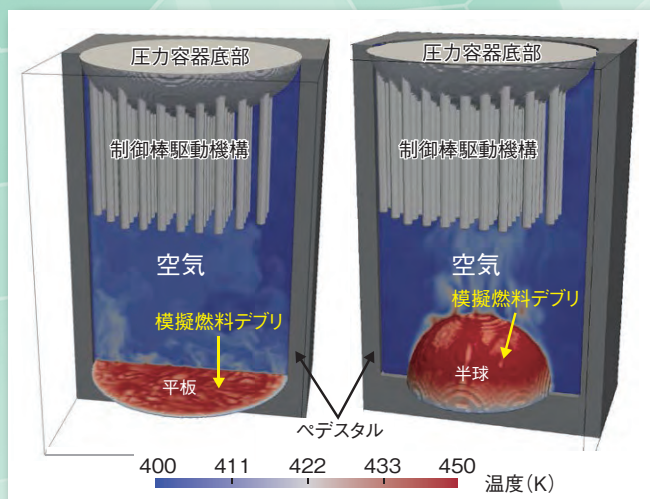


原子力機構の研究開発成果 2017-18



模擬燃料デブリの自然対流冷却に関するシミュレーションの結果（トピックス 1-5）



自走式大口径掘削機の写真（トピックス 8-5）



はじめに

平素より、私ども日本原子力研究開発機構（原子力機構）の研究開発活動に関し、多大なご理解とご支援をいただき誠にありがとうございます。

我が国唯一の総合的原子力研究開発機関である私どもの使命は、「原子力の未来を切り拓き、人類社会の福祉に貢献する」ことです。成果の最大化を図り、産業界や大学等との積極的な連携と協働を通じて、東京電力ホールディングス株式会社福島第一原子力発電所事故への対応、原子力の安全性向上、高速炉や再処理などの核燃料サイクル技術、放射性廃棄物の処理・処分といった分野の研究開発を重点的に、またこれらを支え、新たな原子力利用技術を創出する基礎基盤研究と人材育成にも取り組んでいます。

中でも福島第一原子力発電所事故への対応では、環境回復と原子炉施設の廃止措置について、科学的及び技術的専門性を最大限に活用し、組織の総力を挙げて必要な研究開発に取り組んでいます。また「もんじゅ」については、昨年12月に原子力関係閣僚会議が決定した方針等を踏まえ、その廃止措置を安全かつ着実に進めるとともに、これまで得られた成果を活用しつつ、我が国における高速炉開発にあらためて貢献していきます。さらに、再処理施設の廃止措置につきましても、安全かつ着実に進め、今後の廃止措置に反映できるデータを取得し、技術開発に貢献していきます。

これらの取り組みにあたっては、安全の徹底が最優先となります。しかしながら、本年6月に大洗研究開発センター燃料研究棟での汚染事故を発生させたことにつきましては、国民の皆様からの信頼を大きく損なうものとして非常に重く受け止めており、心よりお詫び申し上げますとともに、原因分析に基づく対策を確実に実施して参ります。

本誌は、原子力機構が日々取り組んでいる研究開発で得られた最新の成果を皆様に広く知っていただくため、その発足以来、毎年発行している成果普及情報誌です。私どもの研究開発の成果の一端をご高覧いただければ幸いです。

また、原子力機構全体の活動状況は、アニュアルレポート「原子力機構2017」でも別途ご紹介しておりますので、本誌と併せてご参照下さい。

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

2017年10月

国立研究開発法人
日本原子力研究開発機構

理事長

児玉敏雄

原子力機構の研究開発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

1F の廃止措置とふくしまの環境回復に向けて	10
1. 事故時の燃料集合体の溶融移行挙動を評価する	11
－ 模擬燃料集合体のプラズマ加熱試験－	
2. 重大事故時の原子炉圧力容器からの溶融物漏えい箇所を予測する	12
－ 熱流動・構造連成解析に基づくクリープ損傷評価手法の開発－	
3. 重大事故時に放出される放射性物質の性質を予測する	13
－ 原子炉内でのセシウムの化学挙動を再現・分析する技術の開発－	
4. 燃料デブリの性状を熱力学的に予測する	14
－ 溶融燃料とコンクリートの高温反応生成物の熱力学評価－	
5. 水で冷やさなくてもデブリの取出しはできるのか？	15
－ 燃料デブリ空冷評価シミュレーション手法の開発－	
6. 核燃料再処理機器材料に対する海水成分・コンクリート成分の影響を調査する	16
－ 高レベル廃液貯槽環境における硫酸イオンの材料腐食への影響評価－	
7. 汚染水処理により取り除かれた放射能の推定	17
－ 汚染水中の放射性物質濃度を計算－	
8. 可搬型小型 α 線位置検出器の開発	18
－ 固体廃棄物や設備の狭隙部のプルトニウム汚染の直接測定が可能に－	
9. 原子炉建屋内の汚染状況を調査する	19
－ 廃棄物の処理処分を加速するための詳細な放射化学分析－	
10. 汚染水やがれき中の ^{93}Zr 、 ^{94}Nb や ^{93}Mo の分析法の開発	20
－ 測定が難しい核種の放射化学分離－	
11. 廃止措置のためのロボット等の試験法の開発	21
－ ロボット性能試験、オペレーター操作訓練のための環境構築－	
12. ファイバー型放射線検出器による汚染水の監視	22
－ 東京電力福島第一原子力発電所構内における実証試験－	
13. 生活パターンを考慮した住民の被ばく線量推定	23
－ $0.23 \mu\text{Sv/h}$ を基準にした自宅周辺の除染は効果的か－	
14. 放射性セシウムは森林表層にどのくらい留まるのか？	24
－ 落葉層から土壌への放射性セシウムの移行を植生の違う森林で評価－	
15. 放射性セシウムの土壌深度方向への移動メカニズム	25
－ 収脱着速度が深度分布に与える影響に対する解析的検討－	
16. 河川敷における放射性セシウムの再堆積メカニズム	26
－ 気象、地形及び植生に依存した放射性セシウム分布の不均質性－	
17. 台風や豪雨時の放射性セシウム流出量を予測する	27
－ 複数の流域を対象とした放射性セシウム流出量解析－	
18. 身近な“塩”を使って土を生まれ変わらせる	28
－ 高輝度放射光が解き明かす土壌からのセシウム除去メカニズム－	
19. 粘土鉱物粒子の原子構造を計算科学の力で見る	29
－ 粘土鉱物の高いセシウム吸着能の解明に向けて－	
20. 原木栽培しいたけへのセシウム蓄積を防ぐ	30
－ 鉱物を使って放射性セシウムの吸収を低減－	

2 安全研究

安全性の継続的改善を実現するために	31
1. 原子力発電所事故時の水素ガス挙動を評価する	32
ー浮力流れの数値流体力学解析に対するメッシュ形状の影響ー	
2. 原子炉格納容器内における熔融炉心デブリ生成を評価する	33
ーシビアアクシデント時の熔融炉心冷却性評価に向けてー	
3. 軽水炉炉内構造物の亀裂進展評価の精緻化に向けて	34
ー高照射ステンレス鋼における局所変形組織とひずみの分析ー	
4. 地層処分場の緩衝材が劣化する速さを理解する	35
ーアルカリ性環境における圧縮モンモリロナイトの変質速度ー	
5. 地震活動が地層処分に及ぼす影響を評価	36
ー派生断層の成長が地層処分システム周辺の地下水流動に与える影響評価ー	
6. 単一 U/Pu 混合微粒子中プルトニウム同位体比データの取得	37
ー核不拡散のための α 線計測と質量分析による新たなアプローチー	

3 先端原子力科学研究

未来を拓く先端原子力科学研究	38
1. 重イオン反応による新たな核分裂データの取得	39
ー中性子数の過剰な原子核の核分裂研究へ道を拓くー	
2. “奇妙な粒子” による原子核の新しい存在形態	40
ー反 K 中間子と二つの核子が強い相互作用で結びつくー	
3. 非磁性イオンの磁気秩序	41
ー非クラマースイオンの高次磁気秩序の理論予測ー	
4. 超高速回転で普通の金属を磁石に	42
ーアインシュタインも魅了した磁石と回転の関係を探るー	
5. 新材料ゲルマネンの非対称な原子配置を明らかに	43
ーゲルマネンの特性に新しい可能性ー	

4 原子力基礎工学研究

原子力研究開発と基礎基盤研究の橋渡しのために	44
1. 炉心の過熱や熔融を遅らせて過酷事故への進展を防ぐ	45
ー事故耐性燃料ふるまい解析コード FEMAXI-ATF の整備ー	
2. 高レベル廃棄物中の核種の効率的な分別	46
ーアメリカシウムとキュリウムを効率良く分離ー	
3. 核変換用炉心設計に必要な核データの信頼性評価	47
ー FCA を用いた臨界実験による TRU 核種断面積データの検証ー	
4. 過酷環境下での液体重金属流れのリアルタイム計測	48
ー鉛ビスマスターゲット用流量計測技術の開発ー	
5. 核データと中性子及び放射線輸送計算との橋渡し	49
ー国産核データ処理システム FRENDY の開発ー	

6.	放射線により発生した水素による溶液中の材料劣化の可能性を調べる	50
	ー γ 線照射環境下でのジルコニウムの水素吸収挙動ー	
7.	合金化による機械特性の変化を予測する	51
	ー 計算科学を用いた強化・軟化機構の理解ー	
8.	測定が難しい放射性核種パラジウム-107を定量	52
	ー レーザーを使って使用済燃料から高純度のパラジウムを回収し測定ー	
9.	海洋に放出された放射性物質の拡散を予測する	53
	ー 原子力事故による海洋汚染を迅速に予測するシステムを開発ー	
10.	中性子線量評価の信頼性を高める校正場の開発	54
	ー 実際の作業現場の中性子エネルギー分布を考慮した減速中性子校正場ー	

5 中性子利用研究等

幅広い科学技術・学術分野における革新的成果の創出を目指して	55
-------------------------------	----

1.	中性子吸収が大きい物質の磁気構造解析をパルス中性子で実現	56
	ー 単結晶パルス中性子回折を用いた EuGa_4 の磁気構造解析ー	
2.	磁気多層膜特有の磁性メカニズム解明への挑戦	57
	ー 斜入射偏極中性子散乱法が多層膜面内磁気構造解析への応用ー	
3.	大強度陽子ビームの安定化手法の確立	58
	ー J-PARC 3 GeV シンクロトロンビーム不安定化の要因特定と対策ー	
4.	中性子回折で材料開発のフロンティアを拓く	59
	ー 世界最速の中性子回折集合組織測定法を開発ー	
5.	薬剤輸送用ナノ粒子材料の微細構造の解明	60
	ー 小角中性子散乱が解き明かすナノゲル内部の微細構造ー	
6.	より強いステンレス鋼の開発を目指して	61
	ー 高輝度放射光を用いた中間相として ϵ 相を室温で世界初観測ー	
7.	放射光で明らかになったアクチノイド化合物の電子状態	62
	ー 超伝導と磁性の共存を示すウラン化合物の電子状態ー	

6 高温ガス炉水素・熱利用研究

高温ガス炉と水素製造・熱利用技術の研究開発	63
-----------------------	----

1.	高温ガス炉コジェネレーションシステムの実証に向けて	64
	ー HTTR 熱利用システムの機器仕様を決定し、安全性を確認ー	
2.	高温ガス炉の熱利用に向けた高温機器の開発	65
	ー 低コスト・長寿命化が可能な中間熱交換器の提案ー	
3.	熱利用系を接続した高温ガス炉の負荷追従運転の実用化に向けて	66
	ー 異なる冷却材圧力での熱負荷変動吸収性を解明ー	
4.	より安全な高温ガス炉に向けて	67
	ー 耐酸化燃料を装荷した炉心の核熱設計ー	
5.	IS 法による CO_2 フリー水素製造方法の研究開発	68
	ー 実験室段階から工業材料試験装置段階へ進展ー	
6.	高温ガス炉の炉内の温度を明らかにする	69
	ー 炉内温度推定に向けた溶融ワイヤによる制御棒温度測定技術の開発ー	

7 高速炉研究開発

高速炉サイクル技術に関する研究開発	70
1. 高速炉機器の構造健全性評価技術の高度化を目指して	71
－高速炉配管の破断前漏えい評価法の提案－	
2. 高速炉直管型蒸気発生器の熱流動評価手法の開発	72
－3次元解析モデルの構築と試験結果との比較－	
3. ナトリウム冷却高速炉のメンテナンス技術の高度化を目指す	73
－不透明なナトリウム中の目視検査装置の開発－	
4. 自然循環冷却時における炉心の熱流動評価をより正確に	74
－実データに基づく炉心部の解析モデルの妥当性確認－	
5. 核燃料物質の分離回収プロセスの高度化を目指して	75
－遠心抽出器内のスラッジ洗浄技術の確立－	

