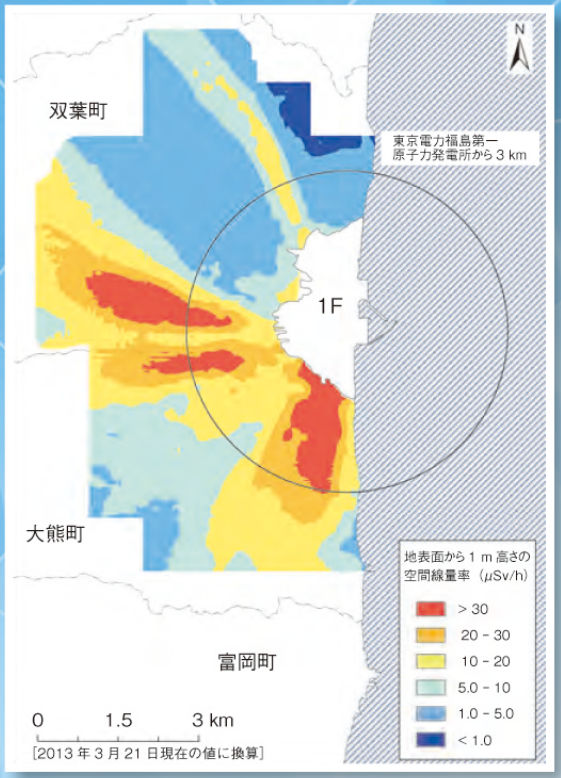
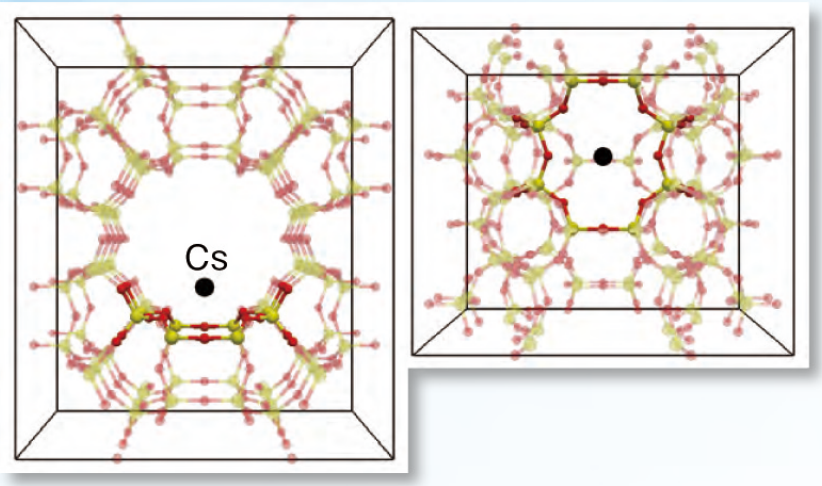
ISSN 2188-1464

原子力機構の研究開発成果 2013



無人ヘリコプターを用いた東京電力福島第一
原子力発電所（1F）周辺の線量率分布マップ



モルデナイトと呼ばれるゼオライトへの
原子スケールのセシウム吸着の様子

はじめに

平素、私どもの研究開発業務に関し、多大なご理解とご支援を賜り誠にありがとうございます。

本誌は独立行政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において得られた多くの最新の成果について、皆様に広く知っていただくために発足以来毎年発行している成果普及情報誌です。

原子力機構は我が国唯一の総合的な原子力研究開発機関として、原子力の研究開発を着実に推進するための中核的役割を担うとともに、東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故（東京電力福島第一原子力発電所事故）からの復旧・復興に向けた取組みを重点的に実施すべき業務として進めております。一方、今般の高速増殖原型炉「もんじゅ」における保守管理上の不備や「大強度陽子加速器施設（J-PARC）ハドロン実験施設」の放射性物質の漏えい事故を未然に防止できなかった事態を重く受け止め、国の基本方針に従って、自らが安全文化の醸成活動を進めるとともに、社会からの信頼回復に向け役職員が一体となり、原子力機構が定めた計画に従い、機構改革に取り組んでいるところです。

東京電力福島第一原子力発電所事故から既に２年半以上が経過しておりますが、これまで原子力機構は、科学的・技術的専門性を有する人材や研究施設など総合力を最大限に活用し、事故後の環境修復と事故炉の廃止措置等に向けた研究開発に取り組んでおります。このうち、環境汚染への対処に係る研究開発では、福島技術本部福島環境安全センターを活動拠点とし、土壌、水等の分析に着手するとともに、除染作業に伴う土壌や事故由来の汚染廃棄物の発生量抑制・減容に係る試験、高線量地域の除染モデル実証試験、除染効果評価手法等の研究を進めて参りました。一方、東京電力福島第一原子力発電所１～４号機の廃止措置等に向けた研究開発では、使用済燃料貯蔵プールの燃料集合体の長期健全性、燃料デブリ取り出し準備のための特性把握、事故により生じた放射性廃棄物の処理・処分等に関する試験を進めています。

「もんじゅ」を始めとする高速増殖炉サイクル技術の今後の研究開発については、国の原子力政策の見直し方向に沿って対処して参りますが、「もんじゅ」の安全確保を最重要課題と位置づけ、管理運営を行うとともに、高速増殖炉の安全設計要件の国際標準化等に取り組んでいます。また、今後の原子力政策の在り方如何にかかわらず必要なバックエンドへの取組みでは、廃止措置や放射性廃棄物の処理・処分に係る研究開発を実施しています。

核融合エネルギーの実用化を目指した研究開発では、国際的枠組み（ITER 計画/BA 活動）に基づく役割分担の下、日本の実施機関／国内機関として、世界最先端の技術を投入して計画に沿って事業を進めてきました。量子ビーム応用研究開発については、原子力機構が保有する様々な量子ビーム施設群を利用し、原子力の基礎的・基盤的研究から産業応用まで多様な成果を創出してきたところです。また、原子力の安全確保は、原子力利用の大前提であるとの認識に立ち、原子力の安全性向上に向けた研究開発に鋭意取り組むとともに、我が国の原子力利用開発の基礎体力を成す幅広い各種工学研究を進め多くの成果を得ております。

今後も原子力機構が定めた計画に基づき機構改革を着実に進め、東京電力福島第一原子力発電所事故後の原子力利用開発において原子力機構が果たすべき役割への期待が高まる中、業務の重点化を怠らず、中長期的な視点からの原子力の人材育成、産学官連携、海外研究機関との国際協力を進めるとともに、研究開発成果の発信・普及にも積極的に取り組んで参ります。

本誌を通じて多くの方々に原子力機構の成果について一層のご理解をいただくとともに、私どもの研究開発活動につきまして引き続きご指導とご鞭撻を賜りますよう切にお願い申し上げます。

2013 年 11 月

独立行政法人
日本原子力研究開発機構
理事長　松浦祥次郎

原子力機構の研究開発成果 2013

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

「環境汚染への対処」及び「廃止措置に向けた取組み」 ---------- 10

1. 茨城県北部沿岸における海底の継続調査で明らかに ---------- 12
ー海底堆積物中の放射性セシウム濃度の変動要因ー
2. 市町村と協力して広域の線量率分布マップを作成する ---------- 13
ー走行サーベイを用いた詳細な空間線量率の測定ー
3. 高線量箇所でも被ばくせずに測定が可能 ---------- 14
ー無人ヘリコプターを用いた発電所近傍の放射線測定ー
4. 砂利の表面を削って再利用を図り廃棄物の低減を目指す ---------- 15
ー汎用機を使っての砂利の除染ー
5. 計算機が解き明かす放射性セシウム土壌吸着の謎 ---------- 16
ー第一原理計算が明らかにする粘土鉱物のセシウム吸着メカニズムー
6. 放射性セシウムの鉱物への特異的な吸着を解明 ---------- 17
ー土壌中の放射性セシウムの除染に向けてー
7. 地表面から深度方向への放射性物質の移動状況を探る ---------- 18
ー福島の土壌中深度方向への放射性物質の濃度分布状況調査ー
8. 森林表土における移動性セシウムの保持機構を探る ---------- 19
ー土壌微生物と非生物成分による保持量の評価ー
9. 水の安心のための浄水器 ---------- 20
ー放射線グラフト重合法によるセシウム捕集材の開発ー
10. 福島県内における住民の被ばく線量評価 ---------- 21
ー汚染の地域差と生活行動時間の個人差をどうやって評価に取り入れるかー
11. 放射性セシウムを含む汚泥の安全な取扱いのために ---------- 22
ー汚泥の処理・処分に伴う作業者及び公衆の被ばく線量評価ー
12. 使用済燃料プール内の金属材料の腐食を防止する ---------- 23
ーヒドラジン添加による溶存酸素の除去効果の検証ー
13. 過酷事故時に生成する燃料デブリ特性 ---------- 24
ー燃料取出しに向けた模擬デブリ物性の検討ー
14. 高温の炉心に注水した海水から何ができるか ---------- 25
ー燃料デブリと海水塩の高温反応生成物を調べるー
15. 損傷・溶融した燃料の再臨界を防ぐために ---------- 26
ーコンクリートを含む燃料デブリの臨界特性の検討ー
16. ガンマ線を測定して溶融燃料中の核物質を計量 ---------- 27
ー随伴 FP ガンマ線測定による核物質量測定技術の開発ー
17. 炉心溶融の原因となった崩壊熱の分布を計算 ---------- 28
ー東京電力福島第一原子力発電所の炉内三次元崩壊熱分布の推定ー
18. 福島事故の原因を探るにあたってのポイントは何か ---------- 29
ー福島事故に関する 5 つの事故調査報告書のレビューー
19. セシウムをより強く吸着するゼオライトの仕組み ---------- 30
ー第一原理計算が示したゼオライトの構造と吸着性能の関係ー
20. セシウムと一緒に放射性のコバルトやマンガンを除去 ---------- 31
ーフェロシアン化物イオン添加法による廃液処理プロセス簡素化のための基礎試験ー
21. 原子炉建屋内の汚染の状況を把握する ---------- 32
ーコンクリートコアサンプルの分析による汚染の状態評価ー

2 次世代原子力システム研究開発

高速増殖炉サイクル技術に関する研究開発 33

1. 地震・津波に対する JSFR の高い安全性の追求 34
ー自然循環崩壊熱除去システムの有効性評価ー
2. 時間・空間的に変動する流れを計測する 35
ー高速炉用超音波流量計の開発ー
3. 炉内構造物の可視化技術の向上を目指して 36
ー USV センサ表面のナトリウム濡れ性実験ー
4. JSME 高速炉規格における実証炉用材料の規格化 37
ー 316FR 鋼と改良 9Cr-1Mo 鋼の材料強度基準と高温構造設計基準の策定ー
5. 日仏協力でナトリウムと水の反応の影響を探る 38
ー蒸気発生器伝熱管のナトリウム水反応試験ー
6. プルトニウム燃料の酸素量を自在に制御する 39
ー酸素ポテンシャルの測定と燃料技術への適用ー

3 地層処分技術に関する研究開発

地層処分の技術と信頼を支える研究開発 40

1. 花崗岩体の割れ目形成メカニズムの解明を目指して 41
ー花崗岩体の初期冷却が割れ目の空間分布特性に与える影響ー
2. 瑞浪超深地層研究所における岩盤応力の評価 42
ー測定が困難な条件下における評価事例ー
3. 地下坑道周辺岩盤の損傷の長期的な変化を探る 43
ー弾性波トモグラフィ調査による掘削影響領域の長期的な測定ー
4. 亀裂の透水性を広域的に推定する 44
ー堆積岩を対象とした水理地質学的調査ー
5. 断層の活動時期を推定する 45
ー K-Ar 法による断層粘土の生成年代ー
6. 地下での廃棄体周辺の環境・材料の長期変化を予測する 46
ー地球化学環境の変遷に着目した緩衝材及び周辺岩盤の長期挙動評価手法開発ー
7. 放射性核種の移行に対する天然有機物の影響を探る 47
ー深部地下水中の溶存腐植物質の錯形成能評価ー
8. 地層処分における緩衝材の長期変質挙動を把握する 48
ー幅広い化学的条件へ適用可能なスメクタイトの溶解速度モデルの開発ー

4 核融合研究開発

核融合エネルギーの実用化に向けて 49

1. 核融合炉に適したマルチパラメータ計測法 50
ーレーザー偏光法による磁場・電子密度・電子温度の同時計測法の考案ー
2. ITER ダイバータプロトタイプの製作 51
ー実機ダイバータ製作に向けた最初のステップを開始ー
3. ベリリウム金属間化合物の微小球製造に成功 52
ー核融合燃料生産に必要な中性子増倍材の微小球製造技術開発ー
4. 核融合炉設計用核データの精度を調べる 53
ー核融合炉の設計の精度向上を目指してー
5. 核融合炉条件を作り出す強力中性子源の建設に向けて 54
ー高速リチウム流れの厚さと安定度を測るー

6. 核融合用強力中性子源の加速器実現に向けて ---- 55
－高周波四重極加速器の高周波結合系用ループアンテナの開発－
7. サテライト・トカマク計画事業の進展 ---- 56
－ JT-60SA の組立開始－
8. 超大型負イオン源の真空耐電圧の予測データ取得に成功 ---- 57
－ JT-60SA 及び ITER 用負イオン源の高エネルギー化に向けた設計指針を確立－
9. 超伝導コイルの導体接続部の小型化に成功 ---- 58
－核融合装置用中心ソレノイド製作のための超伝導導体突合せ接続手法の開発－
10. 核融合燃料核種によるプラズマ熱拡散の仕組みを理解 ---- 59
－ ITER での核融合炉出力の予測精度の向上へ貢献－
11. スパコン・ヘリオスによる高速イオンの輸送研究 ---- 60
－ ITER プラズマにおける高速イオンとアルフベン波の舞－

5 量子ビーム応用研究

量子ビームテクノロジーを駆使した研究開発 ---- 61

1. ナノコンポジットの熱的安定性の増大 ---- 62
－ナノ微粒子がブロック共重合体の相転移にもたらす効果－
2. タンパク質・DNA の分子認識機構の解明を目指して ---- 63
－タンパク質・DNA 複合体形成時の構造変化を解析する方法を開発－
3. より正確ながんの診断を目指して ---- 64
－がんの PET 診断用新規アミノ酸トレーサー D-[^{18}F]FAMT の開発 －
4. ダイヤモンドを使って 1 個のイオンを検出する ---- 65
－ NV 中心の発光特性を利用した単一イオンのリアルタイム位置検出－
5. 高強度 γ 線ビーム非破壊核種分析へ向けて ---- 66
－高輝度直流電子源から 500 keV 大電流電子ビームを生成－
6. コンパクトな新型コヒーレント X 線源の発見 ---- 67
－希薄なプラズマからの相対論的高調波－
7. 耐熱光学センサで原子炉配管の地震時健全性を探る ---- 68
－超短パルスレーザ加工技術の保全学への応用－
8. 燃料電池を高効率化する「助触媒」の役割を解明 ---- 69
－酸化セリウムが白金酸化物形成の抑制に寄与－
9. 量子ビームで明らかにする錯体溶液の秩序構造 ---- 70
－再処理技術の発展を促進する溶液構造の探索－
10. 新型高温超伝導体の電子励起の解明 ---- 71
－鉄系高温超伝導体における共鳴非弾性 X 線散乱スペクトルの観測－

6 安全研究

多様な原子力施設の安全性を評価する ---- 72

1. 燃料に蓄積される核分裂生成ガス量を高精度で評価する ---- 73
－ FPガスバブル成長と蓄積ガス量を予測する速度論モデルの開発－
2. 大地震で配管のき裂がどの程度拡がるかを予測する ---- 74
－不規則な繰返し荷重に対応したき裂進展評価手法の提案－
3. 使用済燃料に含まれる同位体量を測る ---- 75
－使用済燃料中の難測定微量元素の分析法の確立－
4. ステンレス鋼鋳鋼の熱時効脆化の評価 ---- 76
－「ふげん」実機材を用いた熱時効脆化に関する研究－

7 先端基礎研究

未来を拓く先端基礎研究 77

1. ミクロな磁石の運動を制御して電気をつくる 78
－スピン起電力による磁気パワーインバーター－
2. 103 番元素のイオン化エネルギーの決定を目指して 79
－表面電離過程を利用したイオン化エネルギー測定法の開発－
3. 超伝導体の電子系のゆがみをあやつる 80
－ URu_2Si_2 の格子ゆがみと電子系ゆがみの結合－
4. DNA 損傷の新しいしくみを発見 81
－放射線による DNA 損傷プロセスの解明に向けて－
5. 電子のスピンをその反粒子で見る 82
－世界最高のスピン偏極率をもった陽電子ビームの開発 －

8 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 83

1. 新しい型の原子炉の特徴を正確に予測する 84
－炉物理実験データを活用した新たな核設計手法（拡張炉定数調整法）－
2. 高エネルギー放射線による原子核破砕の正確な予測に向けて 85
－フラグメント生成反応の新手法による断面積測定と理論モデルの開発－
3. 再処理施設用材料の寿命予測に向けて 86
－ネプツニウムを含む沸騰硝酸中におけるステンレス鋼の腐食特性の評価－
4. ウラン錯体が持つサーモクロミズムの発見 87
－時間分解型レーザー誘起蛍光分光法によるイオン液体中における構造化学－
5. モノアミド抽出剤による再処理プロセスの構築に向けて 88
－ミキサーセトラー型抽出器を用いた U 及び Pu の連続抽出試験－
6. タンパク質固定化金ナノ粒子のワンポット合成 89
－簡便・迅速・高効率な合成法の開発とイムノアッセイへの応用－
7. 単一粒子の Pu が精製された時期を明らかにする 90
－極微量分析技術開発により IAEA の核活動監視機能に貢献－
8. 陸面の放射性物質の動きを詳細に計算 91
－大気－植生－土壌複合系内核種移行モデルの開発－
9. 深層土壌は地球上の炭素の循環に関与している 92
－核実験由来の放射性炭素の半世紀にわたる追跡による炭素循環の解明－

9 原子力水素・熱利用研究

本質的安全を備えた高温ガス炉と利用技術の研究開発 93

1. 多様な熱利用が可能で安全性に優れた小型炉 94
－開発途上国等に適した小型高温ガス炉の概念設計－
2. ユーザー要件に応える高温ガス炉の安全設計方針を提案 95
－高温ガス炉に接続する化学プラントを一般産業施設として建設可能に－
3. 高温ガス炉による水素生成効率の向上を目指して 96
－膜中のイオンの透過機構を明らかにする－

10 バックエンド対策に関する技術開発

原子力施設の廃止措置から廃棄物処理処分の実施に向けて ---- 97

1. 硝酸イオンを分解する技術の開発に成功 ---- 98
ー低レベル放射性廃液の安全な処分を目指してー
2. 放射性廃棄物に含まれるアクチニドの分析を簡単に ---- 99
ーキャピラリー電気泳動法を用いた分析法の開発ー

11 システム計算科学研究

原子力研究開発への計算科学の取組み ---- 100

1. 動く水素が鉄の割れを促進する ---- 101
ー第一原理計算が示すモバイル水素による鉄の脆化効果ー
2. トポロジーが鍵となる新しい物質の性質 ---- 102
ー超伝導体の性質がトポロジーで分類されるー
3. 数万台の超並列核融合プラズマシミュレーションを実現 ---- 103
ー通信処理中の演算器の待ち時間をゼロにする技術を開発ー
4. 流体－構造相互作用シミュレーションの高速化 ---- 104
ー流動により振動する原子炉機器・配管の挙動解析シミュレーション技術を開発ー

12 核不拡散科学技術開発

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 ---- 105

13 研究開発拠点における試験技術・施設等の開発 ---- 106

1. 高速炉伝熱管補修技術の産業応用への挑戦 ---- 110
ーレーザー溶接部への高精度ワイヤ供給の成功ー
2. 私たちの身の回りの放射性セシウム ---- 111
ー東海村における東京電力福島第一原子力発電所事故後 2 年間の放射線状況の推移ー
3. 高性能構造材料の開発に中性子回折法を役立てる ---- 112
ーJ-PARCの中性子を利用した先端鉄鋼材料の加工誘起相変態挙動の解明ー
4. 中性子集光装置を高度化し中性子強度を 50 倍に高める ---- 113
ーJ-PARCで超高精度中性子楕円集光ミラーの性能を実証ー
5. 軸対称な電場で陽子ビームを広げずに加速する ---- 114
ーJ-PARC 環状結合構造（ACS）型加速空洞の開発ー
6. 放射化法による ^{99}Mo 国産化を目指して ---- 115
ー高密度 MoO_3 ペレットの製造技術開発ー
7. ナトリウム中における金属材料のふるまいを調べる ---- 116
ージルコニウム合金の高温ナトリウムとの共存性の評価ー
8. 保安機器をいっそう健全に運用管理する ---- 117
ー高温ガス炉用中性子検出器の損傷検知手法を確立ー
9. イオンマイクロビームでテフロンの微細加工に成功 ---- 118
ー高分子材料表面の新しい微細加工技術の開発ー
10. 大深度地下 500 m で坑道を掘る ---- 119
ー瑞浪超深地層研究所における研究坑道掘削ー
11. ラドン温泉の効果を調べる ---- 120
ー吸入したラドンの体内での挙動とそれに伴う生体の応答ー

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。組織体制図に示すように、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、それらを運転管理する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。

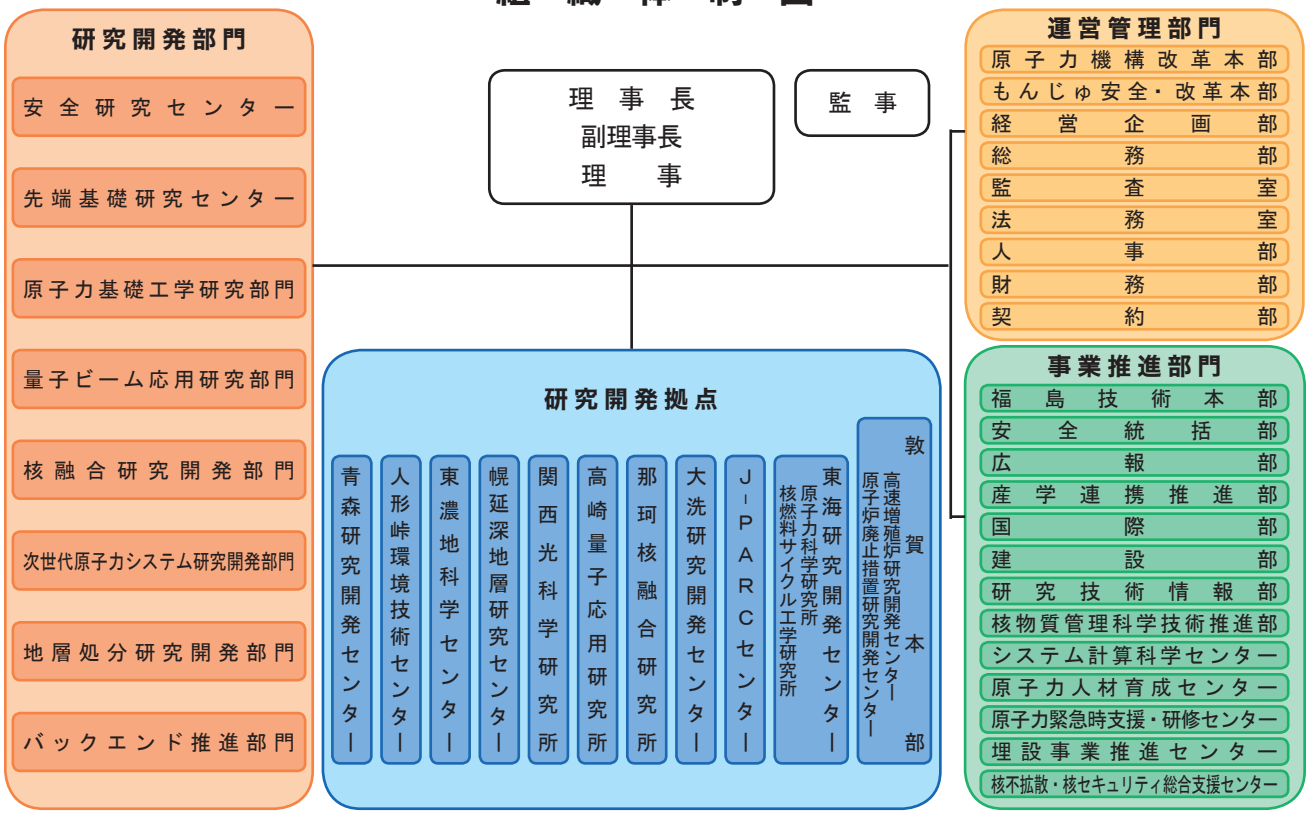
1．**福島技術本部**は、東京電力株式会社福島第一原子力発電所による原子力事故収束に向けた研究開発を行っています。発電所内の対応は復旧支援部を中心に、東海研究開発センター（原子力科学研究所，核燃料サイクル工学研究所）及び大洗研究開発センターの三つの拠点内において「技術開発特別チーム」を設置し研究開発を行っています。環境回復のための除染技術等に関する研究開発並びに放射線に関するアウトリーチ活動や内部被ばく調査などは、福島県内に「福島環境安全センター」を設置して対応しています。また、「福島廃炉技術安全研究所」を新たに設置し、放射性物質の分析・研究や遠隔操作ロボットの開発・実証施設の整備に取り組んでいます。

2．**次世代原子力システム研究開発部門**は、高速増殖炉（FBR）及びそれに必要な核燃料サイクルの実用化に向けた研究開発を行っています。敦賀本部（高速増殖炉研究開発センター）において高速増殖原型炉「もんじゅ」を用いた研究開発、大洗研究開発センターにおいて高速増殖炉に関する革新技術の研究開発、東海研究開発センター（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。

3．**地層処分研究開発部門**は、高レベル放射性廃棄物の地層処分を実現するために、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、それぞれ堆積岩と結晶質岩を対象として深地層を総合的に調べる技術の整備を、東海研究開発センター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、更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を進めています。

4．**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す。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す。また、主に青森研究開発センターにおいて、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す。

組織体制図



2013 年 10 月現在

5．**量子ビーム応用研究部門**は、東海研究開発センター（原子力科学研究所）及び J-PARC センターにおいて中性子施設を利用する研究を、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す。

6．**安全研究センター**は、東海研究開発センター（原子力科学研究所）及び敦賀本部において、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。

7．**先端基礎研究センター**は、東海研究開発センター（原子力科学研究所）及び高崎量子応用研究所を中心に、原子力の基礎科学分野における先端的な研究を進めています。

8．**原子力基礎工学研究部門**は、東海研究開発センター（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。

9．**原子力水素・熱利用研究センター**は、大洗研究開発センターにおいて本質的に安全な高温ガス炉から供給される高温の熱の利用技術及びその熱を利用した水素製造技術の開発研究を実施しています。

10．**バックエンド推進部門**は、東海研究開発センターにおいて、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。

11．**システム計算科学センター**は、東海研究開発センター（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。

12．**核物質管理科学技術推進部及び核不拡散・核セキュリティ総合支援センター**は、東海研究開発センター（原子力科学研究所）及びテクノ交流館リコッティを拠点として、原子力の平和利用を担保する核不拡散及び保障措置のための技術開発を実施しています。

13．**全国 11 箇所の地域に展開する研究開発拠点**では、上記の各研究開発部門等が、拠点の研究施設・装置を用いて行う研究開発活動を安全かつ効率的に進められるよう支援するため、施設の管理運営を行うとともに、施設・装置の性能向上のための技術開発を行っています。

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

「環境汚染への対処」及び「廃止措置に向けた取組み」

図 1-1　福島復興に向けて環境汚染への対処として私たちが取り組んでいる主な活動
（原子力機構福島技術本部のホームページより http://fukushima.jaea.go.jp）

環境汚染への対処

2011 年 3 月 11 日の東日本大震災発生直後から、私たちは災害対策基本法の指定公共機関として活動を開始し、専門家派遣の協力など様々な形で対応してきました。現在も対応は継続中であり、福島復興に向けて主に次の活動を展開しています（図 1-1）。

環境モニタリング

人体への影響把握や除染計画策定のためには放射性物質による汚染状況や放射線線量率を正確に把握する必要があります。そこで、海底堆積物中の放射性セシウム濃度の継続的調査（トピックス 1-1）を行っています。また、文部科学省からの委託を受け、東日本における空間線量率分布を自動車による走行サーベイ（トピックス 1-2）で、東京電力株式会社福島第一原子力発電所（1F）周辺における放射線マップを無人ヘリコプターによる放射線モニタリング（トピックス 1-3）で作成し、汚染状況の把握を行っています。ほかにも、放射能分布作成における深度分布測定，日本全域の航空機モニタリング，原子力機構の拠点立地地域における浄水測定を行っております。

環境回復に向けた取組み

放射性物質に汚染された環境を修復するために除染を迅速に行うことが重要です。除染について私たちは、内閣府からの委託を受け、ガイドライン作成，除染カタログ作成，除染技術実証事業を行っています。砂利の除染による廃棄物低減への取組み（トピックス 1-4）を行ったり、また、地形の特徴や植生分布の変化などを評価する解析を行うなど福島長期環境動態研究プロジェクトを開始し、土壌汚染の仕組みの解明に向けた取組み（トピックス 1-5, 1-6, 1-7）や森林中の移動性セシウム（Cs）の保持機構の研究（トピックス 1-8）も行っています。また、飲料水向け浄水器の開発（トピックス 1-9）、放射性セシウムが付着した生活ゴミの焼却炉内外での Cs の挙動の解析を行っています。これらの研究を踏まえ、今後も環境回復のための除染の最適化や効率化を図る研究を継続します。

除染に関する知識の普及

福島県からの要請を受けて、「除染業務講習会」の講師の派遣を原子力人材育成センターを中心に対応し、平成 24 年度までに 15 回開催して 7819 名が講習を修了しました。また、内閣府・環境省からの要請を受けて整備した支援体制のもと、自治体へ専門家を派遣して、除染計画策定協力や除染技術相談・指導や住民説明会支援を実施するなど、除染に関する知識の普及に努めています。

コミュニケーション活動

専門家を派遣して、科学的根拠に基づいたデータやその解釈方法を解説し、普段抱いている質問に答える「放射線に関するご質問に答える会」を福島県内にある全保育園，幼稚園，小中学校約 1700 校園等を対象に実施しています。2013 年 3 月までに 210 箇所、17286 名（申込者総数）の方に実施しました。

住民の内部被ばく検査と線量評価

福島県からの要請により福島県の住民の方々を対象に、東海研究開発センターのホールボディカウンタ（WBC）及び移動式 WBC 車を用いた内部被ばく検査を実施しました。2013 年 3 月末までに、41043 名（子供 30693 名、大人 10350 名）を対象に測定しました。また、条件の違いを考慮した住民の被ばく線量評価の研究（トピックス 1-10）や放射性セシウムを含む汚泥を扱う際の被ばく線量評価の研究（トピックス 1-11）も実施しました。

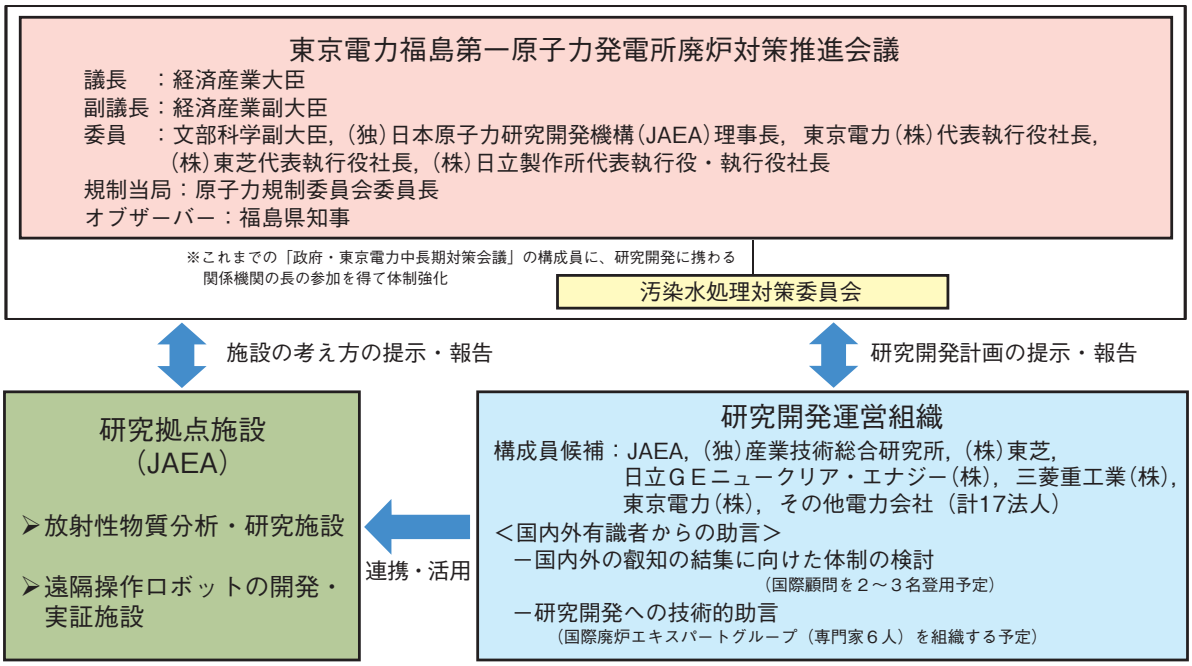


図 1-2　廃止措置等に向けた研究開発体制
原子力機構は、放射性物質の分析・研究や遠隔操作ロボットの開発・実証施設の整備と研究開発運営組織を通じて研究開発を実施しています。（東京電力（株）福島第一原子力発電所 1 ～ 4 号機の廃止措置等に向けた中長期ロードマップ（平成 25 年 6 月 27 日））より抜粋

廃止措置に向けた取組み

私たちは、事故発生当初より、政府や東京電力株式会社に対する助言を行うとともに、廃止措置や放射性廃棄物の処理・処分に関して、中長期的に必要な研究を実施しています。

プール燃料及び燃料デブリ取り出し準備

1F 事故では使用済燃料プールにも冷却のために海水が注入され、燃料集合体やプールの構成材料の腐食が懸念されることから、酸素除去剤が使用されています。私たちは、この効果を確認するための研究（トピックス 1-12）を行っています。

1F の原子炉内に残されている溶融固化した燃料、いわゆる燃料デブリの取り出しや、その後の保管，処理・処分を安全に行うため、燃料デブリとはどのようなものかを事前に把握することが重要です。このため、ウランやジルコニウム等により模擬デブリを作製し、その特性を調べる研究（トピックス 1-13）、事故時に原子炉の冷却のために注入された海水との反応物を調べる研究（トピックス 1-14）、原子炉内の状況の変化などにより、再び核分裂が連続して起こる臨界（再臨界）を防ぐための研究（トピックス 1-15）を行っています。また、取り出した燃料デブリに含まれる核物質量を測定する技術の開発（トピックス 1-16）を行っています。

炉心溶融進展解析及び事故原因の究明

原子炉が停止した後にも、核分裂により発生した核分裂生成物（FP）などが崩壊して熱が発生するため、冷却を継続する必要がありますが、津波による電源喪失に伴い冷却機能が失われ、原子炉内の燃料が溶融（炉心溶融）しました。この炉心溶融がどのように進展したのかを詳細に把握するためには、原子炉内の崩壊熱分布をより正確に予測する（トピックス 1-17）ことが重要です。

また、事故後、国や東京電力株式会社等がそれぞれの立場から事故原因の調査・分析を行い、報告書を公表しています。私たちは、これらの報告書を分析し、今後の事故調査や新たな規制制度の構築に役立つ情報として整理しました（トピックス 1-18）。

放射性廃棄物の処理・処分

津波の到来や地下水の建屋内の流入により、大量の汚染水が発生し、敷地内の貯槽に保管されています。これらの汚染水から、セシウムやストロンチウムなどの放射性物質を取り除くために、様々な処理装置が設置されています。私たちは、汚染水処理により発生する二次廃棄物を含めた放射性廃棄物の保管，処理・処分の技術開発を進めるとともに、セシウムを吸着するゼオライトの構造と吸着性能の関係の解明（トピックス 1-19）、処理工程の合理化のための基礎試験（トピックス 1-20）を行っています。

遠隔除染技術開発

燃料デブリの取り出し等に必要な原子炉建屋内での作業における被ばく低減のため、原子炉建屋内を遠隔で除染する技術開発が必要であります。この遠隔除染を効果的に行うためには、汚染源となっている放射性物質の種類や、床・壁への浸透状態等の汚染性状を評価することが重要であり、原子炉建屋内から採取したコンクリートコアサンプルの分析（トピックス 1-21）を行っています。

今後の予定

今後も、1F の廃止措置等に向けた研究開発体制において（図 1-2）、中核的な役割を果たしていくとともに、放射性物質の分析・研究や遠隔操作ロボットの開発・実証施設の整備を行う予定です。

1-1　茨城県北部沿岸における海底の継続調査で明らかに
ー海底堆積物中の放射性セシウム濃度の変動要因ー

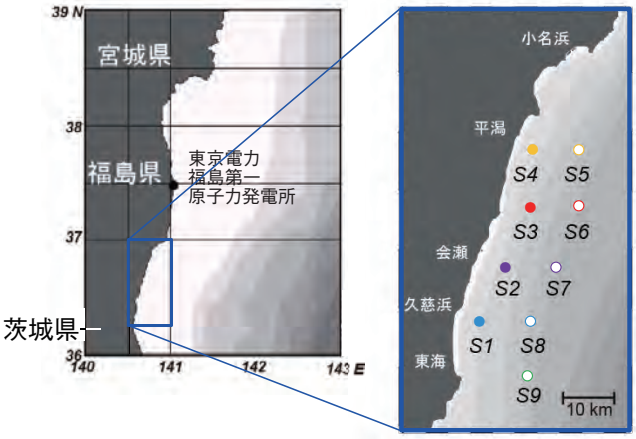


図 1-3　本研究の調査海域と観測定点
調査は、原子力機構のモニタリング船「せいかい」によって行いました。海底堆積物の採取は、1F の南 70 km ～ 110 km、水深 30 ～ 100 m の海域に定点を設けて、2011 年 6 月に開始しました。

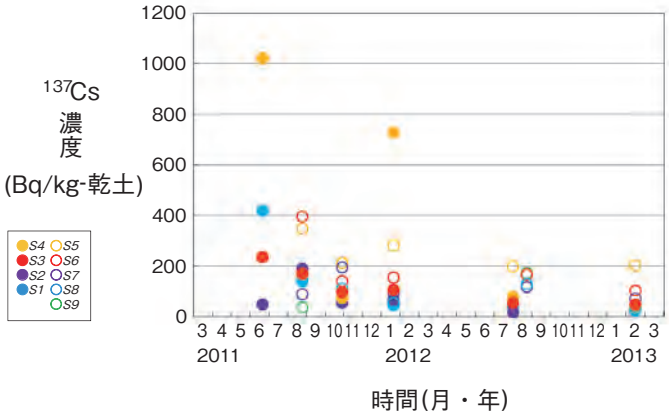


図 1-4　調査海域と堆積物 0 ～ 3 cm 層中の ^{137}Cs 濃度の時間変化（2011 年 6 月～ 2013 年 2 月）
海底堆積物中の ^{137}Cs 濃度は、全体として減少傾向を示したものの、特に水深の浅い海域で一時的な変動が見られました。放射性セシウムを含む堆積物の一部は、海底付近を継続的に移動していると考えられます。

茨城県北部沿岸域（図 1-3）は、東京電力福島第一原子力発電所（1F）事故後、数ヶ月にわたって比較的高い濃度の放射性セシウムを含む海水が流入したと推測されています。本研究では、この海域に定点を設けて、放射性セシウムの濃度分布や沈着状況を詳細に調査し、堆積物への放射性セシウムの輸送過程を解析しました。

1F 事故後の約 2 年間に観測した堆積物上層(0～3 cm 層)のセシウム-137(^{137}Cs)の濃度は 16 Bq/kg から 1020 Bq/kg でした(図 1-4)。^{137}Cs 濃度は全体として減少傾向を示したものの、その減少は緩やかで、一時的、局所的な濃度変動が見られました。

浅海域の代表的な観測点において ^{137}Cs 濃度を粒径別に測定した結果、放射性セシウムの大部分が、海流によって移動しにくい大径の粒子（75 μm 以上）として存在していた一方で、一部は海流の影響を受けて移動しやすい小径の鉱物粒子に比較的高い濃度で存在していました。局所的な放射性セシウムの濃度変動は、放射性セシウムを含む小径粒子が海水の流動に伴って移動し一時的に滞留することによってもたらしたと推測されます。

^{137}Cs 濃度を堆積物の上層(0～3 cm 層)と下層(3～10 cm 層)に分けて測定した結果、浅海域では、^{137}Cs の多くが堆積物下層に存在していることが分かりました。沖合海域に比べて粒径が大きく空隙が多い浅海域の堆積物では、(1)堆積物の間隙を通って高濃度のセシウムを含む海水が下層堆積物と作用する、(2)放射性セシウムを含む微小粒子が堆積物の空隙に取り込まれる、(3)底生生物が堆積物内部を移動する、といった過程を経て、放射性セシウムが堆積物深部に運ばれたと考えられます。

海底堆積物中の放射性セシウムを、イオン交換によって堆積物表面に弱く吸着する画分，有機物に取り込まれる画分，鉱物に強く沈着する画分に分け、各画分への分布状況を調べたところ、放射性セシウムの多くは鉱物画分に存在していました。鉱物画分は海水に溶けにくく、この特徴は海底堆積物中の放射性セシウム濃度が減少しにくい原因のひとつといえます。

本研究で浮き彫りにした放射性セシウムの海底堆積物への輸送過程と沈着状況は、放射性核種移行予測モデルに適用することにより、海底に沈着した放射性核種濃度の将来予測にも役立たせる予定です。

●参考文献
Otosaka, S. et al., Sedimentation and Remobilization of Radiocesium in the Coastal Area of Ibaraki, 70 km South of the Fukushima Dai-Ichi Nuclear Power Plant, Environmental Monitoring and Assessment, vol.185, issue 7, 2013, p.5419-5433.

1-2　市町村と協力して広域の線量率分布マップを作成する
－走行サーベイを用いた詳細な空間線量率の測定－

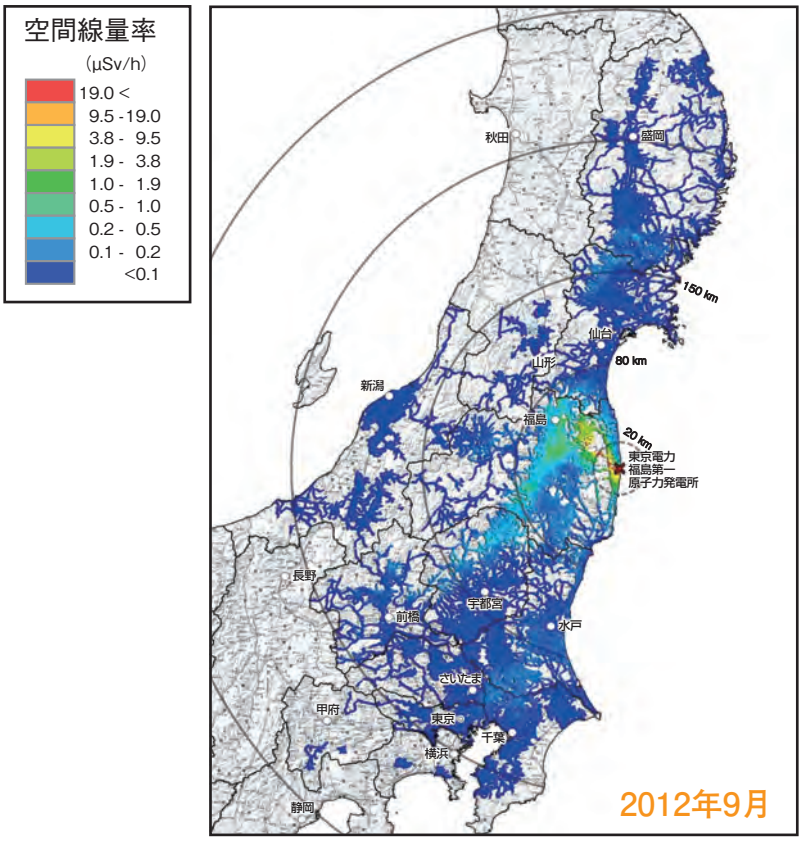


図1-5　KURAMA-Ⅱを利用した広域サーベイの結果
道路を走行して３秒毎に測定した空間線量率を 100 m のメッシュ内で平均し、その線量率範囲を色で示しました。

東京電力福島第一原子力発電所事故により環境中に沈着した放射性物質による環境や人への影響を長期にわたり正しく評価し適切な対策を講じるために、空間放射線量率の広域かつ詳細な分布を把握することが必要とされてきました。私たちは自動車による走行サーベイを利用して大量の空間線量率データを短時間に取得可能な体制を整備し、定期的に詳細な空間線量率マップを作成してきました。

走行サーベイでは KURAMA-II と呼ばれる、京都大学原子炉実験所で開発された、コンパクトで操作が容易な測定システムを車中に積載して用いてきました。このシステムの特徴は、測定した空間線量率と位置情報を携帯電話回線を利用して転送し、リアルタイムでデータの蓄積と確認を行えることです。私たちは、KURAMA-II を用いて正確な測定を行うために必要なスペクトルを線量に換算する関数（G(E)関数）の整備，標準線源を用いた特性試験等を実施して、システムの信頼性を確認しながら測定を行ってきました。

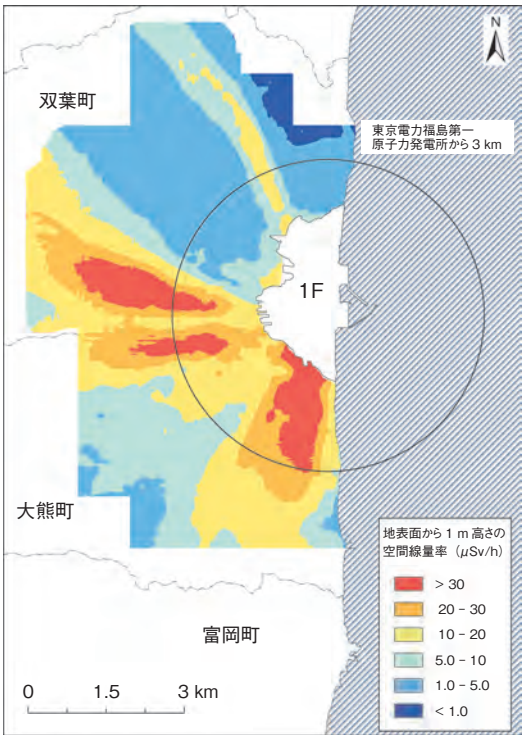
放射性物質が沈着している可能性のある広い地域を対象に走行サーベイを実施することとしました。その結果、岩手県から山梨県に及ぶ東日本の広い地域が測定の対象となりました。主要幹線道路の測定を私たちが実施するとともに、200 程度の市町村の協力をいただき細い道路も含めた詳細な測定を行い、図 1-5 に示すように広域かつ詳細な空間線量率マップを作成することができました。

私たちは定期的に同様な空間線量率マップを作成していく予定です。ここで得られた結果は、将来の空間線量率分布の変化を予測する数理モデルの構築に活用されるとともに、現在開発を進めている情報発信システムを通してより分かりやすい形で広く公開していく計画です。

本研究は、文部科学省からの受託研究「福島第一原子力発電所事故に伴う放射性物質の長期的影響把握手法の確立」の成果の一部です。

●参考文献
日本原子力研究開発機構, 福島第一原子力発電所事故に伴う放射性物質の長期的影響把握手法の確立, 平成 24 年度放射能測定調査委託事業成果報告書, 文部科学省, 2013, p.36-45, http://fukushima.jaea.go.jp/initiatives/cat03/entry05.html

1-3 高線量箇所でも被ばくせずに測定が可能
－無人ヘリコプターを用いた発電所近傍の放射線測定－



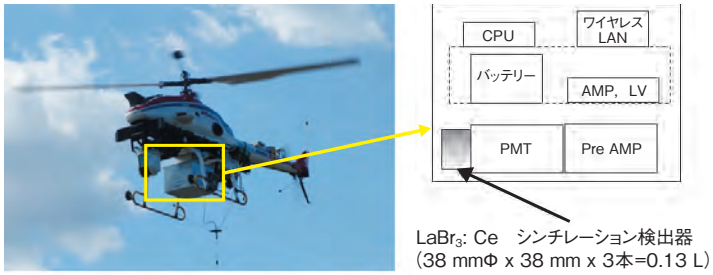


図1-6　無人ヘリコプターモニタリング機器
γ線のエネルギーを測定できる $LaBr_3$: Ce 検出器の計数率と DGPS による位置情報を同期させたデータを1秒毎に保存する装置です。現在の位置情報をリアルタイムにコンピュータに表示させることも可能です。

図1-7　1F 周辺の線量率分布マップ
無人ヘリコプターモニタリング機器により、80 m 間隔で測定し、得られたデータを地上1 m 高さの線量率に換算しました。また、線量率は減衰補正を行い、2013年3月21日現在の値に換算しました。本マップには天然放射線の影響が含まれます。

東京電力福島第一原子力発電所（1F）事故以来、迅速に広域の放射線を測定できる方法が求められています。私たちは、事故の影響を把握するため、航空機（有人のヘリコプター）を用いた放射線のモニタリングを実施し、日本全域の放射線分布について明らかにしました。一方、発電所から3 km 圏内については、飛行禁止区域となっており、航空機によるモニタリングは実施されていませんでした。そこで、今回、プログラム飛行が可能な、自律型の無人ヘリコプターを用いた放射線モニタリングシステムにより、1F から近傍の放射線モニタリングを実施し、放射線分布マップを作成しました。

自律型の無人ヘリコプターは、農薬散布に広く使用されている無人ヘリコプターをベースとしたヤマハ発動機株式会社製の R-MAX G1 を採用しました（図1-6）。搭載する放射線モニタリングシステムは、私たちで開発しました。検出器には、γ線のエネルギー測定が可能な、$LaBr_3$: Ce シンチレータを用いました。検出器からの信号は、DGPS（Differential Global Positioning System）による位置情報とともに、1秒毎に保存できます。取得したデータはあらかじめ設定したパラメータにより、地上1 m 高さにおける線量率に換算します。換算したデータを、市販の GIS（Geographic Information System: 地理情報システム）ソフトウェアにより、マップ化しました。無人ヘリコプターは、測定対象地域を 80 m メッシュの櫛形にプラン設定し、対地高度 80 m、速度 8 m/s でフライトしました。測定結果は、地上におけるサーベイメータ測定結果と比較すると、おおむね一致することが分かりました。

1F 周辺の線量率分布マップを図1-7に示します。1F を起点として、南方向と西方向に比較的放射線の高いエリアが広がっていることが分かります。西方向のエリアについて、二つのエリアに分かれていることが確認できます。また、北西方向にも、線量率の高い帯状のエリアがあることが分かります。このような、分布となる原因は、事故時の気象状況や地形の状況によるものと推定されます。また、本分布情報をもとに、放射性物質の拡散シミュレーションと比較することにより、事故の状況に関する新たな知見が得られることが期待できます。

本マップは、原子力規制庁のホームページに一般公開されています（http://fukushima.jaea.go.jp/initiatives/cat03/pdf04/5-1-2.pdf）。今後とも、迅速に広範囲の放射線を測定し、可視化する方法について研究を進めていきます。

本研究は、文部科学省からの受託研究「福島第一原子力発電所事故に伴う放射性物質の長期的影響把握手法の確立」の成果の一部です。

●参考文献
日本原子力研究開発機構，福島第一原子力発電所事故に伴う放射性物質の長期的影響把握手法の確立，平成24年度放射能測定調査委託事業成果報告書，文部科学省，2013，p.46-52，http://fukushima.jaea.go.jp/initiatives/cat03/pdf05/02-2.pdf

1-4 砂利の表面を削って再利用を図り廃棄物の低減を目指す
－汎用機を使っての砂利の除染－

図 1-8　摩砕方式による除染試験
渦巻き状の水流で砂利の表面が削れる汎用のバレル研磨機を使い、1 バッチ当たり砂利: 20 kg, 水: 20 ℓ, 回転数: 150 rpm 及び研削時間: 20 ～ 60 分で試験を実施しました。

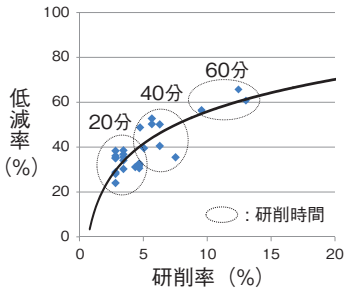


図 1-9　研削率と低減率の関係
今回の試験では除染前に比べ表面線量率で最大 66% の低減効果が確認できました。今後は、更に研削量を増やした場合の低減効果を得るため、研削量と低減率の相関関係を明確にします。

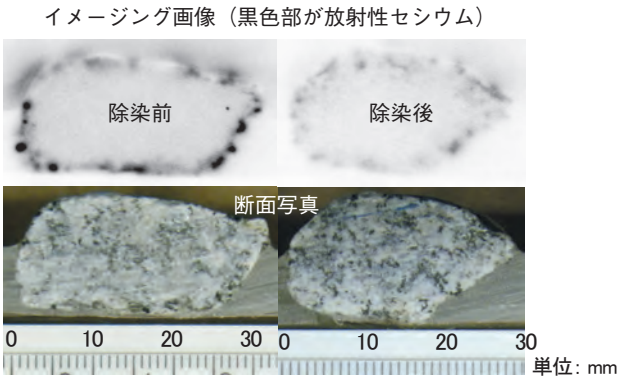


図 1-10　除染試験前後の放射性セシウムの分布状態
イメージングプレートを用いて、半割りした砂利（花崗岩）の断面を測定した結果、主に黒雲母の箇所に放射性セシウムが多く集まり、また、除染（20 分研削）後は削れた箇所の放射性セシウムが減少しました。

住宅や公共施設に敷設されている放射性セシウムが付着した砂利（玉砂利等）は、空間線量を下げるために剥ぎ取って廃棄物とするか、汚染レベルが低い場合には表面に付着した細粒土砂等を高圧水洗浄で取り除いて再利用しています。砂利は砕石に比べて高価なことや廃棄物の低減化の観点から、汚染レベルの高い砂利を廃棄物とせず、効果的に除染する方法の選定が要望されています。

砂利の除染は、その表面を削ることで高い効果が得られる可能性があるため、本試験では摩砕方式を選択し研削時間や水の添加量等の条件を変え、砂利どうしを効率的にこすり合わせることで、合理的な除染手順を見つけようとしました。

試験においては、各試験中及び試験後の状態を観察し、適切に砂利が削れていることを確認しました（図 1-8）。ただ、研削材を添加しない砂利と水だけの共摺りのため、砂利の凹部が削れていない箇所がありました。

試験の結果、砂利を 20 分間研削した場合は、研削率の平均が約 4%、表面線量率の低減率の平均が約 37%、また、研削時間を 60 分間にした場合は、研削率の平均が約 10%、表面線量率の低減率の平均が約 60%（最大 66%）と研削時間の長さの割には低くなりました（図 1-9）。

低減率が低かった原因を確認するため、放射性セシウムが除染前後の砂利に対してどのような分布状態にあるかをイメージングプレート（IP: フィルムに放射線を感光させた測定方法）を用いて測定しました。砂利（花崗岩）を半割りした断面の観察と IP による測定結果（図 1-10）との比較から、放射性セシウムは砂利表面の黒い部分（黒雲母）に多く付いていることが確認でき、また、表面より少し深いところまで入り込んでいることも分かりました。

今回の試験では、富岡町リフレ富岡の庭と屋上に大量に敷設している砂利の一部を採取して行いましたが、事前の模擬試験時に購入した砂利に比べてかなり硬く、研削時間を多く要しました。また、放射性セシウムが吸着しやすい雲母を多く含んでいたため、線量率の低減率も予想より低い結果となりました。

住宅等に敷設している砂利は、色・形状・大きさ等が様々で硬さもそれぞれ違います。このことから、砂利の種類に合わせた合理的な除染条件の設定が必要です。今回の試験結果を基に、砂利の再使用が図られ廃棄物の発生量を低減できるよう有効な除染方法及び条件を整えたいと思います。

●参考文献
日本原子力研究開発機構, 福島第一原子力発電所事故に係る避難区域等における除染実証業務【除染モデル実証事業編】報告書, 2012, p.107.

1-5 計算機が解き明かす放射性セシウム土壌吸着の謎
ー第一原理計算が明らかにする粘土鉱物のセシウム吸着メカニズムー

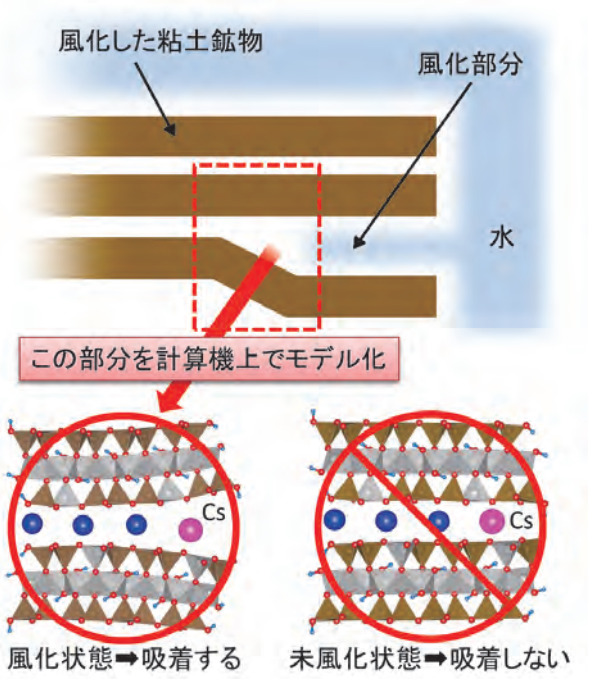


図1-11　粘土鉱物の模式図と風化した部分のモデル
粘土鉱物の模式図中にある風化部分を計算機上でモデル化し、Cs の吸着によるエネルギー変化を第一原理計算手法により計算しました。その結果、風化した粘土鉱物は Cs を吸着する一方、風化していない場合は Cs を吸着しないことが分かりました。

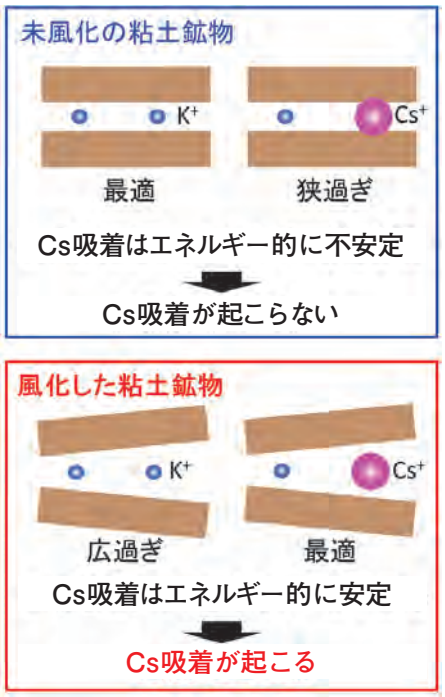


図1-12　風化した粘土鉱物の Cs 吸着機構
第一原理計算により、風化していない粘土鉱物にイオン半径の大きな Cs^+ が入り込むとエネルギーが上がる一方で、風化した粘土鉱物では、Cs^+ が入り込むのに最適な大きさの空洞ができたことで、Cs の吸着によりエネルギーが下がることが分かりました。

東京電力福島第一原子力発電所事故により大量の放射性セシウム（Cs）が環境中に放出されました。現在、国や自治体によって大規模な環境の除染が行われていますが、除染によって生じる除去土壌の処理が大きな負担となることが予想されています。この問題の解決のためには、効率的かつ経済的な減容化法の開発が望まれていますが、いまだに標準となる方法は確立していません。その原因のひとつは、土壌における放射性 Cs の物理的・化学的吸着様態の理解が進んでいないからであると考えられます。これまでに得られた科学的知見としては、土壌を構成する成分のうち、風化した雲母類粘土鉱物が放射性 Cs を強力に吸着することが知られていましたが、なぜ強力な吸着が起こるのかは分かっていませんでした。そこで、私たちは第一原理計算手法と呼ばれる原子間の化学結合を電子のレベルから調べるという最も根源的といえる計算手法を用いて、風化した雲母類粘土鉱物による放射性 Cs の吸着反応を調べました。

まず、吸着反応を計算機上で模擬するために、風化した雲母類粘土鉱物における Cs 吸着サイトのモデルを計算機上に構築し、環境中の放射性 Cs を吸着した際に生じるエネルギーの変化分を計算しました。その結果、風化がある程度進んでいる場合にのみ、放射性 Cs が粘土鉱物に吸着し、風化していない粘土鉱物には吸着しないという計算結果が得られたのです(図 1-11)。また、この吸着反応に関して、更に詳細な計算を進めた結果、風化した粘土鉱物が放射性 Cs を吸着するメカニズムが明らかとなりました。通常の雲母類粘土鉱物は、カリウムイオン（K^+）のイオン半径に適した空洞を持ちますが、風化によって、その空洞が広がり、K^+よりもイオン半径の大きなセシウムイオン（Cs^+）に適した空洞ができてしまうためです(図 1-12)。

本研究成果により、粘土鉱物における放射性 Cs の吸着メカニズムが明らかとなりました。今後は、この知見を基に、粘土鉱物から逆に放射性 Cs を取り除くシミュレーションを行うことで、除去土壌の効率的減容化に繋がる手法の開発に役立てたいと考えています。

●参考文献
Okumura, M. et al., Mechanism of Strong Affinity of Clay Minerals to Radioactive Cesium: First-Principles Calculation Study for Adsorption of Cesium at Frayed Edge Sites in Muscovite, Journal of the Physical Society of Japan, vol.82, no.3, 2013, p.033802-1-033802-5.

1-6 放射性セシウムの鉱物への特異的な吸着を解明
－土壌中の放射性セシウムの除染に向けて－

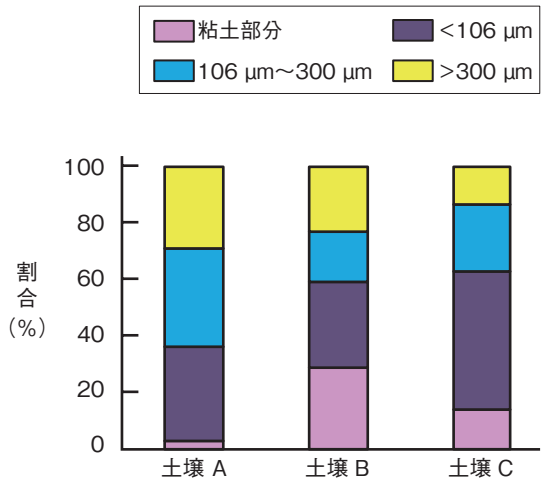


図 1-13　福島県内で採取した放射性 Cs が吸着した土壌のそれぞれの粒度分に含まれる放射性 Cs の割合
粘土部分よりも大きな粒度の部分にも相当量の放射性 Cs が含まれます。粘土部分は水に浸けて沈降せずに浮いている細粒を回収しています。

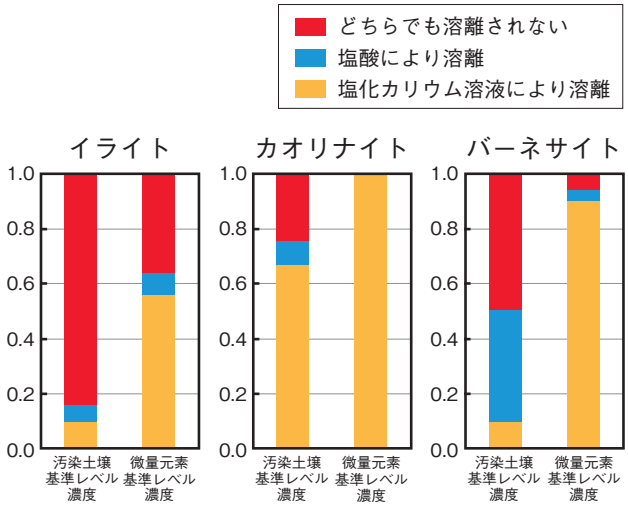


図 1-14　鉱物に吸着した 2 条件の濃度の放射性 Cs が試薬溶液により溶離した割合
汚染土壌基準レベルの土壌中に含まれる放射性 Cs のように、濃度が極めて低い場合には、微量元素基準レベル濃度の場合よりも溶離されない割合が大きいです。

セシウム（Cs）イオンは特定の粘土鉱物に吸着することが知られています。特に、イライトなど粒の細かい層状（雲母型）の粘土鉱物では、放射性 Cs が層の間に取り込まれるために酸や他の陽イオンにより溶離されにくいことが知られています。このような強い吸着のため、東京電力福島第一原子力発電所事故により降下した放射性 Cs は表層付近の土壌中に留まっており、酸や水などにより洗い流すことが難しいと考えられています。そこで、土壌を粒子の大きさごとに分ける分級により粒径の極めて小さい粘土鉱物を除く方法が、除染法として提案されています。しかし、福島県で採取した土壌を用いて分級処理により細粒部分（粘土部分）を除去してもまだ大部分の放射性 Cs が残っている土壌もあり（図 1-13）、その理由は不明でした。

そこで、土壌に含まれる 17 種類の鉱物について、放射性 Cs の吸着実験、更に放射性 Cs を吸着した鉱物については塩化カリウム溶液及び塩酸溶液中に添加する溶離実験を行いました。

放射性 Cs は、その放射能の強さが現在、我が国の汚染土壌の処理基準である 8000 Bq/kg の場合でも、その濃度は土壌中における微量元素濃度の 1 万分の 1 程度と極めて低いものとなります。本実験は、放射性 Cs の濃度を微量元素基準レベルと現在の汚染土壌基準レベルの 2 条件に模擬して行いました。その結果、相対的に濃度が低い汚染土壌基準レベルにおいては、比較的粒度の大きいカオリナイトやバーネサイトなどの鉱物でも、吸着した放射性 Cs の一部が溶け出ない状態で存在することを確認しました（図 1-14）。

自然環境中の鉱物は、雨水や温度変化などによりゆっくりと構造が乱れ、Cs を吸着する安定性の異なるサイトがうまれます。カオリナイトやバーネサイトも同様に、放射性 Cs を安定に吸着するサイトができますが、もともと結晶構造の層の間に安定な吸着サイトを有するイライト等に比べ、その数は極めて少ないと考えられます。

ところが、汚染土壌基準レベルの放射性 Cs は他の微量元素に比べ濃度が非常に低いために、その吸着挙動が大きく異なり、鉱物にわずかに存在する安定な吸着サイトだけで相当量吸着しきっていることが分かりました。

土壌に含まれる鉱物の種類と粒径を調べ、細粒部分だけでなく 300 μm までの大きな粒子部分も除去するなどの判断基準を与えることにより、より効果的な除染が可能となります。

●参考文献

Ohnuki, T. et al., Adsorption Behavior of Radioactive Cesium by Non-Mica Minerals, Journal of Nuclear Science and Technology, vol.50, no.4, 2013, p.369-375.

1-7 地表面から深度方向への放射性物質の移動状況を探る
－福島の土壌中深度方向への放射性物質の濃度分布状況調査－

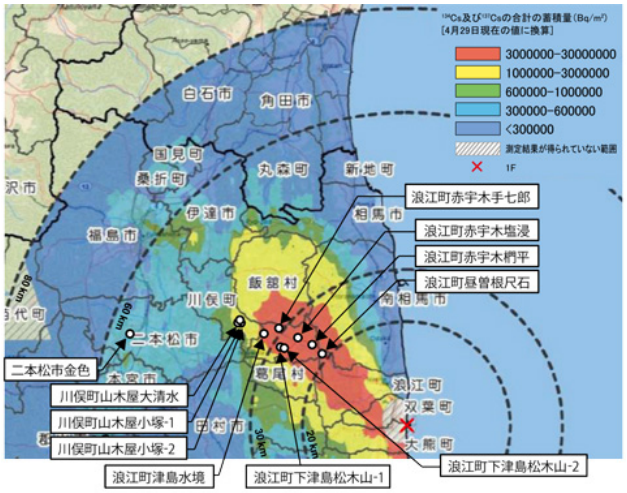


図 1-15　調査地点の位置（線量率の分布マップは、文部科学省が平成 23 年 5 月 6 日に公表したもので、平成 23 年 4 月 29 日現在の換算値）
放射性物質のプルームが通過したと考えられる、1F から北西方向の川俣町及び浪江町に二本松市（当時、土壌から ^{131}I が検出された）を加えた 11 地点を選定し調査を実施しました。

表 1-1　各土壌への ^{137}Cs と ^{131}I の収着分配係数の測定結果
全 11 の調査地点で採取した土壌（各地点 2 深度の区間）に対しバッチ法による収着試験を実施しました。

場所	土壌種	採取深度 (cm)	測定結果					
			^{137}Cs（Cs^+:陽イオン）			^{131}I（I^-:陰イオン）		
			pH	K_d (ml/g)	誤差（±）	pH	K_d (ml/g)	誤差（±）
二本松市金色	砂質土壌	4-12	6.2	3.30E+03	2.38E+02	6.1	1.36E+00	1.34E-01
	粘土質土壌	21-38	6.5	6.10E+04	9.75E+04	6.5	9.24E-01	1.31E-01
川俣町山木屋小塚-1	砂質土壌	10-20	6.5	1.30E+04	5.15E+03	7.6	1.76E+01	1.85E-01
		32-43	6.2	4.24E+04	8.75E+04	6.1	2.37E+01	2.25E-01
川俣町山木屋小塚-2	砂質土壌	15-20*1	5.8	1.87E+04	6.68E+03	5.8	4.44E+00	1.66E-01
		35-40*1	6.4	8.67E+03	1.63E+03	6.2	2.84E+01	2.92E-01
		5-15*2	6.1	2.88E+03	1.73E+02	6.2	1.84E+01	2.08E-01
		21-30*2	7.5	3.37E+03	2.40E+02	6.4	2.76E+01	2.53E-01
川俣町山木屋大清水	砂質土壌	5-15	6.8	1.51E+04	6.52E+03	6.6	1.25E+00	8.73E-02
		33-41	7.3	4.31E+04	4.14E+04	7.1	5.52E-01	1.25E-01
浪江町津島水境	有機質土壌	8-18	5.8	2.24E+03	1.19E+02	5.8	3.08E+01	5.13E-01
		40-50	5.5	2.37E+03	1.26E+02	5.5	2.33E+01	4.12E-01
浪江町下津島松木山-1	砂質土壌	8-19	6.7	4.01E+03	3.56E+02	6.6	1.20E+01	1.90E-01
		55-65	6.2	2.17E+04	1.60E+04	6.2	1.31E+01	1.54E-01
浪江町下津島松木山-2	有機質土壌	5-15	5.6	2.84E+03	1.86E+02	5.6	8.78E+00	1.35E-01
		20-30	5.6	2.97E+03	2.03E+02	5.6	1.30E+01	1.65E-01
浪江町赤宇木手七郎	砂質土壌	7-15	6.5	2.98E+03	1.92E+02	6.4	9.81E+01	6.53E-01
		29-36	6.1	7.43E+03	1.25E+03	6.2	5.99E+01	5.18E-01
浪江町赤宇木塩浸	砂質土壌	10-23	5.8	2.16E+03	1.10E+02	5.7	1.42E+02	1.47E+00
		31-44	5.7	2.18E+03	1.07E+02	5.6	1.67E+01	3.08E-01
浪江町赤宇木椚平	有機質土壌	10-15	6.0	2.08E+03	9.85E+01	6.1	1.19E+01	1.00E-01
		30-35	6.0	2.86E+03	1.85E+02	6.1	1.03E+01	1.86E-01
浪江町昼曽根尺石	砂質土壌	10-25	6.5	2.16E+03	1.08E+02	6.6	2.08E+01	3.16E-01
	粘土質土壌	33-46	6.5	3.53E+04	4.79E+04	6.5	2.58E+00	1.47E-01

誤差：計数率誤差，＊1：1 本目，＊2：2 本目

2011 年 3 月に発生した東日本大震災により、東京電力福島第一原子力発電所（1F）事故が発生し、福島県を中心に広範囲にわたり土壌や森林などが放射性物質で汚染されました。事故直後においては汚染状況を早急に把握する必要があったため、文部科学省は、農林水産省，原子力機構，大学等と連携し、放射線量等分布マップの作成に取り掛かりました。本調査はその関連研究として、事故から約 3 ヶ月後の深度方向の分布状況についてジオスライサー調査を実施したものです。

調査は発電所から北西方向の川俣町及び浪江町に、当時、^{131}I が検出された二本松市を加えて 11 地点を選定し実施しました（図 1-15）。調査では最大 1 m 程度の深さの板状試料（幅 10 cm ×厚さ 2 cm 程度）を採取し、土壌記載を行った後、試料を採取しました。試料はゲルマニウム半導体検出器により γ 線放出核種を定量しました。

^{134}Cs と ^{137}Cs はすべての地点で、^{129m}Te と ^{110m}Ag は線量率の高い地点で検出されました。このうち、放射性セシウムの分布について、砂質土壌を支持層とする地表面土壌では沈着量の 99% 以上が表層 10 cm 以内に、黒色土壌（有機質土壌）や粘土質土壌を支持層とする元農地と推定される土壌では 99% 以上が表層 14 cm 以内に存在することが分かりました。濃度分布から見掛けの拡散係数（D_a）を求めた結果、放射性物質の種類に関係なく、元農地と推定される土壌（D_a=0.1 ～ 1.5 × 10^{-10} m^2/s）の方が地表面土壌（D_a=0.65 ～ 4.4 × 10^{-11} m^2/s）より大きく、10^{-11} m^2/s 付近であることが分かりました。土壌への ^{131}I と ^{137}Cs の収着試験（表 1-1）では、陰イオンと陽イオンで収着分配係数（K_d）が異なることから、D_a も両イオンで異なると見込まれました。しかしながら、すべてのイオンで同程度であり、雨水が土壌へ浸透する際の移流（流れ）による分散の効果が支配的であったと考えられました。

このように、放射性セシウムの土壌への K_d は全体的に非常に大きく、土壌中の移動はかなり遅いといえます。物質移動は K_d と密接に関係し、K_d は構成鉱物やその含有率，有機物含有率などの影響を受ける可能性があります。特に粘土鉱物の種類は収着の可逆性や不可逆性などに影響を及ぼす可能性があります。長期にわたり放射性セシウムの移動を評価するためには、それらの詳細を理解する必要があり、今後、調査する予定です。

本研究は、文部科学省平成 23 年度科学技術戦略推進費による受託研究「東京電力株式会社福島第一原子力発電所の事故に伴い放出された放射性物質の分布状況等に関する調査研究」の成果の一部です。

●参考文献

Sato, H. et al., Investigation and Research on Depth Distribution in Soil of Radionuclides Released by the TEPCO Fukushima Dai-Ichi Nuclear Power Plant Accident, MRS Online Proceedings Library, vol.1518, 2012, p.272-282.

