して、短時間にドラム缶を分類する方法を開発しています（トピックス 8-1）。

アスファルト固化体（以下、固化体）からどのように硝酸イオンが浸出するのか予測し、さらに処分環境に影響を与えないよう処理技術を準備しておくことが重要です。そのため、固化体中の硝酸イオン等の浸出挙動を調べるとともに、固化体中の硝酸塩を取り除く技術を開発しました（トピックス 8-2）。

放射性廃棄物の埋設処分に関する取組み

放射性廃棄物を埋設処分するためには、埋設処分が可能となるよう、技術基準に適合した廃棄体とする必要があります。技術基準では、放射性廃棄物の飛散防止、モルタル等の固型化材料と放射性廃棄物がドラム缶等の容器と一体となるように充てんすること、容器内に有害な空隙がないことなどが求められています。そこで、モルタルの流動性に着目して、充てん性試験を行いました（トピックス 8-3）。

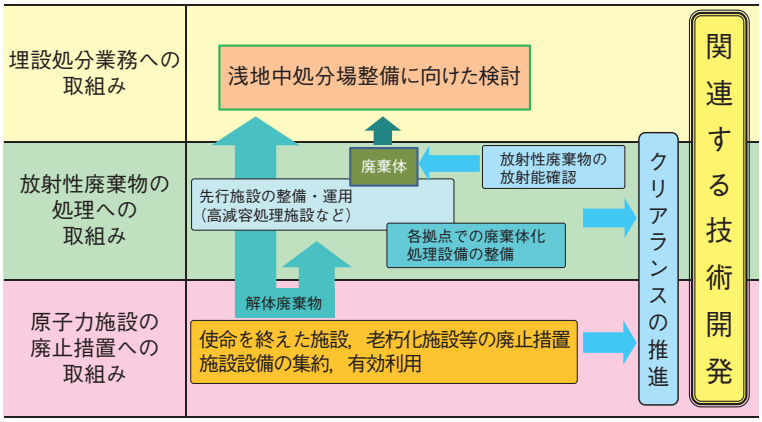


図 8-1　低レベル放射性廃棄物対策の概要
低レベル放射性廃棄物対策として、原子力施設の廃止措置や放射性廃棄物の処理，放射能確認等の放射性廃棄物の発生から処分に至るプロセスに関連する技術開発を進めています。

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 年から 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、国が責任をも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。

深地層の科学的研究

まず、地層処分が行われる地下深部の環境を総合的に研究するため、花崗岩と堆積岩を対象に二つの深地層の研究施設計画を進めています（図 8-3）。東濃地科学センター及び幌延深地層研究センターでは、それぞれの深地層の研究施設を活用して、地下深部の岩盤や地下水の性質を調べる技術や手法を整備するための研究を進めています（トピックス 8-4 ～ 8-7）。

また、地質環境の長期安定性に関する研究として、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の開発を進めています。活動履歴を調べるために不可欠な年代測定技術（トピックス 8-8）については、2014 年 11 月に開設した土岐地球年代学研究所における研究開発が本格化しています。

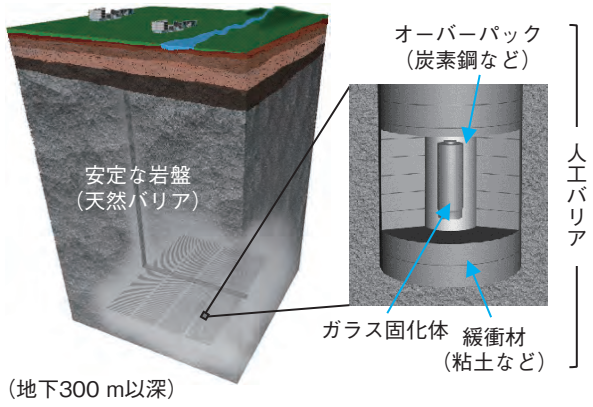


図 8-2　地層処分システムの基本

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物質の移動特性に関する実験データなどをもとに、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）。

また、これまでの研究開発成果を知識ベースとして体系的に管理・継承していくため、2010 年に公開した知識マネジメントシステムを用いた知識ベースの拡充を継続するとともに、これまでの研究開発成果をウェブ上の報告書（CoolRep）として公開しています。
(CoolRep: http://kms1.jaea.go.jp/CoolRep/index.html)

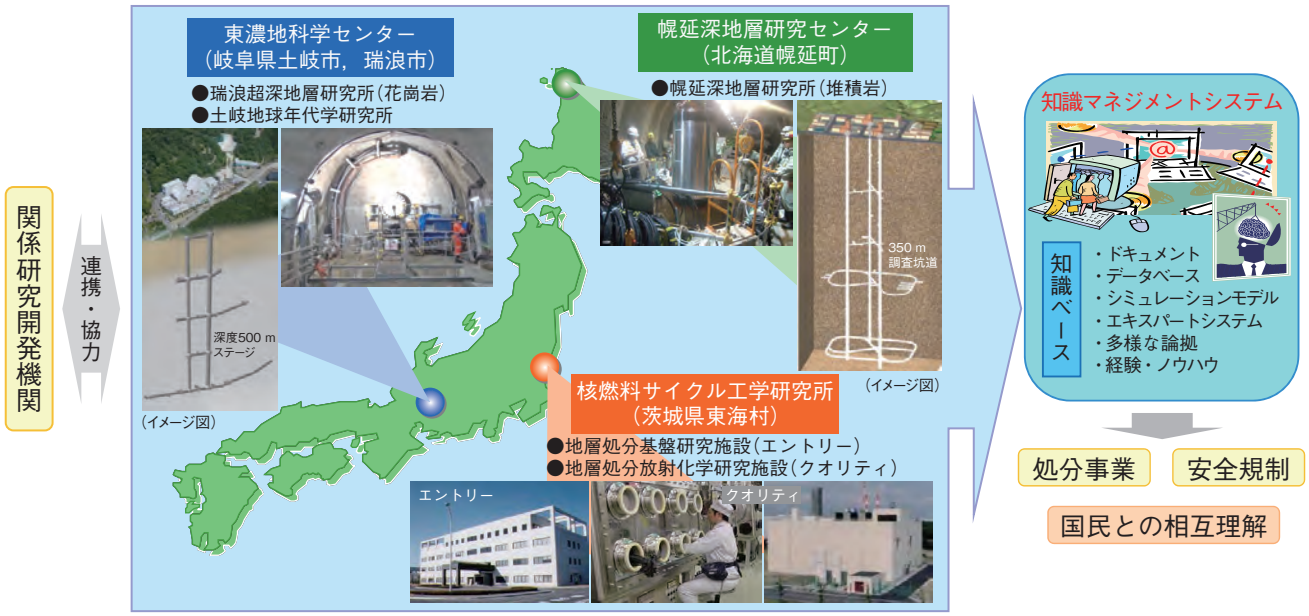


図 8-3　地層処分技術に関する研究開発の実施体制と成果の反映

再処理の安全性向上と再処理技術の高度化を目指して

東海再処理施設では、潜在的な危険の低減に向け、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、高放射性廃液のガラス固化とプルトニウム溶液の MOX 粉末化処理にかかわる取組みを進めています。特に、高放射性廃液のガラス固化については約 20 年間の長期間を要する見込みであることから、これを着実に進めるため溶融炉の高度化技術開発に取り組んでいます。また、低放射性廃液の固化処理技術開発についても、環境への影響に配慮した硝酸分解処理技術開発や新しいセメント固化技術開発を進めています。

再処理技術の高度化にかかる取組みとして、プルトニウムとウランを硝酸溶液の状態で混合しマイクロ波加熱により燃料ペレット用の酸化物粉末とする「マイクロ波加熱直接脱硝法」の加熱効率データ取得を行いました。加熱効率を把握することは処理時間短縮や消費電力削減を図るために重要ですが、これまでほとんど報告されていないことから加熱試料の種類や試料高さを変えて加熱効率を詳細に調査しました。この結果、今後の装置改良や新しい装置の開発時に配慮すべき重要な知見を得ることができました（トピックス 8-11）。

8-1 たくさんの廃棄物データを、きっちり、てきぱき仕分ける
ー機械学習による大規模データの迅速な分類ー

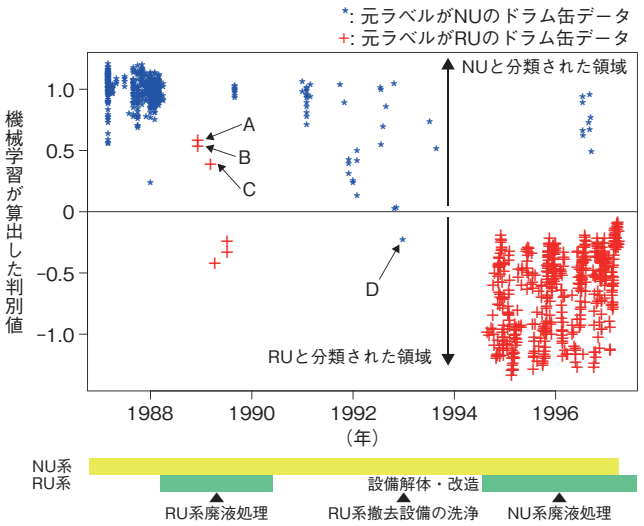


図 8-4　元のラベルと機械学習による分類結果の比較
上側は天然のウラン（NU）と分類されたデータ、下側は使用した燃料から回収されたウラン（RU）と分類されたデータを示しています。A ～ D のデータが元のラベルと異なりました。発生時期により操業状況が確認できます。

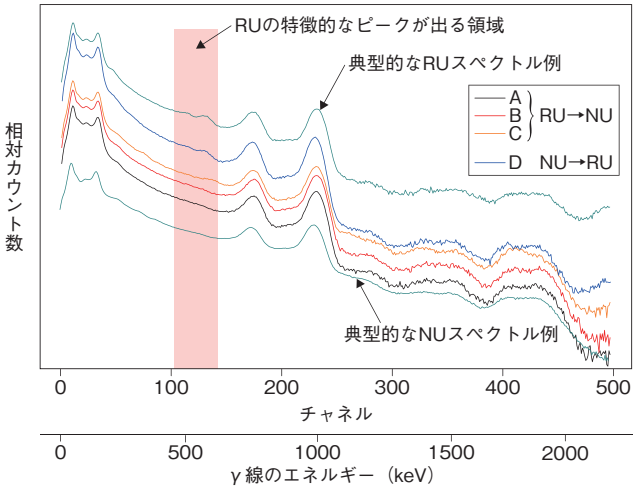


図 8-5　元のラベルと異なる分類結果となった 4 例と典型的な NU, RU の γ 線スペクトルの比較
A ～ C のデータは RU 特有のピークを確認できませんが、D のデータは RU 特有のピークを確認できます。したがって、D は元のラベルが誤っていた可能性があります。

データのもつ特徴をコンピュータが自動的に見つけ、それに基づいてデータを理解したり、予測したりする手法を機械学習といいます。そのうち、あらかじめ決められた区分のどれに属するか識別することを、パターン認識といいます。私たちは、サポートベクターマシンと呼ばれるパターン認識手法により、ドラム缶の外側から計測した γ 線スペクトルの特徴を識別して、内容物ごとにドラム缶を仕分けする方法について検討しました。

人形峠環境技術センターが保管しているドラム缶の内容物は、ウラン鉱石から抽出した天然のウラン（NU）に由来するものと、一度使用した燃料から回収したウラン（RU）に由来するものがあります。NU と RU とでは、放射性核種の割合（核種組成）が大きく異なります。一般に、ウラン（U）を γ 線計測すると、NU, RU とも ^{238}U の子孫核種に由来する 766, 1001 keV のピークが確認できます。RU では、これらに加えて ^{232}U, ^{236}U の子孫核種に由来する 238, 510, 583 keV などのピークが確認できます。

この研究では、ウラン鉱石やイエローケーキなどから六フッ化ウラン（UF_6）を製造する製錬転換施設の廃水処理工程で発生した中和沈澱物を保管しているドラム缶 967 本のデータを利用しました。これらは、U の由来により NU または RU のラベルで分類・保管してきたものです。12 個のドラム缶を選んで、NaI シンチレーション検出器で計測した γ 線スペクトルとラベルの分類との関係について“学習”し、残りの 955 個の γ 線スペクトルを NU または RU に仕分けました。この間 1 秒もかかりませんでした。その結果、ラベルと異なる区分に分類されたものが 4 例ありました。図 8-4 では、RU の特徴が明瞭なものほど大きな負の判別値となり、不明瞭なものほど大きな正の判別値となっています。4 例について、運転履歴などを含めて詳細に検討したところ、1 例は元のラベルの誤りで、3 例は本法の誤分類であることが分かりました（図 8-5）。

本法の適用により、大量のデータを短時間に、99% 以上の正答率で、内容物ごとにドラム缶を仕分けることが可能であると確認できました。また、識別結果を数値化できるため、特に境界領域で、客観的な分類指標を提供できることが最大の利点です。サポートベクターマシンは、ドラム缶の内容物を分類する支援ツールとして有効な手法であり、今後、ほかの区分の分類可能性についても検討する予定です。

●参考文献

Hata, H., Ishimori, Y. et al., Application of Support Vector Machine to Rapid Classification of Uranium Waste Drums using Low-Resolution γ-Ray Spectra, Applied Radiation and Isotopes, vol.104, 2015, p.143-146.

8-2 アスファルト固化体中の硝酸塩を取り除く
－処分における硝酸塩影響の低減にかかわる技術開発－

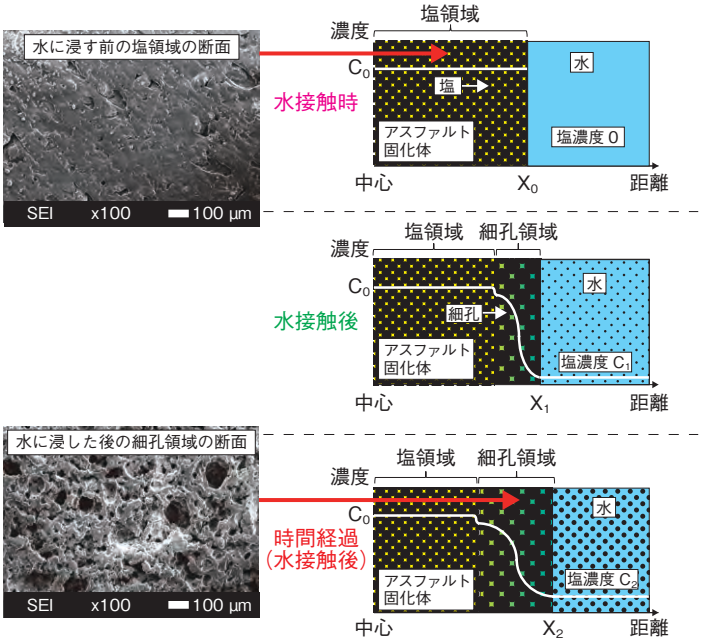


図 8-6 固化体中のイオンの拡散及び変形の概略図
（C_i, i = 0,1,2: 塩濃度，$C_0 > C_2 > C_1 > 0$; X_i, i = 0,1,2: 固化体の中心から水と接触する境界までの距離，$X_2 > X_1 > X_0$）

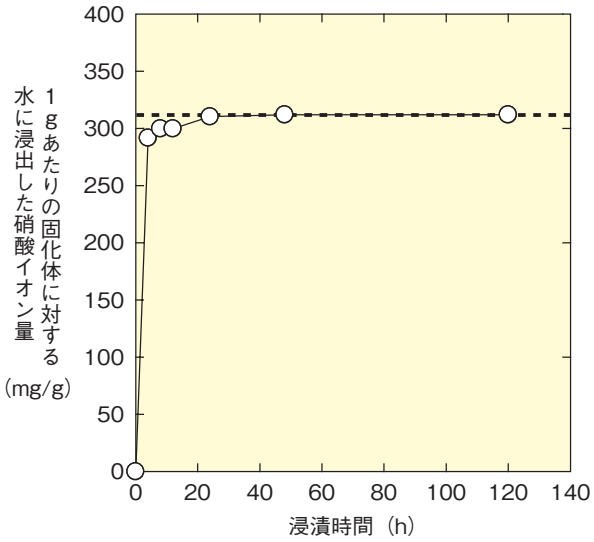


図 8-7 硝酸イオンの浸漬挙動
微粉砕した固化体から硝酸イオンを約 100%（点線）取り除くことに成功しました。

東海再処理施設の操業によって発生した低レベル放射性廃液は、1982 年から 1997 年の間にアスファルトを用いてドラム缶内に固化されました。このアスファルト固化体（以下、固化体）の一部は硝酸塩含有 TRU 廃棄物に分類され、地層処分相当の低レベル放射性廃棄物として高レベル放射性廃棄物の近傍に埋設（併置処分）することが考えられています。処分後に固化体が地下水と接触すると、固化体から浸出する硝酸イオンによって還元的な処分環境が酸化的に変化し、固化体自身を封入する角型容器や併置処分時の高レベル放射性廃棄物のオーバーパックの腐食の原因となる可能性があることが懸念されています。そのため、固化体を埋設する前に、固化体からどのように硝酸イオンが浸出するのか予測し、さらに処分環境に影響を与えないための処理技術を準備しておくことが重要です。私たちは、固化体中の硝酸イオン等の浸出挙動を調べるとともに、固化体中の硝酸塩を取り除く技術を開発しました。

固化体は水と接触すると、水が固化体中の水溶性塩を溶かしつつ内部に浸透していき、それに伴い硝酸イオン，亜硝酸イオン及びナトリウムイオンがほぼ同様な速度で浸出すること、そして水を取り込み続けることによって膨張し、細孔を有するようになることが分かりました。このことから、硝酸イオンは細孔を形成しつつ膨潤するアスファルト中を拡散しながら浸出しますが、膨張によって細孔領域の経路が長くなるため、硝酸イオンの浸出が遅延することが予測されます（図 8-6）。また、膨潤する間隙がない処分環境下では、固化体内部からの膨潤が水接触面近傍の細孔を圧縮し、細孔の圧縮影響による遅延も予測されます。

本研究を応用し、硝酸塩含有固化体を合成し、微粉砕化した固化体（1 ～ 2 mm サイズ）を水に浸すことによって硝酸塩を取り除く技術（水浸漬法）を開発しました。その結果、24 時間で硝酸イオンを約 100%（310 mg/g）取り除くことができました（図 8-7）。本技術により、45wt% の塩を含む固化体から硝酸塩を含まない固化体（ただし 5wt% の難溶性塩は含む）へと転換できます。硝酸塩を取り除いた固化体に圧縮処理を適用することによって、硝酸塩が占有する体積分 16 ～ 20vol% を減容することができます。取り除いた硝酸塩溶液は、触媒によって分解した後にセメント固化体として処分することが考えられます。

以上の結果から、処分環境への硝酸塩影響を低減することができると期待されます。

●参考文献
Irisawa, K. et al., Effects of Salt Content on Leaching Properties of Synthetic Bituminized Wastes, Journal of Nuclear Science and Technology, vol.51, issue 3, 2014, p.323-331.
入澤啓太ほか, 水浸漬法による MA 系アスファルト固化体の脱硝技術の検討, JAEA-Technology 2015-008, 2015, 28p.

8-3 浅地中処分に適した廃棄物処理を行うために
－モルタルによる固型化方法の基準の検討－

(a) 模擬廃棄物の組成

形状分類	廃棄物種類	重量割合
廃棄物内部へセメントが充てんしやすいもの	金属板	20%
	金属片	20%
	ケーブル	4%
廃棄物内部へセメントが充てんしにくいもの	配管類	45%
	バルブ類	10%
	計器類	1%

(b) モルタルの硬化後のドラム缶内の空隙率

充てんモルタルのPロート流下時間	上部空隙率	固型化部内部空隙率	ドラム缶内空隙率
20 秒	19.6%	3%	23%
30 秒	19.3%	4%	24%
40 秒	19.8%	4%	24%
50 秒	19.8%	2%	22%

図 8-8 模擬廃棄物の組成，セメントの充てん，硬化後の空隙率
模擬廃棄物をドラム缶に収納して、モルタルを充てんし、モルタルの硬化後に空隙率を評価しました。

図 8-9 模擬廃棄物の切断面
ドラム缶に収納した模擬廃棄物を縦方向に切断し、切断面の観察をしました。

私たちは、研究施設から発生した低レベル放射性廃棄物（研究施設等廃棄物）の埋設処分を計画しています。廃棄物を埋設するには、処分場に受入れ可能なように技術基準に適合した廃棄体とする必要があります。技術基準では、廃棄物の飛散防止、地中に埋設した後に陥没が発生することを防止するため、固型化材料と放射性廃棄物が容器と一体となるように充てんすること、容器の中に有害な空隙がないことが求められています。

そこで、200 ℓドラム缶にモルタルを充てんすることで、ドラム缶と廃棄物が一体となり、大きな空隙もできない固型化方法を検討しました。検討に当たって、実際の研究施設等廃棄物よりも配管類やバルブ類など空隙が残留しやすい廃棄物をより多く含む模擬廃棄物を対象に十分な固型化ができる方法としました。

まず着目したのはモルタルの流動性です。練り混ぜる水が多い場合、モルタルの粘性は低くなり廃棄物間の隙間に充てんされやすくなります。しかし、硬化後にひび割れ等不具合が発生する場合があります。一方、水が少ない場合、強度は高くなりますが、粘性が上がり充てんされにくくなります。このため、モルタルの流動性の指標を、所定量のモルタルがＰロート（所定の漏斗）を全て流れ落ちる時間（Ｐロート流下時間）として、4 種類（20 秒，30 秒，40 秒，50 秒）のモルタルを配合して充てん性試験を行いました。Ｐロート流下時間が長いほど、粘性が高くなります。

これらのモルタルを一般的な注入速度と考えられる 30 ℓ／分で、模擬廃棄物を収納したドラム缶へ充てんし、硬化した後にドラム缶内に残留する空隙の割合を評価すると、いずれも目安としたドラム缶内の体積割合で 30% 以内となりました（図 8-8）。この目安は、処分場を設置する地盤の平均の間隙率と同程度と想定されるため、有害な空隙でないと判断できます。

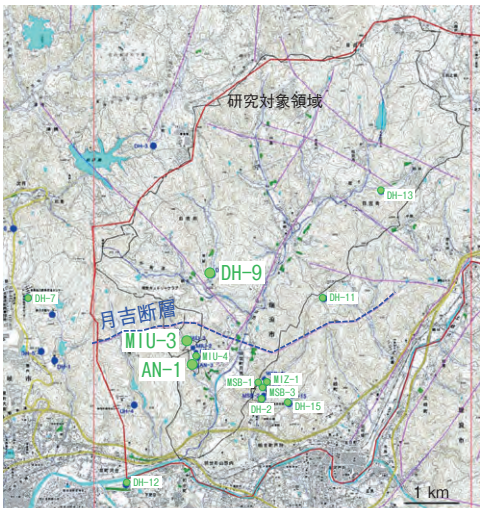
また、図 8-9 に示すようにドラム缶を切断すると、模擬廃棄物，モルタル，容器内面が密着しており、容易に外部に飛散、漏えいしない状態となったため、一体となるように充てんされていることが確認できました。

本検討より、研究施設等廃棄物を 200 ℓドラム缶に収納して、上記Ｐロート流下時間の範囲内のモルタルを 30 ℓ／分で注入する固型化方法が、技術基準に適合することを示すことができました。

これらの結果は、研究施設等廃棄物の廃棄体を製作する際の固型化方法の基準となると考えられます。

●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－有害な空げきが残らないこと及び一体となるような充填－，JAEA-Technology 2016-001，2016，112p.