8 バックエンド対策及び再処理技術に係る研究開発

バックエンド対策及び再処理技術に係る研究開発	76
1. 放射性廃棄物の放射能定量手法の開発	78
－散乱γ線に着目した定量手法の精度向上－	
2. 埋設処分する廃棄体の放射能を確認する	79
－照射後試験施設から発生する廃棄物の放射能評価手法の検討－	
3. 地下環境が有する自己修復機能を把握	80
－断層周辺の地下水の移動経路としての長期変化の検討－	
4. 花崗岩中の物質移動を遅らせる微小空隙	81
－岩盤マトリクス拡散経路の可視化と微小空隙の直接観察－	
5. 地層処分技術を実際の地下環境で実証するために	82
－人工バリア性能確認試験に向けた技術開発－	
6. 堆積岩に分布する断層を把握する	83
－新第三紀塊状珪質泥岩に分布する2種類の断層の関係－	
7. 大量の鋳物粒子の年代をはかる	84
－CHIME年代測定の迅速化に向けた技術開発－	
8. 岩石中の核種移行メカニズムの解明を目指して	85
－泥岩における粘土を主体とした拡散・収着モデルの開発－	
9. TRU廃棄物処分施設の長期力学挙動を評価する	86
－人工バリア材料の化学的変遷を考慮した力学解析手法の開発－	
10. 硝酸プルトリウム溶液測定の精度向上と迅速さの両立	87
－中性子を用いた非破壊測定の改善－	
11. 高速炉燃料の再処理で発生する残渣の性状を理解する	88
－照射済高速炉燃料の溶解に伴う不溶解残渣の性状評価－	

9 システム計算科学研究

原子力研究開発における計算科学	89
1. 原子炉内の流れの解析を高速化する	90
ー省通信型超並列行列ソルバの開発ー	
2. アクセラレータを活用した省電力計算技術開発	91
ー原子力流体計算カーネルのアクセラレータ最適化ー	
3. 核燃料物質の高温での特性を理解する	92
ー二酸化トリウム第一原理分子動力学シミュレーションー	
4. 照射に強い合金の謎を解明	93
ー第一原理計算に基づく格子間原子の移動シミュレーションー	

10 核不拡散・核セキュリティ科学技術開発

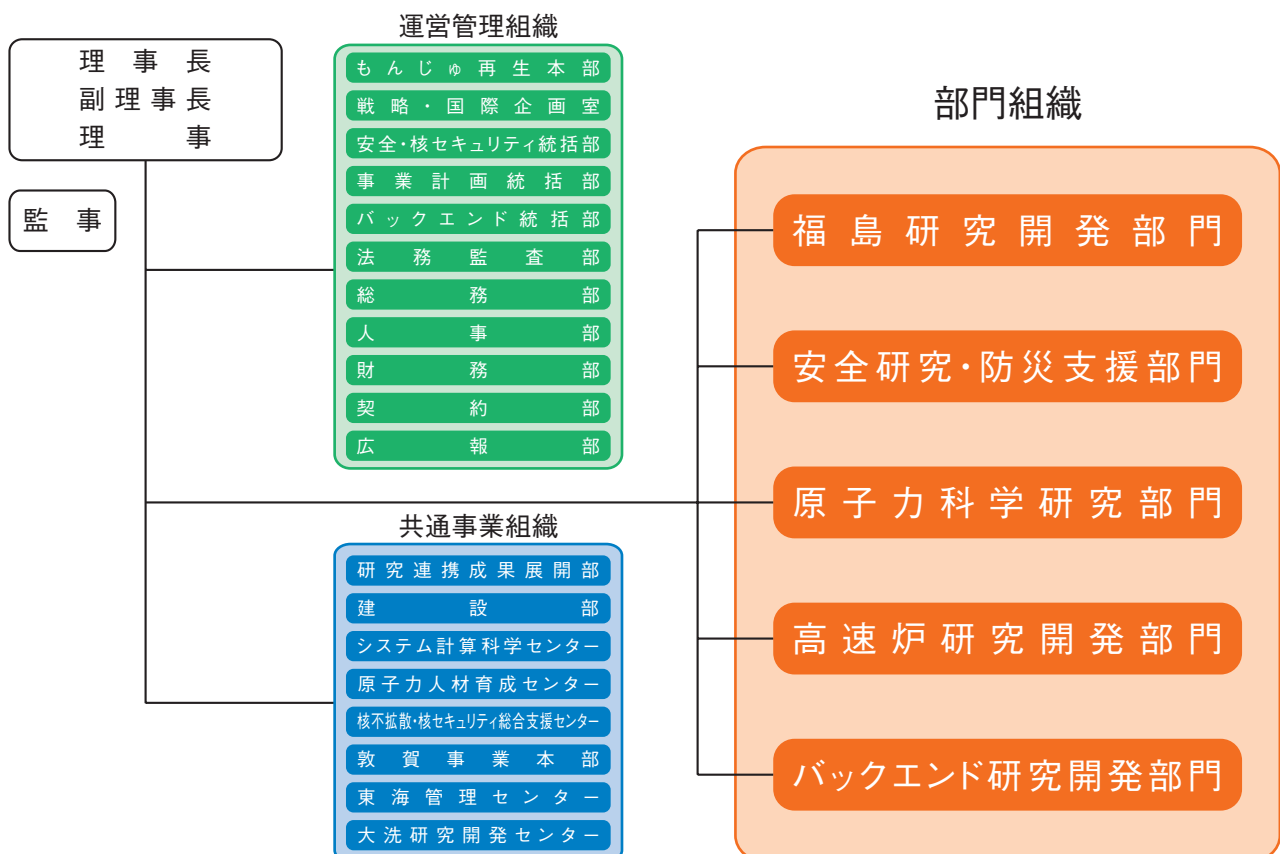
原子力平和利用を支える核不拡散・核セキュリティに関する技術開発・人材育成	94
1. 核実験監視能力の向上を目指して	95
ー CTBT 放射性核種観測所の観測結果に対する医療用 RI 製造施設の影響評価ー	
外部連携の推進ー原子力機構の保有する知的財産ー	96

原子力機構の研究開発体制と本誌の構成について

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

1. **福島研究開発部門**は、東京電力ホールディングス株式会社福島第一原子力発電所の原子力事故への対応として、廃止措置及び環境回復に向けた研究開発並びに廃止措置の推進のために必要不可欠な研究開発拠点の整備を進めています。
2. **安全研究・防災支援部門 安全研究センター**は、原子力科学研究所において原子力発電所、核燃料サイクル施設及び放射性廃棄物処分施設に関する国の安全規制を支援する研究を進めています。
3. **原子力科学研究部門 先端基礎研究センター**は、原子力科学研究所において、先端原子力科学における未踏分野の開拓を進め、新原理、新現象の発見、新物質の創生、新技術の創出を目指して、「アクチノイド先端基礎科学」と「原子力先端材料科学」の2分野を設定し、6研究テーマを展開しています。
4. **原子力科学研究部門 原子力基礎工学研究センター**は、原子力科学研究所及び大洗研究開発センターにおいて、原子力利用を支える様々な要素技術の基礎・基盤的な研究を進めています。
5. **原子力科学研究部門 物質科学研究センター**は、原子力科学研究所及びJ-PARCセンターにおいて中性子を利用する研究を、播磨地区において放射光を用いた研究を進めています。

組 織 体 制 図



2017年10月現在

6. **原子力科学研究部門 高温ガス炉水素・熱利用研究センター**は、大洗研究開発センターにおいて、高温ガス炉の技術開発と熱化学法による水素製造技術等の多目的利用の研究開発を実施しています。
7. **高速炉研究開発部門**は、長期的エネルギー安全保障・地球環境問題に対応するため高速炉を中核とする核燃料サイクルの確立に向けた研究開発を行っています。敦賀の高速増殖原型炉「もんじゅ」及びもんじゅ運営計画・研究開発センターにおいて「もんじゅ」に係る研究開発及び「もんじゅ」の廃止措置に向けた準備を、大洗研究開発センターにおいて高速炉システムの安全性強化を目指した研究開発を、核燃料サイクル工学研究所においてプルトニウム燃料の製造、使用済燃料の再処理に係る研究開発などを進めています。
8. **バックエンド研究開発部門**は、それぞれの研究開発拠点において安全かつ合理的な原子力施設の廃止措置及び放射性廃棄物の処理処分対策について技術開発を進めています。また、高レベル放射性廃棄物の地層処分については幌延深地層研究センターと東濃地科学センターにおいて、深地層を総合的に調べる技術の整備を、核燃料サイクル工学研究所において、処分場の設計や安全評価を行う技術の高度化を進めています。このほか、核燃料サイクル工学研究所において軽水炉サイクルに関する技術開発を行っています。
9. **システム計算科学センター**は、柏地区と原子力科学研究所を中心に先端的シミュレーション技術開発、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。
10. **核不拡散・核セキュリティ総合支援センター**は、本部及び原子力科学研究所を拠点として、国際原子力機関（IAEA）等の国際機関や各国における技術開発、核物質の管理と利用に係る透明性確保に資する活動、政策調査研究を行っています。また、アジア諸国に対して、能力構築に貢献する人材育成支援事業を継続しています。

研究開発拠点



1F の廃止措置とふくしまの環境回復に向けて

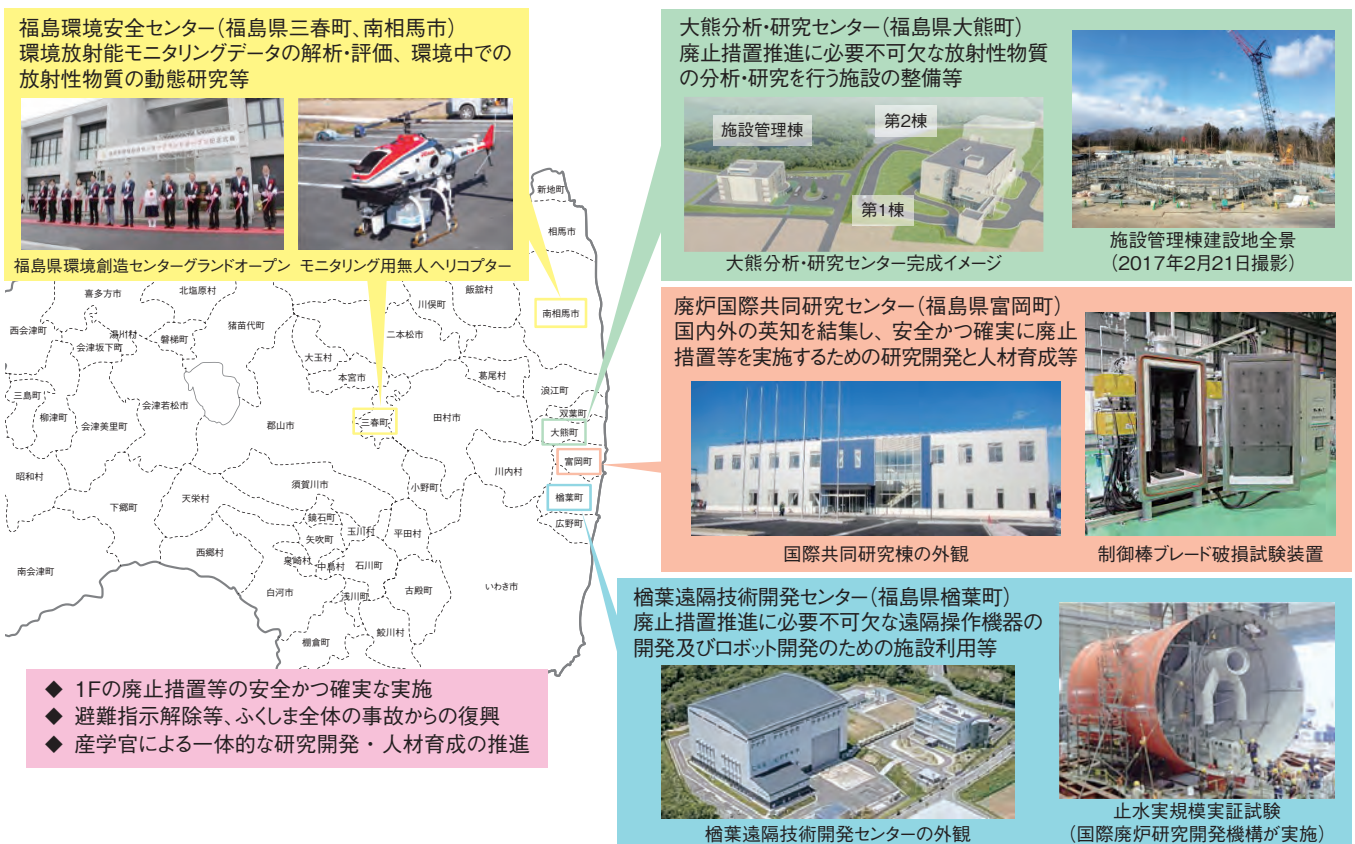


図 1-1 福島県内における主要な研究開発拠点

1F の廃止措置の推進や事故により被災した地域の復興に貢献できるよう原子力機構の総力を結集して研究開発を進めていきます。

東京電力福島第一原子力発電所（1F）の事故以降、原子力機構は我が国で唯一の原子力に関する総合的な研究開発機関として、総力を結集して廃止措置及び環境回復に係る研究開発に取り組んでいます（図 1-1）。

廃止措置に関しては、1F の廃止措置等に向けて政府が定めた中長期ロードマップ等を踏まえ、事故進展シナリオの解明（トピックス 1-1 ～ 1-3）、燃料デブリの取出し（トピックス 1-4、1-5）、放射性廃棄物の処理・処分（トピックス 1-6 ～ 1-10）、遠隔操作技術（トピックス 1-11）に係る研究開発を進め、1F の廃止措置の加速化に向けて着実に成果を発信していきます。また、環境回復の取組みで開発した放射線モニタリング技術を 1F の汚染水監視のために改良・導入する等（トピックス 1-12）、オフサイトとオンサイトとでシナジー効果を発揮し、研究開発成果の最大化を目指します。