1-8 森林表土における移動性セシウムの保持機構を探る
－土壌微生物と非生物成分による保持量の評価－

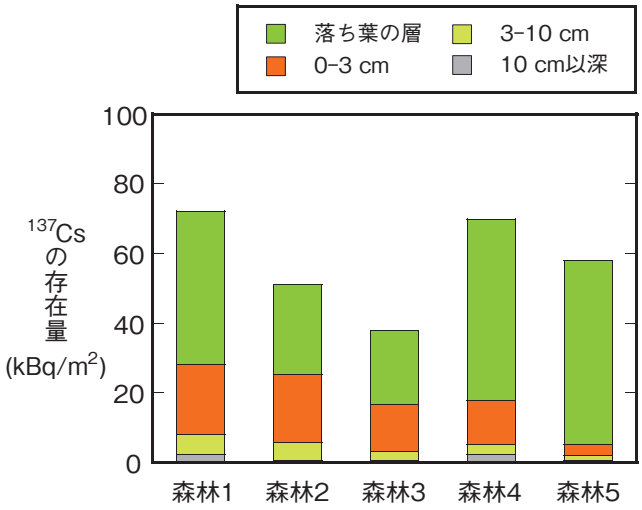


図 1-16　事故から 3 ヶ月後の森林土壌における ^{137}Cs の深さ分布
福島県内の 5 箇所の森林で、表層土壌における ^{137}Cs の存在量とその深さ分布を調べました。森林表層に沈着した ^{137}Cs の 50 ～ 91% が落ち葉の層（■）に、6 ～ 39% が土壌の浅い部分（■）に存在していました。

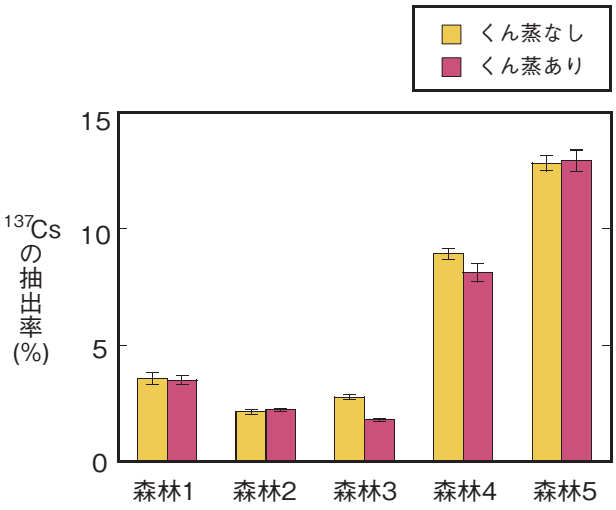


図 1-17　硫酸カリウムによって土壌から抽出された ^{137}Cs の割合
クロロホルムくん蒸によって微生物を死滅させた土壌と、くん蒸を行わなかった土壌で ^{137}Cs の抽出率を比べました。すべての土壌で、くん蒸による抽出率の増加は見られませんでした。

東京電力福島第一原子力発電所（1F）事故は、大量の放射性セシウムを環境中へと放出し、福島県に広く分布する森林生態系に深刻な汚染をもたらしました。事故の 3 ヶ月後に行った調査では、森林表層に沈着した ^{137}Cs の 89% 以上が落ち葉と浅い土壌に存在していることが分かりました(図 1-16)。1986 年に起きたチェルノブイリ原子力発電所事故の影響を受けた地域では、森林に沈着した ^{137}Cs が今もなお表層土壌に留まっています。そして、表層土壌から樹木や森林生産物へと ^{137}Cs が移行し続けています。そのため、表層土壌の中で、^{137}Cs がどのような状態で存在し、移動するのか、その仕組みを明らかにすることが求められています。

私たちは、土壌の微生物に注目して、微生物が森林の中での ^{137}Cs の動きにどのような影響を与えるのかを調べました。土壌微生物には、^{137}Cs を蓄積するものが存在します。そのため、微生物が土壌中で ^{137}Cs の一部を取り込み、動きやすい状態に保っている可能性があります。そこで、1F 事故から 1 年後に、5 箇所の森林から性質の違う土壌（表面から 3 cm）を採取し、次のような実験を行いました。

まず、硫酸カリウムを用いて土壌から ^{137}Cs を抽出したところ、2.1 ～ 12.8% が離れやすい移動性の ^{137}Cs として取り出されました。その割合が高かった土壌は、粒子の細かな成分が多く、有機物に富む黒ボク土でした(図 1-17、森林 4 と森林 5)。次に、クロロホルムくん蒸によって微生物を死滅させてから、死滅した微生物の細胞と一緒に土壌から ^{137}Cs を抽出してみました。もし微生物が ^{137}Cs を保持しているならば、その分だけ取り出される ^{137}Cs が増えるはずでしたが、結果は変わりませんでした(図 1-17)。

この結果から、微生物による ^{137}Cs の取り込みは、鉱物など非生物成分による吸着と比べて、潜在的に移動しやすい ^{137}Cs の森林表土での保持においてあまり重要でないことが明らかになりました。自然環境での ^{137}Cs の動きや生物利用性に及ぼす土壌微生物の影響を更に詳しく理解するために、現在、微生物活動がより活発な季節での調査や、鉱物の少ない落葉層に対する調査を進めています。

本研究の一部は、文部科学省からの受託研究「東京電力株式会社福島第一原子力発電所の事故に伴い放出された放射性物質の分布状況等に関する調査研究」の成果です。

●参考文献

Koarashi, J. et al., Retention of Potentially Mobile Radiocesium in Forest Surface Soils Affected by the Fukushima Nuclear Accident, Scientific Reports, vol.2, no.1005, 2012, p.01005-1-01005-5.

1-9 水の安心のための浄水器
－放射線グラフト重合法によるセシウム捕集材の開発－

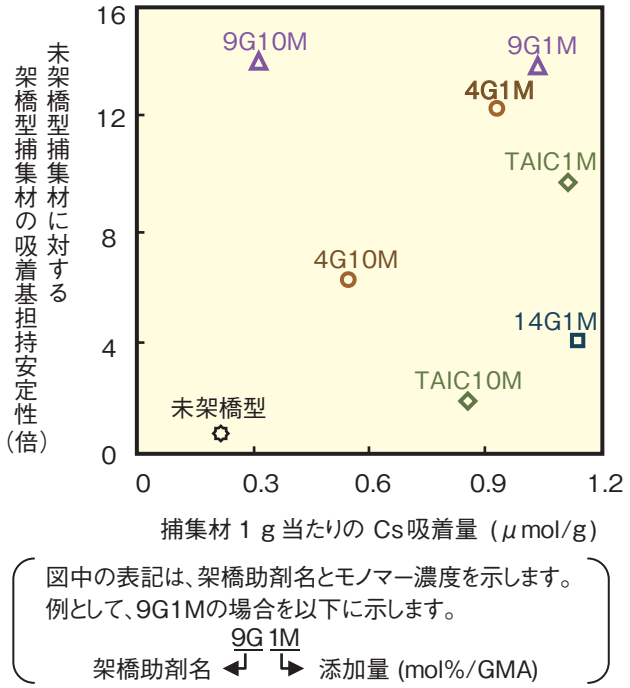


図1-18　改良型捕集材の性能評価
架橋助剤とその量を変えた場合の Cs 吸着量と捕集材の安定性（未架橋型捕集材の Mo 剥離量を架橋型捕集材の Mo 剥離量で除した値）の結果を示しており、右上に位置するほど、高性能な捕集材となります。

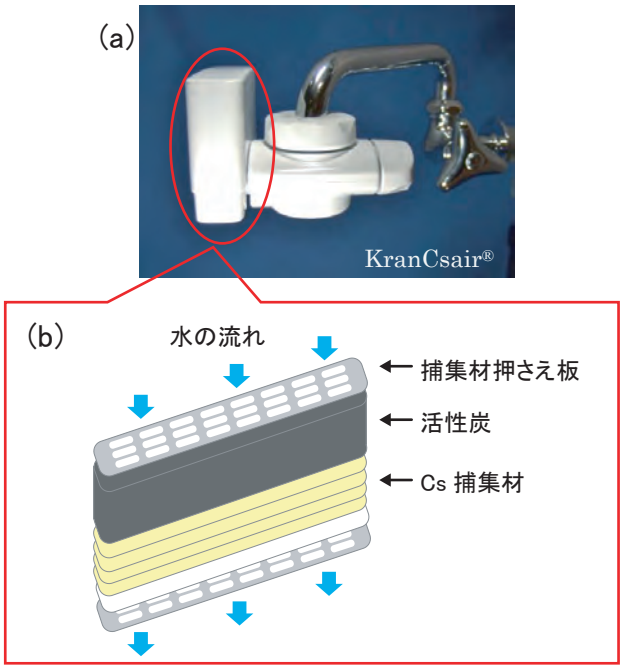


図1-19　(a) Cs 除去用浄水器と (b) カートリッジ内部構造の概略図
開発した捕集材を交換が容易なカートリッジに組み込んだ浄水器の商品化を進めています。現在は、福島県内でモニター試験を実施しています。

東京電力福島第一原子力発電所事故から２年余が経過し、生活圏内における可溶性の放射性セシウム（Cs）は、ほとんどが検出限界以下であり、溶存する場合においても極めて低濃度になってきています。しかし、環境省の 2012 年９月 11 日の発表では、避難指示解除準備区域を対象とした福島県の井戸水と沢水を水源とする飲料水のモニタリング調査において、436 箇所のうち６箇所から放射性 Cs が検出されたと報じられました。私たちは安心して生活できる水の確保が喫緊の課題と考えました。

私たちは、事故直後から、可溶性 Cs を吸着可能な吸着基としてリンモリブデン酸基をポリエチレン製の不織布に付与（担持）するために、γ線や電子線を用いる放射線グラフト重合法を活用し、除染材料（捕集材）の開発を行ってきました。その過程で、吸着基の担持安定性に問題が見つかり、それを向上させる必要がありました。そこで、捕集材合成時に架橋助剤としてトリアリルイソシアヌレート（TAIC），３種類のポリエチレングリコールジメタクリレート（4G，9G，14G）をそれぞれ添加することで、グラフト重合により導入したメタクリル酸グリシジル（GMA）側鎖に網目状構造（架橋構造）を付与した吸着基安定型の捕集材を合成しました。

合成した捕集材の性能を評価するために、50 μg/ℓ の安定性 Cs 溶液 50 mℓ に、15 mg（1 cm 角）の捕集材を入れ、24 時間浸漬攪拌して試験を行いました。その結果、架橋型捕集材は、未架橋型捕集材に比べ、Cs をより多く吸着し、吸着基であるリンモリブデン酸基（モリブデン（Mo）の剥離量で算出）の剥離がほとんどない捕集材に改良することができました（図 1-18）。

また、上記のような捕集材の改良により、食品衛生法，水道法の飲料水に関する監視項目を満たすことに成功し、捕集材を飲料水に適用できるようにしました。さらに、この Cs 捕集材を組み込んだカートリッジ式の浄水器（KranCsair®）（図 1-19(a)）を開発しました。Cs 捕集材は、カートリッジに充てんしており（図 1-19(b)）、定期的な交換が容易にできる構造となっています。今後は、この浄水器の商品化を目指し、福島県内で現在実施しているモニター試験を通して、最終的な製品仕様を決定していく予定です。

●参考文献
見上隆志, 柴田卓弥ほか, 電子線グラフト繊維を用いた上水用カートリッジフィルター, 設備と管理, vol.47, no.4, 2013, p.95-99.

1-10 福島県内における住民の被ばく線量評価
ー汚染の地域差と生活行動時間の個人差をどうやって評価に取り入れるかー

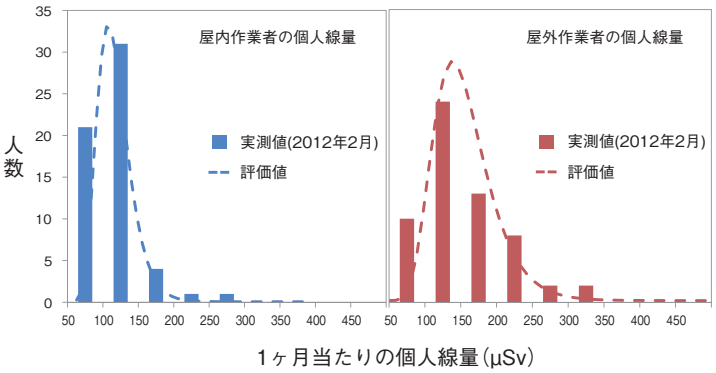


図 1-20　個人線量の実測値と評価値の比較
汚染の地域差と生活習慣の個人差を反映して、福島市内の屋内作業者と屋外作業者の被ばく線量を評価しました。個人線量の実測値と評価値を比較したところ、両者は良く一致しており、評価手法の妥当性を検証することができました。

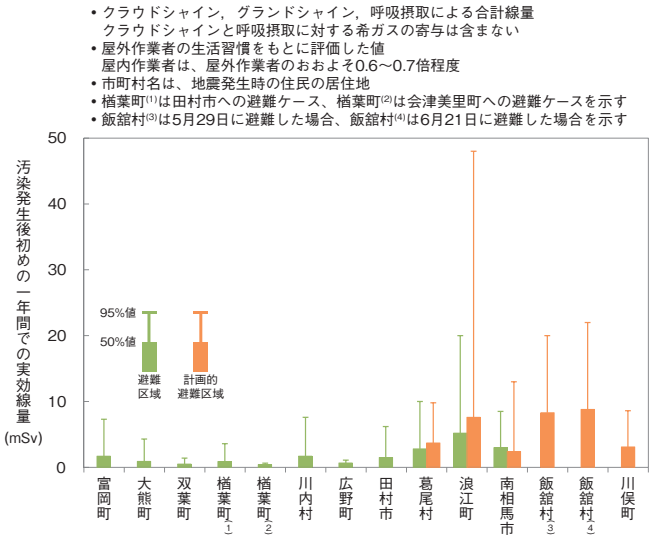


図 1-21　汚染発生後 1 年間での実効線量の推計値
避難区域及び計画的避難区域に含まれる多くの自治体において、汚染発生からの 1 年間で住民が受けた被ばく線量の推計値は 1 ～ 10 mSv 程度でした。遅れて避難した浪江町と飯舘村では、それぞれ 7.6 ～ 48 mSv 及び 8.3 ～ 22 mSv という推計結果でした。

東京電力福島第一原子力発電所（1F）事故によって、広い範囲で放射性物質による汚染が発生しました。事故の影響を受けた地域では多くの方々が生活を継続しており、日常生活を通じて放射線を被ばくする状況となっています。このような状況においては、住民の被ばくを適切に管理する必要があり、広範囲かつ多様な人々の被ばく状況を把握するための線量評価手法の開発が喫緊の課題となっています。

一般に、日常生活で受ける被ばく線量は、(1) 放射性核種濃度データや放射線量率データ (2) 被ばくに関連する生活習慣データを使って評価します。これらのデータには、平均値を使うこともできるのですが、その場合、一人一人の被ばく線量がどのくらい違うのかを把握することはできません。そこで、私たちは、汚染の程度や生活習慣の違いによって、同じ地域で暮らす住民の線量にどのくらいの違いが生じるのかを評価する手法を開発しました。

開発にあたっては、第一に、自宅の放射線量率を測定しました。第二に、外部被ばくに関連する生活習慣として、多様な職種の方々の協力のもと、屋内外における生活行動時間を調査しました。そして、線量率データと生活行動時間データの分布をそれぞれ定めて、これら二つの分布を組み合わせることで住民の線量を分布として評価しました。協力者には個人線量計の装着を依頼し、外部被ばくによる個人線量データも併せて整備しました。評価結果と個人線量データとを比較して評価手法の妥当性を検証することができました (図 1-20)。

さらに、開発した評価手法を用いて、避難区域と計画的避難区域からの避難者が、1F 事故発生後の 1 年間で受けた線量の範囲を評価しました。この評価では、複数施設への避難とその後の生活を通じて受けた被ばくが考慮されています。図 1-21 に、屋外作業者に対する線量評価の結果を示します。これらの区域に含まれる自治体の多くでは、屋外作業者に対する汚染発生後 1 年間での実効線量の範囲が 1 ～ 10 mSv となりました。汚染の発生後、遅れて避難した浪江町と飯舘村では、他の自治体よりも線量が高く、それぞれ 7.6 ～ 48 mSv 及び 8.3 ～ 22 mSv と評価されました。

本研究では、汚染の地域差と生活習慣の個人差を反映することで、科学的根拠に基づいて住民の被ばく線量の範囲を定量的に示すことができました。

●参考文献
Takahara, S. et al., Assessment of Radiation Doses to the Public in Areas Contaminated by the Fukushima Daiichi Nuclear Power Station Accident, Proceedings of International Symposium on Environmental Monitoring and Dose Estimation of Residents after Accident of TEPCO's Fukushima Daiichi Nuclear Power Station, Kyoto, Japan, 2012, p.212-220.

1-11 放射性セシウムを含む汚泥の安全な取扱いのために
－汚泥の処理・処分に伴う作業者及び公衆の被ばく線量評価－

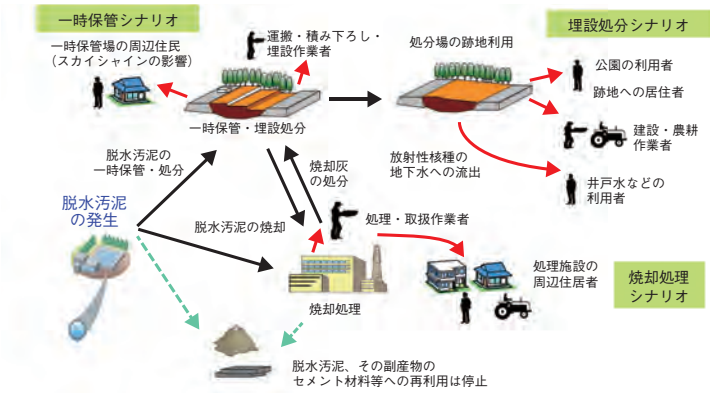


図 1-22　放射性セシウムで汚染した汚泥の処理・処分のシナリオ
汚泥に対する作業の実態や取扱い実績の情報を集め、既往のクリアランスレベルのシナリオや被ばく経路と比較しながら、汚泥の輸送作業，汚泥の焼却，一時保管における追加すべき外部・内部被ばく経路を特定し、シナリオの網羅性を確保しました。

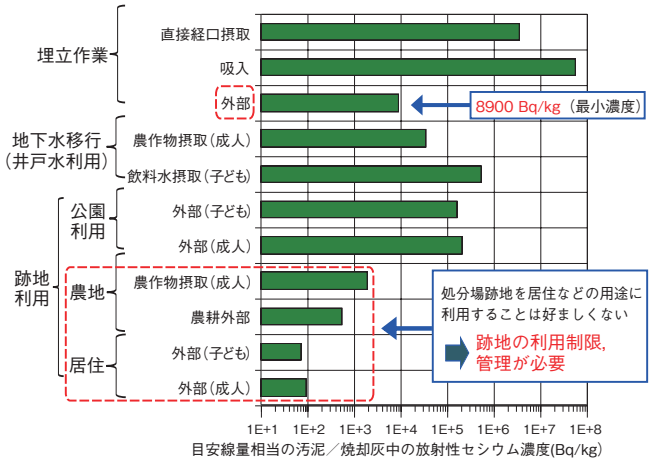


図 1-23　汚泥の処理・処分に係る安全確保のための限界放射能濃度の評価結果
汚泥に対する線量の解析から、主要経路の目安線量（汚染物の処理の経路に対し 1 mSv/y、処分後の経路に対し 10 μSv/y）に相当する濃度を算出した結果、最小濃度は 8900 Bq/kg となることを示しました。

東京電力福島第一原子力発電所（1F）事故に伴い大気中に放出された放射性物質は福島県を中心とした地域に拡散し、土壌や森林などの地表環境の汚染を生じさせました。さらに、放射性セシウムが付着した地表の土壌粒子が下水道や上水の取水域に流れ込み、終末処理や浄水処理の過程で汚泥に放射性セシウムが濃集し、高濃度の放射性セシウムを含む下水汚泥や浄水発生土が発生しました。こうした放射性セシウムを含む汚泥は、作業者や公衆への放射線に対する安全性を確保しつつ迅速に対処する必要がありましたが、1F 事故直後は汚染した汚泥の適切な管理方法を定める取扱い基準は定められていない状況でした。

そこで私たちは、放射性物質を含む汚泥の処理・埋設処分に関する取扱い方針の策定のための技術的情報を迅速に提示するため、汚泥の処理・埋設処分の作業者及び公衆の被ばく経路を想定した線量を解析しました。その解析結果から、原子力安全委員会が「東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故の影響を受けた廃棄物の処理処分等に関する安全確保の当面の考え方について（平成 23 年 6 月 3 日）」で示した 1F 事故の影響を受けた廃棄物の処理、埋設処分に対する線量の目安値を満足する、汚泥及びその焼却灰中の放射性セシウムの濃度を求めました。

具体的には、汚泥の一般的な処理・処分の実態が、評価実績のあるクリアランスレベル（放射能濃度が低く人の健康への影響が無視できることから、放射性物質として扱う必要がない濃度基準）のシナリオと多くの共通性があることに着目し、そのシナリオをベースに、汚泥に固有な被ばく経路を追加的に考慮することにより、網羅性と信頼性を担保したシナリオを極めて短期に設定しました（図 1-22）。また、より実態に則した解析のため、汚泥の取扱い及び処理施設の作業実態や施設等の処理実績の情報を収集し、各シナリオにおける適切なパラメータの設定を行いました。

汚泥及び焼却灰の処理・埋設処分の主要経路に対する評価結果を図 1-23 に示します。その結果、処分場跡地の居住などへの利用制限などを条件に、放射性セシウム濃度が 8000 Bq/kg 以下であれば汚泥の取扱いにおいて作業者や周辺住民の安全が確保できる見通しを示しました。

本検討結果は、国土交通省の指針「放射性物質が検出された上下水処理等副次産物の当面の取扱いに関する考え方」などの技術情報として活用されました。

●参考文献
武田聖司ほか, 高濃度の放射性セシウムを含んだ汚泥の処理・処分に伴う被ばく線量の評価, 保健物理, vol.47, no.4, 2012, p.247-259.

1-12 使用済燃料プール内の金属材料の腐食を防止する
－ヒドラジン添加による溶存酸素の除去効果の検証－

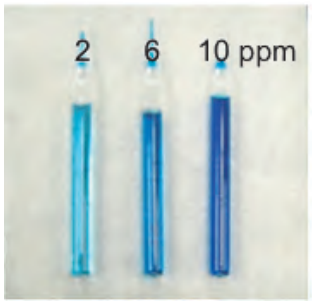


図1-24　溶存酸素濃度の分析例
水中の溶存酸素濃度が高いと青色の発色が濃くなります。

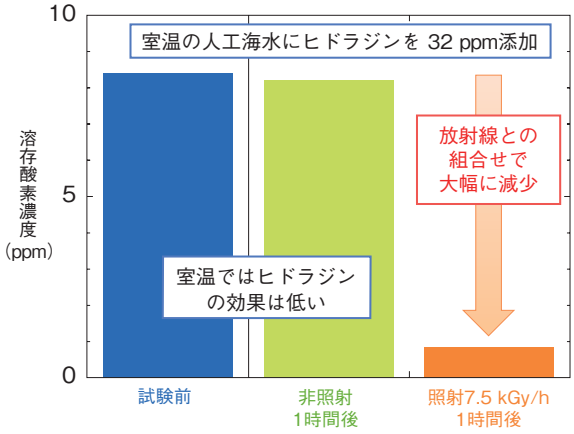


図1-25　γ線照射有り無しでの溶存酸素濃度の変化
ヒドラジンを添加した室温の人工海水にγ線を照射しました。放射線照射下では腐食作用のある溶存酸素が除去できました。

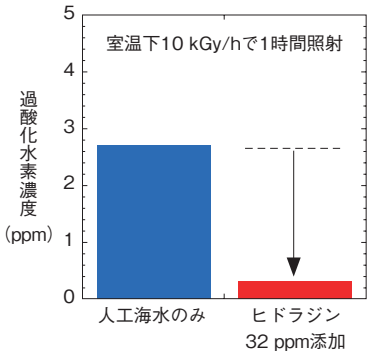


図1-26　ヒドラジンによる過酸化水素発生の抑制
水の放射線分解で発生し腐食作用のある過酸化水素の濃度が低下しました。

東京電力福島第一原子力発電所（1F）では、電源喪失により使用済燃料プール（燃料プール）の冷却が不十分となり、燃料露出を回避する緊急措置として1F2～4号機の燃料プールに海水が注入されました。

通常、燃料プールは精製水が循環し燃料プール内の金属材料が腐食する心配はありませんが、海水が混入した水では腐食が懸念されます。例えば、燃料プール内貼り材料のステンレス鋼では、局部腐食（孔食，すきま腐食）が進行した場合、プール水が燃料プールから漏れ出る可能性があります。

そのため1Fでは、腐食防止策として、腐食要因となるプール水中の酸素（溶存酸素）を取り除くために、高温ボイラー等で使用されている酸素除去剤（ヒドラジン）をプール水に注入しました。ただし、200 ℃を超える高温水環境ではヒドラジンとの反応により溶存酸素は容易に除去できますが、海水が混入した室温の水環境で除去できるかは分からない状況でした。また、使用済燃料は強い放射線を放出していますが、その溶存酸素除去への影響も分からない状況でした。

そこで、燃料プールの環境を人工海水とγ線（^{60}Co線源）を用いて模擬し、ヒドラジンによる溶存酸素の除去効果を評価しました。

ヒドラジンを32 ppm添加した人工海水に、室温にてγ線を7.5 kGy/hで1時間照射した後、発色試薬を用いて溶存酸素濃度を測定しました。この測定法では図1-24のように溶存酸素濃度に応じて発色が濃くなります。測定の結果、図1-25のように、γ線を照射しない場合、溶存酸素濃度はほとんど低下しませんでしたが、γ線を照射すると溶存酸素濃度は著しく低下しました。これより、海水が混入したプール水にヒドラジンを注入すれば、温度が低い条件でも使用済燃料から放出されるγ線により溶存酸素を除去できることが確認できました。また、水の放射線分解で生成する腐食作用のある過酸化水素もヒドラジンにより低減できることが分かりました（図1-26）。

本研究の結果から、ヒドラジン添加と放射線の作用により室温のプール水において腐食作用のある溶存酸素と過酸化水素を低減させ、燃料プール内の金属材料の腐食を防止する効果が期待できることが明らかになりました。

この研究成果に基づき、1Fでは燃料プール内の金属材料の腐食防止のためヒドラジン注入が継続されています。

●参考文献
本岡隆文ほか，ヒドラジンによる人工海水中の溶存酸素低減に及ぼすガンマ線の影響，日本原子力学会和文論文誌，vol.11，no.4，2012，p.249-254.

1-13 過酷事故時に生成する燃料デブリ特性
－燃料取出しに向けた模擬デブリ物性の検討－

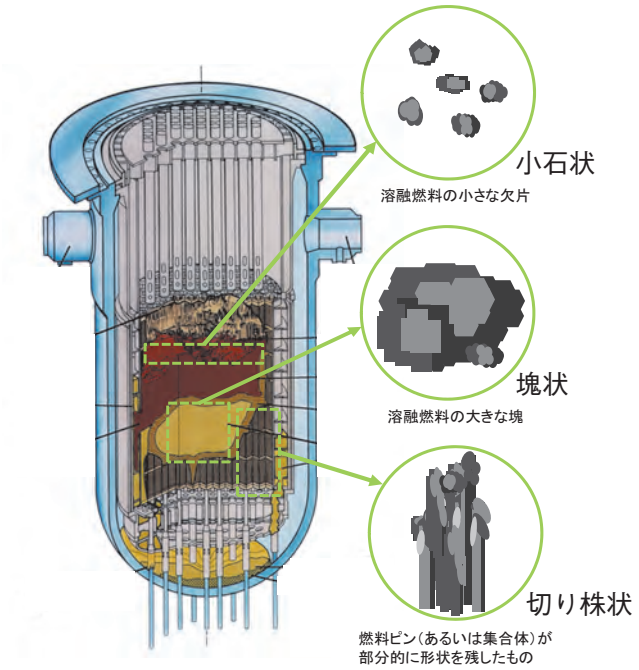


図 1-27　TMI-2 事故における燃料デブリのイメージ
TMI-2 事故で炉内に生成した燃料デブリは、小石状や大きな塊状，切り株状など部位によっていろいろな特徴のあるものとなりました。

図 1-28　取出し装置の分類
TMI-2 で利用された装置類をその原理によって 6 種類に分類できます。TMI-2 ではこれらの装置を用途（対象となるデブリの特徴）によって使い分けられました。

表 1-2　取出し装置の検討に必要となる燃料デブリ物性
加工性等を評価する物性を検討し、以下の物性を選定しました。

装置の分類*	形状	大きさ	密度	熱的性質			機械的性質		
				融点	比熱	熱伝導率	硬さ	弾性率	破壊靭性
(a)									✓
(b)							✓	✓	✓
(c)			✓	✓	✓	✓			
(d)	✓	✓	✓						
(e)	✓	✓	✓						
(f)					✓	✓	✓	✓	✓

*装置の分類については図1-28を参照

東京電力福島第一原子力発電所（1F）の廃炉に向けて、1～3 号機に生成していると考えられている溶融等により著しく破損している燃料や構造材などの混合物（燃料デブリ）の取出し作業は、2020 年頃に開始されることが計画されています。取出し作業の方法の検討や使用する装置類の設計や開発において、その対象となる燃料デブリの特性を早期に明らかにすることが求められています。

まず、私たちは、過去のシビアアクシデント事例である、米国スリーマイル島原子力発電所 2 号機（TMI-2）事故における燃料取出しに関する調査を実施しました。TMI-2 の燃料デブリには、粉状や小石状の比較的小さなものや溶融後に固化した大きな塊状のもの、燃料集合体の一部が破損している切り株状のものなどがあり（図 1-27）、これらの特徴に合わせて種々の取出し装置類が用いられたことが分かりました（図 1-28）。

一方、1F の炉内状況については、圧力容器底部が破損し、格納容器底部に落下した溶融燃料とコンクリートとの反応（MCCI）が起きたなどの TMI-2 とは異なる事象が想定されています。このような違いにより、1F の燃料デブリは、炉内の分布状況や成分などが TMI-2 と異なりますが、いずれも溶融セラミックスなどが固化して生成したものであることから、小石状，塊状など、TMI-2 と特徴が類似するものが生成した可能性が高く、基本的には TMI-2 と類似の装置類が使用できると推測しました。

TMI-2 で使用された取出し装置類を、打撃，せん断などの原理によって 6 種類に分類し、各々の分類において加工性等を評価するのに必要な物性について半理論式や実験データなどによって検討しました。その結果、これらの装置類の設計や開発に必要な燃料デブリの物性として、形状，大きさ，密度のほか、機械的性質のうち硬さ，弾性率，破壊靭性，熱的性質のうち融点，比熱，熱伝導率が重要と結論付けました（表 1-2）。当面の課題として、過去に蓄積データが少ない機械的な物性を中心にデータ取得を行っていく必要があります。これらの物性については、模擬デブリを用いて調査を行いますが、実デブリの測定も念頭に置き、ビッカース硬さ試験（硬さ），超音波パルス法（弾性率），IF 法（破壊靭性）など小片でも可能な方法により測定を実施していきます。測定した物性値を基に、装置開発等において利用される非放射性の模擬デブリ材料の提案を行っていく考えです。

●参考文献
Yano, K. et al., Direction on Characterization of Fuel Debris for Defueling Process in Fukushima Daiichi Nuclear Power Station, Proceedings of International Nuclear Fuel Cycle Conference (GLOBAL2013), Salt Lake City, Utah, USA, 2013, paper 8167, p.1554-1559., in CD-ROM.

1-14 高温の炉心に注水した海水から何ができるか
－燃料デブリと海水塩の高温反応生成物を調べる－

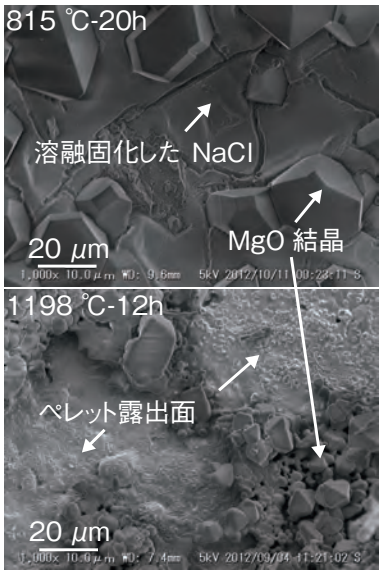


図 1-29　海水塩と加熱した $(U,Zr)O_2$ 模擬デブリペレット表面の二次電子像
815 ℃で加熱した際には溶融固化した NaCl と MgO 結晶が主要な塩成分残渣として表面に堆積しています。1198 ℃加熱後には MgO が主要な塩成分残渣になります。

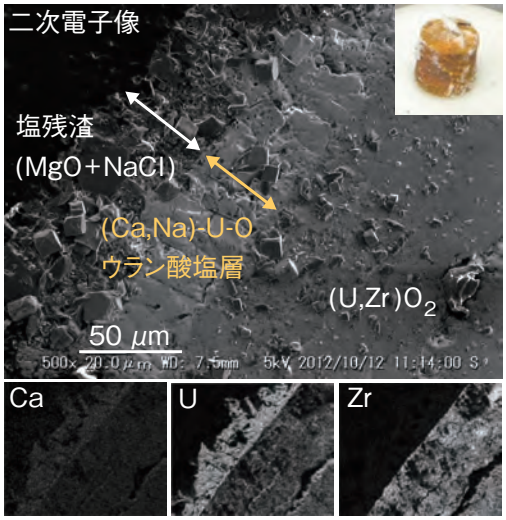


図 1-30　空気中 1002 ℃で海水塩と加熱した $(U,Zr)O_2$ 模擬デブリペレット断面の二次電子像と元素分布の X 線像
ペレット表面と塩成分残渣の間に、厚さ 50 μm 程度の緻密な (Ca,Na)-U-O 系ウラン酸塩層の生成を確認しました。

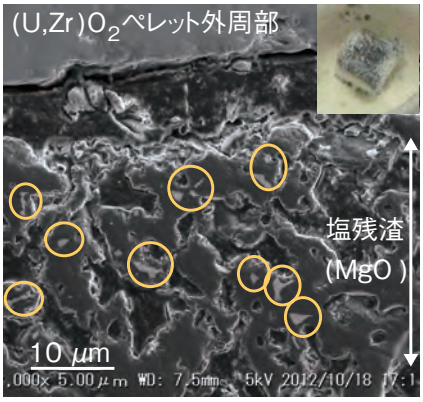


図 1-31　アルゴン中 1002 ℃で海水塩と加熱した $(U,Zr)O_2$ 模擬デブリペレット断面の二次電子像
ペレット表面の塩成分残渣中に、一時的に生成したウラン酸塩が還元されてできた $(Ca,U)O_{2+x}$ の微細な破片が分散しています（丸で囲んだ部分）。

東京電力福島第一原子力発電所事故では、炉心の緊急冷却のため海水が注水されました。溶融した燃料は圧力容器下部に堆積したと考えられますが、水面上に露出した高温の堆積物（燃料デブリ）表面では海水が蒸発し、塩が析出した可能性があります。この塩には NaCl のほか、Mg 塩化物及び硫酸塩, Ca 硫酸塩などが含まれます。燃料デブリの取り出しに向けた性状予測データ取得の一環として、デブリ取り出し時に付随する塩由来成分を明らかにするため、高温で海水塩とどのような化合物が生成するのかを調べる必要があります。そのため、ペレット状の $(U,Zr)O_2$ 模擬デブリを作製し、海水塩との高温反応試験を行いました。

まずアルゴン気流中で加熱したペレット表面の観察像を図 1-29 に示します。815 ℃で加熱した試料表面には、溶融固化した NaCl（融点約 800 ℃）のほか、Mg 塩が熱分解してできた MgO 結晶が見られます。より高温で NaCl は徐々に蒸発しますので、1198 ℃で加熱した際の塩残渣はほとんど MgO のみとなります。

次に空気中 1002 ℃で 12 時間加熱した試料の断面観察像を図 1-30 に示します。外観は特徴的な橙色であり、X 線回折測定と元素分析の結果から、Ca と Na のウラン酸塩層が表面に生成していることを確認しました。

一方、アルゴン気流中で加熱した際には、塩中の Ca がペレット表面へ固溶し、$(Ca,U,Zr)O_{2+x}$ となることを確認しましたが、その深さは 1198 ℃ -12 時間の加熱で約 5 μm と浅く、デブリの性状に大きな影響を及ぼす可能性は低いと考えます。ところが、図 1-31 に 1002 ℃で加熱した試料の断面観察像を示すように、ペレット表面の塩残渣中に、$(Ca,U)O_{2+x}$ の化学形をもつ微細な破片状粒子が分散していることを確認しました。これは硫酸塩の熱分解時に発生する SO_x ガスでウランが酸化されて一時的にウラン酸塩が生成し、その後保持している間に二酸化物固溶体に還元されたものです。

以上の試験結果から、燃料デブリ性状への海水塩の影響として、デブリには塩残渣の MgO が付随すること，高酸素分圧下ではデブリ表面にウラン酸塩が生成している可能性があること，低酸素分圧下ではウラン酸塩が還元された微細な破片が塩残渣中に含まれる可能性があることを明らかにしました。これらの成果は、デブリ取り出し方法の検討に加えて、臨界管理や計量管理手法の検討にも反映されます。

●参考文献
Takano, M. et al., High Temperature Reaction between Sea Salt Deposit and $(U,Zr)O_2$ Simulated Corium Debris, Journal of Nuclear Materials, vol.443, issues 1-3, 2013, p.32-39.

1-15 損傷・溶融した燃料の再臨界を防ぐために
－コンクリートを含む燃料デブリの臨界特性の検討－

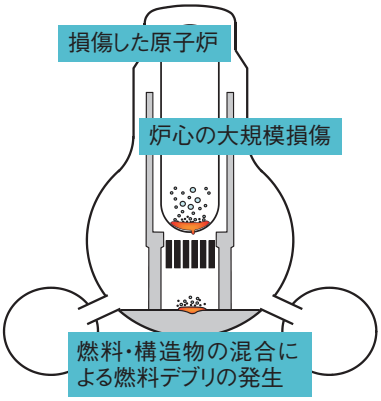


図 1-32　燃料デブリの発生
1F では、炉心の大規模な溶融が起きた結果、大量の燃料デブリが発生したと考えられています。

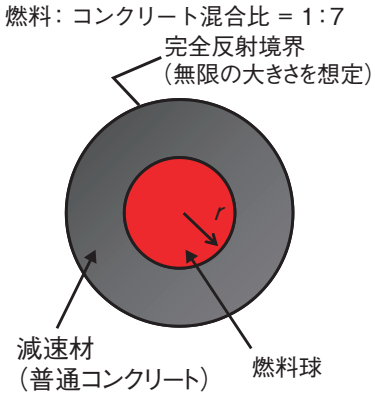


図 1-33　燃料デブリの解析モデルの例
燃料デブリは多様な組成が考えられますが、この例では、コンクリートの中に溶けた燃料が小さな球となって分散したモデルを検討しています。

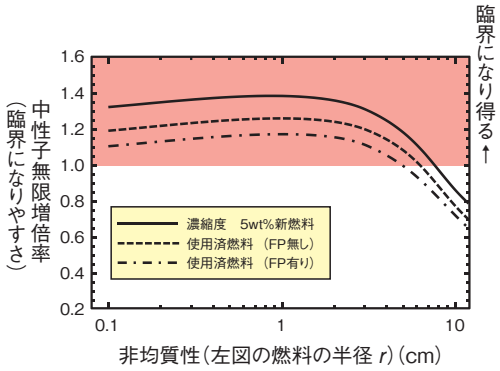


図 1-34　燃料デブリの臨界性の検討結果
左図のモデルの臨界性を検討した結果、この燃料デブリは広い範囲で臨界となり得ることが明らかになりました。このような物質は臨界とならないよう、慎重に管理することが必要です。

東京電力福島第一原子力発電所（1F）の 1 ～ 3 号機は運転中に東日本大震災に遭い、炉心の大規模な溶融が起きたと考えられています。この時、溶けた燃料が原子炉の構造材や炉心を格納している格納容器のコンクリート等を溶かし、これらと混合することで、様々な組成の物質が発生しました（図 1-32）。これを燃料デブリと呼びます。燃料デブリの量は各号機数 10 t に及ぶと推定されています。

現在、燃料デブリの大部分は未臨界であると考えられていますが、通常の燃料の最小臨界量が数 10 kg であることを考慮すると、今後の炉内状況の変化や、将来の燃料デブリ取り出し時の形状変化に対して、その一部が再臨界を起こすリスク（核分裂が連続して起こる臨界となる危険性）について慎重に検討することが必要です。しかし、通常の燃料の臨界性が、その性状が確定していることを前提として評価されるのに対し、燃料デブリは、その組成，形状をはじめ、多くの情報が今なお不明のままです。このため、今後燃料デブリの組成が判明した時に迅速に再臨界リスクを判断できるよう、あらかじめ多様なデブリの臨界性を評価し、臨界となる範囲を示した「臨界マップ」を作成しておく必要があります。

この要求に応えるため、私たちは、国内外の研究結果を参照しつつ、燃料デブリの情報を推定し、水分量や燃焼度をパラメータとして幅広い条件で臨界解析を進めています。

図 1-33 に示したのは、検討中の燃料デブリのモデルの一例です。格納容器のコンクリートと燃料が混合した条件を想定しています。

計算結果を図 1-34 に示します。図中、赤色とした部分が臨界のおそれがある領域であり、燃料－コンクリート混合物は広い範囲で臨界となり得ることが分かります。また、臨界量を評価した結果、数 100 kg ～数 t で臨界となることが分かりました。これは炉内の燃料デブリの数十分の一の量であり、臨界防止手段を講じる必要があることが分かりました。

そのほかにも、燃料とコンクリートが混合して水中に分散した体系，圧力容器の鉄が混ざった体系等、多種多様な条件の燃料デブリについて臨界性を検討し、その結果を臨界実験で検証することが必要です。私たちは今後も解析と実験の両面から検討を行い、どのような燃料デブリに対してもその臨界リスクを適切に判断できるよう、データを蓄積し、臨界防止技術，再臨界検知技術に反映していく予定です。

●参考文献

Izawa, K. et al., Infinite Multiplication Factor of Low-Enriched UO_2-Concrete System, Journal of Nuclear Science and Technology, vol.49, no.11, 2012, p.1043-1047.

1-16 ガンマ線を測定して溶融燃料中の核物質を計量
－随伴 FP ガンマ線測定による核物質量測定技術の開発－

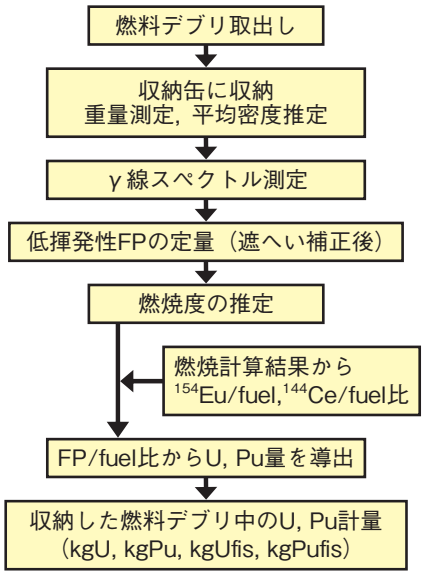


図1-35　γ線測定による核物質量測定フロー
燃料デブリを収納した缶の外側からγ線スペクトルを測定して求めた FP 重量と燃焼度計算から求めた核物質重量との比から核物質量を間接的に求めます。

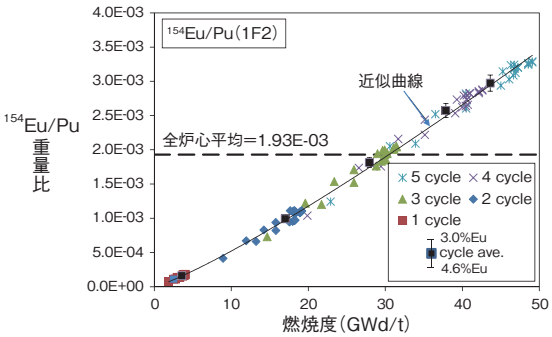


図 1-36　^{154}Eu 量と Pu 量との相関（1F2 号機の例）
^{154}Eu と Pu の生成比はほぼ燃焼度に依存します。

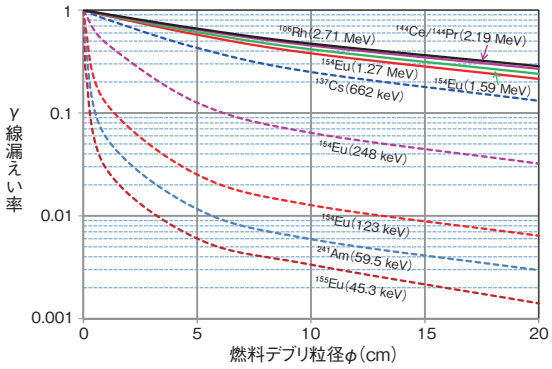


図 1-37　燃料デブリの大きさと漏えいγ線強度
高エネルギーγ線は、低エネルギーのものに比べ漏えいしやすいことが分かります。それでも大きな燃料デブリ内では漏えいされにくいため、全発生量を求めるために遮へい補正が必要です。

U や Pu が、平和利用目的以外に用いられていないことを担保し、国内･国際社会に対して示していくことは、東京電力福島第一原子力発電所（1F）事故においても求められます。私たちは、溶融した炉心燃料等（燃料デブリ）を炉心から取り出す際に、収納容器の外側からγ線スペクトルを測定することにより、含まれる U, Pu を定量する方法の適用性評価を行っています。

U や Pu 自身もγ線を放出しますが、核分裂生成物（FP）に比べエネルギー強度が弱く、燃料デブリから直接測定することは困難です。そこで、過酷事故の燃料溶融過程でも揮発性が小さく燃料デブリ内で U, Pu と随伴し、高エネルギーのγ線を放出する FP 核種に着目しました。セリウム（Ce）やユーロピウム（Eu）は、低揮発性を示す傾向が知られ、^{144}Ce や ^{154}Eu は 1 MeV を超える高エネルギーのγ線を放出します。実際にスリーマイル島原発事故時において、燃料デブリから放出される ^{144}Ce のγ線測定により、U, Pu 量の推定が行われた実績があります。

FP のγ線スペクトル測定による U, Pu 量の測定フローを図 1-35 に示します。このように燃焼度計算によって求めた 1F 事故時の FP と U, Pu 重量との比から、間接的に U, Pu 重量を求めるため、種々のパラメータの変動による FP と U, Pu 重量の影響を評価しました。例えば、図 1-36 に示すように ^{154}Eu と Pu の生成比は照射位置，水のボイド率によらず、ほぼ燃焼度に依存することを確認しました。

燃料デブリからのγ線を測定するにあたって、燃料デブリの自己遮へい、収納缶を含めた測定対象物のジオメトリーなどの影響を評価する必要があります。これまで、単純な球形モデルを使用し、燃料デブリの大きさ，組成，空隙率，密度，均質 / 非均質などをパラメータとした基本的な解析を行っています。500 keV 未満の低エネルギーのγ線は、燃料デブリの大きさ、組成に大きく影響されますが、1 MeV を超える高エネルギーのγ線は、それらの影響は比較的小さいことが予想されます。図 1-37 は、燃料デブリの大きさによる漏えいγ線の減衰率を示しています。燃料デブリの直径が 2.5 cm，10 cm でそれぞれ高エネルギーのγ線を放出する ^{154}Eu の場合でも、20％，50％程度の減衰が見られます。これら自己遮へいによる減衰を補正する必要がありますが、例えば、^{154}Eu から出る異なるエネルギーの特性γ線強度測定の差から補正する方法などを検討しています。

今後、収納缶を模擬したモデルによる解析、システム設計のための解析などを行い、本手法の適用性評価を継続するとともに核物質の計量管理に向けた精度向上のための開発を行っていきます。

●参考文献

Sagara, H., Tomikawa, H. et al., Feasibility Study of Passive Gamma Spectrometry of Molten Core Material from Fukushima Dai-Ichi Nuclear Power Station Unit 1, 2, and 3 Cores for Special Nuclear Material Accountancy－Low-Volatile FP and Special Nuclear Material Inventory Analysis and Fundamental Characteristics of Gamma-rays from Fuel Debris－, Journal of Nuclear Science and Technology, vol.51, issue 1, 2014, p.1-23.

1-17 炉心溶融の原因となった崩壊熱の分布を計算
－東京電力福島第一原子力発電所の炉内三次元崩壊熱分布の推定－

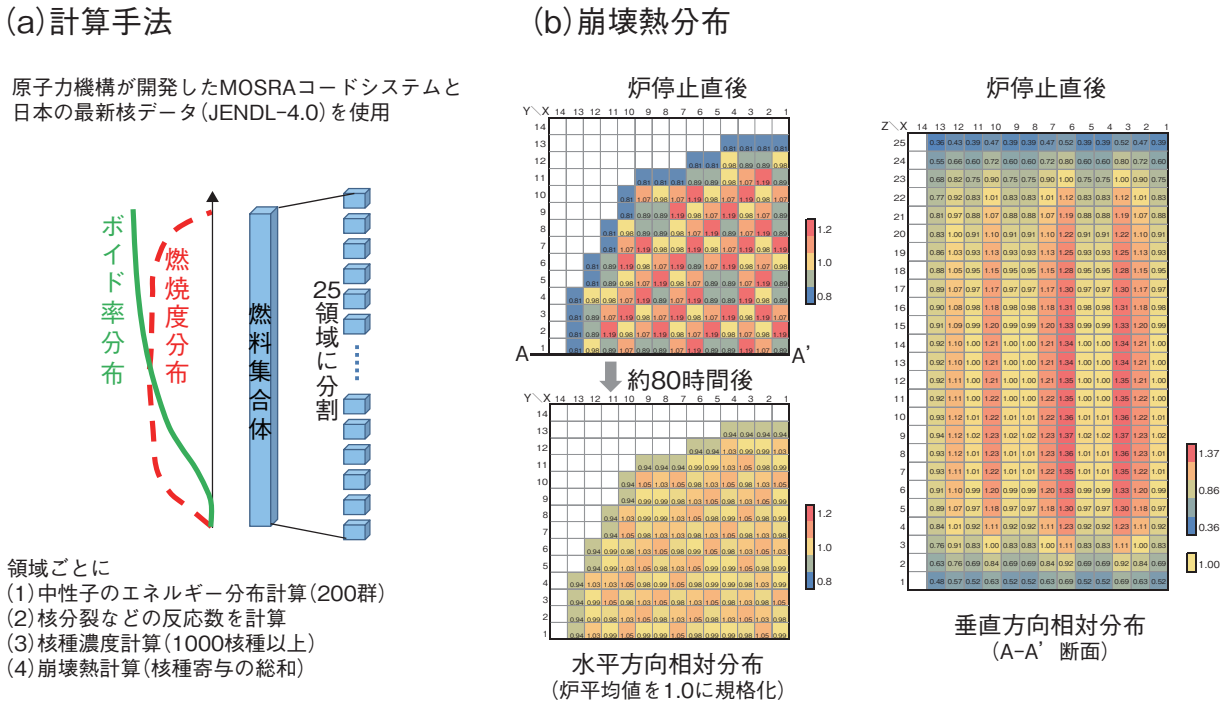


図1-38　崩壊熱分布の計算法と計算結果の例（1F2号機）
BWRの代表的な燃料装荷パターンを想定し、燃焼度とボイド率の分布及び詳細な中性子のエネルギー分布を考慮した核種生成量の計算結果に基づき崩壊熱の三次元分布と時間変化を計算しました。

原子炉が停止した後にも、燃料の核分裂により発生した核分裂生成物などが崩壊して放射線を出し、周りの物質に吸収されることにより熱が発生します。これを崩壊熱と呼びます。東京電力福島第一原子力発電所（1F）事故では、津波による電源喪失で原子炉の冷却機能が失われ、崩壊熱を除去できなくなったことが、炉心溶融の原因となりました。詳細な炉心溶融の進展を解明することは、溶融した燃料位置の推定や今後の原子炉の安全性評価に役立つ情報を得ることにつながります。

炉心溶融の進展を詳細に解明するためには、原子炉内の崩壊熱分布をより正確に予測するところから始まります。簡易な崩壊熱の近似式もありますが、それは、崩壊熱の炉内分布を与えず、その時間変化を必ずしも正確に評価できるものではありません。そこで、私たちは、原子炉内にどのような放射性核種がどれだけ存在し、それぞれの核種がどれだけのエネルギーを熱として放出するかといった、崩壊熱の発生原理に基づき、原子炉内部の三次元崩壊熱分布を計算するデータとコードを新たに開発し、これらを事故を起こした1F1～3号機の崩壊熱分布の推定に適用しました。この計算では、まず炉心の水平方向について燃料タイプや燃料交換領域に応じた4から5種類の領域に分割し、垂直方向には、ボイド率や燃焼度が異なる25領域に分割します（図1-38(a)）。これらの各領域について、事故に至るまでの運転条件に基づき、中性子のエネルギー分布や核分裂反応の数を計算し、炉停止直後における1000以上の核種に対し濃度分布を得ます。次に、領域ごとに得られた濃度に、崩壊定数や発熱定数などを乗ずることにより、目的とする崩壊熱分布を得ます。

図1-38(b)は、溶融が最も遅かった1F2号機の炉停止直後の崩壊熱分布と炉心溶融が起ったと考えられている約80時間後の崩壊熱分布の試算結果を示したものです。直後の崩壊熱分布は、運転時の出力密度に比例して生成する短寿命核種の発熱により支配的に決まるため、運転時の出力分布とほぼ同じ分布となりますが、時間が経過するとともに、崩壊熱分布は急速に平坦なものになることが分かります。崩壊熱は、溶融物質やこれに含まれる元素の移動の主要な原動力になるため、このような三次元崩壊熱の計算は、今後の炉心溶融の進展解明の他、炉内状況把握、炉外への放射性物質の放出率評価などに、有用な情報を与えることができます。

●参考文献
Okumura, K. et al., Nuclear Data for Severe Accident Analysis and Decommissioning of Nuclear Power Plant, Proceeding of the 2012 Symposium on Nuclear Data, November 15-16, 2012, Research Reactor Institute, Kyoto University, Kumatori, Japan, JAEA-Conf 2013-002, 2013, p.15-20.

1-18 福島事故の原因を探るにあたってのポイントは何か
ー福島事故に関する５つの事故調査報告書のレビューー

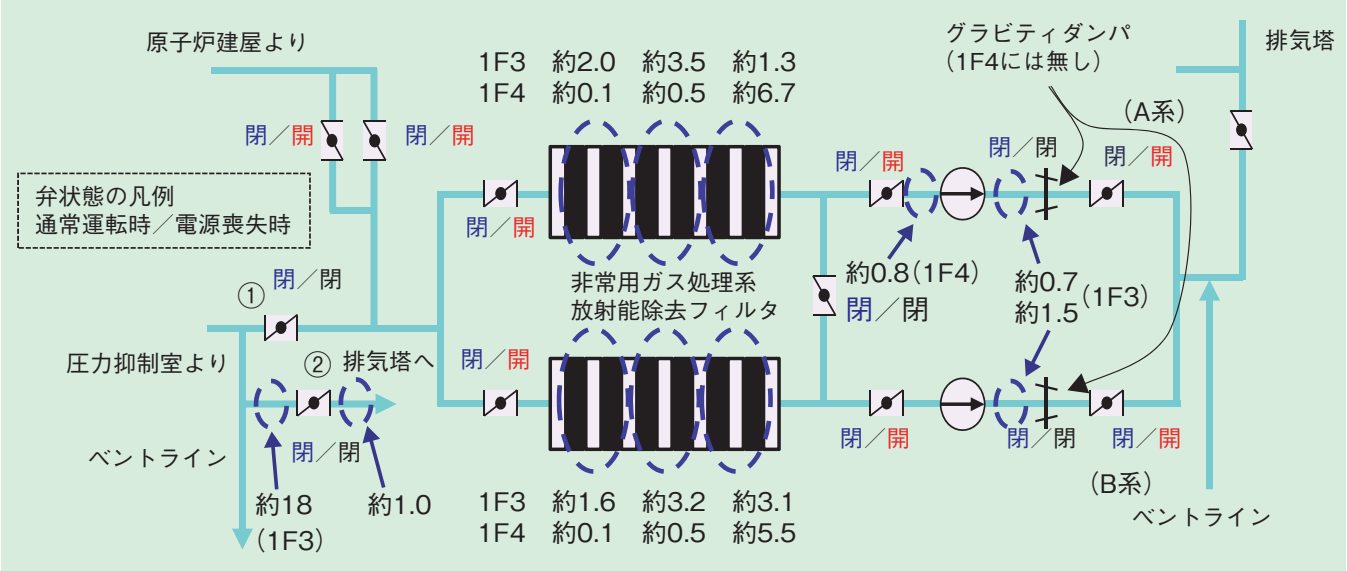


図1-39　1F3及び1F4非常用ガス処理系(SGTS)フィルタトレイン等に関する線量測定結果（単位: mSv/h）
(東京電力事故調査報告書の図を加工)
1F4原子炉建屋には、SGTSフィルタの線量測定結果から、1F3ベントラインから原子炉建屋に水素が流入したと推察されています。一方、1F3原子炉建屋に関して、SGTSフィルタの線量測定結果や図中の②の弁の前後の線量の違いから、ベントラインからの水素流入の可能性は低いとされていますが、1F3の中央部のフィルタの線量が最も高いこと、格納容器の圧力が設計圧を越えている時期はさほど長くはないことなどの状況を踏まえると、1F3建屋へのベントに伴う水素流入の可能性についても十分な検討が必要と考えられます。

2011年3月11日に発生した東京電力福島第一原子力発電所（1F）事故に関して、東京電力，政府，国会，民間有識者が独立した事故調査委員会を設置しそれぞれの立場から独自の視点で調査・分析を行い、報告書にまとめて公表しました。また、経済産業省原子力安全・保安院（当時）は、今後の原子力発電所の安全性向上に資するために、事故原因の分析を行い、その結果を報告書としてまとめました。

本検討では、今後の事故状況の調査や新たな規制制度の構築に役立つ情報として整理することを目的に、これら5つの報告書を技術的側面からレビューし、それぞれの調査結果における見解の相違等について分析するとともに、これらの報告書で十分に議論されていない課題等を明らかにしました。見解の相違は、非常用ディーゼル発電機が停止した理由，1F1(1号機～4号機を1F1～1F4)非常用復水器を手動停止した理由，1F1の原子炉減圧，格納容器の健全性とベント操作，水素の流入経路等に見られることを示しました。例えば、1F1及び1F3原子炉建屋の水素爆発は、格納容器からの直接的な漏えいにより流入した水素，1F4の水素爆発は1F3格納容器のベントの際に逆流した水素によるとされています(図1-39)。しかし、1F1及び1F3では爆発の前に格納容器ベントを行っており、また、1F3の非常用ガス処理系フィルタの線量測定結果(図1-39)から、ベントガス流入の寄与についても十分な検討が必要であることを指摘しました。

また、十分な議論がなされていない課題として次の項目を明らかにしました。

(1) 地震発生直後の1F1での操作に適用した運転手順書の適切性: 日本原子力発電株式会社敦賀発電所1号機の手順書との比較を通して当該手順書の妥当性の検証
(2) 非常用ガス処理系の弁の駆動源喪失に対する設計上の考え方: 弁の駆動源喪失に対して自動開(fail open)とするのか現状維持(fail as is)とするのかという設計思想の違いに関する検討
(3) 格納容器ベントラインの弁構成に関する考え方: 通常時閉の弁2個と破裂板を直列に設けたのは何故かに関する検討
(4) 格納容器冷却系の起動に対する考え方: 1F1及び1F2と1F3で対応が異なったことに対し手順書との適合性を含めてこれら対応の正当性についての検討

●参考文献
渡邉憲夫，玉置等史ほか，福島第一原子力発電所事故に関する5つの事故調査報告書のレビューと技術的課題の分析 事故の進展と原因に焦点を当てて，日本原子力学会和文論文誌，vol.12, no.2, 2013, p.113-127.

1-19 セシウムをより強く吸着するゼオライトの仕組み
－第一原理計算が示したゼオライトの構造と吸着性能の関係－

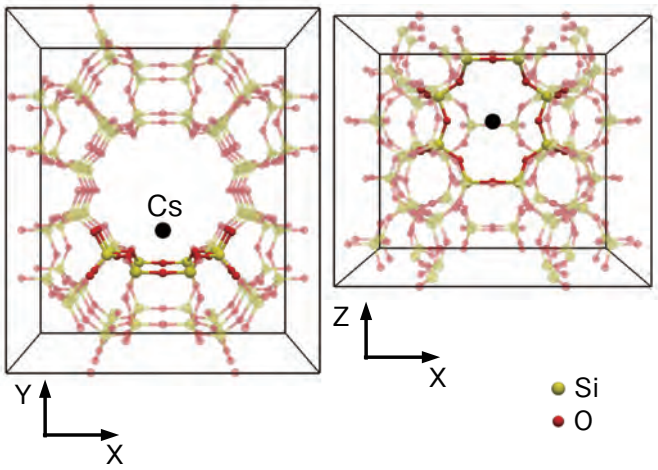


図 1-40　モルデナイトと呼ばれるゼオライトの結晶構造
モルデナイトは Si と O による骨組みを持っています。その中の Si の一部が Al に置換されることでセシウムイオン（Cs^+）を吸着することが可能となります。なお、濃く表示した部分は Cs の吸着部分で、図 1-41 にその部分での計算結果を示します。

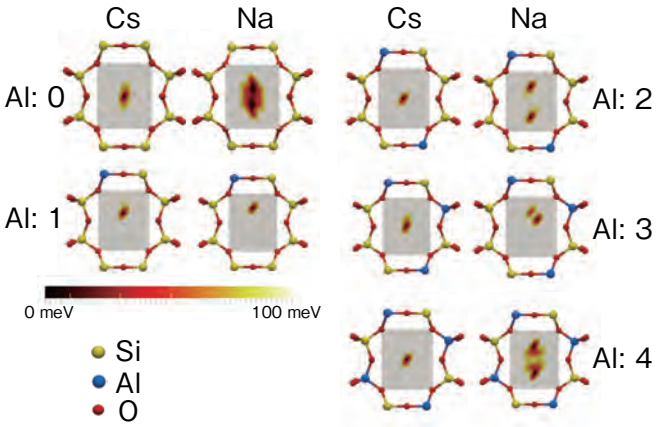


図 1-41　ゼオライトの Cs^+ 吸着部分での吸着エネルギーの分布
Cs が吸着する領域（図 1-40 にて濃く表示した部分）に注目し、そこでの Cs と Na の吸着エネルギーを Al の原子数を変化させて比較しました。「Al：」の後の数字が Al の原子数で、色の濃い部分は吸着エネルギーが小さいところです。

東京電力福島第一原子力発電所事故により、放射性セシウム（Cs）等を含む膨大な量の汚染水の処理が重要な課題となっています。現在は、吸着剤を用いて汚染水から Cs を除去していますが、その吸着剤のひとつとして有名な材料がゼオライトです。一言にゼオライトといっても、その種類は、数 100 種類あり、Cs をよく吸着するものもあれば、全く吸着しないものもあります。もし、今利用されているゼオライトよりも Cs をたくさん吸着し、脱離等の制御も容易なものが供給できれば、汚染水処理はより効率的に進むと考えられます。

望みの性能を持つゼオライトを開発するためには、まず Cs がどのように吸着するのかが分からなければ、開発の方針さえ立てることができません。しかし、Cs の吸着は、原子レベルのミクロな世界で起こっているため、そのミクロな吸着の仕組みを実験や観測という手段だけで迫るのは簡単なことではありません。こうして、ミクロなシミュレーションが吸着の仕組みの解明のための有力な手段となるのです。

これまでにも、Cs をよく吸着するゼオライトがどのような特徴を持っているかは、経験的には知られていました。しかし、なぜそれらの特徴を持つと Cs が吸着しやすいのかは、根本的には分かっていません。そこで、その原理を明らかにするために、Cs 吸着性能が高いゼオライト（図 1-40）に注目し、その構造内部での Cs の吸着エネルギーを詳細に計算しました。計算手法としては、電子レベルから計算するため最も信頼性が高い「第一原理計算」を用いました。その計算結果の一部を図 1-41 に示します。この図は、Cs が吸着した際のゼオライトのエネルギーを、その吸着点に対し色分けしたものです。エネルギーの最小点が分散している Na と比べて、Cs のエネルギー最小点は一点に集中しており、Cs をしっかりとその一点に固定するため、より強く吸着できることが分かりました。これらの計算から、Cs を吸着するゼオライトの特徴が根本から分かっただけでなく、これまでに知られていない特徴も発見することができました。このように、吸着に対する理解が深まることによって、高性能な吸着剤開発のための科学的指針を打ち立てることが可能となります。その指針を基に、吸着剤の開発が進めば、Cs の効率的除染やその他の放射性物質の処理にも広く貢献できると期待されます。

●参考文献

Nakamura, H. et al., First-Principles Calculation Study of Mechanism of Cation Adsorption Selectivity of Zeolites: A Guideline for Effective Removal of Radioactive Cesium, Journal of the Physical Society of Japan, vol.82, no.2, 2013, p.023801-1-023801-4.

1-20 セシウムと一緒に放射性のコバルトやマンガンを除去
－フェロシアン化物イオン添加法による廃液処理プロセス簡素化のための基礎試験－

反応前の汚染水とフェロシアン化カリウム溶液　　反応中の汚染水　　反応後の汚染水

図1-42　フェロシアン化物イオンの添加による廃液処理プロセス
汚染水にフェロシアン化物イオンを加えると、汚染水中の Co, Mn などの遷移金属と反応して沈殿物を生じます。この沈殿物が Cs を吸着するため、汚染水から放射性遷移金属と放射性 Cs が一緒に除去できます。

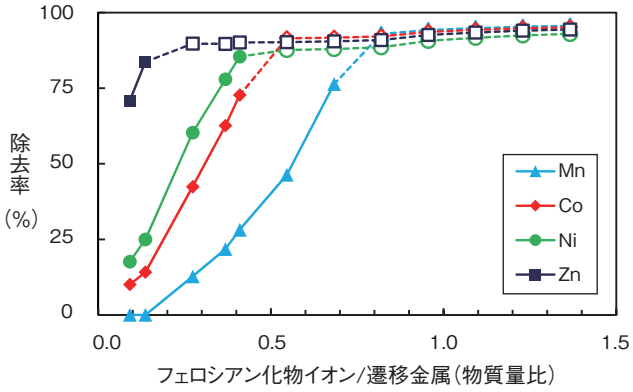


図1-43　遷移金属の種類による除去率の違い
遷移金属により除去しやすさに差があるものの、除去できることが分かりました（白抜きプロットは、分析可限値より算出）。

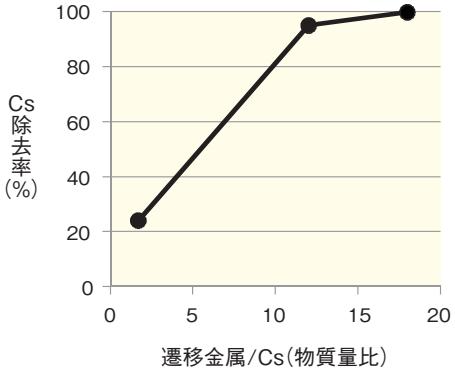


図1-44　Cs 除去率の増加
遷移金属比の増加と共に Cs 除去率が増加します。

東京電力福島第一原子力発電所（1F）では、原子炉冷却や地下水流入に伴い放射性物質に汚染された水が大量に発生し、施設内に滞留あるいは貯槽に保管されています。汚染水には放射性セシウム（^{137}Cs など）に加え、原子炉材料由来の放射性遷移金属（^{60}Co, ^{54}Mn など）が含まれています。

水溶液から放射性物質を除去する方法として、Cs に対しては不溶性フェロシアン化合物（HCF）による吸着法が、遷移金属に対しては鉄共沈法がよく知られており、1F でも、実際にこれらの技術が採用されています。

この吸着法は、HCF が Cs を優先的に吸着する特性を利用したものです。HCF は、遷移金属がフェロシアン化物イオンと反応（結合）してできた物質です。また、鉄共沈法は、Fe イオンを OH^- と反応させて沈殿を作ることにより、鉄と同じ化学的性質を持つ遷移金属も沈殿する原理を利用したものです。

私たちは、汚染水に含まれる遷移金属を利用して HCF を合成し、同時に合成した HCF で Cs を吸着する方法を検討しました（図1-42）。

まず、遷移金属とフェロシアン化物イオンとの反応のしやすさを調べました。遷移金属の種類により反応のしやすさに違いがありますが、遷移金属と同量以上のフェロシアン化物イオンを加えることで 90% 以上の遷移金属は HCF となり、汚染水から除去できることを確認しました（図1-43）。

次に、合成した HCF による Cs 除去における、遷移金属量と Cs 除去率の関係を調べました。遷移金属量が Cs の 12 倍のとき 95%、18 倍のとき 99% の Cs 除去率でした（図1-44）。

上述の結果のように、今回検討した方法によって、Cs と遷移金属の比が適当な範囲のとき、簡素なプロセスで放射性 Cs と Co, Mn を同時に比較的高い割合で除去できるポテンシャルが示されました。

1F での汚染水については、既にいくつかの方法で処理が進んでいますが、今回検討した方法は、Cs 除去作業により発生する廃液などにも応用が期待できます。

●参考文献
Takahatake, Y., Shibata, A. et al., Decontamination of Radioactive Liquid Waste with Hexacyanoferrate(II), Procedia Chemistry, vol.7, 2012, p.610-615.

1-21 原子炉建屋内の汚染の状況を把握する
ーコンクリートコアサンプルの分析による汚染の状態評価ー

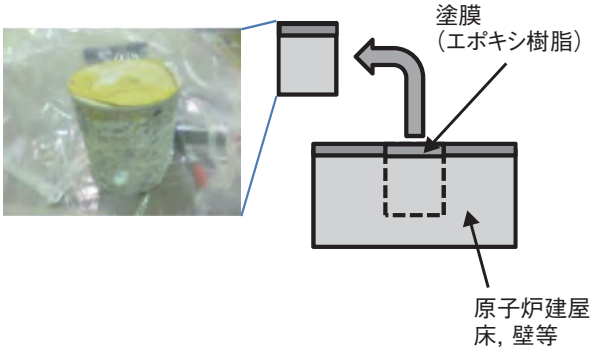


図1-45　コンクリートコアサンプルの外観
1F 原子炉建屋の床，壁等から採取された直径約 10 cm のコンクリートコアサンプルを分析しました。

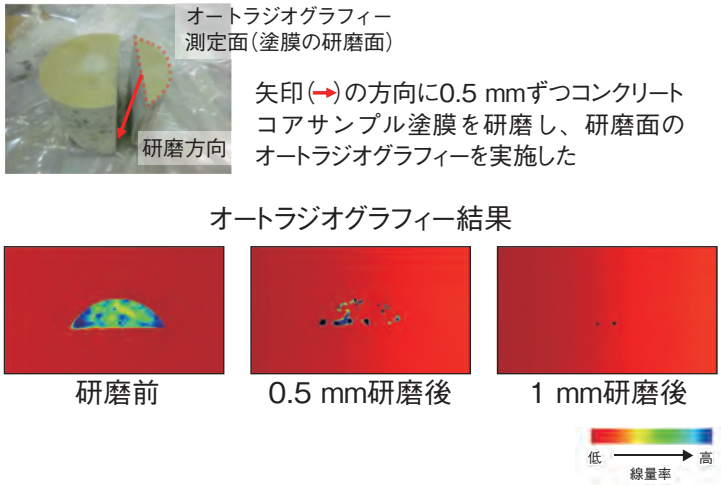


図1-46　放射性物質の浸透深さの分析
塗膜の研磨・研磨面のオートラジオグラフィーを繰り返し、放射性物質の浸透深さを評価した結果、1F2 号機から採取したサンプルにおいては、放射性物質は約 1 mm 深さまで不均一に浸透していることが分かりました。

東京電力福島第一原子力発電所（1F）の廃止措置に向けたデブリ取出し等に必要な原子炉建屋内作業での被ばく低減のためには、放射性物質で汚染され高放射線量となっている原子炉建屋内を遠隔で除染する技術を開発する必要があります。原子炉建屋内の遠隔除染を効果的に行うためには、汚染源となる放射性物質の種類，放射性物質の床や壁への浸透状態，汚染の建屋内での分布状況等の汚染の状況を把握することが必要です。特に、放射性物質の浸透状態を評価するためには、原子炉建屋内床，壁等の内部の詳細な分析を行う必要があります。そこで、1F 原子炉建屋内床及び壁からコンクリートコアサンプル（図 1-45）を採取して原子力機構大洗研究開発センター燃料材料試験施設に輸送し、これまでに培った照射済燃料等の高放射性物質の分析技術を適用して、α/γ 線スペクトロメトリー，オートラジオグラフィー等の各種の分析試験を行い、主に放射性物質の床や壁への浸透状態を評価しました。

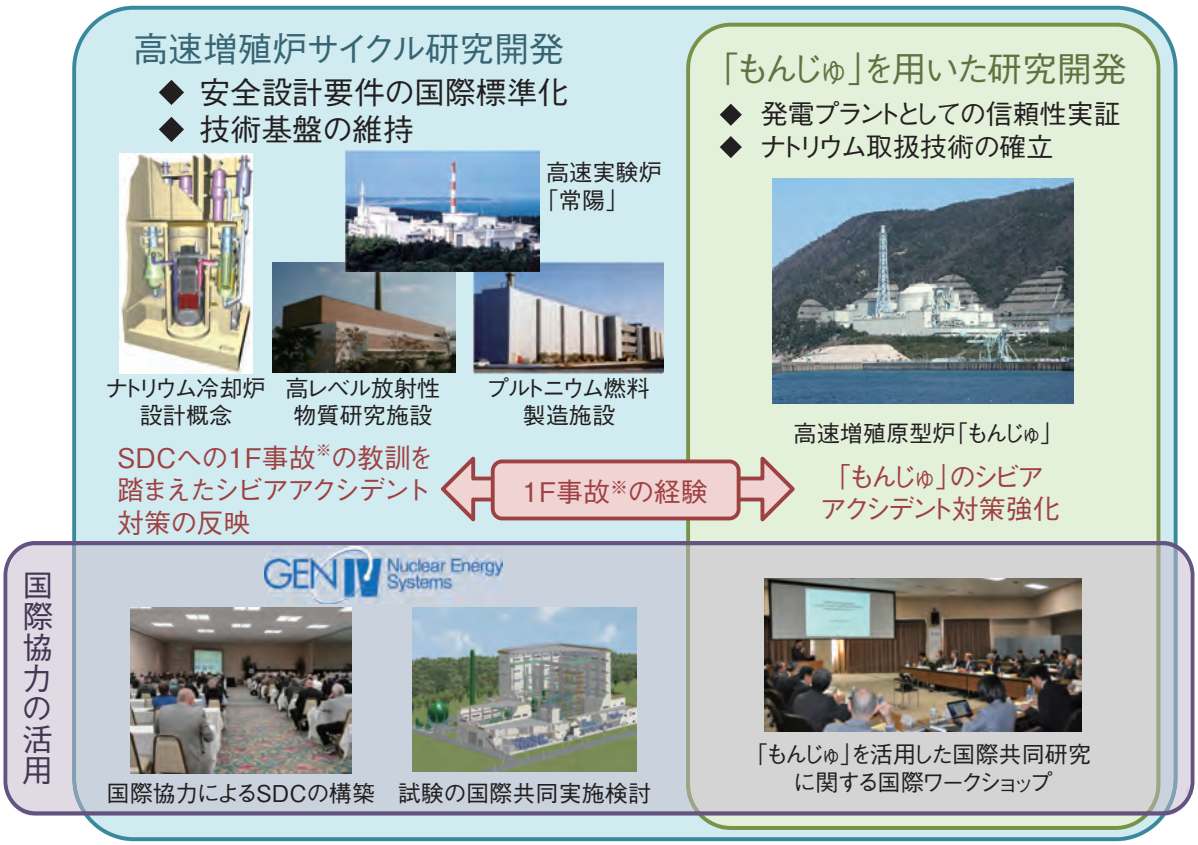
分析試験の結果、汚染源となる放射性物質の大半は ^{134}Cs 及び ^{137}Cs であり、その割合は号機によらず ^{134}Cs：^{137}Cs ＝ 2：3 であること（2012 年 8 月の分析時点における値）、放射性物質は原子炉建屋床の塗膜（厚さ 2.5 mm）に最大約 1 mm 深さまで不均一に浸透していること（図 1-46）等を明らかにしました。さらに、放射性物質の浸透深さが、1F1 号機及び 1F3 号機においては約 0.5 mm であったのに対して、1F2 号機では約 1 mm と号機間で異なっていたことから、研磨前のコンクリートコアサンプルの塗膜表面の水や弱酸による洗浄，剥離性の汚染除去剤等による汚染の除去試験を行い、その浸透状態を調べました。その結果、1F2 号機においては、塗膜表面の洗浄等のみにより約 1 mm 深さにまで浸透していた放射性物質の大半が除去されました。本結果は、放射性物質の塗膜内部への浸透が不均一であったことと合わせて考えると、放射性物質は、いずれも均一に放射性物質が浸透すると考えられる塗膜材料内部への浸入や塗膜材料との化学反応等ではなく、塗膜表面に不均一に分布する微小な傷等に入り込んだものであることを示唆していると考えられ、塗膜表面を除去しなくても洗浄等により比較的容易に汚染を除去できる可能性が示されました。

これらの結果は、除染手法選定や除染装置の実証試験条件設定等、遠隔除染計画の策定に反映されました。

●参考文献
Maeda, K., Osaka, M. et al., Results of Detailed Analyses Performed on Boring Cores Extracted from the Concrete Floors of the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant Reactor Buildings, Proceedings of International Nuclear Fuel Cycle Conference (GLOBAL2013), Salt Lake City, Utah, USA, 2013, paper 7403, p.272-277., in CD-ROM.