8-4 遠方で発生した地震が地下水の動きに与える影響
－東濃地域での地下水圧の観測事例－



1:25000 数値地図 地図画像（国土地理院平成 12 年 9 月 1 日発行）「御嵩」「武並」「土岐」「瑞浪」を結合して作成

図 8-10　研究対象領域と地下水圧の観測孔
私たちは、研究対象領域内に掘削された深度数百 m から約 1000 m のボーリグ孔で地下水圧の観測を実施しています。ここでは DH-9 号孔，MIU-3 号孔，AN-1 号孔を対象に検討を進めています。

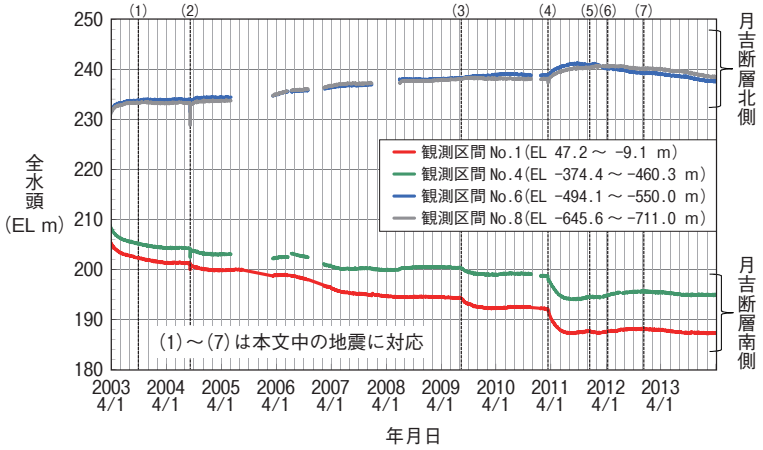


図 8-11　地震に伴う地下水圧の変化の例（MIU-3 号孔）
MIU-3 号孔での地下水圧の変化を示します。MIU-3 号孔は深度約 700 m で月吉断層を貫通しており、No.1, No.4 は月吉断層南側、No.6，No.8 は月吉断層北側の水圧を観測しています。地震後の地下水圧は、No.1，No.4 で低下、No.6，No.8 で上昇していることが確認できます。

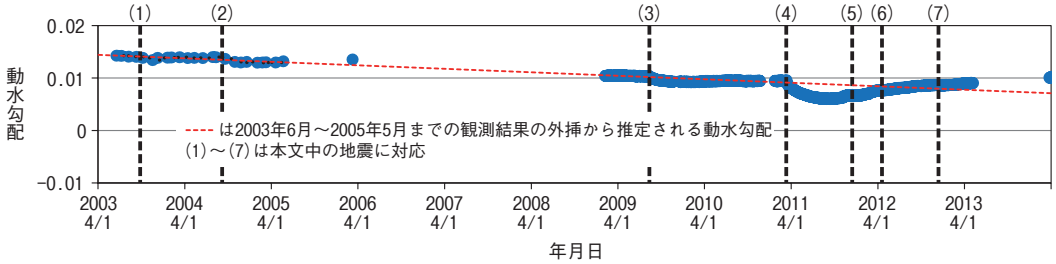


図 8-12　地震に伴う動水勾配の変化の例（DH-9 号孔－ MIU-3 号孔間の動水勾配）
地震直後に動水勾配の低下が確認されます。M7 ～ M8 の地震（図中 (1)～(3)）では、時間経過に伴い地震前の動水勾配の変化傾向（赤色の点線）へ収束するのに対し、M9 を越える巨大地震（図中 (4)）や研究対象領域の近傍で発生した地震（図中 (5)）以降については、地震により動水勾配が低下した後、地震前より大きな動水勾配へと変化している傾向にあります。

高レベル放射性廃棄物の地層処分では、地下水の動きの評価が重要となります。そのため、地下水の動きを支配する地下水圧の変化を評価することが必要となります。

私たちは、岐阜県東濃地域の研究対象領域（図 8-10）において地下水圧の長期観測を実施しています。この観測では、(1) 2003 年十勝沖地震（2003 年），(2) 紀伊半島沖の地震（2004 年），(3) 駿河湾の地震（2009 年），(4) 2011 年東北地方太平洋沖地震（2011 年），(5) 岐阜県美濃東部の地震（2011 年），(6) スマトラ北部西方沖の地震（2012 年），(7) 三陸沖の地震（2012 年）の後、地下水圧の変化が確認されました。確認された地下水圧の変化は観測区間ごとに異なり、また、同じ観測区間では上昇または下降のいずれか一方の変化を示します（図 8-11）。

この観測結果を、地下水の動く速さを支配する要因の一つである動水勾配の変化として整理すると、M7 ～ M8 の地震で生じた動水勾配の変化は、時間経過に伴い地震前の変化の傾向へと戻ることが確認され、これら地震による変化は一時的なものと推測されました（図 8-12）。一方で、M9 を越える巨大地震や研究対象領域の近傍で発生した地震以降については、地震から 2 年以上を経過しても、地震前とは異なる変化の傾向を示しているため（図 8-12）、動水勾配の変化を確認するための観測を継続する予定です。

これらの結果から、地震に伴う地下水の動きの変化を評価するためには、地下水圧の変化だけでなく動水勾配の変化にも着目して、長期的な変化を確認することが重要になると考えられます。

●参考文献
竹内竜史ほか, 地震に伴う地下水圧の変化が地下水流動特性に与える影響－東濃地域における事例－, 原子力バックエンド研究, vol.22, no.2, 2015, p.37-52.

8-5 地下深部の岩石の密度を推定する
－宇宙線ミューオンを用いて地下の密度を推定する技術開発－

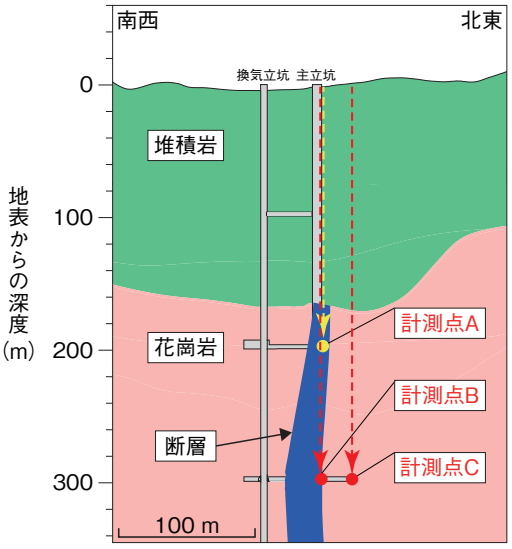


図 8-13　瑞浪超深地層研究所の地質分布とミューオンの計測点の関係
各計測点の上方から飛来するミューオンの数を計測しました。

図 8-14　ミューオン測定装置
上下に二つの検出部（シンチレータ）があり、上方から飛来したミューオンを対象とするため、二つの検出部を同時に通過したミューオンのみを計測しました。

表 8-1　ミューオンの計測結果
面密度は単位面積あたりの重量を示します。堆積岩，花崗岩，断層中のミューオンの通過距離は各岩石の厚みと一致するため，面密度から各岩石の密度を計算します。

計測点	位置	測定対象	測定日数	ミューオン計測数	面密度 (hg/cm^2)	平均密度 (g/cm^3)
A	深度 200 m	堆積岩＋断層	55	1485	430.95	2.15
B	深度 300 m	堆積岩＋断層	173	1281	720.42	2.4
C	深度 300 m	堆積岩＋花崗岩	135	773	788.05	2.63

ミューオンは宇宙から降り注ぐ素粒子の一種で、物質を透過する能力が強いものの、密度の高いところや透過する距離が長くなるほど、少数の粒子しか通り抜けることができません。このような性質を利用して、「レントゲン写真」を撮影するように、火山や東京電力福島第一原子力発電所の内部構造の推定に用いられてきました。

高レベル放射性廃棄物の地層処分では、処分場周辺に分布する断層などの地質構造の分布を把握する必要があります。瑞浪超深地層研究所の地下部分には、マグマが冷えて固まった花崗岩，花崗岩を貫く断層，これらの上に分布する海や川に砂や泥が堆積した堆積岩という、密度の異なる 3 種類の岩石が分布します（図 8-13）。そこで、私たちはミューオンを計測して、これらの岩石の密度を推定できるかどうかを検討しました。

ミューオンの計測は、断層の分布を考慮して、図 8-13 に示す 3 箇所で行い、図 8-14 に示した測定装置を使用しました。この装置には二つの検出部（シンチレータ）があり、上方から飛来するミューオンを対象とするため、二つの検出部を同時に通過したミューオンのみを計測しました（表 8-1）。次に、ミューオンの通過距離（岩石の厚み）と計測数を使い、先行研究に示された換算式を用いて面密度を計算しました（表 8-1）。

面密度は単位面積あたりの重量なので、岩石ごとに厚みと密度を掛け算し、足し合わせたものになります（例えば計測点 A の面密度は、堆積岩の重量（厚み×密度）と断層の重量（厚み（通過距離）×密度）を足し合わせたものになります）。各計測点の上方に分布する岩石の厚みは分かりますので（図 8-13）、各計測点で求められた面密度から、3 種類の岩石の密度を計算することができます。このようにして、花崗岩，断層，堆積岩の密度は、各々 3.38，2.88，1.99 g/cm^3 と求められました。

この値は瑞浪超深地層研究所でのこれまでの調査で測定された密度よりも明らかに大きいものです。これまでの調査結果に基づいて、花崗岩の密度を 2.6 g/cm^3 とすると、面密度から求めた密度は約 30％大きくなっています。そこで、面密度から求めた堆積岩と断層の密度を、花崗岩の密度の比較に基づいて比例計算した結果、断層と堆積岩の密度は各々 2.2 g/cm^3, 1.5 g/cm^3 と求められ、これまでの調査結果に一致する結果となりました。

ミューオンの計測結果から推定した密度がこれまでの結果と違う理由については課題がありますが、3 種類の岩石の密度の比はほぼ正確に求められたことから、ミューオンを用いた探査は、密度の異なる地質構造の検出に有効であることが示されました。この結果から、実際の調査が及ばないような領域での断層などの地質構造の検出にも活用できると期待されます。

●参考文献

Sasao, E. et al., Geological Investigations using Cosmic Ray Muons: A Trial to Detect Fault at the Mizunami Underground Research Laboratory, Proceedings of 12th SEGJ International Symposium, Tokyo, Japan, 2015, 4p., in USB Flash Drive.

8-6 地下施設建設に伴う岩盤の透水性の時間変化
－多孔質弾性論を用いた地下水圧の大気圧応答の解析－

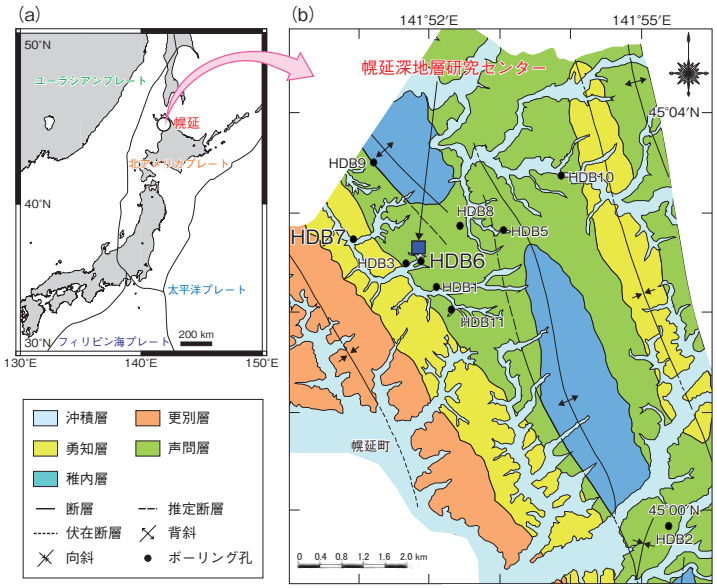


図 8-15　幌延深地層研究センターと観測孔の位置図
(a) 幌延地域の位置図を示します。(b) 幌延深地層研究センター周辺の表層地質図を示します。

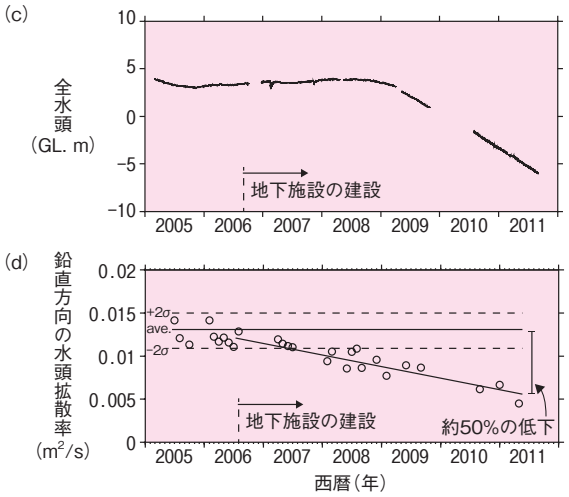


図 8-16　(c) 地下水位（圧）の観測結果及び (d) 透水性（水頭拡散率）の解析結果
(c) 地下水位は全水頭（= 地下水圧×密度／重力加速度 + センサー設置深度）として示します。
(d) 水頭拡散率の平均値（実線）及び± 2σ（破線）は、地下施設の建設前のデータから計算しました。

地下施設の建設は、大量の地下水の排水を伴い、周辺の岩盤中の地下水圧を低下させます。その結果、岩盤中の間隙が小さくなることが予想され、ひいては岩盤中の透水性の低下につながると考えられます。このような変化は可逆的変化であると考えられますが、実際に観測された例はありません。高レベル放射性廃棄物の地層処分における安全評価では、ガラス固化体から地下水中に溶け出した放射性核種が地下水の流れとともに移動する可能性を評価するため、岩盤の透水性などの地下水流動特性は、重要な影響因子になります。地下施設の建設前と比較してどの程度の透水性の変化が生じ、地下施設の埋め戻し後にどこまで回復するのか、といった事例の蓄積や評価手法の整備は、実際の地層処分事業を進める上で参考になるはずです。本研究では、地下施設から約 130 m 離れた堆積岩中の地下水圧記録を解析し、地下施設の建設前と建設中における透水性の時間変化を求めました。

幌延深地層研究センターは北海道北部に位置し（図 8-15(a)）、本地域には厚い泥岩層が分布しています（図 8-15(b) の更別層，勇知層，声問層，稚内層）。本研究では、複数のボーリング孔（HDB1 ～ HDB11）を対象にしましたが、ここでは研究所近傍にある HDB6 の解析結果を示します。

一般的に、被圧井では気圧が上がると地下水位は下がり、気圧が下がればその逆になります。このように、地下水圧は大気圧の変化に応答しますが、その応答時間や変化量は、岩盤の性質に関係しています。この関係性は、岩盤を多孔質弾性体（多数の穴があり、その中に地下水が満たされている硬いゴムのような物質）と仮定することで、数式で表現できます。この関係性を利用し、地下水圧の大気圧応答を解析することで、岩盤中の透水性を求めることができます。

解析では 2005 年から 2011 年までの 7 年間の観測記録を用いました（図 8-16(c)）。連続する 3 ヶ月間の観測記録を 1 セットとし、地下水圧の大気圧応答の解析を期間をずらしながら繰り返し行いました。これにより岩盤中の透水性の連続的な時間変化が分かります。

解析結果を図 8-16(d) に示します。岩盤の透水性の指標となる水頭拡散率（地下水圧変化が岩盤中を伝わる速度に比例）は、地下施設の建設前（2006 年 8 月以前）では約 $(1.2 \pm 0.2) \times 10^{-2}$ m²/s でしたが、2007 年から 2008 年にかけて徐々に低下しはじめ、2011 年 5 月には約 $(0.6 \pm 0.2) \times 10^{-2}$ m²/s まで低下しました。

既往研究によれば、泥岩中の透水性には、通常、二桁以上の透水性のばらつきが認められます。これは、一般的な透水試験では、岩盤中の様々な大きさの割れ目により、局所的な影響を受けてしまい、結果が場所により異なるからです。本研究で得られた変化率は約 50% 程度の小さな変化ですが、一般的な透水試験とは異なり、同じ場所の経年変化であるため、有意な変化であると考えられます。

本研究により、地下施設建設に伴う広域の地下水圧の変化が地下水流動へ及ぼす影響は小さく、地下水はより移動しにくくなることが観測記録から明らかになりました。実際の処分場の操業期間は数十年間であることから、長期間の地下水の排水の影響を把握するためにも、本研究は重要であると考えます。

●参考文献

Miyakawa, K. et al., Seven-Year History of Vertical Hydraulic Diffusivity Related to Excavation around an Underground Facility, International Journal of Rock Mechanics and Mining Sciences, vol.70, 2014, p.332-342.

8-7 立坑掘削時の岩盤損傷モニタリング技術の開発
－マルチ光計測プローブによる立坑周辺岩盤の損傷の評価－

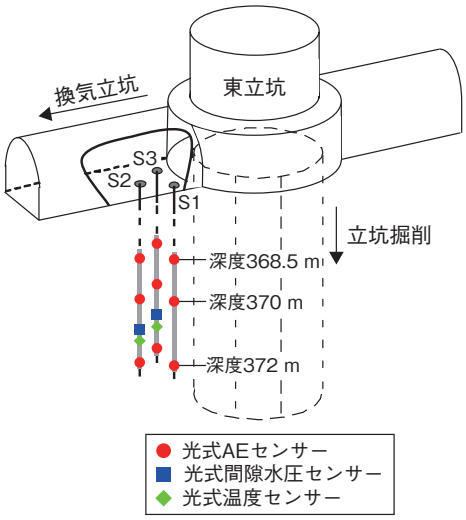


図 8-17　センサー設置レイアウト
幌延深地層研究センターの東立坑の深度 370 m 付近に設置した各種センサーの設置位置を三次元的に示しています。S1 ～ S3 はセンサーを設置したボーリング孔を示しており、AE（アコースティックエミッション）は、岩盤にき裂が発生した時に生じる微小振動のことを指します。

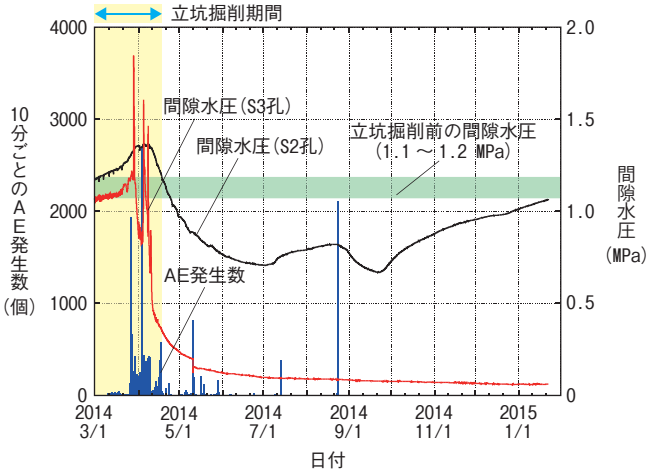


図 8-18　立坑掘削中及び掘削後の AE 発生数，間隙水圧の経時変化
黄色網掛け部は立坑掘削期間を、緑色網掛け部は立坑掘削前の間隙水圧の値を示します。

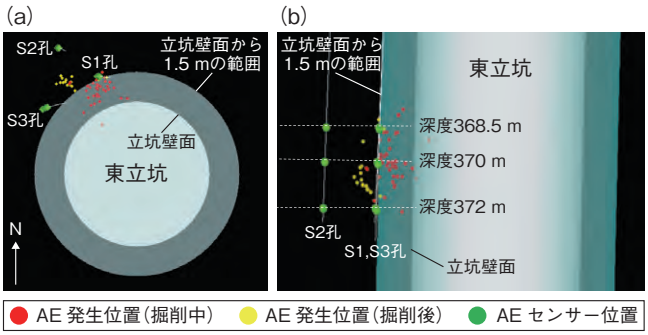


図 8-19　AE の発生位置の三次元分布
(a) が立坑を上から見た図、(b) が断面図を示します。

高レベル放射性廃棄物の地層処分では、アクセス用の坑道として、立坑と斜坑の 2 種類が考えられています。アクセス坑道掘削時には、応力の変化や掘削の衝撃により、周辺岩盤にき裂が発達します。このような損傷は、立坑周辺岩盤の崩落を生じさせたり、廃棄体埋設後の核種の移行経路になり得るなど、地層処分システムのうち、天然バリアとしての岩盤の性能に影響を与えると予想されるため、性状の詳細な把握が求められます。しかしながら、岩盤損傷の詳細な検討事例は少ないのが現状です。

幌延深地層研究センターでは、岩盤にき裂が発生するときに生じる微小振動（アコースティックエミッション、以下 AE），間隙水圧，温度を光ファイバー式のセンサーにより、1 本のボーリング孔内で計測できるマルチ光計測プローブを開発し、東立坑の深度 350 ～ 380 m の掘削時及び掘削終了後の岩盤損傷の長期的なモニタリングを実施しています（図 8-17）。

立坑掘削中及び掘削後に全てのセンサーで受振した 10 分ごとの AE の発生数，間隙水圧の経時変化を図 8-18 に示します。本図より、立坑掘削中に AE の発生が顕著であり、立坑壁面から約 1.5 m の位置にある S3 孔において、間隙水圧が急増・急減する現象が確認されました。一方、立坑壁面から 4 m 程度離れた S2 孔においても、変動幅は大きくないものの、水圧の増大が確認されました。掘削後は、数は少ないものの AE の発生が確認され、間隙水圧は S3 孔では最終的に 0 MPa に近い値まで低下し、S2 孔では 0.7 MPa 程度まで低下した後、図中緑色の網掛け部に示す立坑掘削前の値に戻る傾向が見られました。さらに、AE の発生位置の三次元分布を示す図 8-19 より、掘削中は立坑の壁面から約 1.5 m の範囲まで AE の発生が集中し、掘削後はその外側で AE が発生したことを確認しました。

以上の結果から、立坑掘削により、壁面から約 1.5 m の範囲にわたって岩盤の損傷が顕著となり、掘削後は損傷が進展することが推定されます。また、立坑掘削により周辺岩盤にき裂が発生，進展，閉塞したことに起因して AE が発生し、その結果地下水の流れに変化が生じたため、立坑周辺岩盤の水圧が変化したことも推定されます。今後もモニタリングを継続し、掘削後の AE 発生や間隙水圧変化のメカニズムを探るとともに、立坑周辺岩盤の長期的な挙動を分かりやすく示す概念モデルを構築していきます。

●参考文献
畑浩二，青柳和平ほか，マルチ光計測プローブを用いた幌延深地層研究センターの立坑掘削損傷評価，第 44 回岩盤力学に関するシンポジウム講演集，福岡，日本，2016，p.319-324，in CD-ROM.