2017 年 3 月には、福島県富岡町に廃炉国際共同研究センター国際共同研究棟が竣工しました（図 1-1 右中央）。今後は、この施設を中核に世界中の英知を結集して、廃止措置に向けた研究開発と人材育成を一体的に進めていきます。

楡葉遠隔技術開発センターでは、国際廃炉研究開発

機構（IRID）による止水実規模実証試験等が実施されています（図 1-1 右下）。また、1F から発生する燃料デブリや様々な放射性廃棄物の分析・研究を行うため、大熊分析・研究センター（施設管理棟、第 1 棟、第 2 棟）の整備を進めています（図 1-1 右上）。

環境回復に関しては、福島県環境創造センターが策定した中長期取組方針等に基づいて、住民の方々が安全で安心な生活を取り戻すため、住民の方々の被ばく線量（トピックス 1-13）、森林や河川等における放射性物質の移行挙動（トピックス 1-14 ～ 1-17）等に係る研究を進めています。また、放射性セシウムの吸脱着メカニズム解明（トピックス 1-18、1-19）や鉱物を使った放射性セシウムのしいたけへの移行低減（トピックス 1-20）等に係る基礎的な研究も実施しています。

2016 年 7 月には、福島県三春町に研究拠点となる福島県環境創造センターがグランドオープンしました（図 1-1 左上）。ここでは、原子力機構、福島県、国立環境研究所の三者が協働で、環境放射能モニタリングデータの解析評価等、ふくしまの環境回復に向けた課題に対する調査研究に継続して取り組んでいます。

1-1 事故時の燃料集合体の溶融移行挙動を評価する ー模擬燃料集合体のプラズマ加熱試験ー

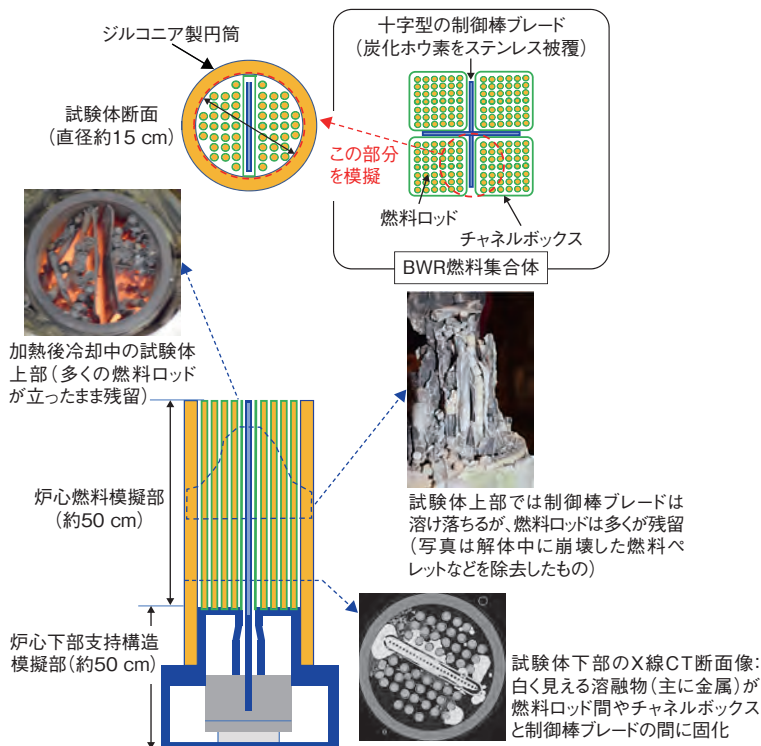


図1-2 プラズマ加熱試験の試験体と加熱後の結果例
実機における制御棒ブレード1枚とその周辺を模擬した試験体を上部から加熱し、炉心物質の溶融移行挙動を調べています。

原子力機構では、2011年に発生した東京電力福島第一原子力発電所（1F）事故時の事故進展や炉内状況の推定に役立てるため、事故時の燃料集合体の溶融移行挙動を調査するための研究開発を進めています。

1Fのような沸騰水型原子炉（BWR）では、炭化ホウ素とステンレス鋼から成る十字型の制御棒ブレードが4体の燃料集合体間に配置されており（図1-2）、この制御棒が炭化ホウ素とステンレス鋼の共晶反応等により約1200℃から溶融移行を開始するため、制御棒溶融移行後のスペースに崩壊した燃料が落下し、燃料集合体の支持構造部に到達する可能性があります。このような現象はBWR特有のものであり、本研究では実機と同じ材料から成る制御棒と模擬物質から成る燃料集合体を使用したプラズマ加熱試験により、溶融物移行挙動、模擬集合体の崩落挙動及び支持構造部の損傷挙動を調査しています。

BWR体系における制御棒や燃料集合体の溶融移行及び崩落挙動を調査するため、図1-3のような非移行型プラズマ加熱による模擬燃料集合体の加熱試験を実施しています。本試験では、燃料模擬物質として高融点のジルコニアペレットを使用し、制御棒は実機と同じ炭化

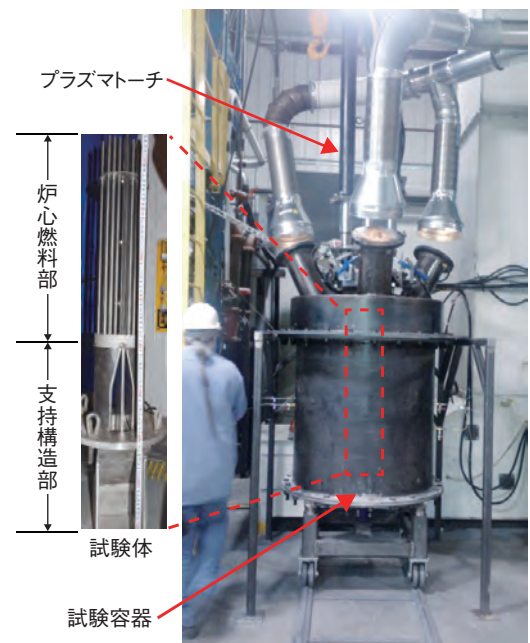


図1-3 プラズマ加熱試験装置
BWR炉心と支持構造の一部を模擬した高さ約1 mの試験体は試験容器の中央にセットされ、上部から非移行型のプラズマトーチで加熱されます。

ホウ素—ステンレス製で平板形状のものを使用しています。試験体は燃料集合体下部の約50 cmと下部支持構造部を模擬しており、BWR事故時の燃料集合体下部で予想される2000 K/m程度の非常に大きい温度勾配を模擬するため、上部からプラズマトーチで加熱しています。

プラズマ加熱後の試験体（2015年度実施）では図1-2のように、上部では制御棒が溶融落下するものの燃料ロッドは残留し、下部のX線CT断面像からは溶融物が燃料ロッド間やチャンネルボックスと制御棒ブレードの隙間に移行していることが分かります。加熱後の試験体はホウ素を含むジルコニアセラミックスが主成分であり、非常に硬いため、切断手法はウォータージェット等を利用しています。現在、X線分析、化学分析等により溶融物の元素分布の調査を実施中です。

模擬燃料集合体のプラズマ加熱試験は、国際廃炉研究開発機構の組合員として廃炉・汚染水対策事業の一部として実施中であり、得られたデータはBWR炉心物質が溶融移行する過程での炉心の水蒸気透過性や炉心物質移行挙動の評価に利用され、シビアアクシデント解析コードによる事故進展解析等に反映予定です。

●参考文献

Abe, Y., Sato, I. et al., Preparation for a New Experimental Program Addressing Core-Material-Relocation Behavior during Severe Accident with BWR Design Conditions —Conduction of Preparatory Tests Applying Non-Transfer-Type Plasma Heating Technology—, Proceedings of 24th International Conference on Nuclear Engineering (ICONE 24), Charlotte, North Carolina, USA, 2016, ICONE24-60249, 7p., in DVD-ROM.

1-2 重大事故時の原子炉压力容器からの溶融物漏えい箇所を予測する ー熱流動・構造連成解析に基づくクリープ損傷評価手法の開発ー

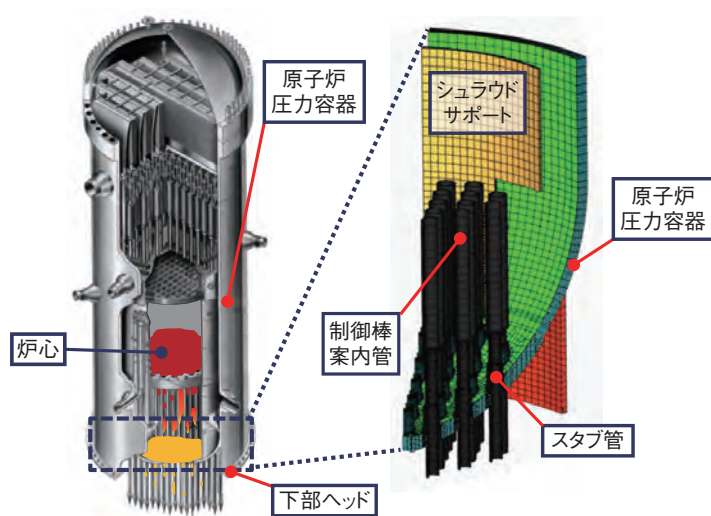


図1-4 压力容器下部ヘッドの解析モデル

1FのようなBWRの压力容器下部ヘッドは、制御棒を通すための貫通孔や、制御棒案内管等と原子炉压力容器をつなぐための溶接部が多数存在します。溶融物が落下した場合の下部ヘッドの破損箇所や、破損後に溶融物が原子炉压力容器外に漏えいするかどうかを推定するには、このような複雑な形状を考慮した予測が重要です。そこで、事故時の下部ヘッドの破損挙動を詳細に評価するため、詳細な三次元モデルを作成しました。

東京電力福島第一原子力発電所(1F)における重大事故によって生じたと考えられる原子炉内外の溶融物(炉心で溶融した燃料と材料)の分布状況等の推定に役立てるため、私たちは溶融物が落下した際の压力容器下部ヘッドの破損挙動を評価するための研究開発を進めています。重大事故の進展には大きな不確実さが含まれることから、事故の進展シナリオによって下部ヘッドに移行する溶融物の量やその状態は異なるため、これらを考慮できる解析手法の開発が重要です。また、1Fのような沸騰水型原子炉(BWR)の压力容器下部ヘッドは、多数の制御棒案内管等が貫通しており、構造が複雑であることから、局所的な損傷箇所を推定する手法の開発が必要です。

そこで本研究では、溶融物の挙動を把握するための数値計算に基づく、熱流動解析及び熱流動解析により得られる温度や圧力等を境界条件とする構造解析(熱弾塑性クリープ解析)を組み合わせた熱流動・構造連成解析手法を整備しています。本手法を用いて、クリープ変形に伴う材料の損傷程度を評価することにより、破損箇所や時間の推定を行います。

BWRを対象とした場合に重要となる、制御棒案内管

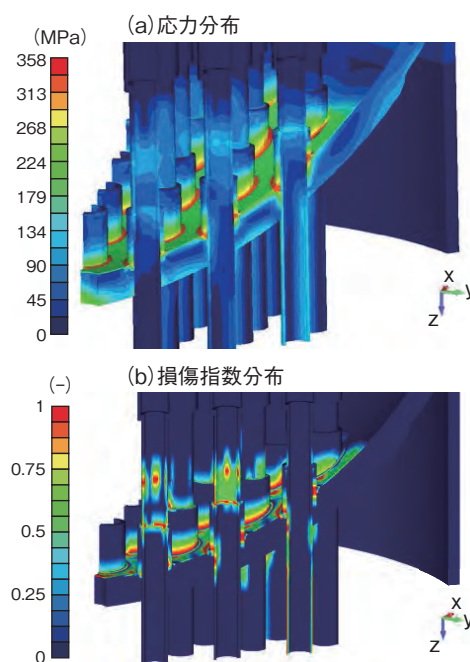


図1-5 压力容器下部ヘッドの解析モデル

構造解析により得られた(a)応力と(b)損傷指数の分布の一例です。下部ヘッドに移行した溶融物が加熱されることにより、下部ヘッドを構成する制御棒案内管やスタブ管等でクリープによる変形や応力が発生し、そのような部位(損傷指数が1となった部位)で損傷が生じる可能性があることが示されています。

やスタブ管等の貫通部を考慮した三次元モデル(図1-4)を用いて、本手法により解析を行った結果の例を図1-5に示します。これは、溶融物のうち10%が下部ヘッドに落下し、下部ヘッド内の冷却水により冷却され固化した状態を初期状態として解析を行った結果です(1F事故のシナリオとは一致していません)。崩壊熱により、落下した燃料と材料が再び加熱されるため、クリープにより压力容器等に変形や応力が生じます。クリープ変形による損傷基準を用いて、温度や応力等の影響を考慮して、材料の壊れやすさ(損傷指数)を評価したところ、制御棒案内管やスタブ管といった貫通部で損傷指数が最大となることから(図1-5(b)の赤色部分)、これらの部位が破損することにより、溶融物が原子炉压力容器外に漏えいする可能性があることが推定されました。また、下部ヘッドに移行する溶融物の量等を変えて予測を行いました。同様の結果が得られました。

今後、試験等との比較を通じて、クリープ変形に伴う損傷箇所等の予測精度を向上させるとともに、1Fの压力容器下部ヘッドにおける漏えい箇所や、炉外における溶融物の分布状況等の推定を目指します。

●参考文献

Katsuyama, J. et al., Creep Damage Evaluations for BWR Lower Head in Severe Accident, Transactions of 24th International Conference on Structural Mechanics in Reactor Technology (SMiRT-24), Busan, Korea, 2017, 11p., in USB Flash Drive.