2 次世代原子力システム研究開発

高速増殖炉サイクル技術に関する研究開発



※1F事故：東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故

図2-1　高速増殖炉サイクル技術に関する研究開発の概要
国の政策が見直されるまでの当面の取組みとして、安全設計要件の国際標準化と技術基盤の維持を進めており、SDC の構築や安全性に関する試験の国際共同実施の検討など、国際協力を活用しながら研究開発を進めています。

原子力機構では、酸化物燃料を用いたナトリウム（Na）冷却高速増殖炉（FBR）、簡素化ペレット法燃料製造及び先進湿式法再処理を組み合わせた概念を主な対象として、電気事業者の協力も得つつ FBR サイクル技術の実用化を目指した研究開発を 2010 年度まで進めてきました。現在は、東京電力株式会社福島第一原子力発電所（1F）事故の影響により国の政策の見直しが行われていることを踏まえ、当面は国際協力を活用し 1F 事故の経験を反映しながら、安全設計要件の国際標準化や技術基盤の維持に必要な取組みに重点化した活動を行っています（図 2-1）。2013 年 5 月には、第四世代原子力システム国際フォーラム（GIF）において、私たちが提案した安全設計クライテリア（SDC）が承認されました。本章では、Na 冷却炉の特徴を踏まえた安全性・信頼性の向上及び燃料サイクルの技術基盤に関する成果について紹介します。

Japan Sodium-cooled Fast Reactor（JSFR）では、建屋に免震システムを採用すること、異常停止後の冷却に自然循環除熱を積極的に取り入れることで、地震・津波に対する高い耐性を確保しています（トピックス 2-1）。

冷却系の流量計測に採用する超音波流量計については、時間・空間的に変動が大きい流れに対しても良好な計測結果が得られる方策を見いだし、実プラントに適用可能な見通しを得ました（トピックス 2-2）。

炉容器内構造物の目視・体積検査を目的とした Na 中目視検査装置については、装置性能に影響するセンサ表面と Na の濡れ性に関して、現行の改善方策の妥当性を示すデータを得ました（トピックス 2-3）。

JSFR の構造材料として採用する 316FR 鋼と改良 9Cr-1Mo 鋼については、材料試験データの評価結果に基づき強度特性の定式化を行い、より信頼性の高い設計を可能としました（トピックス 2-4）。

蒸気発生器の安全性や保護の観点から重要な Na-水反応については、仏国 CEA との共同研究により試験を実施し、伝熱管破損時に発生する反応ジェットと伝熱管耐性への影響を評価しました（トピックス 2-5）。

燃料サイクルの技術基盤に関しては、ウラン・プルトニウム混合酸化物（MOX）燃料の熱伝導率などの物性値を大きく変化させる酸素と金属の元素数比を自在に制御することが可能となり、燃料製造や照射挙動評価に適用できるようになりました（トピックス 2-6）。

2-1　地震・津波に対する JSFR の高い安全性の追求
－自然循環崩壊熱除去システムの有効性評価－

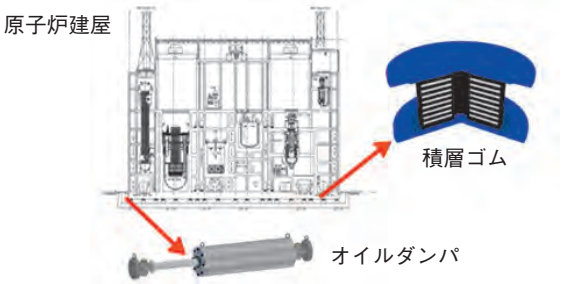


図 2-2　高速炉免震システム
原子炉建屋の下に積層ゴムを配置して、側面壁との間にオイルダンパを設置し、建屋に伝わる地震荷重を低減します。

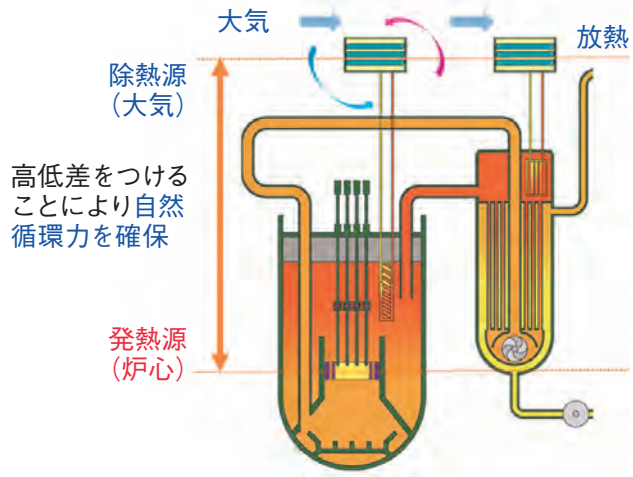


図 2-3　Na 冷却炉の自然循環崩壊熱除去
自然循環除熱では、動力電源を必要とせずに長期の冷却が可能です。JSFR では、3 系統の自然循環崩壊熱除去設備を備えています。

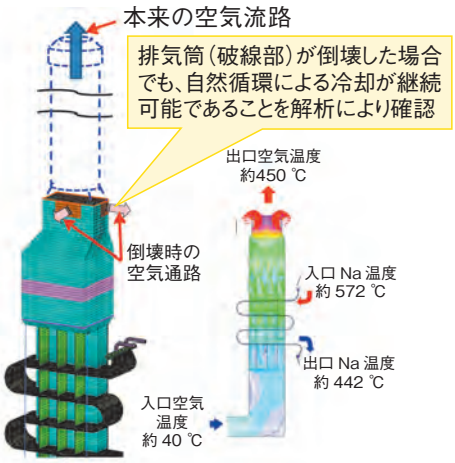


図 2-4　排気筒倒壊時の空気冷却器の冷却能力評価
3 本ある排気筒のすべてが倒壊する厳しい事象を想定しても、倒壊した根元の空気流路が 2 系統以上確保されている場合には、除熱が可能であることが分かりました。

Japan Sodium-cooled Fast Reactor（JSFR）では、原子炉建屋への免震システムの採用により（図 2-2）、東京電力福島第一原子力発電所で観測された揺れに対しても機器や配管の健全性を担保できる見込みです。続く津波に対しては、原子炉停止後に残留する崩壊熱を Na の自然循環により除去するシステムとすることで高い安全性を追求しています。

Na は沸点が高いため広い温度範囲で液体であり、熱伝導にも優れるため原子炉出入口温度差を大きくできます。このため、炉心と除熱源との高低差を付けることで、冷却材を密度差だけで自然に系統内を循環させて崩壊熱を除去することができ、最終的に空気冷却器から大気に放熱します（図 2-3）。JSFR は自然循環除熱を積極的に取り入れた完全自然循環式崩壊熱除去系を採用しているため、大きな電力が必要なポンプや空気ブロワ等の機器に頼らなくても、建屋内の非常用直流バッテリーで動作可能な空気冷却器出入口ダンパ操作だけで除熱できます。更に自然循環システムは、津波に対する交流電源確保の面でも利点があります。Na 冷却炉では、原子炉が異常停止した際、構造材を Na の急激な温度変化による衝撃から保護するために、ポンプ停止直後からしばらく適量の冷却材を流し続けなければならないため、従来プラントでは流量調整機器を素早く起動させることが必要でした。このため、非常用交流電源として、起動時間の早いディーゼル発電機が必要でした。ディーゼル発電機の冷却に海水が必要なため、取水設備を含む海水冷却系を津波から保護することが必須となります。JSFR では原子炉の異常停止後に自然循環に期待することで流量調整機器を必要としないため、非常用交流電源として空冷ガスタービン発電機を採用しています。このため、津波による海水冷却系喪失時にも非常用交流電源を確保し得る利点を有します。さらに、航空機落下により空気冷却器の排気塔が倒壊するような極めて厳しい事象を想定しても、倒壊した排気筒の根元と空気冷却器の伝熱部との高低差による空気の自然循環が期待できるため（図 2-4）、崩壊熱除去の継続が可能です。これらの成果を、JSFR をはじめとする第四世代 Na 冷却高速炉の安全設計要求に適合するプラント概念に反映していきます。

本研究は、経済産業省からの受託事業「発電用新型炉等技術開発」の成果の一部です。

●参考文献

Hayafune, H., Kato, A. et al., Evaluation of Severe External Events on JSFR, Proceedings of International Conference on Fast Reactors and Related Fuel Cycles; Safe Technologies and Sustainable Scenarios (FR13), Paris, France, 2013, paper INV-059, 11p., in USB Flash Drive.

2-2　時間・空間的に変動する流れを計測する
－高速炉用超音波流量計の開発－

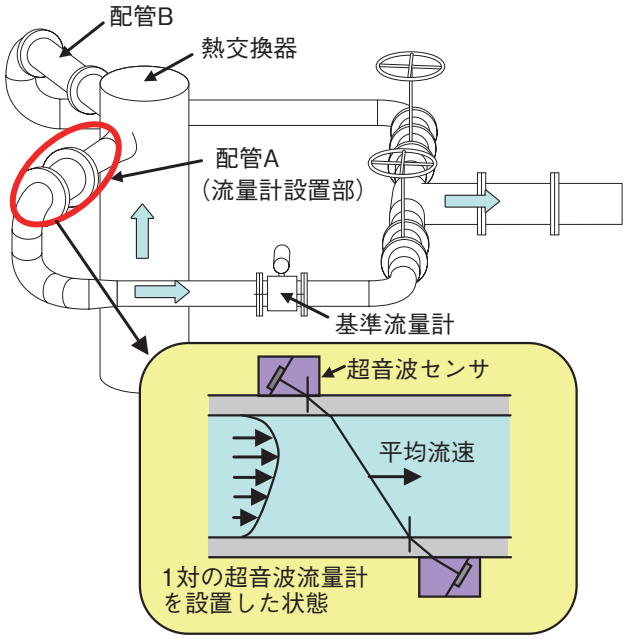


図2-5　流量計の試験装置
時間・空間的に変動する流れへの適用性を検討するために、流量計の設置位置，設置台数を変えて流量の計測を実施しました。

表2-1　高速炉の原型炉と実用炉の主要な仕様の比較
実用炉は、経済性を向上させるために、熱膨張が少なく、配管の引回しを短縮できる高クロム鋼を使用します。また、出口配管を2ループにするため、流速も速くなります。

仕様	原型炉	実用炉
電気出力	280 MW	1500 MW
配管材質	ステンレス	高クロム鋼
出口配管数	3	2
平均流速	約 6 m/s	約 9 m/s

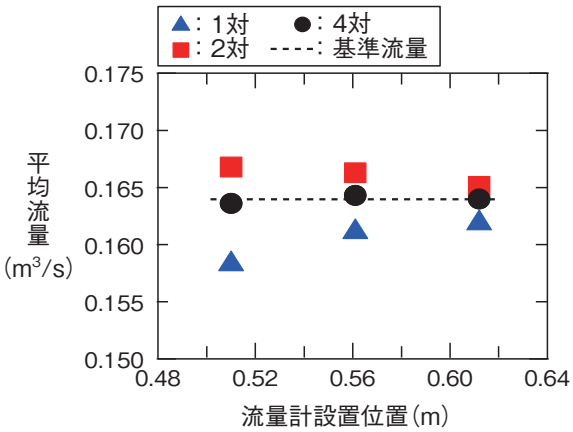


図2-6　流量計の設置位置，設置台数に対する計測特性
設置台数を4対にすることで設置位置に対する流量出力の依存性が小さくなり、基準流量計による流量と良好な一致を示しました。

高速増殖炉サイクル技術の実用化に向けた要素技術開発のひとつとして、冷却材である液体金属ナトリウムの流量計測技術を開発しています。開発要件に対する課題や調査結果を以下に示します。

表2-1に示すように、これまでに開発を進めてきた原型炉「もんじゅ」等、液体金属を使用する高速炉の流量計には、配管材質が非磁性体のステンレス鋼であることから電磁流量計が使用されています。それに対して、実用炉の配管材質は、経済性を向上させるために、配管の引回しを短縮できる高クロム鋼（磁性体）を使用することから、電磁流量計が使用できません。また、システムの簡素化により出口配管を2ループにするため、流速も速くなります。このように、流量計測部の配管の直管部が短く、かつ高流速であることから、従来より時間・空間的に変動が大きい流れの流量を計測することになります。この流動条件と高クロム鋼の配管に適用できる流量計を検討した結果、超音波流量計が最も適していると判断し、その適用性について調査しました。

図2-5に試験装置の概略を示します。試験装置は、実用炉と同程度の流速で水を流すことが可能であり、想定される時間・空間的に変動が大きい流れを模擬することができます。流量計は、熱交換器の出口部の配管A，Bに取り付けますが、流量計で計測される流量は、流量計の設置位置に依存しないことが望まれます。そこで、配管Aを用いて流量計の設置位置並びに設置台数（複数の流量計で計測された流量を平均化し、時間・空間的に変動する流れに対応）を変えて流量計測を実施しました。

図2-6に試験結果を示します。1対若しくは2対の超音波流量計で計測した場合、流量計の設置位置で出力される流量が変化することが分かります。それに対して流量計を配管周方向に90°間隔で4対設置した場合、流量計の設置位置に対して出力される流量の依存性が小さくなるとともに、基準流量計によって計測した流量と一致することが分かります。この結果より、時間・空間的に変動が大きい流れに対して、超音波流量計が適用できる見通しを得ることができました。

本研究は、エネルギー対策特別会計に基づく文部科学省から三菱FBRシステムズ株式会社への委託事業「高クロム鋼を用いた1次冷却系配管に適用する流量計測システムの開発」の一部として原子力機構が再委託を受けて実施した「信号処理技術の開発」の成果です。

●参考文献
平林勝ほか，高速増殖炉用超音波流量計の開発－多測線方式超音波流量計の適用性検証－，実験力学，vol.12，no.4，2012，p.391-397.

2-3 炉内構造物の可視化技術の向上を目指して
－USV センサ表面のナトリウム濡れ性実験－

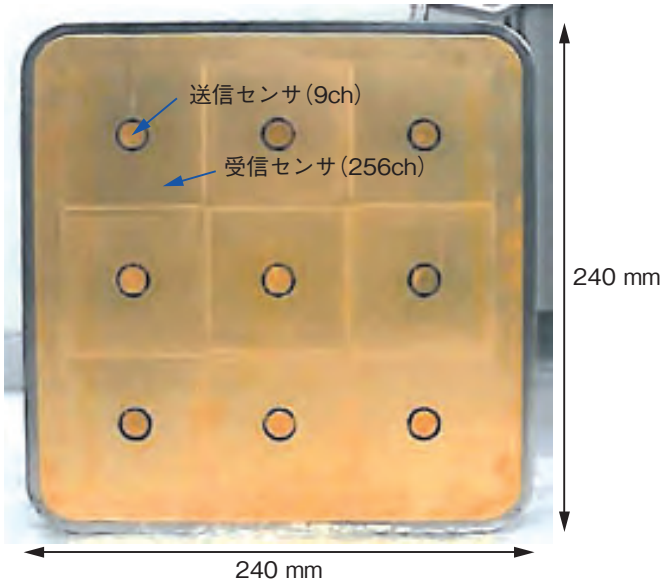


図2-7　USV センサの表面
USV センサと Na の接触を良くして、超音波受発信感度を向上させるために、センサ表面を金メッキ処理しています。

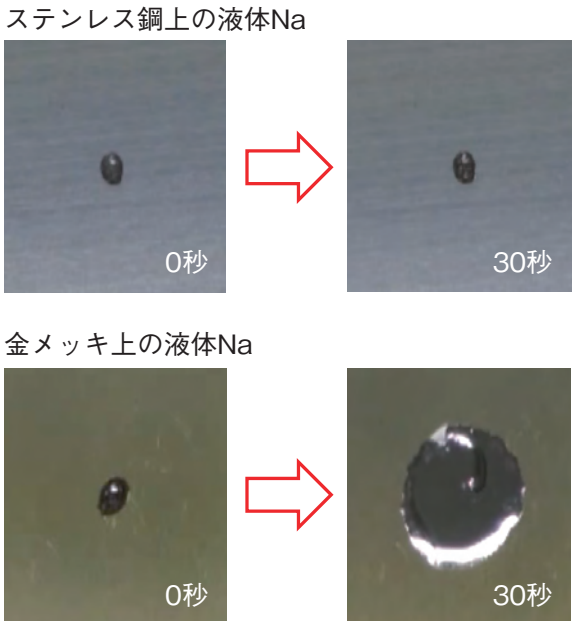


図2-8　メッキ処理による Na の濡れ性の向上
センサ表面を金メッキ処理することにより Na の濡れ性は格段に向上できることが分かりました。

高速炉で使われる液体ナトリウム(Na)は冷却材として多くのメリットを持っていますが、不透明なために原子炉容器内（炉内）を目視することは困難です。そこで私たちは炉内の構造物に異常がないか検査するために Na 中目視検査装置（Under Sodium Viewer: USV）を開発しており、その実用化のために必要なセンサ表面と Na の濡れ性の向上の研究を行っています。

USV は Na 中に超音波を発信し、炉内の構造物に反射した反射波を受信します。炉内の構造物の目視は、この超音波の受発信に要した時間を解析することで行います。そのため実用化には超音波の受発信感度を高めることが重要になります。これまでの USV センサの開発の知見を整理すると、超音波の受発信感度にはセンサ表面と Na の接触、すなわち濡れ性が重要となることが分かってきました。そのため、現 USV センサの表面には経験則から金メッキ処理を施して(図 2-7)、Na の濡れ性の改善を図っています。そこで、私たちは Na の濡れ性の更なる向上のために、様々なメッキ条件における Na の濡れ性を実験しました。

実験には、現センサで用いられている金(Au)，低融点金属のインジウム(In)，金と同じ貴金属のパラジウム(Pd)，下地として一般的なニッケル(Ni)を用いて、様々な組み合わせによるメッキ条件(例えば、In, Au の順で層状にメッキしたもの）で行いました。

その結果、Na の濡れ性（拡がり方）は表面のメッキ条件（特に表面のメッキの溶解度）で決まることが分かりました。図 2-8 はステンレス鋼表面で金メッキ処理の有無による Na の濡れ性の違いを示しています。Na を滴下すると、ステンレス鋼表面では全く濡れ拡がらないのに対して、金メッキ処理することで Na は濡れ拡がっています。

これはメッキの溶解度が高いほど、メッキと Na の界面でメッキの溶解反応が活発に起きるためです。本実験の中で、最も Na の濡れ性が向上したメッキは Au でした。これは、In, Pd, Ni と比べて、Au の溶解度は 25mol% と高いためです。

このことから、現 USV センサの金メッキ処理は Na の濡れ性を改善する方法として妥当であることが分かりました。

今後は、Na とセンサ表面の化学反応を使った濡れ性の向上方法や不純物の添加効果にも着目し、また理論的考察も加えて Na の濡れ性の検討を進める予定です。

●参考文献
Kawaguchi, M. et al., Reactive Wetting of Metallic Plated Steels by Liquid Sodium, Journal of Nuclear Science and Technology, vol.48, no.4, 2011, p.499-503.

2-4 JSME 高速炉規格における実証炉用材料の規格化
－ 316FR 鋼と改良 9Cr-1Mo 鋼の材料強度基準と高温構造設計基準の策定－

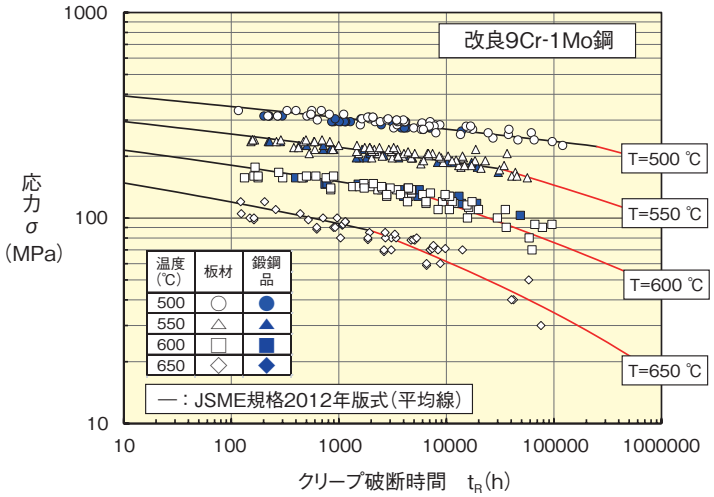


図 2-9 改良 9Cr-1Mo 鋼のクリープ破断時間と応力の関係
破断時間が 100000 時間（約 11.4 年）を超えるクリープ破断データを取得しました。その結果、応力が当該温度における 0.2% 耐力の 1/2 以上（黒線）と以下（赤線）で、破断時間と応力のグラフの傾きが異なり、長時間になるほど塑性変形の影響が小さくなると推測されました。

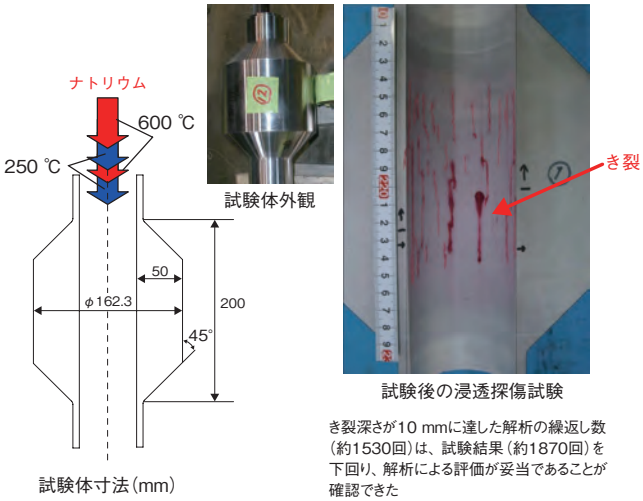


図 2-10 改良 9Cr-1Mo 鋼の Na 中構造物試験の例
厚肉の円筒試験体に対して高温（600 ℃）と低温（250 ℃）の Na を交互に流し込むことで熱荷重を発生させて破損させた試験であり、解析による破損評価が妥当であることを確認したものです。条件を変えた試験により、広い条件下で設計基準の持つ裕度を確認しています。

今後の高速炉では、従来にも増して信頼性を向上させると同時に合理的な設計を実現する必要があり、その鍵を握る構造材料について研究開発を進めてきました。現在設計研究中の高速実証炉では、機器に求められる高温強度や熱的特性に最も適合した材料を採用する観点から、原子炉容器等の材料には 316FR 鋼を、1 次主冷却系配管を含む冷却系全般には改良 9Cr-1Mo 鋼を採用する方針です。316FR 鋼は原子力機構が中心となり我が国で高速炉用に開発した材料、改良 9Cr-1Mo 鋼はオークリッジ国立研究所（米国）で開発されましたが高速実証炉への適用を目指して我が国で集中的に研究開発を実施してきた材料です。

高速実証炉の定格運転温度は 550 ℃程度であり、設計寿命は 60 年を指向しています。このような条件での設計を実現するために、高温で応力が継続的に負荷されるクリープ，熱応力が繰り返し負荷される疲労及びこれらが重畳するクリープ疲労などの負荷モードに関する材料試験データを取得し評価を行いました。例えば、加熱した試験片に重錘により引張応力を発生させることにより破断に至らしめるクリープ試験については、破断時間が 100000 時間（約 11.4 年）を超える長時間データを取得しデータベースを構築するとともに、力学的及び金属組織学的観点から分析を実施し強度特性の定式化を行いました。定式化にあたっては、316FR 鋼では高速炉の温度域での優れた特性を生かすこと、改良 9Cr-1Mo 鋼では応力レベルによって特性が異なる点（図 2-9）に着目した定式化を行いました。この結果、高温強度の目安として 550 ℃，300000 時間（約 34.2 年）のクリープ破断強度の評価値を高速原型炉に用いられていた材料と比較しますと、316FR 鋼では従来材である SUS304 鋼に比べて 1.7 倍、改良 9Cr-1Mo 鋼では同様に 2 1/4Cr-1Mo 鋼に比べて 2.3 倍に向上することが分かりました。また、これらの新たな 2 鋼種について、より実機に近い環境である Na 中でも構造物試験を実施し、従来の設計基準により信頼性の高い設計が可能であることを確認しました（図 2-10）。これらの結果により、高速実証炉の設計自由度を大きく拡大することができました。

この成果は、一般社団法人日本機械学会（JSME）発電用原子力設備規格 設計・建設規格＜第 II 編 高速炉規格＞ 2012 年版として規格化されました。

●参考文献
Asayama, T. et al., Creep-Fatigue Evaluation Methodologies and Related Issues for Japan Sodium Cooled Fast Reactor (JSFR), Procedia Engineering, vol.55, 2013, p.309-313.

2-5 日仏協力でナトリウムと水の反応の影響を探る
－蒸気発生器伝熱管のナトリウム水反応試験－

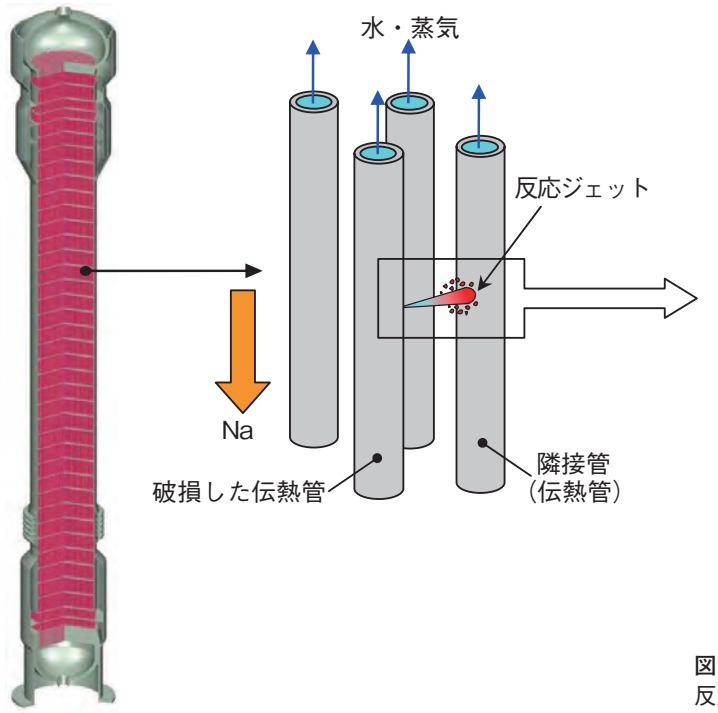


図 2-11　蒸気発生器と Na/ 水反応ジェット
蒸気発生器では伝熱管を介して Na と水で熱交換を行っています。伝熱管が破損してそのまま放置されると、反応ジェットにより近傍の伝熱管（隣接管）も損傷・破損します。

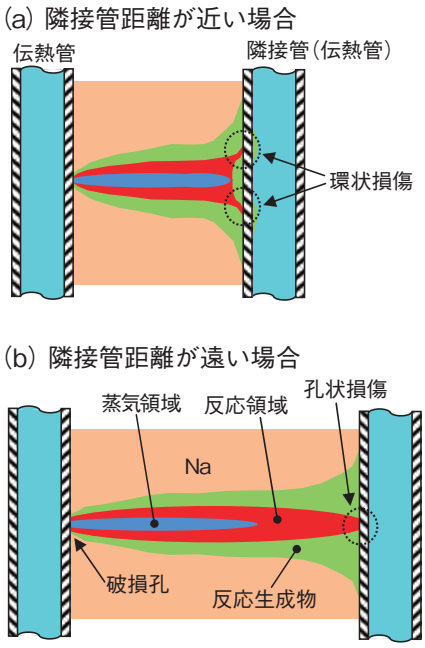


図 2-12　反応ジェットの様相と伝熱管（隣接管）の損傷
反応ジェットは、中心部には噴出した蒸気が存在し、その周囲が Na との反応領域です。(a) のように、距離が近い場合には、反応ジェットの反応領域が環状に伝熱管に衝突するため、損傷の形態も環状となります。一方、(b) のように、距離が遠い場合には、高温の反応ジェット先端の反応領域が隣接管に到達し、孔状の損傷が生じます。

高速増殖炉では、蒸気発生器にてナトリウム(Na)の熱を水に伝え蒸気を作り、タービン・発電機を駆動するシステムとなっています。蒸気発生器の内部には、多数の伝熱管が組み込まれており、管の外側を Na が、内側を水・蒸気が流れて熱交換しています(図 2-11)。

この伝熱管が破損した場合、高圧の水・蒸気が Na 中に噴出して Na と水が反応し、これに伴い高温腐食性の反応ジェットが生成されます。この反応ジェットが近傍の伝熱管（隣接管）に衝突し、そのまま放置されると、隣接管に損傷を与えます(図 2-11(右))。これを防止するために、Na 側の圧力の変化や反応に伴って発生する水素濃度を常時監視し、Na/ 水反応が発生した場合には、直ちに伝熱管内の水・蒸気を抜いて、反応ジェットを終息させ、伝熱管（隣接管）の破損を防止する仕組みになっています。

この仕組みを確実なものとするために、反応ジェットに対する伝熱管の耐性を調べることが必要です。伝熱管の耐性は、水・蒸気の噴出量，隣接管までの距離，Na 温度に依存します。したがってこれらの影響を把握するためには、上述の種々の条件を変えて伝熱管耐性データを取得しなければなりません。日本と仏国では、これまでそれぞれ単独で試験を行い、耐性データを蓄積してきました。しかし、このたび両国で協力し役割分担して試験することで、効率的なデータ取得を行うこととしました。

試験装置は、私たちの Na/ 水反応試験装置を用いました。この装置は、蒸気発生器の内部と同じ環境（～500 ℃，～ 18 MPa）を作り出し、様々な条件で試験できます。一方、伝熱管は、仏国 CEA で製作し、この試験装置の Na 容器内に設置しました。そして、ノズルから水・蒸気を伝熱管に噴射し、反応ジェットにより伝熱管を貫通破損させ、貫通するまでの時間を計ることで伝熱管の耐性を調べました。また、伝熱管の損傷形状や反応ジェットの温度分布から、反応ジェットの形態も評価しました。図 2-12 は一例として、異なる距離での反応ジェットの様相と、伝熱管の損傷状況の関係を示したものです。

この共同研究においては、今後も数年間にわたって試験を継続する予定です。実験結果は伝熱管の耐性データベースの蓄積・拡充に当てられ、両国の蒸気発生器の安全の向上に反映していきます。

●参考文献

Beauchamp, F., Nishimura, M. et al., Cooperation on Impingement Wastage Experiment of Mod. 9Cr-1Mo Steel using SWAT-1R Sodium-Water Reaction Test Facility, Proceedings of International Conference on Fast Reactors and Related Fuel Cycles; Safe Technologies and Sustainable Scenarios (FR13), Paris, France, 2013, paper IAEA-CN-199-119, 10p., in USB Flash Drive.

2-6 プルトニウム燃料の酸素量を自在に制御する
－酸素ポテンシャルの測定と燃料技術への適用－

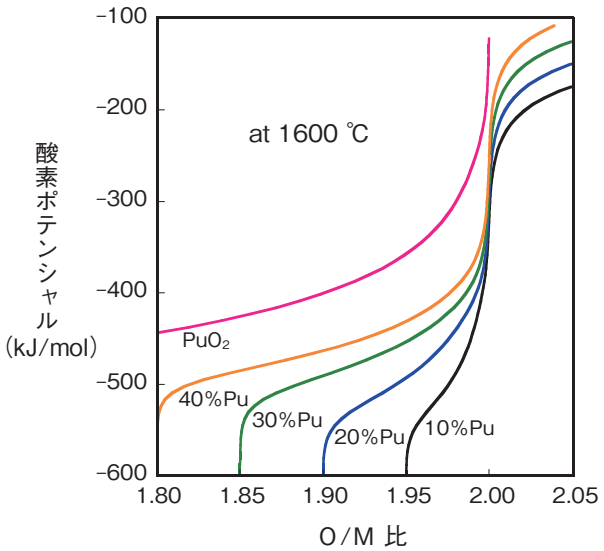


図2-13　MOX 燃料の酸素ポテンシャルと O/M 比の関係
酸素ポテンシャルが低くなるほど O/M 比は低下します。様々な Pu 富化度の MOX について、酸素ポテンシャルと温度をコントロールすることにより、O/M 比を制御することが可能です。

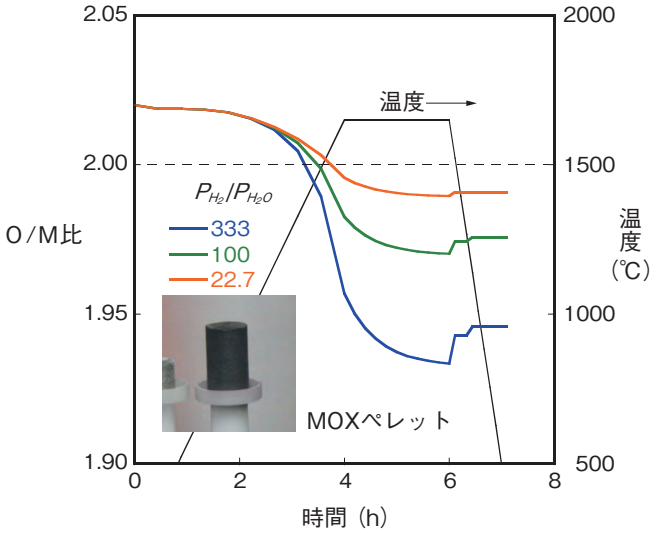


図2-14　30% Pu 含有 MOX ペレットの焼結中の O/M 変化
雰囲気中の水素 / 水分比（P_{H_2}/P_{H_2O}）を調節することによって、熱処理中に到達する O/M 比が変化します。水素 / 水分比＝ 333 では、O/M 比がおよそ 1.94 まで低下します。

高速炉燃料として用いられるウラン・プルトニウム混合酸化物（MOX）は、酸素と金属の元素数比（O/M 比）が 2 で定比組成となる蛍石型構造を有しています。この物質の特徴のひとつとして、結晶内の酸素量が変化しても安定であることです。すなわち、O/M 比が、定比組成の 2 からずれても、蛍石型構造は、広範囲で安定に存在することができるのです。UO_2 は常温では、余剰酸素により 2 より高い O/M 比をとりますが、Pu を含有させると、酸素欠陥が形成し、O/M 比が 2 より小さい値もとることができるようになります。O/M 比の変化は、燃料特性に影響する熱伝導率などの物性値を大きく変化させるため、O/M 比を制御することが重要となります。

O/M 比は、温度（T）と酸素分圧（P_{O_2}）で決まるため、それらの関係を知る必要があります。本研究では、熱天秤によるガス平衡法を用いて MOX 燃料の酸素ポテンシャル（ΔG_{O_2}）測定を実施してきました。酸素ポテンシャルは、MOX 中の酸素の化学的安定性を示す熱力学的な量で、(1) 式で表すことができます。

$$\Delta G_{O_2} = RT \ln P_{O_2} \quad \cdots \quad (1)$$

ここで、R はガス定数です。雰囲気制御には水素－水分系のガスを用いました。この系では $H_2O \Leftrightarrow H_2 + 1/2O_2$ の化学反応によって酸素分圧（P_{O_2}）が決まるため、水素 / 水分比（P_{H_2}/P_{H_2O}）を調節することによって、酸素分圧の制御が可能です。これまでに 1000 点以上のデータを取得・評価し、酸素ポテンシャルを O/M 比，温度，Pu 含有率を関数として表現する式を導出しました。この式を用いて、雰囲気中の水素 / 水分比の調整により、O/M 比を精度良く制御する技術を開発しました。

図 2-13 には、1600 ℃における MOX 燃料の酸素ポテンシャルと O/M 比の関係を示します。図を見ると、Pu 含有率が高くなるほど、酸素ポテンシャルが高くなることが分かります。酸素ポテンシャルの評価技術を燃料製造や照射挙動評価などの燃料技術に適用することによって、様々な現象を理解し、コントロールすることができるようになります。図 2-14 に、水素 / 水分比をパラメータとして焼結を行った場合の 30% Pu 含有 MOX ペレットの O/M 変化を示します。水素 / 水分比によって O/M 比が変化することが分かります。また、照射挙動評価では、燃料ペレット内の核分裂生成物の化学的安定性評価などに適用できます。

●参考文献
Kato, M., Oxygen Potentials and Defect Chemistry in Nonstoichiometric (U,Pu)O_2, Stoichiometry and Materials Science －When Numbers Matter, 2012, p.203-218.

3 地層処分技術に関する研究開発

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、何万年にわたって人間の生活環境から隔離しておくための対策として、最も安全で実現性の高いオプションです。今後の原子力政策によらず放射性廃棄物は既に発生しており、その対策は将来世代に先送りするわけにはいきません。我が国の現在の方針では、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に混ぜ、高温で溶かし合わせてガラス固化体にします。これを、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緩衝材で包み込んで埋設することになっています(図 3-1)。地層処分は、候補地の選定から処分場の閉鎖まで 100 年を要する事業であるため、国が責任をもって継続的に技術基盤を強化し、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を支える研究開発に取り組んでいます。

まず、地層処分が行われる深地層の環境について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 3-2)。2012 年度末現在、東濃地科学センターでは深度 500 m、幌延深地層研究センターでは深度 350 m まで坑道や水平坑道を掘り進めています。そして、実際の候補地での調査に先だって、深地層の岩盤や地下水を調べる技術を整備するため、多岐にわたる分野の研究を進めています(トピックス 3-1, 3-2, 3-3, 3-4)。地下の坑道は、深地層の環境を体験・学習する場としても活躍します。また、何万年という長期間にわたる変化を考慮するため、火山や活断層などに関する研究を併せて行っています(トピックス 3-5)。

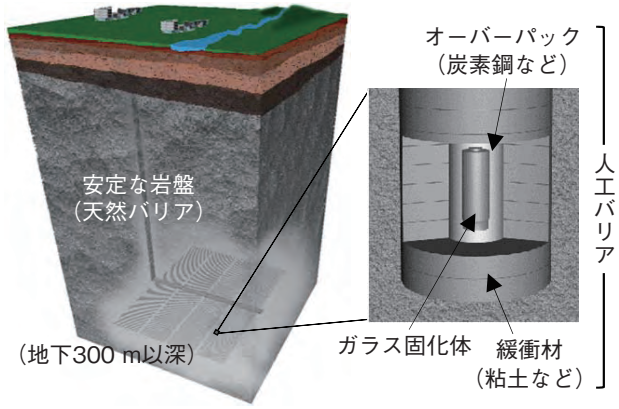


図 3-1　地層処分システムの基本概念

東海研究開発センターでは、人工材料や放射性物質の長期挙動に関する実験データや、深地層の研究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 3-6, 3-7, 3-8)。

また、研究開発の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、知識マネジメントシステムの拡充を進めています。2012 年度は、特に、これまでの研究開発で専門家の頭の中に蓄えられた経験・ノウハウを整備し、概要調査の計画立案, 実施, 評価を支援する次世代型サイト特性調査情報統合システムを構築しました。

安全で安心な地層処分の実現に向けて、私たちは研究開発を着実に進めると同時に、分かりやすい情報の発信や研究施設の公開などを通じて、地層処分に関する相互理解の促進にも努めていきます。

図 3-2　地層処分技術に関する研究開発

3-1　花崗岩体の割れ目形成メカニズムの解明を目指して
－花崗岩体の初期冷却が割れ目の空間分布特性に与える影響－

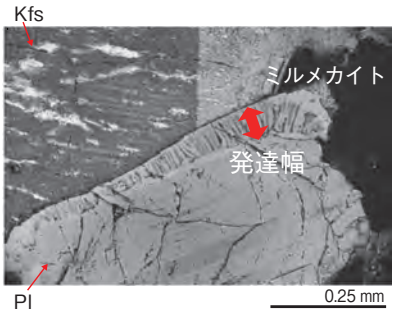


図3-3　冷却過程の指標となる微組織（ミルメカイト）
ミルメカイトはカリ長石（Kfs）と接する斜長石（Pl）の縁部に発達します。

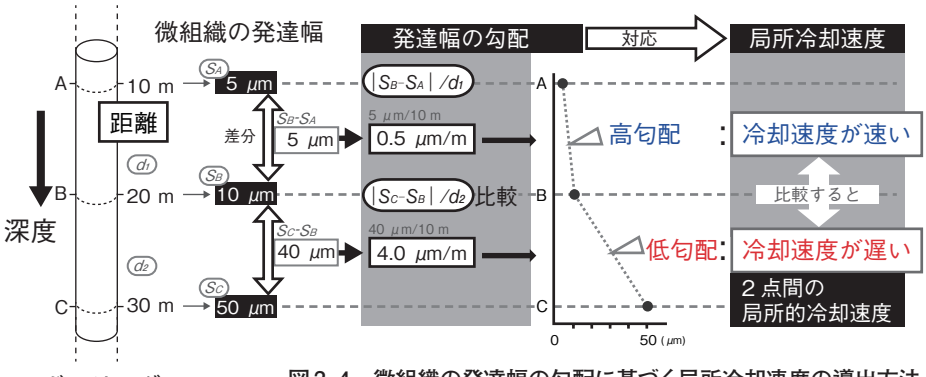


図3-4　微組織の発達幅の勾配に基づく局所冷却速度の導出方法
微組織の発達幅の勾配は、ボーリング孔の2地点間の微組織の発達幅の差を2地点間の距離で割った値を示します。

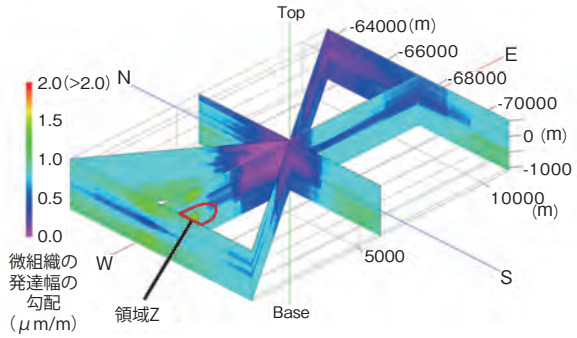


図3-5　土岐花崗岩体中の局所冷却速度の空間分布
寒色域：微組織の発達幅の高勾配域⇒局所冷却の高速度域
暖色域：微組織の発達幅の低勾配域⇒局所冷却の低速度域

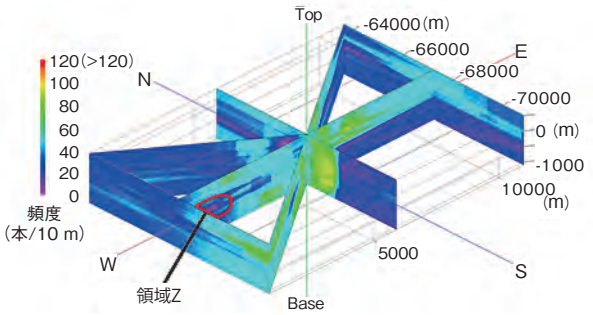


図3-6　土岐花崗岩体中の割れ目頻度の空間分布
寒色域：低頻度域／暖色域：高頻度域

花崗岩体（結晶質岩体）における地層処分システムの安全評価においては、物質移動経路となり得る割れ目の分布特性を把握することが重要となります。本研究では、割れ目の分布特性を論じる上で、花崗岩質マグマの冷却の様子に着目しました。なぜなら、花崗岩体の冷却の際に生じる岩体内での温度差は、収縮による体積差「冷却歪」をもたらします。この冷却歪が、割れ目を生成する原因であると考えたためです。

私たちの先行研究により、花崗岩体中には冷却様式を知るための指標となるμmスケールの微組織（ミルメカイト）があることが分かっています（図3-3）。冷却歪をもたらす岩体内での局所的な温度差を表すことのできるパラメータとして、ボーリング孔の2地点間の微組織の発達幅の差を2地点間の距離で割った値「局所冷却速度」を定義しました（図3-4）。これは実際には観察できない過去の冷却という現象を定量的に評価する画期的な方法です。

中部地方に位置する土岐花崗岩体中の約19本のボーリングコアから、約670点の微組織を抽出し、それらの発達幅の勾配や割れ目の頻度をマッピングすることで、局所冷却速度の空間分布（図3-5）と割れ目頻度の空間分布（図3-6）を明らかにしました。その結果、割れ目頻度の高い領域で大きな局所冷却速度を持つという相関が認められました（図3-5と図3-6の中央部や領域Zなど）。この相関は、割れ目の発生が局所冷却速度というパラメータを通じ冷却歪という概念によって説明できることを表しており、岩体の初期冷却が割れ目分布を支配する主たる要因のひとつであることを示しています。また同時に、μmスケールの微組織から岩体中のkmオーダーの割れ目分布頻度を定量的に評価できるという新たな知見を得ました。このような岩体中の微組織を用いた割れ目頻度の評価手法の構築は世界初の成果です。

今後は、本研究の成果を踏まえ、更に踏み込んだ花崗岩体の形成過程（特にマグマの貫入・定置過程）の理解を目指します。貫入・定置過程に起因する花崗岩体の岩相や化学組成の相違は、岩体の物性の相違となります。この物性の相違は、断層や割れ目を発達させる構造運動の際に、応力の集中や解放に影響を与えると考えられるためです。このようにして、より分解能の高い割れ目の分布特性及び割れ目の形成・発達メカニズムの解明を目指します。

●参考文献
Yuguchi, T. et al., Three-Dimensional Fracture Distribution in Relation to Local Cooling in a Granitic Body: An Example from the Toki Granitic Pluton, Central Japan, Engineering Geology, vols.149-150, 2012, p.35-46.

3-2 瑞浪超深地層研究所における岩盤応力の評価
ー測定が困難な条件下における評価事例ー

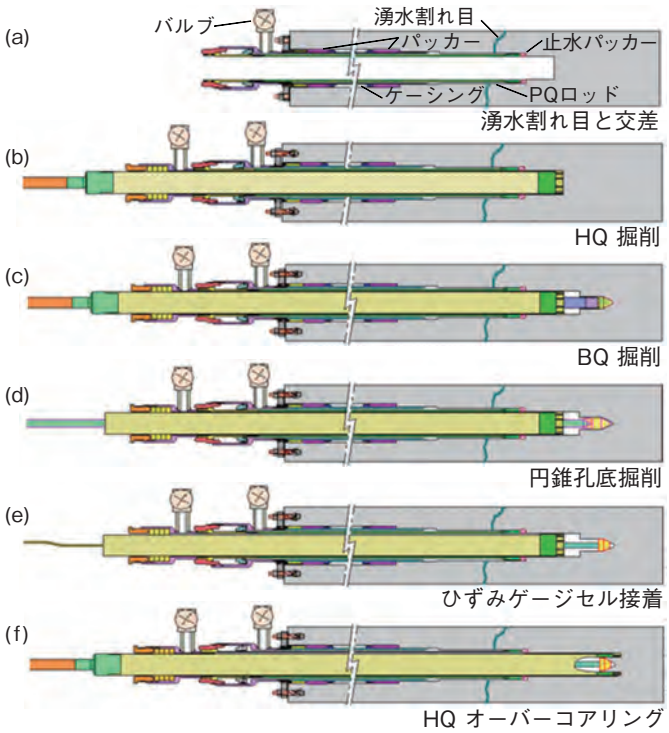


図3-7　ボーリング孔内の湧水に対応した測定ツールと測定手順
ボーリング孔の掘削サイズ（HQ サイズ：φ100 mm）より一回り大きいサイズのケーシングで湧水がひずみゲージセルの部分に回らないように処置します。

図3-8　岩盤応力測定の状況
深度300 m の坑道

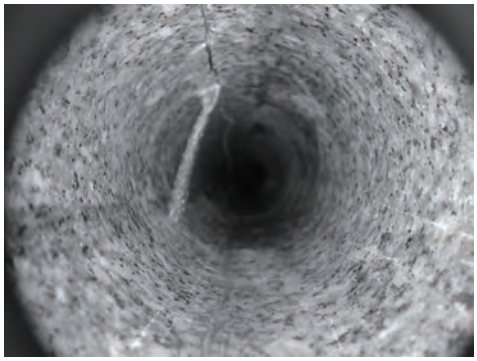


図3-9　ボーリング孔内の湧水状況
ボーリング孔の孔径：φ100 mm

高レベル放射性廃棄物の地層処分では、地下深部の数km四方の領域に多数の坑道が掘削されます。建設, 操業, 閉鎖時の坑道の安定性の確保や坑道近傍の岩盤物性が変化する領域の大きさやその変化量を最小化するためには坑道周辺の岩盤応力の状態を評価する必要があります。

岩盤応力の測定方法として、地上からの調査ではボーリング孔を利用した水圧破砕法の実績が多いものの、坑道内では完全な三次元応力状態が把握できることから応力解放法が主流です。地盤工学会では、2009 年に応力解放法の一種の円錐孔底ひずみ法の規格・基準を定めました。しかしながら、この方法はひずみゲージセルを岩盤に接着させるため、ボーリング孔内に湧水がある場合には測定を断念するケースがあります。湧水があるボーリング孔での測定のための装置開発や試験が行われていますが、事例は少ないのが現状です。さらに、円錐の肉厚が薄い部分ではオーバーコアリングの際にコアディスキングが発生し、通常の方法では応力状態を評価できない例もあります。

私たちはこのような課題を解決するため、図 3-7 に示す孔内の湧水対策ツールを開発して瑞浪超深地層研究所の地表からの深度 200 m と 300 m の花崗岩に掘削された坑道内において円錐孔底ひずみ法による岩盤応力測定を実施しました(図 3-8, 図 3-9)。本調査では、何点かの測定においてコアディスキングが発生したことから、数値解析を実施して、コアディスキングの発生状況を検討しました。測定や検討の結果は以下のとおりです。

(1) 開発した湧水対策ツールにより、すべての測定において湧水が原因となる不具合が発生することなく測定を実施することができたので、本装置の有効性を確認することができました。
(2) 円錐孔底ひずみ法のオーバーコアリングを模擬した数値解析の結果、コアディスキングが発生するメカニズムとしては、円錐孔底の稜線の部分に引張応力が作用し、内在するマイクロクラック等の弱部からの割れ目の進展が考えられます。
(3) コアディスキングを低減するための今後の対策として、広域応力場などから想定される最大主応力の方向とボーリング孔軸の関係を事前に検討したうえで、測定レイアウトを決めることが重要です。

●参考文献
佐藤稔紀ほか, 円錐孔底ひずみ法とコアディスキングについてー土岐花崗岩における湧水孔での測定結果を例にしてー, Journal of MMIJ, vol.129, nos.2-3, 2013, p.59-64.

3-3 地下坑道周辺岩盤の損傷の長期的な変化を探る
－弾性波トモグラフィ調査による掘削影響領域の長期的な測定－

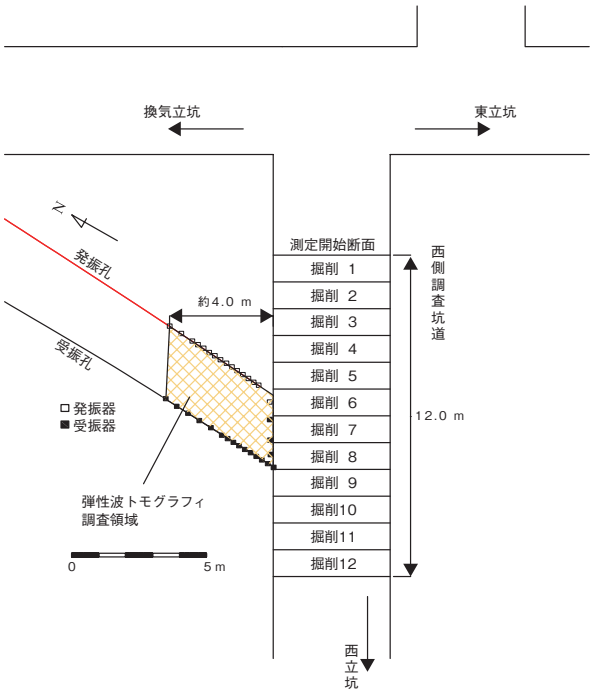


図3-10　弾性波トモグラフィ調査レイアウト
幌延深地層研究センターの深度 250 m の西側調査坑道の平面図を示しています。

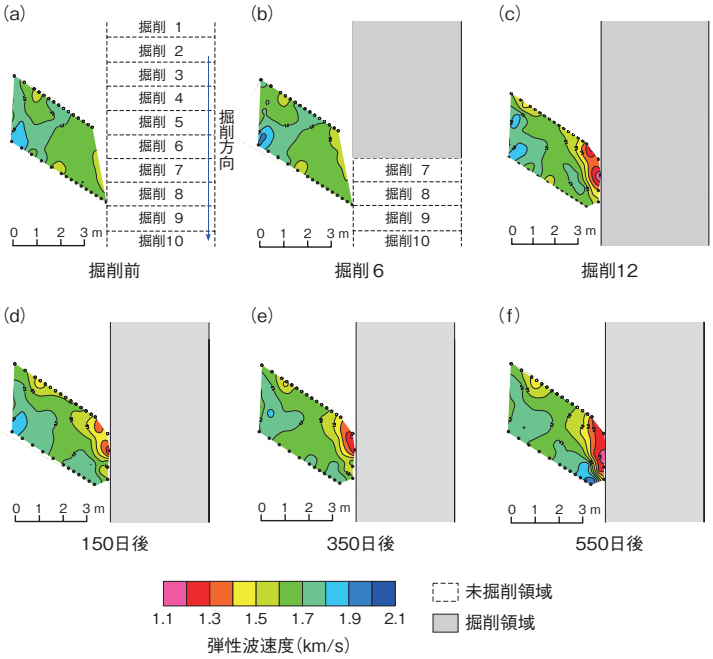


図3-11　弾性波トモグラフィ調査結果
各段階の調査領域内部の弾性波速度をコンター図に示したものです。

地下に坑道を掘削すると、坑道周辺の岩盤が緩む、すなわち、亀裂が発生して岩盤の強度が低くなり、透水性が増大するといった現象が生じる領域が発生します。この領域を掘削影響領域（Excavation Damaged Zone：EDZ）と呼びます。地層処分では、廃棄体埋設後にEDZ が核種移行経路になる可能性があります。そのため、EDZ の領域や損傷の程度を長期的かつ定量的に評価するための手法の開発が、地層処分技術に関する研究開発において重要となります。

坑道周辺岩盤の EDZ を評価するための有効な手段として、弾性波トモグラフィがあります。これは、調査領域内部の岩盤に打撃を与えたときに発生した波をとらえ、調査領域内部の波の速度分布を調べる手法です。一般に、掘削により発生した割れ目が発達した岩盤では、波の速度が低下することが知られています。本調査では、波の速度が低下した領域や速度低下の割合から、坑道周辺岩盤の損傷範囲やその程度を推定しています。

幌延深地層研究センターの地下施設の深度 250 m 調査坑道で実施している弾性波トモグラフィ調査のレイアウトを図 3-10 に示します。調査は、掘削中の掘削断面(切羽)が調査領域に到達する前の 6 段階と到達した後の 6 段階の計 12 段階、掘削後は約 2 年間にわたって定期的に実施しています。弾性波トモグラフィ調査結果を図 3-11 に示します。図中(a)及び(b)より、掘削段階では、切羽が調査領域を通過する段階の掘削 6 までは調査領域内部の顕著な速度の低下は見られませんが、(c) に示す掘削 12 では、暖色系で示す速度低下の大きい領域が壁面から 1 m程度の範囲で発生しています。このことから、切羽が調査領域を通過したときに坑道周辺岩盤の損傷が壁面から約1 mの範囲まで進行することが推定されます。その後、掘削終了後の (d)～(f) の長期的な測定の結果、暖色系で示す速度低下の大きい領域は、掘削後 350 日後までは徐々に領域が狭くなっていますが、550 日後にかけては再び領域が広がっています。このように、速度低下領域が長期的に変動する様子が見られました。

今後も調査を継続し、速度低下領域の長期的な変動について考察を進めていきます。さらに、調査領域近傍で透水試験や飽和度の測定を行い、EDZ 内部の透水性の増加，飽和度の減少といった観点から EDZ 内部の岩盤物性を詳細に調査し、弾性波トモグラフィ調査による EDZ の長期的かつ定量的な評価手法の提案を目指します。

●参考文献
Aoyagi, K. et al., Geomechanical Assessment of Excavation Damaged Zone in the Horonobe Underground Research Laboratory, Japan, Proceedings of the 13th Japan Symposium on Rock Mechanics & 6th Japan-Korea Joint Symposium on Rock Engineering, Okinawa, Japan, 2013, p.905-910, in CD-ROM.

3-4 亀裂の透水性を広域的に推定する
－堆積岩を対象とした水理地質学的調査－

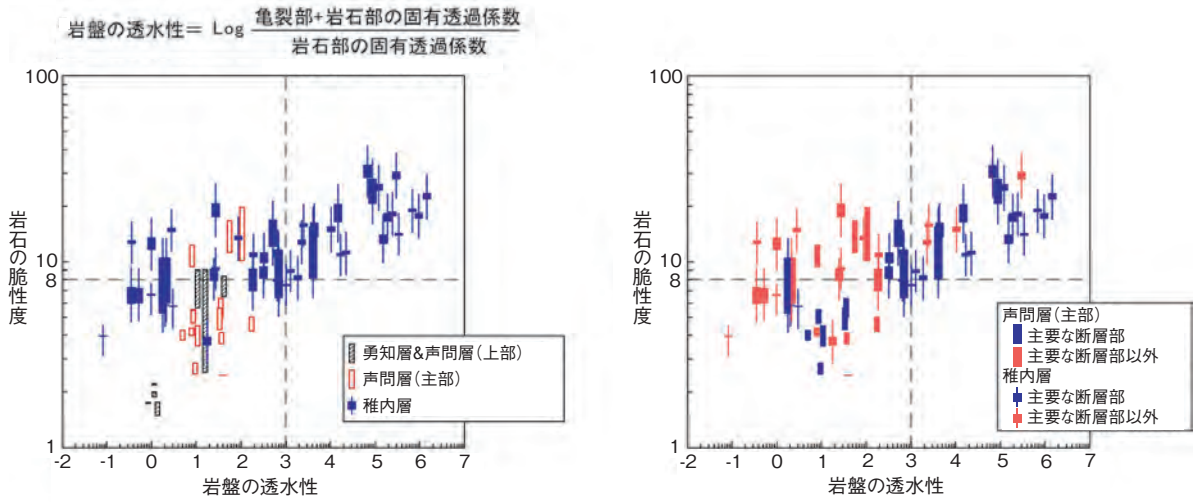
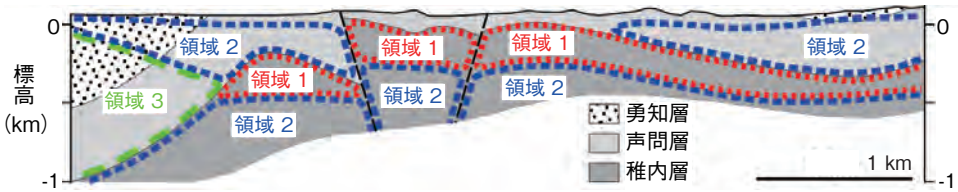


図3-12　岩石の脆性度と岩盤の透水性の関係
脆性度が 8 以下であれば、亀裂（断層）が発達していても岩盤の透水性は低いです。



	脆性度（BRI）	亀裂を含む岩盤の透水性
領域 3	BRI≦2	低
領域 2	2<BRI<8	低
領域 1	8≦BRI	高

図3-13　地層の分布より推定した岩石の脆性度と亀裂を含む岩盤の透水性
地層の分布に基づいて岩石の脆性度の分布を求めることにより、亀裂を含む岩盤の透水性を推定することが可能です。

岩盤中の亀裂の透水性は、岩盤中の放射性核種の遅延性能や処分場の設計・施工を検討する上で重要なパラメータであり、処分場の位置等を決定するためには広域的にその分布を推定する必要があります。しかし、岩盤中のすべての亀裂について透水性を実測することは不可能であり、限られたデータからその分布を推定する必要があります。従来、岩盤のうち堆積岩を対象とする場合は、物理探査や層序学を用いた鉱物粒子間の透水性の推定がしばしば行われますが、亀裂の透水性の推定は一般には難しいとされています。

本検討では、堆積岩中の亀裂の透水性を広域的に推定する手法を構築するために、岩石の強度・応力状態と亀裂の透水性との関係性を検討しました。一般に、岩盤変形によって亀裂が形成される際、脆性的な変形が生じる場合は透水性の高い開口亀裂が形成されやすく、延性的な変形が生じる場合は透水性の低い閉口亀裂が形成されることが知られています。生じる変形が脆性的か延性的かは、変形時における岩石の強度・応力状態，変形速度，温度などにより決まります。岩石の強度・応力状態について言及すると、より岩石が柔らかい、若しくは間隙水圧に対して封圧が大きいほど、生じる変形は延性的となります。高レベル放射性廃棄物を処分する深度（地下 300 m 以深）の場合は、岩石の強度・応力状態が最も感度の高い重要なパラメータとなります。すなわち、亀裂の透水性が岩石の強度・応力状態と密接に関連することが予想されます。

幌延深地層研究センター周辺に分布する堆積岩を対象に地質学的・水理学的・岩盤力学的試験を行った結果、岩石の脆性度が 8 以下であれば、たとえ亀裂が発達していても岩盤の透水性が低いことを見いだしました（図 3-12：ここでは脆性度を岩石の健岩部の一軸圧縮強度÷有効鉛直応力× 2 と定義）。このしきい値は、弾性論を仮定した変形理論とも整合します。岩石の脆性度は、地層の分布さえ推定できれば広域的に推定することが可能です。図 3-13 は、幌延深地層研究センター周辺の地層分布に基づいて推定した岩石の脆性度と岩盤の透水性の分布です。このように、堆積岩中の亀裂の透水性を広域的に推定する際には、岩石の脆性度と岩盤の透水性の関係に着目することが有効と考えられます。

●参考文献
Ishii, E. et al., The Relationships among Brittleness, Deformation Behavior, and Transport Properties in Mudstones: An Example from the Horonobe Underground Research Laboratory, Japan, Journal of Geophysical Research, vol.116, issue B9, 2011, p.B09206-1-B09206-15.

3-5 断層の活動時期を推定する
－K-Ar 法による断層粘土の生成年代－

図3-14　断層ガウジ露頭の例（境峠断層、長野県）
赤矢印で示した黒い帯が断層ガウジです（写真中のハンマーが長さ 40 cm 程度）。

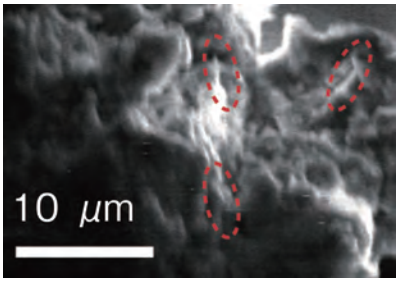


図3-16　土岐花崗岩断層ガウジ試料（M403.7R）の電子顕微鏡写真
赤い点線で示しているのが針状のイライトです。

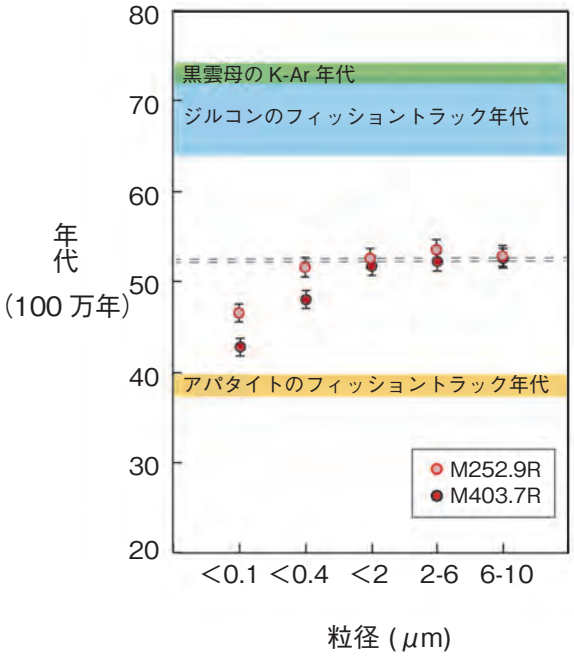


図3-15　土岐花崗岩断層ガウジ試料の年代値の傾向
粒径が小さいほど年代が若くなっていることが分かります（試料の採取深度は M252.9R が 252.9 m, M403.7R が 403.7 m）。

地層処分の安全性の検討に際しては、サイトやその周辺に分布する断層の活動性の評価が求められるため、対象となる断層の活動時期を推定することが重要です。活動時期の推定は、年代既知の地層と断層との切断関係によって判断されますが、堆積岩が分布していないところや坑道の中で遭遇した場合など、適切な地層が見つからないこともあり、断層活動によってできた物質の生成年代を推定する手法の開発が進められています。

断層が動くと、岩石同士の激しい摩擦により破砕が生じます。そのような破砕生成物の一種として、断層ガウジがあります（図 3-14）。断層ガウジ内には、変質で生じた自生の粘土鉱物が含まれます。自生の粘土鉱物の生成年代が分かれば、少なくともそれ以前に断層が活動していたと推定できるので、対象鉱物の分離法と年代値の評価手法が検討されてきました。粘土鉱物のうちイライトは、^{40}K が崩壊して ^{40}Ar になる放射壊変を利用した年代測定（K-Ar 法）を適用できます。

これまで主に堆積岩中のイライトについて、自生のイライトを分離して得られた年代値を評価する手法が研究されてきました。細粒の物質を濃集した試料ほど年代が新しくなる傾向が報告されています。これを応用して断層ガウジ中のイライトの年代を得ようという研究がなされています。堆積岩中の断層のイライト年代の解釈では、低温型の結晶構造を持つイライトを自生のものと解釈しています。また、堆積岩中で晶出する場合はイライトが板状に成長するのに対して、断層活動に伴って短時間で晶出する場合は針状に成長すると考えられており、分離した試料中のイライトの形状を電子顕微鏡により観察しながら評価する手法も提案されています。

瑞浪超深地層研究所の立坑は土岐花崗岩中に掘削されていますが、その壁面の断層ガウジの試料を分析した結果、細粒になるにしたがって新しくなる年代値が得られています（図 3-15）。電子顕微鏡による試料の観察では、断層活動によってできる針状のイライトが観察されており（図 3-16）、年代値はこの針状のイライトの年代を反映していると考えられます。一方で、花崗岩中に存在する断層であるにもかかわらず高温型のイライトも検出されており、断層活動に伴う変質作用を解釈する上での課題もあります。これからも分析・評価が成り立つ前提条件や、試料の分離や観察の手法について、研究を進めていく予定です。

●参考文献

Yamasaki, S., Umeda, K. et al., Constraining the Timing of Brittle Deformation and Faulting in the Toki Granite, Central Japan, Chemical Geology, vol.351, 2013, p.168-174.

3-6 地下での廃棄体周辺の環境・材料の長期変化を予測する
－地球化学環境の変遷に着目した緩衝材及び周辺岩盤の長期挙動評価手法開発－

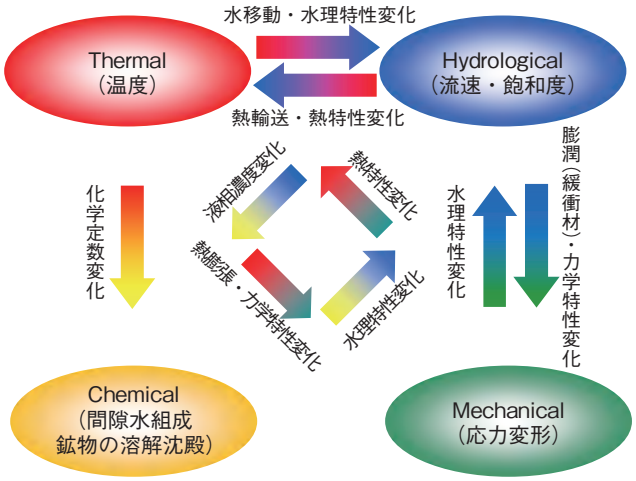


図 3-17　開発した熱－水－応力－化学連成解析モデルの概念
人工バリアの定置後は、ガラス固化体からの放熱，人工バリア内への地下水の浸潤と物質移行，緩衝材の膨潤変形，間隙水の地球化学反応などが相互に影響し合う複雑な場が形成されることが予想されます。

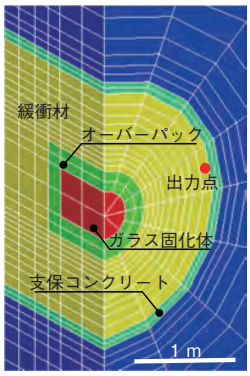


図 3-18　解析対象
● は図 3-20 の出力点です。処分システムは、廃棄体横置き方式としました。

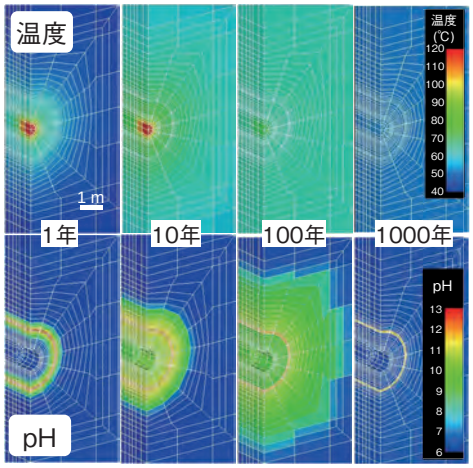


図 3-19　人工バリア及び周辺岩盤の変遷の例
処分システムは深度 450 m の堆積岩中に設置するものと仮定しました。

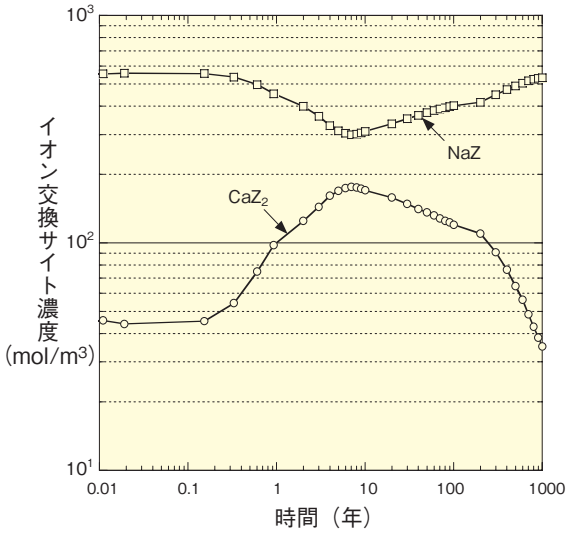


図 3-20　緩衝材中スメクタイトのイオン交換サイト濃度の変遷の例
Z はイオン交換基です。約 10 年で Na，Ca 濃度がそれぞれ初期の約 1/2，4 倍に、1000 年後に初期濃度程度まで回復することが分かりました。

高レベル放射性廃棄物の地層処分の信頼性を高めていくためには、廃棄体を取り囲む人工バリア及びその周辺岩盤で生じると考えられる物理的，化学的なプロセスを明らかにすることが必要です。人工バリアを構成する金属性のオーバーパックや粘土からなる緩衝材などの実際の材料を用いた実験では、地層処分で対象とする数 100 年を超える長期間を直接考慮できないことから、コンピュータを利用した数値実験によるアプローチが有効です。

そこで、人工バリア及びその周辺岩盤で生じる熱，水，応力，化学相互の影響を考慮した挙動（連成挙動）を評価するためのモデルを開発し（図 3-17）、ガラス固化体の放熱と人工バリア内への地下水の浸潤に伴う化学的な環境変化の予測を行いました（図 3-18）。

その結果、人工バリア内は約 20 年までの間に最高温度に達し、緩衝材とオーバーパックとの境界部は約 95 ℃となり、1000 年後に人工バリア及び周辺岩盤が約 50 ℃になることや、坑道のコンクリート部分を中心に pH が高い領域が広がるものの、1000 年後までに初期の pH 程度に低下することが予測されました（図 3-19）。また、コンクリートから溶け出した Ca が緩衝材中へ移行することや（図 3-20）、塩水が含まれる地下水中では、オーバーパック周辺の緩衝材中で析出する硫酸塩が長期的には再び地下水中に溶解することなどが予測されました。これらの結果は、これまで地層処分の安全性を評価するために想定してきた現象や過程と整合するものでした。開発したモデルを用いて地下深部の地下水の pH などの化学的な環境を予測することにより、人工バリア中でのオーバーパックの腐食の程度などを予測できるようになります。

本研究は、経済産業省からの受託研究「処分システム化学影響評価高度化開発」の成果の一部です。

●参考文献
鈴木英明，中間茂雄ほか，熱－水－応力－化学連成解析による緩衝材の地球化学環境の変遷に着目したニアフィールド長期挙動評価の一例，原子力バックエンド研究，vol.19，no.2，2012，p.39-50.

3-7 放射性核種の移行に対する天然有機物の影響を探る
－深部地下水中の溶存腐植物質の錯形成能評価－

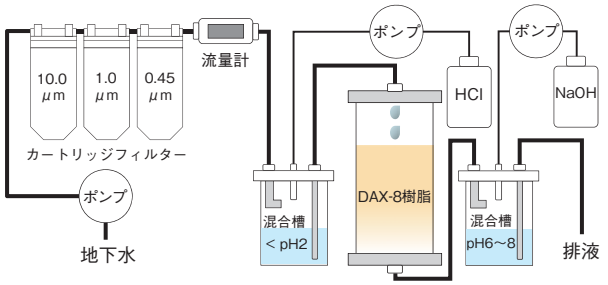


図3-21　腐植物質の分離・濃縮に用いた連続抽出システム
試料水の pH 制御と疎水性樹脂（DAX-8）への収着によって地下水に溶存する腐植物質を抽出します。

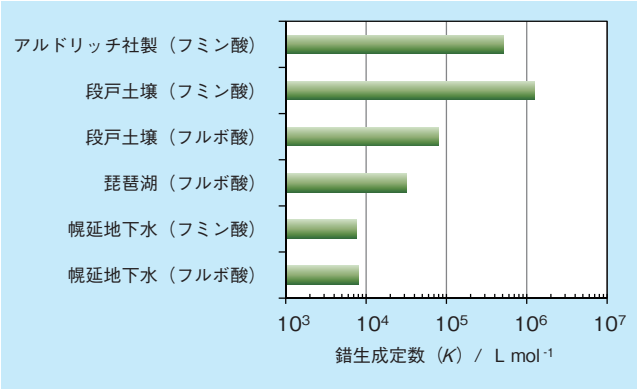


図3-22　地下水中の腐植物質に対する Eu^{3+} の錯生成定数（*K*）と表層環境に存在する腐植物質の値との比較
Eu^{3+} 全濃度（C_{Eu}）と腐植物質のカルボキシル基総濃度（C_L）との比 C_{Eu}/C_L = 0.7 ～ 76，pH5.0，$NaNO_3$ 濃度 0.1 mol L^{-1} の溶液条件における錯生成定数を示しています。

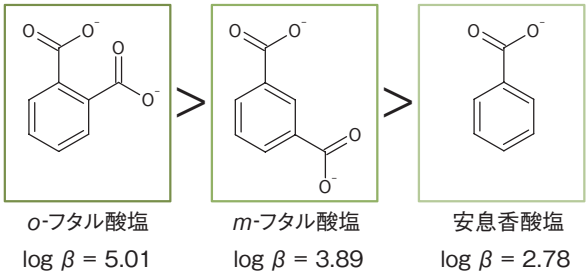


図3-23　低分子有機酸の分子構造と Eu^{3+} に対する安定度定数（β）との関係
Eu^{3+} との錯形成は、カルボキシル基の数が多く、それらが近接するほど有利です。

天然水中には、様々な有機物が溶存しています。なかでも、不均一な高分子弱酸である腐植物質は、金属イオンと安定な水溶性の錯体を形成し、環境中での金属イオンの移行促進に重要な役割を果たしています。高レベル放射性廃棄物を処分する深度（地下 300 m 以深）の地下環境においても、腐植物質の存在が確認されており、放射性核種の移行が促進される可能性が指摘されています。このため、処分システムの安全性に対する不確実性を低減化する観点から、核種移行に対する腐植物質の影響を定量的に評価する必要があります。

この影響評価を達成するためには、深部地下水中の腐植物質がどのような錯形成能を有しているのかを明らかにする必要があります。これまでの国外の研究事例から、深部地下水中の腐植物質は、地表環境に存在するものと同程度の錯形成能を持つと考えられています。しかし、腐植物質は存在する環境条件によって大きく構造特性が異なるため、その知見が必ずしも日本国内の深部地下水中の腐植物質にも適用できるとは限りません。

そこで、北海道幌延町の地下研究施設から採取した地下水（深度約 500 m）に溶存する腐植物質（フルボ酸とフミン酸）を分離・精製し（図 3-21）、分光学的手法を用いて Eu^{3+} に対する錯生成定数（*K*）を実際に評価しました。その結果、幌延の地下水中の腐植物質の *K* 値は、検討したすべての腐植物質の中で最も小さく、表層土壌のフミン酸の *K* 値と比べると最大で 2 桁程度小さいことが分かりました（図 3-22）。低分子有機酸の分子構造と Eu^{3+} に対する安定度定数（β）との関係の議論から、この低い錯形成能は、地下水中の腐植物質のカルボキシル基の多くが近接することなく広い間隔で分布するためであると考えられました（図 3-23）。

以上の結果は、深部地下水中には地表のものと異なる錯形成能を有する腐植物質が存在すること、つまり深部地下水中の腐植物質の錯形成能が多様であることを明らかにしています。同時に、これらのことは、地表の腐植物質を対象に開発された既存の錯形成評価手法（錯形成モデル / データベース）を深部地下水中の腐植物質の錯形成評価に活用できない場合があることを指摘しています。今後は、深部地下水中の腐植物質の錯形成能の多様性を考慮した評価手法の開発を進めていく予定です。

本研究は、経済産業省からの受託研究「処分システム化学影響評価高度化開発」の成果の一部です。

●参考文献
Terashima, M. et al., Europium-Binding Abilities of Dissolved Humic Substances Isolated from Deep Groundwater in Horonobe Area, Hokkaido, Japan, Journal of Nuclear Science and Technology, vol.49, no.8, 2012, p.804-815.