8-8 堆積物の年代決定のための強力な手段を開拓する
－火山ガラスの屈折率，化学組成の詳細な分析手法を構築－

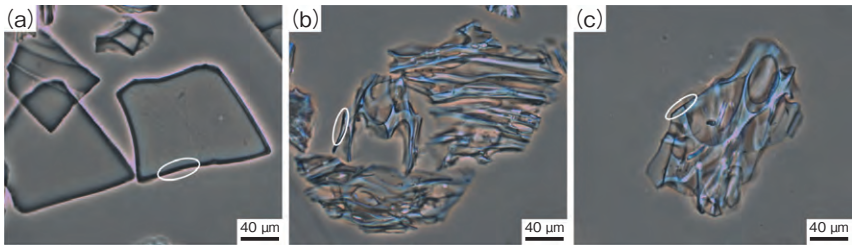


図 8-20　火山ガラスの実体顕微鏡写真
(a)7300 年前の鬼界カルデラ噴火起源の火山ガラスと比べ、(b)1471 ～ 1476 年の桜島文明噴火起源の火山ガラスは水和部(例: 白い丸で示したガラス片の周縁部の濃灰色の部分)の厚さが非常に薄いことが分かります。(c)宮崎平野の軽石層から得られた火山ガラスは、その形態と水和部の厚さが桜島文明噴火起源の火山ガラスとほぼ一致します。

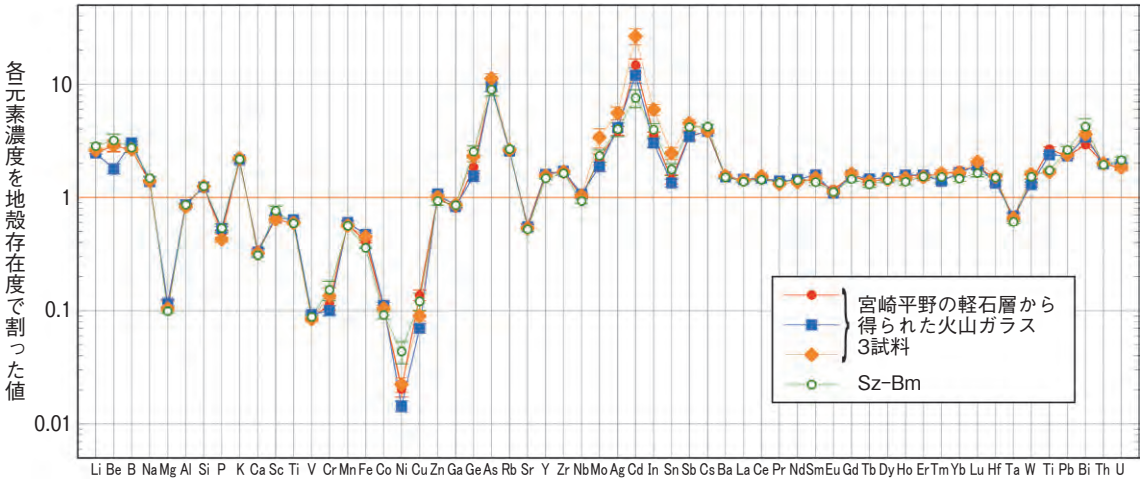


図 8-21　LA-ICP-MS による火山ガラスの多元素分析の結果
宮崎平野の軽石層から得られた火山ガラス３試料と、桜島火口近傍に露出する文明噴火起源の軽石中の火山ガラス（Sz-Bm）の化学組成は、ほとんどの元素で非常に類似しています。

堆積物の年代を決定することは、地震活動や火山活動が起きた時期を推定する場合などに重要となります。例えば、地震を引き起こす断層がずらしている堆積物と断層を被覆する堆積物の年代を比較することにより、断層がずれた時期を推定することができます。

堆積物の年代決定手法の一つとして、堆積物に含まれる火山ガラスや軽石などのテフラの給源を特定し、堆積時期を推定することが行われます。特に、日本列島は火山が多く、数十万年前以降については、主要な火山に対し、広範囲にテフラを堆積させた噴火が起きた時期についてかなり明らかになっていることから、テフラは強力な堆積物の年代決定の手段となっています。テフラの給源の特定は、テフラに含まれる鉱物などの組成や、火山ガラスの形態，屈折率，化学組成などに基づいて行われます。しかし、同じ火山で噴火時期だけが異なるテフラを比較する場合などは、従来の観察・分析手法のみではテフラの区別が困難な場合もしばしばありました。

本研究では、火山ガラスの屈折率の測定や化学分析の方法を工夫・高度化することにより、鹿児島県の桜島火山の文明・安永・大正の各時代の噴火起源のテフラを明瞭に識別することに成功しました。これらのテフラが識別できるのは従来、火口付近からのテフラ層の連続性が肉眼で追跡できる範囲に限られていましたが、本研究により、火口から遠く離れた地点でも、堆積物の分析のみで、桜島火山の文明・安永・大正噴火の各テフラを認定できることになります。

火山ガラスの屈折率は火山や噴火時期によって固有の値の範囲を持つことが知られているため、テフラの同定の根拠の一つとして用いられますが、ガラスが水和しているかどうかによっても屈折率は変化します。水和した部分の厚さは、おおむね堆積後の経過時間と正の相関関係があるので、古い時代に堆積した火山ガラスほど水和した部分は厚くなります（図 8-20）。そのため、水和部の厚さから火山ガラスの堆積時期が推定できるとともに、ガラス片の周縁部の水和している部分と中央部の水和していない部分とを分けて屈折率の測定を行うことにより、屈折率分析の精度を高めることができました。

化学分析では、レーザーアブレーション誘導結合プラズマ質量分析法(LA-ICP-MS)を用いて、一粒の火山ガラスから多元素の組成を同時に分析することを実現しました(図 8-21)。火山ガラスの化学組成も火山や噴火時期によって固有の組成範囲を持つことから、LA-ICP-MS 法で得られた多数の化学組成データを統計的に解析することにより、テフラの給源の推定に役立ちます。

本研究ではさらに、これらの分析を宮崎平野で見いだされた軽石層に対して行うとともに、軽石層前後の堆積物に含まれる木片などの炭質物の放射性炭素年代を土岐地球年代学研究所のペレトロン年代測定装置で測定することにより、この軽石が桜島火山の文明噴火に由来するものであることを明らかにしました。

●参考文献
生田正文, 丹羽正和ほか, 歴史時代に噴出した同一火山由来の軽石層の同定：宮崎平野で見出された桜島文明テフラの例, 地質学雑誌, vol.122, no.3, 2016, p.89-107.

8-9 地層処分による人への影響を評価する
－表層環境条件に応じた生活圏評価手法の開発－

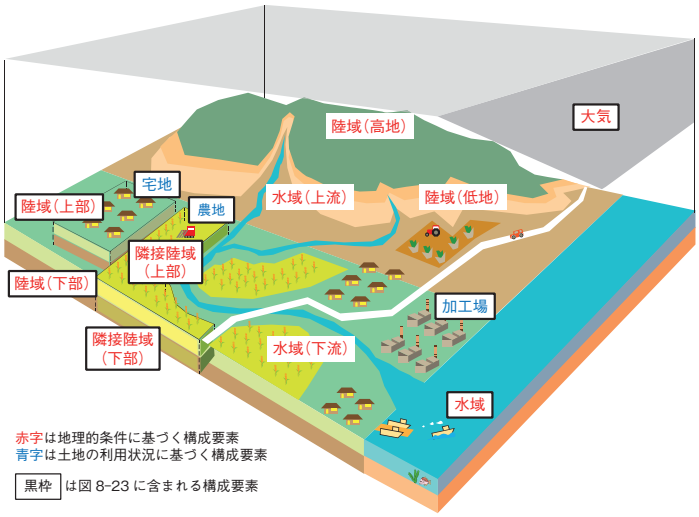


図 8-22　表層環境の構成要素の概念図（例）
生活圏評価では、図に示すような表層環境の構成要素を設定し、構成要素間の物質移行や構成要素からの人間への被ばくをモデル化して評価します。構成要素は主に地理的条件と人間の活動に伴う土地の利用状況に基づいて設定します。

(a)

	A	B	C	D
1	陸域（上部）	浸透・涵養 生物擾乱 拡散 堆積	土壌の移動 地表水の移動 拡散 生物擾乱	
2	侵食・風化 拡散 毛管上昇 生物擾乱	陸域（下部）		拡散 生物擾乱 地下水の移動
3	土壌の移動 地表水の移動 拡散 生物擾乱		隣接陸域（上部）	浸透・涵養 生物擾乱 拡散 堆積
4		拡散 生物擾乱 地下水の移動	侵食・風化 拡散 毛管上昇 生物擾乱	隣接陸域（下部）

(b)

	A	B	C	D	E	F
1	別マトリクス	－	出荷（肥料、農薬）	－	－	－
2	－	大気	－	－	－	－
3	出荷（間伐材）	揮発（湛水田のメタン等）	農地	出荷（農産物）	流出（過剰肥料）	出荷（農産物）
4	出荷（肥飼料）	－	出荷（肥料）	加工場	－	出荷（食料品，油脂，嗜好品，紙，衣類等）
5	－	－	取水（灌水）	－	水域	－
6	－	－	出荷（肥料）	－	－	宅地

図 8-23　物質移行の基本マトリクスでの整理（例）
基本マトリクスは、表層環境の構成要素を対角要素として構成要素間の物質移行のプロセスを表現するものです（(a) は自然現象による物質移行，(b) は人間活動による物質移行の例）。

地層処分場の安全性の評価においては、人間の生活環境である表層環境（生活圏）における処分場由来の核種の移行及び人間への被ばくのプロセスを表層環境条件に応じて設定し、線量の算出・評価を行います（生活圏評価）。

現在、評価対象とする表層環境条件は決まっていないため、それが具体化されたときに柔軟に対応できるように様々な表層環境条件に適用可能な生活圏評価のためのモデル化手法を準備しておくことが重要となります。

この研究で考案したモデル化手法の特徴は、物質移行のプロセス（水や土の移動とそれによる核種の移行など）や被ばくのプロセス（核種を含む水の摂取など）を様々な表層環境条件に対して事前に幅広く整備しておくことにより、評価対象とする表層環境条件の特徴に応じて該当する物質移行と被ばくのプロセスを抽出し、モデルを構築できることです。この事前の整備では、まず、一般的に考えられる表層環境の構成要素（図 8-22 での陸域（上部），水域，農地など）、その構成要素間の関係性（隣接関係，上下関係など）を整理し、さらに地理的条件に応じた自然現象による構成要素間の物質移行のプロセスを整理した 17 通りの基本マトリクス（図 8-23 (a)）と、土地利用状況に応じた人間活動に基づく構成要素間の物質移行のプロセスを整理した 8 通りのマトリクス（図 8-23 (b)）を整備しました。また、各構成要素における人間活動に基づいて被ばくのプロセスも整理しました。これにより、評価対象とする表層環境条件が与えられた際には、その条件に該当する構成要素や物質移行と被ばくのプロセスを基本マトリクスから抽出することで、生活圏評価のモデルを構築することができます。

本手法は、事前に幅広く整備した構成要素及び物質移行と被ばくのプロセスを共通的に利用するため、モデル作成の効率化，物質移行と被ばくのプロセスの整合性や抜けのチェックの容易化、知識や経験の違い等の人への依存性の低減が期待できます。さらに、モデル構築の作業経緯（構成要素や物質移行と被ばくのプロセスの抽出結果やその理由など）を記録しやすく、後日の確認や再評価も容易になるといった利点があります。

今後は、表層環境条件の様々な想定に対しての適用性の確認と手法の改善を進めていきます。

●参考文献
長尾郁弥ほか，表層環境条件に応じた生活圏モデル構築手法の整備，JAEA-Research 2016-003，2016，80p.

8-10 国ごとに異なる放射性核種の振る舞いの評価
ー使用済燃料直接処分における放射性核種の放出挙動のレビューー

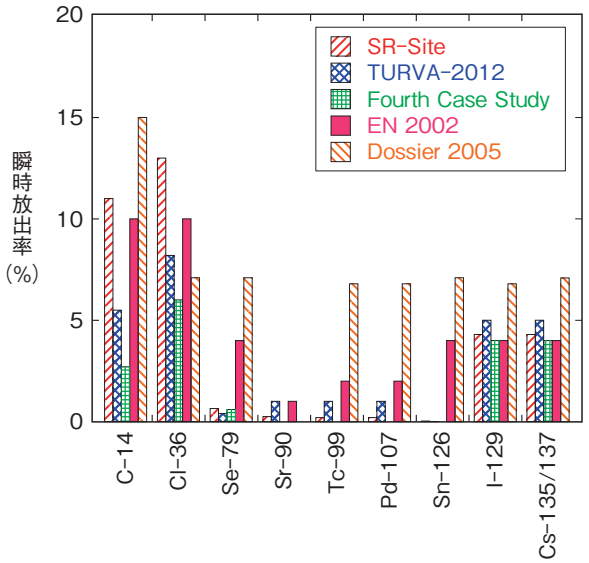


図 8-24　各国の安全評価報告書における瞬時放出率の評価値の例（主に PWR, UO_2 燃料のものを抜粋）
廃棄体から速やかに放出される成分の割合を示しています。瞬時放出の対象としている核種はおおむね共通している一方で、評価値が国（報告書）ごとに異なっていることが分かります。これは、処分の対象とする燃料の炉型や燃焼度及びそれらが混在することの多様性が国ごとに異なっているからです。

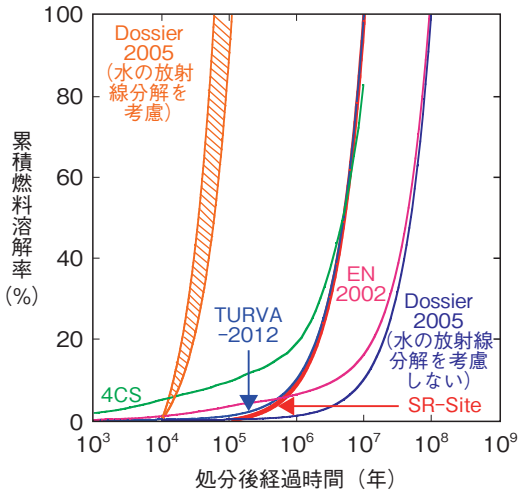


図 8-25　各国の安全評価報告書における燃料溶解速度の評価値から導出した累積燃料溶解率と処分後経過時間の関係（北村ほか（2016）より許可を得て転載）
燃料溶解速度が高いほど速く溶解します。こちらも評価値が国（報告書）ごとに異なっていますが、比較的最近（2010 年以降）に公開された評価（図中の SR-Site, TURVA-2012 及び 4CS）は類似していることが分かります。

私たちは、エネルギー基本計画に基づき、高レベル放射性廃棄物（ガラス固化体）の地層処分の代替処分オプションの一つとして、使用済燃料を直接深地層中に処分するための研究開発を行っています。ガラス固化体の地層処分と大きく異なる点の一つに、廃棄体からの放射性核種の放出挙動が挙げられます。したがって、使用済燃料からの放射性核種の放出挙動を評価することが重要となっています。しかしながら、これまで我が国では直接処分の安全性を評価するための研究開発を行ってこなかったことから、この分野の知見が大幅に不足しています。

そこで、欧米各国では直接処分システムの設計や安全性の評価を実施していることを踏まえ、廃棄体からの放射性核種の放出挙動に関する最新の評価値とその選定根拠を調査し、その結果を比較参照しつつ、我が国の代替処分オプションの一つである直接処分の安全性を評価するための値を選定することを計画しています。調査対象とした安全評価報告書は、スウェーデン SR-Site（2011 年公開、以下同様），フィンランド TURVA-2012（2012），スイス EN 2002（2002），フランス Dossier 2005（2005），カナダ Fourth Case Study（4CS）（2012）などです。

廃棄体からの放射性核種の放出には、気体状若しくは揮発性の核種による速い放出と、燃料の溶解や金属の腐食と調和的に進展する遅い放出があります。前者の評価値である瞬時放出率、後者の評価値の一つである燃料溶解速度を基に導出した燃料の累積溶解率について、各報告書の設定値をそれぞれ図 8-24 及び図 8-25 に示します。瞬時放出率については、設定の根拠となる核種溶出試験の文献がおおむね共通している一方で、処分対象燃料の特徴（炉型や燃焼度及びそれらが混在することの多様性）は国ごとに異なり、使用済燃料中の核種インベントリの評価値の差異が設定値の差異に現れていることが分かりました。さらに、根拠データを自国に適用させる際に、最悪ケースの想定が異なることでも、設定値に差異が現れていることが分かりました。また、燃料溶解速度については2000年以降に知見が大きく進展しており、その成果を取り込んだ比較的最近の評価値（図 8-25 中の SR-Site, TURVA-2012 及び 4CS）が類似していることが分かりました。

本研究は、経済産業省委託事業である「直接処分等代替処分技術開発」（平成 27 年度）の成果の一部です。

●参考文献
長田正信, 北村暁ほか, 諸外国における使用済燃料直接処分のソースターム評価ー (1) 使用済燃料および構造材からの瞬時放出率の評価, 原子力バックエンド研究, vol.23, no.1, 2016, p.31-54.
北村暁ほか, 諸外国における使用済燃料直接処分のソースターム評価ー (2) 使用済燃料および構造材の溶解速度評価, 原子力バックエンド研究, vol.23, no.1, 2016, p.55-72.