1-3 重大事故時に放出される放射性物質の性質を予測する —原子炉内でのセシウム化学挙動を再現・分析する技術の開発—

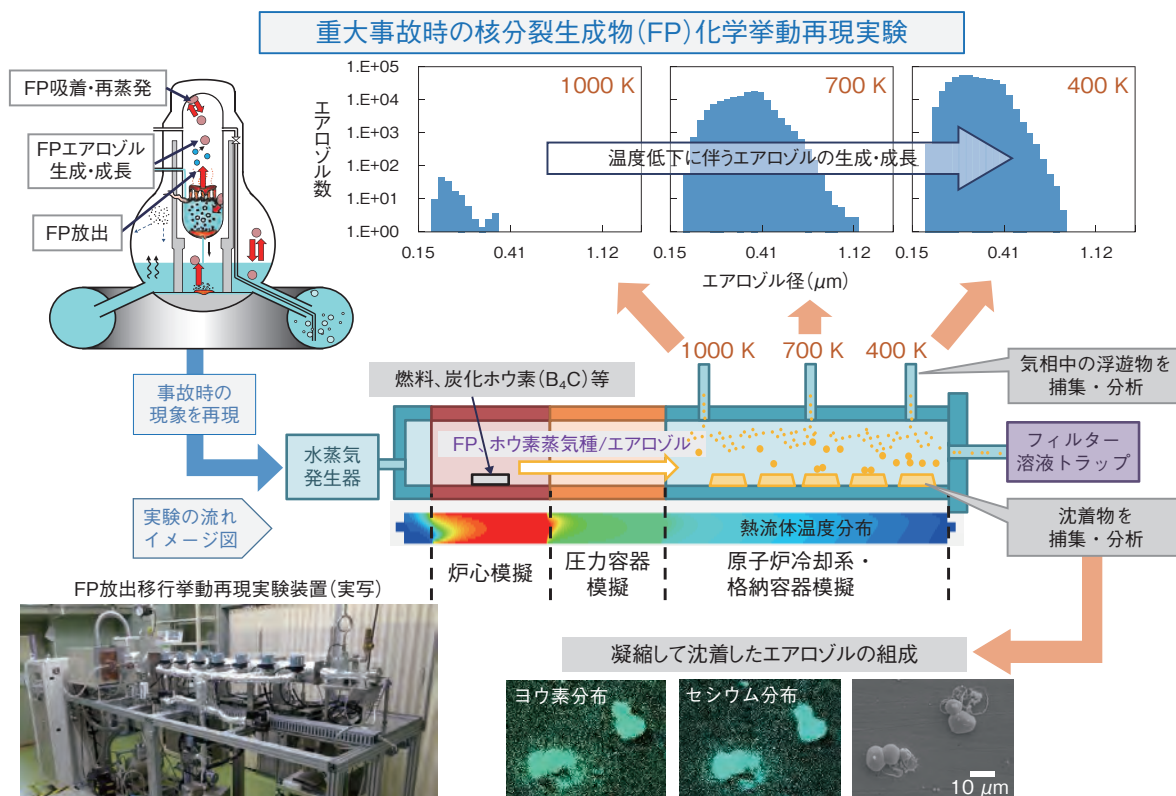


図1-6 重大事故時における FP の化学挙動再現実験技術 (FP 放出移行挙動再現実験装置) の開発

重大事故時の炉内高温領域において、Cs が経験する一連の化学挙動を再現する装置を開発しています。低温領域への移行に伴うエアロゾル生成・成長挙動や構造材への付着挙動に関して、FP 放出移行挙動再現実験装置 (左下図) が所期の性能を発揮できることを確認しました。今後は化学挙動に関する実験データの取得とモデル化を進めていきます。

東京電力福島第一原子力発電所の廃止措置に向けた喫緊かつ重要な課題として、燃料デブリの取出し工法の決定が挙げられます。工法の検討には、格納容器とその周辺における主要な放射線源であるセシウム (Cs) の分布と、その分布変化を予測するための化学形態や性質等の性状を同定することが不可欠です。Cs は炉心燃料から放出され、压力容器等の炉内高温領域を経て、格納容器に到達するため、この間にどのような化学反応や物理的挙動をとったかを同定する必要があります。しかしながら、炉内高温領域では、Cs 以外の核分裂生成物 (FP) のみならず、炉内構造物等による多種多様な核種が時間的・空間的に変化して Cs と反応するため、その同定は複雑です。

そこで、この炉内高温領域における Cs の様々な挙動のうち、格納容器周辺の Cs 分布や性状に与える影響が大きい化学挙動に着目して、それらを体系的に評価してモデル化するための基礎基盤研究を行っています。構築したモデルは、シビアアクシデント解析コード等に反映することにより、格納容器周辺の Cs 分布や性状の評価の高度化に資することを目指しています。

この化学挙動の体系的評価のために、炉内高温領域で

Cs が経験する一連の化学挙動を再現する装置を開発しました (図 1-6)。重大事故時の炉内高温領域は、熱流動変化、エアロゾル生成・成長、高温化学反応等が重畳した複雑な条件下にあります。これらの複雑な条件下における化学挙動を評価するために、装置の形状を直管型のシンプルな形状にして熱流動の影響を極力排除することや、オンラインでエアロゾルの計測を行えるようにしてそれらの影響を把握できるようにすることなど、最適な装置設計を行いました。さらに本装置の特長の一つとして、燃料試料が実際に溶融しその際の化学反応等を再現できる 2500 K の加熱が可能であり、これは世界初の試みとなります。

これまでに、非放射性の Cs 試料を用いて試験を行い、実際の重大事故時に生じるエアロゾル生成・成長挙動を再現できることを確認しました。また、配管に付着した Cs 試料の分布を分析し、既報の付着分布と同様の結果が得られることを確認しました。これらより、本装置が所期の性能を発揮できることを確認しました。

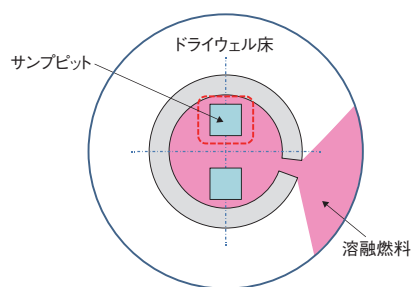
今後は、本装置を用いて様々な試料や温度条件等における試験を行い、Cs 化学挙動に関する実験データを取得してモデル化を進めていきます。

●参考文献

Miyahara, N., Miwa, S. et al., Development of Experimental and Analytical Technologies for Fission Product Chemistry under LWR Severe Accident Condition, Proceedings of 2017 Water Reactor Fuel Performance Meeting (WRFPMP 2017), Jeju Island, Korea, 2017, 9p., in USB Flash Drive.

1-4 燃料デブリの性状を熱力学的に予測する ー溶融燃料とコンクリートの高温反応生成物の熱力学評価ー

(a)ドライウェル床面上の溶融燃料



(b) サンプル内に堆積した溶融燃料

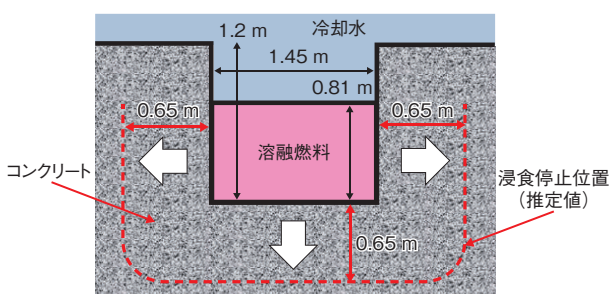
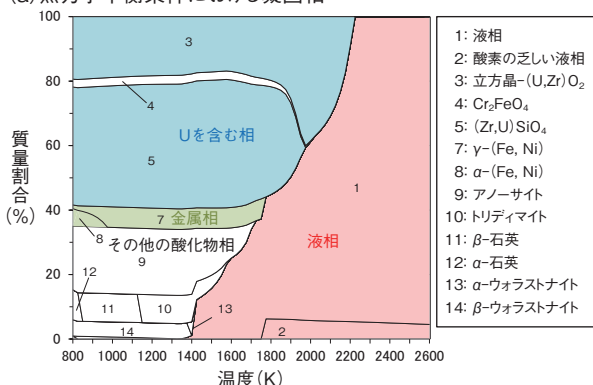


図1-7 格納容器内のドライウェル床面上に広がった溶融燃料のイメージ

(a)溶融燃料は、格納容器内のコンクリート床面上に広がったと考えられています。(b)堆積した溶融燃料は、その熱でコンクリートを浸食し、コンクリート成分を取り込むことで温度が下がります。これによりコンクリートの浸食が停止すると考えられています。

(a) 熱力学平衡条件における凝固相



(b) Scheilモデルを用いた急冷模擬条件における凝固相

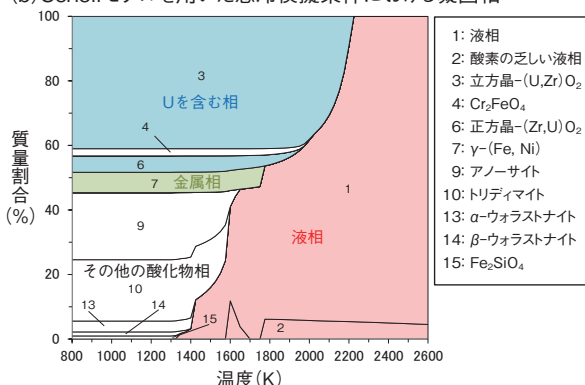


図1-8 熱力学的に評価した溶融燃料とコンクリート混合物の凝固時の析出相

(a)溶融燃料とコンクリートが混合した液相が冷却すると、まず融点の比較的高いUやZrの酸化物相が析出します。この後、金属相やコンクリート成分由来の酸化物相が析出します。(b)急冷を模擬した条件では、(Zr,U)SiO₄の代わりに正方晶の(Zr,U)O₂が析出すること等が示されました。

東京電力福島第一原子力発電所(1F)では、溶融した燃料が压力容器底部を貫通し、格納容器内のコンクリート床面上に広がったと東京電力により推定されています(図1-7)。2000℃以上と非常に高温な溶融燃料は、接触したコンクリートを溶融させ、浸食します。溶融したコンクリート成分が溶融燃料中に含まれると融点の下がり、固相の割合が増加して、コンクリートの浸食が減速していきます。凝固により生成した物質は燃料デブリと呼ばれ、UO₂等の燃料成分とFeやZr等の構造材成分、コンクリート成分の混合物で、複雑な化学形態となると考えられます。この燃料デブリを取り出すためには、事前にどのような性状か、どんな特性なのかを把握しておくことが重要です。このため、実験的なアプローチと解析的なアプローチによりそれらを評価してきました。ここでは解析的なアプローチによる成果の一部を紹介します。

解析では、商用の熱力学平衡計算ソフトFactSage6.4と熱力学データベースNUCLEAを使用しました。解析の入力条件としては、1Fから採取されたコンクリートサンプルの分析結果や事故進展の解析結果等を参考としました。

熱力学的に平衡な条件での解析では、溶融物の内部等

の非常に緩やかな冷却条件における生成相を評価することができます。この結果、Uは主に立方晶の(U,Zr)O₂や(Zr,U)SiO₄といった化学形態となることが分かりました(図1-8(a))。また、このほかにステンレス由来の金属相やコンクリート成分由来の酸化物相が生成することが分かりました。溶融物が冷えていく過程では、融点の低い溶融状態のコンクリート成分由来酸化物相中に、(U,Zr)O₂や(Zr,U)SiO₄が析出していったと考えられます。

これに対し、Scheilモデルという、冷却水との接触等による急冷条件下で生成する化学形を推定する手法を用いると、Uの多くは立方晶の(U,Zr)O₂で析出し、このほかに正方晶の(Zr,U)O₂の形態で析出することが分かりました(図1-8(b))。

これらにより、燃料デブリを構成する主な化学形は(U,Zr)O₂や(Zr,U)SiO₄であることや、冷却条件によってこれらの生成挙動が異なること等の知見を得ることができました。これらの知見は実際の燃料デブリの性状と合わせて、事故進展の解明にも活用できると期待されます。今後は、解析的に得られた結果と実験データを比較評価し、より詳細に燃料デブリの性状を推定する予定です。

●参考文献

Kitagaki, T. et al., Thermodynamic Evaluation of the Solidification Phase of Molten Core-Concrete under Estimated Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant Accident Conditions, Journal of Nuclear Materials, vol.486, 2017, p.206-215.