3-8 地層処分における緩衝材の長期変質挙動を把握する
－幅広い化学的条件へ適用可能なスメクタイトの溶解速度モデルの開発－

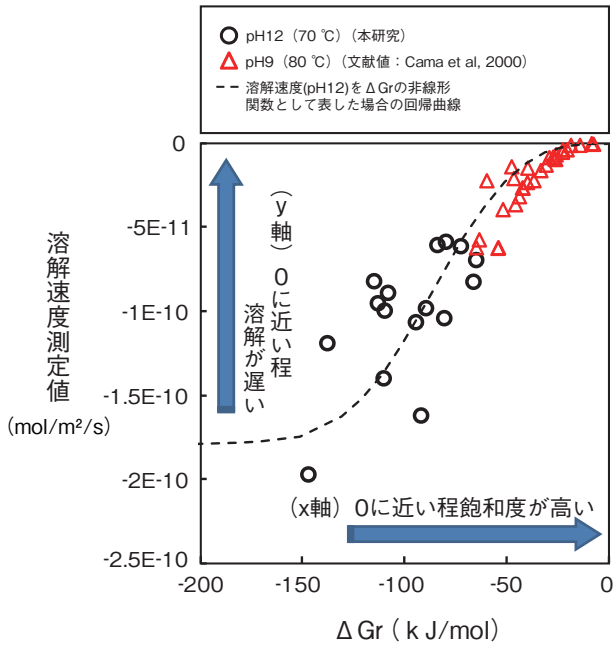


図 3-24　スメクタイトの溶解速度と液相の飽和度との関係
pH12（70 ℃）で測定された溶解速度が、飽和度（x 軸のΔGr は飽和度の関数で、0 に近づくと飽和度が高くなることを意味します）が高くなると低下する（溶解が遅くなる）ことを示しています。pH9（80 ℃）での溶解速度（文献値）も同様の傾向が見られます。

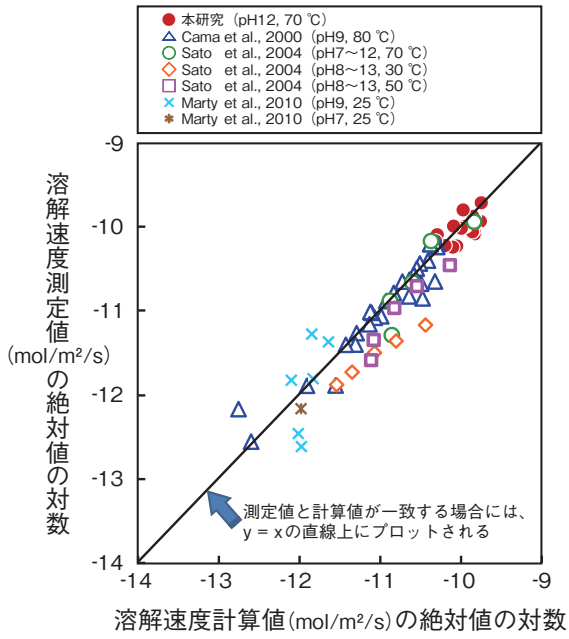


図 3-25　種々の化学的条件におけるスメクタイトの溶解速度（測定値と計算値との比較）
pH7 ～ 13，25 ～ 80 ℃の範囲において様々な飽和度条件で測定された溶解速度を、新たに提案した溶解速度式を用いた計算によって再現できることを示しています。

超ウラン元素を含む低レベル放射性廃棄物の地層処分施設では、緩衝材とセメント系材料とが隣接して設置されます。緩衝材が有する低透水性や自己シール性という特性は、緩衝材に用いられるスメクタイトという膨潤性粘土鉱物の寄与によるもので、処分の安全性を確保する上で重要な役割を担います。一方、廃棄体マトリクス等として用いられるセメント系材料には水質を高アルカリ性（pH ≧ 12.5）に変える性質があります。高アルカリ性条件では、長期的にはスメクタイトの溶解を始めとする緩衝材の化学的変質が生じ、低透水性等の特性に影響する可能性があります。このため、スメクタイトの溶解挙動を理解し、その理解に基づき緩衝材の長期挙動を評価する必要があります。

そこで、高アルカリ性条件におけるスメクタイトの溶解挙動を実験的に調べ、緩衝材の長期挙動評価に用いる溶解速度式を提案しました。実験では、原子間力顕微鏡を用いて溶解前後の粒子のサイズ変化を測定し、測定データを統計的処理することで平均的な溶解速度を求めるという金沢大学と北海道大学で提案された手法を取り入れました。図 3-24 は、スメクタイトの溶解速度測定値と液相の飽和度との関係を示します。これまでに pH9 の条件では飽和度が高くなると溶解速度が低下することが実験的に知られていましたが、本実験条件とした pH12 という高アルカリ性条件でも同様の傾向を示すことが分かりました。また、スメクタイトの溶解速度に及ぼす pH と温度の影響を調べた国内外の既往の実験結果と、上で述べた実験結果を用いて、種々の条件におけるスメクタイトの溶解速度に与える pH，温度及び飽和度の影響を分析し、新たな溶解速度式として定式化しました。図 3-25 は、本溶解速度式が pH7 ～ 13，25 ～ 80 ℃の範囲において様々な飽和度条件で取得されたスメクタイトの溶解速度測定値を再現できることを示しています。

緩衝材の中では、極めて低い固液比条件であるため飽和度が上昇しやすく、セメント系材料からの距離や時間によって pH も異なるため、時間的空間的に幅広い化学的条件にあると考えられます。今回提案したスメクタイトの溶解速度式は、こうした幅広い化学的条件へ適用可能であるといえ、長期挙動評価に用いることで評価の信頼性向上に寄与するものと考えます。

本研究は、北海道大学への委託研究「スメクタイトのアルカリ変質挙動の速度論的研究」の成果の一部です。

●参考文献
小田治恵ほか，セメント系材料由来のアルカリ性条件における緩衝材の鉱物学的変遷シナリオに基づく化学反応・物質移動連成解析，粘土科学，vol.51，no.2，2013，p.34-49.

4 核融合研究開発

核融合エネルギーの実用化に向けて

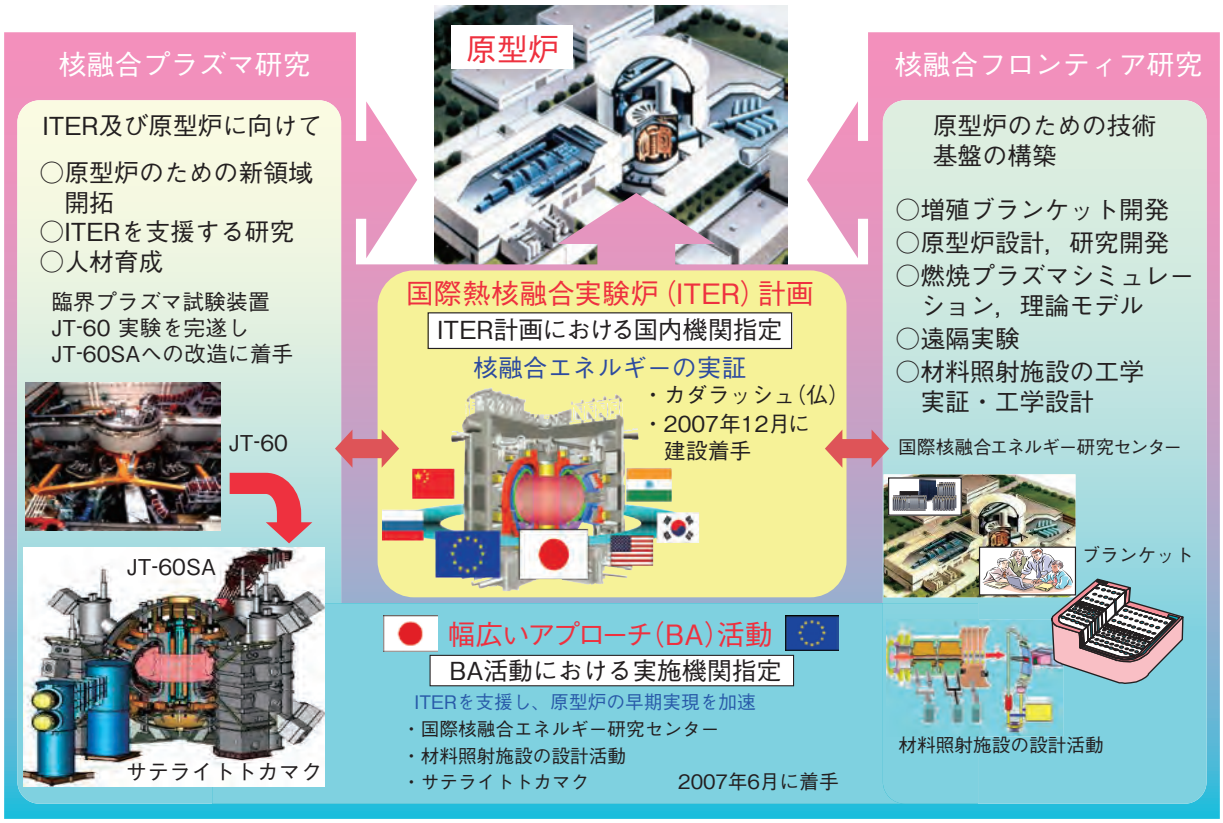


図4-1　核融合原型炉開発への展開
核融合エネルギーの早期実現を目指し、原型炉開発へ向けて、核融合プラズマ研究と核融合フロンティア研究を進めています。

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、核融合プラズマ研究及び核融合フロンティア研究という核融合開発の鍵となる分野の研究開発を総合的に進め、原型炉の実現（図4-1）を目指しています。

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 4-1，4-2）を挙げるとともに、他の ITER 参加極に先駆けて超伝導コイルの実機製作に着手しました。

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）の三つのプロジェクトから構成されます。トピックス 4-3，4-4 は IFERC の原型炉研究開発活動で得られた成果です。また、トピックス 4-5, 4-6 は、IFMIF/EVEDA において得られた成果です。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 4-7）。トピックス 4-8，4-9 も JT-60SA に資する成果です。

核融合プラズマ研究

JT-60 の実験データ解析を更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。トピックス 4-10 は、高プラズマ圧力を形成する仕組みを解明した成果です。

核融合フロンティア研究

原型炉のための技術基盤の構築に向けて、種々の研究開発を六ヶ所 BA サイトで実施しています。トピックス 4-11 は IFERC の高性能計算機を使用した理論シミュレーション研究であり、原型炉のプラズマを制御するための基盤となり得る成果です。

4-1 核融合炉に適したマルチパラメータ計測法
ーレーザー偏光法による磁場・電子密度・電子温度の同時計測法の考案ー

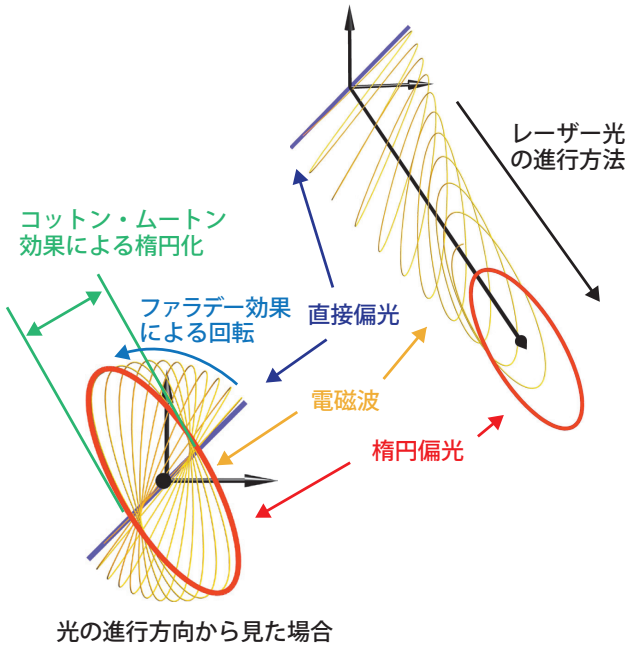


図4-2　プラズマ通過中のレーザー光の偏光の変化
直線偏光が楕円偏光に変化しているのがコットン・ムートン効果、楕円の回転がファラデー効果と呼ばれる過程によるものです。

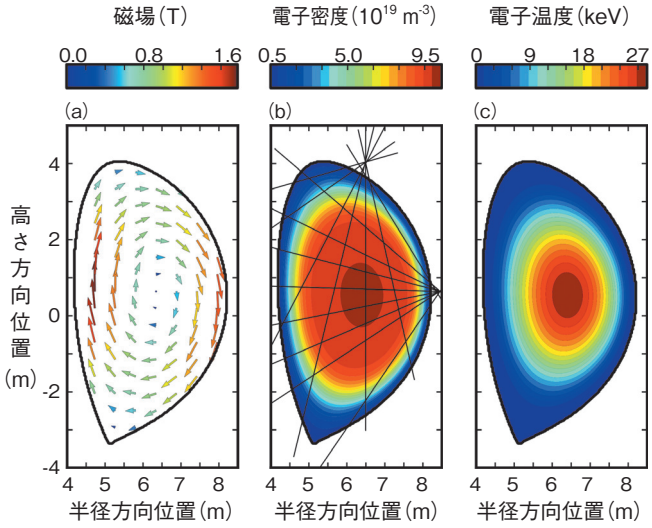


図4-3　レーザー偏光法の測定値を CT 処理した結果
(a)は磁場の分布（b)は電子密度の分布（c)は電子温度の分布を表しています。(b)内の実線はレーザー光路を示しています。

核融合の磁場閉じ込め方式のひとつであるトカマクにおいて、プラズマの高性能化・長時間維持のためには磁場分布の測定及び制御が必須です。レーザー偏光法は代表的な磁場測定法のひとつで、プラズマ通過時のレーザー光の偏光状態の変化を計測します。偏光状態の変化は主に磁場及び電子密度に依存します。レーザー偏光法の測定値と他の方法で測定した電子密度の測定値を用い、コンピュータトモグラフィ（CT）処理することによって、磁場分布を再構築できます。しかし、核燃焼プラズマのような高電子密度かつ高電子温度の場合、偏光状態の変化が複雑になるため、これまでと同様な手法での磁場測定が困難になると懸念されていました。

レーザー光などの電磁波がプラズマ中を通過する際の偏光状態の変化は、近似的にはファラデー効果とコットン・ムートン効果と呼ばれる二つの変化過程の重ね合わせになります(図4-2)。高電子温度の場合、ファラデー効果による変化過程が弱められ、コットン・ムートン効果による変化過程は強められます。従来、測定値の取り扱いを簡便にするため、コットン・ムートン効果が小さく、両効果が相互作用しないと近似したレーザー偏光法が用いられてきました。本研究では、両効果における電子温度に対する依存性が逆であることに着目し、コットン・ムートン効果が大きいレーザー波長を選ぶこと及び両効果の相互作用を考慮することで偏光測定から電子温度分布の再構築が可能になると着想しました。

ITER に設置予定のポロイダル偏光計の測定条件で、上述の着想を検証しました。偏光法以外のデータとしてはプラズマの表面位置形状のみを既知として、波長 119 μm の遠赤外線レーザーを 15 視線（図4-3(b)）用いて CT 処理しました。その結果、図4-3 に示すように、磁場だけでなく電子密度及び電子温度分布も同時に再構築できることを世界で初めて明らかにしました。これは、磁場測定法としてのレーザー偏光法の常識を変える結果です。

現在のプラズマ核融合実験装置は、多くの計測装置を利用しています。しかし、将来の核融合炉では少数の計測装置で運転することが求められます。レーザー偏光法の測定値から磁場、電子密度及び電子温度という複数の物理量が同時に得られるという本成果は、レーザー偏光法による電子温度計測という新たな計測手法及び将来の核融合炉に適したマルチパラメータ計測法を開拓したものといえます。

●参考文献
Imazawa, R. et al., Separation of Finite Electron Temperature Effect on Plasma Polarimetry, Review of Scientific Instruments, vol.83, issue 12, 2012, p.123507-1-123507-5.

4-2 ITER ダイバータプロトタイプの製作
－実機ダイバータ製作に向けた最初のステップを開始－

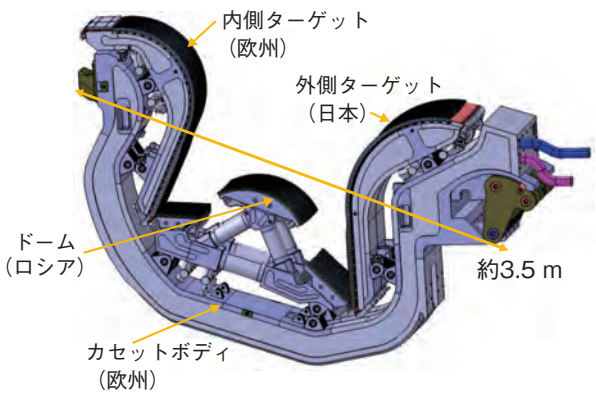
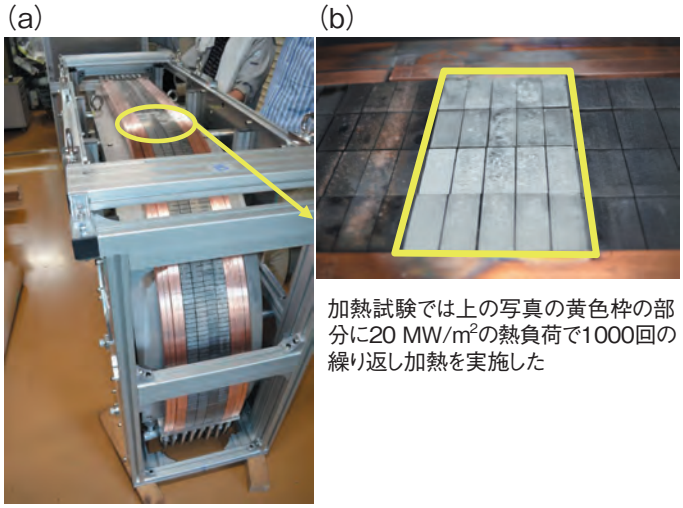


図4-4　ITER ダイバータの構造（カセット構造）
ITER ダイバータは、外側ターゲット，内側ターゲット及びドームをカセットボディと呼ばれる筐体に設置したカセット構造となっており、54 個のカセットでダイバータを構成しています。



加熱試験では上の写真の黄色枠の部分に20 MW/m^{2}の熱負荷で1000回の繰り返し加熱を実施した

図4-5　プロトタイプ用プラズマ対向ユニット 1 号機の外観と加熱試験後の表面
(a) プラズマ対向ユニット 4 本を設置したテストフレームです。
(b) 加熱試験後のタングステン製表面保護材の様子です（再結晶が進み白く変色していますが、き裂や除熱性能の劣化は確認されませんでした）。

原子力機構は ITER 計画に係る日本国内機関（JADA）として種々の機器の製作を実施しています。ITER のダイバータに関しては、ITER 参加 7 極のうち、欧州，ロシア，日本の 3 極が機器製作を担当します。図 4-4 に示すように、JADA はダイバータを構成する機器のうち、外側ターゲットと呼ばれる高熱負荷機器の製作を分担しています。

ダイバータは、プラズマから磁力線に沿って入射する不純物イオンをガス化して排気する役割をもっていますが、その際に、機器の表面を構成するプラズマ対向ユニットと呼ばれる冷却壁に高い熱負荷を受けます。このため、ITER ダイバータでは外側及び内側ターゲットの最も高い熱負荷を受ける部分には炭素繊維複合材を、その他の部分にはタングステンを表面保護材料として使用します。これらの表面材料は、銅合金（クロムジルコニウム銅）製の冷却管に冶金的に接合され、高い除熱性能を発揮します。これらの材料同士の接合には、ダイバータ製作に参加する 3 極独自の技術が使用され、JADA では主として「ロウ付け」と呼ばれる接合法を採用しています。ITER 計画では、接合方法を含む製作手法に関する技術的能力を確認する目的で、参加極には、ITER に実際に使用するダイバータと同等のプロトタイプをまず製作し、実際に加熱試験を実施して、その耐久性を確認することが義務付けられています。

JADA では、ダイバータ外側ターゲット製作の最初のステップとして、図 4-5 に示すプロトタイプ用のプラズマ対向ユニット 1 号機を製作し、ロシアの高熱負荷試験装置に持ち込んで加熱試験を実施しました。このプラズマ対向ユニットの製作にあたっては、事前にロウ付け接合部や冷却管溶接部の強度試験，非破壊検査等の技術確証試験を実施し、また、プラズマ対向ユニット製作中にも ITER 機構によるロウ付け接合工程の検認を受けて実施しました。この加熱試験の結果、プラズマ対向ユニット 1 号機は、特にタングステン部分においてダイバータ外側ターゲットに入射する最大熱負荷 20 MW/m^2、1000 回の繰り返し加熱に対して亀裂の発生や除熱性能の劣化といった損傷もなく耐久性を発揮しました。

2013 年秋にはプラズマ対向ユニット 2 号機の加熱試験が予定されており、その後、実機用ダイバータ外側ターゲットの製作を開始する予定です。

●参考文献
Suzuki, S. et al., Development of the Plasma Facing Components in Japan for ITER, Fusion Engineering and Design, vol.87, issues 5-6, 2012, p.845-852.

4-3 ベリリウム金属間化合物の微小球製造に成功
－核融合燃料生産に必要な中性子増倍材の微小球製造技術開発－

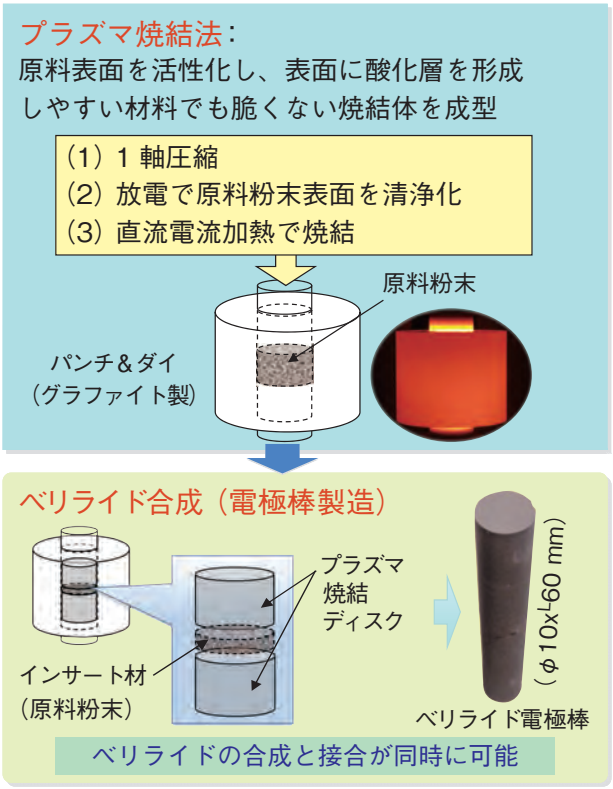


図4-6　プラズマ焼結法による新ベリライド合成技術
プラズマ焼結法によって、今まで合成すら困難であったベリライドの合成及び接合が同時に可能であることを明らかにし、棒状のベリライドを得ることに成功しました。

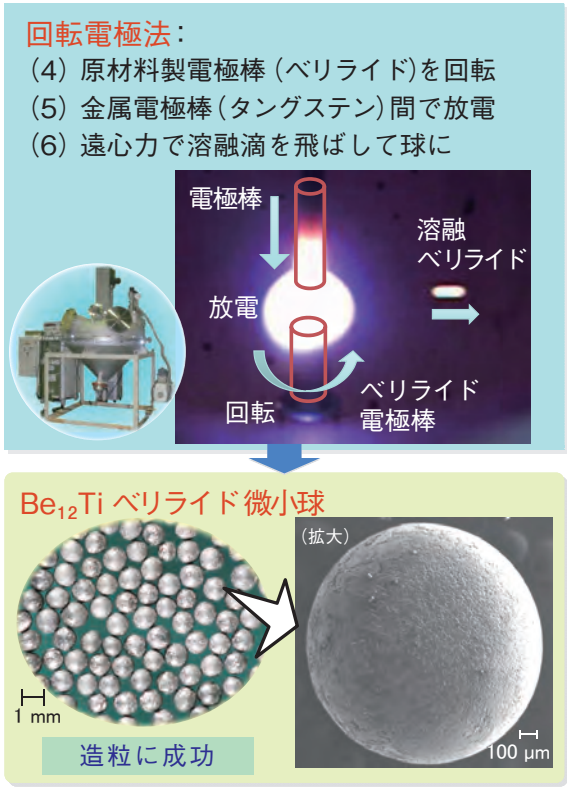


図4-7　回転電極法による微小球製造
プラズマ焼結製ベリライド電極棒を用いて、回転電極法によって、直径約1 mmのベリライド微小球製造に世界で初めて成功しました。

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にあてて生産します。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。従来の候補材の純ベリリウム（Be）は、高温域で体積膨張（スウェリング）を起こすとともに、水蒸気との反応による水素生成が大きくなり、化学的に不安定になる欠点があります。そこで注目したのが、ベリリウム金属間化合物（ベリライド）です。ベリライドは、Beよりもスウェリング及び水素生成反応が小さい特性を有していることから、高温域でより安定な先進中性子増倍材として製造技術開発を進めてきました。

材料の合成法としては、大きく焼結法と溶融法があります。様々な試行をした結果、焼結法のひとつである粉末冶金法では、表面酸化層を巻き込んで焼結するために非常に脆く、成型及び加工が困難でした。また、溶融法では、化学組成が均一なベリライド合成が困難でした。

そこで、原料粉末表面を活性化（清浄）できる手法を検討した結果から、プラズマ焼結法に着目しました。プラズマ焼結法は、原料粉末にパルス電流を与え、原料粉末の表面間に放電を発生させて表面を活性化して焼結する手法です（図4-6上）。そこで、BA活動の一環として青森県六ヶ所村の国際核融合エネルギー研究センターの原型炉R&D棟において、ベリライド合成試験を開始し、原料性状，温度，圧力，時間などの合成条件を最適化することにより、合成と接合が同時にできる技術を確立し、成型及び加工性に優れて脆くない棒状のベリライドを効率良く合成することに成功しました（図4-6下）。

次に、このプラズマ焼結製のベリライドを回転電極法の電極棒として用いて微小球製造試験を行いました。回転電極法は、Be微小球製造法として採用されている方法で、かつ、一般産業分野において金属微小球製造法としても適用されている手法です。ベリライド造粒条件として、電極棒形状，電極棒の予備加熱条件，放電条件，回転数などを最適化することによって、目標形状である直径1 mmのベリライド微小球を世界で初めて製造することに成功し、大量製造技術を確立しました（図4-7）。この成果は、ITERでの燃料生産試験をより確実にするとともに、核融合原型炉に向けた燃料生産技術の確立に大きく貢献するものです。

●参考文献
Nakamichi, M. et al., Novel Granulation Process of Beryllide as Advanced Neutron Multipliers, Fusion Engineering and Design, vol.88, issues 6-8, 2013, p.611-615.

4-4 核融合炉設計用核データの精度を調べる
－核融合炉の設計の精度向上を目指して－

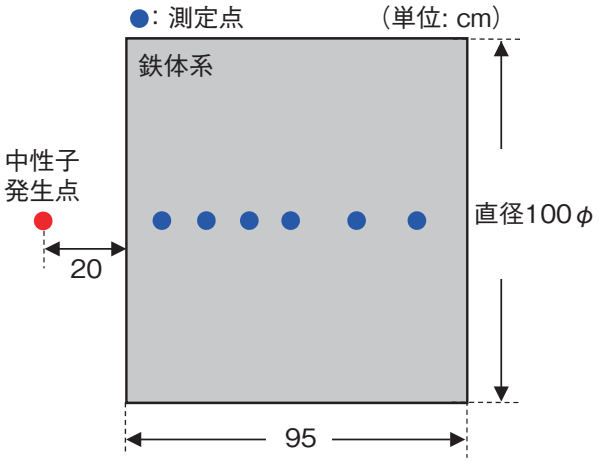


図4-8　鉄体系実験配置概略図（垂直断面図）
直径 100 cm，厚さ 95 cm の円筒形の鉄体系内で中性子，γ線に関するデータを測定しました。

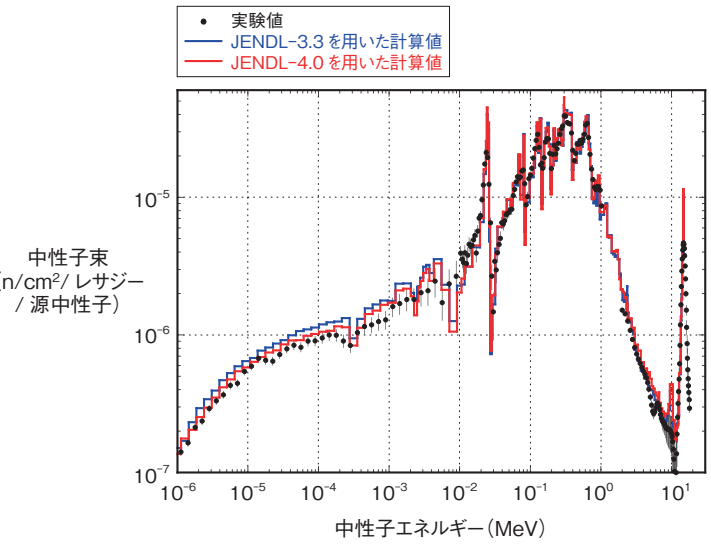


図4-9　鉄体系の 31 cm の深さでの中性子エネルギースペクトル
実験値が●で、我が国の核データライブラリ JENDL を用いた計算値が—線，—線で表示されています。

将来のエネルギー源を目指して核融合炉の実用化に向けた研究が着実に進んでいます。核融合炉では重水素と三重水素を真空中で高温プラズマ状態にして核反応を起こさせ、発生する 14 MeV の中性子と周りを囲んでいる物質との核反応を利用して、熱エネルギーを取り出したり、燃料として使う三重水素を生産したりします。また、中性子及び核反応で生じるγ線が施設外に漏れないように、物質との核反応を利用して遮へいします。

このように核融合炉で発生する 14 MeV 中性子は、周りにあるすべての物質と種々の核反応を起こします。核融合炉の設計では、これらの核反応をすべて考慮して、エネルギー取り出し、三重水素の生産，遮へい等の計算を行います。このとき使われるのが、核反応の種類，エネルギーごとに核反応の起こりやすさ（核反応断面積）等のデータ（核データ）をまとめた核データライブラリと放射線輸送計算コードです。放射線輸送計算コードの代表的なものが、モンテカルロ法を用いた MCNP コードで、計算に伴う近似が少ないため核融合の分野で広く使われています。一方、核データライブラリは、日本の JENDL，米国の ENDF/B，欧州の JEFF 等があり、また、国際原子力機関（IAEA）から核融合炉設計のために各国の核データライブラリの中から最も良いと判断したデータをまとめた FENDL も提供されています。核データライブラリは、計算の精度を決める重要なデータベースで、その精度を実験で検証し、精度を向上させることが求められています。

原子力機構原子力科学研究所にある核融合中性子源施設(FNS)では、加速器を用いて核融合炉で発生する中性子と同じ中性子を作り出すことができます。この中性子を種々の実験体系に入射し(図 4-8)、実験体系内の中性子，γ線に関するデータを測定します。設計と同じ手法で実験を解析し、実験値と計算値を比較して、その結果を我が国の核データライブラリ JENDL の改良に活かし、核融合炉の設計の精度向上に貢献しています。その一例として、鉄に関する実験の結果を図 4-9 に示します。0.01 MeV 以下の中性子束を詳細に見ますと、旧版の JENDL-3.3 を用いた計算値は実験値と比べ系統的に約 30% 大きくなっていますが、最新版の JENDL-4.0（本研究を基に ^{57}Fe の断面積の一部が大幅に修正されました）を用いた計算値では、実験値との差を約 15% まで低減できました。

●参考文献
Konno, C. et al., Detailed Benchmark Test of JENDL-4.0 Iron Data for Fusion Applications, Fusion Engineering and Design, vol.86, issues 9-11, 2011, p.2682-2685.

4-5 核融合炉条件を作り出す強力中性子源の建設に向けて
－高速リチウム流れの厚さと安定度を測る－

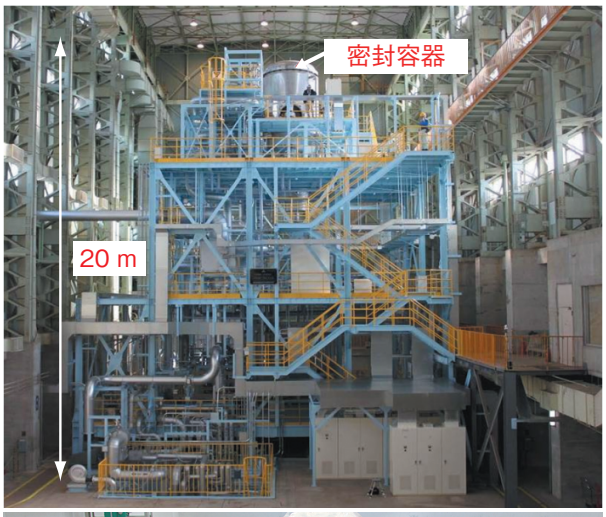


図4-10　EVEDA リチウム試験ループ（ELTL）の全景
全高が 20 m に及ぶ ELTL の最上部の密封容器内で液体 Li ターゲットを作り出します。

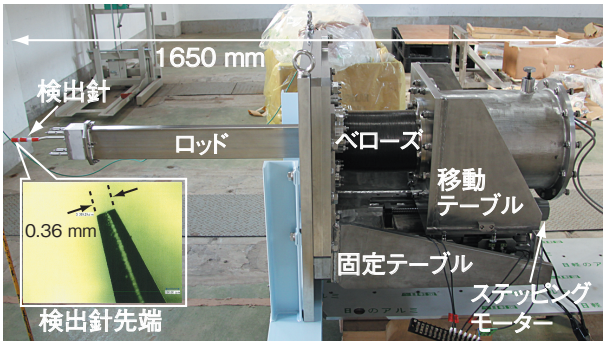


図4-11　開発した接触式の液面計
液面をとらえる検出針はロッドを介して移動テーブルとつながっており、ステッピングモーターにより高精度で駆動します。

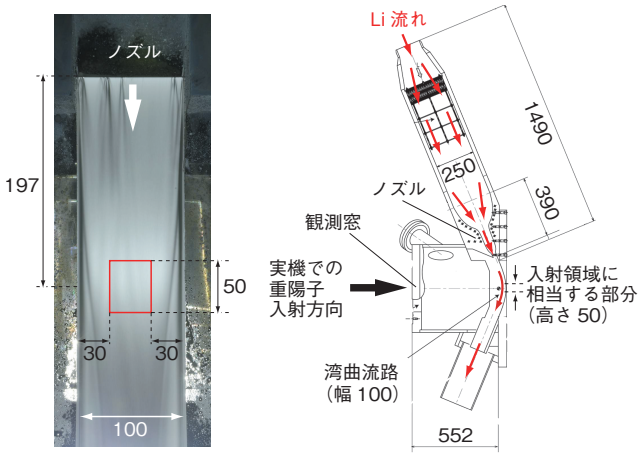


図 4-12　Li ターゲットの流れと Li 流れの経路断面図（単位：mm）
20 m/s の速さで流れる Li ターゲットの様子（観測窓から観察）と、Li 流れの経路の断面図です。ノズルから矢印の向きに流れます。赤四角で囲まれた部分がIFMIF 実機での重陽子入射領域に相当します。

核融合炉を実用化するためにはその中で使用可能な材料の開発が必須です。材料開発に不可欠である核融合炉条件を模擬した中性子照射施設「国際核融合材料照射施設」（IFMIF）の工学実証・工学設計活動（EVEDA）が、日欧協力のもと BA 活動のひとつとして実施されています。IFMIF では重陽子をリチウム(Li)中に入射することで中性子が発生します。私たちは、原子力機構大洗研究開発センターと連携し、IFMIF の Li 施設と同規模である世界最大の EVEDA Li 試験ループ(ELTL)（図 4-10）にて、IFMIF を建設する際に必要となる実証データを取得する試験を行っています。

実証データの中で最も重要なものは、Li ターゲットの安定度です。Li ターゲットは、250 ℃の溶融状態で自由表面（水面のように自由に変形可能な液面）を伴い、流速 15 m/s で湾曲面に沿って液膜状（厚さ 25 mm）で流れます。一方、高速流れの自由表面は一般に不安定になり、波立ち等の問題が生じます。したがって、高流速で安定に流す（目標厚さ変動値± 1 mm 以内）という大変難しい課題を克服する必要があります。湾曲流れに作用する遠心力が波立ちを抑制すると予測していますが、実測により確かめる必要があり、精度の良い計測器の開発が必須です。

これまで私たちは ELTL より小規模の液体 Li 装置を用いて接触式の液面計を開発してきました。これは先端に鋭利な検出針を有し、液面と針の接触を電気信号として取り出す装置です。接触信号を解析することで波の特性を取得します。本装置を ELTL に適用するためにはいくつかの克服すべき課題がありました。例えば小規模装置の内圧は大気圧と同程度でしたが、ELTL では真空であり、外圧との 1 気圧の差圧に抗することが要求されるため、頑丈な構造を適用するとともに強力なモーターを採用しました。上記のような設計に基づき ELTL 用の液面計を製作しました（図 4-11）。性能試験の結果、要求どおり高精度（分解能 0.1 mm, 位置決め精度 0.01 mm）で検出針を駆動可能であることが分かりました。

現在、本装置及び高速度ビデオカメラなどを用いて、Li ターゲットの安定度を計測する試験を実施しています。IFMIF 条件を超える 20 m/s の高速で Li を流すことに成功し（図 4-12）、おおむね目標通りの安定度が得られています。

●参考文献
Kanemura, T. et al., Fabrication and Performance Test of Contact-Type Liquid Level Sensor for Measuring Thickness Variation of Liquid Lithium Jet in the IFMIF/EVEDA Lithium Test Loop, Fusion Engineering and Design, vol.88, issues 9-10, 2013, p.2547-2551.

4-6 核融合用強力中性子源の加速器実現に向けて
－高周波四重極加速器の高周波結合系用ループアンテナの開発－

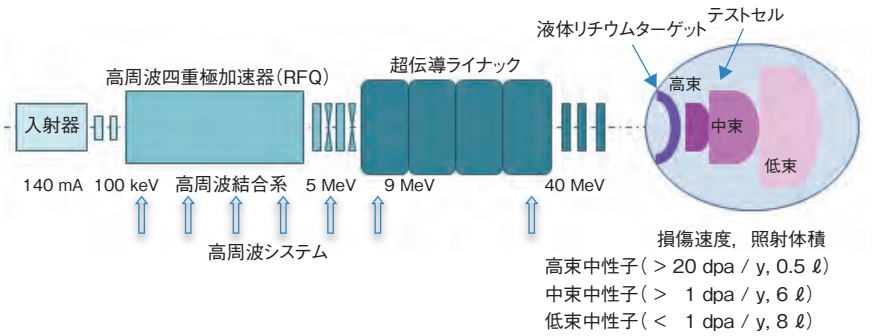


図 4-13 核融合材料中性子照射施設の構成
40 MeV-250 mA の重陽子イオンビームを加速して液体リチウムに入射します。このとき、ストリッピング反応により生成される 14 MeV の中性子を材料に照射して核融合材料の健全性を評価します。

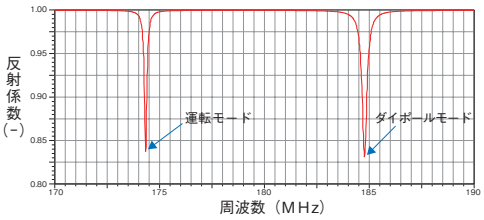


図 4-16 ループアンテナ挿入による RFQ の反射係数
ループアンテナ挿入による運転モードの周波数変移を 0.1% に抑制し、不要なダイポールモードを近づけないことが必要です。

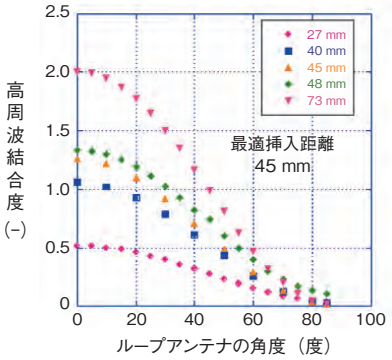


図 4-14 ループアンテナの挿入距離及び角度に対する高周波結合特性の測定結果

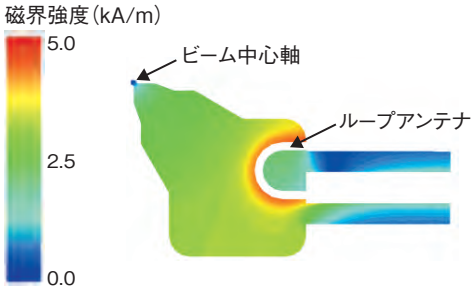


図 4-15 三次元電磁界解析による磁界分布
設計条件を満たす RFQ の磁界強度分布です。

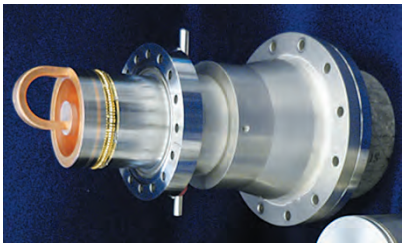


図 4-17 我が国の先端技術により製作に成功したループアンテナ先端部

核融合炉の実用化には、14 MeV の中性子による核融合炉材料の健全性評価が必要不可欠です。このために BA 活動のもと、日本と欧州連合が共同で International Fusion Materials Irradiation Facility（IFMIF）計画を進めています。IFMIF では重陽子(d)とリチウム原子(Li)との反応で作られる中性子を用います。このためには重陽子イオンビームを加速し、液体リチウムに入射する加速器(図 4-13)の実現が鍵です。この加速器は 125 mA の二つのビームラインを用いて加速します。しかも定常運転が要求されることから、ライナックの分野では世界最大電流となる試みです。加速器は 100 keV 出力の入射器, 100 keV から 5 MeV まで加速する高周波四重極加速器（RFQ）及び 5 MeV から 40 MeV まで加速する超伝導ライナックから構成されます。原子力機構では、この構成の中で定常運転・大電流加速の実現を左右する RFQ の開発研究を行っています。この RFQ では定常運転で 125 mA の大電流を加速するために、周波数が 175 MHz の高周波電力 1.4 MW を入射する必要があります。安定かつ定常的に高周波電力を供給するためには、高周波電力を結合するためのループアンテナの熱変形を軽減して、その形状による運転モードの変移を抑制することが必要です。このためには小さなループアンテナで挿入距離を抑えた高周波設計を行い、いかに高周波特性を定常的に維持できるかが開発の鍵となります。

今回、ループアンテナの熱負荷を軽減するために、実機大寸法の RFQ モックアップモジュールによる高精度の高周波特性評価（図 4-14）と三次元電磁界解析（図 4-15, 図 4-16）を行い、アンテナの挿入距離の最適化に成功しました。更に世界で初めてループアンテナ内部に冷却チャンネルを設けて積極的に冷却する工学設計を行い、ループアンテナの曲面に均等な冷却チャンネルを設けるために均一な超微小砂を応用するなど我が国の先端技術によりこの製作に成功しました(図 4-17)。これらの結果、世界に先駆けて定常化高周波結合系の開発に目処をつけました。

●参考文献
Maebara, S. et al., Engineering Design of the RF Input Coupler for the IFMIF Prototype RFQ Linac, Fusion Engineering and Design, vol.88, issues 9-10, 2013, p.2740-2743.

4-7 サテライト・トカマク計画事業の進展
－JT-60SA の組立開始－

図 4-18　クライオスタット・ベースの組立開始
2013 年 3 月に、日欧の政府，自治体，大学，研究所，企業の関係者が那珂研に集まり、JT-60SA 組立開始の式典が開催されました。

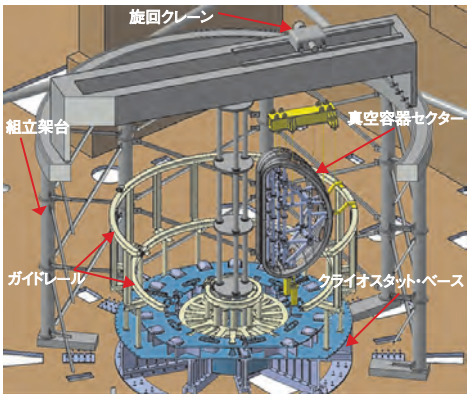


図 4-19　トカマク本体機器の組立用組立架台
JT-60SA の組立てでは、トカマク本体機器の組立を効率良く行うために、旋回クレーンを設置した組立架台（直径 20 m）を採用します。

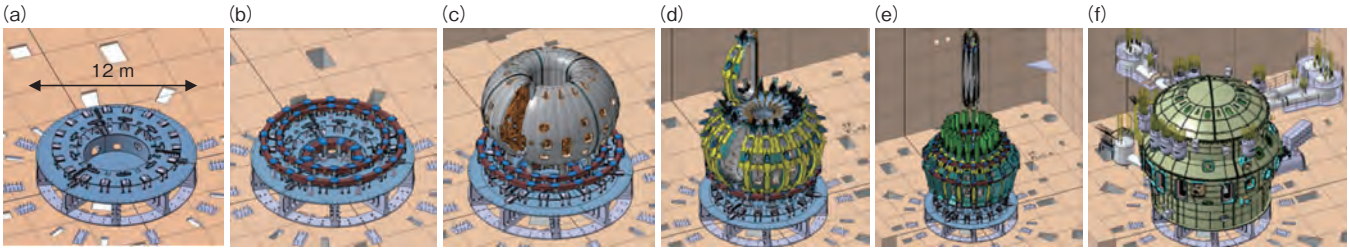


図 4-20　JT-60SA トカマク本体機器の主要組立シーケンス
日欧共同事業である JT-60SA は、2013 年 1 月、欧州製作のクライオスタット・ベースの組立を開始しました。今後 6 年間の組立期間を経て、2019 年 3 月にファーストプラズマ着火を目指します。

サテライト・トカマク(JT-60SA) 計画では、2019 年 3 月のファーストプラズマ着火に向けて各機器の設計・製作等の建設活動が日欧共同で進められています。原子力機構那珂核融合研究所 (那珂研) にある JT-60 本体の解体は 2012 年 10 月に予定通り完了しました。2013 年 1 月には、欧州から最初の搬入機器であるクライオスタット・ベース（直径 12 m，重さ 280 t）の据え付け作業を開始し、JT-60SA 本体の組立てを開始しました。クライオスタットは、4K に冷却される超伝導コイルのための真空断熱容器で、クライオスタット・ベースは、クライオスタット本体だけでなく真空容器などのトカマク機器も設置する極めて重要な基礎構造体です。2013 年 3 月に、クライオスタット・ベースは誤差わずか± 0.5 mmという極めて高い精度で、設置が完了しました(図 4-18)。真空容器や超伝導トロイダル磁場コイルは、組立てが完了したクライオスタット・ベースの上に 1 個ずつ円周方向に組み立てられるため、専属の旋回クレーンや位置合わせ用ガイドレールを備えた組立架台(直径 20 m，高さ 18 m)を用いて、機器の効率的な移動と高精度な位置合わせを行います(図 4-19)。真空容器は 10 セクターから構成され、最終 20 度セクターを除いた 9 セクター間の溶接を研究開発により実証された溶接条件を用いて行い、真空容器を 340 度まで組み立てます(図 4-20(c))。その後、20 度の開口部から超伝導トロイダル磁場コイルを 1 個ずつ真空容器周りに移動し、製作時に定義された各トロイダル磁場コイルの電流中心の位置が数 mm 以内の誤差に収まるように、レーザー光を用いた位置計測機器とコイルの位置と姿勢を微調整することができる位置調整治具を用いてトロイダル磁場コイルの組立てを行います(図 4-20(d))。

我が国が製作分担する真空容器は既に全体の 2/3 までの製作が終了しております。また、欧州が製作分担するトロイダル磁場コイルについては、フランスとイタリアで製作が開始され、真空容器の 340 度組立以降のトロイダル磁場コイルの組立てに向けて順調に進展しています。

●参考文献
Shibanuma, K. et al., Assembly Study for JT-60SA Tokamak, Fusion Engineering and Design, vol.88, issues 6-8, 2013, p.705-710.

4-8 超大型負イオン源の真空耐電圧の予測データ取得に成功
ー JT-60SA 及び ITER 用負イオン源の高エネルギー化に向けた設計指針を確立ー

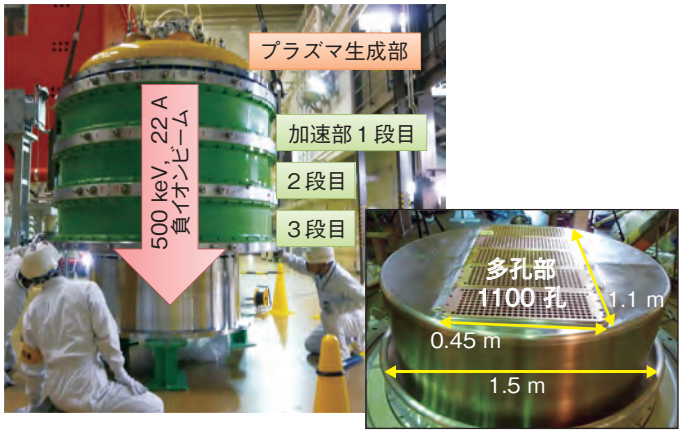


図 4-21　JT-60 用 500 keV 負イオン源の外観と加速電極
JT-60用負イオン源は世界最大(高さ 1.8 m, 直径 2 m, 重量約 6.5 t）で、500 keV の重水素負イオンビームを 22 A 生成します。

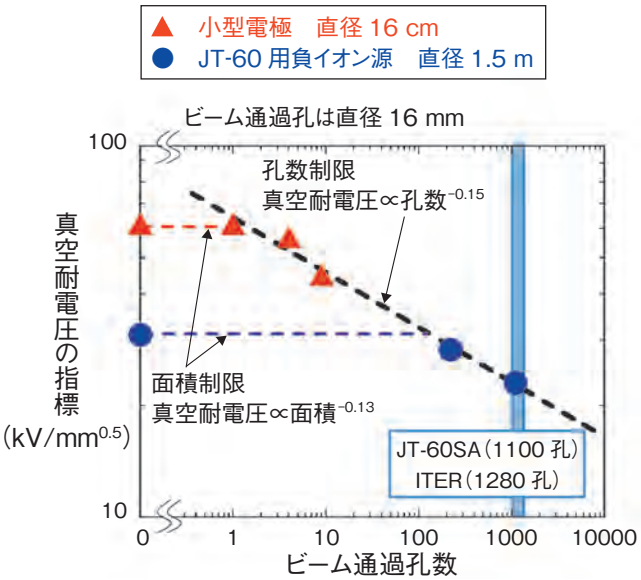


図 4-22　ビーム通過孔数と真空耐電圧の指標の関係
縦軸は、真空耐電圧の指標であり、電極間隔を伸ばした時の真空耐電圧の増加量です。---線は JT-60 用負イオン源(●)や比較用小型電極（▲）の面積で決まる真空耐電圧の指標を、---線は面積によらず孔数で決まる真空耐電圧の指標を示しています。

核融合装置では、プラズマ中に電流を駆動するために、数 100 keV 以上の重水素の中性粒子ビームをプラズマに入射することが必要です。臨界プラズマ試験装置 JT-60 では、世界に先駆けて超大型の負イオン源(図 4-21）を用いた高エネルギー中性粒子ビームを開発し、近年、負イオン源の真空耐電圧により 400 keV 以下に制限されていたビームエネルギーを 500 keV に改善することに成功しました。

JT-60SA や ITER に必要な中性粒子ビームのエネルギーは、500 keV あるいは 1 MeV となることから、負イオン源の加速部では、高電圧を長時間安定して保持する性能が求められます。JT-60 の負イオン源の加速電極は、図 4-21 に示すように、直径が 1.5 m と非常に大きく、電界の集中するビーム通過孔が 1100 個あります。加速電極の設計データは、直径 0.2 m 程度の電界集中のない小型平行電極を用いたものであり、ビーム通過孔部分に局所高電界を持つ大面積電極の真空放電現象は、これまでは研究されていませんでした。

そこで、私たちは、真空中の絶縁破壊位置を特定するために、電極内全体を観測できるカメラシステムを開発しました。その結果、絶縁破壊に伴う発光が、ビーム通過孔周辺に集中するとともに、1100 個の孔でランダムに発生することを突き止めました。この結果から、ビーム通過孔の数によって真空耐電圧が制限されていると考え、ビーム通過孔と真空耐電圧の関係を調べました(図 4-22)。真空耐電圧は電極間隔の平方根に比例するため、真空耐電圧を電極間隔の平方根で割った値は真空耐電圧の指標になります。今回、真空耐電圧の指標は、電極の面積で決まるだけでなく、電極にビーム通過孔を増やしていくと、ある孔数から減少し始めることが分かりました。これは、電極の面積及びビーム通過孔数が独立に真空耐電圧を制限していることを示しています。更に今回の結果から、JT-60 用負イオン源は真空耐電圧が孔数で制限されていることを明らかにしました。

今回の成果のキーポイントは、絶縁破壊を引き起こし、真空耐電圧を支配する要因を発見したことです。この成果により、JT-60SA や ITER 用の負イオン源の真空耐電圧を予測し、設計の指針を立てられるようになりました。さらに、学術的には局所的に高電界を持つ電極における真空放電現象の理解に新たな知見を与えました。

●参考文献

Kojima, A. et al., Vacuum Insulation of the High Energy Negative Ion Source for Fusion Application, Review of Scientific Instruments, vol.83, issue 2, 2012, p.02B117-1-02B117-5.

4-9 超伝導コイルの導体接続部の小型化に成功

ー核融合装置用中心ソレノイド製作のための超伝導導体突合せ接続手法の開発ー

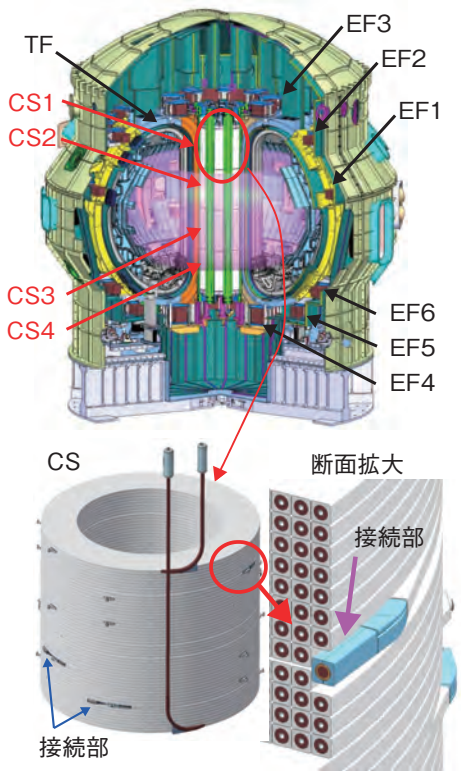


図 4-23　JT-60SA 超伝導コイルシステムと CS の接続部
接続部を CS 巻線内部に埋め込むことで、限られた CS 設置空間において、可能な限りコイル直径を大きくできました。

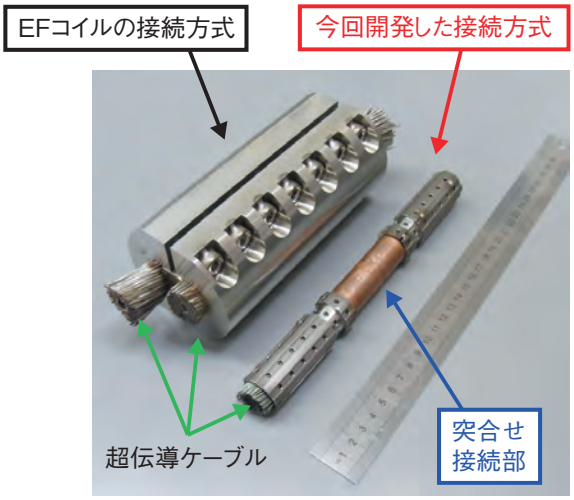


図 4-24　接続方式の比較
超伝導ケーブル同士を拡散接合により突合せで接続することで、接続部をコンパクトにすることができました。

サテライト・トカマク(JT-60SA)では、高性能プラズマの長時間維持の実現を目標としており、そのためには、装置コイルの超伝導化が不可欠です。その超伝導コイルは、ITER に次ぐ世界最大級のものであり、D 型形状をした 18 個のトロイダル磁場(TF)コイル，装置中心に縦積みされた四つの中心ソレノイド(CS)，そして TF コイルを鉢巻状に取り囲む六つの平衡磁場(EF)コイルにより構成されます(図 4-23)。これらのコイルの製作は、日本と欧州が分担して行っており、我が国が CS・EF コイル用超伝導導体製作と CS・EF コイル製作を、イタリアが TF コイル用超伝導導体製作を、フランスとイタリアが TF コイル製作を担当しています。

超伝導コイルの製作には、小さなものでも 3 km 以上の超伝導導体が使用されます。そこで、超伝導導体をコイル状に巻線後、超伝導導体同士を銅などの常伝導導体を介して接続し、一つのコイルにする必要があります。接続部の電気抵抗による発熱が大きいと、接続部付近の超伝導状態が維持できず、冷凍能力の増強が必要となります。そのため接続部の電気抵抗は 5 nΩ 以下とする必要があります。EF コイルで採用した従来の接続方式(図 4-24 左)は、超伝導ケーブル同士を重ね合せて、はんだで接続する方式でした。しかし、プラズマ電流を生成することを目的とする CS では、図 4-23 に示すように限られたスペースの中でコイル直径を可能な限り大きくする必要がありました。そこで、超伝導ケーブル同士を突合せでコンパクトに接続する方式(図 4-24 右)を開発しました。これは、ITER CS モデルコイルで開発した接続手法を改良し、コイル形状に巻かれた超伝導導体同士を突合せ接続する装置を用いて、コイル巻線内部に接続部を組み込めるようにしたものです。すなわち、コンパクトな接続部を実現するために、真空下で突合せ接続面に 30 MPa の圧力を加えた状態で 650 ℃程度に加熱し、接続面を拡散接合する手法を開発しました。本方式で製作した接続サンプルの通電試験を行い、強磁場･極低温下(2 T，7 K)及び高電流(20 kA)での接続部使用条件において、接続電気抵抗の要求値である 5 nΩ 以下を十分満足する 2 nΩ を達成しました。この結果より、JT-60SA の CS 実機の製作に着手できる見通しを得ました。

●参考文献
Kizu, K. et al., Development of Central Solenoid for JT-60SA, IEEE Transactions on Applied Superconductivity, vol.23, no.3, 2013, p.4200104-1-4200104-4.

4-10 核融合燃料核種によるプラズマ熱拡散の仕組みを理解
－ITER での核融合炉出力の予測精度の向上へ貢献－

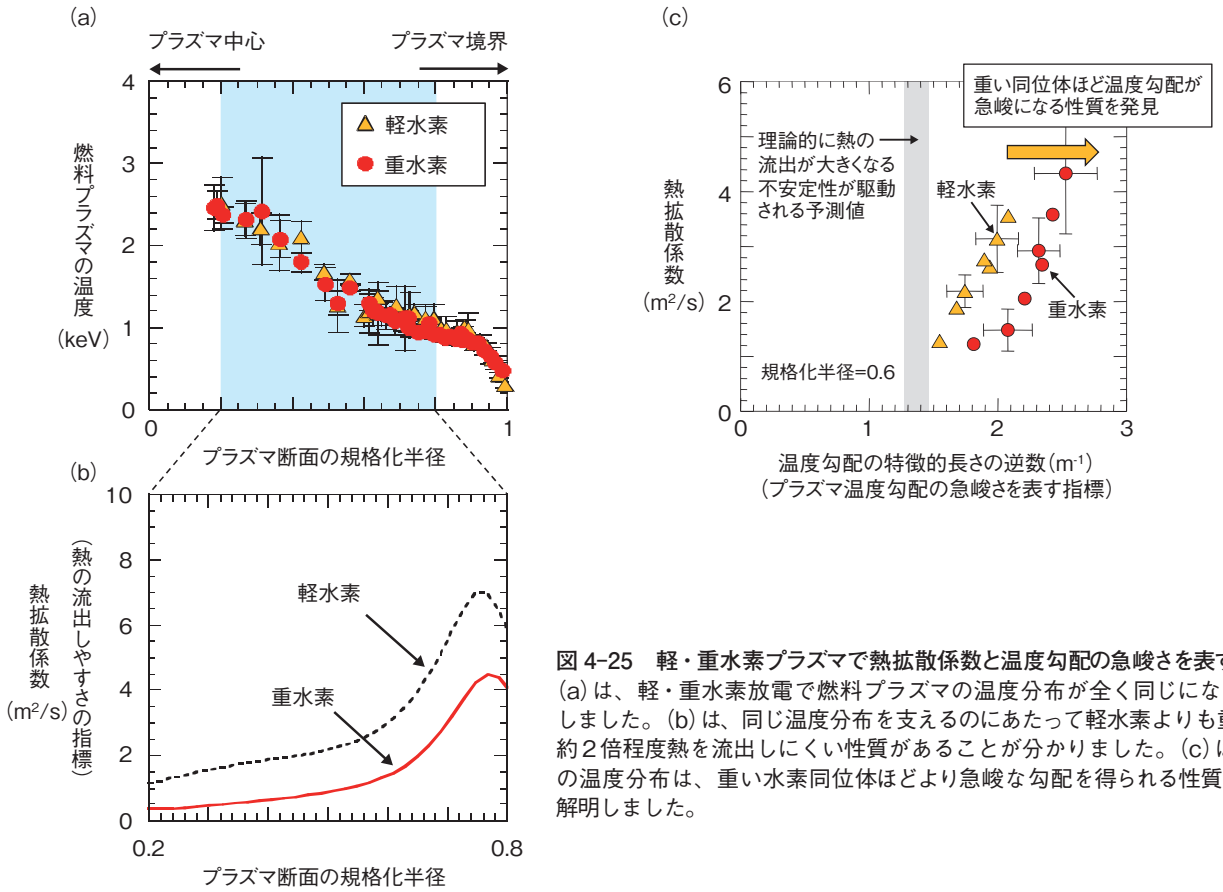


図 4-25　軽・重水素プラズマで熱拡散係数と温度勾配の急峻さを表す指標を比較
(a) は、軽・重水素放電で燃料プラズマの温度分布が全く同じになることを発見しました。(b) は、同じ温度分布を支えるのにあたって軽水素よりも重水素の方が約２倍程度熱を流出しにくい性質があることが分かりました。(c) は、プラズマの温度分布は、重い水素同位体ほどより急峻な勾配を得られる性質があることを解明しました。

核融合発電の実現のため、プラズマの熱や粒子が外部へ流出する過程を解明する研究開発が世界各国で精力的に実施されています。特に、国際熱核融合実験炉（ITER）をはじめとする次世代核融合炉では、三重水素を燃料に用いた燃焼プラズマ実験を計画しています。しかし、現在の核融合研究では一般的に軽水素または重水素が用いられています。そのため、プラズマの熱が外部へ流出する過程に対して、これらの水素同位体による効果を明らかにすることは極めて重要な課題となっています。

JT-60 装置では２種の核融合燃料核種(軽水素と重水素)での放電実験を実施し、熱の流出する過程に対する水素同位体の違いによる効果を比較しました。その結果、図 4-25 (a) に示すように、軽水素と重水素プラズマで中心部から境界までにわたって全く同一の温度分布が得られることが分かりました。しかし、軽水素プラズマでこの温度分布を維持するには、重水素プラズマよりも約２倍程度大きな加熱パワーを必要としました。つまり、図 4-25 (b) に示すように、軽水素の方が重水素よりもプラズマのほぼ全域にわたって約２倍程度熱を流出しやすい性質を持つことが分かりました。

従来、核融合プラズマを加熱していくとプラズマの温度勾配は次第に急峻になり、あるレベルに到達すると熱の流出が大きくなる不安定性が駆動され、急激に熱の流出(熱拡散係数)が大きくなり、温度分布の勾配の変化が小さくなる性質が知られていました。しかし、この性質が水素同位体にどのように依存するかは分かっていませんでした。本実験によって、図 4-25 (c) に示すように、プラズマ温度勾配の急峻さを表す指標は、重い水素同位体ほど大きくなり、一方でプラズマ温度分布が同じならば、熱拡散係数は重い水素同位体ほど小さくなる性質があることを世界で初めて解明しました。これは温度勾配による不安定性の強さが水素同位体によって異なる可能性を示しています。

本研究成果は、プラズマから熱が流出する性質が水素同位体によって異なることを示し、熱拡散特性の理解を急速に進展させることとなりました。今回得られた成果は、重水素よりも更に重い水素同位体である三重水素を用いる ITER での核融合炉出力の予測精度の向上につながるだけでなく、将来の核融合原型炉の設計指針を与えるものです。

●参考文献
Urano, H. et al., Small Ion-Temperature-Gradient Scale Length and Reduced Heat Diffusivity at Large Hydrogen Isotope Mass in Conventional *H*-Mode Plasmas, Physical Review Letters, vol.109, issue 12, 2012, p.125001-1-125001-5.

4-11 スパコン・ヘリオスによる高速イオンの輸送研究
－ITER プラズマにおける高速イオンとアルフベン波の舞－

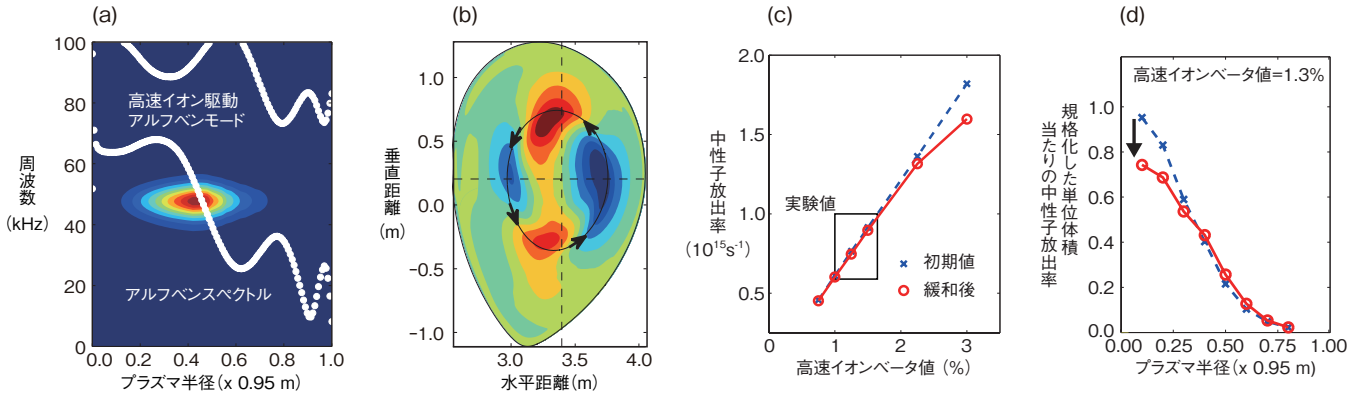


図 4-26
(a) 高速イオン駆動アルフベンモードの周波数の径分布（垂直距離 0 における水平距離に対応）
プラズマ半径は体積平均されたプラズマ小半径 0.95 m で規格化されます。モード周波数は 45 kHz, 実験値は 30 kHz から 70 kHz です。
(b) トーラス断面におけるモードの空間構造
最大成長率を与えるトロイダルモード数は 1 で、実験観測と一致します。

図 4-27
(c) 中性子放出率に対する高速イオンベータ値依存性
黒線は実験値（高速イオンベータ値 1% から 1.5% に相当）になります。
(d) 初期値の中心値により規格化した単位体積当たりの中性子放出率の径分布
×は初期値、○は緩和後を表し、高速イオンベータ値 1.3% の時、中心値は相対値として約 25% 減少します。

ITER は、国際協力により核融合エネルギーの実現性を研究するための核融合実験装置です。ITER では、１億度近い重水素と三重水素のプラズマを閉じ込め、これらの核融合反応を起こすことによりエネルギーを発生させます。このとき、中性子やヘリウムイオンが生成されます。ヘリウムイオンは水素イオンと比べて 100 倍以上の運動エネルギーを有する高速イオンであり、水素イオンとの衝突によりプラズマ加熱に寄与します。

しかしながら、高速ヘリウムイオンの運動のリズムはアルフベン波と呼ばれる磁気流体波の運動のリズムと似ており、これらは一緒に舞を舞い、その結果、水素プラズマが閉じ込められている領域の外側に放出されてしまうため、その輸送の評価が重要な課題となっています。

私たちは、大学共同利用機関法人自然科学研究機構核融合科学研究所と協力し、国際核融合エネルギー研究センターが運用しているスーパーコンピュータ・ヘリオスを用いて、高速イオンの輸送に関する理論シミュレーション研究を行っています。シミュレーションモデルの妥当性確認のため、那珂核融合研究所が運用している核融合実験装置 JT-60U での実験結果との比較を進めています。実験では、重水素中性粒子ビームの外部入射により、水素プラズマを強く駆動することで現象を模擬しており、周期的なアルフベン波のバーストが観測されています。バースト現象は位相空間の高速イオン分布関数に強く依存していると考えられるため、軌道追跡モンテカルロシミュレーションの結果を基に初期平衡分布関数を精度良く表現する新しい手法を提案し、高速イオン駆動 MHD 解析コードへ実装しました 。

シミュレーションの結果、バーストに伴う分布緩和を引き起こしている不安定性の周波数や支配的なモード数が実験結果と整合していることを確認しました(図 4-26)。また、高速イオンベータ値をパラメータとして、変化させたシミュレーションを実行することにより、高速イオン放出とその結果生じる中性子放出分布が実験結果と整合する高速イオンベータ値を見いだしました(図 4-27)。従来の高速イオン分布関数の評価法は、不安定性を考慮していないため、バーストが存在する場合の全中性子放出率を過大評価する傾向にありました。提案手法によりバーストが存在する場合の高速イオンベータ値を精度良く見積もることが初めて可能となりました。

本研究は、独立行政法人日本学術振興会科学研究費補助金 (No.22860081, No.23360416, No.25820443) の成果の一部です。

●参考文献
Bierwage, A. et al., Role of Convective Amplification of n=1 Energetic Particle Modes for N-NB Ion Dynamics in JT-60U, Nuclear Fusion, vol.53, no.7, 2013, p.073007-1-073007-12.

5 量子ビーム応用研究

量子ビームテクノロジーを駆使した研究開発

研究用原子炉，加速器，高出力レーザー装置等の施設・設備を用いて得られる、高強度で高品位な中性子ビーム，イオンビーム，電子線，レーザー，放射光等を総称して「量子ビーム」と呼び、これらを発生・制御する技術とこれらを用いて高精度な加工や観察等を行う利用技術からなる「量子ビームテクノロジー」が近年大きく進展しています。

量子ビームは、物質を構成する原子や分子と様々な相互作用をしますので、物質状態を原子や分子のレベルで観察する手段として有効です（「観る」機能）。また、原子や分子の配列や組成，結合状態や電子状態を変化させることから、原子・分子レベルの加工も得意としています（「創る」機能）。更に、狙った部位に照射することにより、細胞レベルでがん等を治療することにも用いられています（「治す」機能）（図 5-1）。

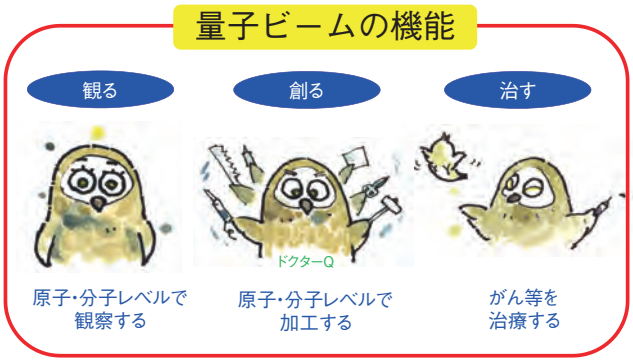


図 5-1　量子ビームの有する優れた機能

原子力機構では、東海地区の研究用原子炉 JRR-3，大強度陽子加速器 J-PARC、高崎地区のイオン照射研究施設 TIARA，電子線照射施設，コバルト 60γ 線照射施設、木津地区の高強度レーザー J-KAREN，X 線レーザー、播磨地区の SPring-8 放射光ビームラインなどの様々な量子ビーム施設群（量子ビームプラットフォーム）を保有しています。これらを利用して、各種量子ビームの発生・制御・利用技術を高度化する先進ビーム技術開発を進めるとともに、量子ビームの持つ優れた機能を総合的に活用し、物質・材料，環境・エネルギー，医療・バイオ分野で、基礎研究から産業応用にわたって、多種多様な成果を創出しています（図 5-2）。

本章では、先進ビーム技術，物質・材料，環境・エネルギー，医療・バイオの各分野から量子ビームを用いた最近の代表的成果をご紹介します。トピックス 5-1，5-10 は物質・材料、トピックス 5-2，5-3 は医療・バイオ、トピックス 5-4，5-8，5-9 は環境・エネルギー、トピックス 5-5，5-6，5-7 は先進的なレーザー技術に関する研究成果です。

また、東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故の復旧・復興に貢献するために、量子ビームを用いた除染技術の開発等にも精力的に取り組んでいます。こうした福島に関する量子ビームを用いた研究開発の取り組みについては、第 1 章のトピックス 1-9 をご参照ください。

図 5-2　原子力機構の量子ビーム施設群と研究開発分野

5-1 ナノコンポジットの熱的安定性の増大
－ナノ微粒子がブロック共重合体の相転移にもたらす効果－

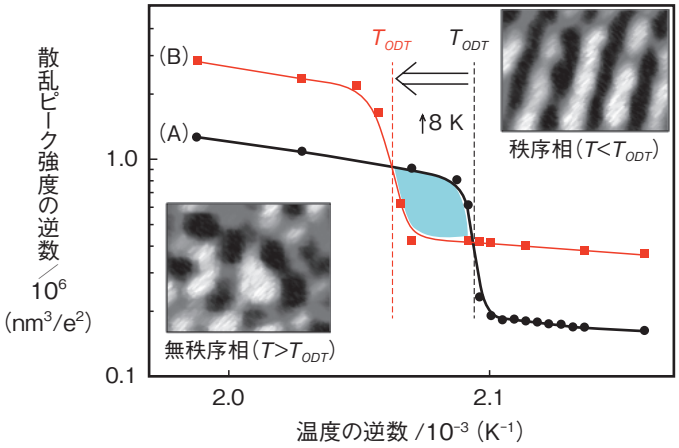


図 5-3　秩序－無秩序転移に関するナノ微粒子の添加効果
添加物のない PS-*b*-PMMA（A）及びナノコンポジット（B）からの散乱ピーク強度の逆数（I_m^{-1}）を、試料温度の逆数（T^{-1}）の関数として示しました。T_{ODT} で I_m^{-1} の不連続変化が現れます。白黒のパターンは PS-*b*-PMMA の秩序及び無秩序状態における電子顕微鏡像です。

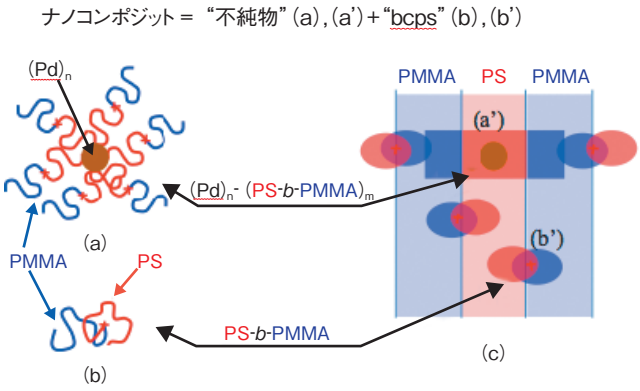


図 5-4　Pd 微粒子の導入が T_{ODT} を上昇させる機構を示すモデル
(a) 1 個の Pd 微粒子が m 本の PS 鎖を吸着・束縛した複合体（“不純物”）(b) 純粋な共重合体（“bcps”）及びそれらがラメラの鋳型（c）中で取っている鎖の形態を粗視化したモデル（(a'), (b')）。少数の（a'）がアンカー（碇）としての機能を果たし、多数の（b'）から成る鋳型全体を安定化します。

ブロック共重合体（共重合体）がナノスケールの周期性を有する多様なパターンを形成することはよく知られています。それを鋳型としてナノ微粒子を導入し、力学特性に優れた光電磁デバイスを創製できるという利点から、共重合体とナノ微粒子から成る「ナノコンポジット」は、注目を集めています。この系では、添加するナノ微粒子によって、共重合体の秩序相から無秩序相への相転移温度（T_{ODT}）が鋭敏に変動するため、ナノ構造の熱安定性の制御･変調を可能にしますので、ナノコンポジットに将来的な技術革新をもたらすことが期待できます。ここでは、ポリスチレン－ポリメチルメタクリレート共重合体（PS-*b*-PMMA）にパラジウム（Pd）ナノ微粒子を導入して得られるナノコンポジットの T_{ODT} の結果を紹介します。

このナノコンポジットは、Pd 微粒子の前駆体となる錯体を PS-*b*-PMMA 中に導入し、403 K で熱還元することによって作製されます。PS-*b*-PMMA 単体とナノコンポジットの双方の相転移挙動を、小角 X 線散乱により調べました。図 5-3 から、わずか 1 重量 % の Pd 微粒子の導入によってナノコンポジットの T_{ODT} は 8 K 上昇し、ゆえに、Pd 微粒子は鋳型の熱的安定性を実効的に増大させる効果があるという物理学的に重要な結論を得ることができました。ナノコンポジットの実用化には、T_{ODT} の Pd 微粒子濃度依存性を明らかにすることが今後の重要研究課題です。この効果は、Pd 微粒子の導入量が、PS ドメイン中（全導入量中約 70% を含む）と PMMA ドメイン中（同約 30% を含む）で異なる、という実験事実に基づき説明が可能です。この Pd 微粒子の特徴的な分布は、Pd-PS 間の親和性が Pd-PMMA 間の親和性に優ることを示唆します。ゆえに PS 鎖が Pd 微粒子表面に吸着・束縛されて形成される複合体（図 5-4(a)）が PS-*b*-PMMA（図 5-4(b)）に混じって、ラメラ（図 5-4(c)）を形成します。この複合体は、鋳型中で大多数を占める PS-*b*-PMMA のブラウン運動をラメラ構造の界面と平行／垂直の両方向に長距離にわたって抑制する「アンカー（碇）」として機能する結果、ラメラ構造の熱的安定性が増大します。

最後に再度強調したい点は、鋳型は界面と垂直方向に強い相関を有するので、添加されるナノ微粒子はたとえ微量でも極めて長距離にわたり大きな影響を鋳型に与える点です。熱的安定性の変調がその一例です。この原理は、ナノコンポジットの発展に新たな可能性を付与します。

●参考文献
Zhao, Y. et al., Order-Disorder Transition of Nanocomposites: Polystyrene-*block*-Poly(Methyl Methacrylate) with Palladium Nanoparticles, Macromolecules, vol.46, issue 3, 2013, p.957-970.