8-11 電子レンジ内で置く高さを変えると温まり方は変わる
－マイクロ波による硝酸系溶液の加熱効率－

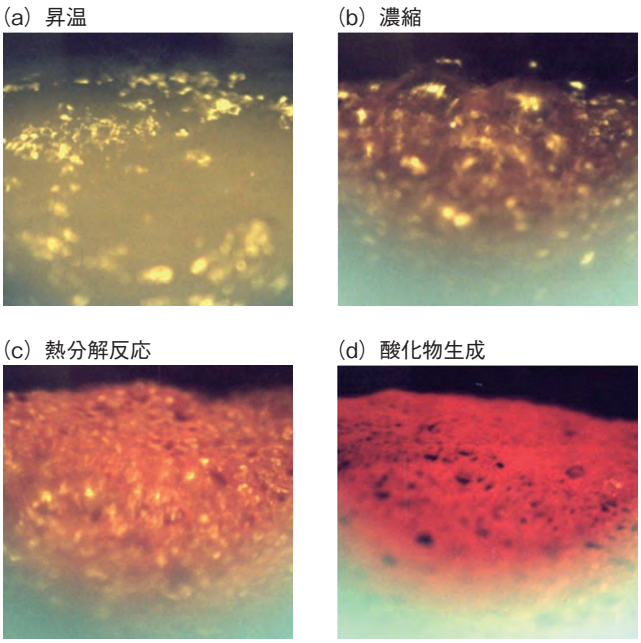


図 8-26　マイクロ波脱硝反応の過程
マイクロ波加熱直接脱硝法では、プルトニウムとウランの混合硝酸溶液にマイクロ波を照射することで、(a)昇温・(b)濃縮・(c)硝酸塩の熱分解反応を生じさせて(d)固体の酸化物を得ています。

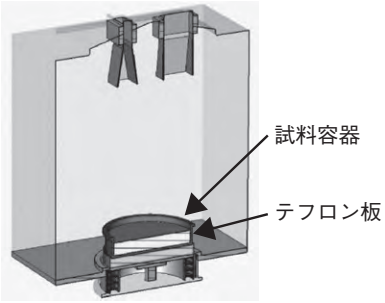


図 8-27　マイクロ波加熱装置の構造
試料の高さは、試料容器の下に敷いたテフロン板の厚さを変えて変化させました。

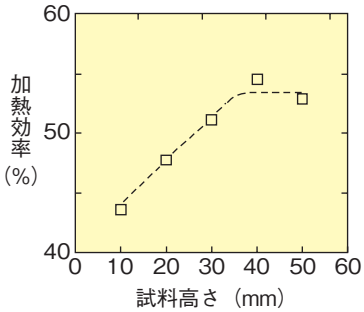


図 8-28　硝酸蒸発時の加熱効率変化
実験の結果、試料高さが 10 ～ 30 mm までは効率が増加し、30 mm を超えると増加しなくなりました。

原子炉で使い終わった核燃料は、再処理工場で処理されてプルトニウム(Pu)とウラン(U)が硝酸溶液の状態で回収されます。欧米では沈殿法により Pu を単体で酸化物へ脱硝（転換）していましたが、我が国では原子力を平和利用のみに限定していることから、核兵器への転用がしにくいマイクロ波加熱直接脱硝法による Pu/U 混合転換技術を開発してきました。この手法は Pu と U の混合硝酸溶液にマイクロ波を照射して図 8-26 に示すように昇温・濃縮・熱分解反応を生じさせて酸化物に転換します。

マイクロ波加熱は、一般に食品の加熱などに利用されており、加熱効率は 60 ～ 80% 程度です。これに対して、マイクロ波加熱直接脱硝法では水や硝酸を蒸発させ、硝酸塩を熱分解させるので加熱中に試料の温度や状態が大きく変わり、効率は低くなると考えられますが報告例はわずかです。加熱効率を把握することは省エネルギー化を図るために重要であり、本研究で詳細に調査・検討しました。まず、加熱実験では昇温・濃縮・熱分解反応を個々に検討できるようにするため加熱試料を水，硝酸溶液，硝酸 Pu/U 混合溶液を用いました。実験結果の電磁場解析評価を行い、加熱条件による効率の変化を把握しました。

実験の結果、加熱効率は水の昇温や蒸発時には約 60% で一般の食品とそれほど違いませんでした。このことから MOX 燃料の加熱装置でも一般的な食品と同等の性能が得られることが分かりました。しかし、硝酸の蒸発や混合溶液の脱硝のときは約 50% と少し低く加熱しづらいことが分かりました。次に、加熱効率の改善のため、硝酸を蒸発させる実験時には図 8-27 のように試料の高さを 10 ～ 50 mm まで変えて加熱効率の変化を調査しました。実験の結果は、図 8-28 のように 10 ～ 30 mm までは効率が増加し、30 mm を超えると増加しなくなりました。

電磁場解析結果から、試料の高さが 30 mm まではオーブン内の電界分布の乱れが減少し加熱がしやすくなりますが、30 mm 以上になると変わらなくなることが分かり、実験の結果と良く一致しました。

これらの結果からマイクロ波加熱直接脱硝法における効率は、水の昇温や蒸発時には一般のマイクロ波加熱時とそれほど違いませんが、硝酸の蒸発や脱硝のときは 10% 程度低下することが分かりました。また、試料高さが低いと効率が低下することが分かりました。これらは、今後の装置の開発時に配慮すべき重要な知見です。

●参考文献
加藤良幸，硝酸ウラニル・硝酸プルトニウム混合溶液のマイクロ波脱硝における加熱効率，日本原子力学会和文論文誌，vol.13，no.2，2014，p.62-73.

9 核融合研究開発

核融合エネルギーの実用化に向けて

核融合エネルギーの実用化に向けて、国際熱核融合実験炉（ITER）計画，幅広いアプローチ（Broader Approach: BA）活動等の国際協力を積極的に推進しつつ、那珂核融合研究所では主に先進プラズマ研究開発，六ヶ所核融合研究所では原型炉のための技術基盤の構築を目指した核融合理工学研究開発を総合的に進め、原型炉の実現を目指しています（図 9-1）。

ITER 計画

ITER 計画は、実験炉の建設・運転を通じて核融合エネルギーの科学的・技術的実現可能性を実証する国際協力プロジェクトです。2007 年 10 月に ITER 協定が発効し、原子力機構は我が国の国内機関に指定されました。現在、我が国が分担する機器の調達活動を進め、種々の技術開発成果（トピックス 9-1）を挙げるとともに、プラズマ加熱用 100 万ボルト超高電圧電源機器の開発を 2015 年 12 月までに完了しました。

BA 活動

BA 活動は、核融合の早期実現を目指し、ITER の支援や ITER の次のステップである原型炉の開発のための研究開発を行う日欧の共同事業です。2007 年 6 月に BA 協定が発効し、原子力機構は我が国の実施機関に指定されました。BA 活動は、国際核融合エネルギー研究センター（IFERC）事業，国際核融合材料照射施設の工学実証・工学設計（IFMIF/EVEDA）事業，サテライト・トカマク計画（STP）事業の三つのプロジェクトから構成されます。

先進プラズマ研究開発

BA 活動の STP においては、JT-60SA の日欧共同建設が順調に進展しています。トピックス 9-2，9-3 及び 9-4 は JT-60SA に資する成果です。また、JT-60 の実験データ解析をさらに進めるとともに国際装置間比較実験等を行い、高いプラズマ圧力を実現して核融合炉の経済性を高めるための研究を続けています。

核融合理工学研究開発

原型炉のための技術基盤の構築に向けて、BA 活動を基盤として種々の研究開発を実施しています。トピックス 9-5，9-6 は核融合炉の安定性・安全性を向上させることにつながる成果です。また、トピックス 9-7 は、核融合炉材料を試験する施設の開発につながる成果です。トピックス 9-8 は核融合炉の社会受容性の向上に向けて、放射性廃棄物を減らすことに資する成果です。トピックス 9-9 は核融合炉のブランケットが必要な機能を発揮するために不可欠の成果です。

核融合研究開発は、2016 年 4 月に国立研究開発法人量子科学技術研究開発機構（QST）に引き継がれました。

図 9-1　核融合原型炉開発への展開
核融合エネルギーの早期実現を目指し、原型炉開発へ向けて、国際熱核融合実験炉（ITER）計画及び幅広いアプローチ（BA）活動等の国際協力を推進しつつ、先進プラズマ研究開発と核融合理工学研究開発を進めています。

9-1　放射線環境におけるロボット制御
ーロボットビジョンによる核融合炉保守用マニピュレータの位置決めー

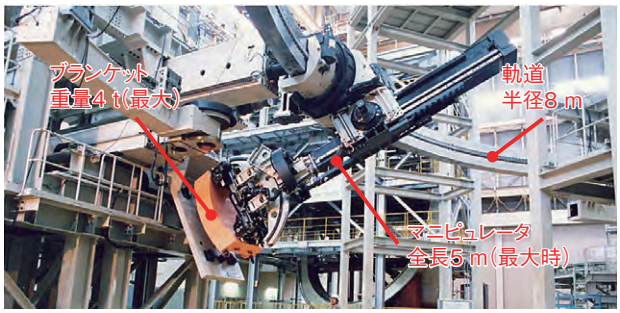


図 9-2　ITER 遠隔保守ロボット試験機
ITER の遠隔保守では、半径 8 m の軌道上を走行する全長 5 m のマニピュレータが最大重量 4 t のブランケットを把持し交換します。

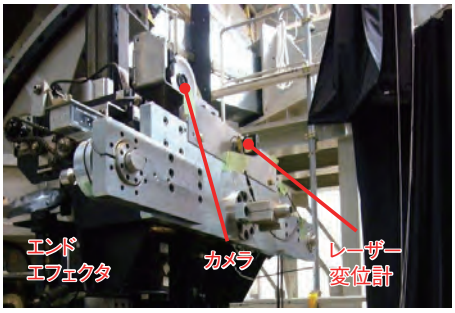


図 9-3　ロボットビジョンに用いるカメラ
マニピュレータ先端部（エンドエフェクタ）にカメラを設置し、ロボットビジョンによる自動的な位置決めを可能としました。位置決め精度は変位計を用いて計測しました。

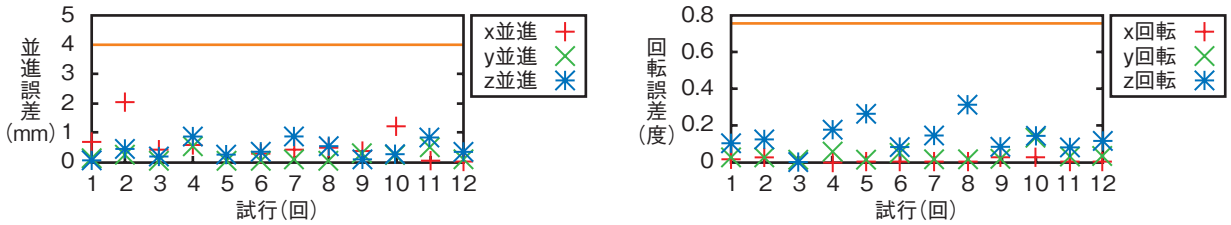


図 9-4　ロボットビジョンによる位置決め時の誤差
ロボットビジョンによるマニピュレータの位置決め精度は、ブランケット把持に必要な精度（並進 4 mm, 回転 0.76 度以下, グラフ内橙色線）を満たすことを確認しました。

核融合炉では、熱や放射線による真空容器の損傷を防ぐため、ブランケットと呼ばれる機器を真空容器内面に設置します。ITER ではブランケットは 440 個のモジュールに分割されていて、最大重量は約 4 t です。ブランケットは交換が必要ですが、交換時の真空容器内は 250 Gy/h の放射線（γ 線）環境であり、遠隔保守機器が不可欠です。私たちはこれまでブランケットを把持し交換するための遠隔保守ロボットを開発してきました。ロボットとして、軌道上を走行する大型マニピュレータを採用し、真空容器の全域へ到達できる設計です（図 9-2）。ブランケットを把持するためには、マニピュレータの位置をブランケットに対して並進 4 mm, 回転 0.76 度以下の誤差で合わせる必要があります。また、ブランケット表面を傷つけないよう、位置決め方法は非接触でなければなりません。従来の方法であるレーザー変位計は放射線に弱い半導体を用いているため適用できません。そこで、撮像管式のアナログカメラが 2 MGy 程度の耐放射線性を持つことに着目し、カメラと画像処理による位置決め方法を開発、試験しました。これはロボットビジョンと呼ばれるロボットの制御方法です。

開発した方法では、マニピュレータの先端部であるエンドエフェクタにカメラを設置します（図 9-3）。このカメラでブランケットを撮影し、撮影した画像を処理することでマニピュレータとブランケットの相対的な位置が計算できます。計算された位置に基づきマニピュレータを動作させることで位置決めをします。撮像管は解像度が走査線数 500 程度と低いため、画像が粗く、位置決め精度が低くなってしまうことが課題でした。この課題に対しては、カメラを 2 台用いて、それぞれのカメラの画像情報を組み合わせて計算することで精度の向上を図っています。

開発した方法によるマニピュレータ位置決めの誤差を評価するため、試験を実施しました。誤差はエンドエフェクタに設置したレーザー変位計を用いて計測しています（図 9-3）。試験の結果、最大の誤差は並進について 2.0 mm, 回転について 0.31 度であり、位置決めの精度がブランケット把持のための精度を満たすことを確認しました（図 9-4）。

このように、ロボットビジョンが放射線環境におけるマニピュレータの位置決め方法として適していることが分かりました。今後は、ロボットビジョンや力センサを組み合わせて、ブランケットに対する位置決めだけではなく、把持までを自動で行える制御方法を開発する予定です。

●参考文献
Maruyama, T. et al., Robot Vision System R&D for ITER Blanket Remote-Handling System, Fusion Engineering and Design, vol.89, issues 9-10, 2014, p.2404-2408.

9-2　高い精度の超伝導コイルを製作する
－誤差磁場の低減を目的に真円に近い超伝導コイルの製作方法を確立－

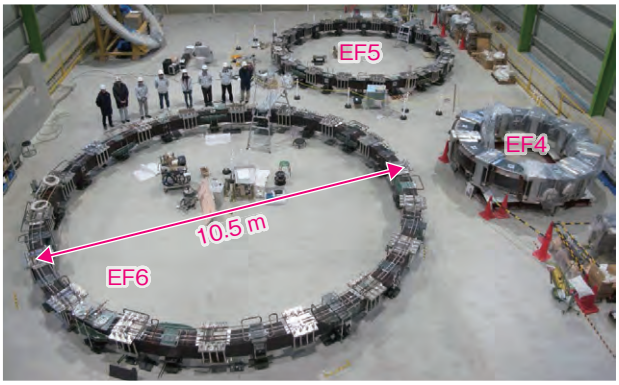
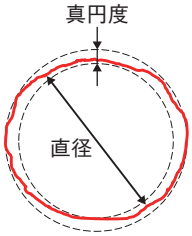


図9-5　完成した三つの平衡磁場コイル
冷却配管や支持構造物を取り付けて、JT-60SA への据付を待っています。

表9-1　平衡磁場コイルの真円度（真円からのずれ）
要求値を大きく上回る真円度を達成しました。右図に真円度の概念を示します。

	真円度（達成値）	真円度（要求値）	直径
EF4	0.6 mm	≤ 6 mm	4.4 m
EF5	0.6 mm	≤ 6 mm	8.2 m
EF6	1.3 mm	≤ 8 mm	10.5 m



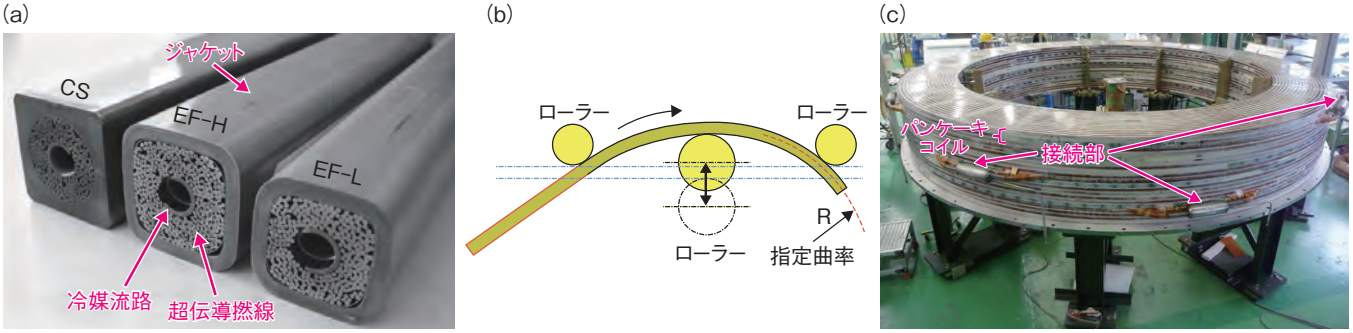


図9-6　超伝導導体からコイルの製作まで
(a) 超伝導撚線をステンレス製ジャケットに収めます。(b) 数値制御で超伝導導体を指定の曲率で曲げます。(c) 平板状のパンケーキコイルを積み重ねます。この際、コイル全体としての真円からのずれを最小化するために、接続部を円周方向に分散し、個々のパンケーキの相対位置を調整します。

JT-60SA は、ITER のミッション達成を支援するとともに原型炉の開発に向けた物理研究を高い機動性を持って実施できる先進的なトカマク装置として設計されています。その要求事項の一つが、核融合の燃料である数億度のプラズマを安定に宙に浮かせ、その位置と形状を自在に制御するための高精度の磁場を発生できることです。磁場は電流によって発生しますが、電流の流路である超伝導コイルの製作誤差を極めて小さく抑え、理想的な磁場形状からの乱れ（誤差磁場）を許容値以下に抑える工夫が必要です。

図 9-5 に、平衡磁場コイルと呼ばれる円形超伝導コイルの完成写真を示します。まず、この直径 10 m 前後の巨大コイルが満たすべき真円度（真円からのずれ）の目標値を上記の許容誤差磁場に基づき評価しました。その結果、直径 10.5 m のコイル（EF6）において 8 mm 以下を達成する必要があります。この値は直径の 0.1% 以下に相当しますが、各製作過程において以下に示す工夫を実施した結果、高精度な超伝導コイルの製作方法を確立し、要求を大きく上回る高精度 1.3 mm を実現しました（表 9-1）。

(1) 超伝導導体の曲げ加工の精密化

超伝導導体は超伝導撚線をステンレス製のジャケットに収めたものですが（図 9-6 (a)）、これを所定の半径に曲げ加工する際に、三つのローラーを導体に押し当てて力を加えます（図 9-6 (b)）。一方、導体には溶接による接続部があるため、その剛性は長手方向に一定とはなりません。その結果、一定の力配分でローラーを押し当てても曲率にむらが発生します。そこで、この力を数値制御で決定することにより、精密かつ安定な曲げ加工を実現しました。

(2) 各パンケーキ間の接続部を周方向に分散

コイルを製作するには、超伝導導体を平板状に巻いたパンケーキコイルを 10 層程度積み重ね、これらを電気的に接続することで一体のコイルに仕上げます（図 9-6 (c)）。誤差磁場の原因となるこの接続部を円周方向に分散することで誤差を平均化しました。

(3) 積層時に個々のパンケーキの相対位置を調整

個々のパンケーキの真円度を分析した後、パンケーキ相互の位置を調整することにより、コイル全体としての真円からのずれを最小化しました（図 9-6 (c)）。

●参考文献
Koide, Y. et al., JT-60SA Superconducting Magnet System, Nuclear Fusion, vol.55, no.8, 2015, p.086001-1-086001-7.

9-3 核融合プラズマの磁場変動を計測する
ーシンプルで高い性能の磁気センサーを開発ー

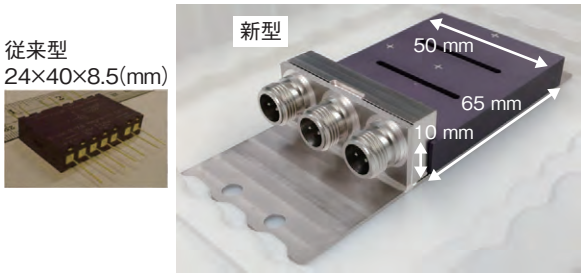


図9-7　磁気プローブ型磁気センサーの新旧比較
セラミックと金属のみの材料で作られています。位置／形状制御用1種類と不安定性観測用2種類をまとめました。従来型から大きくするなどで感度が10倍になりました。

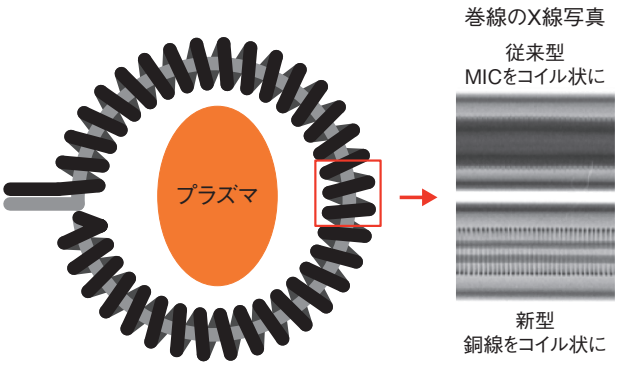


図9-8　ロゴスキーコイル型磁気センサーの新旧比較
従来型は無機質絶縁ケーブル（MIC）を密に巻いているためX線写真では線が不明瞭ですが、新型では銅線が奇麗に並んでいることが確認できます。

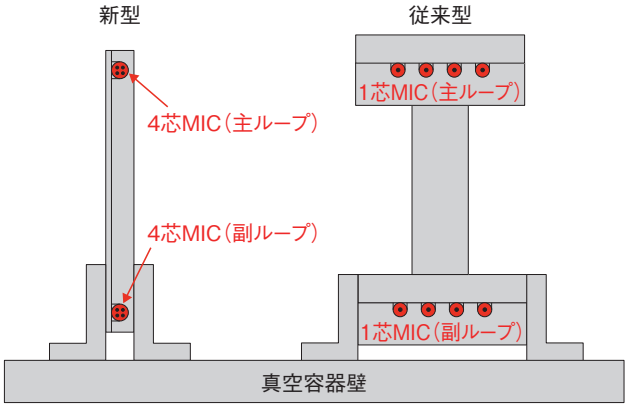


図9-9　新旧反磁性ループ型磁気センサーの断面の比較（イメージ図）
従来の1芯のMICを用いた場合に対し、4芯のMICを用いるととてもシンプルな構造とすることができます。

核融合炉ではプラズマを磁場で閉じ込めます。磁場はコイルだけでなくプラズマに流れる電流でも発生するため、磁場を測ることによってプラズマの様々な重要な特性を調べることができます。そのため、磁場を計測するために用いられる磁気センサーは核融合プラズマにとって最も重要な計測器となります。磁気センサーは導線をぐるぐると巻いたもので、巻いた内側の磁場の変化を測ることができます。プラズマを囲む真空容器内のプラズマの直近に設置するため、高温や放射線に耐え、また、超高真空内でガスを出さないように金属と無機質のみで作る必要があります。

磁気センサーでプラズマの位置と形状が分かります。また、プラズマ内でどのような悪い事柄（不安定性）が起こっているかも調べられます。これらのためにJT-60SA用に位置／形状制御用1種類と不安定性観測用2種類をまとめた磁気プローブ型磁気センサーを開発しました（図9-7）。セラミックにタングステンの回路を密に配置してこれをコイルとしているため、コンパクトながら高い感度を持ちますが、さらにセラミックを大きくするなどして、感度を従来型の10倍にすることができました。配線にはステンレスの管に導線と絶縁用にセラミックを封じた無機質絶縁ケーブル（MIC）を用いますが、万が一の故障の際も交換が簡単にできるように、新たなコネクタを開発しました。

ロゴスキーコイル型磁気センサー（環状の導線とこれを中心に螺旋状に巻き戻した導線で構成されるコイル）を用いてプラズマ内に流れる電流を計測することもできます。これまでは直径0.5 mmのMICを直径5 mm程度，長さ約9 mに螺旋状に巻いたものでしたが、JT-60SA用にMICを用いない新しいタイプのロゴスキーコイルを開発しました（図9-8）。裸の導線をセラミックで直接固めたもので、芯線が太いため壊れにくく、より早い電流の変化を捉えられるようになりました。JT-60SA用では最長16 mもの長いものも製作できました。

さらに、反磁性ループ型というプラズマを周回して囲む2対の磁気センサーを用いるとプラズマがどれだけのエネルギーを維持しているかも分かります。これは核融合プラズマの性能を調べるために最も重要な値です。これまでは4周と3周のMICを1対にして使用していましたが、JT-60SA用には4芯のケーブルを採用して、あたかも見かけは1周ずつしかない反磁性ループを開発しました。反磁性ループは測定する磁場の1万分の1の精度で計測しなければならないため、取付けにとても高い精度が必要ですが、とても簡単な構造が可能となり（図9-9）、精度良く取り付けることが可能となりました。

●参考文献
Takechi, M. et al., Development of Magnetic Sensors for JT-60SA, Fusion Engineering and Design, vols.96-97, 2015, p.985-988.