1-5 水で冷やさなくてもデブリの取出しはできるのか？ ー燃料デブリ空冷評価シミュレーション手法の開発ー

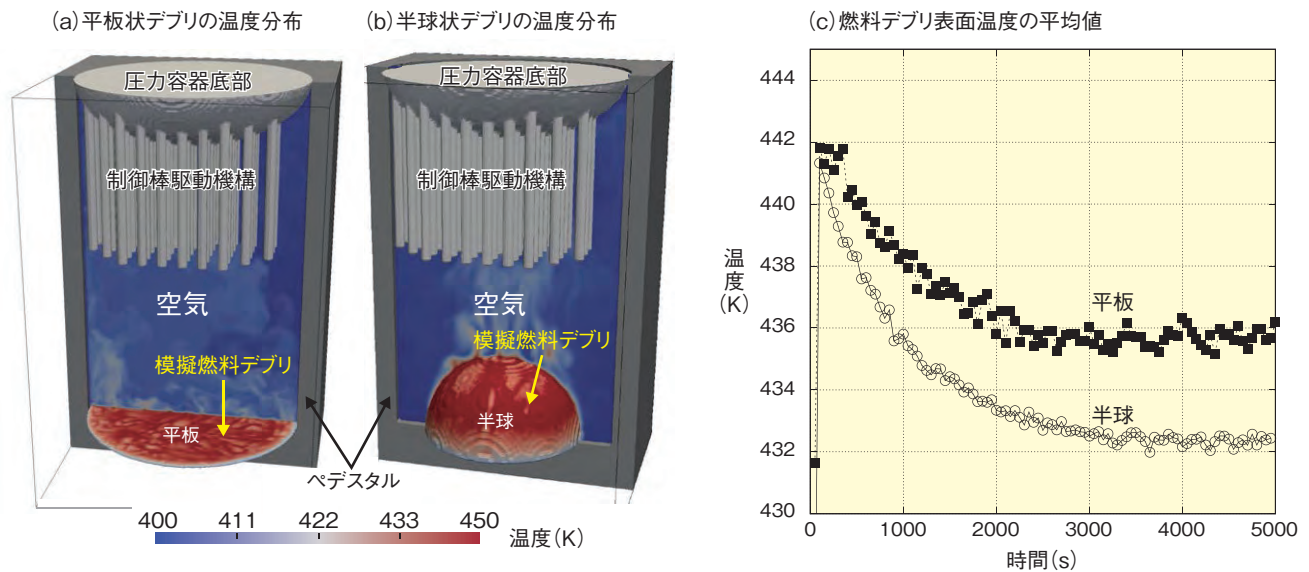


図 1-9 解析結果の一例

格納容器にある領域（ペDESTル）の底部に燃料デブリが堆積していると仮定し、燃料デブリの崩壊熱により生じる自然対流による模擬燃料デブリの冷却シミュレーションを実施しました。図中のデブリと空気の色は温度を表します。(a)、(b)より、デブリ周囲に複雑な流れが作られ、空気中へ燃料デブリの熱が移動している様子が分かります。半球状の方がデブリ表面の温度分布は均一になる傾向にあることが分かります。(c)より、燃料デブリ表面温度の平均値は、形状の違いにより表面温度に差が生じます。

東京電力福島第一原子力発電所（1F）の格納容器下部には、溶けて固まった燃料や構造物（燃料デブリ）が堆積していると考えられています。この燃料デブリは、放射性物質の崩壊熱により発熱しており、その炉外への取出しについて、燃料デブリを水に浸して取り出す冠水工法及び水に浸すことなく気中で取り出す気中工法が検討されています。冠水工法は燃料デブリを確実に冷やしながら取り出すことができますが、格納容器の水漏れの懸念や汚染水発生などの困難な課題があります。一方、気中工法は、水漏れを止める必要がなく、また汚染水が発生しないなどのメリットがありますが、崩壊熱により発熱している燃料デブリを、空気のみで冷やすことができるのかよく分かっていません。このため、燃料デブリを空気のみでどの程度冷やすことができるのか（冷却性能）を、検討できる方法が必要とされています。

燃料デブリの冷却性能を検討するためには、燃料デブリの周りの熱や空気の流れを計算するだけでなく、燃料デブリの位置や形などについても予測する必要があります。現在の 1F において、燃料デブリの位置や形などについて把握し、それらを考慮した空冷評価は困難です。そこで私たちは、燃料デブリの溶融過程とその進展挙動の機構論的評価を目的とした JUPITER という計算コードの開発を行っており、その計算コードを空冷評価に適用し冷却機構の評価を実施しています。

JUPITER による燃料デブリの冷却性能と、大きな不

確かさの一つであるデブリ形状の温度場への影響を評価するため、压力容器下部の制御棒駆動機構を含む格納容器下部を簡略化した空間に、平板状と半球状の燃料デブリがある条件に対して空冷予備解析を行いました。解析では、崩壊熱による発熱を考慮し、燃料デブリの温度を周囲の空気の温度より高く設定しました。その結果、燃料デブリで熱せられた空気は、周辺の空気よりも軽くなることで上部領域へ移動し、大小の乱れを有する複雑な流れにより空気や燃料デブリの温度が複雑に変化することが分かりました（図 1-9(a)、(b)）。半球状では、流線形の効果により平板状に比べデブリ近傍で流れやすくなることにより熱伝達が増加し、空気への熱移動量が大きくなるため、デブリ表面温度は比較的低くなる傾向にあることが分かりました（図 1-9(c)）。これらの結果から、燃料デブリの形状が空冷に影響を与えられ、形状を考慮した評価と空気の流れの考慮が重要であることが分かりました。以上のことから、燃料デブリの冷却性能を、数値シミュレーションにより検討することができる見通しを得ることができました。

今後は、実験結果との比較を行うことでシミュレーション手法の妥当性の確認を行った上で、推定された様々な事故状況を基に燃料デブリの位置や形状を評価します。さらに、この結果を用いて冷却性能の評価を行い、デブリ取出し工法の選定に貢献したいと考えています。

●参考文献

Yamashita, S. et al., Development of a Numerical Simulation Method to Evaluate Molten Material Behavior in Nuclear Reactors, Proceedings of 2017 International Congress on Advances in Nuclear Power Plants (ICAPP 2017), Fukui and Kyoto, Japan, 2017, paper 17640, 10p., in DVD-ROM.

1-6 核燃料再処理機器材料に対する海水成分・コンクリート成分の影響を調査する —高レベル廃液貯槽環境における硫酸イオンの材料腐食への影響評価—

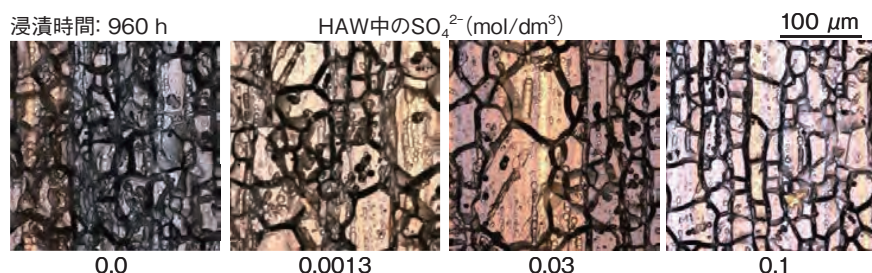


図1-10 硫酸イオンを含む HAW における SUS316L 試験片の腐食状態
960 h まで材料浸漬試験を実施し、HAW 中ではいずれの条件においても全面的な粒界腐食が進展することを確認しました。

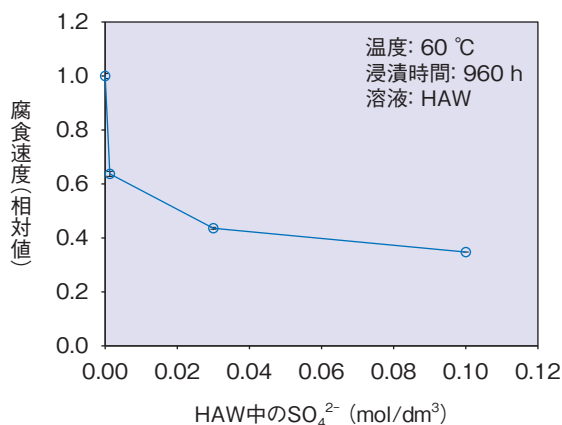


図1-11 SUS316Lの腐食速度と HAW 中の硫酸イオン濃度との関係

重量減少量から腐食速度を算出し、硫酸イオンを含まない条件を1とした相対値でグラフに示しました。腐食速度は硫酸イオン濃度の上昇に伴い、抑制されました。

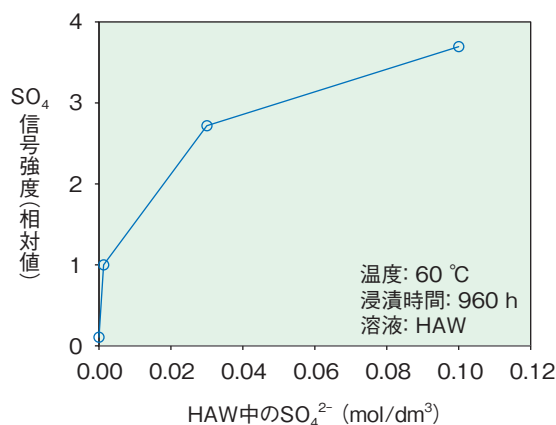


図1-12 SUS316Lの SO_4 信号強度と HAW 中の硫酸イオン濃度との関係

SO_4 信号強度は硫酸イオン濃度の上昇に伴い増加しました。これは腐食速度の挙動と相関性があり、SUS316Lの腐食が抑制された要因として、材料表面にできた保護膜の影響が考えられます。

東京電力福島第一原子力発電所の使用済燃料貯蔵プールに保管されている使用済燃料は、海水注入により海水環境にさらされ、爆発の影響によるコンクリート等のがれきの付着も予想されます。このため、当該燃料の再処理を行う際、これら不純物の影響を評価する必要があります。これまでの研究により不純物成分は抽出工程において廃液側に移行することが明らかになっています。そこで、不純物が移行・濃縮されると予想される機器として、高レベル廃液貯槽材料の腐食に及ぼす不純物の影響を調査してきました。本研究では、その一環として、海水・コンクリート成分に存在する硫酸イオンに着目した腐食評価を実施しました。

貯槽に使用されるステンレス鋼相当材(SUS316L)を対象とし、模擬高レベル廃液(HAW)中での材料浸漬試験を実施しました。HAWには、硝酸及び模擬核分裂生成物(ルテチウム: Ru、セリウム: Ce、ネオジウム: Nd、ネプツニウム: Np)の模擬としてバナジウム: V等)が含まれます。

いずれの条件においても全面的に粒界腐食が進展し(図1-10)、その腐食速度は硫酸イオンの増加に伴い減少しました(図1-11)。さらに、腐食速度の抑制率は硫酸イオン濃度の上昇に従い、低下する傾向がありました。

試験後の試験片表面をX線光電子分光法(XPS)により分析した結果、硫酸塩が検出されました。図1-12にXPSにより検出された硫酸塩に帰属される信号強度(SO_4 信号強度)と、溶液中の硫酸イオン濃度の関係を示します。硫酸イオン濃度の上昇に伴い、 SO_4 信号強度は増加しますが、その増加率は低下する傾向を示しました。

粒界腐食が生じた原因は、Ruが主体であると考えられます。Ruは高い価数(8価)まで存在し、腐食に大きな影響を与えることが報告されています。しかし、Ru約0.1 mol/dm³に対して硫酸イオンがその100分の1程度での条件においても腐食速度が大きく低下しており、Ruと硫酸イオンとの相互作用自体による寄与は小さいと考えられます。一方、HAW中における硫酸イオン濃度とXPSにおける SO_4 信号強度及び腐食速度との間には相関性が見られます。その結果を踏まえると、硫酸イオンに起因した化合物の材料表面への生成により、溶解反応が抑制されたことが示唆されます。硫酸イオンによる防食効果は塩化ナトリウム(NaCl)水溶液におけるステンレス鋼の孔食に対しても報告があり、本研究においても類似のメカニズムが働いている可能性が考えられます。

●参考文献

安倍弘ほか、高放射性廃液貯槽環境における SUS316L の腐食に及ぼす硫酸イオンの影響，材料と環境，vol.66, no.5, 2017, p.169-172.