5-2 タンパク質・DNA の分子認識機構の解明を目指して
－タンパク質・DNA 複合体形成時の構造変化を解析する方法を開発－

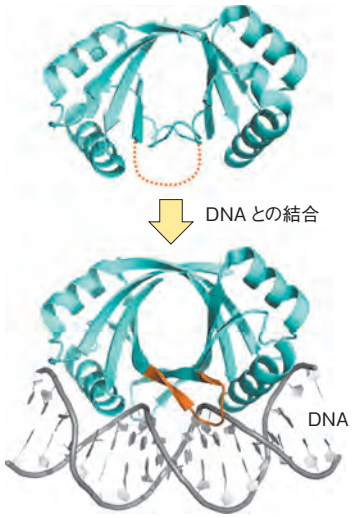


図 5-5　ウシのパピロマウイルスの E2 タンパク質で観察されたタンパク質の構造変化
オレンジ色のループは、DNA に結合していない時には X 線解析で構造が見えない領域でしたが、DNA と結合することで、ターン構造が形成されます。なお、パピロマウイルスは子宮頸がんの原因ウイルスとして知られています。

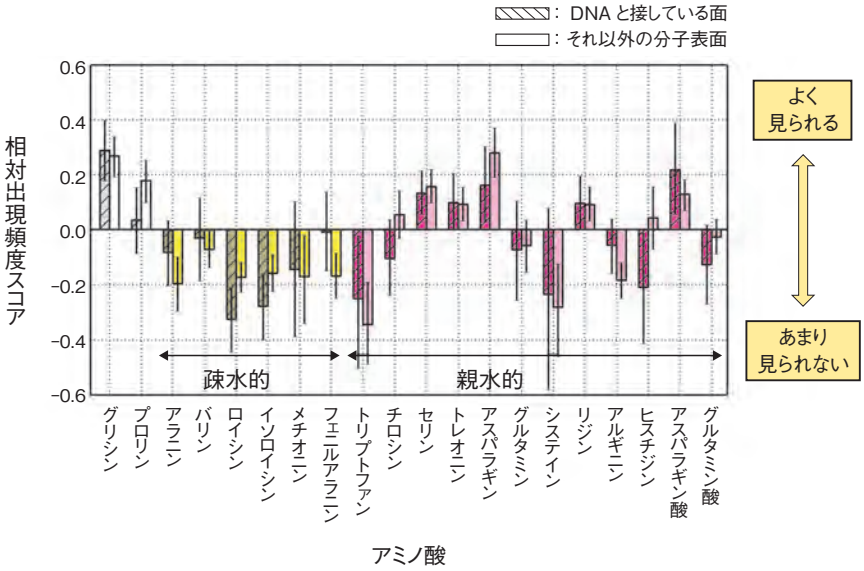


図 5-6　DNA との結合によって構造が変化する領域で見られるアミノ酸組成の傾向
相対出現頻度スコアは構造変化領域での頻度を表す指標で、大きいほど構造変化領域でよく見られるアミノ酸です。このグラフは、DNA と接している面で構造変化している領域では、分子表面で構造変化している領域と同様に、疎水的なアミノ酸が少なく、グリシンやプロリン、親水的なアミノ酸の一部が多い傾向があることを示しています。エラーバーは統計誤差を表します。

私たちの体内では、外界の状況に応じてタンパク質の合成が常に行われています。これは、細胞核内の DNA の特定の領域に、転写因子と呼ばれる DNA 結合タンパク質が結合することによって始まります。このような DNA 結合タンパク質の中には、ステロイド受容体など多くの核内受容体が含まれています。これら受容体と DNA との相互作用を薬剤によって促進・抑制することができれば、病気の治療薬として役立つと考えられています。そのため、DNA 結合タンパク質がどのように特定の DNA を認識するかその分子機構を明らかにすることが非常に大切です。

これまでに、個別の DNA 結合タンパク質に関しては、X 線結晶構造解析によって、DNA の認識機構が原子レベルで明らかにされてきました。しかしながら、その一般的な法則は、まだ十分に明らかになっているとはいえません。

私たちは、多くの X 線解析データを注意深く観察し、DNA 結合タンパク質が DNA と結合する際には、タンパク質に構造変化が生じていることを観察しました(図 5-5)。そこで、タンパク質が DNA 結合によってどのような構造変化を生じるのかを調べるために、タンパク質の三次元構造の変化を統計的に解析する手法の開発を行いました。この方法では、タンパク質の三次元構造情報を一次元の文字列で表現することで、高速に構造変化を検出することができます。

この方法を用いて、まず、DNA が結合するタンパク質領域にはもともと構造変化しやすい領域が多く存在しており、DNA との相互作用によって、様々な構造を生じていることを明らかにしました。次に、このような領域は、疎水的なアミノ酸が少なく、親水的なアミノ酸の一部や、グリシンやプロリンが多いなど、アミノ酸組成が特徴的であることを明らかにしました(図 5-6)。DNA と接している領域が構造変化に適したアミノ酸組成を持っていることは、DNA 結合タンパク質は、DNA の構造に合わせるために、構造変化しやすい性質を進化の過程で獲得してきたことを示しています。

タンパク質と DNA の分子認識は、生物の基本的な仕組みのひとつです。私たちは、構造変化に注目することによって、その仕組みの一部を明らかにすることに成功しました。この結果は、タンパク質のどの面が DNA と相互作用するのかを予測し、薬剤の結合すべき領域を推定する手法の開発に役立つと考えられます。

●参考文献
Sunami, T. et al., Local Conformational Changes in the DNA Interfaces of Proteins, PLOS ONE, vol.8, issue 2, 2013, p.e56080-1-e56080-12.

5-3 より正確ながんの診断を目指して
ーがんの PET 診断用新規アミノ酸トレーサー D-[^{18}F]FAMT の開発ー

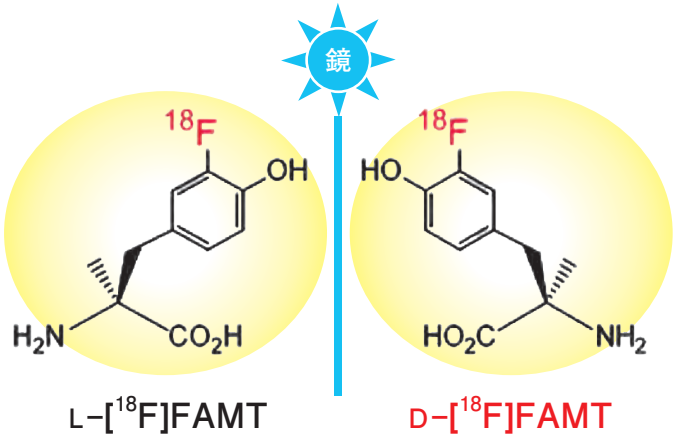


図 5-7　L-[^{18}F]FAMT 及び D-[^{18}F]FAMT の構造式
L-[^{18}F]FAMT（左）と D-[^{18}F]FAMT（右）は互いに鏡像異性体であり、右手と左手の関係のように互いに鏡に映った形の関係にあります。

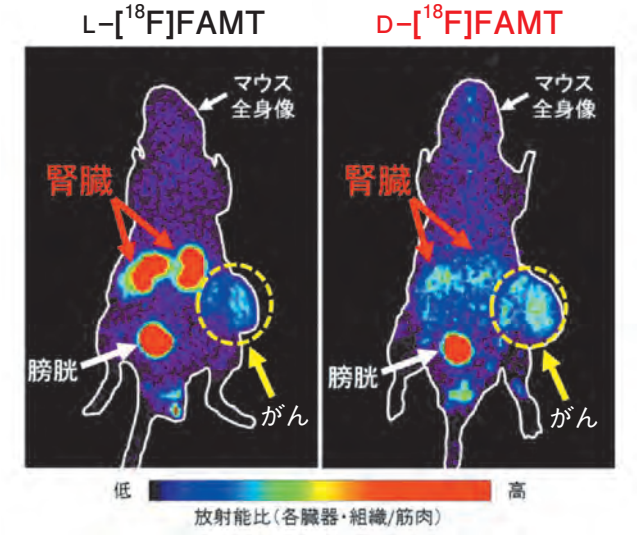


図 5-8　L-[^{18}F]FAMT 及び D-[^{18}F]FAMT による PET イメージングの比較
L-[^{18}F]FAMT（左）では、高い腎集積が認められる一方で、がんにおけるコントラストが低く、一部描出されない部分もあります。それに対して、D-[^{18}F]FAMT（右）では、腎集積が顕著に抑制され、がん全体が明瞭に描出されています（同一マウスをイメージングに使用）。

陽電子放射断層撮影（PET）による画像診断は、がんの早期発見はもちろん、がんの状態や特徴を探るために重要です。この診断では、陽電子放出核種で標識された薬剤を投与後、がんに集まった薬剤から放出されるγ線を体外で検出し、得られた定量的なデータから画像を構築することでがんの診断を行います。アミノ酸を母体とする薬剤である 3-[^{18}F] フルオロアルファメチル L チロシン（L-[^{18}F]FAMT）は、がんに選択的に集まることから、がんの確定診断薬として多数利用されています。しかし、L-[^{18}F]FAMT は正常な腎臓，膵臓にも捕捉されるため、血液からの消失に時間がかかります。このため、L-[^{18}F]FAMT によって得られた PET 画像では、がんと正常組織の境界が分かりづらく、正確ながんの識別が難しいという課題があります。そこで、私たちは L-[^{18}F]FAMT の腎臓，膵臓への集積・滞留を改善し、がんをより明瞭に描出可能な PET 診断薬の開発を目指しました。

腎臓，膵臓への集積・滞留を改善するためには、これらの細胞に認識されないことが重要です。一般的には、化学構造の一部を変化させますが、私たちは、L 体アミノ酸の鏡像異性体である D 体アミノ酸が正常組織へあまり集まらないことや腎臓から尿中に排泄されやすいという特徴を上手く活かすことができれば、L-[^{18}F]FAMT の長所を残したまま、腎臓，膵臓への集積・滞留を抑制できると考え、新たに 3-[^{18}F] フルオロアルファメチル D チロシン（D-[^{18}F]FAMT）を開発しました（図 5-7）。

がんを移植したマウスを解剖し、血液及び各臓器における D-[^{18}F]FAMT 量を測定した結果、L-[^{18}F]FAMT に比べ、D-[^{18}F]FAMT の血液からの消失はとても早く、腎臓，膵臓における集積・滞留は顕著に低下しました。がんにおける D-[^{18}F]FAMT の集積は L-[^{18}F]FAMT に比べて低下しましたが、がんと血液における放射能量の比を取ると L-[^{18}F]FAMT よりも高く、D-[^{18}F]FAMT によってがんをより明瞭に描出できると推測されました。同様の処置をしたマウスを PET イメージングした結果、腎集積を顕著に抑制し、がんを選択的かつ明瞭に描出できることが分かりました（図 5-8）。

D-[^{18}F]FAMT による PET 診断が普及すれば、これまで見えなかったがんも見えるようになり、より正確な診断に基づく治療が可能となります。また、D-[^{18}F]FAMT は L-[^{18}F]FAMT では検出困難な腎がん及び膵がんに対する有効な診断薬となることが期待されます。今後は、D-[^{18}F]FAMT の実用化に向け、安全性に関する検討を進める予定です。

●参考文献
Ohshima, Y. et al., Biological Evaluation of 3-[^{18}F]Fluoro-α-Methyl-D-Tyrosine (D-[^{18}F]FAMT) as a Novel Amino Acid Tracer for Positron Emission Tomography, Annals of Nuclear Medicine, vol.27, no.4, 2013, p.314-324.

5-4 ダイヤモンドを使って１個のイオンを検出する
－NV 中心の発光特性を利用した単一イオンのリアルタイム位置検出－

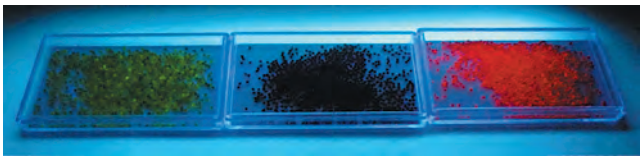


図 5-9　紫外線を照射したダイヤモンドの写真
窒素を多量に含むダイヤモンド（左），電子線を照射したダイヤモンド（中央），熱処理をして NV 中心を作成したダイヤモンド（右）の写真です。ダイヤモンドに含まれる不純物や欠陥の種類ごとに固有の色を示します。

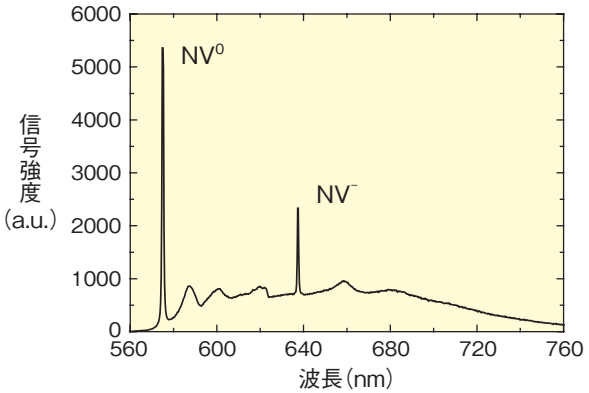


図 5-10　作製した NV 中心のフォトルミネッセンススペクトル
電気的に中性な NV^0 中心と負に帯電した NV^- 中心が、電子線を照射後熱処理をしたダイヤモンド中に存在していることが確認されました。

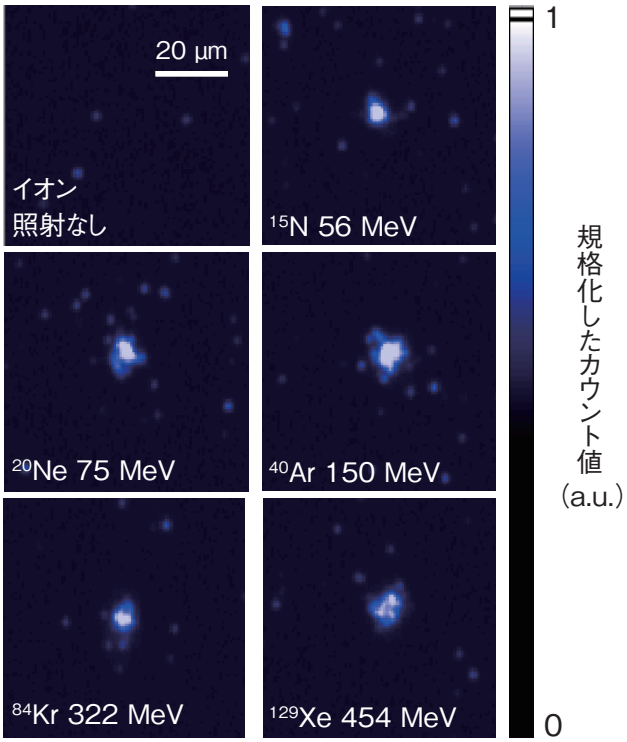


図 5-11　一つのイオンを照射した時の CCD 画像
NV 中心を含むダイヤモンドに一つのイオンを照射した時に、イオンが当たった場所から発せられる微弱光をとらえることに成功しました。

たった１個のイオンが半導体に入射することで、一時的な誤動作や定常的な故障が発生することをシングルイベント効果と呼びます。宇宙等の放射線環境で半導体を利用するためには、その発生機構を明らかにする必要があり、そのための模擬実験には１個のイオンが当たった場所をリアルタイムで検出する技術が求められます。現状では半導体の上に蛍光体を設置し、イオンが蛍光体を通過する時に発光する微弱光の発光位置を検出する手法が利用されています。したがって、たった１個のイオンを検出可能なほど強い発光強度を持つ蛍光体が模索されています。そこで私たちは、ダイヤモンド中に含まれる窒素－空孔欠陥（NV 中心）が、紫外線を高い効率で吸収して高強度の蛍光を発する特徴に着目しました。

はじめに、多量の NV 中心を含むダイヤモンドの作製に取り組みました。今回、高温高圧法により作製された不純物として窒素を多く含む合成ダイヤモンドを準備しました。試料に 2 MeV の電子線を照射することによって、はじき出し損傷を引き起こし、ダイヤモンド中に多量の欠陥を導入しました。電子線を照射した後に、800 ℃で 5 時間の熱処理を施すことで、不純物の窒素と欠陥とを結合させ、多量の NV 中心を含むダイヤモンドを作製することに成功しました（図 5-9）。作製した試料のフォトルミネッセンススペクトル分析を行ったところ、電気的に中性な NV^0 中心と、負に帯電した NV^- 中心が形成されていることが分かりました（図 5-10）。同図から、NV 中心以外の余分な欠陥が形成されていないことも分かりました。次に、様々なエネルギーを持つ異なる種類のイオンを１個だけ照射する実験を行いました。超高感度 CCD カメラと映像増倍管を組み合わせた測定装置を開発し、イオン入射に伴い発生する微弱光をリアルタイムで検出することに成功しました（図 5-11）。これは NV 中心を含むダイヤモンドからのみ検出され、電子線未照射のダイヤモンドからは検出されませんでした。この成果は、半導体の信頼性を損なうシングルイベント効果の発生機構を解明するための基盤技術として位置づけられるものです。

本研究は、独立行政法人科学技術振興機構戦略的国際科学技術協力事業日本－ドイツ共同研究（研究領域）「ナノエレクトロニクス」により実施された成果の一部であり、筑波大学及び独立行政法人物質・材料研究機構と共同して進めたものです。

●参考文献

Onoda, S. et al., Diamonds Utilized in the Development of Single Ion Detector with High Spatial Resolution, Transactions of the Materials Research Society of Japan, vol.37, no.2, 2012, p.241-244.

5-5 高強度γ線ビーム非破壊核種分析へ向けて
－高輝度直流電子源から 500 keV 大電流電子ビームを生成－

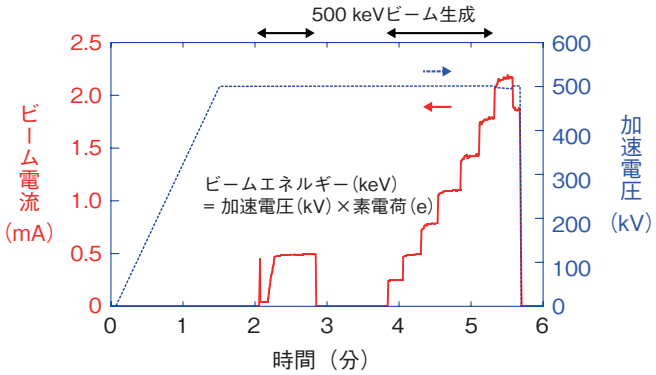


図 5-12　500 keV 大電流電子ビーム生成試験
高輝度直流電子源では、レーザーの照射により生成した電子を、高電圧により高エネルギー加速し、電子ビームとして取り出します。電子ビームエネルギーは加速電圧と素電荷の積である keV 単位で表されます。 --- 線で示す加速電圧を一定値に保ち、レーザーを照射して—線で示すビーム電流を取り出します。最大 2 mA までの電子ビームを 500 keV のエネルギーで取り出すことに成功しました。

図 5-13　エネルギー回収リニアック γ 線発生装置
KEK で開発中のエネルギー回収リニアックです。本研究で開発した高輝度直流電子源を移設し 2013 年 4 月からビーム運転試験を開始しました。電子源からのビームを超伝導加速器で更に加速し、レーザーコンプトン散乱装置に導きます。生成する高強度の X 線や γ 線を用いて非破壊核種分析の実験を行う予定です。

核不拡散に必要な核物質の計量管理（保障措置）のため、使用済核燃料中の Pu やマイナーアクチノイド量を同位体ごとに非破壊分析する技術に近年注目が集まっています。私たちは、原子核の共鳴散乱を用いた非破壊核種分析装置を提案して開発を進めています。目的核種の励起準位と同じエネルギーを持つ単色 γ 線ビームを使用済核燃料に照射し、共鳴散乱で発生した γ 線を検出・定量して核種の精密な計量を行います。

装置の鍵となる高強度単色 γ 線ビームの発生には、レーザーと電子ビームの衝突によるレーザーコンプトン散乱を用います。面密度の高い高輝度電子ビームをレーザーと衝突させることができれば、高強度の γ 線発生が可能となります。この高輝度電子ビームを大電流で発生させることのできるのがエネルギー回収リニアックであり、その技術的課題のひとつである高輝度大電流電子源の開発に私たちは取り組んできました。

電子源から高輝度電子ビームを発生するにはビーム中の電子同士の反発を抑制して、電子ビームが膨れることを防ぐ必要があります。そのためには、高エネルギービームにして電子源から出射することが必要で、詳しい計算によると、500 keV 以上のエネルギーが求められています。ところが、従来の高輝度電子源では、印加電圧を高くする際の放電が原因で 350 keV より高エネルギーのビームを発生させることはできませんでした。私たちは、分割型セラミック管等の独自技術を用いて、この放電問題に取り組み、解決することに成功しました。

電子ビーム生成試験の結果を図 5-12 に示します。---線が電子源加速電圧，—線がビーム電流を表します。500 keV 電子ビームが生成された時間を ↔ で示します。図に示すようにエネルギー 500 keV の電子ビームを最大 2 mA まで生成することに成功しました。

私たちは、本電子源を大学共同利用機関法人高エネルギー加速器研究機構（KEK）で開発中のエネルギー回収リニアックに組み込み、超伝導加速器に接続し（図 5-13）、2013 年 4 月から加速試験を開始しました。今後は非破壊核種分析の実用化に向けた実証試験として、レーザーコンプトン散乱による高強度単色 γ 線発生試験に取り組む予定です。

本研究は、平成 24 年度独立行政法人日本学術振興会科学研究費補助金（No.23540353）「サブピコバンチ計測を用いたマイクロバンチ不安定性の研究」及び文部科学省科学技術試験研究委託事業「超伝導加速による次世代小型高輝度光子ビーム源の開発」の成果の一部です。

●参考文献
Nishimori, N. et al., Generation of a 500-keV Electron Beam from a High Voltage Photoemission Gun, Applied Physics Letters, vol.102, issue 23, 2013, p.234103-1-234103-4.

5-6 コンパクトな新型コヒーレント X 線源の発見
－希薄なプラズマからの相対論的高調波－

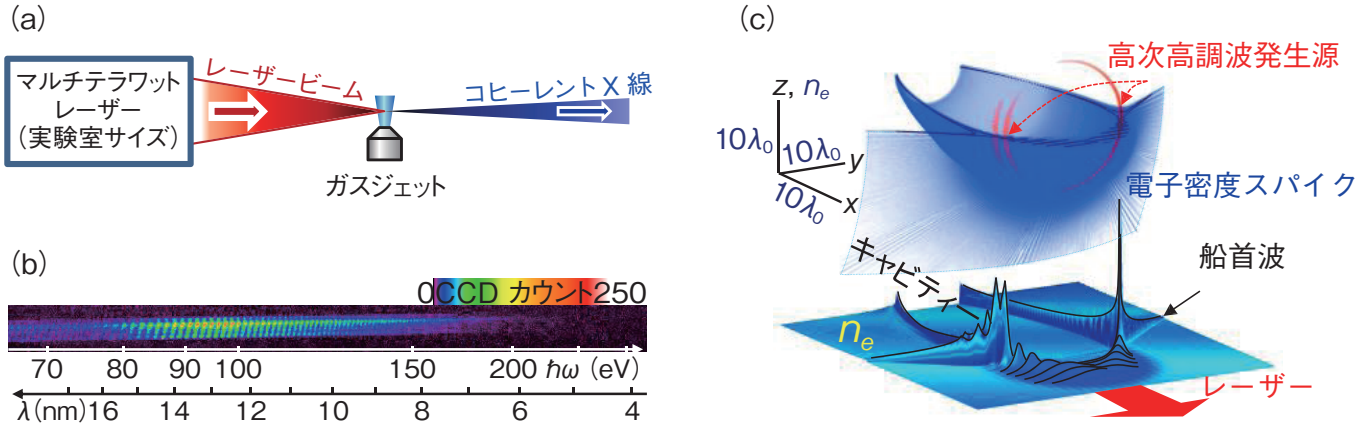


図 5-14　相対論強度でガスジェットターゲットを照射して発生する新しい高次高調波発生
(a) 実験配置 (b) 単発で得られた生データ (c) 3D PIC シミュレーションで得られた航跡波と船首波の境界で発生する電子密度スパイクと高次高調波発生源の位置を示します。

ライフサイエンスや物質科学，ナノ技術等における基礎研究や応用研究においては、明るい X 線源が必要とされています。そのような X 線源には二つのタイプが存在します。一つは大型の加速器技術に基づくものであり、他方はコンパクトなレーザーベースのもの（レーザープラズマ X 線源，原子による高次高調波など）です。レーザーベースの X 線源の魅力は大学規模の実験室サイズに収まることと、パルス幅が 10^{-16} s より短くできる点にあります。一方で、克服すべき点として、keV あるいはそれ以上のエネルギー領域の高輝度コヒーレント X 線源の発生が困難な点が挙げられます。この問題に取り組むことで、keV 領域に至る新しいタイプの短波長コヒーレント X 線源開発を目指しています。

今回、図 5-14(a) に示すように、パルス幅 30 ～ 50 フェムト秒の高出力レーザーを相対論強度 (>10^{18} W/cm^2) でガスジェットターゲットに集光照射して、新しいタイプの高次高調波が発生することを発見しました。通常、奇数次のみが発生する原子による高次高調波とは異なり、奇数次だけではなく偶数次も含む櫛の目状（コム状）の高次高調波が発生し (図 5-14(b))、そのエネルギーは「水の窓」を含む 360 eV まで達しています。また、励起レーザーの偏光状態が直線偏光，円偏光にかかわらず発生し、120 eV の高調波の光子数は、他の方法では困難な 4 × 10^9 個 (90 nJ) に及ぶと評価されました。また、大型の X 線自由電子レーザー以外には、このような円偏光コヒーレント X 線発生は困難であり、光源として非常に興味深い性質を示しています。私たちは、この高次高調波の発生機構を解明するために Particle-In-Cell (PIC) シミュレーションと数学的カタストロフ理論を用いた解析を行いました。その結果、レーザーがガスターゲットを通過する際に生じる航跡波と船首波の境界領域に振動する電子密度のスパイクが形成され、その振動が高次高調波を発生することを明らかにしました (図 5-14(c))。

今回、私たちが発見した高輝度コヒーレント X 線源は、デブリフリーのガスターゲットが利用できるので、繰り返し可能な光源であり、かつ、大学規模の実験室に収まることから、大型装置と相補的な役目を果たすことができると考えられます。

本研究は、平成 21 年度原子力機構研究開発調整財源萌芽研究及び平成 23 年度日本学術振興会科学研究費補助金 (No. 23740413) 若手研究 (B)「New high harmonic generation mechanism」の成果の一部です。

●参考文献

Pirozhkov, A.S. et al., Soft-X-Ray Harmonic Comb from Relativistic Electron Spikes, Physical Review Letters, vol.108, issue 13, 2012, p.135004-1-135004-5.

5-7 耐熱光学センサで原子炉配管の地震時健全性を探る
－超短パルスレーザ加工技術の保全学への応用－

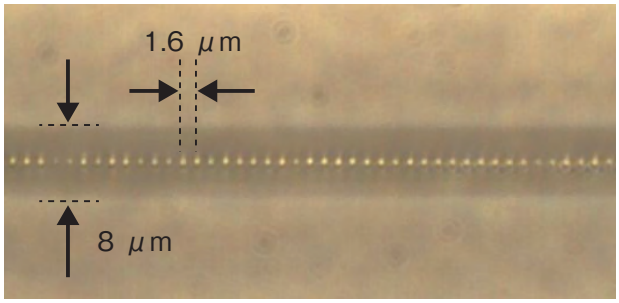


図 5-15　超短パルスレーザ加工による格子点
直径 8 μm の光ファイバコアに超短パルスレーザ加工により 1.6 μm 間隔で整然と並んだ格子点です。800 個並んだ格子点は反射型の回折格子として機能します。

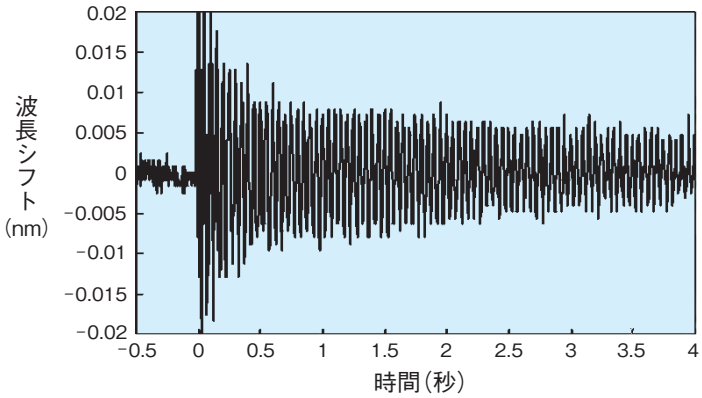


図 5-16　耐熱 FBG センサによる振動測定
高速炉用クロム鋼材片にセラミック系接着剤で耐熱 FBG センサを接着しました。400 ℃において振動計測に成功しました。

運転中高温となる原子炉冷却配管は、熱膨張による応力に加えて地震による外力による亀裂破断の恐れがあるため状態監視が必要です。しかしながら、市販のセンサは、量産には適していますが高温では使えません。これまで、光ファイバコア内部に周期的な屈折率構造を描き込む Fiber Bragg Grating（FBG）と呼ぶセンサを開発しました。コア内部の周期的な屈折率の変化は、周期に対応する特定の波長の光を反射します。光ファイバを配管に密着して沿わせることにより、配管の変形がコアの周期的な屈折率構造を歪ませ、反射するレーザ光の中心波長を変化させます。この手法により原子炉配管の状態監視が可能となるのです。

石英ガラスに赤外光のパルスレーザ光を集光すると、集光位置近傍がピコ秒以下の瞬間に融点を超える温度まで過熱されて急激に膨張し、その後冷却により、集光点の中心部分が低密度に、その周囲が高密度に変化します。これは密度分布を刻み付ける「光の彫刻刀」といえます。この密度分布は、ガラスを軟化点まで再加熱しない限り保持されます。しかしながら、紫外光レーザではガラスの表層で吸収されてしまい、また、ナノ秒レーザではパルス時間が長すぎて熱による損傷が生じます。超短パルスレーザ加工によりファイバのコアに沿って規則正しく整列したドット列だけが、間隔に応じた波長を反射する回折格子として働くのです（図 5-15）。

また、このセンサを原子炉配管に実装するために最も重要な技術が、センサ部分の耐熱繊維編み込みによる強度向上です。ここでは、耐熱性が高く放射線照射に強い材料として炭化ケイ素繊維を採用し、光ファイバの編み込みに成功しました。これにより、センサの実質的な強度が向上し、取扱いが格段に容易になりました。接着に際しては、耐熱エポキシ系とセラミック系を温度に応じて使い分けることで対応します。温度センサとしては常温から 600 ℃まで優れた直線性を示します。また、歪センサとしては 400 ℃において、地震を模擬した配管の減衰振動の計測に成功しました（図 5-16）。

我が国には、高度経済成長期を支えた原子力発電所や石油化学プラントなどの生産設備が高経年化による保守保全の時期を迎えています。近く発生が確実視されている南海トラフ沖での巨大地震に備えて、配管の脆弱部分を診断しておくことは、施設管理者の義務といえるでしょう。

●参考文献
Shimada, Y., Nishimura, A., Development of Optical Fiber Bragg Grating Sensors for Structural Health Monitoring, Journal of Laser Micro/Nanoengineering, vol.8, no.1, 2013, p.110-114.

5-8 燃料電池を高効率化する「助触媒」の役割を解明
－酸化セリウムが白金酸化物形成の抑制に寄与－

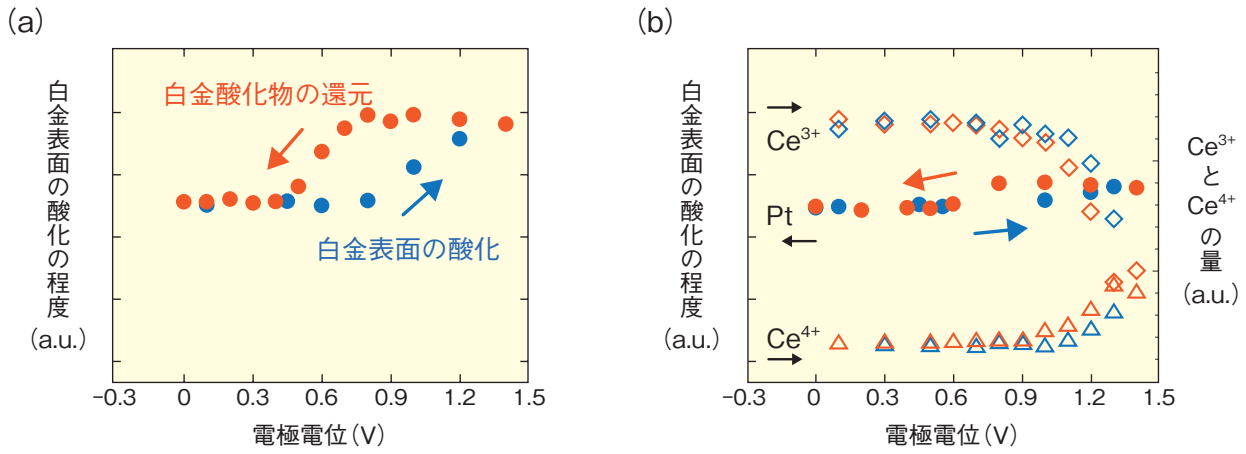


図 5-17　白金及び酸化セリウムの酸化状態
(a) 従来の白金触媒、(b) Pt-CeOx における白金・セリウムの酸化状態を示しています。Pt-CeOx では、従来の白金触媒と比べて、白金表面酸化が著しく抑制されています。青はプラス方向、赤はマイナス方向へのスキャンを表します。

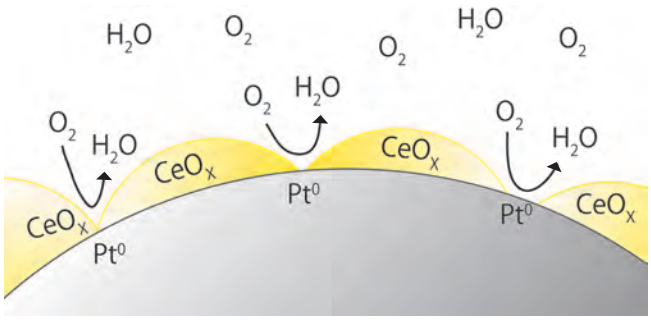


図 5-18　Pt-CeOx 表面上における酸素還元反応の模式図
酸化セリウム / 白金界面の形成により白金表面の酸化が抑制され、白金本来の高い酸素還元反応活性が維持されることを明らかにしました。

燃料電池のひとつである固体高分子型燃料電池（PEFC）は、100 ℃以下で動作し、小型化が容易でありかつ排出物が水だけという特徴をもった、クリーンかつコンパクトな発電システムです。これらの特徴を生かして、PEFC は自動車，モバイル電子機器への搭載が期待されています。しかしながら、PEFC では電極材料に高価な白金を多く使用することが普及の障壁となっており、白金使用量の低減方法の検討が広く行われています。そのひとつとして、出力が理論値に近い、高性能な電極材料の開発の研究が行われています。

これまで、独立行政法人物質・材料研究機構（物材機構）ナノ材料科学環境拠点は、従来の白金触媒よりも高い酸素還元反応活性を示す、白金－酸化セリウムナノ複合体（Pt-CeO_x）触媒の研究を行い、合成法を確立しました。今回、私たちは、物材機構と共同で、Pt-CeO_x 中の助触媒である酸化セリウムの役割を明らかにする実験を行い、酸素還元反応の高活性化のメカニズムを明らかにしました。

実験は大型放射光施設 SPring-8 で行い、X 線吸収微細構造法（XAFS）を用い、酸素還元反応が起こっている状態での、白金触媒，Pt-CeO_x 触媒中の白金及びセリウム原子それぞれの価数を調べました。その結果、白金触媒では、酸素還元反応が起こる条件付近で、白金表面の一部で酸化物が形成される一方、Pt-CeO_x 触媒では、白金表面の酸化物形成が著しく抑制されているとともに、本来白金が酸化される条件で、Ce^{3+} が減少し Ce^{4+} が増加することを明らかにしました（図 5-17(b)）。この結果から、Pt-CeO_x 触媒では、白金とセリウムとの界面で電荷のやり取りが起き、酸化セリウム中の Ce^{3+} 成分が白金の身代わりに酸化される結果、白金の酸化が抑制されることが分かりました（図 5-18）。これまでの研究から、白金表面上の酸化物が酸素還元反応の活性を低下させることが分かっています。したがって、Pt-CeO_x 触媒では、酸化セリウム層により白金酸化物の形成が抑制されることにより、白金本来の触媒活性が発揮されることが結論づけられました。

●参考文献
Masuda, T., Tamura, K. et al., Role of Cerium Oxide in the Enhancement of Activity for the Oxygen Reduction Reaction at Pt-CeO_x Nanocomposite Electrocatalyst – An In Situ Electrochemical X-ray Absorption Fine Structure Study, The Journal of Physical Chemistry C, vol.116, issue 18, 2012, p.10098-10102.

5-9 量子ビームで明らかにする錯体溶液の秩序構造
－再処理技術の発展を促進する溶液構造の探索－

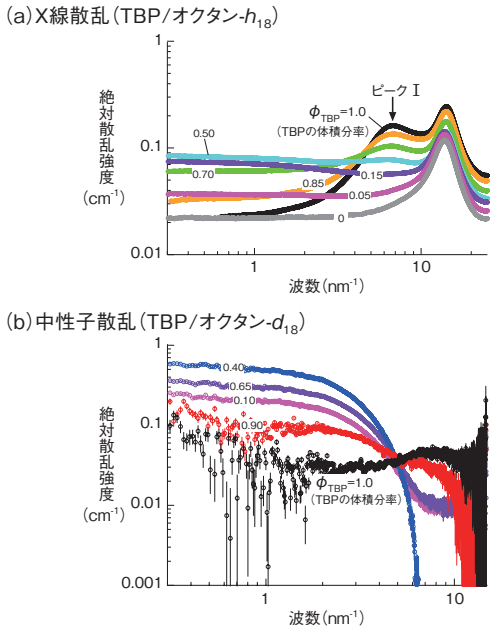


図 5-19　TBP とオクタンの混合比を変化させた際に得られた X 線散乱と中性子散乱測定の結果
X 線散乱実験は SPring-8、中性子散乱実験は米国オークリッジ国立研究所の核破砕中性子源（SNS）に設置される装置を用いて行われました。(a) では TBP が秩序構造を形成していることを示すピーク I が観測されたことに対し、(b) では 4 nm^{-1} 以下の波数領域にその秩序構造が楕円形であることを示す散乱成分が観測されています。

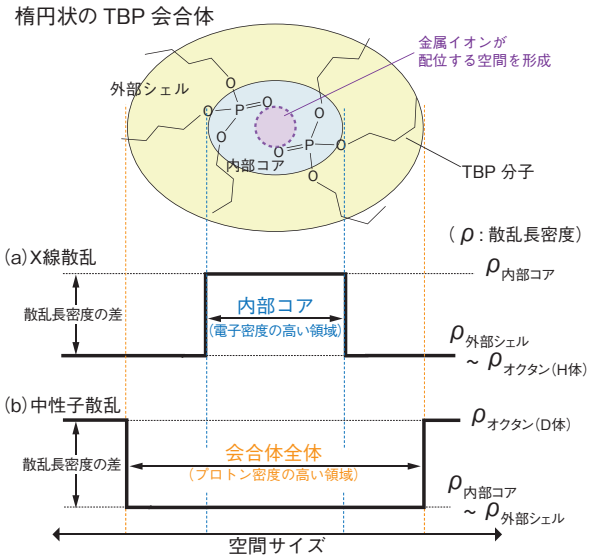


図 5-20　TBP がつくる楕円状の秩序構造において X 線と中性子線が検出し得る部分構造と散乱長密度の関係
(a) X 線散乱では電子密度の高い内部コアの散乱長密度が大きく、外部シェルとオクタンの散乱長密度がほぼ等しくなるために水色の部分構造（内部コア）による散乱成分が検出されます。(b) 中性子散乱では内部コアと外部シェルの散乱長密度に大きな差はなく、重水素化されたオクタンと会合体全体との間に散乱長密度の差ができるため、秩序構造全体（水色＋黄色の部分）の概形やサイズ，会合数を反映する散乱成分が検出されます。

リン酸トリブチル（TBP）は核燃料再処理において U や Pu を分離する際に用いられる重要な物質として知られています。しかしながら、溶液中における TBP や TBP と金属イオンの複合体（錯体）がつくる秩序構造及びその特性については明らかにされていない部分もあり、より詳細な理解が求められています。

私たちは、X 線や中性子等の量子ビーム技術を駆使することで、こうした問題を解決することを目的にしています。そして今回、その第一歩として TBP がオクタン中でつくるナノスケールの秩序構造を明らかにすることに成功しました。

X 線散乱法と中性子散乱法により TBP/ オクタン混合液の秩序構造を観察した結果を図 5-19 に示します。(a) X 線散乱では、TBP のリン原子間の相関によるピーク I が観測されたため、TBP がオクタン中で会合していることが示されました。一方、(b) 中性子散乱では TBP と重水素化オクタンの散乱長に十分な差が生じるため、会合体全体からの散乱が観測されました。この結果、TBP はオクタン中で図 5-20 に示す楕円状の秩序構造をつくることが分かり、この内部コアに金属イオンが配位できる程度のサイズを持つ空間がつくられていることが確認されました。

X 線散乱法と中性子散乱法、それぞれの観測対象を説明するダイアグラムを図 5-20 に示します。一般に、入射 X 線は試料中の電子雲と相互作用して散乱されるのに対して、中性子は原子核と相互作用して散乱されるため、同位体（例えば H や D）でも散乱長が異なります。そのため、(a) X 線散乱では、電子密度の高い領域の構造をとらえることができます。一方で、(b) 中性子散乱ではプロトン密度の高い領域の構造をとらえることができます。つまり、双方からの情報を相補的に組み合わせることで、電子密度が高い内部コアの構造とプロトン密度が高い会合体全体の構造が明らかとなり、これが TBP の秩序構造を詳細に理解することにつながっています。

現在では、TBP と金属イオンがつくる秩序構造を解明するための研究が進められており、これまで漠然としかとらえられていなかった溶液内の状態を可視化しながら、その物性を明らかにする研究が行われるようになりました。これらの知見は、再処理技術の発展に必要な新物質の設計や材料開発に貢献するものとして、関連する研究分野からの注目を受けています。

●参考文献

Motokawa, R. et al., Microscopic Structures of Tri-*n*-Butyl Phosphate/*n*-Octane Mixtures by X-ray and Neutron Scattering in a Wide *q* Range, The Journal of Physical Chemistry B, vol.116, issue 4, 2012, p.1319-1327.

5-10 新型高温超伝導体の電子励起の解明
ー鉄系高温超伝導体における共鳴非弾性 X 線散乱スペクトルの観測ー

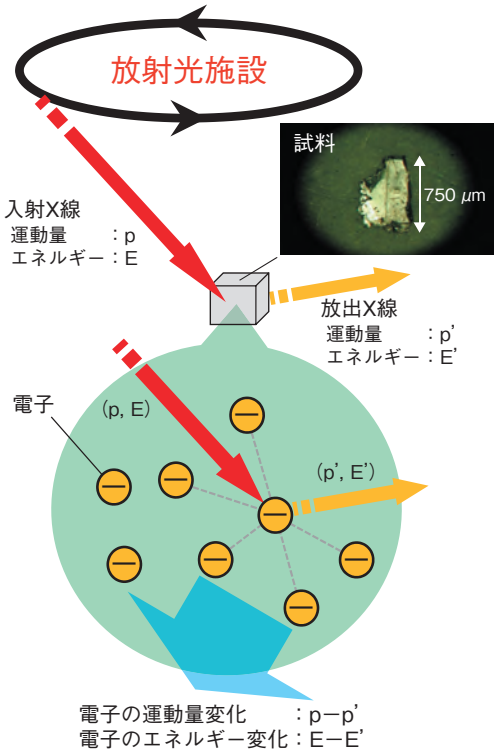


図 5-21　共鳴非弾性 X 線散乱の概略図
放射光施設から取り出した X 線を試料に共鳴的に吸収させ、X 線散乱強度を運動量変化とエネルギー変化について系統的に調べることで、電子励起のスペクトルが得られます。

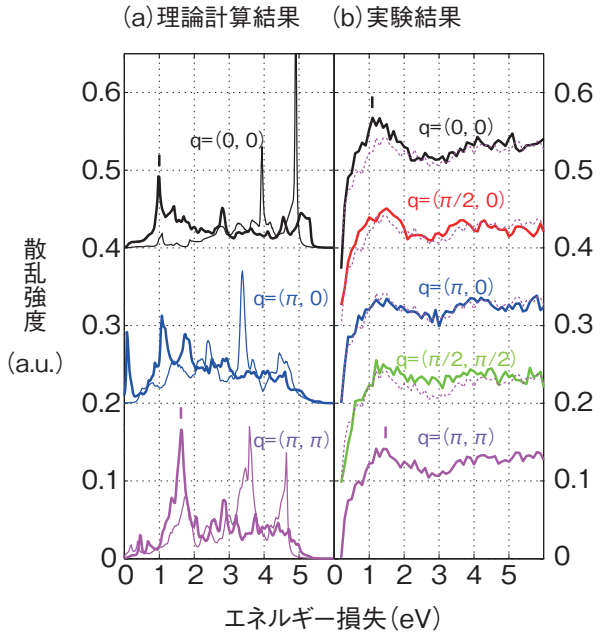


図 5-22　RIXS スペクトルの理論計算結果と実験結果
(a) 理論計算は、磁性状態(太線)と非磁性状態(細線)に対して行い、磁性状態に対する理論計算結果が (b) 実験結果と整合することを明らかにしました。破線は q＝(π, π) のスペクトルです。

様々な超伝導体における超伝導機構を解明する上で重要な磁性や電子励起について、放射光や中性子線などの量子ビームを用いた研究はこれまで鍵となる数々のデータを提供してきました。2008 年に我が国で鉄系高温超伝導体が発見されましたが、この新型高温超伝導体に対しても、その物性及び超伝導機構を解明することを目的として、量子ビームを用いた研究が盛んに実施されています。

遷移金属の K 吸収端に対応するエネルギーの X 線を遷移金属化合物に吸収させると、遷移金属原子の内殻 1s 電子を 4p 軌道に共鳴的に遷移させることができます。その後 4p 軌道に遷移していた電子は 1s 軌道に戻る際に X 線を放出しますが、この一連の X 線吸収放出過程を共鳴 X 線散乱と呼びます。この時、放出される X 線のエネルギーは、一般に入射した X 線に比べてエネルギーを損失し(非弾性)、運動量も変化しています。X 線の散乱強度がエネルギー損失と運動量変化（以下、q とします）に対してどのように依存するかを系統的に調べることで、磁性や超伝導に関与する電子がどのようなエネルギーと運動量を持つ電子励起を起こしやすいのか知ることができます(図 5-21)。

今回、鉄系高温超伝導体の典型物質のひとつである $PrFeAsO_{1-y}$ に対して、鉄の K 吸収端での共鳴非弾性 X 線散乱（RIXS）スペクトルの観測に成功しました。鉄系高温超伝導物質に対して RIXS スペクトルを観測し、それを理論的に解析した報告は世界で初めてです。

図 5-22 に RIXS スペクトルの理論計算結果と実験結果（弾性散乱成分を除いています）を示します。結果は、磁性的な状態を想定して計算した結果が実験で得られたスペクトルのピーク位置やその q 依存性をよく再現することを示しています。こうして、磁気的な相関の存在を示すことに成功しました。磁気的な相関の存在は中性子散乱実験などほかの研究結果ともよく整合しています。また、ピーク位置の解析を通して、電子間にはたらくクーロン斥力の強さを見積もることができ、どの程度相関の強い電子状態にあるのかを明らかにすることにも成功しました。これらはいずれも、高温超伝導機構を微視的に解明する上で重要な情報となります。

●参考文献
Jarrige, I., Nomura, T. et al., Resonant Inelastic X-ray Scattering Study of Charge Excitations in Superconducting and Nonsuperconducting $PrFeAsO_{1-y}$, Physical Review B, vol.86, issue 11, 2012, p.115104-1-115104-4.

6 安全研究

多様な原子力施設の安全性を評価する

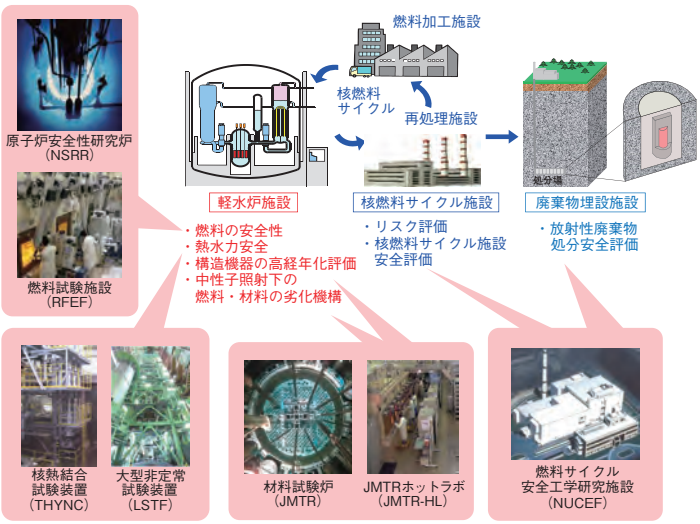


図 6-1　安全研究の分野と関連する原子力機構の主な施設
安全研究センターでは、原子力機構のいろいろな実験設備を活用して、国際的にも貴重な実験データを取得し、原子力施設のリスク評価などの安全評価手法や判断基準の整備に役立てています。

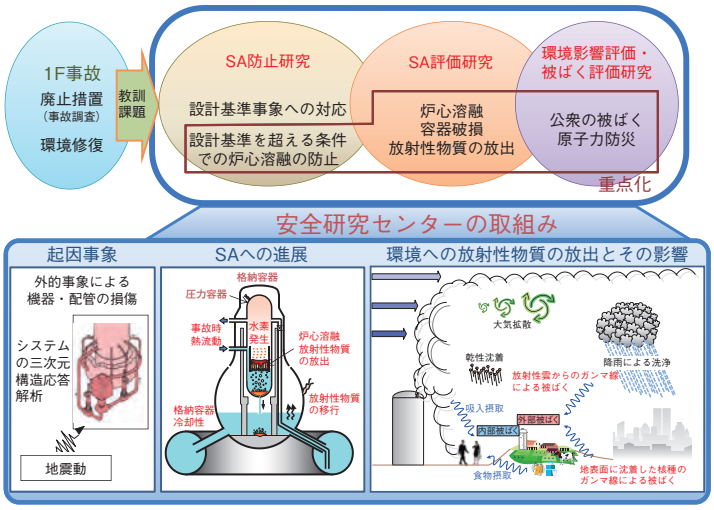


図 6-2　安全研究の今後の方向性
1F 事故の教訓を踏まえ、多様な原子力施設の安全評価（主に設計基準事象内）に加え、シビアアクシデント（SA）の起因事象・進展・環境影響等の SA 研究に取り組んでいます。

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して、軽水炉をはじめとする様々な原子力施設を安全に使うことができるように研究を進めてきました。しかし、東日本大震災による巨大な地震と津波によって、東京電力株式会社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ます。技術をより安全に、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（IAEA）もこのことを「継続的改善を目指すことが重要」と指摘しています。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います。

私たちは、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 6-1 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い、また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、高燃焼度燃料に蓄積する FP ガス量の予測（トピックス 6-1）及び配管の健全性評価手法（トピックス 6-2）、使用済燃料中の同位体元素の分析法（トピックス 6-3）並びにステンレス鋼鋳鋼の熱時効脆化（トピックス 6-4）に関する成果を紹介します。

私たちは今後、図 6-2 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防災に関する研究について、特に 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きたいと考えています。

なお、安全研究センターが取り組んできた 1F 事故対応に関する研究は、福島県内における住民の被ばく線量評価（トピックス 1-10）、汚泥の処理・処分に伴う作業者及び公衆の被ばく線量評価（トピックス 1-11）、福島事故に関する 5 つの事故調査報告書のレビュー（トピックス 1-18）について、第 1 章で紹介しています。

6-1 燃料に蓄積される核分裂生成ガス量を高精度で評価する
－FPガスバブル成長と蓄積ガス量を予測する速度論モデルの開発－

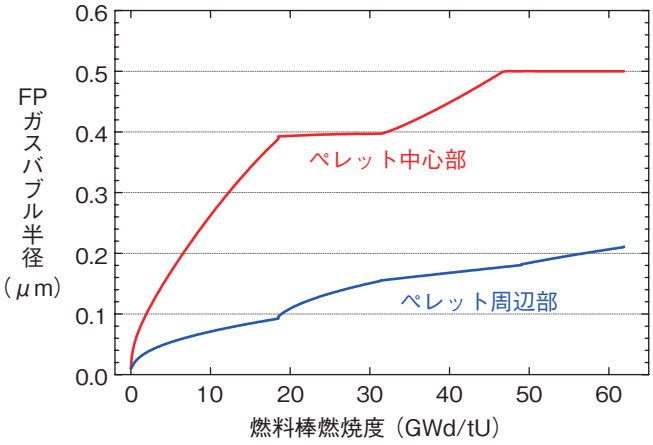


図 6-3　ペレットの中央部と周辺部におけるガスバブルの成長（半径の増加）
燃料ペレット内のガスバブルの照射に伴う成長を示します。ペレット中心部は周辺部より温度が高く、バブルの成長は速くなります。

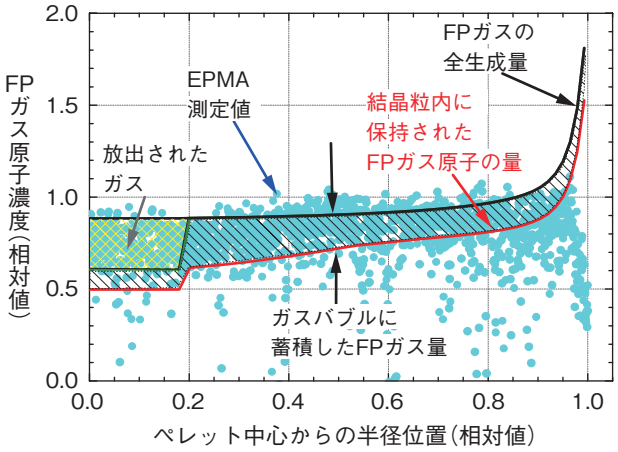


図 6-4　FPガス原子生成量とガス蓄積量のペレット半径方向分布
ペレットの半径方向の FPガスの生成量・蓄積量を示します。—線と—線が計算値であり、これらに囲まれた部分がガス蓄積量（一部は放出された）です。ペレット内に保持された（ガスバブル以外の）ガス原子の濃度は、—線及び●（EPMA 実測値（相対値））で示されます。

軽水炉の高燃焼度燃料のペレット内には、核分裂によって生成した核分裂生成ガス（FPガス原子）が長期間の照射によって多量に蓄積されています。このガス原子は、ペレット内に気泡（ガスバブル）として蓄積してペレットの膨張を引き起こしたり、ペレット外への放出によって燃料棒内の圧力を高めて被覆管を押し広げたりする原因となり、燃料の健全性に影響する可能性があります。

したがって、高燃焼度燃料の安全性評価においては、バブルの成長やガス蓄積量を正確に予測評価することが重要です。このためにバブルの成長をより精度良く評価する新モデルを考案し、燃料ふるまい解析コード FEMAXI-7 を用いた評価手法を開発しました。ガスバブルは、運転中に生成した FPガス原子の流入によって、ガス圧力が周囲の結晶組織の抵抗を上回ることにより成長し、ガス蓄積量は増加します。しかし従来のモデルでは、バブルの成長はガス圧と抵抗力とが常に平衡すると仮定していたため、バブル成長やガス蓄積量が正確に評価できませんでした。そこで本研究では、バブル内圧が高まり周囲の組織を押し広げていく過程としてバブルの成長をモデル化しました。次に、高燃焼度燃料を対象に実際に計算を行い、バブル成長とガス蓄積量を計算しました。図 6-3 には燃焼に伴うバブル成長（半径増加）を示します。半径が 0.5 μm に達するとガス放出が起き、成長は止まります。また燃料の出力が下がっても成長速度は低下します。

こうした経過を経た燃料の最終的なガス蓄積量について、図 6-4 に計算値と電子線マイクロアナライザ（EPMA）での実測値との比較を示します。—線と●はペレットの結晶粒内に保持されたガス原子の量で、—線は●の分布に近い傾向を示しています。また、—線と—線の間にある面積がバブルに蓄積されたガス量に相当し、全生成量の約 18% と計算されました。

一方、この燃料を用いた原子炉安全性研究炉（NSRR）での反応度事故模擬実験では、ガス放出量が生成量の約 22% であり、モデルは満足すべき予測性を示しました。

他の同様の燃料を用いた実験結果は、ガス放出源は粒界に存在するバブルが主であることを示していますが、計算値と実測値が近いことは、この結果を裏付けています。今回開発したモデルにより、燃料の健全性に影響する要因のひとつとしての FPガスバブルの成長とガス蓄積量のより正確な評価が可能となりました。

●参考文献

Suzuki, M. et al., Model Development and Verifications for Fission Gas Inventory and Release from High Burnup PWR Fuel during Simulated Reactivity-Initiated Accident Experiment at NSRR, Proceedings of Topical Conference on Water Reactor Fuel Performance (TopFuel 2012), Manchester, U.K., 2012, 6p., in USB Flash Drive.

6-2 大地震で配管のき裂がどの程度拡がるかを予測する
－不規則な繰返し荷重に対応したき裂進展評価手法の提案－

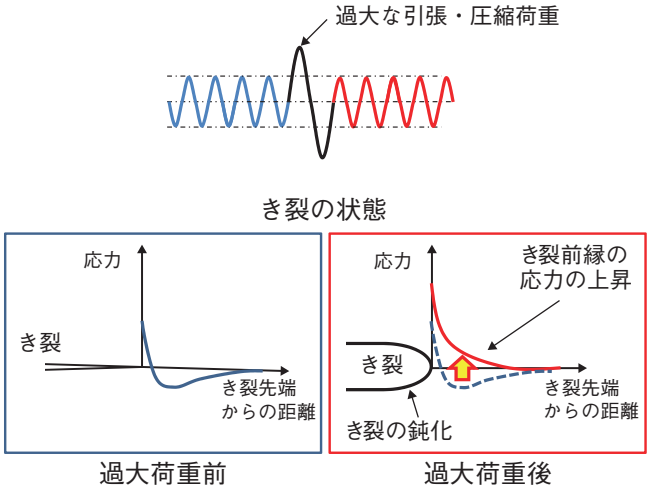


図 6-5　地震時のき裂先端の変形と応力状態
過大な引張荷重と圧縮荷重によるき裂進展速度変化の原因は、過大荷重の前後におけるき裂の状態の比較から、過大な引張荷重によりき裂先端が変形し、元の形に戻らなくなるき裂の鈍化や、過大荷重によるき裂前縁の応力の上昇によるものであると考えました。

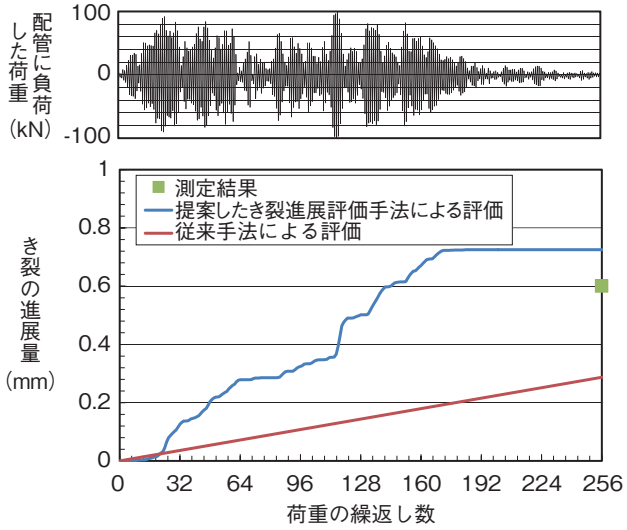


図 6-6　模擬地震動によるき裂進展結果
大きな地震を模擬した不規則な繰返し荷重下でのき裂進展試験を外径 114.3 mm, 厚さ 11.1 mm の配管を用いて行いました。試験後に測定したき裂の進展量と、従来手法及び提案したき裂進展評価法による評価結果を比較したものです。

き裂進展を正確に予測することは、原子力施設の安全性を評価するために重要です。これまで、一定振幅の繰返し荷重に対するき裂進展評価手法は確立されていましたが、基準地震動を超える非常に大きな地震のような大きな振幅かつ不規則な繰返し荷重に対するき裂進展評価手法は確立されていませんでした。ここでは、新たに提案したき裂進展評価手法を用いて、地震時の配管について評価した結果を紹介します。

私たちはこれまでに、大きな振幅の繰返し荷重によるき裂進展は弾塑性破壊力学パラメータである J 積分値の範囲 (ΔJ) を用いた方法で評価できることを明らかにしました。また、繰返し荷重の途中で過大な引張・圧縮荷重を与えた場合、過大荷重後のき裂進展が遅延あるいは加速することを実験で明らかにしました。この結果から、地震時のき裂進展を正確に評価するためには、過大荷重によるき裂先端の変形とき裂前縁の応力の変化を考慮する必要があることを明らかにしました。

図 6-5 に示すように、過大な引張荷重によりき裂が鈍化し、過大な圧縮荷重によりき裂前縁の応力が上昇することが実験と有限要素法解析により分かりました。き裂の鈍化はき裂を進展しにくくさせ、き裂前縁の応力の上昇はき裂を進展させます。そこで、過大荷重によるき裂鈍化及びき裂前縁の応力の変化をモデル化し、ΔJ を用いたき裂進展評価手法を提案しました。不規則な繰返し荷重から 1 波ごとの最大と最小荷重の組合せにおける ΔJ を算出し、それを提案したき裂進展評価手法に代入することでき裂進展量を評価します。

地震を模擬した繰返し荷重下で配管のき裂進展試験を行い、提案したき裂進展評価手法により正確にき裂進展量を評価できるかの確認を行いました。図 6-6 は、試験後に測定したき裂進展量（■）と従来手法及び提案した手法による評価結果を比較したものです。き裂先端の変形や過大荷重の影響を考慮していない従来手法と比較して、提案した手法では、上述のようにき裂先端の大きな変形を伴う不規則な繰返し荷重を考慮して 1 波ずつ忠実にき裂進展量を評価しており、試験結果をより正確に評価できることを確認しました。また、異なる大きさの繰返し荷重や材料でも本提案手法を用いて評価できることを確認しています。

本研究は、独立行政法人原子力安全基盤機構からの受託研究「高経年化を考慮した機器・構造物の耐震安全評価手法の高度化」の成果の一部です。

●参考文献
山口義仁ほか, 地震荷重下における配管のき裂進展評価手法の提案, 日本機械学会論文集, A 編, vol.79, no.802, 2013, p.730-734.

6-3 使用済燃料に含まれる同位体量を測る
－使用済燃料中の難測定微量元素の分析法の確立－

図 6-7　誘導結合プラズマ質量分析装置
同位体比を高感度かつ高分解能で測定可能であり、希土類元素の測定のために導入しました。

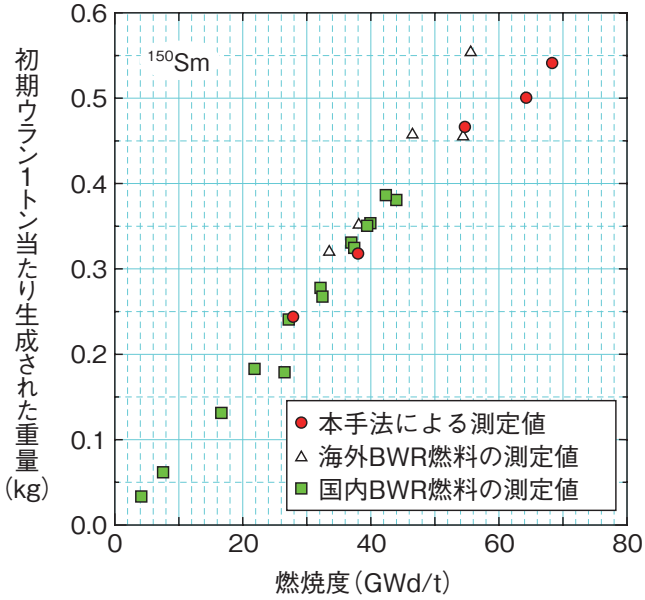


図 6-8　従来手法と本手法で測定した結果との比較
（サマリウム -150 の例）
低燃焼度領域で良く一致しており燃焼度に対して線形に生成量が増大していることが分かります。

使用済燃料に含まれる様々な同位体の量は、燃料や廃棄物の性質を評価するための基本的データです。その測定技術の確立を目的とし、BWR 用 9 × 9 燃料集合体を対象に核分裂生成核種（FP）量を測定するための試験を 2008 年度から約 4 年間実施しました。この試験は放射性物質の取扱いや、様々な元素の化学分離にかかわる豊富な知識も必要となるため、多くの関係部署が協力して実施しました。

従来の FP核種を対象とした測定では、γ線測定が利用される場合が多かったのですが、対象核種が安定な場合、その手法は利用できません。イオン交換分離と表面電離型質量分析装置（TIMS）を組み合わせる測定が行われることもありますが、その手法は測定精度が高い反面、試料の取扱量が比較的多く作業者の被ばくに注意する必要がありました。さらに、希土類元素（REE）の測定では同じ質量数を有する同位体が多く、相互影響を排除するための化学分離と測定が複雑になります。そのため、多数の試料の測定や測定誤差を低減するために同一試料を複数回測定することが難しい状況でした。

そこで私たちは、より少ない使用済燃料の溶解液を用い、簡便かつ迅速に必要な FP核種の量を測定できる方法を確立するため、抽出クロマトグラフィーによる REE の相互分離と高感度な誘導結合プラズマ質量分析装置（ICP-MS）（図 6-7）を組み合わせた、効率的な FP核種測定手法について検討しました。そして、FP 核種中の REE を相互分離し、分離液中の REE 同位体比を ICP-MS で測定し、同位体希釈法と呼ばれる手法で着目する FP を定量する分析法を確立しました。

これにより、ネオジム，サマリウム（Sm）及びガドリニウムをほぼ定量的に分離でき、その測定結果は TIMS を利用した従来手法の測定結果と良く一致することを確認しました（図 6-8）。本手法では、サンプルのウラン重量が 10 μg 以下と極微量で測定可能であるため測定者の被ばく管理上の問題が少なく、分離から測定にかかる日数も 5 日程度で従来手法より効率的です。これにより、試料数や測定回数を増やすことで、より信頼性のあるデータを得ることが可能です。

今後、REE 以外の FP の分離・測定を実施するとともに、同様の照射後試験に本手法を適用していく予定です。

本研究は、独立行政法人原子力安全基盤機構からの受託研究「平成 20 ～ 23 年度軽水炉燃焼燃料の核分裂生成核種組成測定試験」の成果の一部です。

●参考文献
深谷洋行, 須山賢也ほか, 使用済燃料に含まれる核分裂生成核種の組成測定試験方法の検討, JAEA-Research 2013-020, 2013, 81p.

6-4 ステンレス鋼鋳鋼の熱時効脆化の評価
－「ふげん」実機材を用いた熱時効脆化に関する研究－

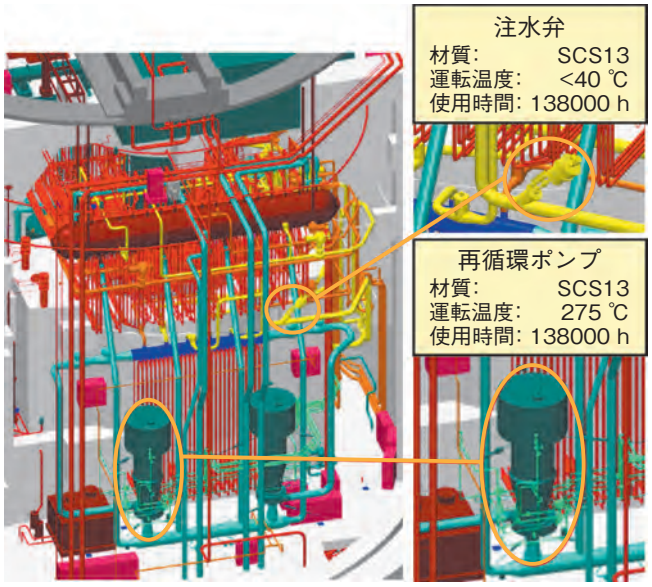


図6-9 「ふげん」から採取された試験片の採取場所とその特徴
「ふげん」においてステンレス鋼鋳鋼が使用されている部位のうち、熱時効条件の異なる再循環ポンプと注水弁を選択し試験片を採取しました。

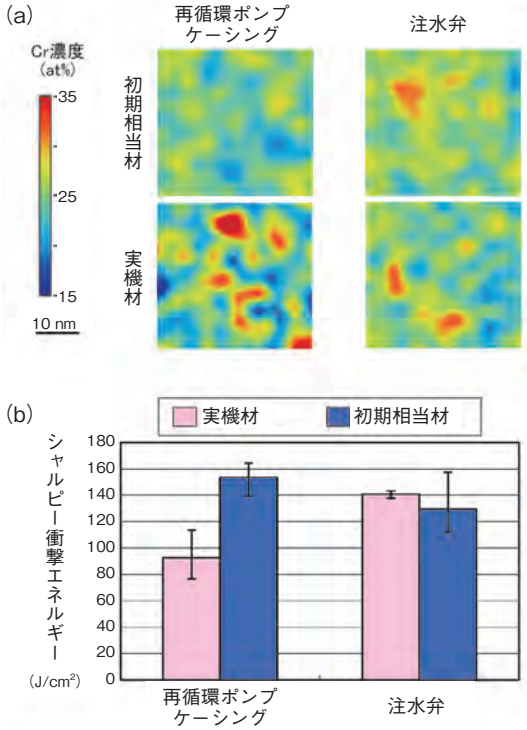


図6-10 「ふげん」から採取されたサンプルの分析評価結果
(a) 三次元アトムプローブで観察したCr濃度マップです。(b) シャルピー衝撃試験結果、再循環ポンプケーシングの実機材について、スピノーダル分解が進行し熱時効による脆化の兆候があることが確認されました。

原子力発電プラントでは、ポンプや弁，管材などにステンレス鋼鋳鋼が使用されています。このステンレス鋼鋳鋼は300 ℃程度の実際の軽水炉の運転温度でも長期間使用することにより脆くなる現象、すなわち熱時効脆化が生じる可能性があることが指摘されています。長期供用中の原子力発電プラントに対して、これらステンレス鋼鋳鋼の健全性を確認し、安全確保を図る必要があることから、脆化の程度を予測するモデルが開発されています。しかしながら、実機プラントにおける熱時効の影響は十年単位で表れる現象のため、この予測モデルは、実際の使用条件よりも高温の熱処理により脆化の進む速さを加速させた試験データを中心に構築されています。そのため、実際に原子力発電プラントで使用された材料を用いて熱時効脆化の程度を調査し、予測モデルの妥当性を確認することが重要となっています。

現在、廃止措置が進められている「ふげん」では、約25年間使用されてきた貴重な構造材料があります。私たちは、これら「ふげん」で使用されたステンレス鋼鋳鋼を利用して、長期間使用された材料の熱時効による脆化の程度を調査しました(図6-9)。三次元アトムプローブ法というナノ(10億分の1)メートルサイズの組織を観察できる手法を用いて、熱時効による微細組織の変化を調べた結果、275 ℃で使用された材料について、使用前は材料内で均一であったCr原子の分布が、熱時効後にはムラが生じており、濃度が高い部位が観察され、スピノーダル分解が進んでいることが確認されました(図6-10(a))。このような微細組織の変化は材料の硬さと関係することが知られており、熱時効脆化の主原因になると考えられています。シャルピー衝撃試験の結果からは、注水弁で健全性に問題のないことが確認される一方で、再循環ポンプで熱時効による脆化の兆候が認められ、微細組織評価の結果と相関があることが示されました(図6-10(b))。今後も、このように「ふげん」から得られた貴重な材料データから、脆化メカニズムの解明や予測モデルの妥当性を確認するとともに、その知見を基にした予測モデルの高精度化について検討を行う予定です。

本研究は、独立行政法人原子力安全基盤機構からの受託研究「福井県における高経年化調査研究」の成果の一部です。

●参考文献
Nogiwa, K. et al., Influence of Thermal Aging on Cast Stainless Steels Used in JAEA's Nuclear Reactor Fugen, Journal of Nuclear Science and Technology, vol.50, no.9, 2013, p.883-890.