9-4 プラズマ形状の推定精度の向上を目指して
－プラズマ形状推定システムの予測精度を最適化－

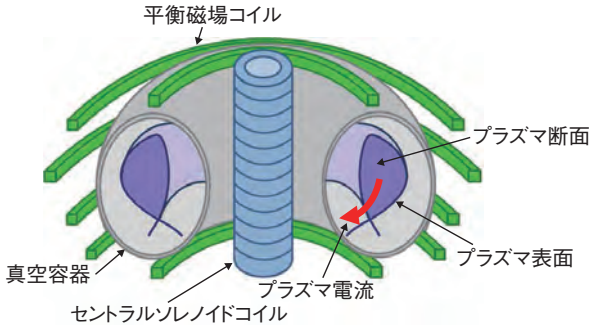


図9-10　トカマクプラズマ（ドーナッツ型）の概念図
ドーナッツ型の真空容器内にドーナッツ型のプラズマを生成します。セントラルソレノイドコイルや平衡磁場コイルの電流を操作することで、プラズマ断面形状を制御できます。

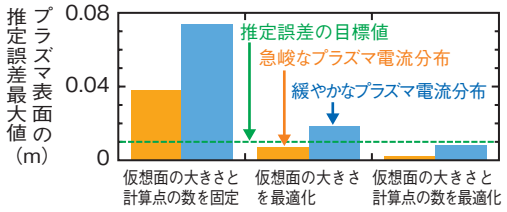


図9-12　仮想面の大きさや計算点の数の最適化による推定誤差
仮想面の大きさや計算点の数を最適化することで、プラズマ表面の推定誤差を目標値以下に抑えられました。

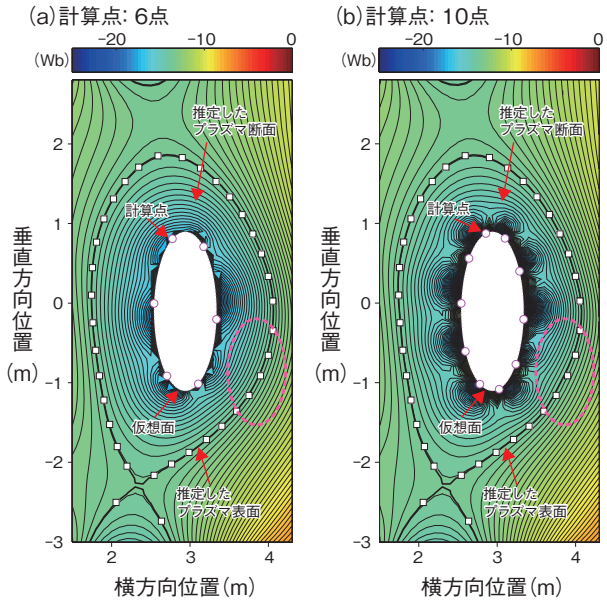


図9-11　プラズマ形状推定システムが推定したプラズマ断面形状
仮想面に沿って置かれた計算点（○）の数を(a)6点から(b)10点に増やすと、計算コードが模擬した基準のプラズマ表面位置（□）とプラズマ形状推定システムが推定したプラズマ表面の差が大きくなることが分かります。

高性能なトカマクプラズマを真空容器などの構造物に接触させずに定常維持するためには、プラズマ断面形状を正確に制御する必要があります(図9-10)。プラズマ断面形状はプラズマに流れる電流(プラズマ電流)と磁場コイルなどのプラズマ以外の電流源が作る磁場の相関から決まるため、プラズマ電流及び断面形状制御用のセントラルソレノイドコイルや平衡磁場コイルの電流を操作することで、断面形状を制御できます。しかし、プラズマ断面形状を正確に制御するためには、プラズマ放電中にプラズマ形状推定システムを用いて、プラズマ外部に設置された計測器信号から断面形状を正確に推定する必要があります。コーシー条件面(CCS)法をベースとしたプラズマ形状推定システムは、JT-60Uのプラズマ断面形状制御に用いられており、プラズマに流れる電流と同じ役割を担う仮想面をプラズマ内部に置き、コイル電流や計測器信号からその仮想面の条件を求めることで、プラズマ表面を高速かつ精度良く推定できます。CCS法をベースとしたプラズマ形状推定システムをJT-60SAのプラズマ断面形状制御に採用するためには、JT-60SAにおけるプラズマ表面の推定精度を予測する必要があります。

そこで、計算コードが模擬したJT-60SAのプラズマ情報を基に、コイル電流と計測器信号を用意し、プラズマ形状推定システムによるプラズマ表面の推定精度を評価しました。計算コードが模擬したプラズマの表面位置を基準として、プラズマ形状推定システムが推定したプラズマ表面を比較した結果、仮想面に沿って置かれた計算点の数を増やすと、様々な形状のプラズマ断面を再現しやすくなりますが、推定誤差が大きくなることが分かりました（図9-11）。また、仮想面の大きさを増やすと、仮想面とプラズマ表面間の距離が近づくため、推定誤差が小さくなることが分かりました。これらの結果から、推定誤差を低減できる仮想面の大きさと計算点の数に関係式があると考えました。

様々な形状や分布を持つプラズマにおいて、仮想面の大きさと計算点の数を変えながらプラズマ表面の推定誤差を評価した結果、誤差が最小となる仮想面の大きさと計算点の数の関係式が分かりました。急峻な電流分布を持つプラズマに比べ、緩やかな電流分布を持つプラズマでは、推定誤差は大きくなりますが、仮想面の大きさと計算点の数を最適化することで、緩やかな電流分布を持つプラズマにおいても、推定誤差を目標値である1 cm以下に抑えられました(図9-12)。JT-60Uでは推定精度は仮想面の大きさや計算点の数にあまり依存しませんでしたが、JT-60SAなどの断面形状が縦方向に長いプラズマでは仮想面の大きさや計算点を最適化することで、推定精度が大幅に向上することを明らかにしました。これは、JT-60SAや将来の核融合炉において安定したプラズマ断面形状制御を実現する上で重要な成果です。

●参考文献
Miyata, Y. et al., Assessment of the Accuracy of Plasma Shape Reconstruction by the Cauchy Condition Surface Method in JT-60SA, Review of Scientific Instruments, vol.86, issue 7, 2015, p.073511-1-073511-13.

9-5 核融合プラズマの安定な運転に向けて
ープラズマ崩壊現象の原因となる新たな電磁流体力学不安定性を発見ー

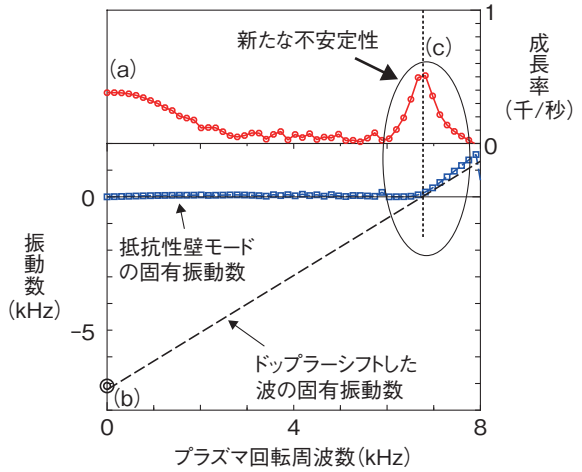


図9-13　成長率と周波数の回転周波数依存性
プラズマが静止している場合、不安定な(a)抵抗性壁モード及び安定な(b)プラズマ中の波はそれぞれ有限の成長率，振動数を持ちます。プラズマが回転を始めて波(b)の振動数がゼロに近づくと、抵抗性壁モードと相互作用し、有限な成長率を持つ(c)新たな不安定性が発生します。

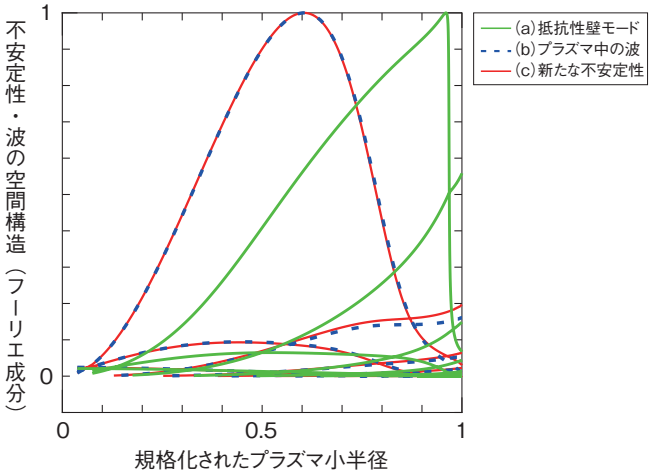


図9-14　不安定性・波の空間構造のプラズマ小周方向の角度でフーリエ展開した各成分
安定な(b)プラズマ中の波と(c)新たな不安定性の空間構造は非常によく似ていますが、(a)抵抗性壁モードの構造はこれらとは大きく異なります。このことから、新たな不安定性の発生には、安定な波の存在が重要であることが分かります。

トカマク方式の核融合炉では、核燃焼状態を定常維持することが必要です。特に、発電効率を高めるためにはプラズマの圧力を増大させる必要がありますが、高い圧力はプラズマ崩壊現象を引き起こす電磁流体力学（MHD）不安定性の原因です。そのため、高いプラズマ圧力を保ちつつ MHD 不安定性の発生を抑えることが、発電効率の高い核融合炉の実現には不可欠です。

このような MHD 不安定性の一つに、抵抗性壁モードと呼ばれるものがあります。この不安定性は、プラズマを囲む真空容器の電気抵抗が原因で発生しますが、プラズマを回転させることで安定化できることが理論的・実験的に示されています。しかし、安定化に十分と理論的に予測される速度でプラズマを回転させても、実験では崩壊現象がしばしば観測されています。そのため、回転しているプラズマが崩壊する原因の解明及び回避方法の考案が、安定な核融合炉を実現するには不可欠です。

本研究では、抵抗性壁モードを含む MHD 不安定性に関する数値解析を行い、プラズマ回転が原因となって発生する新たな不安定性を発見しました。この不安定性は、回転により安定化された抵抗性壁モードが、プラズマ中に存在する安定な波と相互作用することで発生します。

この相互作用の原因は次のとおりです(図 9-13)。プラズマ中に存在する波は特定の振動数(固有振動数)を持ちますが、プラズマが回転した場合、この固有振動数は変化します(ドップラーシフト)。一方、回転によって安定化された抵抗性壁モードは減衰する波となりますが、この波は真空容器に張り付いているため、プラズマが回転しても振動数はほぼゼロのままです。そのため、ドップラーシフトによってプラズマ中の波の固有振動数がゼロに近づくと、同じくほぼゼロの振動数の抵抗性壁モードと相互作用を起こし、新たな不安定性が生じます。この新たな不安定性は、抵抗性壁モードではなくプラズマ中の波と同じ空間構造を持つという特徴があります(図 9-14)。

この新たに発見した不安定性は、プラズマ中の波の固有振動数が、回転によってゼロに近づかない限り発生しません。この固有振動数はプラズマを閉じ込める磁場構造で決まり、また、プラズマの回転による振動数の変化量は回転周波数よりも大きくはなりません。そのため、波の固有振動数がプラズマの回転周波数よりも小さくならないように磁場構造を事前に検討しておけば、この不安定性によるプラズマ崩壊現象は回避でき、高いプラズマ圧力を持つプラズマを安定に維持できます。

以上の知見は、プラズマ中の波の相互作用によって生じる不安定性の発見という物理的に価値の高い成果であるとともに、発電効率の高い核融合炉を安定に運転するために事前に検討・考慮しておくべきプラズマの設計指針を提起したものであり、核融合炉の定常運転の実現に貢献する成果といえます。

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.24760712)「拡張 MHD モデルに基づくエッジローカライズモード安定化・抑制に向けた理論数値研究」の助成を受けたものです。

●参考文献

Aiba, N. et al., Excitation of Flow-Stabilized Resistive Wall Mode by Coupling with Stable Eigenmodes in Tokamaks, Physical Review Letters, vol.114, issue 6, 2015, p.065001-1-065001-5.

9-6 トリチウムを施設内に閉じ込める
－あらゆる状況でトリチウムを確実に酸化する触媒塔の設計手法－

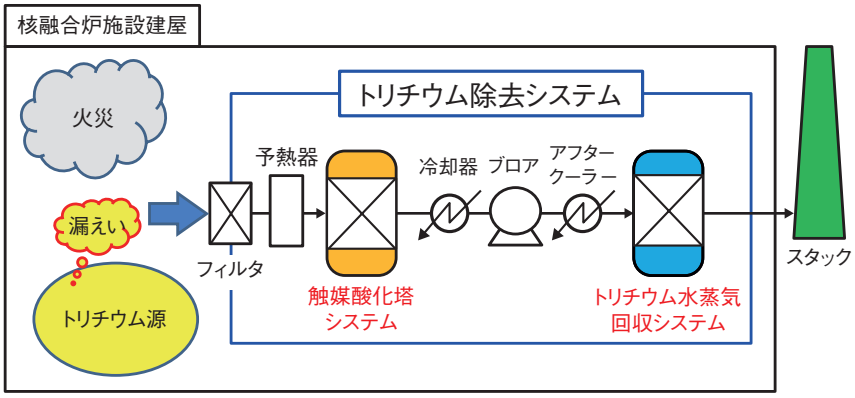


図9-15　トリチウム除去システムのフロー図
施設建屋内で漏えいしたトリチウムガスは、トリチウム除去システム内の触媒酸化塔システムで酸化し、トリチウム水蒸気に転換した後、トリチウム水蒸気回収システムで除去します。

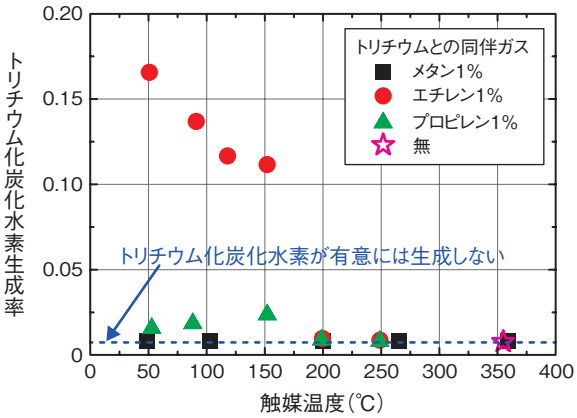


図9-16　トリチウムと各炭化水素成分を同時に触媒塔へ導入した際のトリチウム化炭化水素の生成率
図中破線より上では、トリチウムとエチレンのみが有意に反応してトリチウム化エチレン（またはトリチウム化エタン）となることを示しています。温度が高くなるとトリチウムの燃焼が促進されるため、トリチウム化エチレンの生成率は小さくなります。エチレンは200 ℃で燃焼してしまうため、その温度以上ではトリチウム化エチレンは生成しなくなります。

核融合炉施設では燃料となるトリチウムを大量に取り扱います。トリチウムは水素の同位体で放射性物質であるため、環境放出を極力抑制するトリチウム除去システムが施設内に置かれます。トリチウム除去システムは、「施設内で起こり得るあらゆる異常事象」に対してトリチウム除去性能を確保することが必要です。私たちはあらゆる異常事象に対応できるトリチウム除去システムを設計するために、各異常事象がトリチウム除去性能に与える影響を実験と解析により精査してきました。

トリチウム除去システムは、触媒酸化塔システムとトリチウム水蒸気回収システムで構成されます(図9-15)。触媒酸化塔システムは、異常時に漏えいトリチウムとともに各種ガスが混入した場合においてもトリチウム酸化性能を維持することが必要です。火災時を想定した場合、可燃性有機物の燃焼によりメタン，エチレン等の炭化水素が生じます。触媒酸化塔では、トリチウムと炭化水素との反応でトリチウム化炭化水素が生じてもトリチウム酸化性能を維持すること，炭化水素の反応熱により触媒酸化塔が過剰なトリチウム透過や爆発等の危険事象を誘発する異常温度上昇を起こさないことが課題でした。

私たちは、実験によりトリチウム化炭化水素の生成反応が、炭化水素ガスの中でもエチレンのみに顕著に生じる反応であることを明らかにしました（図9-16）。このことは、トリチウム化炭化水素の生成では、炭化水素中の水素とトリチウムが置換する水素同位体交換反応が極めて遅く、炭化水素に対して水素原子を付加する水素化反応がトリチウム化炭化水素生成の支配的な反応機構であることを示しています。すなわち、燃焼させるのに高い温度を必要とするトリチウム化メタンは構造的に交換反応でしか生成しないため、その生成率は極めて小さく、触媒酸化塔の温度をエチレンが完全燃焼する温度とすることで、トリチウム化炭化水素を酸化できることが分かりました。したがって、比較的低い温度の触媒酸化塔でトリチウム化炭化水素を酸化できるため、トリチウム酸化性能の維持と反応熱による触媒酸化塔システムの異常温度上昇抑制が両立できることを示しました。

我が国はITER機構とともに南仏に建設中の国際熱核融合実験炉ITERのトリチウム除去システムの調達を担当しています。私たちはトリチウム除去システムの性能確証試験を実施しており、核融合炉施設の安全確保に向けた研究開発を進めています。

●参考文献
Edao, Y. et al., Effect of Hydrocarbons on the Efficiency of Catalytic Reactor of Detritiation System in an Event of Fire, Journal of Nuclear Science and Technology, vol.53, issue 11, 2016, p.1831-1838.