1-7 汚染水処理により取り除かれた放射エネルギーの推定 ー汚染水中の放射性物質濃度を計算ー

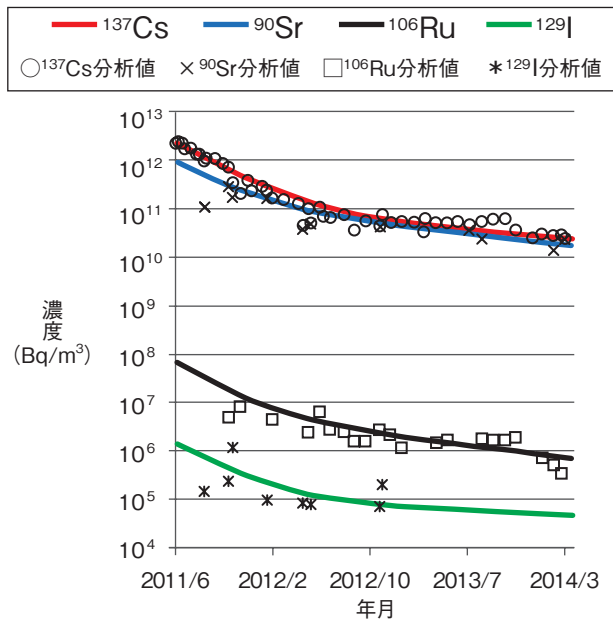


図 1-13 汚染水中の放射性物質の濃度変化の推移
事故直後に高濃度であった放射性物質濃度は、冷却水の連続的な供給により濃度が下がりましたが、2012 年中頃以降は、濃度低下が鈍化しています。核燃料から放射性物質が継続的に溶け出している影響だと考えられます。図中の実線は分析値を元に計算した結果を表します。

東京電力福島第一原子力発電所（1F）では、汚染水中の放射性物質の除去を目的としてセシウム（Cs）吸着装置などが運転されています。汚染水処理に伴い、使用済み吸着材やスラッジといった二次廃棄物が発生しています。このような二次廃棄物は、従来の原子力発電所の運転では発生しないため、安全に保管し処理・処分する方法を新たに検討する必要があります。そのためには、廃棄物中に含まれる放射性物質の種類と量を把握することが不可欠です。

1 号機～3 号機（1F1～1F3）内の核燃料を冷却した水は、原子炉建屋、タービン建屋などを經由して集中廃棄物処理建屋に一旦集められた後、汚染水処理設備へ送られています。そのため、汚染水処理設備への入口である集中廃棄物処理建屋での放射性物質の濃度推移を把握することで、二次廃棄物全体の放射エネルギーを推定することに役立ちます。¹³⁴Cs と ¹³⁷Cs に関しては、汚染水中の濃度が高く測定もしやすいため、データも数多く存在します。したがって、廃棄物中の放射エネルギーの推定が比較的容易です。一方、他の放射性物質は汚染水中の濃度が低く検出されないため、あるいは分析方法が複雑なために、データ数が限られています。そこで、これらの放射性物質についても Cs と同様に汚染水中の濃度変化を推

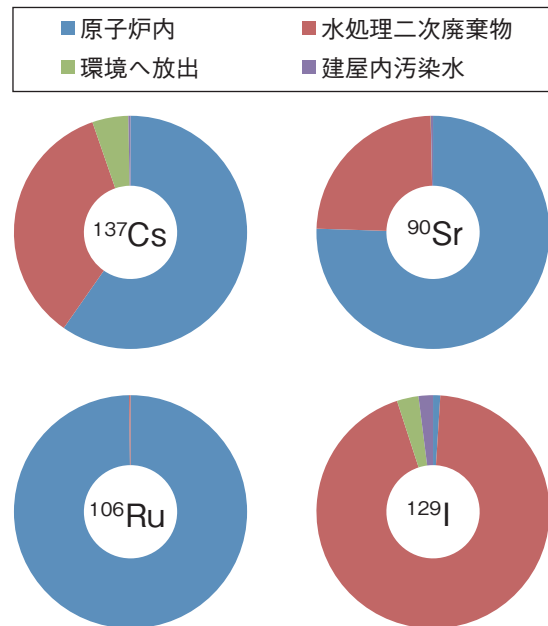


図 1-14 汚染水処理装置が稼働して 1000 日後（2014 年 3 月 13 日）におけるいくつかの放射性物質の放射能分布
事故直前に 1F1～1F3 の炉心にあった放射エネルギーの合計を 100% とすると、汚染水処理により除去された放射エネルギーは、¹³⁷Cs が約 35%、⁹⁰Sr が約 24%、¹⁰⁶Ru が 1% 未満、¹²⁹I が約 94% と推定しました。物質により大きく異なることが示唆されます。

定するために計算モデルを作りました。

このモデルは、2012 年中頃前後で ¹³⁷Cs 濃度が低下する様子が異なることを考慮し、放射性物質の放出源として、初期に炉内水へ移行したものと燃料から冷却水へ継続的に移行するものの二つを仮定しました。このモデルから導いた式に濃度分析結果を当てはめることで、ストロンチウム-90（⁹⁰Sr）、ルテニウム-106（¹⁰⁶Ru）やヨウ素-129（¹²⁹I）などについても濃度を推定できるようになりました（図 1-13）。放射性物質により違いが見られ、例えば、⁹⁰Sr は ¹³⁷Cs と比べて初期濃度が小さいですが、継続的溶出速度は同等であるため、両者の濃度は近づいています。¹⁰⁶Ru は初期濃度と継続的溶出のいずれも相対的に小さいので、¹³⁷Cs よりも低い濃度で推移しています。

また、濃度推移の計算結果を用いて、水処理二次廃棄物全体の放射エネルギー及び原子炉内に残存する放射エネルギーを推定しました（図 1-14）。その結果、高温での揮発性が高く、かつ水に溶けやすい性質を持つ Cs と I は二次廃棄物の割合が高いことが分かりました。他方、Ru のような水に難溶性の成分は、ほとんどが原子炉内に留まっていると推測されます。

●参考文献

Shibata, A. et al., Estimation of the Inventory of the Radioactive Wastes in Fukushima Daiichi NPS with a Radionuclide Transport Model in the Contaminated Water, Journal of Nuclear Science and Technology, vol.53, issue 12, 2016, p.1933-1942.

1-8 可搬型小型 α 線位置検出器の開発

— 固体廃棄物や設備の狭隘部のプルトニウム汚染の直接測定が可能に —

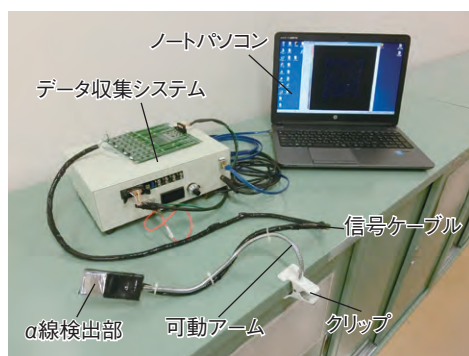


図 1-15 開発した可搬型小型 α 線位置検出器



図 1-16 設備の測定の様子

東京電力福島第一原子力発電所の廃炉のような原子力施設の廃止の際には、多種多様ながれきや金属屑、コンクリート等の多量の固体廃棄物が発生します。これら固体廃棄物は処分のため表面汚染の有無を測定する必要がありますが、 β 、 γ 線放出核種だけでなく、プルトニウム(Pu)同位体等の α 線放出核種の測定も必要となります。 α 線は空気中の飛程が約4 cm程度と短いため、 α 線放出核種に対し測定器であるZnS(Ag)サーベイメータをできる限り近づける必要があります。しかし、ZnS(Ag)サーベイメータはその検出器の大きさのため、測定する廃棄物の形状によって測定に限界があり、例えば配管のフランジ部、L字鋼の角など狭隘部の測定は不可能でした。そのため、切断等により測定可能な形状に加工して測定する必要がありますが、切断には多大な労力を必要とするだけでなく、切断そのものが不可能な場合もあります。また測定の際、天然核種であるラドンの子孫核種が α 線を放出するため、Pu同位体との弁別が必要となります。

そこで、廃棄物等の狭隘部の直接測定が可能な可搬型小型 α 線位置検出器の開発を行いました(図1-15)。検出器部は、厚みが10 mg/cm²のZnS(Ag)シンチレータ、ライトガイド、光検出器(シリコンフォトマルチプライヤーアレイ: SiPM Array)で構成しました。検出器サイズは26 mm × 26 mm × 15 mmと、ZnS(Ag)サーベイメータの約5分の1の厚みでした。検出器と接続

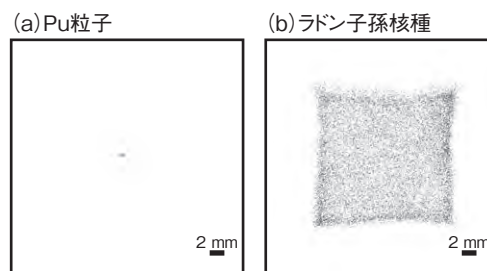


図 1-17 測定した α 線の二次元分布

(a)Pu粒子はスポット様に、(b)ラドン子孫核種は一様に分布しており、両者の弁別ができることが分かります。

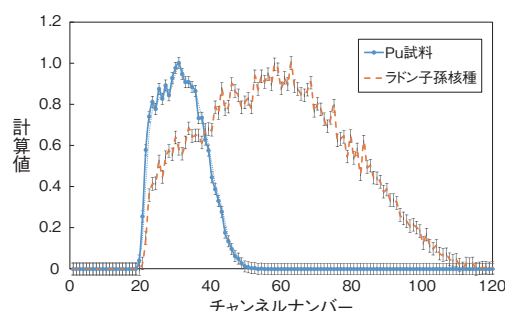


図 1-18 Pu 試料とラドン子孫核種捕集ろ紙のエネルギーベクトル(横軸のチャンネルは α 線エネルギーに相当する)

Puは60チャンネル付近まで、ラドン子孫核種はそれ以上のチャンネルに計数がみられ、両者の弁別ができることが分かります。

される可動のアームにより柔軟に測定箇所へアクセスすることが可能になり、狭隘部の直接の測定を可能にしました。図1-16に開発した検出器を用いた設備(バッグイン-バッグアウトポート)の測定の様子を示します。ZnS(Ag)サーベイメータでは不可能であった狭隘部(バッグイン-バッグアウトポートの隙間)の直接の測定が可能であることが分かります。

開発した検出器はラドン子孫核種との弁別を目的とした、 α 線の二次元分布とエネルギースペクトルの情報が同時に得られます。図1-17に開発した検出器で測定したPu粒子とラドン子孫核種捕集ろ紙の α 線の二次元分布を、図1-18にエネルギースペクトルを示します。Pu粒子はスポット様の分布を示し、一方、ラドン子孫核種はPu粒子と異なる一様な分布が確認されました。また、エネルギースペクトルを見ると、異なるチャンネルに計数が確認されているのが分かります。これは、²³⁸Puは5.5 MeV、²³⁹Puが5.15 MeVの α 線エネルギーなのに対し、ラドン子孫核種のうち、主になるポロニウム-214(²¹⁴Po)は7.7 MeVの α 線エネルギーであるためです。これらの結果から、Pu同位体とラドン子孫核種の弁別も可能であることが分かりました。

本研究は、日本学術振興会科学研究費補助金若手研究(B)(No.15K21618)「峡隘部測定を可能にする可搬型小型 α 線検出器の開発」の助成を受けて実施されました。

●参考文献

Morishita, Y. et al., Flexible Alpha Camera for Detecting Plutonium Contamination, Radiation Measurements, vol.103, 2017, p.33-38.

1-9 原子炉建屋内の汚染状況を調査する —廃棄物の処理処分を加速するための詳細な放射化学分析—

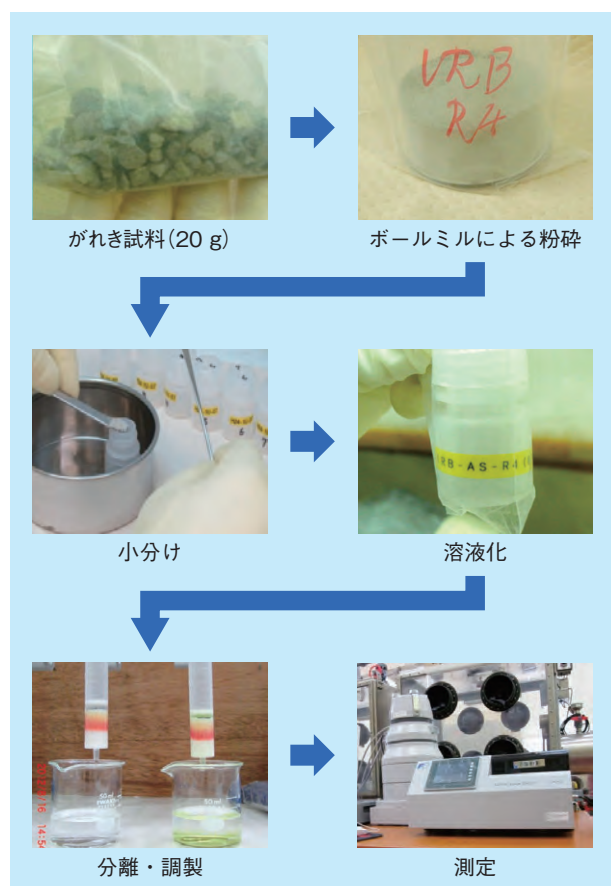


図1-19 放射化学分析操作の流れ

がれき試料は、均一化するためボールミルによる粉碎を行います。均一化した試料は小分けし、核種ごとに適した前処理法・分離法を行い、放射化学分析を行います。

東京電力福島第一原子力発電所（1F、1号機～3号機を1F1～1F3）の廃止措置に向け、今後発生するがれき等を含め、処理処分方策の整備が緊急の課題となっています。このためには、がれき等に付着した放射性核種の種類や濃度等の情報を明らかにし、事故により発生した廃棄物の性状を把握することが重要です。しかし、原子炉建屋内部に飛散した放射性核種の種類や濃度は十分に把握されておらず、処理処分を加速するためにも、詳細な放射能データが必要です。そこで私たちは、原子炉建屋内で採取されたがれきの放射化学分析を実施しました（図1-19）。