7 先端基礎研究

未来を拓く先端基礎研究

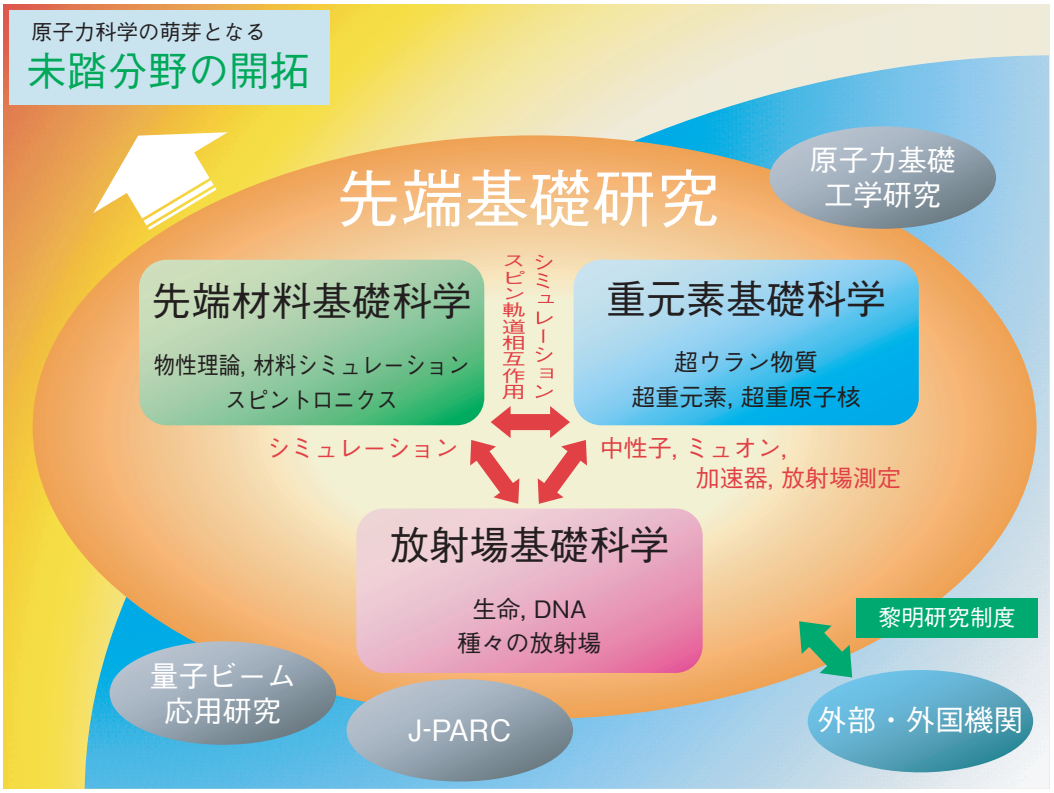


図 7-1　原子力科学の萌芽となる未踏分野の開拓を目指すため、各分野間や他の部門と連携

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といえます。

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、更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。

2010 年度から始まった中期計画では、先端材料基礎科学，重元素基礎科学及び放射場基礎科学の三分野で研究を進めています。

先端材料基礎科学では、スピントロニクス材料の開発や、物性理論の高度化、重元素基礎科学では、超重元素等の核物理的性質やアクチノイド化合物の新しい固体物理コンセプトの開拓、そして放射場基礎科学では、ハドロン物理，生体分子に対する放射線の影響に関する研究及びスピン偏極陽電子ビーム技術の開発と応用といった研究を実施しています。これらの各分野間の連携や、他部門等との協力を通じ、原子力科学の萌芽となる未踏分野の開拓を目指しています(図 7-1)。2012 年度は、スピントロニクス応用による発電（トピックス 7-1)、103 番元素 Lr のイオン化エネルギーの測定（トピックス 7-2)、ウラン化合物超伝導体の電子状態（トピックス 7-3)、DNA 損傷の新しいメカニズム（トピックス 7-4)、スピン偏極陽電子ビームの開発（トピックス 7-5）などで顕著な成果を挙げました。また、東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故対応の研究として、様々な鉱物への放射性セシウムの吸着挙動といった研究（第 1 章トピックス 1-6）も行っています。

また、これらの基礎研究に加えて、原子力に対する理解を深めるアウトリーチ活動も行っています。図 7-2 は、原子核の理論研究者が作成した三次元核図表（陽子数，中性子数に加え、半減期を高さで表したもの）です。これを用い、核分裂炉に用いられる重い元素は超新星のエネルギーを蓄えたもので、原子力は、いわばこれを少しずつ取り出して使っていることになることを分かりやすく説明しています。

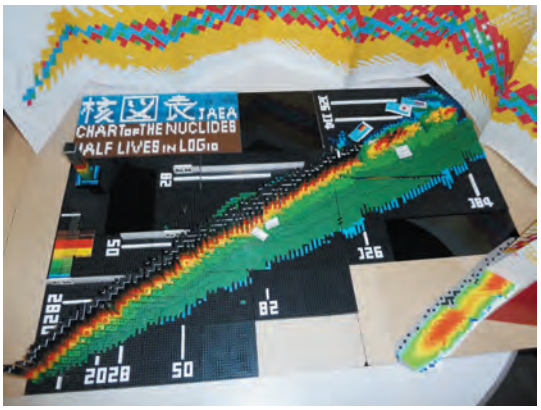


図 7-2　ブロック模型で作成した三次元核図表

7-1 ミクロな磁石の運動を制御して電気をつくる
－スピン起電力による磁気パワーインバータ －

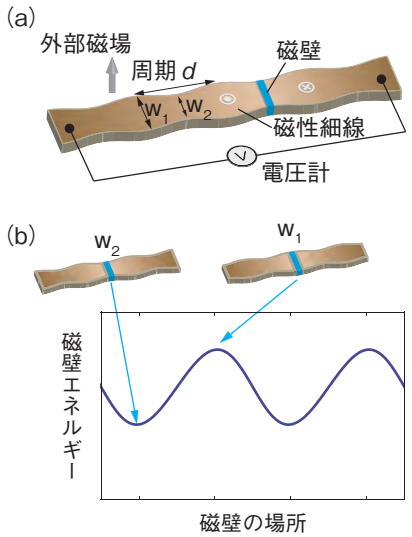


図 7-3　磁気パワーインバータの模式図
(a) 横幅の広い部分(W_1)と狭い部分(W_2)が周期 d で繰り返される加工を施した磁性細線に外部磁場をかけ、磁壁を移動させます。(b) 磁壁のエネルギーは細線の断面積に比例するため、W_1 で大きくなり、W_2 で小さくなります。

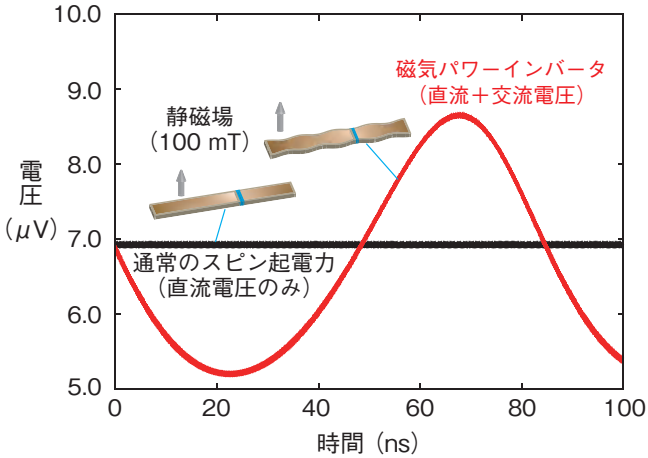


図 7-4　磁気パワーインバータの出力電圧
一定の静磁場のもとで通常の磁性細線における出力が直流電圧（━線）のみであることに対し、形状加工を施した磁性細線では交流電圧が加わる（—線）ことを理論計算により明らかにしました。

1831 年、英国の物理学者ファラデーは、時間変動する磁場の近くに電気回路を置くと起電力が生じることを発見しました。このファラデーの誘導起電力は、電気と磁気のかかわりを支配する電磁気学の根幹であると同時に、商業用発電装置から身の回りの家電製品まで様々な電気機器の動作原理として活躍しています。

近年のナノテクノロジーの進展に伴い、極めて微細な磁石を自在に制御することが可能となってきました。この中で、誘導起電力とは全く異なる原理によって、磁気エネルギーを直接電気エネルギーに変換して起電力を生成する方法が発見され、電子の磁気的性質である「スピン」に起因するため「スピン起電力」と名付けられました。スピン起電力は、従来の常識に反して直流磁場からも電気を生み出すことができ、次世代省エネルギー技術として期待されるスピントロニクス分野において重要な構成要素となっています。

スピン起電力を生成するための方法として、磁壁（磁気の揃った領域の境目）を含む磁性細線（長細いミクロの磁石）を磁場中に置く方法があります。磁場により磁壁は磁性細線の中を移動し、この運動に伴って磁気から電気へエネルギー変換が起こり、スピン起電力が生じるのです。

私たちは、この磁壁の運動を制御することで、直流磁場を交流電圧に直接変換する機構(磁気パワーインバータ)を考案しました。直流の入力エネルギーを時間的に変化させる仕組みとして、図 7-3(a)に示すような周期的に横幅を変えた磁性細線を用いました。変調を伴う細線中の磁壁は、ゴム膜のように伸縮に伴いエネルギーが変化します(図 7-3(b))。このとき、通常の入力磁場によるスピン起電力に加え、磁壁に蓄えられた固有の磁気エネルギーによるスピン起電力が発生します。この結果、磁壁移動に伴って発生する出力電圧にはこの磁壁エネルギーの変動を反映した交流成分が重ね合わされることが示されます(図 7-4)。

この交流成分の振幅や周波数などの特性は、外部から入力する直流磁場の強さや細線の形状を調整することで制御することが可能です。適切な磁性材料を用いた場合、MHz 帯から GHz 帯までの良好な交流特性を得られることが分かりました。

本研究成果は、磁気と電気という異種のエネルギー形態を直接結びつけた、高効率なこれまでにないエレクトロニクス分野を切り拓く大きな一歩であり、待機電源が不要な電子素子などへの応用が期待されます。

●参考文献
Ieda, J. et al., Magnetic Power Inverter: AC Voltage Generation from DC Magnetic Fields, Applied Physics Letters, vol.101, issue 25, 2012, p.252413-1-252413-4.

7-2　103 番元素のイオン化エネルギーの決定を目指して
－表面電離過程を利用したイオン化エネルギー測定法の開発－

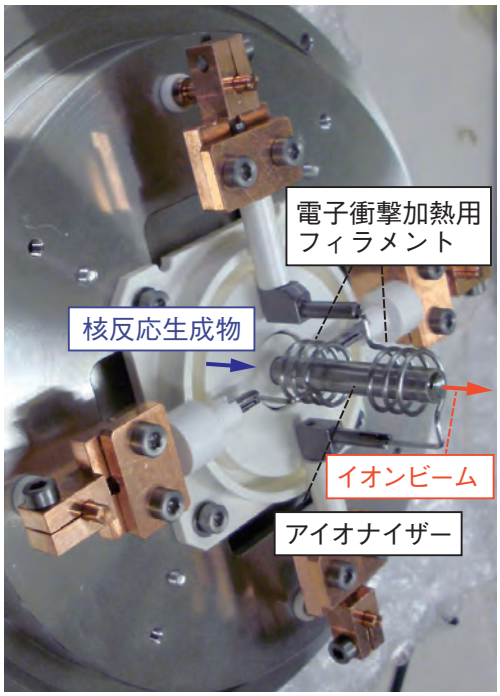


図 7-5　本研究で新たに開発したオンライン同位体分離器（ISOL）用ガスジェット結合型表面電離イオン源
核反応によって生成された核反応生成物は、ガスジェット搬送法によって短時間でアイオナイザー内へと運ばれ、そこでイオン化されます。

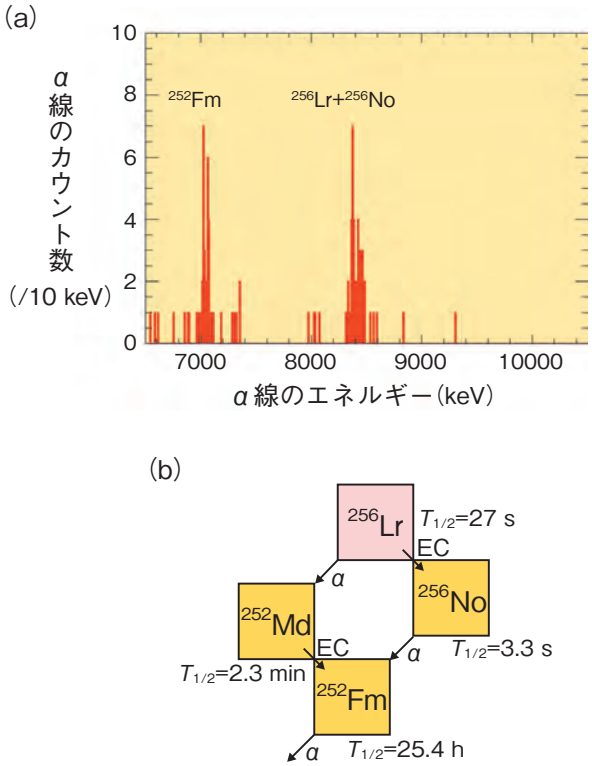


図 7-6　(a) 本研究によって初めてイオン化・質量分離された ^{256}Lr 及びその娘・孫核種 ^{256}No，^{252}Fm 由来の α 線スペクトル (b) ^{256}Lr の壊変図（$T_{1/2}$：半減期，α：α 壊変，EC：電子捕獲壊変）

原子番号が 100 を超える元素（超重元素）は、加速器を用いることで作ることができますが、ごく少量しか生成できないうえ、すべて短寿命の同位体であるため、その化学的性質はよく知られていません。この領域の元素を対象とした研究を進めることで、これまで元素周期表という形で理解されてきた元素の化学的性質を、より統一的に理解できることが期待されています。

元素の化学的性質を決定づける原子の電子配置の情報は、第一イオン化エネルギーを実験的に決定することで得ることができます。ところが超重元素の場合、実験に適用できる原子は一度に 1 個～数個しかないため、大量の原子（～ 10^{12} 個）を必要とする共鳴イオン化法などの手法を用いることができず、実験的にこれを求めた例はありませんでした。

私たちは、このような元素の第一イオン化エネルギーを決定するために、表面電離過程を応用した新たな手法の開発を進めています。表面電離過程は高温の金属表面で起こるイオン化過程で、そのイオン化効率は金属表面温度，仕事関数及び対象原子の第一イオン化エネルギーに依存することが知られています。この過程は 1 個の原子と金属表面間で成り立つため、毎分数個程度しか得ることのできない超重元素領域への適用が期待できます。

少量の原子をイオン化するため、オンライン同位体分離器（ISOL）用ガスジェット結合型表面電離イオン源を開発しました(図 7-5)。本イオン源を 103 番元素ローレンシウム（Lr）に適用したところ、^{256}Lr 同位体のイオン化及び質量分離に世界で初めて成功しました。図 7-6 に示すように、質量数 256 についてイオンを分離した際に、^{256}Lr 及びその娘・孫核種である ^{256}No, ^{252}Fm 由来の α 線をはっきりと観測することができました。

Lr は、理論計算からその他のアクチノイド元素に比べて低いイオン化エネルギーを持つことが予想されています。今回、化学的性質が類似していると予想されるルテチウム（Lu）と比較して、イオン化効率が明らかに高い結果が得られました。この結果は、Lr が Lu と比べて低いイオン化エネルギーを持つことを初めて示したものであり、本手法が、原子番号が 100 を超える元素のイオン化エネルギー決定に有望であることを示すものです。

現在、本手法による最終的なローレンシウムの第一イオン化エネルギー決定に向けて実験を進めています。

●参考文献
Sato, T. K. et al., First Successful Ionization of Lr (Z=103) by a Surface-Ionization Technique, Review of Scientific Instruments, vol.84, issue 2, 2013, p.023304-1-023304-5.

7-3 超伝導体の電子系のゆがみをあやつる
－URu_2Si_2 の格子ゆがみと電子系ゆがみの結合－

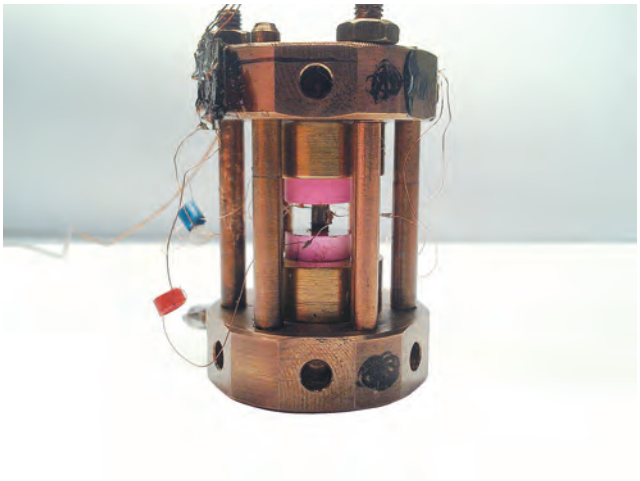


図 7-7　実験に使われた圧力セル
中央の黒い直方体が試料です。上下にある赤い板が試料を挟み込むことにより試料の上下方向に圧力がかかります。この圧力が試料をゆがませます。

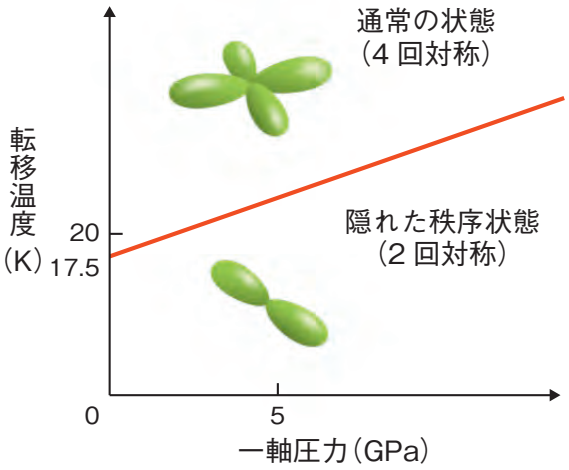


図 7-8　ゆがんだ電子状態への転移温度の圧力依存（—線）
通常の状態では電子系は 4 回対称ですが、低温では 2 回対称にゆがみます。圧力によって格子をゆがませると、電子が 2 回対称になる転移温度が上昇することが分かりました。これは電子と格子の 2 回対称ゆがみが結合していることを示しています。

超伝導状態では、二つの電子が対となり超伝導電子ペアを組みます。このペアを形成するには電子がお互いに引き合う、つまり引力が必要です。従来の超伝導体では、この引力の起源は結晶格子の振動でした。しかし、ウランやネプツニウムなどを含む超伝導体では、磁気揺らぎがその起源となっていると考えられています。磁気揺らぎから誘起される特異な超伝導では、従来の超伝導に比べて高い超伝導転移温度が期待できるので、その起源の解明は重要な課題です。

超伝導体 URu_2Si_2 は、約 2 K（-271 ℃）で超伝導になりますが、それより高温（2 K ～ 17.5 K（-256 ℃））で「隠れた秩序」と呼ばれる状態があります。この状態の磁気揺らぎが超伝導を引き起こしていると考えられますが、25 年にわたって、隠れた秩序は未解明であり、固体物理の難問のひとつになっています。この超伝導体の通常状態（17.5 K 以上）では、電子系と結晶格子は 4 回対称になっています。最近、隠れた秩序状態では、電子系が 2 回対称にゆがんでいることが分かってきました。そこで、本研究では結晶格子を 2 回対称に人工的にゆがませることで電子系の隠れた秩序状態がどう変化するか調べることを試みました。そのために図 7-7 に示す圧力セルを開発し、人工的にゆがみを作ることに成功しました。その結果、図 7-8 に示すように、隠れた秩序への転移温度を結晶格子ゆがみで上昇させられることが分かりました。これは、超伝導を誘起する磁気揺らぎを人工的にあやつることができることを意味しています。この技術を応用すれば、高い超伝導転移温度を誘起する磁気揺らぎの解明や高温超伝導体の開発にもつながります。

室温で超伝導になる高温超伝導物質が見つかれば、リニアモータへの応用などの大きな社会的インパクトがあるため、その開発努力が続けられています。今後、私たちは、超伝導が磁気揺らぎから誘起される発現機構について色々なアクチノイド化合物について明らかにしていきたいと考えています。

●参考文献

Kambe, S. et al., Thermal Expansion under Uniaxial Pressure in URu_2Si_2, Physical Review B, vol.87, issue 11, 2013, p.115123-1-115123-6.

7-4 DNA 損傷の新しいしくみを発見
－放射線による DNA 損傷プロセスの解明に向けて－

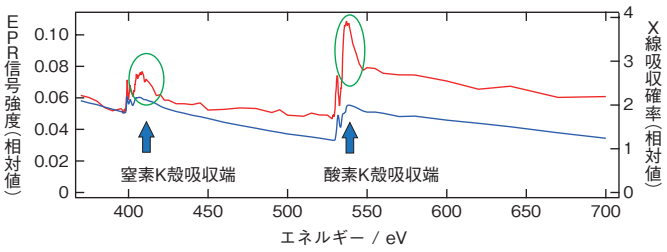


図 7-9　窒素及び酸素の K 殻吸収端における EPR 信号の異常な増大
EPR 信号強度の照射軟 X 線エネルギー（横軸）に対する変化（—線、左軸）を DNA による X 線吸収確率（—線、右軸）と比べると窒素及び酸素の K 殻吸収端をわずかに超えた領域（○で示した）で EPR 信号強度に異常な増大が観測されました。

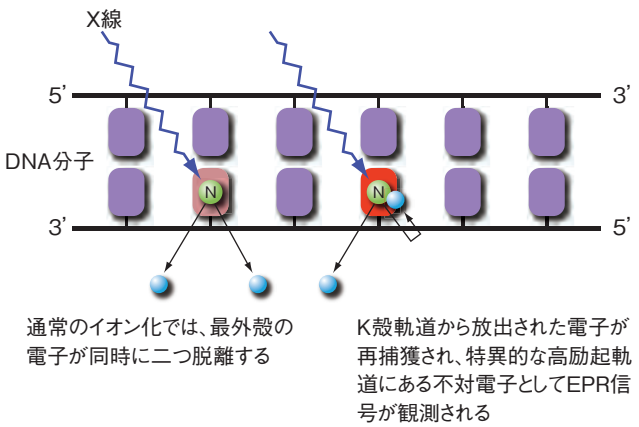


図 7-10　DNA 中の特定元素（窒素原子（N））の K 殻への X 線吸収過程
K 殻イオン化レベルのエネルギーをわずかに超えた X 線を照射した場合は、放出された電子が DNA 分子に再捕獲され、不対電子が生じていることを突き止めました。

低線量放射線の人体に対する影響を正確に評価することは、今日の社会において最も重要な課題のひとつです。特に、遺伝情報を担う DNA 分子の損傷プロセスとその修復については、未だ解明が待たれている研究領域です。私たちは、放射線によって DNA が損傷していく過程に新しいメカニズムを発見しました。

放射線、特に荷電粒子が照射されると、細胞中では様々な大きさのエネルギーが粒子から DNA 分子に与えられ、このエネルギーに応じて多様な損傷プロセスが同時並行的に進行します。DNA 損傷プロセスの全貌を明らかにするためには、個々の過程を抽出し解析する必要がありますが、これまではその手法がありませんでした。

私たちは、特定のエネルギーの X 線を用いることで、この問題の解決を図ってきました。DNA 損傷に至る過程では、イオン化により最外殻にひとつだけ残る電子（不対電子）を有した反応中間体を経由すると考えられています。そこで、大型放射光施設（SPring-8）から得られる単色の軟 X 線を、エネルギーを少しずつ変えて照射し、DNA 分子を構成する窒素及び酸素原子の K 殻電子のイオン化レベル付近において不対電子の生成量がどのように変化するかを詳細に調べました。不対電子は非常に反応性に富み、寿命が短いため直接観測はこれまで極めて困難でした。そこで私たちは、ビームラインに直結した電子常磁性共鳴（EPR）装置を用いることで、照射しながら不対電子生成の「その場」観測を行いました。その結果、図 7-9 に示すように K 殻電子が X 線を吸収する確率（—線）にほぼ比例して、EPR 信号の強度すなわち不対電子の生成量（—線）も変化することが分かりました。更に興味深いことに、イオン化レベルをわずかに超えたエネルギーの X 線を照射した場合、EPR 信号の異常な増大が観測されました。私たちは理論解析により、この増大が、イオン化する途中の低速電子が DNA 分子に再捕獲されることによるものであることを突き止め、このプロセスが DNA 損傷につながる新しいプロセスであることを明らかにしました(図 7-10)。

今回得られた結果により、高速荷電粒子線が引き起こす DNA 損傷の中でも、特に K 殻電子のイオン化を起点とする DNA 損傷について、その反応過程の解明を目指した研究が大きく進展することが期待されます。

本研究は、独立行政法人日本学術振興会科学研究費補助金（No.21310041）「放射線によるクラスター DNA 損傷の構造と難修復特性の研究」の成果の一部です。

●参考文献

Oka, T., Yokoya, A. et al., Unpaired Electron Species in Thin Films of Calf-Thymus DNA Molecules Induced by Nitrogen and Oxygen *K*-Shell Photoabsorption, Physical Review Letters, vol.109, issue 21, 2012, p.213001-1-213001-5.

7-5 電子のスピンをその反粒子で見る
－世界最高のスピン偏極率をもった陽電子ビームの開発－

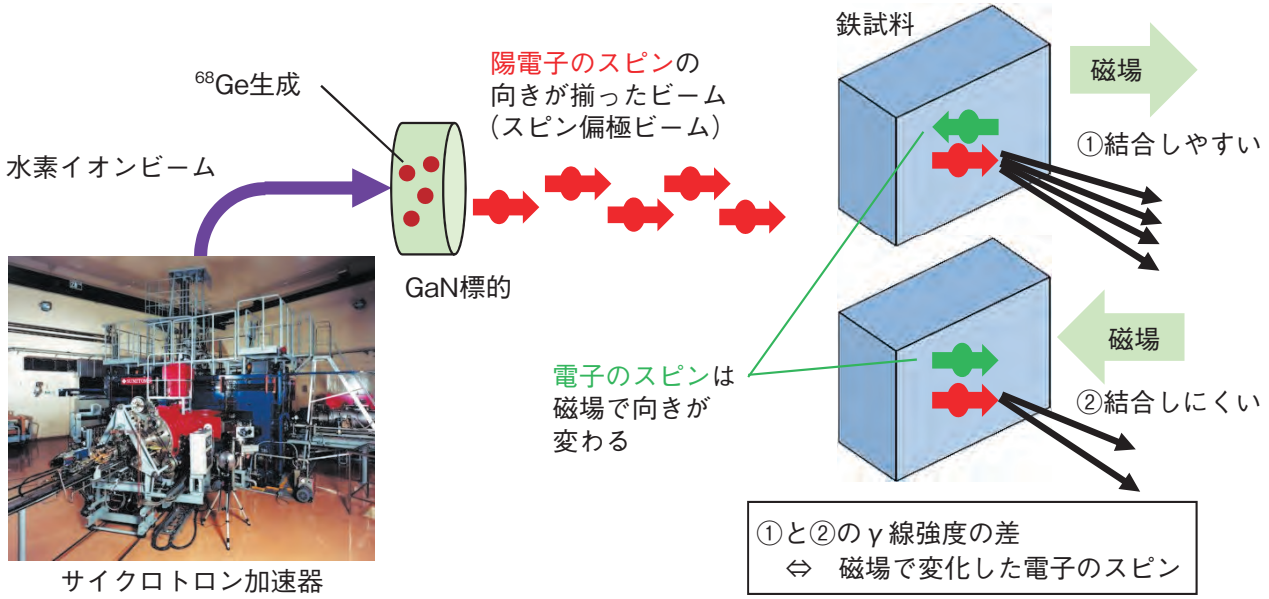


図 7-11　スピン偏極陽電子ビームを用いて鉄試料のスピン情報を得る
47% という高いスピン偏極率を持った陽電子ビームを鉄試料に照射します。鉄の中にある電子のスピンは、磁場によって向きが変わります。陽電子と電子はスピンの向きが反対のときに結合しやすいことから、①と②のγ線強度の差を測定することで、鉄の中にある磁性に関係する電子のスピンの状態が分かります。

スピントロニクスは、電子の持っている磁気的特性である上向きと下向きのスピンをデジタル回路の「0」「1」のように利用する新しい技術です。この技術を活用すれば、従来の半導体技術では実現不可能な消費電力の極めて小さいデバイスなどの開発が期待できます。最先端のスピントロニクス磁性材料開発では、材料中の電子スピンの状態を理解することが重要になります。私たちは、陽電子消滅法であれば、従来の手法よりも容易に材料表面や界面といった特定の場所にある電子スピンの情報を得ることができると考えました。

電子の反粒子である陽電子は、物質中の電子と結合するとγ線を放出して消滅します。このγ線から電子の運動状態を調べる方法が従来の陽電子消滅法でした。私たちは、陽電子も電子と同様にスピンを持つことを利用し、スピンの向きを一方向に揃えた陽電子ビーム（スピン偏極陽電子ビーム）を作り出すことで、更に電子のスピンの向きも調べようと試みました。

陽電子ビームは、放射性同位元素から飛び出してくる陽電子を集めて形成しますが、スピン偏極率を向上させるためスピンの向きを選別するとビーム強度が減ってしまいます。高いスピン偏極率と十分な強度を両立させるため、もともとスピン偏極率の高い陽電子を放出する ^{68}Ge という放射性同位元素に注目しました。サイクロトロン加速器を使って、水素イオンビームを窒化ガリウムに照射することで ^{68}Ge を生成し、47% という高いスピン偏極率をもった陽電子ビームの発生に成功しました（図 7-11）。これは ^{22}Na 線源を使った従来の陽電子ビームの 2 倍近い偏極率です。このスピン偏極陽電子ビームを純鉄に照射したところ、陽電子と電子が結合しやすい場合に、γ線強度が増大することが分かりました。この結果は、物質中の電子のうち、磁性を担う電子のスピンの情報だけを抜き出すことができることを示しています。

今後、スピン偏極陽電子ビームを用いた陽電子消滅法が、スピントロニクス開発に必要な新たな評価手法となることが期待されます。

本研究は、独立行政法人日本学術振興会科学研究費補助金（No.24310072）「スピン偏極陽電子消滅の基礎構築と新奇スピン現象の解明」の成果の一部です。

●参考文献

Maekawa, M. et al., Development of Spin-Polarized Slow Positron Beam using a ^{68}Ge-^{68}Ga Positron Source, Nuclear Instruments and Methods in Physics Research B, vol.308, 2013, p.9-14.

8 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

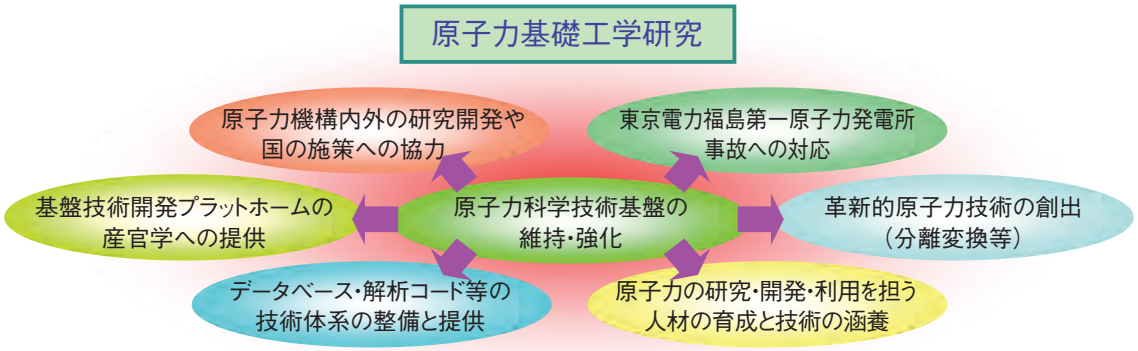


図 8-1　原子力基礎工学研究の役割
核工学・炉工学，燃料・材料工学，原子力化学，環境・放射線科学に関する研究を進め、原子力科学技術基盤の維持・強化を通して、様々な役割を果たしています。

原子力基礎工学研究部門は、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、東京電力株式会社福島第一原子力発電所（1F）事故への対応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 8-1）。このため、枢要分野である核工学・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ています。また、原子力エネルギー基盤連携センターを通して産業界との連携を推進しています。

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、評価済み核データファイル JENDL の整備や核データ取得技術の開発、原子炉の設計・挙動解析手法の高精度化（トピックス 8-1）とともに、長寿命核種を短寿命化するための核変換技術の研究（図 8-2）等に取組んでいます。さらに、この分野で培った知見を用いて、1F における崩壊熱分布の評価を行いました（第 1 章トピックス 1-17）。

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挙動に関する研究開発を進めています（図 8-3）（トピックス 8-3）。また、1F 事故で生じた溶融燃料の特性把握や、炉心や燃料プールへの海水注入で懸念される材料腐食の検討等においても、この分野の研究で蓄積された知見が役立てられています。

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，放射性廃棄物から長寿命核種等を分離回収する方法，極微量の核燃料物質の検出方法の開発等を進めています（トピックス 8-4，8-5，8-6，8-7）。特に、国際的な核不拡散の取組みへの貢献など、社会との関わりを強く意識しています。また、上記の技術は、1F における汚染水処理や、環境中の有害物質除去等に役立てられています。

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（トピックス 8-8，8-9）や、最新科学に基づく放射線防護の研究（トピックス 8-2）等を進めています。また、1F から放出したセシウム 137 の海底堆積物及び森林表土における挙動を推定・評価し、今後の推移の予測等に役立てていきます（第 1 章トピックス 1-1，1-8）。

産業界との連携では、腐食に強い新しい材料の開発や、加速器中性子を用いて医療診断用放射性同位元素を製造する手法の開発等を進めています。

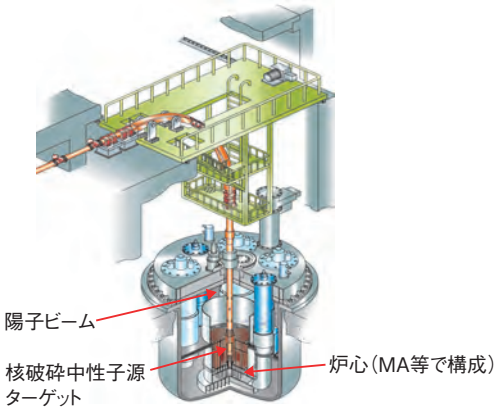


図 8-2　検討中の加速器駆動核変換システム（ADS）
1.5 GeV、最大 30 MW の陽子ビームによって、熱出力 800 MW の ADS を運転できます。この ADS 約 4 基で、六ヶ所工場規模の再処理で生じる量の長寿命核種であるマイナーアクチノイド（MA）を核変換することができます。

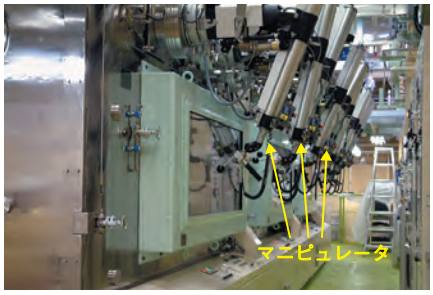


図 8-3　燃料サイクル安全工学研究施設（NUCEF）に設置した TRU 高温化学モジュール
放射能の高い超ウラン元素（TRU）試料を不活性雰囲気で取り扱える世界でも数少ない施設で、酸素ポテンシャルなどの様々な基礎的データを取得しています。

8-1 新しい型の原子炉の特徴を正確に予測する
ー炉物理実験データを活用した新たな核設計手法（拡張炉定数調整法）ー

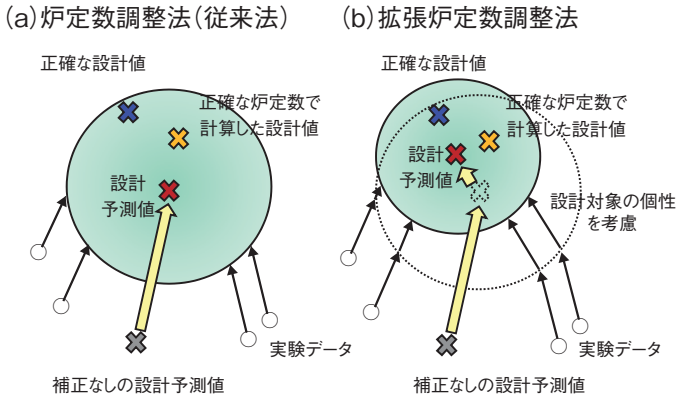


図 8-4　拡張炉定数調整法の特徴
(a) 炉定数調整法（従来法）では、実験データを活用して、直接は知ることのできない正確な炉定数（炉定数の真値）で計算した場合の設計値に近づけようとします。(b) 拡張炉定数調整法では、実験データを活用した上で設計対象の個性も考慮して、更に直接は知ることのできない正確な設計値（設計値の真値）に近づけようとするのが特徴です。

表 8-1　炉定数調整法（従来法）との予測精度の比較
「相対変化」は補正なしの設計予測値を 1.0 とした場合に各手法の設計予測値を比で表した値、「予測精度」は設計予測値に含まれる実験，解析手法，核データに起因する誤差の合計を表します。(b) の拡張炉定数調整法では、(a) の従来法に比べて予測精度が向上します。

設計対象の原子炉の核特性	(a) 炉定数調整法（従来法）		(b) 拡張炉定数調整法	
	相対変化	予測精度(%)	相対変化	予測精度(%)
臨界性	0.9977	0.30	0.9982	0.21
出力分布	1.000	1.4	0.996	0.9
制御棒価値	0.969	1.4	0.968	1.1

予測精度向上

新しい型の原子炉を設計するためには、原子炉内の中性子と原子核の反応で決まる炉心の特徴（核特性）を正確に予測する必要があります。核特性は、原子核反応の特徴を示す核データと中性子の振る舞いを解析する計算コードを使って予測することができ、この予測値の精度は、新しい原子炉と同規模で模擬性の高い実験（モックアップ実験）により確認できます。しかし、模擬性の高い実験には多額の経費と実規模の核燃料が必要となるため、その実施には様々な困難が伴います。

この問題を解決するために、高速炉の設計研究では、炉定数調整法と呼ばれる設計手法が利用されてきました。炉定数は、核データを計算コードで利用しやすく変換したものです。炉定数調整法はベイズの定理に基づき、既存施設での多くの実験データを活用して設計に用いる炉定数の精度を向上することにより、新しい原子炉の核特性の予測精度を高める方法です。この方法では、一旦、炉定数を作成すれば、その炉定数と計算コードを使って計算した結果がそのまま設計予測値として利用できるため、すべての核特性に対する設計予測値の整合性が必然的に保たれる利点があります。

一方、原子力機構ではこれまでに、拡張バイアス因子法という新しい設計手法を開発しています。この方法は、既存の手法の中で設計値の最も正確な予測が可能という利点があります。しかし、この方法では、設計対象となる核特性ごとに個別のバイアス因子を求める必要があるため、すべての設計予測値の整合性を保つことに配慮していないという課題がありました。

そこで本研究では、両手法の利点を融合した新しい手法（拡張炉定数調整法）を創出しました。従来の炉定数調整法は、既存の複数実験データに対する予測精度を最善化することを目的として炉定数の確からしさを最大化するように調整するのに対して、新手法は設計対象の個性も考慮して設計予測値の不確かさを最小化するように炉定数を調整するため、設計予測精度を更に向上できます（図 8-4）。この新手法を実際の大型高速炉の設計に適用した結果、従来法に比べて予測精度が更に向上することが実証されました（表 8-1）。

新手法は、従来の炉定数調整法と拡張バイアス因子法との関係を理論的に明確にするとともに、精度向上の達成に成功しました。今後、効率的に予測精度の向上を図ることのできる核設計手法として、新しい原子炉の設計での活用が期待されます。

●参考文献
Yokoyama, K. et al., Extended Cross-Section Adjustment Method to Improve the Prediction Accuracy of Core Parameters, Journal of Nuclear Science and Technology, vol.49, no.12, 2012, p.1165-1174.

8-2 高エネルギー放射線による原子核破砕の正確な予測に向けて
ーフラグメント生成反応の新手法による断面積測定と理論モデルの開発ー

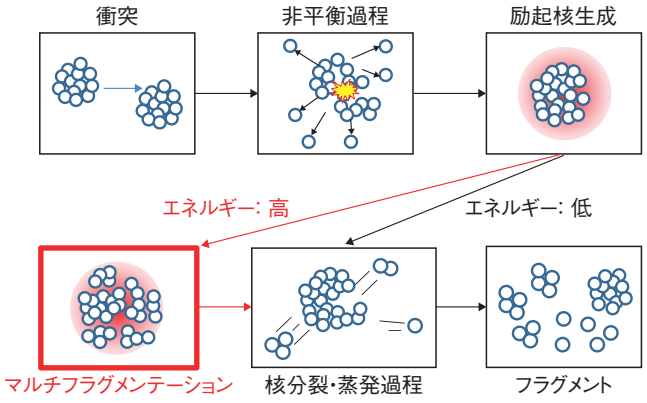


図 8-5　高エネルギー原子核破砕反応シミュレーションの流れ
本研究の改良により、図中の赤で示したマルチフラグメンテーション過程を模擬するモデルが加わりました。これにより、エネルギーの高い原子核は多数の破砕片に分裂する反応を経て、フラグメントを形成します。

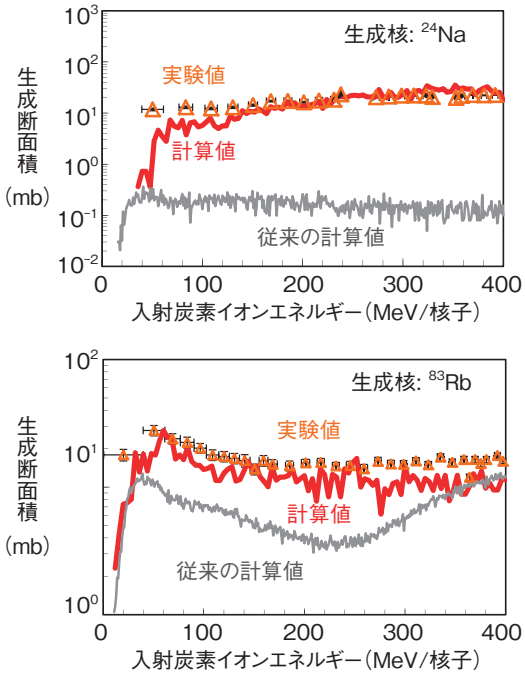


図 8-6　フラグメント生成反応断面積の比較
(上: ^{Nat}Pb(C,x)^{24}Na 反応, 下: ^{Nat}Pb(C,x)^{83}Rb)
反応断面積の実験値と、PHITS コードによる計算値を比較した例です。従来の計算値は実験値を最大で 100 分の 1 ～ 10 分の 1 程度に過小評価していますが、本研究で改良した PHITS による計算値は実験値と良く一致しています。

加速器施設では高エネルギー放射線が原子核を破砕して、多様な放射性の核破砕片（フラグメント）を生成します。放射性フラグメントは運転終了後の加速器施設内における放射線源となるため、例えばメンテナンス作業時の安全管理で注意が必要となります。しかし、加速器の遮へい設計等に用いられてきた放射線輸送計算コードは、重元素からのフラグメント生成を正確に計算できない問題がありました。

そこで、この問題を解決するため、私たちは、独立行政法人放射線医学総合研究所重粒子線がん治療装置 HIMAC で、炭素イオンビームで照射された鉛のフラグメント生成断面積を測定し、その測定結果に基づき、粒子・重イオン輸送計算コード(PHITS)の核反応モデルを改良しました。測定では、積層された鉛の板に炭素ビーム照射を行い、鉛板一枚ごとに生成したフラグメントを測定する新しい手法により、50 ～ 400 MeV/ 核子の広いエネルギー範囲で断面積を測定することができました。従来の PHITS による計算結果は、この測定値を最大で 100 分の 1 程度に過小評価しました。その理由として、PHITS コードは励起核が必ず核分裂・蒸発過程を経ることでフラグメントを生成すると仮定しており、核が多数の細かい破砕片に分裂するマルチフラグメンテーション過程を扱えていないためと予想しました。そこで図 8-5 に示すように、PHITS コードの計算モデルに、様々な分裂パターンの確率を統計力学に基づき計算し、実際に起こる分裂のパターンを決める統計マルチフラグメンテーションモデルを新たに組み込みました。改良後の PHITS により計算されたフラグメント生成断面積は、実験値を精度良く再現できるようになりました(図 8-6)。

この成果により、PHITS コードを用いた放射性フラグメント生成断面積の正確な予想を可能とし、高エネルギー加速器施設における放射線安全評価の高精度化に大きく貢献することができました。

本研究は、独立行政法人日本学術振興会科学研究費補助金（No.24860072)「中高エネルギー重粒子の核破砕片生成反応断面積の測定とエネルギー依存性評価」の成果の一部です。また、独立行政法人放射線医学総合研究所との共同利用研究「Benchmark experiment of activation induced by high-energy heavy ions」の成果を含みます。

●参考文献

Ogawa, T. et al., Analysis of Multi-Fragmentation Reactions Induced by Relativistic Heavy Ions using the Statistical Multi-Fragmentation Model, Nuclear Instruments and Methods in Physics Research A, vol.723, 2013, p.36-46.

8-3 再処理施設用材料の寿命予測に向けて
ーネプツニウムを含む沸騰硝酸中におけるステンレス鋼の腐食特性の評価ー

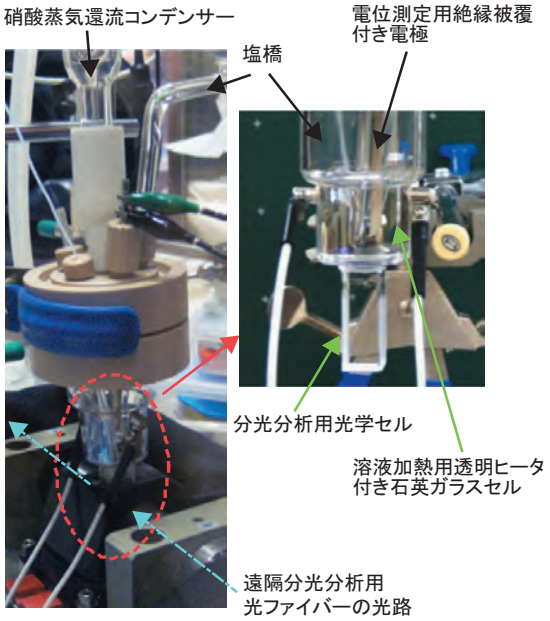


図 8-7　開発した分光分析機能を付加した電気化学試験セルの外観
試験セルには、溶液加熱用透明ヒータと電位測定用電極と溶液の分光分析用光学セルが組み込まれており、遠隔操作により試験を実施します。使用する溶液量は約 15 cm^3 です。

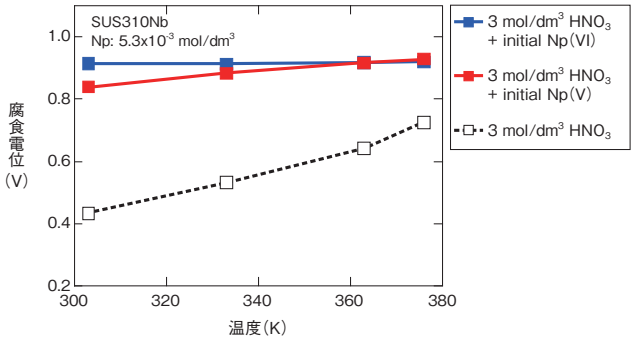


図 8-8　ステンレス鋼（SUS310Nb）の腐食電位に及ぼす温度の影響
微量の Np が硝酸溶液に含まれることにより、腐食電位が上昇して腐食が促進することや、その挙動が Np の原子価と温度にも依存することも明らかにしました。

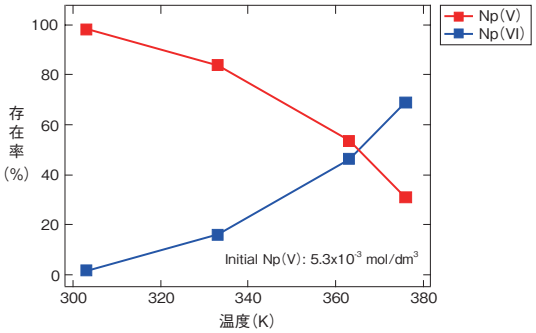


図 8-9　Np の原子価変化に及ぼす温度の影響
溶液温度上昇により、五価のネプツニウム（Np(V)）は六価のネプツニウム（Np(VI)）に酸化されるため、腐食が加速されることが示唆されます。

使用済核燃料に含まれる U/Pu を再び核燃料へと再利用するために、国内外において核燃料再処理が推進されています。再処理施設においては、沸騰硝酸を用いる上に、腐食を加速する金属イオンが混入するために、機器材料のひとつであるステンレス鋼の腐食が問題となります。

金属イオンの中でも、Pu やネプツニウム（Np）は沸騰硝酸溶液中で酸化され、高次な酸化性イオンとして働き腐食を加速する作用があることが知られています。さらに、Pu や Np は放射性物質であることから、実験において取り扱える量にも制限があります。

私たちは、沸騰硝酸溶液中における Np の存在状態並びにステンレス鋼の腐食挙動を評価する目的で、原子価測定と電気化学測定を同一セル内で実施可能な分光分析機能付き少量試験装置を開発し、ステンレス鋼の腐食機構の解明を目指しました。

本試験装置は、(1)少量（約15 cm^3）の取扱溶液量（2)同一溶液の分光分析及び電気化学測定（3)沸騰状態における安定した電気化学測定などの特徴を有しています（図 8-7）。用いる溶液量が少ないため、試験片は面積の小さい（ϕ 2 mm）絶縁被覆付きの円筒型をしています。

図 8-8 に示すようにステンレス鋼の腐食電位は、Np が含まれると大きく上昇し、また溶液温度が高くなるほど上昇しました。硝酸中では腐食電位が高くなるほど腐食速度が大きくなることが知られており、ステンレス鋼の腐食は Np の存在により大きく加速されることが明らかとなりました。また、低次な酸化状態である Np(V) は、腐食電位は溶液温度の上昇とともに上昇するのに対して、高次な原子価状態である Np(VI) は、温度に対してあまり変化しないことが分かります。

図 8-9 に Np(V) に原子価調整した Np 含有 3 mol/dm^3 硝酸を所定の温度に加熱し、分光分析により測定した Np の原子価変化を示します。温度の上昇とともに、高次な原子価状態である Np(VI) が増加することが明らかになりました。

同一溶液を用いた二つの異なる試験より、硝酸の酸化力により生成する Np(VI) がステンレス鋼の腐食電位を上昇させ、腐食を加速することを明らかにしました。

本研究は、独立行政法人原子力安全基盤機構からの受託研究「平成 21 ～ 23 年度再処理施設における耐硝酸材料機器の経年変化に関する研究」の成果の一部です。

●参考文献
加藤千明ほか，分光分析機能付き少量試験セルを用いた放射性元素を含む沸騰硝酸溶液中での電気化学測定，材料と環境，vol.60，no.2，2011，p.69-71.

8-4 ウラン錯体が持つサーモクロミズムの発見
ー時間分解型レーザー誘起蛍光分光法によるイオン液体中における構造化学ー

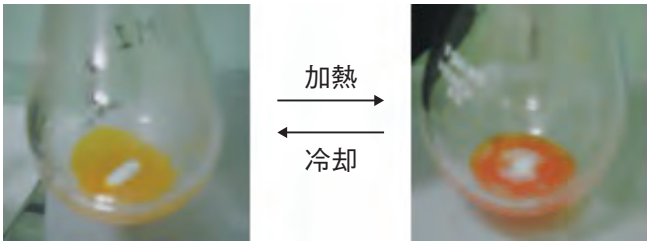


図 8-10　$[C_4mim]_3[UO_2(NCS)_5]$ のサーモクロミズム
黄色の固体（左：-196 ℃）から橙色の液体（右：90 ℃）に色が可逆的に変化します。橙色のウラン錯体は希少です。

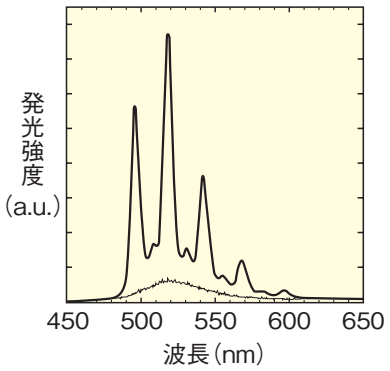


図 8-12　$[C_4mim]_3[UO_2(NCS)_5]$ の時間分解発光スペクトル
紫外光パルスを照射し測定した。90 ℃（細線）では発光が非常に弱く、-196 ℃（太線）では強発光を示すことが分かります。

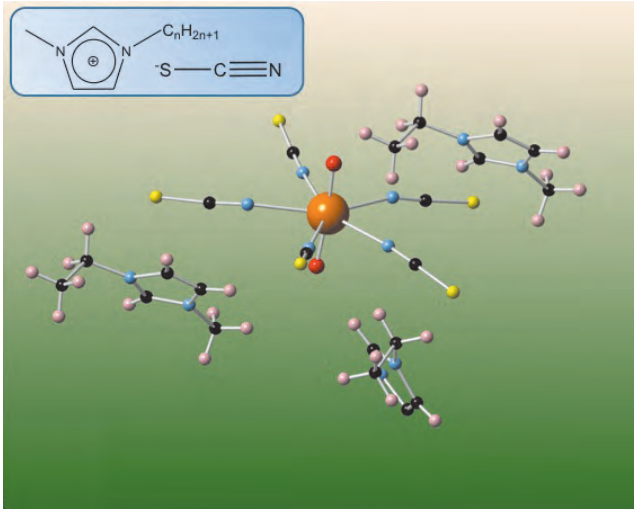


図 8-11　$[UO_2(NCS)_5]^{3-}$ 錯体近傍の結晶構造（-196 ℃）
UO_2^{2+} の赤道面上に五つの NCS^- イオンが配位し、周りを1-エチル-3-メチルイミダゾリウムイオンが3分子囲んでいます。-196 ℃では金属塩は山吹色の固体になります。赤は O，青は N，橙は U，黒は C，黄は S，桃は H を表します。イオン液体の構造式は左上部のとおりです。

水や有機溶媒中におけるアクチノイドの分析には、放射線計測のほかに、ICP-MS（誘導結合プラズマ質量分析計）や他の質量分析法を用います。しかし、これらの方法は、化学種の「溶存状態」を計測することができません。一方、時間分解型レーザー誘起蛍光分光法（TRLFS）は溶存状態の定性分析が可能です。レーザーパルス照射後の光エネルギーの散逸過程を調べることで、私たちはアクチノイド錯体の状態を研究しています。

金属イオンの高濃度溶存状態を TRLFS で調べると、イオン液体中のウラン錯体が水や有機溶媒中では見られない構造をとることが分かってきました。イオン液体はイオンのみから構成され、室温で溶融する塩の総称です。100 ℃でも安定なため、高温で発現する機能を見いだすのに適しています。1－ブチル－3－メチルイミダゾリウムチオシアナト（$[C_4mim][NCS]$：構造は図 8-11 左上部）を用いてウラニルイオン（UO_2^{2+}）を溶解すると、それが非常に高濃度になり得ることが分かりました。U の濃度をより高くしていくと、UO_2^{2+} と NCS^-（チオシアン酸）の組成比が 1：5 の金属塩が得られ、これは、室温でも液体のままでした。この物質は周囲の温度変化によって可逆的に色合いが変化する「サーモクロミズム」という現象を示すことを発見しました（図 8-10）。ウラン錯体がこうした特性を持つことはこれまで知られていませんでした。液体窒素でこの物質を冷却すると黄色に凝固します。これを加熱すると橙、紅色と変色し融解します。

この仕組みを理解するため、サーモクロミズムを示したイオン液体を低温で結晶化させ、構造解析を行った結果、図 8-11 が得られました。ここで低温のウランの赤道面の窒素原子の配位数は 5 です。また、紫外線による発光スペクトルを調べると図 8-12 のようになり、加熱によりこの物質は発光しなくなります。この時、U 原子周りの対称性もスペクトルに影響を与え、温度上昇によってウラン中心の赤道面上の配位数が減少することが分かりました。橙色や紅色のウラン化合物はほとんど知られておらず、4 配位のものは、ウランと配位子の距離が適度に保たれたことが、この色の原因となる可能性があると考えられます。

本研究は、独立行政法人日本学術振興会（JSPS）科学研究費補助金（No.22760679）「ウランを内含した多孔質金属有機骨格の創成と機能」、JSPS 優秀若手研究者海外派遣事業（No.21-5317）「液体 f ブロック元素錯体を基本骨格とした光機能物質創成と能動的制御への展開」の成果の一部です。

●参考文献

Aoyagi, N. et al., Thermochromic Properties of Low-Melting Ionic Uranyl Isothiocyanate Complexes, Chemical Communications, vol.47, issue 15, 2011, p.4490-4492.

8-5 モノアミド抽出剤による再処理プロセスの構築に向けて
ーミキサーセトラー型抽出器を用いたU及びPuの連続抽出試験ー

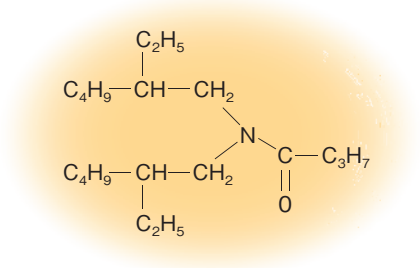


図 8-13　*N,N*-ジ(2-エチルヘキシル)ブタンアミド(DEHBA)の構造式

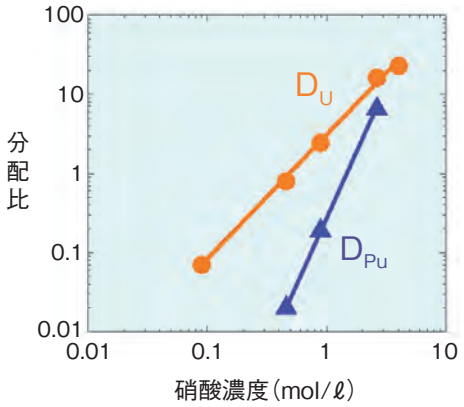


図 8-14　DEHBA の U に対する分配比 (D_U) 及び Pu に対する分配比 (D_{Pu}) の硝酸濃度依存性
有機相としてドデカンに溶かした DEHBA、水相として U あるいは Pu を含む硝酸を用いて、U と Pu の分配比を明らかにしました。

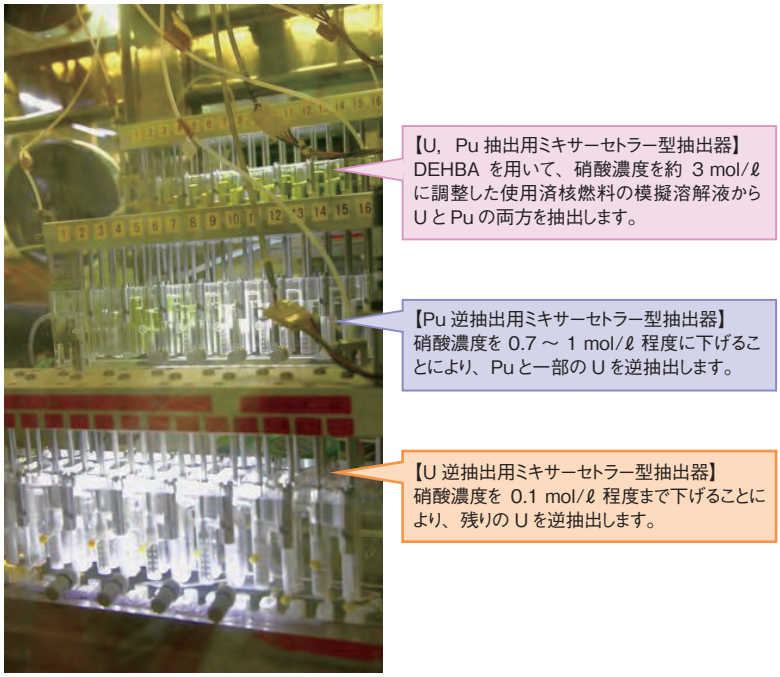


図 8-15　ミキサーセトラー型抽出器を用いた U 及び Pu の連続抽出試験の様子
グローブボックス内に設置したミキサーセトラー型抽出器を使用して、DEHBA の U 及び Pu に対する抽出特性を把握しました。

使用済核燃料の再処理方法として、モノアミド抽出剤を用いた溶媒抽出法の研究を進めています。モノアミド抽出剤はリン原子を含まないため、焼却等による完全ガス化分解が可能であり、二次廃棄物の発生量抑制につながります。また、現行の商用再処理プロセス（PUREX プロセス）において希釈剤として使用されているドデカンに溶けるため、装置開発に関する既存技術が活用可能です。さらに、PUREX プロセスで抽出剤として使用されているリン酸トリブチル（TBP）と同程度の耐放射線性を持つとともに、放射線劣化物が溶媒抽出に対して大きな悪影響を及ぼさないという特長があります。

モノアミド抽出剤は分子の構造によって U 及び Pu に対して異なる抽出特性を示します。例として、モノアミド抽出剤のひとつである *N,N*-ジ(2-エチルヘキシル)ブタンアミド(DEHBA)(図 8-13)の U に対する分配比(D_U)と、Pu に対する分配比(D_{Pu})を図 8-14 に示します。ここで、D_U 及び D_{Pu} は U 及び Pu の抽出能力を示す指標であり、この値が大きいほど U 及び Pu に対する抽出能力が高いことを意味します。

図 8-14 に示すように DEHBA は硝酸濃度が約 3 mol/ℓ の条件では U と Pu の両方を抽出します。一方、硝酸濃度が 0.7 ～ 1 mol/ℓ の条件では U は抽出しますが、Pu はほとんど抽出しません。この性質を活用することにより、硝酸濃度の調節で U と Pu を分離する再処理プロセスを考えました。PUREX プロセスでは Pu の還元剤を添加することによって U と Pu の分離を行っていますが、DEHBA を抽出剤に用いるプロセスでは Pu の還元剤が不要になるため、プロセスの簡素化につながります。

DEHBA を抽出剤に用いた再処理プロセスの構築に向けた基礎試験として、ミキサーセトラー型抽出器を用いた U 及び Pu の連続抽出試験を行いました(図 8-15)。99.9% 以上の U 及び Pu を使用済核燃料の模擬溶解液から抽出するとともに、97% 以上の Pu を U+Pu 混合液に回収し、DEHBA を用いた再処理プロセスの成立性を支持する結果を得ました。

本研究は、経済産業省からの受託事業「平成 20 年度高速炉再処理回収ウラン等除染技術開発」の成果の一部です。

●参考文献
Ban, Y. et al., Distribution of U(VI) and Pu(IV) by *N,N*-di(2-Ethylhexyl)Butanamide in Continuous Counter-Current Extraction with Mixer-Settler Extractor, Solvent Extraction and Ion Exchange, vol.30, issue 2, 2012, p.142-155.

8-6 タンパク質固定化金ナノ粒子のワンポット合成
－簡便・迅速・高効率な合成法の開発とイムノアッセイへの応用－

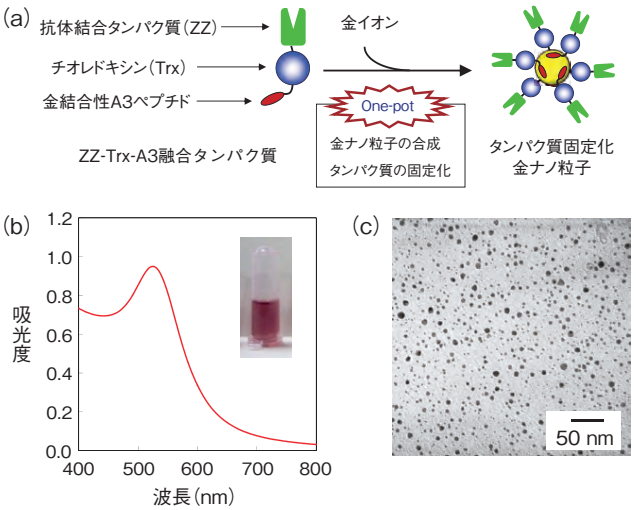


図 8-16　ZZ-Trx-A3 融合タンパク質を用いた金ナノ粒子の合成とタンパク質の固定化
(a) 金結合性ペプチドを融合したタンパク質を金イオンと反応させることで、金ナノ粒子の合成とタンパク質の固定化をワンポットで行うことが可能です。
(b) 得られた金ナノ粒子は 525 nm に表面プラズモン共鳴バンドを示し、赤色を呈します。
(c) 透過型電子顕微鏡により、金ナノ粒子の大きさは 4.4 ± 1.6 nm で、単分散な球状ナノ粒子であることを観察しました。

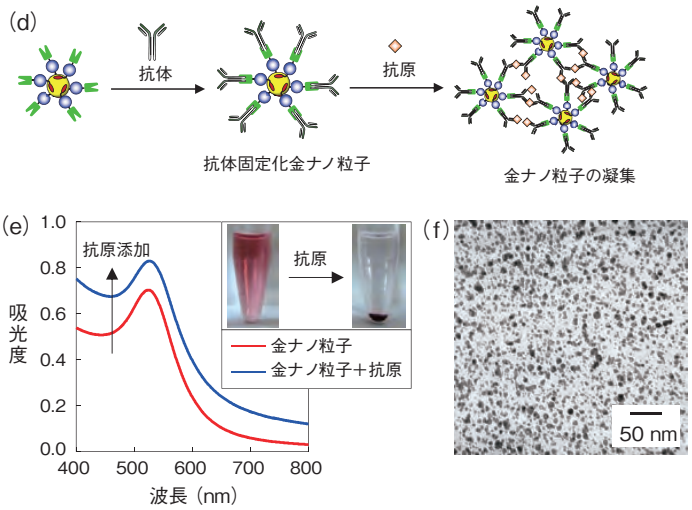


図 8-17　金ナノ粒子への抗体の固定化とイムノアッセイ
(d) 抗体結合タンパク質を足場にすることで簡便に抗体を金ナノ粒子に固定することが可能です。さらに、抗原抗体反応による金ナノ粒子の凝集を利用して、抗原を検出することができます。
(e) 抗体固定化金ナノ粒子に抗原を加えることで、水溶液が濁り、数時間後には金ナノ粒子が沈降します。この沈殿は目視で観察することが可能です。
(f) 透過型電子顕微鏡により、抗体固定化金ナノ粒子が抗原と反応することで、凝集していることを確認しました。

金ナノ粒子は特異的な分光学的性質を有するため、ナノテクノロジーの分野で注目を浴びています。特に抗体のような生体分子を固定した金ナノ粒子は抗原検出による医療診断などへの利用が可能で、実際に妊娠判定キットへ応用されています。しかしながら、一般的な抗体固定化金ナノ粒子の製法は金ナノ粒子の合成と抗体の固定化の 2 ステップ以上を必要とするため時間を要します。また、抗体は通常、物理的吸着によって金ナノ粒子へ固定されるため、抗体の安定性や配向性を制御できないという問題がありました。

私たちはこの問題を克服するために、タンパク質にペプチドを融合することで特殊な機能を付与し、この融合タンパク質を用いたタンパク質固定化金ナノ粒子のワンポット合成法を考案しました。具体的には、抗体結合タンパク質 (ZZ domain) に金ナノ粒子の保護機能を有するチオレドキシン及び金に対して結合性を有する A3 ペプチドを融合した遺伝子組換えタンパク質 (ZZ-Trx-A3) を調製しました。この ZZ-Trx-A3 を金イオンと混ぜたところ、水溶液が赤色に変化し、525 nm に金ナノ粒子特有の表面プラズモン共鳴バンドが観測されました。さらに、透過型電子顕微鏡により、得られた金ナノ粒子は単分散な球状ナノ粒子であり、平均粒子径が 4.4 ± 1.6 nm であることを確認しました(図 8-16)。この手法を用いた場合、わずか 20 分で簡便かつ迅速に金ナノ粒子の合成とタンパク質の固定化を同時に行うことが可能であり、数日を要する従来法に比べて高い優位性があります。さらに、得られた金ナノ粒子は半年経過しても水溶液に分散した状態であり、また、高塩濃度水溶液でも凝集しないほどの高い安定性を有しています。

また、私たちは図 8-17 に示すように、金ナノ粒子上の ZZ domain を足場にすることで、抗体を効率良く金ナノ粒子に固定することに成功しました。この抗体固定化金ナノ粒子に抗原を加えたところ、抗原抗体反応により金ナノ粒子の凝集が起こるため、赤色水溶液が濁り、紫外可視吸収スペクトルのバックグランドが増加しました。さらに、数時間放置すると、金ナノ粒子が沈降するため、抗原を目視で検出することが可能です。

この技術はタンパク質に限らず、種々の生体分子固定化金ナノ粒子の合成にも展開できるため、医療診断だけではなく、様々な分野への応用が期待されます。

●参考文献
Shimojo, K. et al., Facile, Rapid and Efficient Biofabrication of Gold Nanoparticles Decorated with Functional Proteins, Analyst, vol.137, issue 10, 2012, p.2300-2303.

8-7 単一粒子の Pu が精製された時期を明らかにする
－極微量分析技術開発により IAEA の核活動監視機能に貢献－

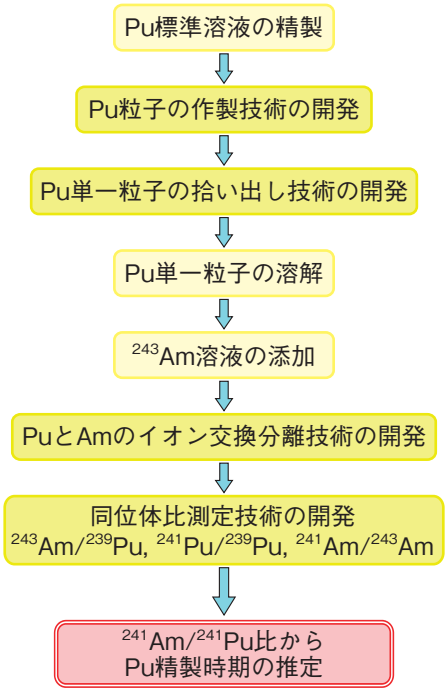


図 8-18　精製時期測定技術の開発と測定手順
Pu 単一粒子の作製法や化学分離法など開発した技術を組み合わせることにより、極微量 Pu 粒子の精製時期を推定することができました。

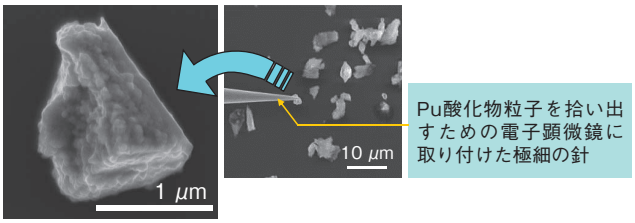


図 8-19　Pu 標準溶液から作製した Pu 単一粒子
推定した Pu 精製時期の正確さを評価するため、精製時期が既知で μ m サイズの単分散 Pu 酸化物粒子（右）を作製し、拾い出す技術を開発しました。得られた Pu 単一粒子（左）の精製時期を測定しました。

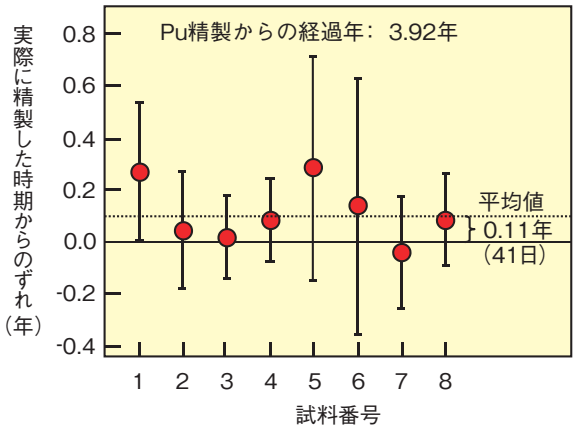


図 8-20　^{243}Am 添加法による Pu 単一粒子の精製時期測定結果
8 個の Pu 単一粒子を分析して得られた精製時期が実際の経過年、3.92 年に対して平均 0.11 年（41 日）のずれで求めることができました。

国際原子力機関（IAEA）では、核開発などの未申告の原子力活動を探知するために、原子力関連施設の床などからちりなどを拭き取って採取し、極微量（10^{-15}～10^{-12} g）の U 及び Pu の量や同位体比を分析しています。

我が国の核物質管理技術の向上のための分析技術として、Pu 粒子を個別に拾い出し、Pu が精製された時期を正確に推定する技術を開発しました（図 8-18）。^{241}Pu は一定の割合（半減期 14.35 年）で β 線を放出して ^{241}Am に壊変するので ^{241}Am/^{241}Pu 原子個数比の正確な測定から Pu の精製経過年が得られます。採取した試料には異なる場所から放出された Pu が混在している場合も多いので、10^{-12} g 以下の極微量 Pu 粒子を個別に分析する必要があります。また ^{241}Am と ^{241}Pu は質量数が同じであるため、元素として化学的に分離しないと質量分析ができません。このような極微量試料を対象とした時期推定技術は今までになく、精製からの時期が短いと ^{241}Am/^{241}Pu 原子個数比が低いので従来の方法では正確な分析値が得られません。さらに、開発した分析技術の正確さや精度を評価するためには標準試料が必要ですが、精製時期が最近で既知の Pu 単一粒子はありませんでした。そこで、まず Pu を精製して μm サイズの単分散 Pu 酸化物粒子（図 8-19）を作製する技術と、電子顕微鏡に取り付けた極細の針で粒子を一つずつ拾い出す技術を開発しました。次に、極微量（10^{-15} ～ 10^{-12} g）の Pu と Am の化学分離並びに同位体比測定技術を開発しました。^{241}Am をほとんど含まない ^{243}Am を試料に添加してから試料の ^{243}Am/^{239}Pu 比と、化学分離後の Pu や Am の同位体比を誘導結合プラズマ質量分析装置（ICP-MS）で測定することで、10^{-12} g の Pu 粒子の ^{241}Am/^{241}Pu 比を正確に求めることができました。得られた精製時期は、実際の時期から平均 0.11 年（41 日）しかずれていませんでした（図 8-20）。このように 4 年前に精製された Pu 粒子 1 粒からでも、原子力活動の痕跡を探知できる優れた分析技術の開発を通して IAEA の核活動監視機能に国際貢献ができるものと考えています。

本研究は、文部科学省からの受託研究「保障措置環境試料分析開発調査」の成果の一部です。

●参考文献
Miyamoto, Y. et al., Precise Age Determination of a Single Plutonium Particle using Inductively Coupled Plasma Mass Spectrometer, Radiochimica Acta, vol.101, issue 11, 2013, p.745-748.

8-8 陸面の放射性物質の動きを詳細に計算
－大気 - 植生 - 土壌複合系内核種移行モデルの開発－

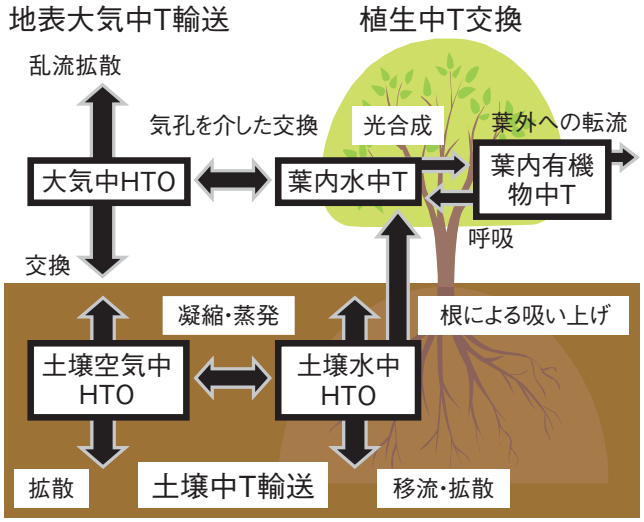


図 8-21　開発した陸面モデルで考慮される T の移行過程
モデルは鉛直方向に多層化した地表大気，植生及び土壌中において、水・CO_2 循環に伴う HTO の輸送並びに T の交換を素過程レベルで詳細に記述します。

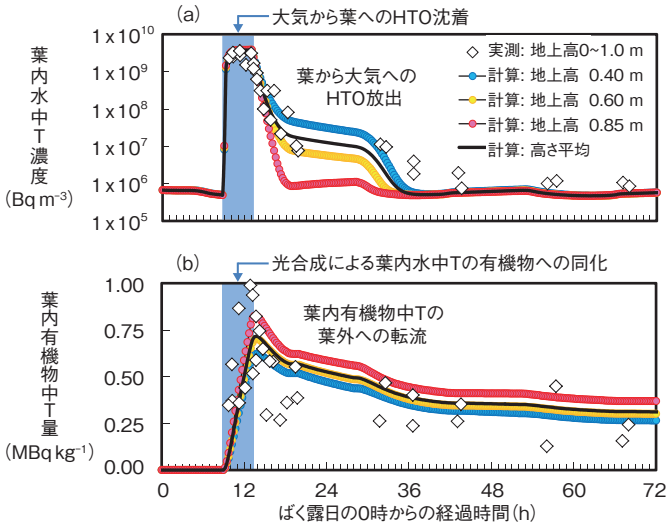


図 8-22　葡萄への大気中 HTO のばく露実験の再現計算結果
(a) ではばく露期間中（ハッチ部）の大気中 HTO の葉への沈着及びその後の HTO 放出に伴う葉内水中 T 濃度の変動並びに (b) では光合成による葉内水中 T の同化及び有機物の転流に伴う葉内有機物中 T 量の変動が再現されました。

原子力発電所及び核燃料再処理施設の運転に伴い環境中に放出される核種のうち、トリチウム（^{3}H，以下 T と記す）と炭素 14（^{14}C）はその安定同位体が生物の主要な構成元素であること、半減期が長い（T は 12 年，^{14}C は 5730 年）ことから被ばく評価上重要な核種です。環境中で T はトリチウム水（HTO）として水と同様に振る舞い、^{14}C は $^{14}CO_2$ として二酸化炭素と同様に振る舞います。そのため、施設から放出された T 及び ^{14}C は環境中の水・CO_2 循環に取り込まれ、その一部は光合成により植生に有機物として固定されます。この有機物中 T あるいは ^{14}C を摂取することで内部被ばくが引き起こされます。このため、被ばく評価では施設から放出された T 及び ^{14}C の施設周辺の植生への移行量を正確に評価することが必要です。しかし、時々刻々と変動する環境中の水・CO_2 循環の影響を考慮した T 及び ^{14}C 移行予測モデルはなく、T 及び ^{14}C の被ばく評価は十分な精度でなされていませんでした。

そこで私たちは T 及び ^{14}C の環境中移行を詳細に予測可能なモデルを開発しました。まず、陸面環境中の T（図 8-21）及び ^{14}C の動態を素過程レベルで厳密に定式化しました。そして、これら T 及び ^{14}C 動態を原子力機構が開発した陸面水・CO_2 循環モデル（SOLVEG-II）に組み込むことで、T 及び ^{14}C の陸面移行を水・CO_2 循環と連動させて詳細に予測するモデルを開発しました。モデルは大気中 HTO（図 8-22）及び大気中 $^{14}CO_2$ の葉内の水及び有機物への移行を十分な精度で再現しました。

次にモデルの応用として、T 及び ^{14}C の環境動態のシミュレーション解析を行いました。その結果、土壌水中 HTO の根による吸い上げ過程が植生の有機物中 T の生成に顕著に影響することが明らかになりました。また、土壌中に有機物として蓄積する ^{14}C から分解・生成する $^{14}CO_2$ が、植生の有機物中 ^{14}C の生成に及ぼす影響を定量化しました。このように、開発した陸面モデルは、観測では評価しきれない T 及び ^{14}C 移行の各素過程の重要性を把握することに活用できることが示されました。

今後はモデルの更なる実用的な応用として、大気拡散モデルと組み合わせた計算によって施設から大気へ放出される T 及び ^{14}C の周辺環境中移行を評価する予定です。

●参考文献

Ota, M. et al., Importance of Root HTO Uptake in Controlling Land-Surface Tritium Dynamics after An-Acute HT Deposition: A Numerical Experiment, Journal of Environmental Radioactivity, vol.109, 2012, p.94-102.