9-7 国際核融合材料照射施設のための原型加速器の目標性能を達成
－大電流重陽子加速器の入射系ビーム加速実験の成功－

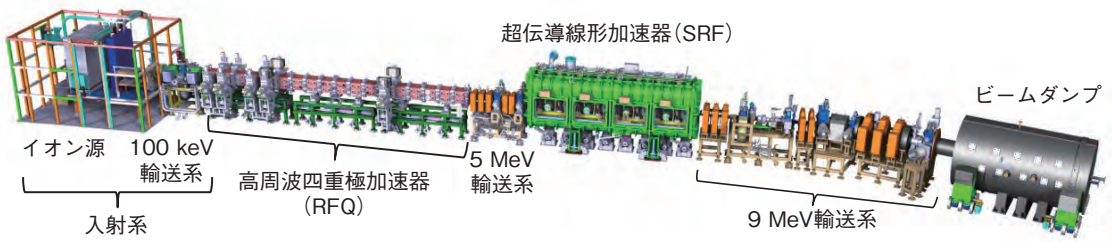


図9-17　IFMIF/EVEDA 原型加速器の全体構成図

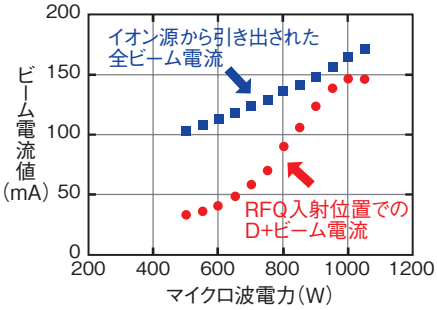


図9-18　入力マイクロ波電力とビーム電流の関係
入力マイクロ波電力とビーム電流は線形の相関関係があります。入力マイクロ波電力によりプラズマ密度などの条件が変わるため、イオン源に導入する重水素ガス流量の調整などが必要となります。

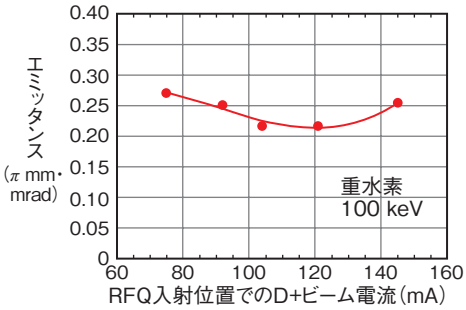


図9-19　RFQ 入射位置でのビーム電流とエミッタンスの関係
ビーム軌道の調整の結果、所定の目標値を上回る 145 mA のとき、0.25 π mm･mrad のエミッタンスを達成しました。

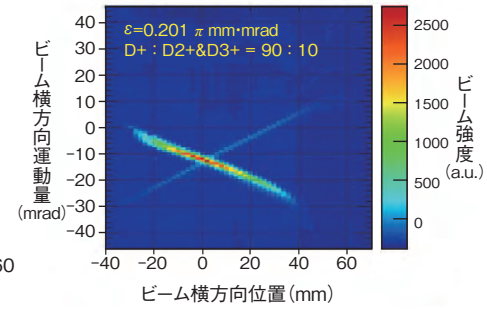


図9-20　イオン源から引き出された原子・イオンビーム粒子の位相空間分布
この分布は一定の収束磁場を通過後のものであり、D+ ビームの成分は左上から右下に、D2+，D3+ ビームは未分離のまま右上から左下に分布します。エミッタンスは D+ の分布面積を基にして求めます。

核融合エネルギーの実現に向けた原型炉開発では、発生する高速中性子による構造材料の損傷が課題です。そのため核融合反応で発生するエネルギースペクトル相似の高速中性子源による健全性実証が不可欠です。2007 年から始まった日欧による国際共同事業である幅広いアプローチ（BA）活動の下、重陽子－リチウム核反応による加速器駆動型中性子源である国際核融合材料照射施設（IFMIF）の技術開発が進められてきました。IFMIF の最大の課題である 40 MeV 重陽子線形加速器は、大電流（125 mA 加速器を 2 並列）かつ連続出力という特徴を有しています。同加速器の工学実証のための原型加速器は六ヶ所核融合研究所にて、図 9-17 に示す入射系（100 keV），高周波四重極加速器（RFQ）（5 MeV），超伝導線形加速器（SRF）の初段（9 MeV）を段階的に設置し試験を進めています。

入射系はエネルギーが低くかつ大電流（140 mA）であるため、ビームの電荷による電場でビーム自身が自己発散する空間電荷効果の影響を大きく受けます。これによるエミッタンス（ビームの位相空間における広がりを表す指標）増大はビームロスを発生させ、機器の放射化・損傷となるため、空間電荷効果の制御とエミッタンス低減（0.25 π mm･mrad 以下）を達成することがビーム加速実験の課題です。

イオン源内部の不純物ガス吸着や清浄度などでプラズマ状態が変化するため、重水素ガス流量，RF 電力，高周波のマッチングなどを調節しつつ脱ガスを進め、磁場分布の最適化などにより電極間放電やプラズマ不安定化などを回避し、目標を達成しつつ安定運転できる条件を確立しました。

ビーム軌道の調整などにより、図 9-18 に示すように全ビーム電流中の D+ 電流を目標の 140 mA 付近での最大化を達成し、図 9-19 に示すようにエミッタンスも目標を満たす 0.25 π mm･mrad を得ました。図 9-20 に示すように位相空間上のイオン種ごとの面積比を基にして D+ 分岐比が求められ、目標値である D+ 分岐比 90% を達成しています。

本研究などにより開発される大電流重陽子加速器による中性子源は、高い中性子束とともに高い稼働率や信頼性が期待され、幅広い応用が考えられる技術です。今後後段の加速器のコミッショニングを行い、IFMIF 施設の実現に向けた技術実証を進めていきます。

●参考文献
Okumura, Y., Ichimiya, R. et al., Operation and Commissioning of IFMIF (International Fusion Materials Irradiation Facility) LIPAc Injector, Review of Scientific Instruments, vol.87, issue 2, 2016, p.02A739-1-02A739-3.

9-8 核融合炉の社会受容性向上に向けて
－放射性廃棄物の減容化方針－

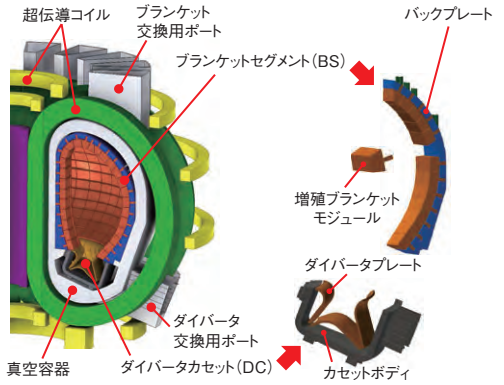


図 9-21　核融合原型炉の炉構造概念及び機器名称
交換時間を短縮するために、セグメントごとに引き抜きます。

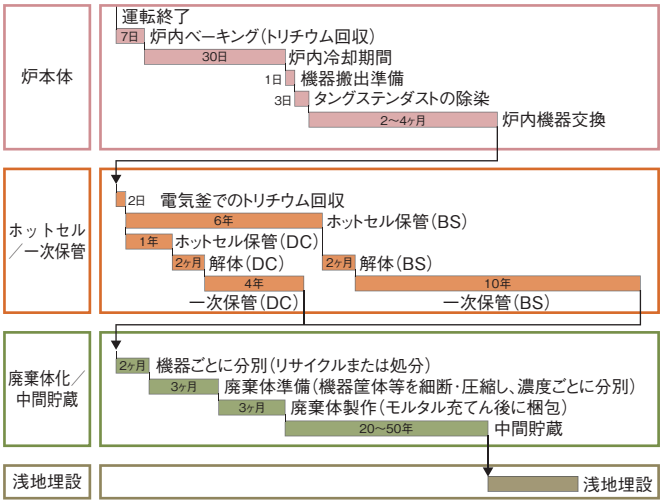


図 9-22　核融合原型炉における定期保守時に発生する放射性廃棄物の管理シナリオ
原型炉での核特性に基づき、各保守工程に適した線量率や残留熱量に減衰するまでの保管期間などの時系列を追った管理シナリオを構築しました。ブランケットセグメント(BS)とダイバータカセット(DC)では主要な生成核種が違うことから減衰時間が異なり、機器ごとに管理シナリオを構築することにより、管理エリアを最適化できます。

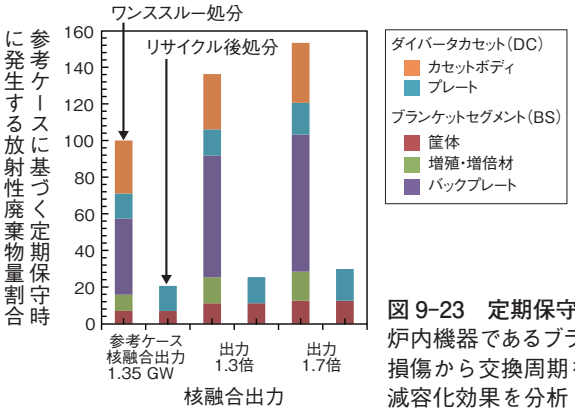


図 9-23　定期保守時に発生する放射性廃棄物の機器のリサイクルに基づく減容効果
炉内機器であるブランケットセグメント(BS)とダイバータカセット(DC)の許容される中性子損傷から交換周期を評価し、出力変化時での廃棄物総量の変化割合とリサイクルした際の減容化効果を分析しました。

核融合炉から発生する放射性廃棄物は、低レベルであっても世代を超えて長期間の管理を必要とするものがあることから、社会受容性と関連の深い課題となっています。特に炉内機器であるブランケットセグメント（BS）及びダイバータカセット（DC）（図 9-21）は、高エネルギーの中性子にさらされることから数年おきの交換が必要になります。これら放射化した交換機器は核融合炉で発生する低レベル放射性廃棄物の大半を占めるとともに、運転開始後の早期から廃棄物の管理に取り組まねばなりません。したがって、定期保守時に発生する廃棄物の安全な管理方策と減容化対策は社会受容性向上のために重要です。

図 9-22 に核融合出力が 1.35 GW（参考ケース）での定期保守時に発生する放射性廃棄物の管理シナリオを示します。プラント稼働率を高くするには炉停止後速やかに炉内機器の交換作業を開始すべきですが、機器交換のためには冷却配管を切断する必要があります。早期の交換作業は残留熱による炉内機器の大きな温度上昇を招き、最終的に機器の熱変形や吸蔵トリチウム放出・拡散に至るおそれがあります。すなわち、保守時の安全と稼働率とはトレードオフ関係にあります。このことから、炉内機器の残留熱に基づく熱解析の結果、炉停止後 1 ～ 2 週間は真空容器を高温に保ち、炉内機器から吸着トリチウムの脱ガス処理を行い、その後室温程度まで降温して炉停止 1 ヶ月後に保守を開始すれば、比較的容易な強制ガス冷却で保守期間中の残留熱の除去が可能であることが分かりました。このように、核融合炉で発生する放射性廃棄物の核特性に基づき、放射化機器の解体・処分までの時系列を追い、これまでにない廃棄物管理シナリオを構築しました（図 9-22）。

図 9-23 に運転期間を 20 年と仮定して評価した総廃棄物量に対して、核融合出力変化時でのリサイクルに伴う減容化効果を示します。減容化を目指して中性子損傷が小さい構造体（バックプレート及びカセットボディ：図 9-21）の再利用とブランケットモジュール内に充てんする希少金属であるベリリウム等のリサイクルを検討した結果、出力に依存せずに総廃棄物量を 20% まで低減できることを明らかにしました。この結果は、商業炉を見据えた核融合炉開発において重要であり、廃棄物の減容化に向けて再利用／リサイクル工程の具体化を進めていきます。

●参考文献
Someya, Y. et al., Management Strategy for Radioactive Waste in the Fusion DEMO Reactor, Fusion Science and Technology, vol.68, no.2, 2015, p.423-427.

9-9 核融合原型炉早期実現に向けた高性能中性子増倍材の開発
－３元系先進中性子増倍材の開発研究－

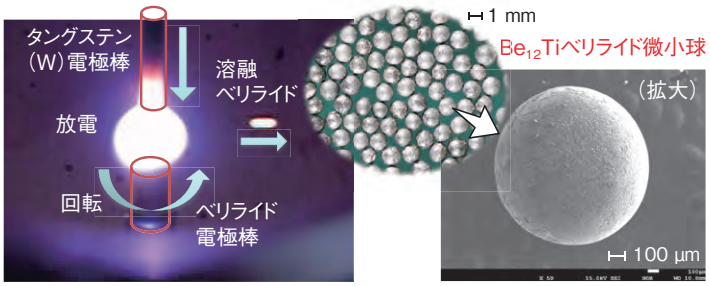


図9-24　回転電極法によるベリライド微小球製造法を確立
プラズマ焼結製の電極棒を用いて回転電極法を適用し、1 mm の微小球製造に成功しました。

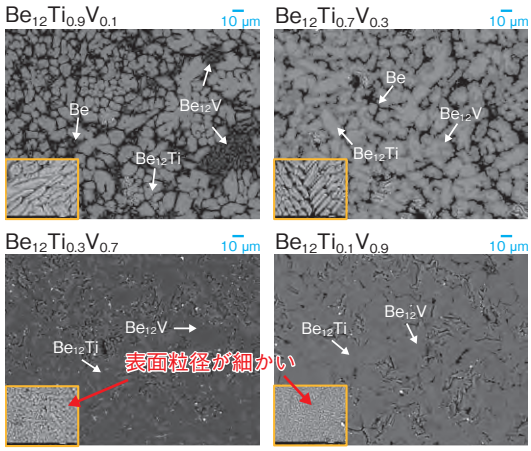


図9-25　３元系ベリライド微小球製造に成功
$Be_{12}Ti_{1-x}V_x$ 組成に V 含有量を増やし、3 元系の微小球製造を実施しました。

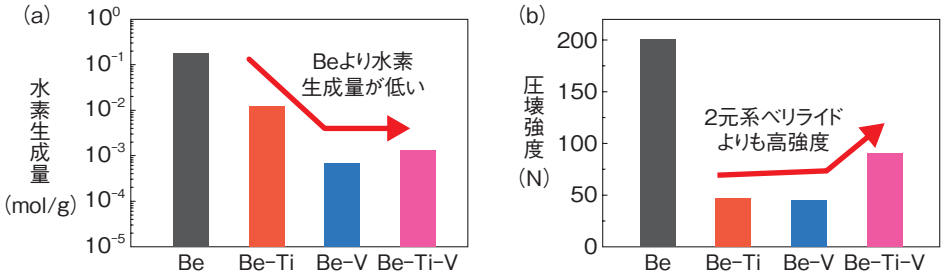


図9-26　各試料の特性比較
1000 ℃における水蒸気との反応による(a)水素生成量及び(b)圧壊強度を示します。

核融合炉燃料のトリチウムは核融合反応で生じる中性子をリチウム (Li) に当てて生産します。このとき、より効率良く燃料を生産するために中性子の数を増やす中性子増倍材が不可欠です。候補材であるベリリウム (Be) は、冷却水漏えい時に水と接触して生じる水素が安全上問題になるなどの欠点があることから、より安定な Be 金属間化合物（ベリライド）の製造技術開発を BA 活動の一環として進めています。

Be 原料は表面が酸化しやすいため、従来の粉末冶金法では脆くて加工が困難なベリライドしか得られませんでした。そこで、原料粉末表面を放電で清浄にした後合成するプラズマ焼結法に着目し、合成条件の最適化を図った結果、加工性や耐熱衝撃性に優れ、造粒原料として最適な棒状のベリライド製造に成功しました。そして、このベリライドを原料とする電極棒を用いた回転電極法によって核融合炉で使用する目標形状である直径 1 mm のベリライド微小球製造に世界で初めて成功し、製造基盤技術を確立しました(図 9-24)。ベリライドは、Be に比べて融点が高く、高温でも安定であることから、先進中性子増倍材として有望である結果が得られています。

しかしながら、当初 $Be_{12}Ti$ 組成の微小球を製造しましたが、造粒の際の再溶融時に組成が変化し、Be 相が残り、単相化のための熱処理を要するなどの問題がありました。そこで、次に再溶融時に組成が変化しないベリライドとして $Be_{12}V$ を選定して試作した結果、$Be_{12}V$ 単相微小球を直接造粒することに成功しました。

中性子増倍材の球は大量に装荷されることから、より高い強度が要求されますが、$Be_{12}V$ 微小球の場合は球の圧壊強度の低下が認められました。この解決策として Be-Ti-V の 3 元系ベリライド微小球の製造技術開発に着手し、この圧壊強度を 2 元系と比べて約 2 倍向上することに成功しました。具体的には、組成比をパラメータにした造粒試験の結果、チタン（Ti）の割合が大きいと Be 相が現れてしまいましたが、バナジウム（V）量を多く、すなわち Ti と V の割合を、3 対 7 から 1 対 9 と大きくすることによって、細かい粒径で形成されつつ、Be 相を含まず、均質化処理が不要な 3 元系ベリライド微小球（$Be_{12}Ti_{0.3}V_{0.7}$ 及び $Be_{12}Ti_{0.1}V_{0.9}$: 図 9-25）を直接造粒できることを明らかにしました。

そして、水素生成量及び圧壊強度を比較した結果、3 元系ベリライドが最も低水素生成を示す V 系ベリライドと同等(図 9-26(a))で、高圧壊強度(図 9-26(b))であることが明らかになり、優れた性能を有する新たな 3 元系ベリライド微小球の製造に世界で初めて成功しました。

●参考文献
Kim, J. et al., Synthesis and Characteristics of Ternary Be-Ti-V Beryllide Pebbles as Advanced Neutron Multipliers, Fusion Engineering and Design, vols.109-111, part B, 2016, p.1764-1768.

10 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

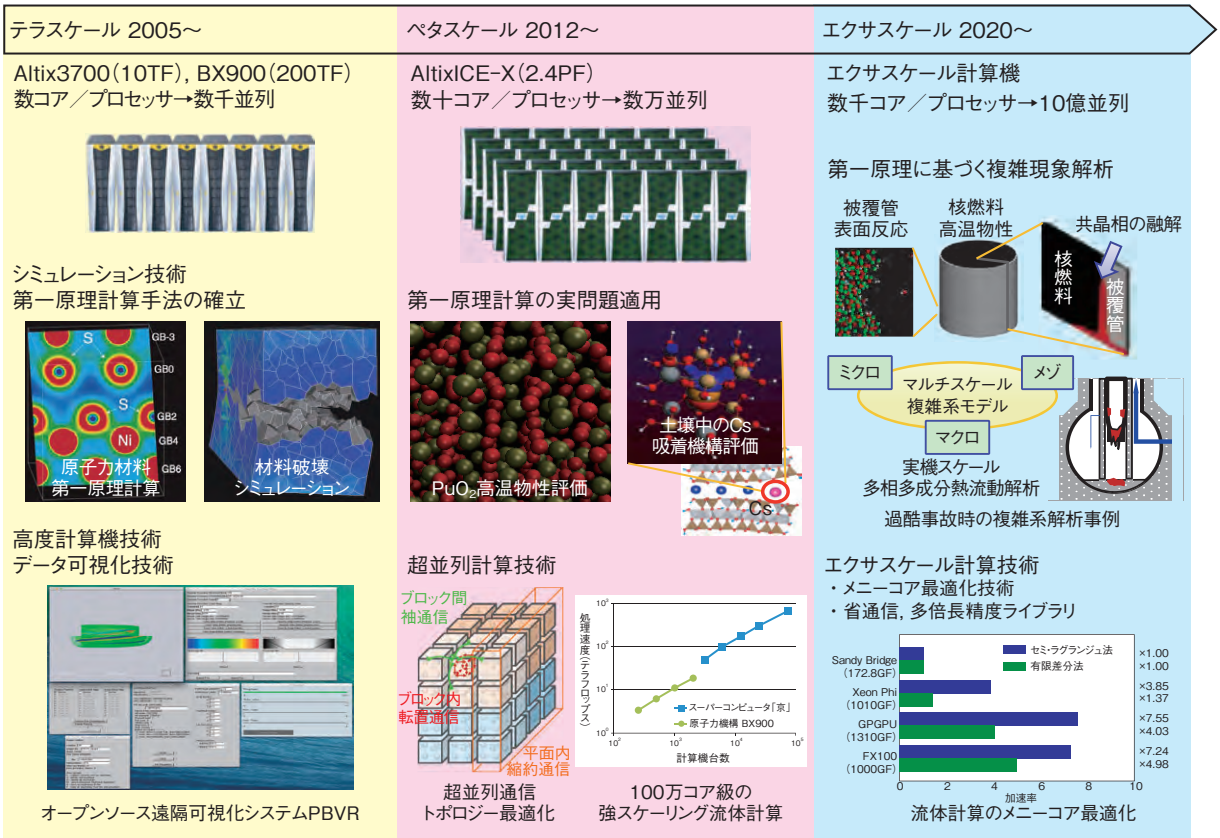


図 10-1　システム計算科学センターにおける計算科学研究
これまでに開発・蓄積してきたテラ・ペタスケール計算技術を発展させ、原子力分野における複雑系解析のためのエクサスケール計算技術開発を推進しています。

放射性物質の環境動態、汚染土壌の減容、過酷事故の解析等、東京電力福島第一原子力発電所事故を契機に発生した課題の解決や将来の原子力システムの研究開発には、様々な要因が絡み合う複雑な現象の解析技術が不可欠です。例えば、過酷事故の解析では核燃料や構造材の溶融・移行過程を評価するマクロスケールの熱流動解析だけでなく、溶融物の混合による複雑な界面形成や亀裂進展等の破壊現象を評価するメゾスケールの解析、高温高圧の極限環境下における元素拡散、化学反応、相変化による物性変化を評価するミクロスケールの量子計算を統合した多スケール・多物理の解析技術が必要です。このような新しいシミュレーション技術に加え、複雑現象解析に必須となる高性能計算機の高度利用を可能とする計算機技術も必要となります。

システム計算科学センターでは、これまで複雑現象解析の基礎となる構造解析、量子計算、流体計算等のシミュレーション技術及び数値計算アルゴリズム、可視化等の計算機技術を開発してきました。現在、これらの技術を発展させ、さらに観測や実験の結果を積極的に取り込み、複雑現象解析という新たな課題に取り組んでいます（図 10-1）。このような複雑現象の解析技術は原子力研究開発全般における共通基盤技術となります。

2015 年度は、福島の再生・復興への計算科学技術の活用として、土壌中の放射性セシウムによる空間線量率の評価手法を確立し、異なる土壌除染方法による空間線量率の違いを評価しました（第 1 章トピックス 1-10）。一方、複雑現象解析に必要な様々な解析技術の高度化に関する成果として、以下の成果を紹介します。

(1) 三次元仮想振動台技術を用いた東日本大震災時の高温工学試験研究炉（HTTR）の耐震解析と観測データを比較した実証研究に関する成果（トピックス 10-1）。
(2) 第一原理計算による二酸化プルトニウムの比熱評価と高温状態における比熱を決める物理機構の解明に関する成果（トピックス 10-2）。
(3) マグネシウム，ジルコニウム等の六方晶金属における転位の第一原理計算による、金属の延性を決める転位移動機構の解明に関する成果（トピックス 10-3）。
(4) 核融合プラズマの第一原理乱流計算に関して、電子系を含む多時間スケールの数値実験を可能とする電子モデルの開発（トピックス 10-4）。