取得した放射能データのうち、検出された核種の例を図1-20に示します。ストロンチウム-90 (^{90}Sr) 放射能濃度は、セシウム-137 (^{137}Cs) 放射能濃度との相関係数が0.89であり、比例する傾向があることが分かりました。これは、測定が容易な ^{137}Cs から直接放射能を測定することが困難な ^{90}Sr の放射能濃度が推定できる可能性を示しています。一方、プルトニウム-238 (^{238}Pu) は ^{137}Cs 放射能濃度との相関係数が0.51であり、比例関係は明

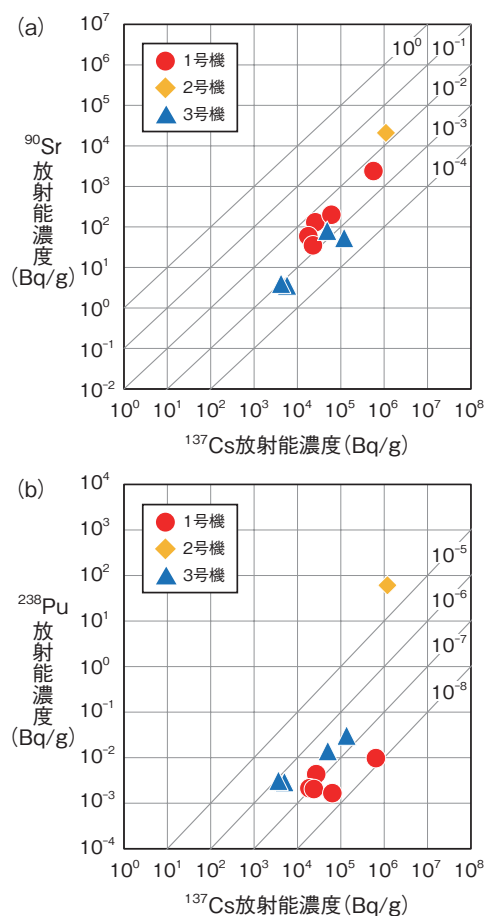


図1-20 放射能濃度測定結果

^{137}Cs 濃度に対する(a) ^{90}Sr 濃度及び(b) ^{238}Pu 濃度の関係を示しています(2011年3月11日に補正)。

確ではなく、さらなる放射能データの蓄積が必要です。

分析により求めた $^{90}\text{Sr}/^{137}\text{Cs}$ 比は、 $(3.2 \pm 1.5) \times 10^{-3}$ (1F1)、 1.9×10^{-2} (1F2)、 $(8.1 \pm 4.6) \times 10^{-4}$ (1F3) でした。これは計算コード「ORIGEN2」により算出した炉内の燃料中の $^{90}\text{Sr}/^{137}\text{Cs}$ 比よりも1～3桁程度小さい値でした。一方、分析により求めた $^{238}\text{Pu}/^{137}\text{Cs}$ 比は、 $(6.0 \pm 6.4) \times 10^{-8}$ (1F1)、 5.5×10^{-5} (1F2)、 $(3.9 \pm 1.9) \times 10^{-7}$ (1F3) でした。これは計算により求めた $^{238}\text{Pu}/^{137}\text{Cs}$ 比よりも3～6桁程度小さい値でした。これらの結果から、燃料からの原子炉建屋への移行率は、 $^{238}\text{Pu} < ^{90}\text{Sr} < ^{137}\text{Cs}$ の順となることが示唆されます。

これらのデータは、原子炉建屋内部の放射エネルギーの推定だけでなく、作業員の被ばく評価や環境影響評価等に対しても活用が期待されています。今後も、事故廃棄物の詳細な放射化学分析を行い、処理処分に向けた放射能データを蓄積していきます。

本研究は、経済産業省資源エネルギー庁からの受託研究「廃炉・汚染水対策事業費補助金（固体廃棄物の処理・処分に関する研究開発）」の成果の一部です。

●参考文献

佐藤義行ほか、福島第一原子力発電所において採取した瓦礫試料の放射化学分析、保健物理、vol.51, no.4, 2016, p.209-217.

1-10 汚染水やがれき中の ^{93}Zr 、 ^{94}Nb や ^{93}Mo の分析法の開発 —測定が難しい核種の放射化学分離—

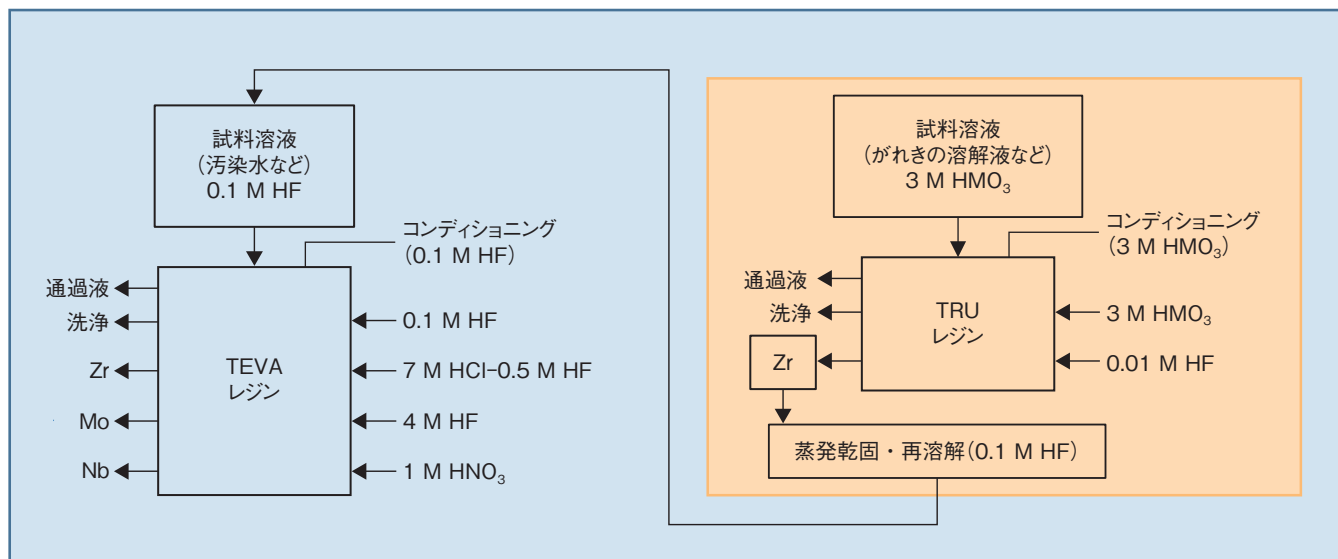


図1-21 汚染水中(左)やがれき(右+左)に含まれる ^{93}Zr 、 ^{94}Nb や ^{93}Mo の分離法
汚染水やがれきなどに含まれる ^{93}Zr 、 ^{94}Nb や ^{93}Mo を定量するためには、主成分や放射性 Cs などからの分離や、これらの核種の相互の分離が必要となります。ここでは、TEVA レジンと TRU レジンを用いた分離法を開発しました。

東京電力福島第一原子力発電所には、放射能濃度の高い汚染水やがれきなどが多量に存在します。汚染水は、水処理施設において汚染が除去されていますが、この処理によりスラッジなどの二次廃棄物が発生します。この二次廃棄物やがれきなどの処分法を検討するためには、汚染水やがれきに含まれる安全性への影響が大きいと予想される放射性核種（重要核種）の濃度を調べる必要があります。重要核種の候補であるジルコニウム-93 (^{93}Zr)、ニオブ-94 (^{94}Nb) やモリブデン-93 (^{93}Mo) などについてはこれまでに原子力機構における分析経験がほとんどないため、分析法の確立が必要でした。これらの核種を分析するためには、放射能濃度の高いセシウム-137 (^{137}Cs) や海水、がれき等の主成分等からこれらの核種を分離し（粗分離）、かつ、これらの核種を相互に分離する（逐次分離）必要があります。

そこで、Cs や海水、がれきの主成分の多くは主に陽イオンとして溶液中に存在するのに対し、Zr、Nb や Mo は陰イオンを生成しやすいことに着目し、陰イオン交換体の性能を持つ TEVA レジンを用いたクロマトグラフィーにより分離を行うことにしました。この手法

は、既存の沈殿分離法などと比べると操作が簡易で迅速に分離できるという利点があります。まず、TEVA レジンにより様々な酸溶液から Zr、Nb や Mo がどれくらい抽出されるかを調べ、分離に適した溶液条件を検討しました。その結果、図 1-21 に示すように、試料溶液を 0.1 M HF 溶液に調製すれば、主な陽イオンは溶出させ、Zr、Nb や Mo は TEVA レジンに保持させることで粗分離が可能であることが分かりました。また、7 M HCl-0.5 M HF により Mo と Nb は TEVA レジンに保持させたまま Zr のみを溶出させ、4 M HF により Nb を保持させたまま Mo のみを溶出させ、1 M HNO_3 により Nb を溶出させることで逐次分離できることが分かりました。そこで、この分離法により、汚染水中の ^{93}Zr 、 ^{94}Nb と ^{93}Mo の分析を行いました。

しかし、がれきを溶かして試料を調製する場合には、0.1 M HF 溶液とすることができません。このような場合には、図 1-21 の右側のスキームに示すように、より高い濃度の酸溶液から TRU レジンを用いて Zr を分離した後、汚染水と同様の分離法で Zr を精製することでがれき中の ^{93}Zr の分析が可能であることを示しました。

●参考文献

- Shimada, A. et al., Development of an Extraction Chromatography Method for the Analysis of ^{93}Zr , ^{94}Nb , and ^{93}Mo in Radioactive Contaminated Water Generated at the Fukushima Daiichi Nuclear Power Station, Journal of Radioanalytical and Nuclear Chemistry, vol.310, issue 3, 2016, p.1317-1323.
Shimada, A. et al., Separation of Zr in the Rubble Waste Generated at the Fukushima Daiichi Nuclear Power Station, Journal of Radioanalytical and Nuclear Chemistry, vol.311, issue 3, 2017, p.1613-1618.

1-11 廃止措置のためのロボット等の試験法の開発 ーロボット性能試験、オペレーター操作訓練のための環境構築ー

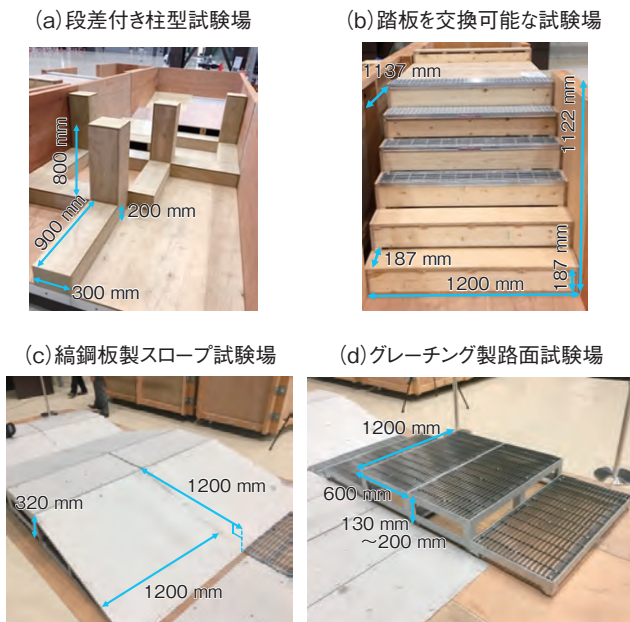


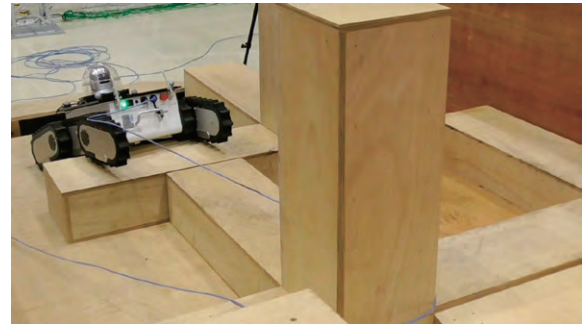
図 1-22 開発した試験場

試験に必要な要素として、ケーブルによるトラブル、構造物による作業環境視認性、階段・段差等の不整地走行、走行面材質等を抽出し、(a)～(d)の試験場を開発しました。

東京電力福島第一原子力発電所の原子炉建屋では、廃止措置にロボット等の遠隔機器が用いられています。しかし、複雑な作業環境のために、一部でトラブルが発生しています。このため、ミッションに応じたロボット性能試験、操作訓練を事前に実施することが重要です。災害対応ロボット開発分野では、2001 年同時多発テロを契機に標準試験法という性能評価規格の整備が進められています。廃止措置の遠隔作業においても同様の考えを取り込むことは、効果的な作業推進に重要であります。上述の標準試験法ではがれき等の地表形状を模擬した木製の試験場が基本であり、建屋内で見られる立体的な物体や金属等の環境について整備されていません。そこで、本課題では廃止措置の作業環境の性質を模擬したロボット等の試験法の開発を目的としています。

まず、東京電力より公開されたロボットの作業記録を抽出し、時間に基づいて作業分析を行いました。これにより、走行、階段・段差等の走行、サブクローラ角度調整、停止等の項目の占める割合が大きいことが分かりました。また、作業中のトラブルを分類するとともに、要因分析を行った結果、ロボットに接続されたケーブルと構造物の干渉や作業環境・ロボット状態認識の難しさ