8-9 深層土壌は地球上の炭素の循環に関与している
ー核実験由来の放射性炭素の半世紀にわたる追跡による炭素循環の解明ー

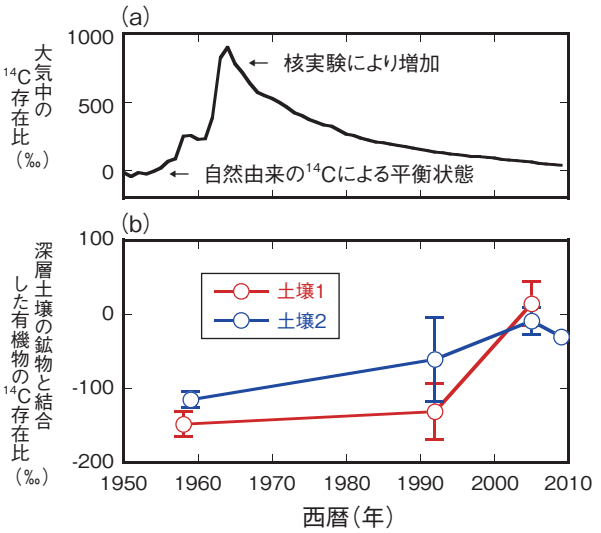


図 8-23　大気と深層土壌の ^{14}C 存在比の変化
縦軸の ^{14}C 存在比は、1950 年の大気の ^{14}C 存在比との差を千分率で表しています。(a) 大気の ^{14}C 存在比は核実験によって 1960 年代前半に急激に増加し、その後減少しています。(b) 一方、深層土壌（20 ～ 60 cm）の鉱物と結合した有機物の ^{14}C 存在比は負の値を示し、平均して土壌に長く留まっていることを反映しています。しかし、1992 年以降に、核実験由来の ^{14}C の混入による存在比の増加が見られました。

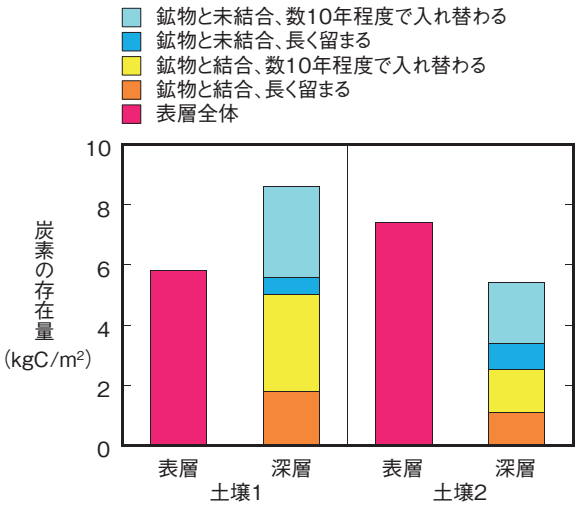


図 8-24　深層土壌における入れ替わり速度別の炭素の存在量
深層土壌には、表層土壌(表面から 20 cm まで）に匹敵する量の炭素が蓄積していました。深層土壌の炭素は、約半分が鉱物と結合していない状態で存在し、そのうち約 7 割以上の炭素が数 10 年程度で入れ替わっていると見積もられました。鉱物に結合している有機物の中にも、数 10 年程度で入れ替わる炭素が見いだされ、入れ替わりの速い炭素の総量は 1 m^2 当たり約 3 ～ 6 kg にも達すると推定されました。

土壌は大量の炭素を有機物として蓄えており、大気や植物と絶えず炭素を交換することで、地球上での炭素の循環に重要な役割を果たしています。近年、土壌炭素の多くが表層土壌（表面から 20 cm まで）よりも深い深層土壌（20 ～ 60 cm）に蓄えられていることが分かってきました。しかし、深層土壌の炭素は平均の年代が数 100 年から数 1000 年前と古いことから、鉱物との結合などによって安定な状態で存在していると考えられ、大気との炭素の交換への寄与という観点では注目されてきませんでした。

私たちは、放射性炭素(^{14}C)を利用して、深層土壌の炭素の動きの解明を試みました。^{14}C には、宇宙線により大気圏で常に作られているもの(自然由来)と、主に 1960 年代前半に行われた核実験によって作られたもの(核実験由来)があります(図 8-23(a))。大気中の ^{14}C は、普通の炭素と同じように、光合成によって植物に有機物として固定され、土壌へと入ります。この有機物が土壌の中で留まっている時間が長いと、^{14}C の存在比は 5730 年の半減期で減っていきます。一方、核実験由来の ^{14}C を含んだ有機物が付加された場合は ^{14}C の存在比が増加します。したがって、もし深層土壌に数 10 年程度で比較的速く大気と交換している炭素が相当量存在するならば、核実験由来の ^{14}C の混入によって、1960 年以降に深層土壌で炭素の ^{14}C 存在比が増加し、その変化を調べることで炭素交換量を推定できると考えました。

米国カリフォルニア州の二つの森林で 1958 ～ 2009 年の期間に数回、同じ場所で採取された深層土壌試料の ^{14}C を分析しました。鉱物と結合した有機物で ^{14}C 存在比の増加が見られ、その増加が大気中での増加よりも 20 年以上遅れて現れていることが分かりました(図 8-23(b))。また、モデル解析の結果、この有機物に含まれる炭素の約 4 ～ 7 割が数 10 年で入れ替わっていると推定されました。さらに、鉱物と未結合の有機物や、2009 年の土壌から放出された CO_2 にも、核実験由来の ^{14}C の混入が確認されました。

この結果から、土壌の深層には大気と交換している多くの炭素が存在していること(図 8-24)、この交換プロセスは環境の変化に対して 20 年以上遅れて応答しうることが明らかになりました。

本成果は、地球炭素循環の理解や環境変化の予測精度の向上につながることが期待されます。

●参考文献
Koarashi, J. et al., Dynamics of Decadally Cycling Carbon in Subsurface Soils, Journal of Geophysical Research, vol.117, issue G3, 2012, p.G03033-1-G03033-13.

9 原子力水素・熱利用研究

本質的安全を備えた高温ガス炉と利用技術の研究開発

図9-1　高温ガス炉の概要：特長，利用，HTTR の主要仕様及び主要技術
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あり、様々な熱需要に応えることができます。特に、本質的に安全な原子炉となりえるため、原子力に対する信頼を獲得できる炉型として大いに期待されています。

私たちは、低炭素社会の実現を目指して、本質的に安全な高温ガス炉とその利用技術に関する研究を進めています。高温ガス炉は、安定なヘリウムガスを用いて、950 ℃もの高温の熱を取り出すことができます。熱は高温であればあるほど、同じ量のウランで多くの電気や水素を供給できます。

軽水炉の出口温度 300 ℃に比べ、より高温の熱を取り出すことができるのは、主に三つの世界最先端の国産技術が開発できたためです。一つ目は、ウラン燃料の核分裂で生成される放射性物質を閉じ込める燃料被覆材に 2500 ℃でも溶融しないセラミックスを用い、ウラン燃料をセラミックスで四重に包み、直径約 1 mm の小さな燃料粒子を作る技術です。二つ目は、中性子を減速するための黒鉛を製造する技術です。一般的に黒鉛の材料特性は、すべての方向に均等ではありません。つまり、すべての方向に優れた材料特性及び耐照射性を有する大きな黒鉛ブロックを製造する技術です。三つ目の技術は、耐熱性・耐腐食性の超合金技術です。これら核となる技術と高温構造設計技術，ヘリウムガス取扱技術等によって、2004 年に 950 ℃の熱を取り出すことに世界で初めて成功しました(図 9-1)。

高温ガス炉は、発電のみならず、燃料電池自動車用や製鉄還元用の水素，工業用のプロセスヒート等の供給源として、さらに、排熱を地域暖房や海水淡水化にも使えます。温排水の元凶である環境に捨てる熱量も、軽水炉の 67% を 20 ～ 30% へ、大幅に減らすことができ、次世代のエネルギーソースとして大変有力です。特に高温ガス炉を用いた水素製造について、化学反応を利用して水を分解して水素を製造する熱化学法 IS プロセスの研究を進めています。

原子炉の安全性については、事故が起きても、特段の機器・設備なしで、燃料被覆材の異常な温度上昇，腐食，可燃性気体の爆発による破損を抑える物理現象が自然に働くことによって、つまり、高温ガス炉の自己制御性によって、公衆・社会・環境に有害な影響を及ぼさない本質的安全性を持たせることが可能です。東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故以降、強く求められる「公衆の信頼を得ること」ができる力を秘めています。

現在、新興国，途上国向けの安全性，経済性に優れた小型高温ガス炉の概念設計を完成させ、高温ガス炉水素製造システムの安全設計方針の原案を提示するとともに、熱化学法 IS プロセスの効率向上を目指した研究開発を進めています(トピックス 9-1 ～ 9-3)。

9-1 多様な熱利用が可能で安全性に優れた小型炉
－開発途上国等に適した小型高温ガス炉の概念設計－

設計目標及び設計結果

項目	設計目標	判断基準	設計結果	判定
①炉心核熱設計	ウラン濃縮度数低減	6種類以下（HTTRは12種類）	3種類	○
	平均出力密度向上	3.5 MW/m³（HTTRは2.5 MW/m³）	3.5 MW/m³	○
	高燃焼度化	燃焼日数730日（HTTRは660日）	730日	○
②構造設計	中間熱交換器の交換熱量の増加	交換熱量20 MW（HTTRは10 MW）	20 MW	○
③系統設計	ユーザーの要請に応える熱利用システムを設計	蒸気供給：供給熱量0 MW～25 MW（蒸気タービン50%負荷運転）	0 MW～25 MW	○
		ガスタービン発電、水素製造の実証試験	中間熱交換器を介した2次系で実証試験可能	○
④安全設計	工学的安全施設（炉容器冷却設備）の受動設備化	通常時：1次遮へい体温度65 ℃以下	64.8 ℃	○
		事故時：燃料や原子炉圧力容器温度，黒鉛酸化量，被ばく量等	すべての判断基準を満足	○

その他の設計結果

項目	設計結果
原子炉熱出力	50 MW
原子炉入口温度	325 ℃
原子炉出口温度	750 ℃，900 ℃※
1次冷却材圧力	4 MPa
原子炉圧力容器	鋼製（軽水炉用低合金鋼）

※ガスタービン発電、水素製造の実証試験時

系統構成例

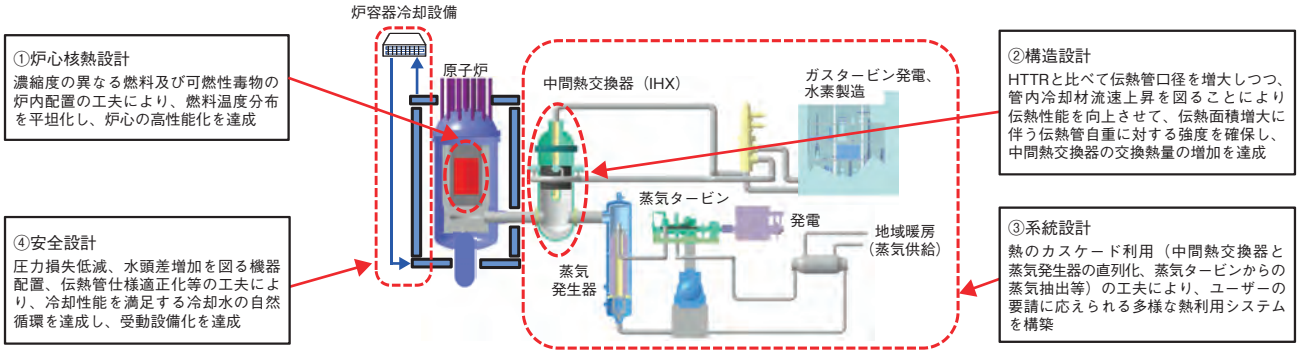


図 9-2　小型高温ガス炉の設計目標と設計結果
開発途上国等による 2020 年代の実証的高温ガス炉システムの建設を目指して、送電網が整備されていない中小都市向けの熱出力 50 MW の小型高温ガス炉の概念設計を行いました。HTTR より性能を向上させ、ユーザーの要請に応えることが可能な設計を完成させました。

私たちは、高温ガス炉の基盤技術を確立するために、HTTR が設計通りの性能を有していることを HTTR 試験で検証するとともに、商用化を目指した高温ガス炉の設計に必要なデータを合わせて取得できるように、HTTR 試験計画に反映させてきました。設計研究では、開発途上国等による 2020 年代の実証的高温ガス炉システムの建設を目指して、送電網が整備されていない中小都市向けの熱出力 50 MW の小型高温ガス炉の概念設計を 2010 年から実施してきました。HTTR の設計を基に、HTTR 試験から得られた設計の裕度等に関するデータを設計に反映させ、特段の研究開発なしで、ユーザーの要請に応えることが可能な HTTR より性能を向上させた設計を完成させました（図 9-2）。

炉心核熱設計では、経済性向上のため、濃縮度の異なる燃料及び可燃性毒物の炉内配置を工夫することにより、燃料温度分布を平坦化する出力分布を実現し、濃縮度数 3 種類（HTTR の 12 種類の 1/4）及び平均出力密度 3.5 MW/m^3（HTTR の 2.5 MW/m^3 の 1.4 倍）を実現しつつ、燃焼期間 730 日間を通じて燃料最高温度を制限温度以下に保つことを達成しました。

構造設計では、中間熱交換器の大型化のため、伝熱管口径を増大しつつ管内冷却材流速上昇を図ることにより伝熱性能を向上させて、伝熱面積増大に伴う伝熱管自重に対する強度を確保し、交換熱量 20 MW（HTTR の 2 倍）を達成しました。

系統設計では、ユーザーの要請に応えることができるように、熱のカスケード利用により、蒸気タービン発電と地域暖房への低温蒸気供給，工業プロセスへの高温蒸気供給、更に将来的にガスタービン発電や熱化学法による水素製造の実証試験が可能な系統を設計しました。

安全設計では、一層の安全性向上を目指して、残留熱を除去する炉心間接冷却型の炉容器冷却設備の受動設備化を図りました。また、1 次冷却設備二重管破断事故及び蒸気発生器伝熱管破損事故についての安全予備評価を実施し、燃料温度，原子炉圧力容器温度，黒鉛酸化量，周辺公衆の放射線被ばく量等が HTTR の判断基準等をもとに定めた判断基準を満足することを確認しました。

設計を進めてきた小型高温ガス炉を関係国に提示した結果、カザフスタン共和国では、2011 年に「原子力に係る国家計画」が策定され、この炉を基にした小型高温ガス炉の建設計画が組み込まれています。

●参考文献
大橋弘史ほか，小型高温ガス炉の概念設計（Ⅳ）－プラント設計及び技術的成立性評価－，JAEA-Technology 2013-016，2013，176p.

9-2 ユーザー要件に応える高温ガス炉の安全設計方針を提案
－高温ガス炉に接続する化学プラントを一般産業施設として建設可能に－

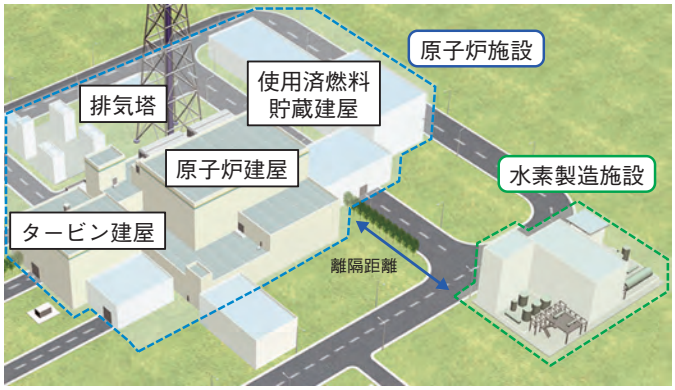


図9-3　原子炉施設と水素製造施設の配置概念
水素製造施設から漏えいする水素の火災・爆発や有毒ガスの制御室内への侵入により原子炉施設の安全機能を損なうことがないよう、原子炉施設の防護対象と水素製造施設における事故想定箇所との間に十分な離隔距離を確保します。

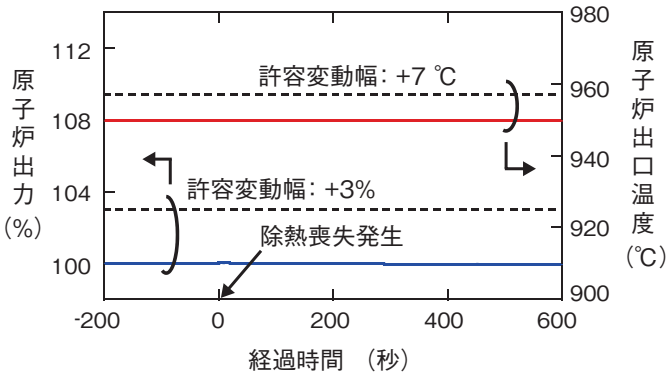


図9-4　水素製造施設での除熱喪失時の原子炉挙動
水素製造施設が何らかの異常により除熱能力を喪失した場合においても、水素製造施設の下流に設置した冷却設備により冷却材温度変動が緩和されるため、原子炉出力や冷却材温度は通常運転時で許容される変動幅未満に抑制可能です。

高温ガス炉から取り出される熱を用いた水素製造の実用化には、十分な安全性確保が不可欠であるとともに、ユーザー要請として水素製造施設を高圧ガス保安法等の下で一般産業施設として建設することが求められています。

本研究では、熱化学法 IS プロセス（IS プロセス）による水素製造施設に焦点を当て、水素製造施設の原子炉施設への接続に当たり設計上考慮すべき事象について、安全性確保の要件及び水素製造施設を一般産業施設として建設可能とする条件からなる安全設計方針案やこれらを充足する原子炉施設の設計方針を検討しました。

原子炉施設外での可燃性ガス漏えい，火災・爆発の発生に対し、事故想定箇所と防護対象間の十分な離隔距離確保，隔離弁設置等の対策により、原子炉施設の安全機能を損なわないこと、また、原子炉施設外での有毒ガス漏えいに対し、早期検知，事故想定箇所と防護対象間の十分な離隔距離確保等の対策により、運転員等を有毒ガス暴露から防護することを原子炉施設の設計方針として定めました(図 9-3)。

水素製造施設を一般産業施設として建設できる条件には、水素製造施設への放射性物質移行を抑制できること、水素製造施設の状態によらず原子炉の通常運転を継続できることを提示し、冷却材から放射性物質を取り除く設備の十分な容量確保や、冷却材温度変動を緩和する冷却設備設置を提案しました。

提案した設計方針について、HTTR に IS プロセスによる水素製造施設を接続した HTTR-IS 施設を対象に技術的成立性を評価しました。その結果、可燃性ガスの火災・爆発では、コンビナート等保安規則に基づく離隔距離（約 40 m）が確保可能であり、有毒ガス侵入では、米国国立労働安全研究所規定における許容濃度を満足することを確認し、原子炉施設の安全性を確保できることを示しました。また、水素製造施設中のトリチウム量を法令限度以下に抑制でき、水素製造施設の異常時においても原子炉出力や冷却材温度を通常運転時の許容変動幅未満に抑制できることを確認し(図 9-4)、水素製造施設が一般産業施設として設計可能であることを示しました。

本安全設計方針案は水素製造施設のみならず、天然ガス改質プロセス等、他の化学プラントの高温ガス炉への接続時にも適用可能です。

今後は、日本原子力学会「高温ガス炉の安全設計方針」研究専門委員会の下で安全設計方針案の妥当性について評価を受けるとともに、IAEA 等の下での国際標準化を目指します。

●参考文献
佐藤博之ほか, 水素製造施設の接続に係る高温ガス炉の安全設計方針の検討, JAEA-Technology 2013-015, 2013, 68p.

9-3 高温ガス炉による水素生成効率の向上を目指して
－膜中のイオンの透過機構を明らかにする－

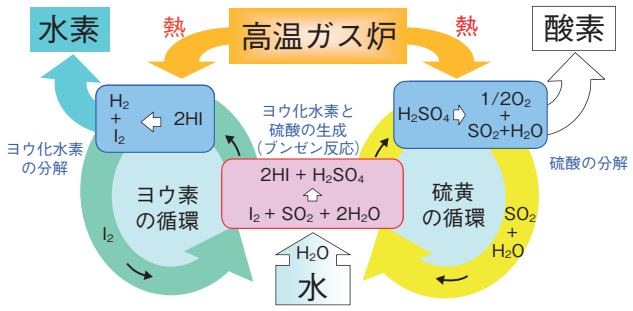


図9-5　水素製造法 IS プロセスの概要
水からヨウ化水素と硫酸を生成し、それらを高温ガス炉の熱を用いて分解することで、水素と酸素が生成されます。

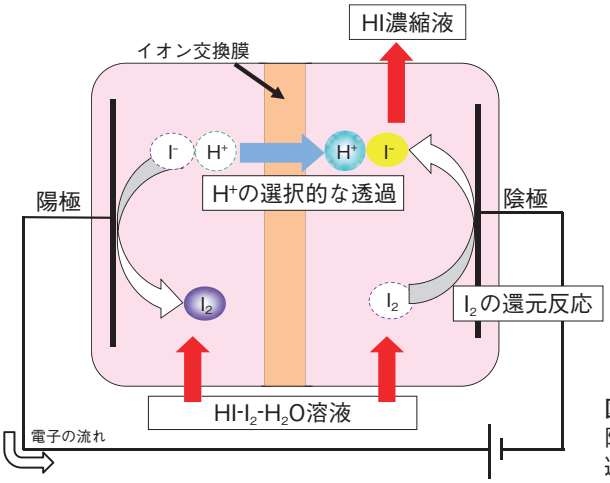
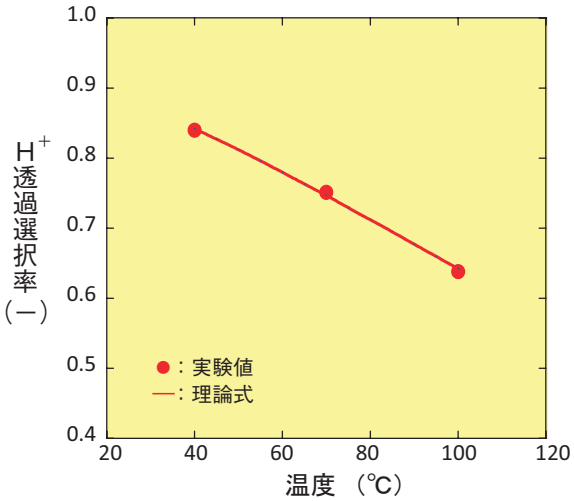


図9-6　イオン交換膜を用いたヨウ化水素酸の濃縮
陰極側で I_2 を還元し、イオン交換膜を通して、陽極側から H^+ を選択的に通すことで、HIが濃縮された溶液が得られます。



$$t_+ = \frac{D_{H^+} n_{H^+}}{D_{H^+} n_{H^+} + D_{I^-} n_{I^-}} \quad \begin{cases} D\text{: イオンの拡散係数} \\ n\text{: 膜のイオン含有量} \end{cases}$$

図9-7　H^+ 透過選択率（t_+）の温度依存性：実験値と理論式の比較
膜透過数理モデルより H^+ 透過選択率（t_+）はイオンの含有量や拡散係数の関数として求められます。この理論式は、放射線グラフト膜を用いた実験値を精度良く再現できることが分かります。これは数理モデルに含まれる物性値を調整すれば、高性能な膜を製作できることを示しています。

高温ガス炉で得られる高温熱で水素を製造する化学プロセスの研究開発を行っています。この化学プロセスはISプロセス(図9-5)と呼ばれ、ヨウ素(I)と硫黄(S)を用いた化学反応を組み合わせ、炭酸ガスを発生させることなく、水を熱分解して水素を製造します。ISプロセスの研究開発において重要な課題のひとつが水素製造効率を向上させることです。

熱効率を向上させるには、ヨウ化水素酸（HI: ヨウ素の化合物）溶液をより低エネルギーで濃縮することが必要です。そこで私たちは、水素イオン(H^+)を選択的に通すイオン交換膜を用いてHIを濃縮する電解法の研究を行っています(図9-6)。これまで、私たちが開発した放射線グラフト重合法で製膜した全く新しいイオン交換膜（放射線グラフト膜）を用いて、イオン交換膜の性能を向上させることに成功し、濃縮エネルギーを低減できることを明らかにしました。

現在は、より高性能な放射線グラフト膜を製作することを目指しており、そのためには膜中のイオンの透過機構を解明する必要があります。そこで、HIの濃縮特性を予測可能な膜透過数理モデルを通じて、透過機構を明らかにすることを試みました。

まず、イオン透過の駆動力が膜に対する電位勾配であるとした数理モデルを構築しました。モデルから、実験的に観測可能な膜性能の指標である H^+ 透過選択率について、膜中の H^+ 及びヨウ化物イオンの含有量や拡散係数の関数として表される理論式を導出しました。この理論式が実験結果を精度良く再現することを確認し、構築した数理モデルが妥当であることを示しました(図9-7)。

現在の数理モデルはHI溶液濃度に対する影響に関して更に改善する必要があります。今後は、実験を積み重ね改善を図るとともに、グラフト重合に用いる高分子に新たな官能基を導入するなど膜のHI溶液に対する親和性を変化させることで、イオン含有量や拡散係数を調整し、更に高性能な膜開発に取り組んでいく予定です。

●参考文献
Tanaka, N. et al., Effect of Temperature on Electro-Electrodialysis of HI-I_2-H_2O Mixture using Ion Exchange Membranes, Journal of Membrane Science, vols.411-412, 2012, p.99-108.

10 バックエンド対策に関する技術開発

原子力施設の廃止措置から廃棄物処理処分の実施に向けて

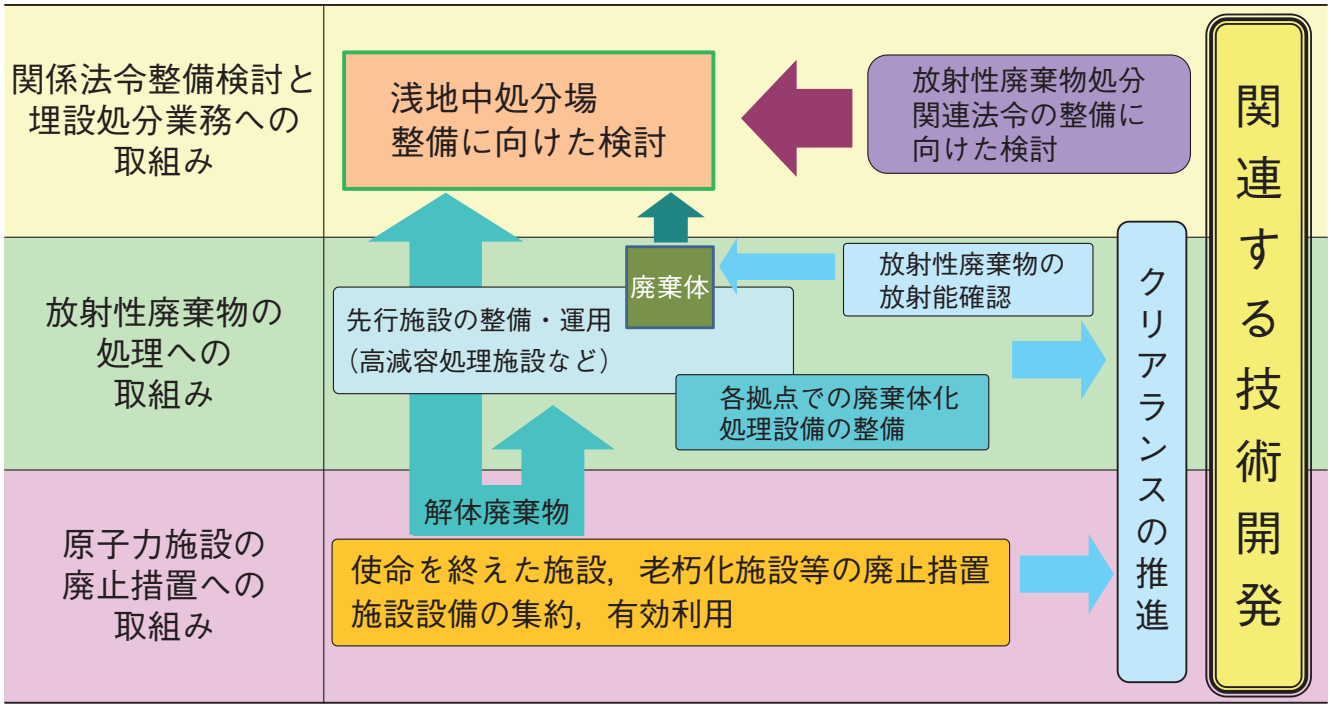


図10-1　バックエンド対策の全体概要
原子力機構におけるバックエンド対策では、放射性廃棄物の処分に関連する法令整備に係る検討業務を行うとともに、原子力施設の廃止措置や放射性廃棄物の処理、放射能確認等の放射性廃棄物の発生から処分までに関連する技術開発を進めています。

原子力機構における原子力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対策（バックエンド対策）が重要なミッションのひとつです。原子力機構は、自ら発生す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を行う実施主体として、埋設処分業務を進めるとともに放射性廃棄物の発生から処分まで関連する技術開発を総合的に行っています(図 10-1)。

また、これら技術開発の成果を東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故対策へ有効に活用するため、汚染がれき等の放射能分析法，廃棄物安定化（固形化処理）への適用の検討を進めています。

放射性廃棄物の処理に係る技術開発

放射性廃棄物の処理では、費用の低減，処分時の安全性を高めることなどが重要です。原子力機構では使用済燃料を再処理する際に発生する放射性廃液を保管していますが、その放射性廃液には高濃度の硝酸塩が含まれています。このうち一部の低レベル放射性廃液は固形化し、埋設処分する計画です。しかし、固形化した放射性廃棄物からの硝酸塩の溶出可能性に対し、環境への影響を基準以下とすることが求められます。放射性廃液に含まれる硝酸を除去するため、分解速度が速くかつほぼすべての硝酸イオンを分解し、化学反応における副反応生成物が少なく、耐久性が高いなどの性能に優れる触媒を開発しています。

触媒を硝酸ナトリウム溶液に懸濁させ、撹拌しながら温度を保ち、還元剤であるヒドラジン－水和物を少量ずつ滴下することにより、硝酸イオンをほぼ完全に分解することに成功しました(トピックス 10-1)。

放射性廃棄物の分析に係る技術開発

放射性廃棄物を安全に処分するためには、その中に含まれる放射性核種の種類と濃度を把握することが必要不可欠になります。

放射性廃棄物中のアクチニドを簡易かつ高感度に分析する方法を開発するため、キャピラリー電気泳動・レーザー励起蛍光検出法（CE-LIF 法）の適用性について検討しています。本検討では、構造を変化させた蛍光プローブを開発し、アクチニドイオンに対して、CE-LIF 法による分離検出を試みました。その結果、非環状 6 座の配位骨格を有する蛍光プローブを用いて、ネプツニウム(Np)及びアメリシウム(Am)の分離検出に成功しました(トピックス 10-2)。

10-1 硝酸イオンを分解する技術の開発に成功
－低レベル放射性廃液の安全な処分を目指して－

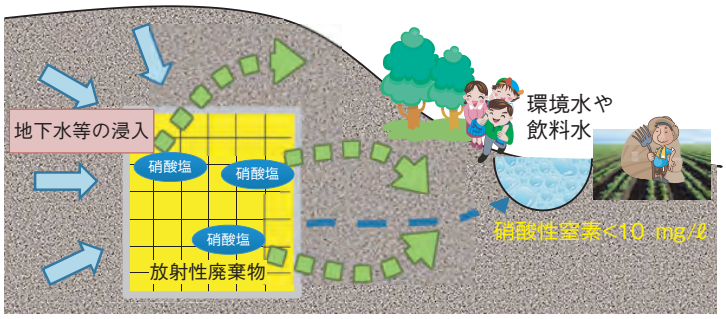


図10-2　硝酸塩を含む放射性廃棄物を埋設した場合の影響
環境水や飲料水中の硝酸性窒素の濃度の基準値は 10 mg/ℓ に定められています。硝酸塩を大量に含む放射性廃棄物を埋設した場合、地下水等との接触による環境への影響が懸念されます。そこで、放射性廃棄物から硝酸塩を除去する技術が重要です。

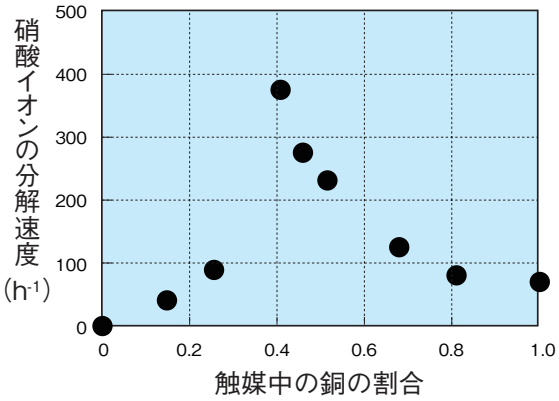


図10-3　触媒中の銅の割合と硝酸イオンの分解速度との関係
触媒中の銅の割合の違いが硝酸イオンの分解に及ぼす影響を調べました。銅の割合が 0.4 付近の触媒が硝酸イオンを素早く分解できることが分かりました。

使用済燃料を再処理する施設の運転において、低レベルの放射性物質を含む廃液（放射性廃液）が発生しています。この放射性廃液には、大量の硝酸塩が含まれています。硝酸塩は人体に有害な物質であり、環境水や飲料水中の硝酸性窒素と亜硝酸性窒素の合計濃度の基準値が 10 mg/ℓ に定められています。大量の硝酸塩を含む放射性廃液を固化した放射性廃棄物を埋設処分した場合、地下水等との接触によって硝酸塩が環境中に溶出し、環境への影響が懸念されます(図 10-2)。したがって、放射性廃液を固化する前に硝酸塩をあらかじめ取り除いておくこと（脱硝）が重要となります。一般産業、特に農業の分野において、施肥等によって農業排水に混入した硝酸塩（数 100 mg/ℓ 程度）の脱硝技術が開発されています。このような排水中の硝酸塩は、主に自然界に存在する微生物の力を利用して硝酸イオンを分解しています。しかし、放射性廃液中の硝酸塩濃度は数 10 万 mg/ℓ と高く、微生物が生育できる環境ではないため、新たな脱硝技術が必要となります。そこで、私たちは、化学反応に基づいて硝酸イオンを窒素ガスに分解する技術の開発を進めています。

硝酸イオンは、還元剤と触媒(パラジウム(Pd)と銅(Cu)の合金)を用いて窒素ガスに還元することができます。Pd は貴金属で、高価なため、触媒の性能が脱硝技術を実用化した場合の施設の運転費用に大きく影響します。そこで、硝酸イオンの分解速度が速くかつほぼすべての硝酸イオンを分解し、化学反応における副反応生成物（亜酸化窒素，アンモニア）の生成が少なく、耐久性が高いなどの性能に優れる触媒を開発しています。

ここでは、Pd と Cu の合金の微粒子を炭素粉末の表面に担持させた触媒を作製して試験に用いました。この触媒を約 30 万 mg/ℓ の硝酸イオンを含む硝酸ナトリウム溶液に懸濁させ、撹拌しながら温度を 80 ℃に保ちます。これに、還元剤であるヒドラジン-水和物を少量ずつ滴下することで、硝酸イオンをほぼ完全に分解することに成功しました。Pd と Cu の割合と硝酸イオンの分解速度を比較しました(図 10-3)。触媒中の銅の割合が 0.4 付近の時、最も硝酸イオンの分解速度が速いことを見いだしました。このように、高濃度の硝酸イオンを分解することができる触媒の開発に成功し、さらに、触媒の耐久性向上のための研究開発などを継続しています。

●参考文献
Kadowaki, H., Meguro, Y., Applicability of a Catalytic Reduction Method using a Palladium-Copper Catalyst and Hydrazine for the Denitration of a Highly Concentrated Nitrate Salt Solution, Journal of Nuclear Science and Technology, vol.49, no.9, 2012, p.881-887.

10-2 放射性廃棄物に含まれるアクチニドの分析を簡単に
ーキャピラリー電気泳動法を用いた分析法の開発ー

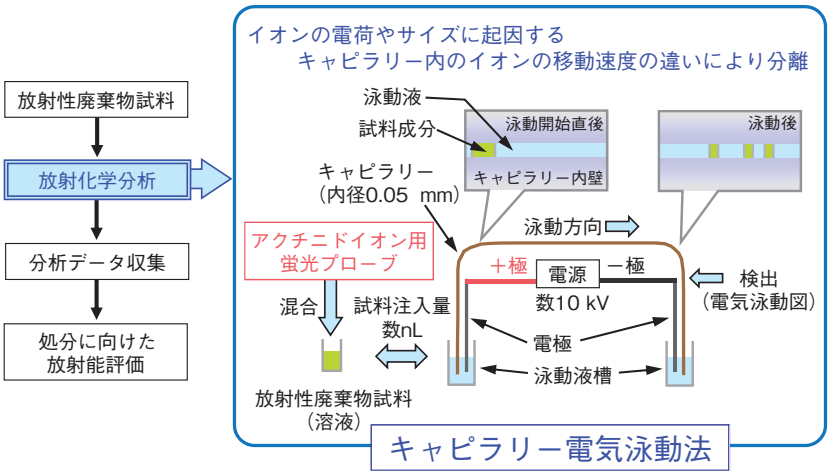


図10-4　キャピラリー電気泳動法による簡易分析法の開発
放射性廃棄物の処分には、廃棄物試料の分析データの収集が必要です。簡易に分析し、分析者の被ばく量を低減できるキャピラリー電気泳動法を用いた簡易分析法の開発を進めています。分析対象核種のうち、アクチニドを分析するための蛍光プローブを開発しました。

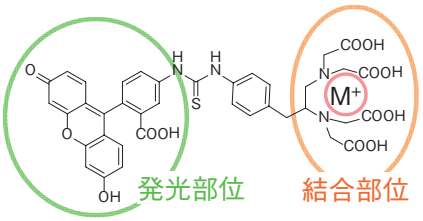


図10-5　アクチニドイオン用蛍光プローブ（L）
基本骨格は、検出感度を向上させるための発光部位とアクチニドイオンと結合する部位などです。図に示したのは、アクチニドイオン結合部位が非環状6座の配位骨格の例です。

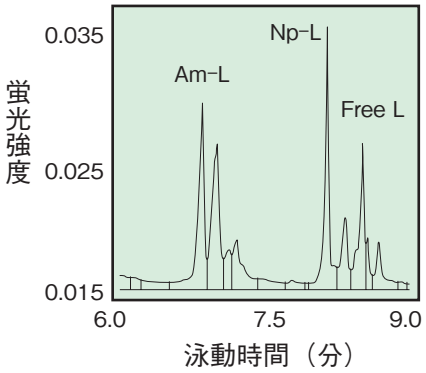


図10-6　アクチニド錯体の電気泳動図
蛍光プローブ(L)を用いることにより、AmとNpを分離検出することに成功しました。

放射性廃棄物の処分には、廃棄物試料の分析データの収集が必要です。分析対象核種のうちアクチニド(An)の分析では煩雑な化学分離操作が必須であるため、簡易に分析し、分析者の被ばく量を低減できるキャピラリー電気泳動法（CE法）による簡易分析法の開発を進めています(図10-4)。CE法は、内径0.05 mm，長さ約50 cmのガラス製毛細管（キャピラリー）中でイオンを泳動させ、移動速度の違いにより分離する方法で、簡易な装置と極少量の試料で非常に高分離性能を発揮することで知られています。CE法の検出部には、一般に吸光検出法が採用されていますが、検出限界値がppm程度と放射性廃棄物分析への適用が難しいため、より高感度な検出法（ppb～ppt）として近年注目されているレーザーを用いた蛍光検出法に着目しました。

本研究では、大幅に高感度化が期待できるキャピラリー電気泳動-レーザー励起蛍光検出法（CE-LIF法）に着目し、これまで適用例のないAnを検出可能な蛍光プローブを開発し、Anのうちアメリシウム（Am）及びネプツニウム(Np)の分離検出に挑戦しました。蛍光プローブの基本構造は、(1)検出感度を向上させるためレーザー光を吸収し、蛍光を発生させる部位（発光部位）(2)Anイオンと結合する部位（3)これらの距離を適切に保つスペーサーで構成しました。このうち、Anへの適用性を左右する鍵となるのは(2)の結合部位で、泳動中に結合が切断されない強い安定性が求められます。そこで、結合部位の構造を少しずつ変化させた結合の安定性に違いのある蛍光プローブを7種類合成しました。このうち、図10-5に示す蛍光プローブを用いて、AmとNpの分離検出が可能となりました(図10-6)。このときの検出限界値は、それぞれ11 ppt，4.7 pptであり、吸光検出法に比べて、9万～20万倍に感度を向上することができました。本研究により、分離性能に優れ、高感度検出が可能なCE-LIF法を用いてAnイオンの分離検出に世界で初めて成功しました。本法は極少量の試料を数十分程度で分析できることから、作業時間を大幅に短縮することが可能となり、分析者の被ばく量の低減が期待できます。

本研究は、埼玉大学との共同研究「アクチノイドイオン適合型キャピラリー電気泳動用蛍光プローブおよびプローブ錯体の精密分離技術開発」の成果の一部です。

●参考文献

Haraga, T. et al., Capillary Electrophoresis with Laser-Induced Fluorescent Detection Method using Highly Emissive Probes for Analysis of Actinides in Radioactive Wastes, Proceedings of the ASME 14th International Conference on Environmental Remediation and Radioactive Waste Management (ICEM2011), Reims, France, 2011, ICEM2011-59092, 5p., in CD-ROM.

11 システム計算科学研究

原子力研究開発への計算科学の取組み

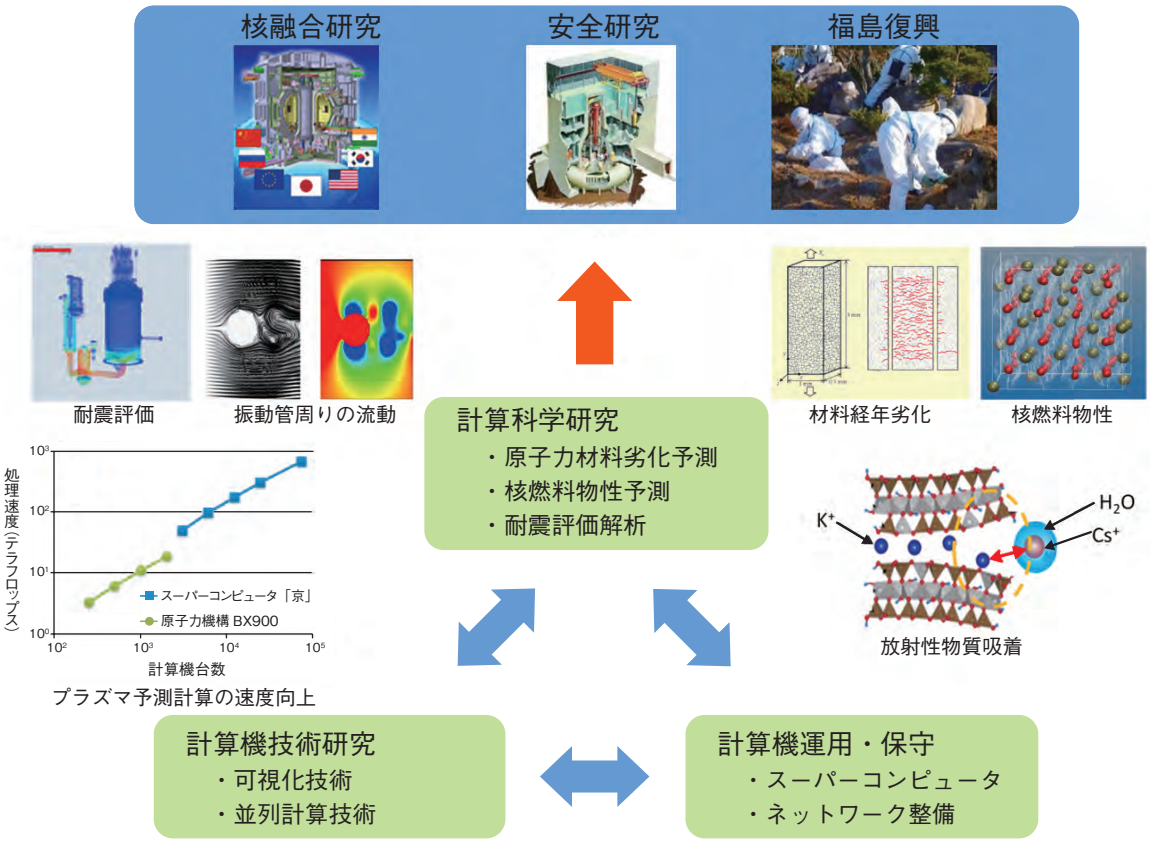


図 11-1　計算科学技術を用いた原子力研究開発への取組み
計算科学研究，計算機技術研究，計算機運用・保守が一体となり、原子力研究開発及び福島復興に貢献すべく最新の知見やデータを創出しています。

実験，理論に次ぐ第三の研究手法として知られる計算科学は、複雑なため理論で追えない現象、コストや安全性のため実験や観測が困難な現象等の解明・予測に不可欠な手段です。我が国もその重要性を認識し、先頃、次世代スーパーコンピュータ「京」の 100 倍の計算速度を有する新しい計算機の開発計画を発表しました。一方、海外では、中国が世界最速のスーパーコンピュータの開発に成功し世界を驚かせました。こうした計算機の絶え間ない進歩には、計算科学の重要性がますます大きくなっているという背景があります。

成長著しいスーパーコンピュータを運営・管理し、それを利用する最先端の計算科学研究を推進するシステム計算科学センターでは、複雑かつ大規模なシミュレーションが必要な材料経年劣化，核燃料の高温挙動，構造物の耐震評価等の原子力研究開発における重要課題の解決に取り組む一方、最近は、福島復興に関連しセシウム土壌汚染のメカニズム等に関して新たな知見の創出を目指し、先端的シミュレーション研究を加速させています（図 11-1）。

トピックス 11-1 では、原子炉構造材料の劣化機構の解明や予測を目的とし、第一原理計算と熱力学的解析から、“動く水素”が、き裂進展を促進するという新概念の発見について紹介し、トピックス 11-2 では、新しい機能材料であるトポロジカル超伝導体が示す奇妙な熱伝導特性の振る舞いについて、最新の計算科学手法による成果を紹介します。トピックス 11-3 では、国際熱核融合実験炉の開発に関して、炉内のプラズマ乱流予測に必須な解析コードの速度を新たな計算手法で大幅に向上させた成果を紹介します。原子炉施設の耐震研究については、地震時に振動する冷却材の配管への影響評価という目標に対して、トピックス 11-4 で冷却材の流れによる円柱構造物の振動モードを考察した成果を紹介します。さらに、福島復興に関しては、汚染水の除染や除染廃棄物の減容が求められていますが、第 1 章のトピックス 1-5 及び 1-19 では、土壌の粘土鉱物及びゼオライトが放射性セシウムを吸着する機構それぞれを第一原理計算で明らかにした成果を紹介します。

システム計算科学センターは、今後も福島復興と原子力研究開発に大きく貢献すべく、課題解決の鍵となり得る最先端のシミュレーション技術を更に進展させる一方、先端的計算科学の牽引役としての役割も果たすべく研究開発を進めて参ります。

11-1 動く水素が鉄の割れを促進する
－第一原理計算が示すモバイル水素による鉄の脆化効果－

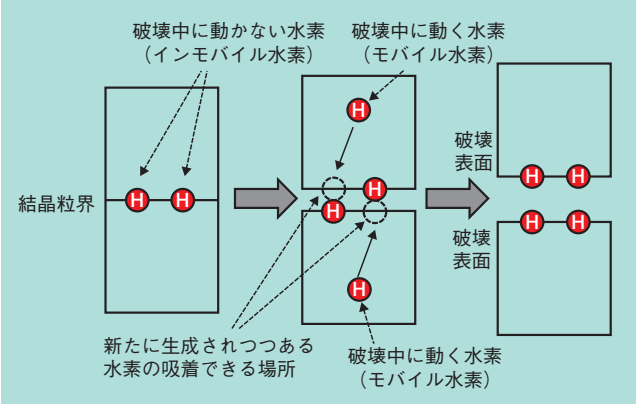


図11-2　モバイル水素効果の概念図
破壊前に結晶粒界にあった水素（インモバイル水素）のほかに、破壊表面の形成中に動きまわることで、新たに生成しつつある破壊表面上に取り付き、その生成を助ける効果を持つ水素をモバイル水素と呼びます。

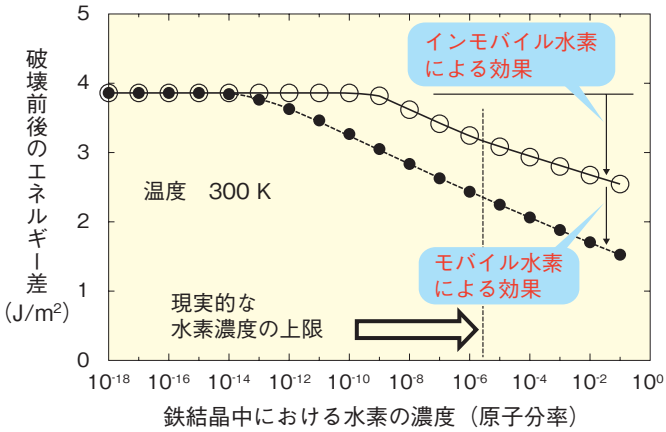


図11-3　破壊前後のエネルギー差の計算結果
結晶粒界の割れやすさを示す破壊前後のエネルギー差を第一原理から計算した結果を示します。鉄結晶中の水素の濃度によって、そのエネルギー差がどの程度低下するかを示した図です。特に、鉄鋼中の現実的な水素濃度（～10^{-6}）の範囲では、脆化効果はモバイル水素による効果が支配的となることが示されています。

水素が原因で生じる鉄鋼材料の脆化については100年近く研究の歴史がありますが、その脆化の現れ方は極めて複雑で様々なバリエーションがあり、脆化メカニズムはひとつではないと考えられています。そのため、その全体像は未だよく分かっておらず、「群盲象をなでる」状態にあると言われています。

本研究では、主に高強度鋼においてその中に侵入した水素によって結晶粒界に沿った割れが生じる現象（粒界水素脆性）に着目し研究を行っています。通常の金属材料はひとつの結晶ではなく、数10 μm以上の大きさの結晶の粒の集合体として構成されており、結晶粒の間の境界に結晶粒界と呼ばれる不整合な構造を持っています。そこに水素が集まることによって、結晶粒界に沿った割れが生じますが、この現象ひとつとっても詳しいメカニズムはよく分かっていません。

本研究では、第一原理計算という量子力学に基づいた電子状態計算法を用いて、鉄の結晶粒界に水素が集まることでその結晶粒界が割れやすくなること、そしてさらに、き裂が進んでいる最中に水素が動きまわることによって破壊表面の形成を助け、結晶粒界を割れやすくするという複合効果が働いていることを定量的に明らかにしました。そのような働きをする水素はモバイル水素（mobile hydrogen）と呼ばれています。

図11-2は、モバイル水素が結晶粒界を割れやすくする効果を示した概念図です。結晶粒界が割れやすくなるのは、割れる前の粒界のエネルギーと割れた後の破壊表面のエネルギー差が水素の存在によって小さくなることが原因と考えられます。結晶粒界を割れやすくする元素は他にもありますが、室温ぐらいの温度では動くことはできません。しかしながら、体心立方晶の鉄の中の水素だけは、室温においても速い拡散速度を持ち得るのです。例えば、数mmの厚さの鉄試料の中に水素を注入しても、数分でほとんど外へ抜けてしまうほどです。そのような水素は、結晶粒界における鉄原子間の結合が切れようとしているところに近づくとその切断を助ける働きがあると考えられます。その効果を第一原理計算及び熱力学的解析によって詳しく計算した結果、図11-3のように、割れる前に結晶粒界にあった水素だけでは、脆化効果が小さいはずの現実的水素濃度領域（～10^{-6}原子分率）においても、モバイル水素によって粒界の割れやすさが大いに促進されることが分かりました。

●参考文献
Yamaguchi, M. et al., Mobile Effect of Hydrogen on Intergranular Decohesion of Iron: First-Principles Calculations, Philosophical Magazine, vol.92, no.11, 2012, p.1349-1368. (with Corrigendum, vol.92, no.24, 2012, p.3121-3124).

11-2 トポロジーが鍵となる新しい物質の性質
－超伝導体の性質がトポロジーで分類される－

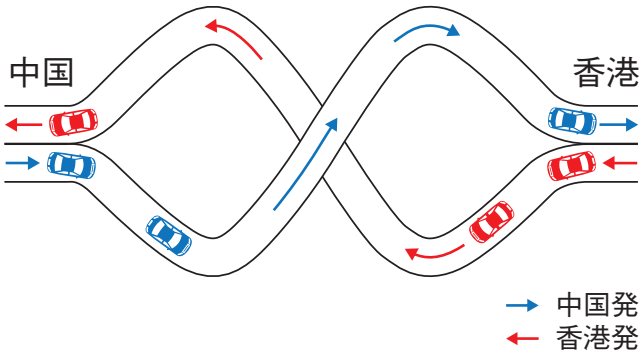


図 11-4　非自明なトポロジーを持つ橋の例
中国と香港では、自動車の通行方向が異なりますが、上記のような橋があると一切止まらずに移動できます。普通の橋のトポロジーは自明ですが、上記の橋には「ひねり」があり、非自明と分類できます。

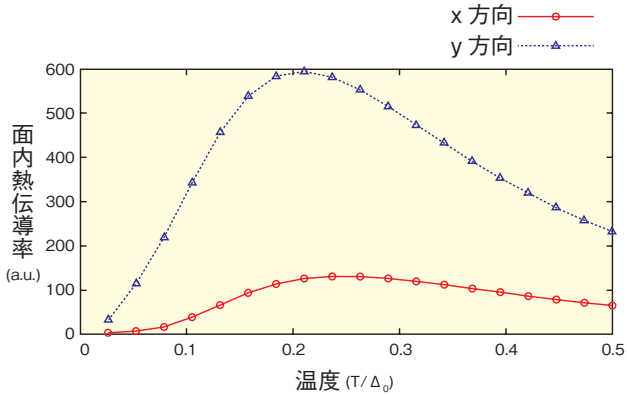


図 11-5　熱伝導率の面内依存性
あるトポロジカル超伝導体では、非自明なトポロジーを持つため、超伝導転移温度以下で熱伝導率の強い異方性が現れることが予言できます。

固体は、電流の流れやすさの順番に、金属，半導体，絶縁体の三種類に分類できることが知られています。しかし最近、内部は絶縁体で表面が金属であるという四種類目の奇妙な固体（トポロジカル絶縁体）が発見されました。しかも、それはトポロジーという数学によって特徴づけられるため多くの研究者が注目しています。さらに、その物質群は、熱起電力が高い等の性質をも有し、廃熱から電気を高効率で取り出す材料として、工学的にも注目されています。

トポロジーとは、形状が連続的変化で移り変われるもの同士を同一視する数学です。例えば、図 11-4 のような橋は非自明なトポロジーを持ち、普通の橋とはトポロジカルに区別されます。このトポロジーによって従来の固体と区別されるのが上述のトポロジカル絶縁体です。

最近、Bi_2Se_3 というトポロジカル絶縁体が 3 K で超伝導となることが発見されました。トポロジーにより分類される四種類目の固体の超伝導は新しく、新規の機能材料として期待できます。特に、超伝導という性質からエネルギー損失を抑えることが可能となるため、人が立ち入れない極限環境下で長時間動作可能な自立型デバイスの材料として有望です。しかし、この超伝導体（トポロジカル超伝導体）が一体、どのような物性を示すかは分かっていません。そこで、私たちは Bi_2Se_3 を対象に、既存の超伝導との相違点を調べました。その際、Bi_2Se_3 内で電子が超高速で飛び回っていることに着目し、相対性理論を応用することで、超伝導体のトポロジーによる分類が容易にできることを明らかにしました。相対性理論が、図 11-4 の橋のような「ひねり」をトポロジカル超伝導体から見いだしたのです。

相対性理論の方程式の超高速粒子に関する記述を利用し、更に私たちは、熱伝導率を計算する理論を構築し、トポロジカル超伝導体では、超伝導転移温度以下で一つの結晶軸面内の熱伝導率に劇的な異方性が現れることを明らかにしました（図 11-5）。これは、時空の「ひねり」の方向によって特定方向の空間軸が他の軸と明瞭に区別されることに起因しています。

本研究は、超伝導体でもトポロジーという数学による分類が重要であることを示唆した成果です。今後、この新しい分類により予言される全く新しい性質とその応用が探索されることで機能材料研究の幅が大きく拡がり、新たな素材やデバイスの開発が可能になると期待されます。

●参考文献

Nagai, Y. et al., Rotational Isotropy Breaking as Proof for Spin-Polarized Cooper Pairs in the Topological Superconductor $Cu_xBi_2Se_3$, Physical Review B, vol.86, issue 9, 2012, p.094507-1-094507-5.

11-3 数万台の超並列核融合プラズマシミュレーションを実現
ー通信処理中の演算器の待ち時間をゼロにする技術を開発ー

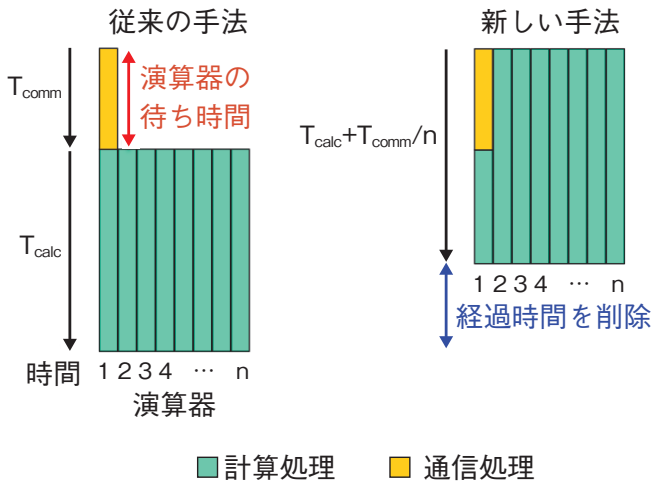


図 11-6　n 個の演算器を搭載した計算機における計算処理と通信処理のスケジューリング
従来の手法では計算機間の通信処理が完了してから計算処理を行っていたため、通信処理中の演算器の待ち時間が無駄になっていました。一方、新しい手法では演算器ごとに異なる機能を割り当てて通信処理と計算処理を同時に実行することで、演算器の待ち時間をゼロにすることに成功し、計算処理の効率を改善しました。

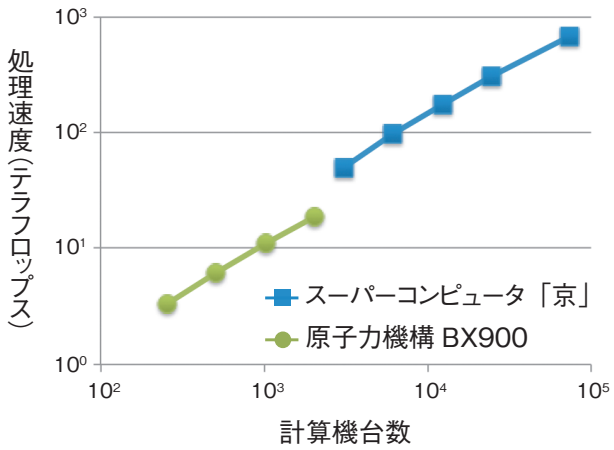


図 11-7　原子力機構 BX900 とスーパーコンピュータ「京」における核融合プラズマシミュレーションの処理速度（テラフロップス＝1 秒間に 10^{12} 回の演算を実行する速度）
BX900 では 8 演算器を搭載した 2048 台の計算機を用いて約 19 テラフロップスが限界だったのに対し、スーパーコンピュータ「京」では新しい通信技術によって 8 演算器を搭載した 73728 台の計算機を接続した超並列計算を実現し、約 682 テラフロップスを達成しました。

核融合炉心プラズマの閉じ込め性能はプラズマ乱流現象によって決定されるため、ITER の性能を評価する上でシミュレーションによるプラズマ乱流の予測が重要な課題となっています。核融合プラズマの計算モデルは五次元位相空間（三次元位置×二次元速度）における燃料プラズマの分布関数の発展を取り扱うため、五次元位相空間を格子で表現すると JT-60U のような既存装置で $300^3 \times 128 \times 32 \sim 10^{11}$ 自由度となるのに対し、この数倍の装置サイズの ITER では更に 1 桁以上大きい自由度の乱流計算が必要となります。並列計算機の登場によってこのような膨大な計算量のシミュレーションが可能となりプラズマ乱流現象の研究が進展してきましたが、さらに、スーパーコンピュータ「京」に代表される次世代型の超並列計算機によって ITER のような大型装置のシミュレーションが視野に入ってきました。しかしながら、従来の並列計算に比べて 1 桁多い数万台の計算機を接続した超並列計算では計算機間の通信処理が増大し、処理性能を向上する上でのボトルネックとなっていました。

そこで、計算機間の通信時間を大幅に低減する技術を開発しました。乱流計算のような格子を用いるシミュレーションでは格子データを細かい領域に分割して各計算機に割り当てて計算モデルを並列に処理します。この処理は、通常、隣接する格子のデータを必要とするため、従来の手法では計算機間で境界データの通信処理を完了してから計算処理を行っていました。この方法では通信中に計算機が待ち状態となるため、計算機の処理効率が低下します。一方、新しい手法では計算機内部の複数の演算器に通信と演算という異なる機能を割り当てて、通信処理と同時に計算処理を実行することによって計算処理の効率を向上しました（図 11-6）。この手法によってスーパーコンピュータ「京」上の 73728 台の計算機を接続した超並列核融合プラズマシミュレーションを実現し、従来の 35 倍という処理速度の向上を達成しました（図 11-7）。

これにより、従来の計算機では 1 年以上かかる ITER 規模の解析を 1 週間程度で行う見通しが得られました。

本研究は、文部科学省「HPCI 戦略プログラム分野 4 次世代ものづくり」による国立大学法人東京大学への委託事業「計算科学技術体制構築」の一部として原子力機構が再委託を受けて実施した「次世代計算科学ソフトウェアの革新的アルゴリズムの創生と核融合プラズマ流体解析への応用」の成果の一部です。

●参考文献

Idomura, Y. et al., Communication-Overlap Techniques for Improved Strong Scaling of Gyrokinetic Eulerian Code beyond 100k Cores on the K-Computer, International Journal of High Performance Computing Applications, vol.28, issue 1, 2014, p.73-86.

11-4 流体 - 構造相互作用シミュレーションの高速化
－流動により振動する原子炉機器・配管の挙動解析シミュレーション技術を開発－

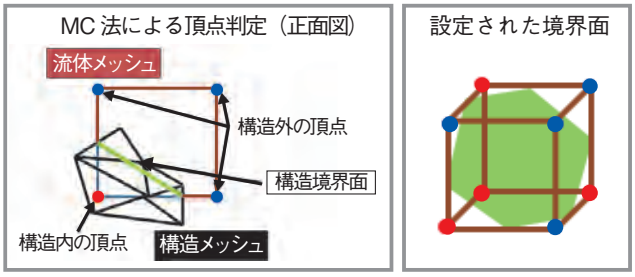


図 11-8　MC 法を用いた境界面設定手法
流体メッシュの頂点に対し、構造メッシュに含まれる点（●）と含まれない点（●）を判定し、その判定結果から境界面を簡易的に設定します。実際の形状を正確に計算しないため、計算量を大幅に削減できます。

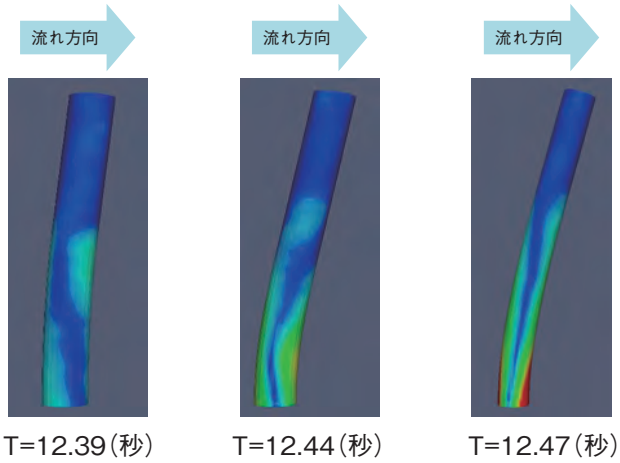


図 11-10　円柱形状の時間変化
応力が高い領域を赤、低い領域を青で表示しています。円柱周辺で圧力差が生じた結果、時間と共に円柱が変形する様子が分かります。円柱の変位は 100 倍に拡大して表示しています。

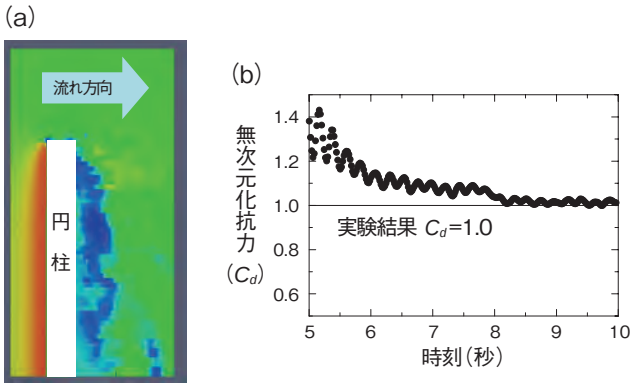


図 11-9　円柱周辺の圧力分布図と抗力の時間変化
(a) 圧力分布図です。円柱の上流側に高い圧力（赤）が、下流側に低い圧力（青）が生じています。(b)（実験結果との比較）より、計算結果が実験値に収束していく様子が分かります。

原子力施設の機器や配管における流動現象（圧力変動，渦，気泡など）に起因した振動（流動励起振動）は破損やひび割れの要因になることから、原子力施設の安全性にかかわる重要な現象のひとつとなっています。複雑な機器や配管における流動励起振動を詳細に把握するための方法論として、流体，構造，その相互作用をすべて数値シミュレーションで解析する手法（流体・構造連成シミュレーション）が注目されています。流体・構造連成シミュレーションでは、対象となる流体・構造物が存在する領域を小さな多面体（メッシュ）で分割して計算する方法が一般的です。

従来は、流体と構造の境界面の形状にメッシュの形状を一致させる手法を用いてきました。この手法は、構造物が複雑に変形した場合、流体メッシュの形状がいびつになるため計算精度の劣化や計算速度の低下を引き起こし、最終的には計算できなくなることがあります。これらの問題の解決策として、流体メッシュを完全な直方体で作成し、構造物の影響は流体メッシュ内における外力として考慮する Immersed Boundary 法（IB 法）の適用があります。しかし、IB 法は境界面をモデル化した場合、境界面の設定に膨大な計算時間を要することが課題でした。

そこで、IB 法を適用する際の境界面設定アルゴリズムに CG アルゴリズムのひとつ、マーチングキューブ法（MC 法）を組み合わせる手法を考案しました（図 11-8）。本手法により、実際の形状を正確に計算する手法と比べて最大で 20 倍以上の高速化を実現しました。これまで半年かかった計算を 10 日以内で終えることができるため、より実用的な研究が可能となります。

本手法を円柱の流動励起振動シミュレーションに適用し、精度検証を実施しました。図 11-9(a)，図 11-10 に示すように、円柱の影響を受けて周辺の流体領域に圧力差が生じ、その影響で円柱が変形していく様子が伺えます。円柱に対し発生する抗力の大きさ（図 11-9(b)）や円柱の変形量などを実験値及び理論値と比較することで、本手法が実問題に適用可能な精度を備えていることを確認しました。

本研究により、高速かつ実問題に適用可能な精度を備えた IB 法による流体・構造連成シミュレーションを実現しました。本手法を用いることで、複雑に変形する大規模な流動励起振動シミュレーションが可能となり、原子力施設の安全性を高めるための技術開発に寄与することが期待されます。

●参考文献
木野千晶ほか, Immersed Boundary 法を用いた流れ方向強制振動円柱周辺の流動解析, 日本機械学会論文集, B 編, vol.78, no.796, 2012, p.2113-2126.