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展開していきます。

10-1 原子力施設の耐震シミュレーション技術の高度化に向けて
－三次元仮想振動台を用いた原子力施設建屋の揺れの再現－

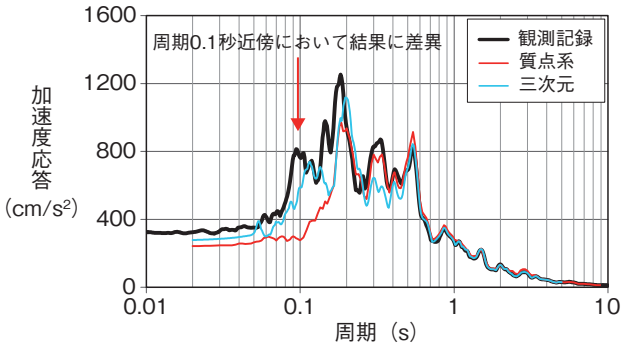
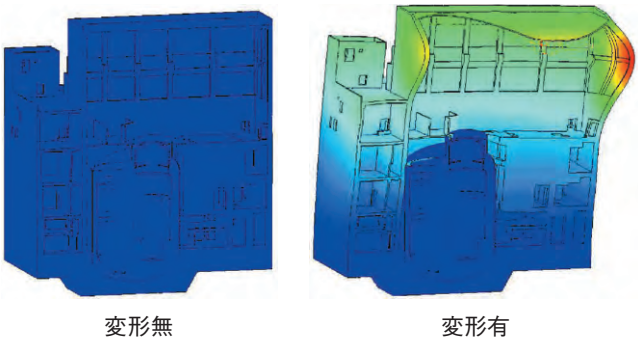


図10-2　HTTR建屋の地震観測記録，質点系モデル，三次元詳細モデルの結果比較（加速度応答スペクトル，東西方向，2階）
質点系モデルは周期0.1秒近傍の地震観測記録の応答を捉えきれていませんが、三次元詳細モデルは、ピーク値がわずかに長周期側にずれているものの、地震観測記録の応答の山を捉えています。



＊東西方向，色は変形の度合いを表す（青→赤：変形大）
＊可視化のために変形を拡大して表示

図10-3　HTTR建屋の三次元詳細モデルの振動モードの例
三次元詳細モデルの振動特性分析において、周期0.1秒近傍における水平方向と上下方向の変形が連成する振動モードを確認しました（屋根部参照）。地震観測記録の分析結果からも同様の振動モードの存在を確認しています。

システム計算科学センターでは、原子力施設のような大規模かつ複雑な構造物の三次元詳細モデルによる耐震シミュレーションのためのフレームワーク（三次元仮想振動台）を構築しました。この三次元仮想振動台の実問題への適用性を検証するため、東日本大震災において大洗研究開発センターの高温工学試験研究炉（HTTR）建屋で観測された加速度記録（地震観測記録）に対して、従来の設計用解析モデルである質点系モデルと三次元仮想振動台の解析結果を比較しました（図10-2）。

まず、質点系モデルを用いた解析結果と地震観測記録の加速度応答を比較したところ、周期0.1秒付近の短周期帯において解析結果と地震観測記録に差異が確認されました。この原因を探るため、地震観測記録に基づき周期0.1秒近傍の振動を分析したところ、質点系モデルでは表現できない水平方向と上下方向の変形が連成する振動モードが発生していることを確認しました。次に、この振動モードを再現するためにHTTR建屋の三次元詳細モデルを作成し、三次元仮想振動台を用いて同様の地震応答解析を実施しました。その結果、加速度応答スペクトルとの良い一致と水平方向と上下方向の変形が連成する振動モードの存在を確認しました（図10-3）。

今回用いた質点系モデルと三次元詳細モデルにおいて、地震応答に影響を及ぼす主要な振動モード（約0.2～0.4秒）はほぼ一致しています。確認された連成する振動モードは周期0.1秒近傍という比較的短周期であったことから、加速度応答への寄与は小さく、耐震評価に用いられる最大加速度に与える影響はそれほど大きくありませんでした。しかしながら、図10-3でも分かるように、当該振動モードは特に建屋上部の壁や屋根の局部応答に影響を及ぼすため、これらの箇所の応力評価においては考慮すべき振動モードといえます。

東日本大震災以降、原子力施設の耐震評価においては、想定を超える多様な地震動に対する裕度評価が求められています。そのためには、より合理的な応答評価が不可欠です。質点系モデルは十分な裕度を有するモデルですが、確度の高い応答評価のためには、実現象を再現できるモデルの構築が重要です。本研究では、今後も様々な地震観測記録の分析を継続して行うとともに、原子力施設の耐震評価手法の高度化に向けた研究開発に取り組む予定です。

●参考文献

Nishida, A. et al., Seismic Response Simulation of High-Temperature Engineering Test Reactor Building Against 2011 Tohoku Earthquake, Proceedings of 23rd International Conference on Nuclear Engineering (ICONE 23), Chiba, Japan, 2015, ICONE23-1574, 7p., in DVD-ROM.

10-2 核燃料の熱的性質をシミュレーションで明らかにする
－第一原理計算による二酸化プルトニウムの比熱の評価－

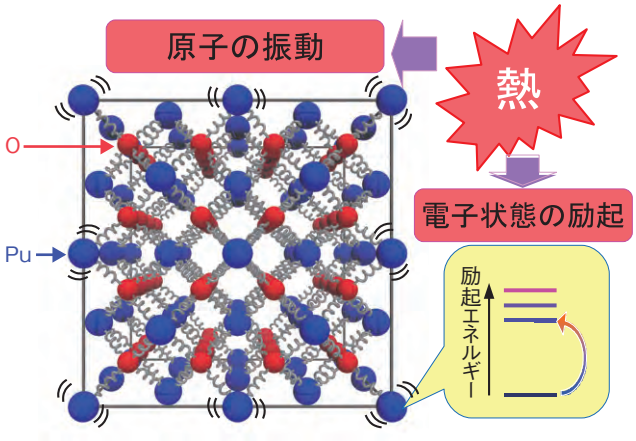


図 10-4　PuO_2 における比熱の起源の概念図
左の部分は PuO_2 の結晶構造を表しています（青がプルトニウム(Pu)，赤が酸素(O)）。右下の部分は電子の励起状態の分布を示しています。外部から加えられた熱が原子の振動（格子振動）や電子状態の励起エネルギーに変わることが比熱の原因となります。

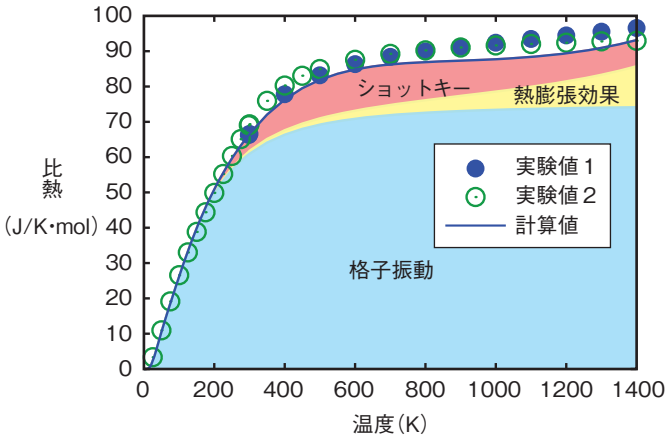


図 10-5　PuO_2 の比熱
実線が計算値で、点が実験値になります。計算した比熱は格子振動による比熱（熱膨張効果も含む）と電子励起によるショットキー比熱に分けて示しています。計算値が実験値を良く再現しているのが分かります。

核燃料の安全性を高めていくには、高温での性質を詳しく評価することが大切です。しかし、そのような高温での性質を精密に測定する実験を行うのは簡単なことではありません。このような場合、実験を補うために計算機によるシミュレーションが重要な役割を果たすことが期待されています。燃料開発で重要となる性質の一つが比熱です。比熱とは温度を１度上げるのに必要な熱に相当します。これまでにも核燃料物質に対する比熱の測定や、その仕組みを明らかにするための理論による解析が多く行われてきました。ところが、核燃料の主要成分である二酸化プルトニウム（PuO_2）の比熱の測定結果は理論的な予測より大きくなり、実験結果を理論で説明することができませんでした。

このような状況を受けて、私たちは第一原理計算に基づくシミュレーションを行い PuO_2 の比熱の再現に挑戦しました。第一原理計算とは電子や原子核の相互作用だけから物質の性質を計算する手法で、経験的なパラメータを必要としない信頼性の高い計算法といえます。まず、私たちは比熱の様々な原因の中でも、主要な起源である格子振動に対して計算を行いました（図 10-4）。そしてその結果は比熱全体を測定した値を有意に下回っていました（図 10-5）。そこで、次に大きな寄与があると考えられる電子の励起状態による比熱、いわゆるショットキー比熱に注目しました。電子の励起とは、Pu に束縛されている電子が低いエネルギー状態から高いエネルギー状態（励起状態）へ移動することです。これまでも数個の励起状態を考慮した簡単なモデルを用いてショットキー比熱が評価されてきましたが、それを加えてもなお測定値を下回っていました。これに対して、私たちは第一原理計算を用いて 100 個以上の励起状態を評価したところ、ショットキー比熱を加えた比熱全体で実験値を再現することに成功しました（図 10-5）。この成功は多くの励起状態を精密に評価できた結果ですが、これは第一原理計算を用いなければ不可能なことでした。

今回、最も基本的な性質である比熱の評価に成功しました。しかし、燃料開発に必要な核燃料の性質は比熱だけでなく、熱の伝導や燃焼中の反応など、様々あることから、これからも第一原理計算に基づくシミュレーションによって、核燃料の性質の精度の高い予測を行いたいと考えています。そして、その結果を通して、より安全な核燃料開発に貢献していきます。

●参考文献

Nakamura, H. et al., First-Principles Calculation of Phonon and Schottky Heat Capacities of Plutonium Dioxide, Journal of the Physical Society of Japan, vol.84, no.5, 2015, p.053602-1-053602-5.

10-3 軽く強く加工しやすい金属の探求
－六方晶金属の特異な変形機構の解明－

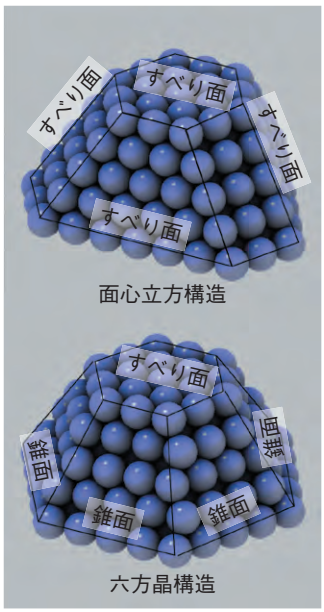


図 10-6　金属結晶の代表的な 2 種類の原子配列
2 種類の金属結晶構造の原子配列を示しています。面心立方構造では原子が三角形に配列したすべり面が四つありますが、六方晶構造では一つしかなく、代わりに三角形と四角形が交互に並んだ錐面が六つあります。

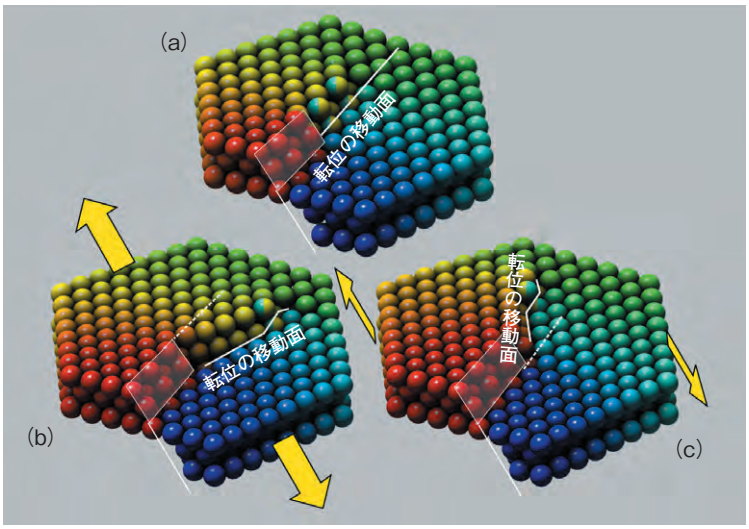


図 10-7　六方晶構造の転位が移動する面を変える様子
(a) 六方晶金属の転位周辺の原子配置を示しています。半透明な面と白い線が転位の移動面を示しています。各原子の色は高さ方向へどれだけ原子がずれているかを示します。手前側では移動面に沿って原子が二段だけすべっているのに対し、奥側ではすべりはありません。(b)(c) 黄色い矢印の方向に力を加えた場合の原子配置を示しています。点線は転位のもとの移動面の位置、実線は移動面が変わった後の位置を示します。力の方向に応じて移動面が違う面に変化していることが分かります。

金属元素の結晶構造は面心立方，体心立方，六方晶の 3 種類に分類されます。六方晶のマグネシウム，ジルコニウムなどは他の構造に比べ変形しにくいため加工に高い温度を必要とします。核燃料のジルコニウム合金被覆管の製造や、マグネシウム製ノート PC のボディ形成などが典型的な例です。近年、六方晶金属に添加元素を加え合金にすると従来ほど高温でなくても加工できる場合があることが実験的に判明したため、そのメカニズムを解明し原因となる元素の配合を変えることで室温でも加工できる合金の開発を目指す研究が行われています。これが実現すれば、割れにくい燃料被覆管の開発や、自動車の軽量化が可能になると期待されます。それには加工プロセスを原子のスケールで理解することが必要です。

図 10-6 に面心立方構造と六方晶構造の原子面を示します。原子が三角形に配列している原子面はすべりやすいのですが、面心立方構造ではそのような面が 4 種類あるため、いろいろな方向に原子面がすべり加工しやすくなります。一方で六方晶構造ではそのような面は一つだけで、六角錐の錐面では三角形と四角形が交互になった構造であるためすべりにくいので、この錐面がすべる機構を明らかにすることが加工性向上に向けた第一歩となります。本研究ではマグネシウムについてこの機構を調べました。

原子面のすべりは「転位線」と呼ばれる欠陥が材料中を移動し、ちょうど絨毯の一本の皺を動かすことで絨毯全体が移動するような機構で起こります。一般的に転位線は特定の原子面の上しか移動できませんが、マグネシウムの錐面では転位線が頻繁に移動面を変え、その原因が謎となっていました。

そこで本研究では、この転位線の動きを第一原理計算で解析し、その機構を明らかにしました。通常、転位が移動面を変えるときは周辺の原子が大きく動くため高いエネルギーを必要としますが、六方晶金属では原子が少し動くだけで面を変える方法があることが分かりました。そして実際に転位が比較的弱い力で容易に面を変えることを計算によって確認することができました。図 10-7 は加える力の方向によって転位が最初とは違う方向へ進む様子を示しています。このような振る舞いは他の結晶構造の金属では見られず、今回六方晶金属の転位を詳細に調べることで初めて見いだされました。今後は添加元素の錐面すべりへの影響を評価し、加工性向上のメカニズムを明らかにしていく予定です。

●参考文献

Itakura, M. et al., Novel Cross-Slip Mechanism of Pyramidal Screw Dislocations in Magnesium, Physical Review Letters, vol.116, issue 22, 2016, p.225501-1-225501-5.

10-4 核融合プラズマの長時間スケール解析を可能とするシミュレーション技術
－多時間スケール解析に向けて大きな進展－

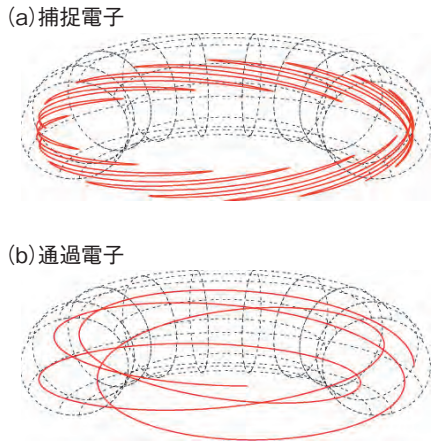


図10-8　核融合プラズマにおける電子軌道
(a)捕捉電子は磁場が弱いトーラス外側に捕捉され、ゆっくりした歳差運動(～100 kHz)を行います。この歳差運動との共鳴によってプラズマ乱流が励起されます。(b)通過電子はトーラスを高速に周回し(～6 MHz)、高速な周回運動は高周波ノイズを発生させます。

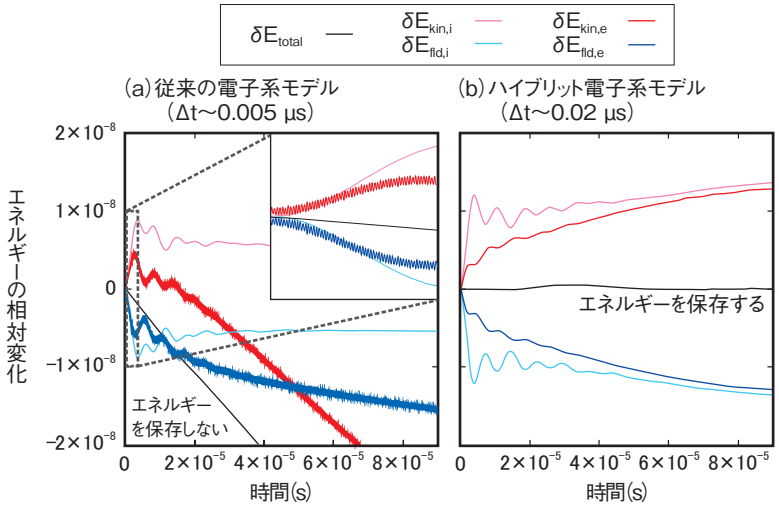


図10-9　乱流減衰テストにおけるエネルギー保存特性
初期に与えた乱流場の減衰テストにおけるイオン系と電子系の運動エネルギー($\delta E_{kin,i}$, $\delta E_{kin,e}$)、場のエネルギー($\delta E_{fld,i}$, $\delta E_{fld,e}$)及び全エネルギー(δE_{total})の相対変化の時間発展を示します。(a)通過電子も計算する従来の電子系モデル(Δt ～ 0.005 μs)では高周波ノイズの影響により電子系のエネルギーに急速に誤差が蓄積して全エネルギーの保存が破れますが、(b)新しいハイブリッド電子系モデル(Δt ～ 0.02 μs)では高周波ノイズの除去によって時間ステップ幅 Δt の伸長(低計算コスト化)とエネルギー保存精度の向上を両立しました。

核融合炉の炉心性能を左右する燃料粒子やエネルギーの乱流輸送を評価する上で、電子系のプラズマ乱流の長時間スケール数値実験が必須となっていますが、高速運動する電子の計算が困難でした。今回、新たな電子系モデルを開発してこの問題を解決しました。

核融合プラズマは閉じ込め磁場の磁力線に巻き付く荷電粒子の旋回運動（電子: ～140 GHz，イオン: ～40 MHz），荷電粒子がトーラスを周回する運動（電子: ～6 MHz，イオン: ～100 kHz），捕捉電子のゆっくりした歳差運動（～100 kHz），プラズマ乱流（～100 kHz），荷電粒子間の衝突（～1 kHz），そして、プラズマの温度分布が変化する時間スケール（～1 s）という多時間スケールの現象を含みます。プラズマ乱流に比べて高周波の旋回運動を解析的に近似した第一原理モデルの開発と近年のスーパーコンピュータの性能向上によって、イオン系のプラズマ乱流に関しては、プラズマ乱流から温度分布変化の時間スケールまでをカバーする長時間スケールの数値実験が可能になりました。しかしながら、トーラス周回運動の時間スケールが二桁程度短い電子系に関しては、エネルギー保存則が満たされず、長時間スケールの数値実験が依然として困難でした。

そこで、核融合プラズマ中の電子運動の特徴に基づく新たな電子系モデルを開発しました。電子軌道はその速度に応じて磁場が弱いトーラス外側領域に捕捉され、ゆっくりした歳差運動を行う捕捉電子とトーラスを高速に周回する通過電子に大別されます（図10-8）。このうち、解析対象のプラズマ乱流は主に捕捉電子の歳差運動との共鳴により励起するのに対し、通過電子の高速運動は高周波の非物理的な数値的ノイズを発生させます。この高周波ノイズを回避し、低コストかつ高精度な数値実験を実現するために、乱流場の計算では通過電子の応答を低周波揺動に対する解析解で近似しました。一方、荷電粒子間の衝突に関しては通過電子も厳密に取り扱う必要があるため、捕捉電子と通過電子の両方を第一原理モデルで計算しました。このように、物理過程に応じて通過電子のモデルを切り替えるハイブリッド電子系モデルによって、計算コストの削減とエネルギー保存精度の向上を両立し（図10-9）、電子系を含む長時間スケール数値実験を行う見通しが得られました。

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の実用化」（核融合炉の炉心設計）で得られた成果です。

●参考文献

Idomura, Y., A New Hybrid Kinetic Electron Model for Full-*f* Gyrokinetic Simulations, Journal of Computational Physics, vol.313, 2016, p.511-531.