12 核不拡散科学技術開発

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

原子力機構は、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・人材育成を実施しています（図 12-1）。

日本のための、そして世界のための核不拡散技術開発

米国エネルギー省（DOE）等と協力し、核拡散抵抗性技術及びその評価手法，先進的保障措置技術の開発等を実施しています。核不拡散分野における DOE との協力は 25 周年を迎え、2013 年 2 月に行われた会合において、ポネマン副長官名で、原子力機構の本分野における協力への評価及び感謝のメッセージを含む記念メダル・楯が授与されました（図 12-2）。

東京電力株式会社福島第一原子力発電所（1F）事故に対応する計量管理方策の構築

1F の溶融した炉心燃料等に対して、非破壊で核物質を測定する技術の検討を実施しており、そうした技術のひとつとして、随伴 FP ガンマ線測定による核物質量測定技術の開発を実施しています（第 1 章トピックス 1-16）。

技術的知見・経験をベースとした国際貢献

包括的核実験禁止条約（CTBT）に係る活動として、放射性核種監視観測施設等の運用を行うことにより、国際的な核実験監視体制の確立に貢献しています。2013 年 4 月には、高崎観測所において、2013 年 2 月の北朝鮮による核実験に由来すると考えられる放射性核種が検出されたことから、国際的な注目を集めることとなりました。

技術的知見に基づいた政策立案支援

我が国における本分野のシンクタンクとして、核燃料サイクルのバックエンドにおける核不拡散・核セキュリティの検討を実施しています。

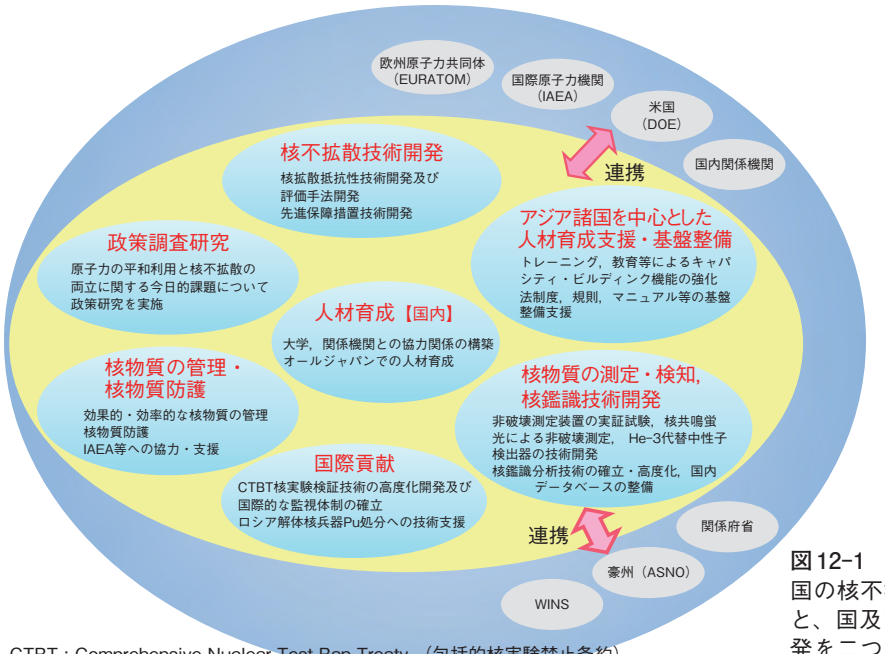
原子力機構が保有する核物質の的確な管理とその管理経験を利用した国内外への貢献

自らの核物質を厳格に管理するとともに、国及び IAEA を技術的に支援するなど、査察の効率化に貢献しています。また、核物質防護に係る IAEA への支援や国内法令改正への的確な対応を実施しています。

核セキュリティに係る新たな取組みの実施

2010 年 4 月の核セキュリティ・サミットでの我が国政府の表明に基づき、核セキュリティ強化のためにアジア地域を中心にした人材育成支援，基盤整備支援を行う核不拡散・核セキュリティ総合支援センターを 2010 年 12 月に原子力機構内に設置して事業を開始しています。本事業の下で、核セキュリティや保障措置に関して実施したトレーニング等には、2012 年度は国内外から約 630 名（うちアジア諸国等からの参加者は約 430 名）が参加し、アジアを中心とした地域での本分野での人材育成に貢献しています。

また、日米協力も活用し、核物質計量管理の高度化に資する測定技術や核検知・核鑑識技術の開発を継続し、より正確で厳格な技術を確立し、これを国際社会と共有することにより、政府による国際貢献を支援していきます。



CTBT：Comprehensive Nuclear-Test-Ban Treaty （包括的核実験禁止条約）
WINS：World Institute for Nuclear Security （世界核セキュリティ協会）
ASNO：Australian Safeguards and Non-proliferation Office （豪州保障措置・核不拡散局）
DOE ：Department of Energy （米国エネルギー省）

図 12-2　DOE ポネマン副長官から核不拡散分野での JAEA-DOE 協力 25 周年を記念するメダル・楯が授与

図 12-1　核不拡散科学技術開発分野
国の核不拡散政策立案を支援するための政策調査研究と、国及び国際機関を支援するための核不拡散技術開発を二つの柱として、これに加えて国際貢献、自らの核物質管理の着実な実施と関連技術の開発，この分野の人材育成，人的貢献を行っています。

13 研究開発拠点における試験技術・施設等の開発

敦賀本部

「もんじゅにおける点検時期超過事案」に早急に対応し、一日も早く原子炉等規制法違反から正常な状態に復帰できるよう、未点検機器の点検や安全文化の醸成等に取り組んでいます。

「ふげん」は、廃止措置及び関連の技術開発や東京電力株式会社福島第一原子力発電所（1F）事故後の廃止措置に向けた解体撤去を想定した最適な切断工法の選定試験を着実に進めています。

また、レーザー技術をはじめとする産学官連携による研究開発の推進など技術協力を積極的に進めています。特に、レーザー技術を活用した高速炉伝熱管補修技術の産業応用を進めています（トピックス 13-1）。

2013 年 4 月には、「もんじゅ」のシビアアクシデント解析・評価等を主目的として、従来からの高速増殖炉の実用化に向けた研究開発を行う「FBR 安全技術センター」を設置しました。

FBR 安全技術センター発足式（2013 年 4 月 2 日）

東海研究開発センター原子力科学研究所

東日本大震災で被災した研究用原子炉（JRR-3，JRR-4，NSRR）、臨界実験装置（STACY，FCA 等）、核燃料物質使用施設（WASTEF，BECKY，第 4 研究棟等）、加速器（タンデム等）等の復旧を進め、核燃料物質使用施設を核燃料等の様々な試験に提供したほか、加速器も利用運転を実施しました。また、新たに発足した原科研福島技術開発特別チーム等による研究活動（第 1 章トピックス 1-12，1-14，1-15）の支援にも貢献することができました。このほか、原子力事故等の緊急時の活動拠点となる免震構造を有する安全管理棟等を竣工しました。

保有する技術力の利活用においては、保有特許の利用を希望する企業への技術支援等も進め、放射線検出や電子工作といった放射線測定技術を生かした製品化に貢献しました。

JRR-3

燃料サイクル安全工学研究施設（NUCEF）

原子炉安全性研究炉（NSRR）

燃料試験施設

このほか、JRR-4，FCA，TCA，WASTEF，第 4 研究棟，タンデム，加速器等

原子力エネルギー利用と量子ビーム利用を支える原科研の施設

東海研究開発センター核燃料サイクル工学研究所

プルトニウム燃料技術開発センターは、MOX 燃料開発に係る基盤データの取得を実施するとともに、日本原燃株式会社への技術協力として MOX 燃料粉末調整に係る試験等を実施しました。

再処理技術開発センターは、ガラス固化技術の高度化開発とともに、低レベル放射性液体廃棄物模擬廃液のセメント固化試験を実施しました。

環境技術管理部は、東海固体廃棄物廃棄体化施設の焼却設備の設計，旧ウラン濃縮施設の解体など廃止措置を進めるとともに、地層処分技術の信頼性向上，安全評価手法の高度化等に関する試験を実施しました。

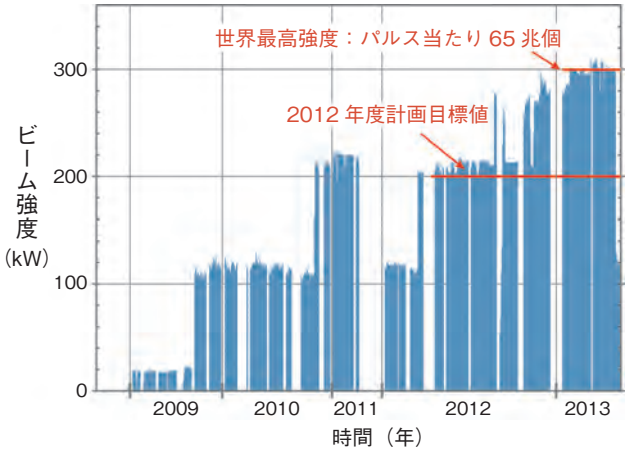
放射線管理部は、所内外の放射性物質濃度及び環境放射線の測定を行う（トピックス 13-2）とともに環境試料の分析技術開発を行いました。

また、福島技術開発試験部は、核サ研福島技術開発特別チームの活動を支援し、1F 事故収束に向けた試験研究を実施しました（第 1 章トピックス 1-13，1-20）。

モニタリング船による海底土採取

J-PARC センター

2012 年度、8 サイクルの利用運転を行いました（年間最大利用時間は 9 サイクル）。所期性能の 1 MW 出力の実現に向け、年度目標の 200 kW 運転を定常化させ、10 月には 300 kW に強度を上げ、パルス当たりの中性子数は世界最高（65 兆個）となりました。この優位性を活かし、先端鉄鋼材料の加工誘起相変態挙動の解明（トピックス 13-3）、超高精度中性子楕円集光ミラーの開発（トピックス 13-4）等の多数の成果が創出され、年間の実験課題申請数は震災前を大きく超え 526 件に達しました。また、世界最高強度のミュオンビーム（250 万個／パルス）も実現し、類似施設の ISIS（3 万個／パルス）を凌駕しています。さらに、リニアックでのエネルギー増強に用いる環状結合構造の加速空洞（トピックス 13-5）の製作を完了させ、材料中の元素，磁場，結晶構造を測定する物質情報三次元可視化装置の整備等を進めています。



J-PARC のビーム出力増強の変遷

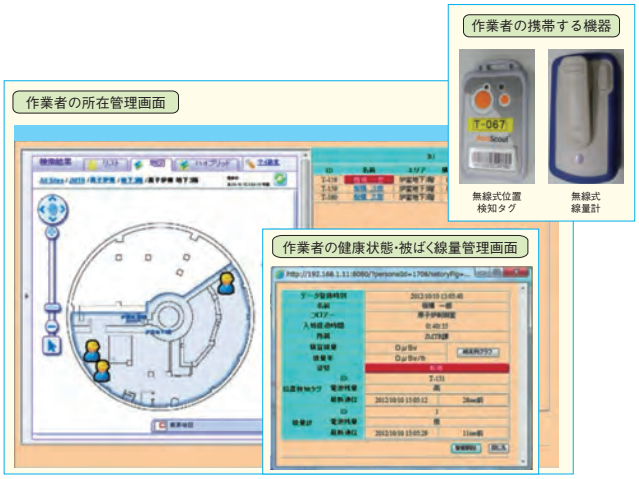
大洗研究開発センター

東日本大震災で被災した施設・設備の復旧工事及び安全対策を行いました。

材料試験炉（JMTR）は、再稼働に向けて施設の健全性確認を完了し、規制当局（当時、文部科学省原子力規制室）に報告書を提出するとともに、最先端研究基盤事業として軽水炉実機水環境模擬照射装置等の製作・据付を行いました。また、無線式携帯機器により作業者の被ばく情報、健康情報及び位置情報を把握する「リアルタイム多機能入域管理システム」を開発し、本格運用を開始するとともに、^{99}Mo 国産化を目指した高密度ペレットの製造技術開発（トピックス 13-6）を進めました。

高速実験炉「常陽」は、復旧措置に必要となる装置等の設計・製作を進め、これら装置等の炉外機能確認試験を開始しました。また、「常陽」への適用に向けて、ジルコニウム合金の高温ナトリウムとの共存性の評価（トピックス 13-7）を進めました。

高温工学試験研究炉（HTTR）は、再稼働に向けて施設の点検及び設備・機器の健全性に関する総合評価を進めるとともに、中性子検出器の損傷検知手法を確立（トピックス 13-8）しました。



JMTR における「リアルタイム多機能入域管理システム」の開発
作業者が無線式の線量計と位置検知タグを携帯することで、被ばく情報（線量率と積算線量），健康情報（姿勢）及び位置情報が管理サーバに送信されるシステムであり、管理者側でリアルタイムに作業者の情報確認が可能です。

那珂核融合研究所

核融合エネルギーの実用化を目指した研究開発を進めています。

現在は、主に国際熱核融合実験炉（ITER）計画の国内機関としての機器開発・製作とともに、欧州と共同で実施している「幅広いアプローチ（BA）活動」として、JT-60 から ITER の支援・補完研究を行う JT-60SA への改修を実施しています。

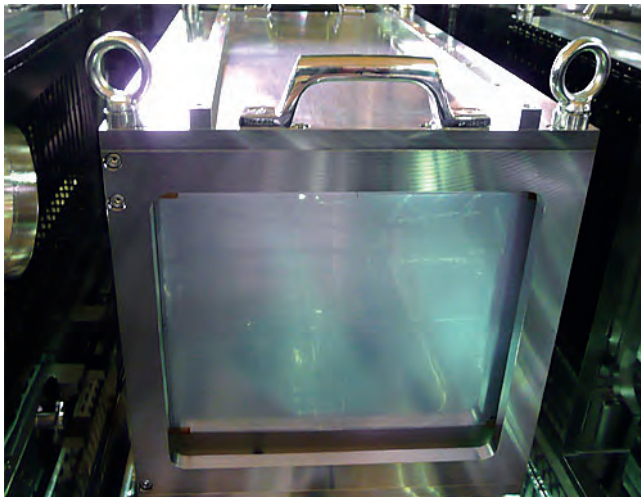
2012 年度は、ITER の超伝導導体の製作を進めるとともに、超伝導コイルの製作に着手しました。また、JT-60 本体の解体を完了し、欧州調達機器であるクライオスタットベースを受け入れ、JT-60SA の組立てを開始しました。

JT-60SA の機器製作も進展し、最も小型の超伝導ポロイダル磁場コイル（EF4）が完成するとともに、真空容器についても実機の 40 度セクター 3 体の溶接が行われ合計 6 体が完成しました。

JT-60SA の欧州製作機器の初搬入と組立開始を披露する式典（2013 年 3 月 25 日）

高崎量子応用研究所

産業応用を目指した新機能･環境調和材料、医療応用･バイオ技術及びビーム分析の研究開発や材料・機器の耐放射線性評価研究のため、4 基の加速器からな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、マイクロビーム、大面積均一照射等のイオンビームの形成・照射に係る技術や、三次元大気マイクロ PIXE、マイクロビームによるテフロンの三次元微細加工（トピックス 13-9）等の応用技術を開発しています。2012 年度は、数 100 MeV 重イオンの大面積均一照射技術開発の一環として、不定形な強度分布のビームを金属薄膜で散乱させてガウス様分布に調整する方法を開発し、これにより Ar ビームを多重極磁場を用いて 70 mm × 40 mm、均一度± 10% の照射野に形成できました。

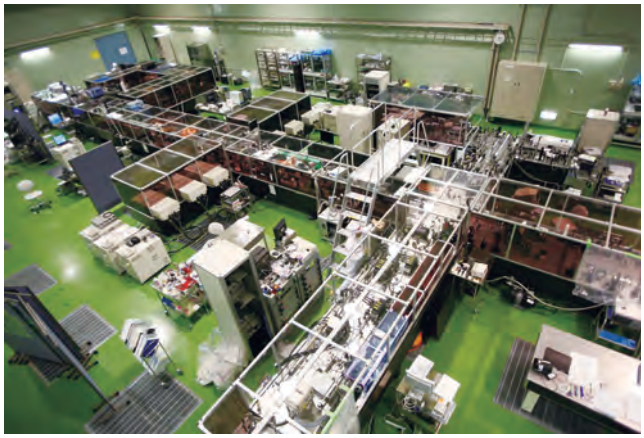


ビームの形状・均一度を測定する放射線着色フィルムを 22 枚収納したカートリッジ（大面積均一イオンビーム形成・照射用チェンバー内に設置）

関西光科学研究所

木津地区は、高強度レーザーの品質向上などの高度化を行っています。高強度短パルスレーザーについては、ビームの位置安定性の向上に取り組み、ミラーマウントの交換等により、位置のふらつきを低減させ、実験結果の再現性向上に貢献しました。また、関西光科学拠点ネットワーク「融合光新創生ネットワーク」では、テラヘルツ～ X 線、量子ビームに至る超広帯域の光源開発を行っています。

播磨地区は、大型放射光施設 SPring-8 に設置している専用ビームラインを利用して、物質・材料の機能発現機構や反応機構の解明の最先端解析技術の開発を進め、ナノテクノロジーやエネルギー・環境関連研究、福島復興のための除染技術開発等に応用するほか、施設供用利用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」を通じて外部研究者の支援も行っています。



高強度レーザー装置（J-KAREN）

幌延深地層研究センター

高レベル放射性廃棄物の地層処分技術に関する研究開発として、地下施設を建設しながら、堆積岩を対象とした「地層科学研究」及び「地層処分研究開発」を行っています。

地下施設については、西立坑を深度約 50 m から約300 m まで掘削しました（東立坑と換気立坑は、2011年度までに深度 350 m まで掘削済み）。また、深度 350 m 調査坑道は、換気立坑と東立坑間を貫通するとともに、総延長約 760 m のうち約 400 m まで掘削しました。

地層科学研究では、地質環境調査技術の開発、深地層における工学的技術の開発及び地質環境の長期安定性に関する研究を継続しました。

地層処分研究開発では、低アルカリ性セメントに関して、周辺岩盤や地下水に与える影響の調査を継続するとともに、深度 350 m 調査坑道において施工試験を行いました。

深度 350 m 調査坑道における換気立坑と東立坑間の貫通

東濃地科学センター

高レベル放射性廃棄物の地層処分技術に関する研究開発のうち、主に花崗岩を対象とした深部地質環境の調査・解析・評価技術や工学技術の研究開発、地質環境の長期安定性に関する研究を実施しています。

岐阜県瑞浪市で「超深地層研究所計画」を進めており、瑞浪超深地層研究所の研究坑道掘削については、深度 500 m の水平坑道（予備ステージ、研究アクセス北及び南坑道）の掘削を行い、2012 年度末時点で合わせて約 150 m を掘削しました。また、研究アクセス北及び南坑道を掘削するに当たっては、事前にボーリング調査を行い、湧水の量や岩盤の硬さなどを確認しました（トピックス 13-10）。調査・研究は、研究坑道掘削時の岩盤壁面調査や、既存ボーリング孔において、地下水の水圧や水質の長期的な観測を継続しました。

深度 500 m 水平坑道（予備ステージ）における坑道貫通部分（2012 年 7 月 30 日貫通）

人形峠環境技術センター

昭和 30 年代から行われてきたウラン鉱山の探鉱・採掘活動により生じた捨石や鉱さいをたい積している鉱山関連施設があります。これらは活動が終了した施設として鉱山保安法に基づき危害及び鉱害防止の観点から施設の維持管理を行うとともに、安全確保を大前提に技術開発を行いながら適切な跡措置を進めています。

跡措置を進めるにあたっては、鉱さいたい積場を跡措置の最優先課題として位置付け、基本的な考え方の整理や具体的な跡措置に向けた試験・調査・設計等を行い、鉱さいたい積場上流側の廃砂たい積場については、覆土による原位置での措置工事を 2012 年度に終了しました。今後、この成果を下流側の廃泥たい積場の跡措置に取り入れる予定です。

私たちは、このほか、ラドン温泉の効果に関する研究（トピックス 13-11）など、地域的特徴に着目した研究や開発に取り組み、地域と共に歩んでいます。

跡措置工事前後の廃砂たい積場

青森研究開発センター

六ヶ所地区は「幅広いアプローチ（BA）活動」の拠点として、核融合原型炉開発のため、国内第 2 位の性能を持つスーパーコンピュータを用いた核融合計算機シミュレーションや様々な材料分析／試験の装置を用いた核融合構造材料の開発を初めとした要素的研究開発等を進めています。さらに、欧州が調達した国際核融合材料照射施設（IFMIF）のための原型加速器入射器の搬入が完了し、この秋から調整試験を開始する予定です。

むつ地区は、研究施設等廃棄物埋設施設の操業を見据えた大型機器一括撤去処分等合理的・経済的な解体手法にかかわる調査検討、含有される有害物の調査など原子力第 1 船原子炉施設の廃止措置並びに加速器質量分析装置（AMS）による極微量元素分析及び分析技術の開発を継続して行うとともに原子力機構内外の利用に供しています。

IFMIF/EVEDA（国際核融合材料照射施設の工学実証・工学設計活動）開発試験棟への原型加速器入射器の搬入作業

13-1 高速炉伝熱管補修技術の産業応用への挑戦
－レーザー溶接部への高精度ワイヤ供給の成功－

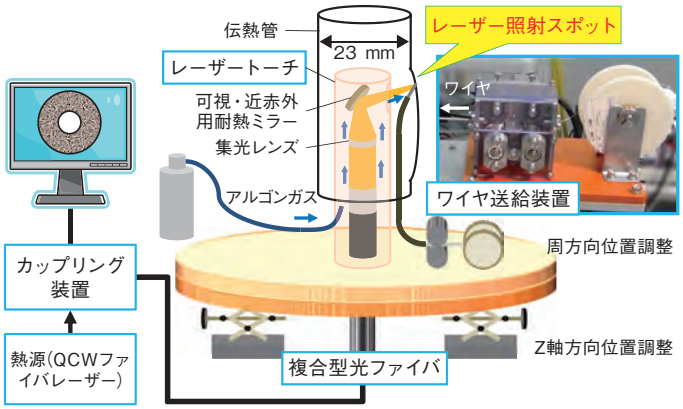


図 13-1　伝熱管内レーザー肉盛り溶接システムの概略図
内径 23 mm の伝熱管において、入口近傍にできた減肉を補修することができます。レーザーは集光レンズで 1 点に集中させ、可視・近赤外用耐熱ミラーで欠陥部の溶接ワイヤに照射させ溶接します。欠陥部位，レーザー照射スポット，溶接ワイヤが正確に一致することが重要です。

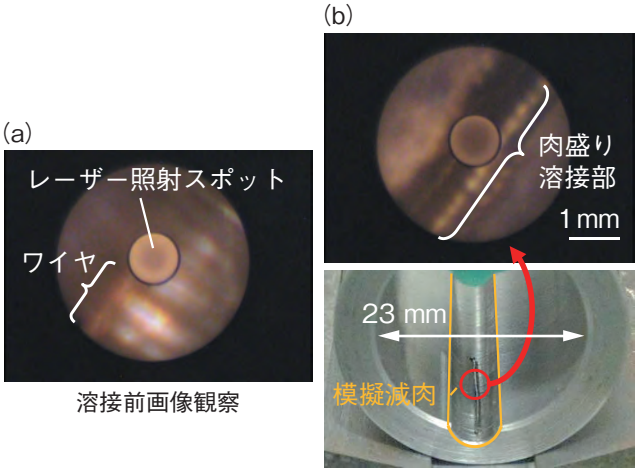


図 13-2　管内壁への肉盛り溶接試験
(a) レーザー照射スポットと溶接ワイヤ送給位置の一致が画像観察できます。(b) 幅約 1 mm，高さ約 0.2 mm 直線状に肉盛り溶接することに成功しました。母材より侵食に強い材料を充てんすると、次の減肉進展を抑制可能です。

敦賀本部レーザー共同研究所では、これまでに高速炉熱交換器伝熱管内の検査補修システムを開発しました。これは画像観察とレーザー照射を同時に実現する複合型光ファイバ技術を用いて、伝熱管内壁の欠陥を画像により確認しながら、レーザー照射により溶接補修を行うことができるシステムです。

この配管の中で「見る」「直す」技術は、原子力分野以外でも様々な分野での応用が期待されます。現在、私たちは石油化学メーカーの要請を受け、化学プラントの熱交換器伝熱管に発生した配管減肉補修のための技術開発を進めています。配管減肉のような大きく削れた損傷は、肉盛り溶接と言われる母材の表面にワイヤ等の金属を溶着させる方法で補修します。通常よく用いられるアークによる肉盛り溶接は、熱量が大きく広範囲に及ぶため、配管内のような狭い空間で行うと機器の損傷や溶接不良が生じます。一方、レーザーは、局所的にエネルギーを集中させることができる熱源であり、光ファイバによって伝送できるため、狭い空間での作業に適しています。

レーザー肉盛り溶接を行う上で大切なことは、レーザーが照射される小さな範囲に補修箇所の母材と溶接ワイヤを正確に一致させることです。そのためには、同時に「見る」ことができる複合型光ファイバ技術が役立ちます。また、狭い空間でのワイヤ供給は、屈曲などを考えると一般に使用される溶接用ワイヤより細いワイヤを使用する必要があります。そこで私たちは、機械加工に優れた福井県下の企業と協力して新たなワイヤ送給装置を開発しました(図 13-1)。送給ローラーの調整により ϕ0.4 mm のワイヤを速度可変で連続的に送給可能です。現場での使用を考え、約 10 cm 角とコンパクトな大きさとしました。

開発したワイヤ送給装置に、レーザートーチ，複合型光ファイバ等を加えてシステム化し(図 13-1)、内径 23 mm の伝熱管への溶接試験を行いました。試験の結果、レーザー照射スポットと溶接ワイヤ送給位置が連続的に一致し(図 13-2(a))、内径 23 mm の伝熱管内壁に幅約 1 mm，高さ約 0.2 mm 直線状に肉盛り溶接を行うことに成功しました(図 13-2(b))。

今後は、プラントへの実用化に向けて、減肉の形状に合わせた肉盛り溶接装置の制御を進めていきます。また、今回の試験では母材と同程度の硬さのワイヤを使用しましたが、侵食に強い材料など他の材料特性についても検討し、減肉進展の抑制に努めます。

●参考文献
Nishimura, A., Terada, T. et al., Instrumentation Device and Surface Control Technology for Coolant Piping System of Nuclear Power Plants, Proceedings of the 2012 20th International Conference on Nuclear Engineering Collocated with the ASME 2012 Power Conference (ICONE20), California, USA, 2012, ICONE20-POWER2012-54406, 5p., in DVD-ROM.

13-2 私たちの身の回りの放射性セシウム
ー東海村における東京電力福島第一原子力発電所事故後２年間の放射線状況の推移ー

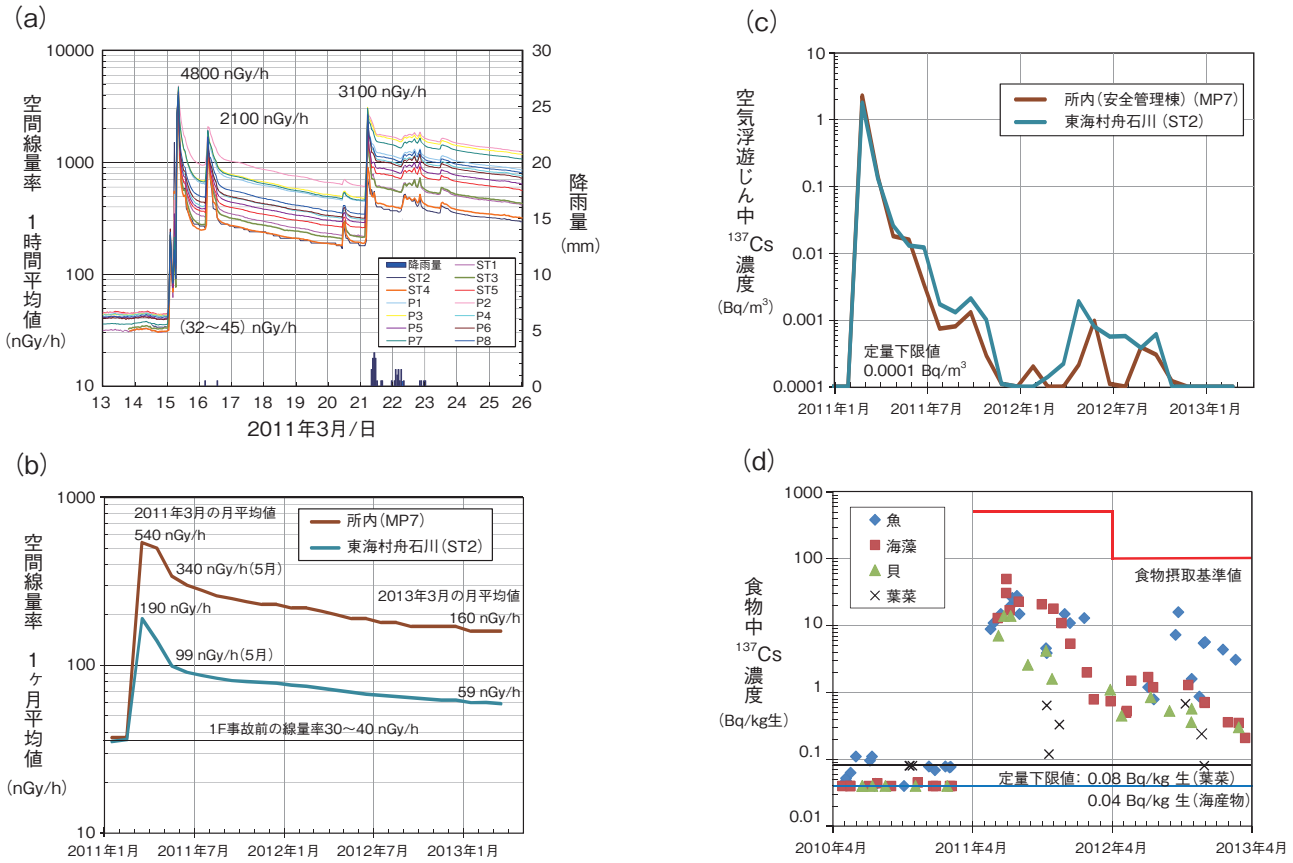


図 13-3　1F 事故前から 2013 年 3 月までの約 2 年間に東海村で観測された空間線量率等の状況

東京電力福島第一原子力発電所(1F)事故により放出された放射性物質によって、2011 年 3 月 15 日以降、1F より約 115km 離れた核燃料サイクル工学研究所内外(茨城県東海村)でも線量率等の上昇が観測されました(JAEA-Review 2011-035 にて中間報告済 事故直後の空間線量率 1 時間平均値を図 13-3(a)に示す)。事故発生から約 2 年が経過した現在の放射線状況について整理しました。

空間線量率(1 ヶ月平均値)を図 13-3(b)に示します(代表として所内 MP7, 所外 ST2(東海村舟石川)のみ)。周辺環境(樹木等)の違いにより、測定した線量率には 2 ～ 3 倍の差があります。地表に沈着した ^{134}Cs と ^{137}Cs は半減期がそれぞれ約 2 年、約 30 年と長いため、現在の線量率の多くを与えています。短半減期核種の影響がほぼなくなった 2011 年 5 月から 2013 年 3 月の間における事故寄与分の減少率は、市街地の ST2 で約 63％、近傍に松林がある MP7 で約 59％でした。放射性壊変による理論上の減少率(134/137 比が当初 1 と仮定する場合 22 ヶ月で約 35％)に加えて、25％程度は他の場所へ移動したか、埋没して遮へいされたことを示唆しています。

空気浮遊じん中 ^{137}Cs 濃度(1 ヶ月平均値)についても減少傾向ですが、現在では研究所内よりも所外の方が若干高めの傾向にあります(図 13-3(c))。最近の空気浮遊じん中 ^{137}Cs の起源は、現在の 1F からのものではなく、2 年前に ^{137}Cs が沈着した土壌です。風による巻き上げにより土壌微粒子と共に運ばれた ^{137}Cs が空気中に存在するため、林に囲まれた研究所内よりも、遮るもの(樹木等)の少ない所外で比較的高めの濃度が観測されたと考えられます。

食物中 ^{137}Cs 濃度を図 13-3(d)に示します。事故直後については漁船が操業できなかったこともあり、海産物データは 2011 年 5 月からですが、^{134}Cs と ^{137}Cs の合計での摂取基準値である 100 Bq/kg 生(2012 年 3 月末までは暫定規制値 500 Bq/kg 生)の半分未満で推移しています。おおむね減少傾向ですが、底生魚は海底土からの影響を受けるためか、減少傾向は顕著ではありません。葉菜は海産物よりも Cs の移行は少なく、1 Bq/kg 生未満で推移しています。

●参考文献
Fujita, H. et al., Special Environmental Monitoring around Tokai-Mura after the Accident of the Fukushima Dai-Ichi Nuclear Power Station, Proceedings of the 13th International Congress of the International Radiation Protection Association (IRPA-13), Glasgow, Scotland, U.K., 2012, P12.31, 7p.

13-3 高性能構造材料の開発に中性子回折法を役立てる
－J-PARCの中性子を利用した先端鉄鋼材料の加工誘起相変態挙動の解明－

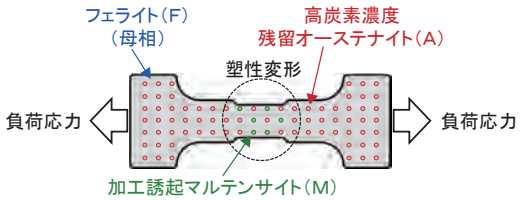


図 13-4　TRIP 効果の模式図
塑性変形中の加工誘起相変態により強度の高い M 相が形成され材料全体強度と全伸びが増加します。

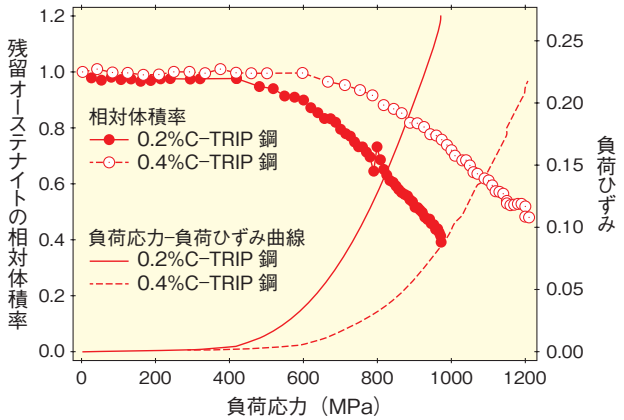


図 13-5　TRIP 鋼の負荷応力－負荷ひずみ曲線及び残留オーステナイトの相対体積率の変化
一般的な鉄鋼では変形中に構成相比は変化しないのに対して、TRIP 鋼では M 相へ変態するため減少します。

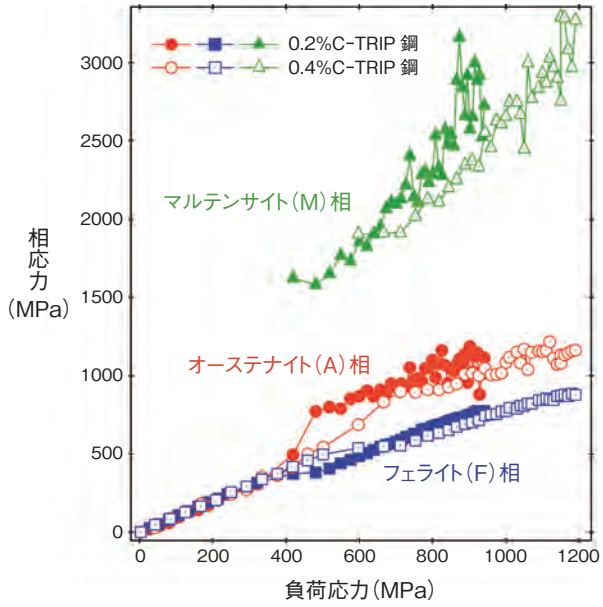


図 13-6　変形中の TRIP 鋼の構成相間の応力分配
引張変形中のその場中性子回折実験から得られた構成相のそれぞれの格子ひずみを応力に変換しました。JRR-3 及び ISIS の装置ではＦ相とM相を分離できませんでしたが、私たちはこの分離に成功し、全構成相間の相応力分配が明瞭になりました。

鉄鋼材料の強化機構の中で、高強度，高延性，優れた高速変形挙動が期待されるものに変態誘起塑性（Transformation Induced Plasticity: TRIP）効果があります。TRIP 効果は準安定な組織を有する鉄鋼材料において塑性変形に伴い強度がより高い組織に相変態することによって起こります。0.2%C-TRIP 鋼及び 0.4%C-TRIP 鋼は衝突の際の衝撃吸収に優れた材料として自動車の車体への応用が期待されています。図 13-4 に示すように、これらの TRIP 鋼は、母相であるフェライト（F）相と十数％の高炭素濃度含有の準安定な残留オーステナイト（A）相から成る 2 相材料であり、変形させると塑性変形とともにA相が強度の高いマルテンサイト（M）組織に変態する（加工誘起相変態）ことにより高強度, 高延性が得られると言われています。ところが、TRIP 効果にもたらす変形中の加工誘起相変態挙動、すなわち、M相の強度への寄与（相応力の負担）に関する定量的な研究がほとんどないため、私たちは中性子回折法を使って変形中のその場測定を行い、定量的な解明を試みました。

引張試験中のその場実験は、J-PARC 物質・生命科学実験施設、工学材料回折装置「匠」で実施しました。中性子強度が高く瞬時に回折データが取れる「匠」は、通常の引張試験のように、引張試験中のその場実験を段階的に止めることなく連続的に行うことができる特長を有しています。図 13-5 に両 TRIP 鋼の引張試験で得られた負荷応力－負荷ひずみ曲線と中性子回折法で得られた A 相の相対体積率（変形前は 1 としました）を示します。ここで注目すべき結果は、それぞれの TRIP 鋼での塑性変形を開始する応力でA相の体積率が減少し始め、その後の変形で減少し続けて、加工誘起相変態が起こったことを示唆することです。図 13-6 に、変形中の両 TRIP 鋼のそれぞれの構成相が担った相応力を示します。「匠」は JRR-3 の装置に比べて約 3 倍も分解能が高いので、今まで分離が難しかったＦ相とM相の回折情報を識別でき、これによって全構成相の相応力の観察に初めて成功しました。すなわち、加工誘起相変態で形成された M 相は最も高い相応力を負担していることが分かりました。さらに、これらの相応力の結果から再現したバルク応力も負荷した応力と一致しており、TRIP 鋼のような先端材料の機構解明に有用であるとともに、その知見に基づき新たな材料開発に資することができると考えています。

●参考文献
Harjo, S. et al., TRIP Steel Deformation Behavior by Neutron Diffraction, Materials Research Society Symposium Proceedings, vol.1528, 2013, 7p.

13-4 中性子集光装置を高度化し中性子強度を 50 倍に高める
－J-PARCで超高精度中性子楕円集光ミラーの性能を実証－

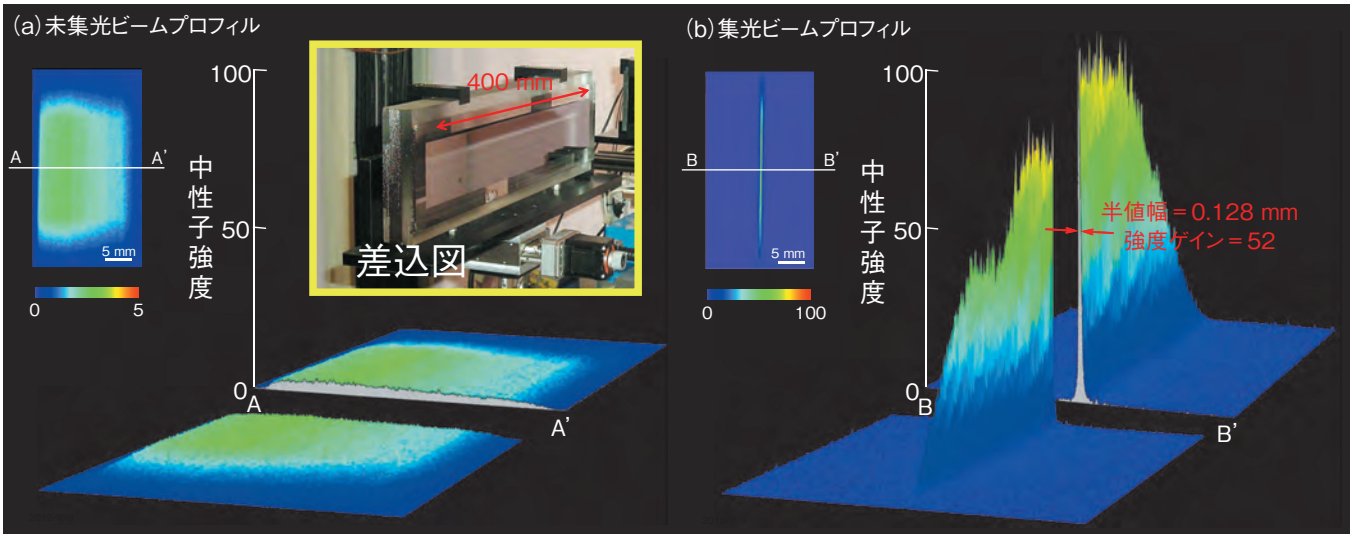


図 13-7　大面積一次元楕円スーパーミラーによる中性子集光像（a）未集光の場合（b）集光させた場合
イメージングプレートで計測した結果、集光半値幅は 0.128 mm、未集光と比べて 52 倍の強度が得られています。また、本実験に用いた大面積一次元楕円型スーパーミラー（長さ 400 mm の合成石英ガラス基板に NiC/Ti スーパーミラー（*m*=4）を蒸着）の写真を差込図に示します。

磁性体やタンパク質などの構造研究に用いる低速中性子は顕著な波の性質を持つため、中性子ミラーを使って集光すれば、その強度を増加させて実験時間を短縮したり、新しい測定法によって科学現象を探ることが可能となります。このため、J-PARC や諸外国の中性子実験施設では、新しい機能を持った高性能中性子集光ミラーの開発を精力的に進めています。

私たちはこれまでに世界最高性能の中性子多層膜スーパーミラーを開発した実績がありますが、このたび、超高精度の非球面表面創成技術を有する大阪大学と協力し、一次元楕円形状を持つ高性能中性子集光用スーパーミラーの開発に成功しました。

この開発では、私たちが開発した NiC/Ti 多層膜スーパーミラー（膜層数 1200 層）を採用しています。当該ミラーは、非等厚の多層膜によるブラッグ反射で通常のニッケルミラー（熱中性子を入射角 0.2 度で反射できる）より反射性能が 4 倍高く、また、薄膜の結晶粒を小さくすることで原子オーダーの多層膜界面粗さを実現し、良質の集光スポットを形成できます。

楕円筒形状基板の精密加工には、大阪大学が開発したローカルウェットエッチング法を用いました。これは、フッ化水素酸を石英基板に噴射し、その滞在時間を制御することで加工量をサブミクロンで制御するもので、加工ダメージの少ない新しい手法です。本加工では、長さ 400 mm の石英ガラス基板に形状誤差 0.43 μm，表面粗さ 0.2 nm rms の超高精度表面形状の構築に成功しました。

私たちはこの集光ミラーを用いて、J-PARC の中性子源特性試験装置（NOBORU）で、波長 0.2 ～ 1.0 nm の中性子を用いた中性子集光実験を行いました。スリットで横幅 0.1 mm に絞られたあと発散していくビームを集光ミラーで反射させた結果、スリットから 2 m 先の焦点で横幅 0.128 mm（半値幅）に集光させ、集光しない場合に比べて 52 倍の強度を達成できました（図 13-7）。また、集光位置周辺のバックグランド・レベルは、集光ピーク強度の 3 桁以下に低減されました。

この集光ミラーを応用すれば、微小な試料体積からのシグナルを増加させ、物質のナノ構造などを高効率で観測できるようになります。例えば、表面科学の分野では、自己組織化した高分子膜や次世代磁気記録薄膜などの面内構造の解析に役立つことが期待されます。

●参考文献

Nagano, M., Yamazaki, D. et al., One-Dimensional Neutron Focusing with Large Beam Divergence by 400mm-Long Elliptical Supermirror, Journal of Physics: Conference Series, vol.340, 2012, p.012034-1-012034-6.

13-5 軸対称な電場で陽子ビームを広げずに加速する
－J-PARC環状結合構造（ACS）型加速空洞の開発－

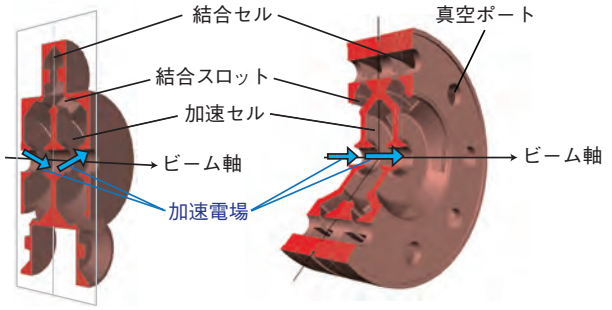


図 13-8　サイドカップル型加速空洞と ACS 型加速空洞
サイドカップル型に比べ、ACS型では、結合セルがリング状に加速セルの周囲に配置されるため、ビーム軸周りの軸対称性に優れています。

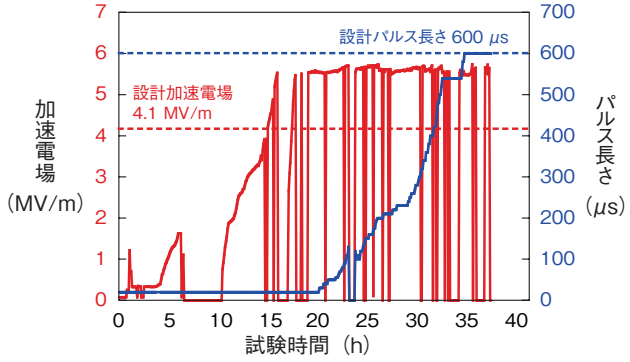


図 13-10　ACS 加速空洞の試験結果
今回の ACS モジュールは 5.3 MV/m（設計加速電場 4.1 MV/m の 1.3 倍），パルス長さ 600 μs，繰り返し 50 Hz での運転性能を確認しました。これは、投入電力で 600 kW に相当します。

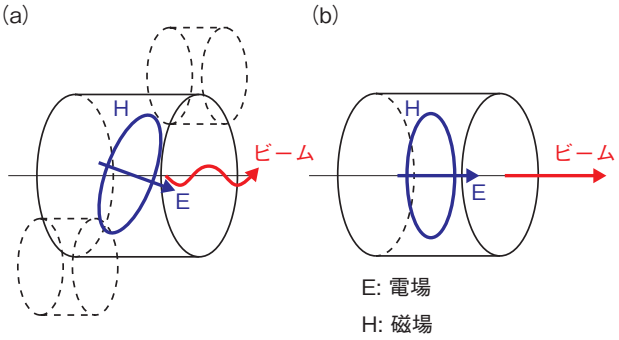


図 13-9　模式図による加速電場の比較（a）サイドカップル型（b）ACS 型
サイドカップル型では結合セルの配置によりビーム軸に垂直な方向の成分（約 1%）が存在するのに対し、ACS 型では軸対称な結合セルにより、ビーム軸に垂直な電場成分がほとんど存在しません。

J-PARC リニアックはイオン源で生成した陽子を 181 MeV まで加速し、後段の Rapid Cycling Synchrotron（RCS）へ 25 Hz で入射する直線状の加速器です。J-PARC では、リニアックから入射した陽子を RCS で更に 3 GeV まで加速し、最終的に物質・生命科学実験施設へ 1 MW という世界最高レベルの大出力ビームでの運転を目指しています。

J-PARC のような大強度陽子加速器では、ビーム損失により生じる機器の放射化が出力強度を制限する最大の要因であり、ビーム損失の低減は重要な問題です。RCS におけるビーム損失の原因のひとつに、ビーム中の陽子が互いに電気的に反発し合うことで生じる空間電荷効果があります。この影響は、リニアックから入射する陽子のエネルギーを高めることにより低減することが可能です。そこで J-PARC では、リニアックから RCS への入射エネルギーを現在の 181 MeV から 400 MeV へ増強することを計画しています。このビーム加速のために開発した加速空洞が環状結合構造（Annular-ring Coupled Structure: ACS）型加速空洞です（図 13-8）。

リニアックの加速空洞は陽子のエネルギーに応じて様々な形を使い分けますが、同じエネルギー領域で従来から用いられてきたサイドカップル型加速空洞と比べて、ACS 型加速空洞は同等の加速効率と電場の安定性を実現し、かつ、加速電場の軸対称性が良く、加速される陽子をビーム軸に垂直な方向へ蹴り出してしまうような加速電場の成分を非常に小さくすることが可能です（図 13-9）。これにより陽子ビームの広がりを抑えることができ、リニアックでのビーム損失を低減しつつ入射エネルギーを増強することが可能となります。

J-PARC 用に新たに設計，製作した ACS 型加速空洞の初号機について大電力試験を行い、設計を満足する加速電場が得られることを確認しました（図 13-10）。

本研究の成果は、リニアックのエネルギー増強及びその後の 1 MW 出力実現に向けた大きな一歩と位置づけられます。現在、25 台の ACS 型加速空洞の製作を完了し、これらの空洞の設置準備を進めているところです。今後、2013 年度には設置を完了し、世界で初めてとなる ACS 型加速空洞によるビーム加速を開始する予定です。

●参考文献
Ao, H. et al., First High-Power Model of the Annular-Ring Coupled Structure for Use in the Japan Proton Accelerator Research Complex Linac, Physical Review Special Topics - Accelerators and Beams, vol.15, issue 1, 2012, p.011001-1-011001-13.

13-6 放射化法による ^{99}Mo 国産化を目指して
－高密度 MoO_3 ペレットの製造技術開発－

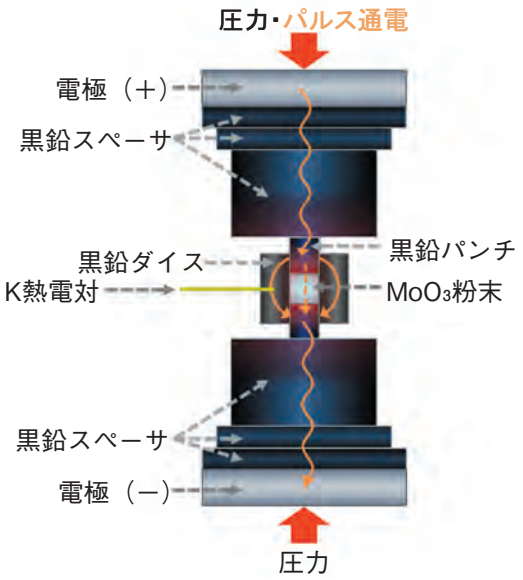


図 13-11　プラズマ焼結法の原理図
黒鉛ダイスに試料（MoO_3 粉末）を充てんし、加圧しながらパルス通電して、成型と焼結を同時に行います。このとき、粉末表面の浄化・活性化及び局所的な急速昇温により、より低温で高密度の焼結体製作が可能です。

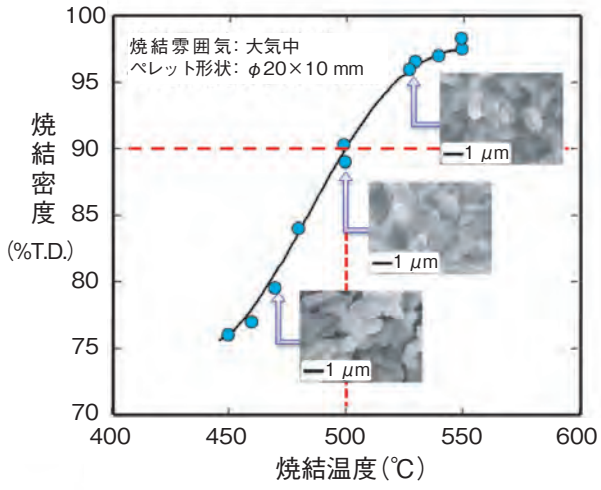


図 13-12　MoO_3 ペレットの焼結温度と焼結密度の関係
焼結温度の上昇とともに焼結密度が増加します。約 500 ℃の焼結温度で、目標焼結密度 90% T.D.（T.D.：理論密度）以上を達成することを確認するとともに、550 ℃までの焼結温度では結晶粒の成長もないことが観察されました。

我が国では、年間約140万件の核医学診断が実施され、そのうちの約90万件は、テクネチウム-99m（^{99m}Tc、半減期：6時間）を使用しています。^{99m}Tc は、親核種のモリブデン-99（^{99}Mo、半減期：66時間）から生成されます。我が国は、米国に次ぐ世界第2位の需要国ですが、全量を輸入に頼っています。そのため、近年の製造用原子炉や輸送上のトラブル等により、^{99}Mo の安定供給が困難になる状況も考えられ、^{99}Mo 製造の国産化技術の確立が喫緊の課題となっています。原子炉を用いた ^{99}Mo の製造方法には、核分裂法と放射化法の2種類が存在しますが、JMTR では核物質防護及び放射性廃棄物等の観点から、放射化法による ^{99}Mo 製造を推奨し、その技術開発を行っています。

放射化法では、三酸化モリブデン（MoO_3、昇華温度：795 ℃）に適正時間中性子を照射し、その後、照射済 MoO_3 を 6 mol 水酸化ナトリウム溶液（6M-NaOH）に溶解させて ^{99}Mo/^{99m}Tc 溶液を製造します。本方法による技術課題として、高い ^{99}Mo 生成量の達成及び高純度かつ高放射能濃度を有する ^{99m}Tc 溶液の抽出が挙げられます。そのため、単位体積当たりの ^{98}Mo 量を増やす高密度ペレット（密度：90%T.D. 以上）の製造特性及び ^{99m}Tc 製剤までの出荷時間の短縮のための溶解特性（目標溶解時間：3時間以内）を評価しました。

高密度ペレットの製造方法は、バインダーを添加する必要がなく不純物の混入がないこと、焼結温度が低く抑えられること等の利点があるため、プラズマ焼結法（図 13-11）を選定し、ペレットの製造試験を開始しました。焼結温度による焼結密度の関係を調べた結果、500 ℃以上の焼結温度にて目標焼結密度を達成できることが分かりました（図 13-12）。また、MoO_3 ペレットを走査型電子顕微鏡（SEM）で観察した結果、焼結温度 550 ℃以下であれば、粒子径の成長は観察されず、始発粉末と同等の粒子径を有することが確認されました（図 13-12）。次に、得られた MoO_3 ペレットを大気中にて酸化処理を施し、そのペレットを 6M-NaOH における溶解特性を調べました。その結果、目標時間内溶解することができるとともに、透明かつ純度の高い溶液を得られました。

これらにより、放射化法での照射ターゲットとなる高密度 MoO_3 ペレットの製造方法が確立され、^{99}Mo 国産化技術の確立に見通しを得ました。

本研究は、文部科学省原子力基礎基盤戦略研究イニシアティブにより実施されている受託研究「JMTR を用いた放射化法による ^{99}Mo/^{99m}Tc の国産化技術開発」の成果の一部です。

●参考文献
Nishikata, K. et al., Fabrication and Characterization of High-Density MoO_3 Pellets, Proceedings of the 2012 Powder Metallurgy World Congress & Exhibition (PM 2012), Yokohama, Japan, 2012, 8p., in CD-ROM.

13-7 ナトリウム中における金属材料のふるまいを調べる
ージルコニウム合金の高温ナトリウムとの共存性の評価ー

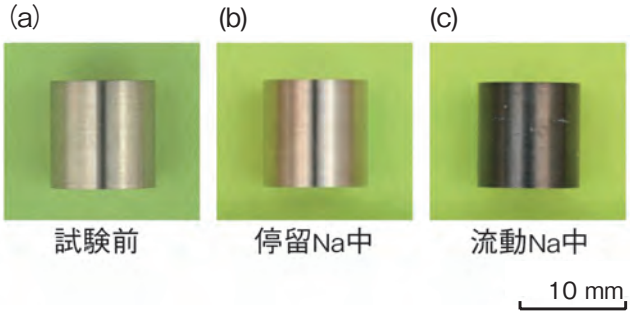


図 13-13　500 ℃の Na 中に 1000 時間浸漬した Zr 合金の外観
停留 Na 浸漬試料 (b) は、試験前の外観 (a) と有意な差が認められないのに対し、流動 Na 浸漬試料 (c) は、Na 中に溶存している酸素が拡散浸入したことにより黒褐色に変色していました。

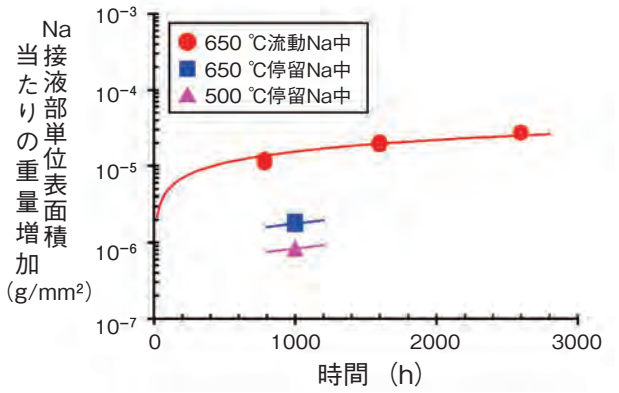


図 13-14　高温 Na 中における Zr 合金の重量変化
Na 中に溶存する酸素が Zr 合金の内部に拡散浸入することにより、時間の 1/2 乗に比例して重量の増加が生じます。また、温度が高くなるほど重量増加は大きくなります。

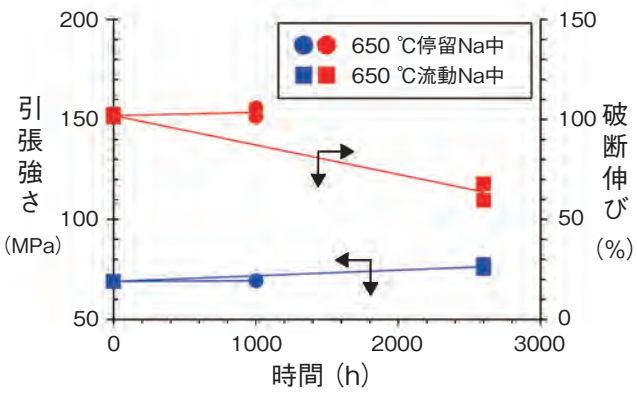


図 13-15　Zr 合金の Na 浸漬後の引張強度特性の変化
時間軸 0 には、Na 未浸漬の引張強度特性を示しています。これにより、流動 Na 中では浸漬時間の増加とともに引張強さが増加し、破断延性が低下する脆化挙動が進行することが分かります。

ナトリウム（Na）冷却高速増殖炉で使用される材料は、長期にわたって高温の Na 環境下で使用されることから、材料固有の機械的な強度特性評価と併せて、Na との共存性、すなわち Na 中での腐食特性及び Na 環境に起因する機械的強度特性の変化について評価する必要があります。

高速実験炉「常陽」では、炉心平均燃焼度の更なる向上を目指して、ジルコニウム（Zr）合金製反射体を新たに適用することを検討しています。この反射体の製作において、Zr 合金は Na との共存性に優れたステンレス鋼製保護管に挿入されるため、通常の運転条件では Na と直接接することはありませんが、仮に保護管が損傷するような事象が生じたとしても、原子炉の安全の観点から有意な影響が生じないことを評価しておくことが必要となります。

このような観点から、本研究では Zr 合金を対象に Na 中腐食特性及び Na 浸漬後の強度特性について調べました。その結果、図 13-13 に示すように停留 Na 中では試験前後に有意な変化は認められないのに対し、流動 Na 中では外観が黒く変色していることが確認されました。また、図 13-14 に示すように、温度及び時間の増加とともに、重量増加が生じる結果が得られました。これは、Na 中に ppm オーダーで溶存する酸素が Zr 合金に拡散浸入したことに起因するものです。Na 充てん量が制限される停留中では、溶存する酸素量も限定されるため、その酸素が Zr 中に拡散すればその後の進行は抑制されるのに対し、流動中では酸素を溶存する Na が常に供給され、それに伴って Zr 合金への酸素の拡散も継続されることによります。なお、このような挙動は、Zr 合金が炉心・構造材料として使用されるステンレス鋼よりも酸素との親和性が強い、つまり熱力学的に安定な酸化物を形成しやすいという特性に起因しています。

この Na 環境効果に起因して機械的強度特性にも変化が生じます。図 13-15 に、Na 浸漬後の Zr 合金の引張特性（引張強さ及び破断伸び）と Na 浸漬時間の関係を示します。流動 Na 中では、引張強さが増加し破断伸びが低下する、いわゆる脆化挙動を生じています。ただし、これら機械的強度特性の変化は時間に対してゆるやかに推移しており、Zr 合金が Na 中に曝されても直ちに特性が変化しないことを確認できました。

本研究の結果を踏まえ、Zr 合金製反射体の「常陽」への適用に向けた検討を進めていく予定です。

●参考文献
古川智弘ほか, ジルコニウム合金の高温ナトリウムとの共存性, JAEA-Research 2011-039, 2012, 20p.

13-8 保安機器をいっそう健全に運用管理する
－高温ガス炉用中性子検出器の損傷検知手法を確立－

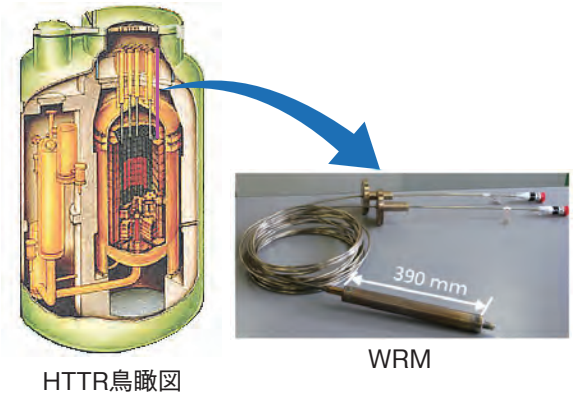


図 13-16　広領域中性子検出器（WRM）
原子炉圧力容器内に設置して中性子束を計測するための保安機器です。

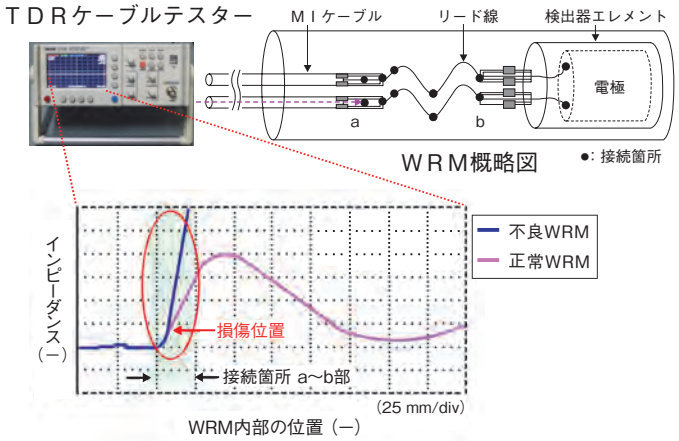


図 13-17　WRM への電気的検査法の適用
TDR 法により、正常 WRM と不良 WRM 両者のインピーダンスの変化を比較したところ、不良 WRM は、上図 WRM 概略図の接続箇所 a 部近傍において、インピーダンスが大きく変化する損傷部があることを検知しました。

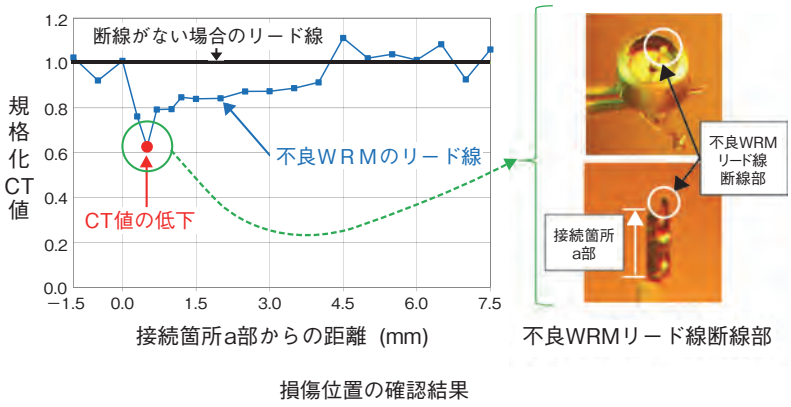


図 13-18　不良 WRM の非破壊検査及び破壊検査
非破壊検査では、電気的検査法により検知した損傷位置（図 13-17 WRM 概略図の接続箇所 a 部近傍）に CT 値の低下、すなわちリード線の断線を確認しました。一方、破壊検査では直接、該当部位のリード線に断線を確認しました。

広領域中性子検出器（WRM）は、高温ガス炉の研究開発に用いている高温工学試験研究炉（HTTR）の原子炉圧力容器内に設置されており、中性子束を計測して異常な出力上昇時にスクラム信号を発信するなど保安上非常に重要な機器です(図 13-16)。しかし、WRM は放射化されており、簡単に取り出して炉外で検査することができません。このため、炉内に設置した状態で検出器内部の損傷発生を検知できれば、WRM をよりいっそう健全に運用管理することができます。そこで、電気的検査を用いた新たな損傷検知手法を考案しました。そして、HTTR で運用中に動作不良が生じた WRM を用い、その原因調査も兼ねて本手法の検証を行いました。

ここで、着目した電気的検査法は、ケーブル断線などを発見するために使用されている TDR 法です。まず、正常 WRM と不良 WRM について特性インピーダンス波形観察を行い、両者を比較しました。その結果、インピーダンスの変化から、WRM 内部リード線の損傷を検知することに成功しました(図 13-17)。次に、電気的検査法の結果を検証するため、不良 WRM の非破壊検査及び破壊検査を行いました。非破壊の高エネルギー X 線 CT 検査により、電気的検査法で検知した損傷位置と同じ部位に CT 値の低下を確認するとともに、その後に行った WRM の破壊検査で、直接、該当部位の断線を確認しました(図 13-18)。

このように、電気的検査法を用いることにより、WRM を炉内に設置した状態でも実施できる、損傷検知手法を確立することができました。

本研究は、高温ガス炉技術の高度化に寄与し、また、将来の実用高温ガス炉にも有用な技術になり得ると考えています。

●参考文献
篠原正憲ほか, 高温工学試験研究炉（HTTR）の使用済広領域中性子検出器の動作不能調査 －サンプル試験及び破壊試験－, JAEA-Technology 2012-032, 2012, 29p.

13-9 イオンマイクロビームでテフロンの微細加工に成功
－高分子材料表面の新しい微細加工技術の開発－

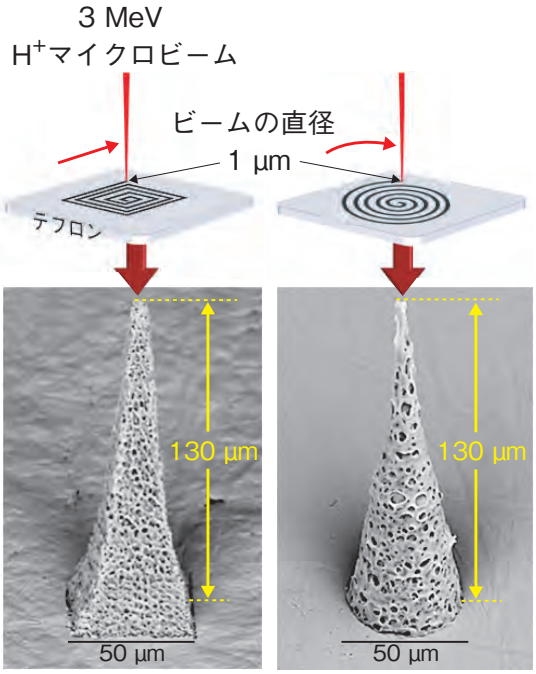


図 13-19　H^+ マイクロビームでテフロン表面を隆起させる走査方法及びこれにより作製できる微細構造体の例
3 MeV の H^+ マイクロビームを中心点から広がるように正方形や円形を螺旋状に描くと、その中心が頂点となる四角錐や円錐を作製できます。

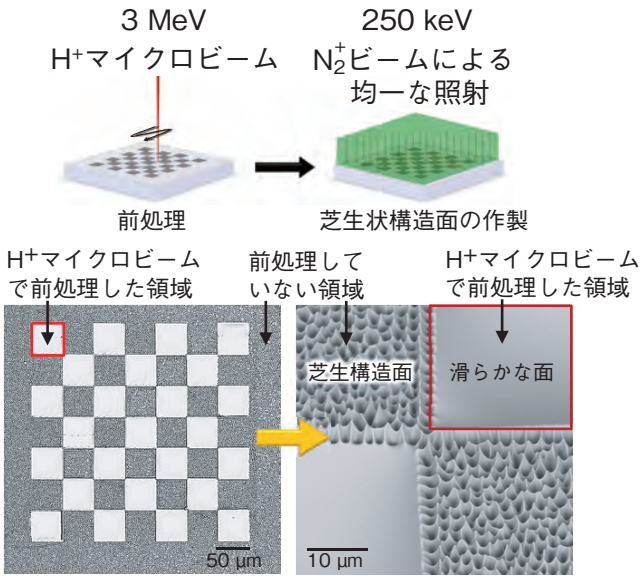


図 13-20　H^+ マイクロビームで芝生状構造面の中に滑らかな面を作る方法及びこれにより作製した表面の例
3 MeV の H^+ マイクロビームを水平に走査して交互に四角を描いた後、全面を均一に 250 keV N_2^+ ビームで照射すると、走査した領域のみが滑らかな面となり、芝生状構造の中にチェス盤状の模様ができました。

高崎量子応用研究所イオン照射研究施設（TIARA）では、直径 1 μm に集束させたイオンマイクロビームを、自由な形状に二次元走査できる技術開発を行い、プロトン（H^+）を使ったプロトンビーム描画と呼ばれる微細加工法を確立しました。既に、レジスト材料では、描画後に化学薬品による現像処理を行うことで、プロトンビーム描画でしかできないアスペクト比の高い微細構造体を成形できることを示しています。私たちは、ほとんどすべての化学薬品に安定で、微細加工が困難なテフロン®（フッ素系高分子材料）に着目して、イオンマイクロビームだからこそ実現できる微細加工に関する研究を進めました。

最初に、MeV 級のエネルギーを持った H^+ マイクロビームで、表面の局所に微細構造体を隆起させる、全く新しい微細加工方法を実現しました（図 13-19）。3 MeV の H^+ ビームは、テフロンの内部 100 μm 程度の深さにまで直線的に侵入します。この過程で、テフロンの長い高分子鎖を短く切断して低分子量化させます。ビーム電流や照射時間、走査パターン等を変えると低分子量化の度合いが変わるので、それによって発生する分解ガスの量が変化します。表面に噴き出すよう試料内部での発泡を誘発させると図 13-19 に示すように照射領域が隆起します。

一方、テフロンについては、keV 級のエネルギーを持った窒素分子イオン（N_2^+）ビームで広範囲を均一に照射すると、照射面全体が μm サイズの芝生状構造となること、これに加えて H^+ マイクロビームが誘発する発泡による表面形状変化が起こらない照射量等の条件を見いだしました。あらかじめ H^+ マイクロビーム照射によりテフロンを低分子量化させると、keV 級の N_2^+ ビームを照射したときに低分子量化された部分が均一に蒸発して平坦になります。この現象を利用して、芝生状構造面の中に、突起の先端より低い位置に平滑な面を作製する技術も開発しました（図 13-20）。

これらエッチングを要しない一連の微細加工技術は、化学薬品で加工することが困難な材料に適用できる特徴があり、イオンビームだからこそ実現できるもので、今後は、テフロン以外の様々な材料に応用を広げたビーム加工技術の開発を進めていきます。

●参考文献

Kitamura (Ogawa), A. et al., Microfabrication on Teflon Surface by MeV-Proton-Microbeam and keV-Nitrogen-Ion-Beam Irradiation, Nuclear Instruments and Methods in Physics Research B, vol.307, 2013, p.610-613.

13-10 大深度地下 500 m で坑道を掘る
－瑞浪超深地層研究所における研究坑道掘削－

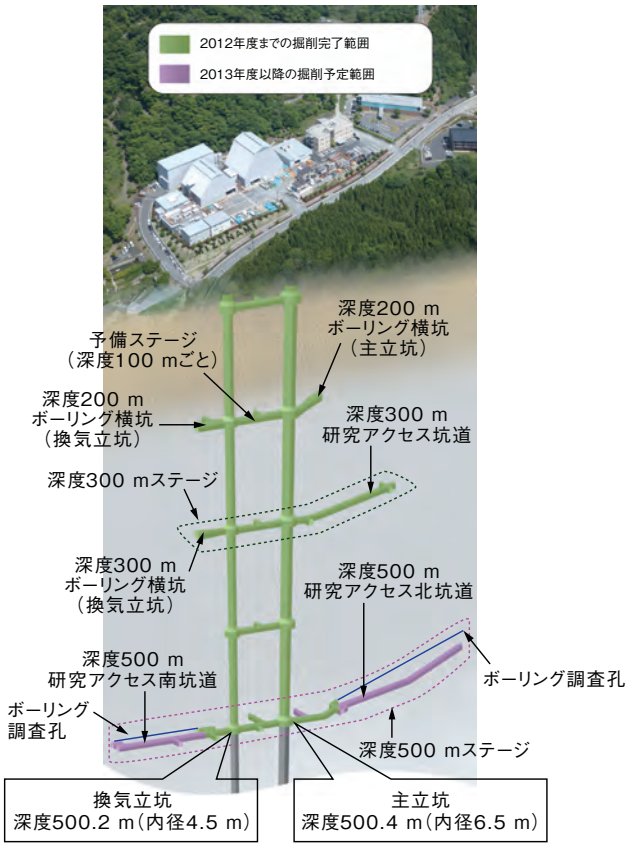


図13-21　瑞浪超深地層研究所研究坑道のレイアウト
2013 年 3 月 31 日時点の掘削完了範囲と、今後の掘削予定範囲です。

図13-22　深度 500 m 研究アクセス北坑道
深度 500 m 研究アクセス北坑道（幅 5 m，高さ 4.5 m）から主立坑方向を見た様子です。

図13-23　深度 500 m におけるボーリング調査
深度 500 m における坑道掘削領域を対象としたボーリング調査の様子です。

高レベル放射性廃棄物の地層処分の技術基盤を整備するため、岐阜県瑞浪市にある瑞浪超深地層研究所において花崗岩を対象とした深地層の科学的研究を進めています。研究坑道は、深度 500 m ステージ（予備ステージ、研究アクセス北及び南坑道）の掘削を行い、2012 年度末時点で合わせて約 150 m を掘削しました（図13-21，図13-22）。

研究坑道は、坑道掘削に先立ち掘削領域を対象にボーリング調査を実施し、掘削領域の地質や地下水状況を把握したうえで掘削しています。これまでの掘削では、ボーリング調査により大量湧水が発生する可能性が高いことが分かった範囲を対象に、プレグラウチング（坑道掘削に先立ち掘削範囲の周辺の割れ目にセメントミルクを注入する工法）により湧水を抑制してきました（換気立坑の深度 200 m 付近や 400 ～ 460 m 付近、深度 300 m 研究アクセス坑道の一部など）。

深度 500 m の水平坑道を掘削するにあたっても、事前にボーリング調査を実施しました（図13-23）。研究アクセス北坑道は、ボーリング調査の結果において掘削領域の透水性は低いことから、湧水抑制対策を講じることなく掘削を進めました。坑道掘削時の状況は、顕著な湧水はなく、壁面が濡れる程度の割れ目が一部で確認された程度であり、掘削の進捗に伴う湧水量の増加はほとんど認められませんでした。

研究アクセス南坑道は、ボーリング調査の結果において比較的透水性の高い区間（10^{-7} ～ 10^{-5} m/sec オーダー）が認められたことから、プレグラウチングにより湧水を抑制しました。湧水抑制の計画策定では、ボーリング調査からの情報をもとに、地下水浸透理論を用いて坑道周辺の透水性を低下させる割合やセメントの注入範囲を費用対効果も加味し、目標を定めています。この計画に基づき施工した結果、目標以上の湧水抑制効果を得ることができています。今後も安全を最優先させながら、必要に応じて湧水抑制を図り、深度 500 m における研究坑道掘削を進めていくことを目指しています。

●参考文献
石井洋司，池田幸喜ほか，深度 400 m 以深の換気立坑掘削において実施したプレグラウチングの施工結果と考察，JAEA-Technology 2010-044，2011，92p.

13-11 ラドン温泉の効果を調べる
ー吸入したラドンの体内での挙動とそれに伴う生体の応答ー

図 13-24　ラドン吸入試験設備

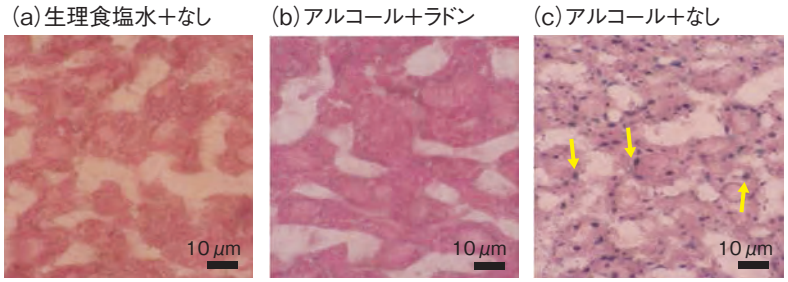


図 13-25　ラドン吸入によるアルコール性肝障害（(c)矢印：脂肪肝）の抑制

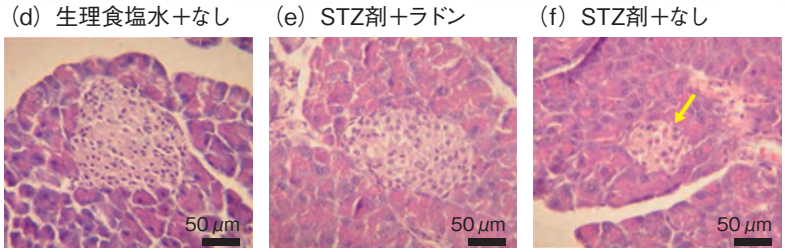


図 13-26　ラドン吸入によるSTZ剤誘導Ⅰ型糖尿病（(f)矢印：膵島萎縮）の抑制

三朝温泉（鳥取県）は 1164 年に発見されたのが始まりとされ、また一説に、この地のお湯に浸かり、三つ目の朝を迎える頃には病が消えることから「三朝」の地名になったと言われています。世界有数のラドン濃度を有する放射能泉として知られ、気管支喘息などの呼吸器疾患、関節リウマチ，変形性関節症などの疼痛性疾患、慢性膵炎，消化性潰瘍，胃腸炎などの消化器疾患、高血圧，動脈硬化，糖尿病などの生活習慣病が適応症とされています。活性酸素関連の疾患が多いことが特徴で、放射性の希ガスであるラドンが何らかの役割を担っている可能性があります。

このようなことから、岡山大学と原子力機構人形峠環境技術センター（原子力機構）は、低線量放射線域でのラドン吸入に起因する影響と効果について、共同で研究しています。

国立大学では唯一の温泉医療機関である岡山大学病院三朝医療センターは臨床的な知見に基づく研究課題設定を、豊富な動物実験実績がある岡山大学大学院保健学研究科は研究管理及び生体応答評価を、ラドンの測定，制御，挙動評価技術のある原子力機構は吸入試験設備の開発，ラドンの測定，ラドンの体内挙動，線量評価をそれぞれ分担しています。

この研究では、活性酸素関連の疾患をもつモデルマウスなどで、ラドン吸入による生体応答を確認し、ラドン温泉効果の機構解明を進めています。さらに、リスクと比較して定量的に考察するため、吸入ラドンの体内動態について把握し、各臓器，組織の吸収線量と関連付けて評価する方法についても検討しています。これまでに、以下のような成果がありました。

- 大規模な小動物のラドン吸入試験を目的とした国内初の本格的な試験設備を開発しました（図 13-24）。
- 諸臓器中の抗酸化機能の変化について、吸入ラドン濃度と吸入時間との関係を網羅的に検討しました。
- 抗酸化機能の亢進により症状緩和が期待できる酸化障害への効果について、アルコール性肝障害やⅠ型糖尿病などに対する抑制効果を確認しました（図 13-25，図 13-26）。
- 生体応答を定量的に考察するため、吸入ラドンの体内動態を把握し、諸臓器，組織の吸収線量の評価方法について検討しました。

今後、線量反応の観点から解析評価を行い、低線量域での作用機序について検討を進め、リスクとの比較を含めた定量的な議論を行っていきたいと考えています。

●参考文献
石森有ほか，極微量ウラン影響効果試験（共同研究），JAEA-Research 2013-005, 2013, 60p.

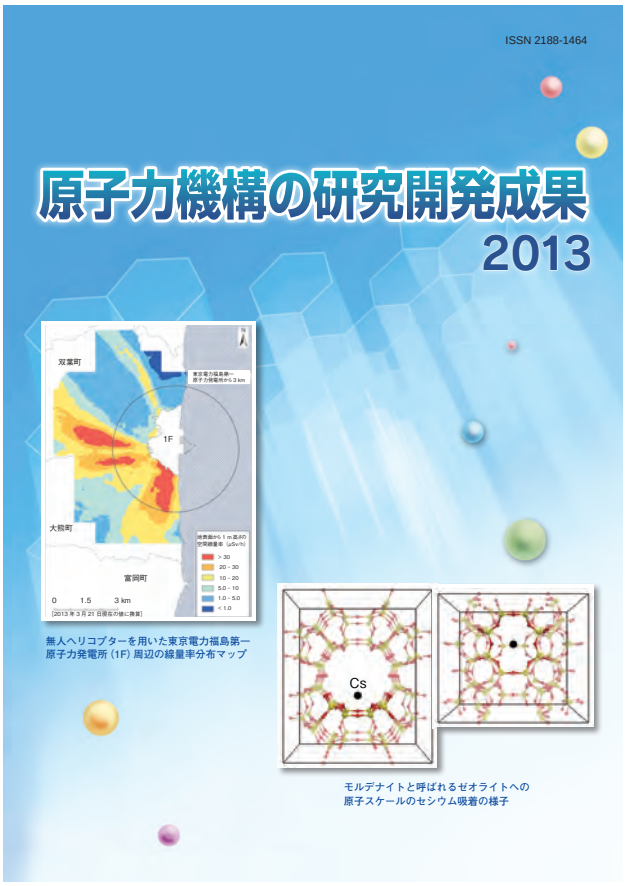
◆表紙デザインと画像◆

色彩は日本原子力研究開発機構のロゴマークに合わせた青を基調とし、澄んだ青空から光（明るい未来）が差し込む様子をイメージしました。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、無人ヘリコプターを用いた東京電力福島第一原子力発電所（1F）周辺の線量率分布マップ（左上）とモルデナイトと呼ばれるゼオライトへの原子スケールのセシウム吸着の様子（右下）です。

前者は、無人ヘリコプターモニタリングシステムにより、東京電力福島第一原子力発電所の周辺（3 km ～ 5 km 付近）を高さ 80 m で飛行し、得られたデータを地上 1 m 高さの線量率に換算した結果です。マップは、測定の最終日である 2013 年 3 月 21 日現在の値です（第 1 章トピックス 1-3, p.14）。

後者は、セシウムを効率よく吸着するモルデナイトと呼ばれるゼオライトの原子スケールでの構造で、セシウム原子が吸着する様子を示したシミュレーション結果です（第 1 章トピックス 1-19, p.30）。



原子力機構の研究開発成果 2013

発　　行　2013 年 11 月
編集・発行　独立行政法人　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　湊　和生
副 委 員 長　五十嵐　寛
委　　員　根本　工　田中　真　志風　義明　綿引　優　鈴木　喜雄
勝山　仁哉　丸山　敏毅　森　貴正　久保　真治　安田　良
河内　哲哉　菊池　満　平田　勝　小澤　隆之　佐々木康雄
立花　光夫　石井　哲朗　小野瀬晃弘　高田　弘　神永　雅紀
中島　準作　山田　文昭　鳴海　一雅　見掛信一郎　植地　保文

印　　刷　松枝印刷株式会社

本誌は、独立行政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。
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。

独立行政法人　日本原子力研究開発機構
研究技術情報部　研究技術情報課
〒 319-1195　茨城県那珂郡東海村白方白根 2-4
TEL　029-282-6387
FAX　029-282-5920
e-mail　ird-seika_shi@jaea.go.jp

©2013 日本原子力研究開発機構（禁無断転載）

独立行政法人 日本原子力研究開発機構

VEGETABLE OIL INK
この印刷物は再生紙を使用しています