11 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は、国内外の関係機関と連携し、核不拡散・核セキュリティに関し、以下の技術開発や人材育成等を実施しています（図11-1）。

日本のための、そして世界のための技術開発

東京電力福島第一原子力発電所事故の溶融燃料等の核物質定量のための測定技術開発や使用済燃料を直接処分した場合の保障措置*技術の検討を実施しています。また、核セキュリティ及び保障措置の高度化に資する測定・核検知技術開発に関し、核共鳴蛍光（NRF）による核物質探知技術、外部パルス中性子源を用いた非破壊測定技術、核分裂生成物を含むプルトニウム溶液モニタリング技術の開発を行うとともに、核鑑識技術の開発については、技術の高度化を進めています。トピックス 11-1 は、核鑑識の手段の一つであるウラン精製年代測定技術に関する国際共同比較分析試験結果をまとめたものです。

*核物質が平和目的だけに利用され、核兵器等に転用されないことを担保するために行われる検認活動のこと

技術的知見に基づいた政策立案支援

原子力施設における核不拡散（保障措置: Safeguards）と核セキュリティ（Security）の相乗効果にかかわる検討を実施しています。両者（英語の頭文字から 2S と称する）をともに強化，推進していく観点から、将来施設において各々の S に使用する計測・監視技術や機器及び情報を 2S 間で共有する可能性を視野に入れ、基礎的検討として、2S の相乗効果にかかわる国際的な動向調査や、国際機関等が例示する 2S の共用方策について、混合酸化物（MOX）燃料加工施設及び燃料貯蔵施設への適用性調査を実施しました。

人材育成支援

2010 年 4 月の核セキュリティ・サミットでの日本政府の表明に基づき、2011 年 4 月からアジア諸国を始めとする各国の核セキュリティ強化に貢献するための人材育成支援事業を開始しました。2015 年度は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，トレーニング等には、国内外から約 530 名（内アジア諸国等からの参加者は約 300 名）が参加しており、アジアを中心とした地域で人材育成に貢献しています。

技術的知見・経験をベースとした国際貢献

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（NDC）の暫定運用を実施しています。2016 年 1 月の第 4 回北朝鮮核実験では、CTBT 放射性核種観測所データの解析評価結果を国等へ適時に報告し、CTBT 国内運用体制に基づく国の評価に貢献しました。

原子力機構が計画する核物質輸送及び研究炉燃料にかかわる業務支援

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（GTRI）に貢献しています。

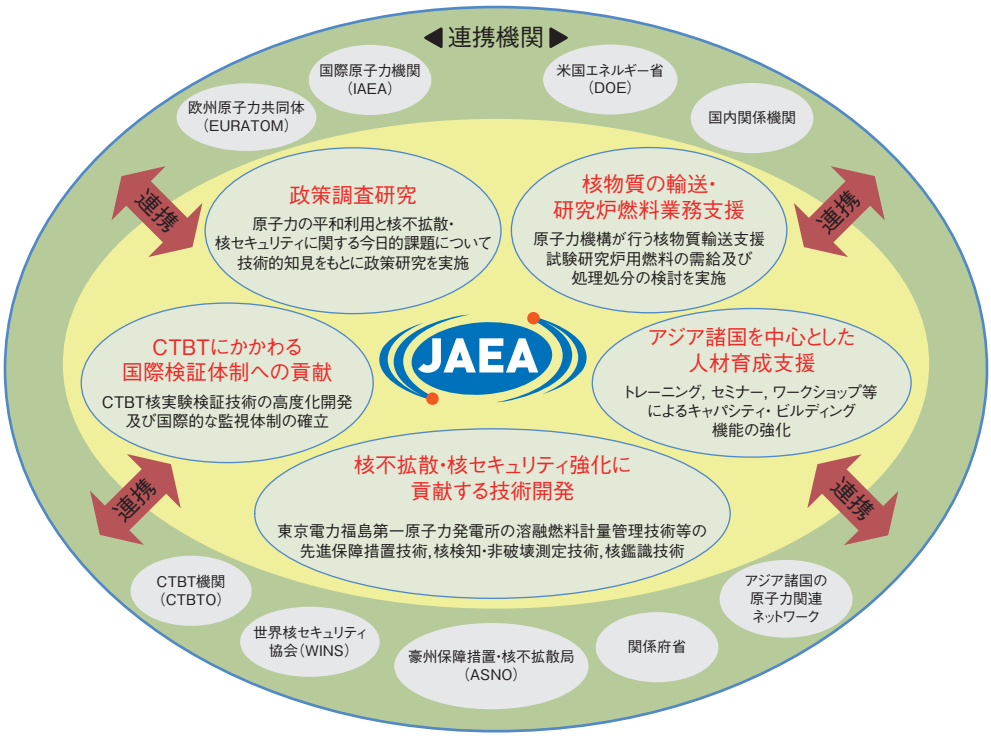


図 11-1　核不拡散・核セキュリティ総合支援センターの実施体制と連携体制
IAEA 等の国際機関や、各国における技術開発及び核物質の管理と利用にかかわる透明性確保に資する活動を行っています。また、アジア諸国に対して、能力構築に貢献する人材育成支援事業を継続しています。

11-1 核物質が製造された日を明らかにする
ー核鑑識のためのウラン年代測定に関するラウンドロビンー

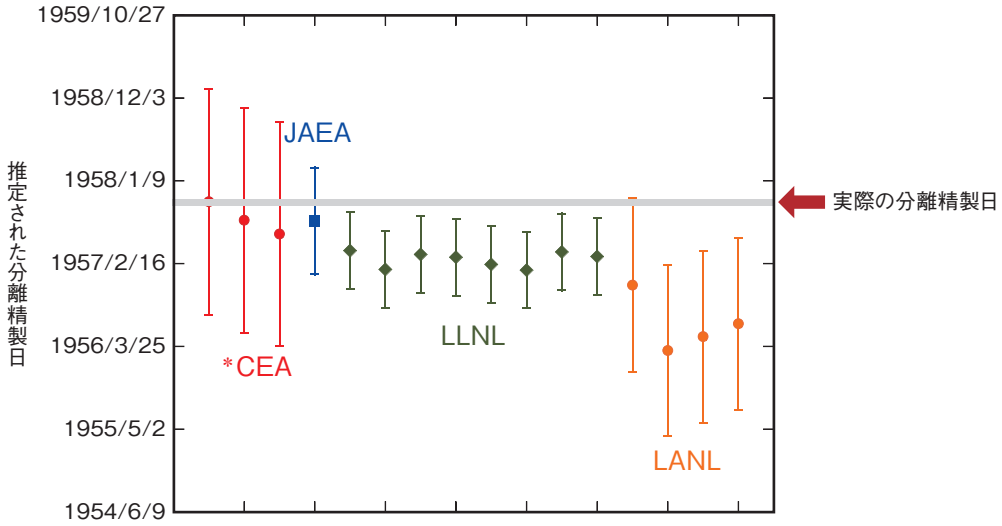


図 11-2　ウラン標準物質（U-050）を用いた年代測定の結果
ラウンドロビンの結果、U の製造日を、各国の機関が一定の誤差範囲内で推定できることが分かりました。原子力機構は、欧米と比べても高い水準の核鑑識分析技術を有することが示されました。（* CEA: フランス原子力・代替エネルギー庁）

核物質・放射性物質を用いたテロが発生する懸念が高まる中、国際原子力機関（IAEA）は、「核鑑識」を国家が備えるべき重要な核セキュリティ基盤と位置付けています。核鑑識とは、捜査当局によって押収，採取された核物質あるいは放射性物質に関する元素組成，物理・化学的形態等を分析し、その物品の出所，履歴，輸送経路、目的等を分析・解析する技術的手段です。

核鑑識で行われる年代測定とは、核物質が製造された日を明らかにする技術であり、分析した物質の起源の特定に非常に有効であると考えられています。原理としては、例えば、ウラン（U）試料の製造過程において、U 以外の元素は分離されるため、製造時の U 試料中には、その子孫核種のトリウム（Th）は含まれないと仮定できます。一方で、時間の経過とともに、分離精製された U 試料中に再び子孫核種の Th が一定の速度で生成されていきます。したがって、試料中の親核種 U と子孫核種 Th の比を測定することで、製造日を明らかにすることができます。

私たちは、米国のローレンスリバモア国立研究所（LLNL）、ロスアラモス国立研究所（LANL）との共同研究として、ウラン年代測定に関する分析法の比較及びラウンドロビン（同一の試料を複数の分析者が分析し、結果を比較する）を実施してきました。原子力機構（JAEA）では、分析対象の ^{234}U と ^{230}Th の定量には、同位体希釈質量分析法を用いました。この分析では、極微量に存在する ^{230}Th を高精度に測定するための課題として、主成分の U を効率良く除去できる分離精製方法の確立が必要でした。このために、既成の分離カラムよりも口径の細いカラムを自作し、カラムの流量を制御することで、高い除去率（10^{-8} ＝ Th フラクション中の U/ 初期試料中の U）を実現しました。また、この分離カラムの容量は 0.3 mℓ と少量のため、試料の液量も少量に抑えることができ、分離操作及び試料の蒸発乾固にかかる時間を短縮することができました。U の同位体比標準物質である U-050 を用いたラウンドロビンでは、各研究機関の結果は誤差の範囲で一致し、また、原子力機構は世界トップレベルの核鑑識分析技術を有する欧米の研究所の結果と比較しても良好な結果が得られ（図 11-2）、実際に核鑑識事案が発生した場合に、適用可能であることが示されました。

●参考文献
Gaffney, A. M., Okubo, A. et al., Round-Robin ^{230}Th-^{234}U Age Dating of Bulk Uranium for Nuclear Forensics, Journal of Radioanalytical and Nuclear Chemistry, vol.307, issue 3, 2016, p.2055-2060.

外部連携の推進

私たちは、原子力機構の技術や特許などの研究成果と保有する施設・設備を広く社会に役立てていくために、「産学連携」「知財活用」「施設利用」の三つの活動を推進しています。また、原子力機構が保有する特許・知的財産情報をデータベース化するとともに、成果事例をホームページ（http://tenkai.jaea.go.jp/）から公開しています。2015 年度に権利化された知的財産（国内特許・外国特許）の一覧は次の表のとおりです。なお、量子ビーム応用研究の一部と核融合研究開発は、2016 年 4 月に国立研究開発法人量子科学技術研究開発機構（QST）に引き継がれたことから、一部の知的財産権は QST に移管いたしました。

原子力機構の保有する知的財産

（1）国内特許登録

国際特許分類（サブクラス）		発明等の名称	発明等の部署名	地区名	登録番号	登録日	共有権利者の有無	QST への移管の有無
A01 農業；林業；畜産；狩猟；捕獲；漁業								
A01H	新規植物またはそれらを得るための処理；組織培養技術による植物の増殖	花色変異体植物の作出方法	研究連携成果展開部	原子力科学研究所	5875058	2016年 1月29日	無	無
A61 医学または獣医学；衛生学								
A61B	診断；手術；個人識別	防護服着用作業員の熱中症発症リスク管理システムの作動方法	バックエンド研究開発部門 核燃料サイクル工学研究所	核燃料サイクル工学研究所	5842237	2015年11月27日	無	無
A61N	電気治療；磁気治療；放射線治療；超音波治療	粒子線モニタリング装置、粒子線モニタリングプログラム及び粒子線モニタリング方法	原子力科学研究部門 高崎量子応用研究所	高崎量子応用研究所	5721135	2015年 4月 3日	有	有
A61N	電気治療；磁気治療；放射線治療；超音波治療	癌治療システム	原子力科学研究部門 量子ビーム応用研究センター	原子力科学研究所	5799388	2015年 9月 4日	無	有
B01 物理的または化学的方法または装置一般								
B01D	分離	溶液中粒子成分の連続回収方法	原子力科学研究部門 原子力基礎工学研究センター	原子力科学研究所	5733691	2015年 4月24日	無	無
B01D	分離	リチウムの回収方法およびリチウムの回収装置	核融合研究開発部門	那珂核融合研究所	5765850	2015年 6月26日	無	有
B01D	分離	黒雲母を用いた希土類元素の濃縮方法	バックエンド研究開発部門 東濃地科学センター	東濃地科学センター	5885161	2016年 2月19日	無	無
B01J	化学的または物理的方法，例．触媒，コロイド化学；それらの関連装置	アニオン交換膜	原子力科学研究部門 量子ビーム応用研究センター	高崎量子応用研究所	5736604	2015年 5月 1日	有	有
B01J	化学的または物理的方法，例．触媒，コロイド化学；それらの関連装置	水素燃焼触媒及びその製造方法並びに水素燃焼方法	核融合研究開発部門	那珂核融合研究所	5780536	2015年 7月24日	有	有
B01J	化学的または物理的方法，例．触媒，コロイド化学；それらの関連装置	使用済み触媒金属担持炭素系触媒を用いた再生触媒金属担持炭素系触媒の製造方法	バックエンド研究開発部門 核燃料サイクル工学研究所	核燃料サイクル工学研究所	5858572	2015年12月25日	無	無
B22 鋳造；粉末冶金								
B22F	金属質粉の加工；金属質粉からの物品の製造；金属質粉の製造；金属質粉に特に適する装置または機械	チタン刃物材、チタン刃物及びその製造方法	敦賀事業本部	敦賀事業本部	5858398	2015年12月25日	有	無
C01 無機化学								
C01B	非金属元素；その化合物	金属酸化物粒子の製造方法	高速炉研究開発部門 次世代高速炉サイクル研究開発センター	核燃料サイクル工学研究所	5861183	2016年 1月 8日	有	無
C01G	サブクラス C01D または C01F に包含されない金属を含有する化合物	モリブデン化合物の製造方法	高速炉研究開発部門 大洗研究開発センター	大洗研究開発センター	5816983	2015年10月 9日	無	無
C01G	サブクラス C01D または C01F に包含されない金属を含有する化合物	高濃度かつ高放射能をもつテクネチウム－ 99m 溶液の製造方法	原子力科学研究部門 大洗研究開発センター	大洗研究開発センター	5817977	2015年10月 9日	有	無
C12 生化学；ビール；酒精；ぶどう酒；酢；微生物学；酵素学；突然変異または遺伝子工学								
C12M	酵素学または微生物学のための装置	三次元誘電泳動デバイス	原子力科学研究部門 高崎量子応用研究所	高崎量子応用研究所	5750661	2015年 5月29日	有	有
C22 冶金；鉄または非鉄合金；合金の処理または非鉄金属の処理								
C22B	金属の製造または精製；原料の予備処理	目的物質の分離・回収方法及び分離・回収システム	研究連携成果展開部	原子力科学研究所	5854202	2015年12月18日	有	無
C22C	合金	耐粒界腐食性および耐応力割れ性に優れたオーステナイト系ステンレス鋼およびその製造方法	原子力科学研究部門 原子力基礎工学研究センター	原子力科学研究所	5756935	2015年 6月12日	有	無
G01 測定；試験								
G01F	体積；体積流量；質量流量；または液位の測定；体積による測定	超音波プローブの取付構造	高速炉研究開発部門 大洗研究開発センター	大洗研究開発センター	5747251	2015年 5月22日	無	無
G01N	材料の化学的または物理的性質の決定による材料の調査または分析	蛍光性ウラン錯体を形成する化合物、その合成方法、ウラン測定用蛍光プローブ及びウランの測定方法	原子力科学研究部門 原子力科学研究所	原子力科学研究所	5834274	2015年11月13日	有	無
G01T	原子核放射線またはX線の測定	無機高分子系モリブデン吸着剤及びその製造方法	原子力科学研究部門 大洗研究開発センター	大洗研究開発センター	5736563	2015年 5月 1日	有	無
G01T	原子核放射線またはX線の測定	放射性廃棄物の放射能定量測定装置	バックエンド研究開発部門 人形峠環境技術センター	人形峠環境技術センター	5747232	2015年 5月22日	無	無

国際特許分類（サブクラス）		発明等の名称	発明等の部署名	地区名	登録番号	登録日	共有権利者の有無	QST への移管の有無
G01T	原子核放射線またはX線の測定	半導体放射線測定器	原子力科学研究部門 原子力科学研究所	原子力科学研究所	5761794	2015年 6月19日	無	無
G01T	原子核放射線またはX線の測定	放射線検出器	高速炉研究開発部門 大洗研究開発センター	大洗研究開発センター	5779819	2015年 7月24日	無	無
G02 光学								
G02C	眼鏡；サングラスまたは眼鏡と同様な性質をもつ限りにおいてのゴーグル；コンタクトレンズ	複合型光ファイバ、及びその製造方法	原子力科学研究部門 量子ビーム応用研究センター	関西光科学研究所	5761674	2015年 6月19日	有	有
G05 制御；調整								
G05B	制御系または調整系一般；このような系の機能要素；このような系または要素の監視または試験装置	施設解体支援方法及び装置	バックエンド研究開発部門 原子炉廃止措置研究開発センター	敦賀事業本部	5821131	2015年10月16日	無	無
G21 核物理；核工学								
G21C	原子炉	炉心上部機構引き抜き用の締結装置	高速炉研究開発部門 大洗研究開発センター	大洗研究開発センター	5747248	2015年 5月22日	有	無
G21C	原子炉	残留ナトリウムの機械的除去装置	高速炉研究開発部門 大洗研究開発センター	大洗研究開発センター	5768275	2015年 7月 3日	有	無
G21C	原子炉	高速炉用ラッパ管およびそれの接合方法	高速炉研究開発部門 次世代高速炉サイクル研究開発センター	大洗研究開発センター	5833904	2015年11月 6日	有	無
G21F	X線，ガンマ線，微粒子線または粒子衝撃に対する防護；放射能汚染物質の処理；そのための汚染除去装置	長寿命核分裂生成物の核変換方法	高速炉研究開発部門 大洗研究開発センター	大洗研究開発センター	5720079	2015年 4月 3日	有	無
G21F	X線，ガンマ線，微粒子線または粒子衝撃に対する防護；放射能汚染物質の処理；そのための汚染除去装置	布状の放射性物質吸着材及びその製造方法	原子力科学研究部門 量子ビーム応用研究センター	高崎量子応用研究所	5733703	2015年 4月24日	無	無
G21F	X線，ガンマ線，微粒子線または粒子衝撃に対する防護；放射能汚染物質の処理；そのための汚染除去装置	溶液中のルテニウムを揮発分離させるための電解セル装置	バックエンド研究開発部門 核燃料サイクル工学研究所	核燃料サイクル工学研究所	5754705	2015年 6月 5日	無	無
G21F	X線，ガンマ線，微粒子線または粒子衝撃に対する防護；放射能汚染物質の処理；そのための汚染除去装置	セシウム除去用水浄化フィルターカートリッジおよびその製造方法	原子力科学研究部門 量子ビーム応用研究センター	高崎量子応用研究所	5757663	2015年 6月12日	有	有
G21G	化学元素の変換；放射線源	放射性モリブデンの作製方法	原子力科学研究部門 大洗研究開発センター	大洗研究開発センター	5888781	2016年 2月26日	無	無
H01 基本的電気素子								
H01B	ケーブル；導体；絶縁体；導電性，絶縁性または誘導性特性に対する材料の選択	耐酸化性に優れたプロトン伝導性高分子電解質膜およびその製造方法	研究連携成果展開部	原子力科学研究所	5776095	2015年 7月17日	有	無
H01M	化学的エネルギーを電気的エネルギーに直接変換するための方法または手段，例．電池	耐熱性高分子電解質膜及びその製造方法	原子力科学研究部門 量子ビーム応用研究センター	高崎量子応用研究所	5757001	2015年 6月12日	有	有
H01S	誘導放出を用いた装置	固体レーザー装置	核融合研究開発部門	那珂核融合研究所	5858470	2015年12月25日	無	有
H04 電子通信技術								
H04L	デジタル情報の伝送，例．電信通信	パケット通信方法及びそのための装置	安全・核セキュリティ統括部	本部	5794631	2015年 8月21日	無	無
H05 他に分類されない電気技術								
H05B	電気加熱；他に分類されない電気照明	使用済み核燃料の再処理溶液のマイクロ波加熱方法	高速炉研究開発部門 次世代高速炉サイクル研究開発センター	核燃料サイクル工学研究所	5783528	2015年 7月31日	無	無
H05H	プラズマ技術；加速された荷電粒子のまたは中性子の発生；中性分子または原子ビームの発生または加速	算出装置、算出方法、算出プログラム	核融合研究開発部門	那珂核融合研究所	5854381	2015年12月18日	無	有

(2) 外国特許登録

発明等の名称	発明等の部署名	地区名	登録番号	登録日	共有権利者の有無	QST への移管の有無
1 米国						
自己出力型ガンマ線検出器	原子力科学研究部門 大洗研究開発センター	大洗研究開発センター	9046611	2015年 6月 2日	有	無
パケット通信方法及びそのための装置	安全・核セキュリティ統括部	本部	9083616	2015年 7月14日	無	無
向流方式エマルションフロー連続液液抽出方法	原子力科学研究部門 原子力基礎工学研究センター	原子力科学研究所	9108124	2015年 8月18日	無	無
蛍光性ウラン錯体を形成する化合物、その合成方法、ウラン測定用蛍光プローブ及びウランの測定方法	原子力科学研究部門 原子力科学研究所	原子力科学研究所	9110047	2015年 8月18日	無	無
中性子検出器	原子力科学研究部門 J-PARC センター	原子力科学研究所	9268045	2016年 2月23日	有	無
2 仏国						
耐放射線性樹脂組成物及び耐放射線性電線・ケーブル	原子力科学研究部門 J-PARC センター	原子力科学研究所	2036946	2015年 6月17日	有	無
ガンマ線源を利用した可視化装置	高速炉研究開発部門 大洗研究開発センター	大洗研究開発センター	604804	2016年 1月 1日	無	無
紫外線を用いた液体ナトリウム中の可視化装置	敦賀事業本部	敦賀事業本部	1250174	2016年 2月 5日	無	無

◆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、東京電力福島第一原子力発電所事故で放出された放射性セシウム（Cs）の影響を受けている森林集水域の空間線量率分布（左上）と特殊環境微小単結晶中性子構造解析装置「SENJU」本体の写真（右下）です。

前者は、山地のような複雑な地形における放射性 Cs の分布の特徴を明らかにするために、空間線量率を詳細に測定した結果を表した図です。放射性 Cs の沈着量が地形の影響を大きく受けていることが分かりました（第 1 章トピックス 1-12, p.24）。

後者は、J-PARC の中性子実験装置の一つ、SENJU です。この装置では極低温や磁場など様々な特殊環境下で物質中の水素原子や磁気スピンの振る舞いを微小試料で観察できるため、多くの機能性物質で機能発現の機構解明が期待されます（第 5 章トピックス 5-4, p.62）。

原子力機構の研究開発成果 2016-17

発　　行　2016 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　峯尾　英章
委　　員　角田　淳弥　鈴土　知明　大久保綾子　石川　浩康　新里　忠史
竹田　武司　社本　真一　森　貴正　横田　光史　橘　幸男
ヤンジングロン　高田　弘　髙田　孝　山田　美一　浜田　広次
坂井　章浩　小田　治恵　山口　憲司　越智　義浩　菊池　満

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

©2016 日本原子力研究開発機構（禁無断転載）