(a) ケーブルの巻き付きによる遠隔操作への影響を再現



(b) 柱の死角となり環境視認性が低下した様子を再現



図 1-23 遠隔操作ロボットを用いた試験走行による検証
遠隔操作ロボットの走行により、分析で得られたケーブルの巻き付きや環境視認性の課題を再現しました。

等が要因であることも見いだしました。

これらの知見をもとに、ケーブル干渉や環境視認性の低下等の課題となった状況を再現するための 3 本の柱状物が相互接続された形の試験場を開発しました(図 1-22(a))。これにより、ケーブルが構造物に巻き付く現象の再現を確認しました(図 1-23(a))。また、柱状部分により環境視認性が低下することも確認しました(図 1-23(b))。原子炉建屋内を移動する際には縞鋼板、グレーチング等の階段・段差等の不整地走行が必要ことから、踏面を交換可能な階段型試験場を開発しました(図 1-22(b))。また、建屋内に多く見受けられる縞鋼板製スロープやグレーチング製路面の試験場を開発しました(図 1-22(c)、(d))。これらにより、事故後の遠隔作業において発生した主要な課題、環境を模擬する試験場を実現しました。これらは、前述の標準試験法との互換性を考慮にいれてサイズ設計がされています。

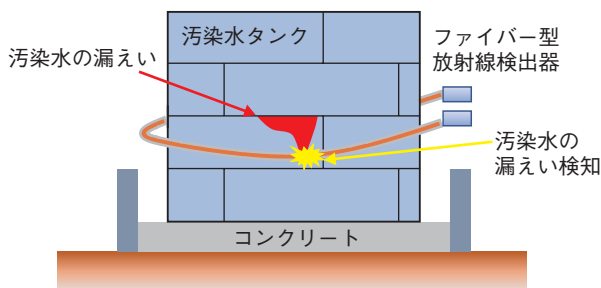
今後は、格納容器内アクセス用試験場について、同様のアプローチで開発し、開発試験場の組合せにより多様な試験環境を設定可能にし、遠隔機器の開発促進やオペレーターの習熟度向上等の観点から廃止措置の推進に貢献していきます。

●参考文献

Kawabata, K. et al., Design of Test Methods for Remotely Operated Robots Utilized for Decommissioning Tasks, Proceedings of 2017 International Congress on Advances in Nuclear Power Plants (ICAPP 2017), Fukui and Kyoto, Japan, 2017, paper 17476, 4p., in DVD-ROM.

1-12 ファイバー型放射線検出器による汚染水の監視 ー東京電力福島第一原子力発電所構内における実証試験ー

(a) 汚染水タンクの漏えい監視イメージ



(b) 汚染水タンクにおける試験状況



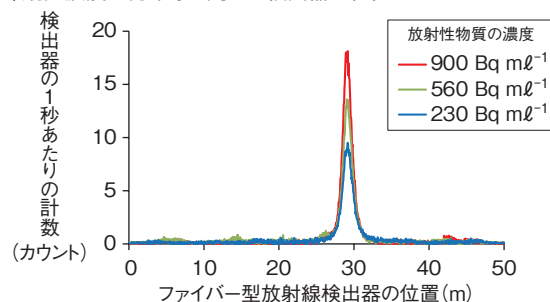
図 1-24 適用イメージと現地での試験風景

(a) のようにファイバー型放射線検出器を汚染水タンクに巻いて汚染水を漏えい監視することを想定し、(b) に示すように 1F 構内で実証試験を実施しました。

私たちは、東京電力福島第一原子力発電所 (1F) 事故以来、ファイバー型放射線検出器 (プラスチックシンチレーションファイバー) を用いた現場適用について研究を行っています。この検出器は、コア (中芯部) に放射線を感じて発光するプラスチックシンチレータを使用した光ファイバーを採用しています。ファイバー内に入射した放射線はプラスチックシンチレータを発光させ、光はファイバーを通して両端に備えた光電子増倍管で検出されます。その発光は放射線の入射位置により両端の光電子増倍管で検出される時間が異なり、時間差を計測することで発光位置 (放射線の入射位置) を特定することができます。本検出器の優れている点は、検出部をひも状に製作することができ様々な形状の測定対象物に密着して測定できること、検出した放射線の位置を特定できることが挙げられます。また、一般的な放射線検出器と比較して一度に広い範囲の監視が可能となり、コスト面でもメリットがあります。

1F では、汚染水が海洋へ漏れ出るリスクに対し、様々な対策がとられてきています。敷地内に設置されている汚染水タンクからの漏えい事象の回数は減っているものの、排水溝における汚染水の検出事象は年に数件発生しており、漏えい監視手法の確立が望まれています。そこで、オフサイトにおける環境回復の取組みで土壌に沈着した放射性セシウムからの γ 線測定用に開発したファイ

(a) 既知濃度の汚染水を用いた検出器の位置スペクトル



(b) 既知濃度の汚染水を用いた検出器の校正直線

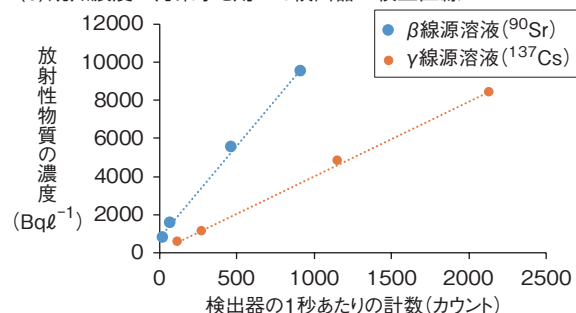


図 1-25 既知濃度の汚染水を用いた校正試験結果

汚染水をファイバー型放射線検出器の一部に接触させると (a) のように計数率のピークとして位置の特定が可能です。また、濃度と計数率は (b) に示すように相関関係にあり、濃度換算が可能です。

バー型放射線検出器を汚染水監視技術として適用するための改良を施し適用試験を行いました。

私たちは、図 1-24 (a) に示すように汚染水タンクの周辺に巻くことで汚染水の漏えい位置を特定できる 50 m のファイバー型放射線検出器を開発しました。この検出器は、汚染水の主要な放射性物質である β 線を放出するストロンチウム-90 (^{90}Sr) を検知するためにできるだけ薄いプラスチック管に収納しました。敷地内の実験室で開発した検出器の一部を既知濃度の汚染水に接触させたところ、計数率のピークが得られることを確認し、このピークを監視することで汚染水の漏えいを監視することが分かりました (図 1-24 (b)、図 1-25 (a))。開発した装置は実際に汚染水タンクに設置し、実証試験を行いました (図 1-24 (b))。

開発した検出器の計数率から汚染水の濃度を求めるために、異なる濃度の汚染水に検出器全体を浸すことにより、検出器の計数率と濃度の関係を求めました。両者は良い相関関係にあり、この関係から濃度換算を行うことができます (図 1-25 (b))。

東京電力ではこの試験結果をベースに、排水路内の汚染水濃度をモニターする装置としての実証試験を行っています。私たちは、引き続き技術的なサポートを実施し、廃炉作業に貢献していきたいと考えています。

●参考文献

眞田幸尚ほか、プラスチックシンチレーションファイバ測定技術の福島第一原子力発電所における汚染水管理への応用, JAEA-Research 2016-011, 2016, 52p.

1-13 生活パターンを考慮した住民の被ばく線量推定 － 0.23 $\mu\text{Sv/h}$ を基準にした自宅周辺の除染は効果的か－

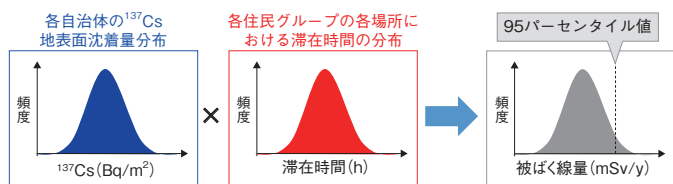


図 1-26 確率論的な被ばく線量評価のイメージ図

^{137}Cs の沈着量の分布及び自宅、職場、その他の場所における滞在時間の分布から入力値の組合せをランダムに 10000 セット作成し、1 年間の被ばく線量を 10000 回計算しました。評価は被ばく線量分布の 95 パーセンタイル値を 1 mSv/y と比較することにより行いました。自宅周辺の汚染には $0.23\text{ }\mu\text{Sv/h}$ に相当する ^{137}Cs の沈着量を用いました。

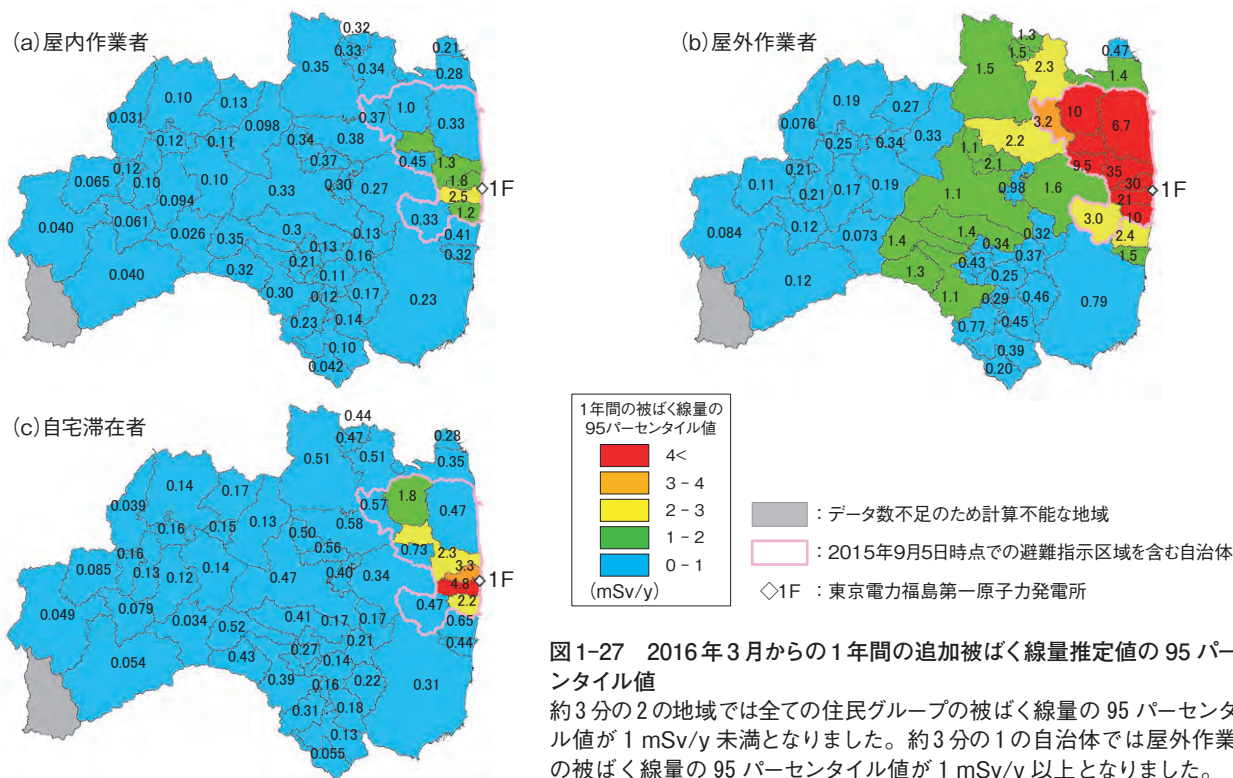


図 1-27 2016 年 3 月からの 1 年間の追加被ばく線量推定値の 95 パーセンタイル値

約 3 分の 2 の地域では全ての住民グループの被ばく線量の 95 パーセンタイル値が 1 mSv/y 未満となりました。約 3 分の 1 の自治体では屋外作業者の被ばく線量の 95 パーセンタイル値が 1 mSv/y 以上となりました。

東京電力福島第一原子力発電所 (1F) 事故により放射性物質が環境中へと放出され、事故の影響を被った地域ではその影響がいまだに継続しています。放射線防護の観点から、我が国では事故による追加の被ばく線量を年間 1 mSv 未満にするという長期的目標を設定しました。環境省が提示した考え方によると、年間 1 mSv の追加被ばく線量は空間線量率で $0.23\text{ }\mu\text{Sv/h}$ にあたるとされています。本研究では、この値を基準とした除染の効果を評価するため、家屋周辺の屋外の空間線量率を $0.23\text{ }\mu\text{Sv/h}$ と仮定し、住民の年間被ばく線量を計算しました。

被ばく線量は、ある場所の汚染の度合とその場所での滞在時間から計算することができます。本研究では、航空機モニタリングにより測定した各自治体のセシウム-137 (^{137}Cs) 地表面沈着量及び既往研究で報告されている自宅、職場、その他の場所での 1 日の滞在時間の実測値を利用しました。これらの実測値を基にして Cs 沈着量及び滞在時間の確率分布を作成し、この分布からランダムに選択した値を入力値とする確率論的な被ばく線量評価モデルを開発しました (図 1-26)。生活パターンの違いにより住民を屋内作業者 (図 1-27 (a))、屋外作業者 (図 1-27 (b))、自宅滞在者 (図 1-27 (c)) の三

つのグループに分け、福島県の全自治体について計算を行いました。各住民グループ及び各自治体について 10000 回の計算を行い、1 年間の被ばく線量の 95 パーセンタイル値を算出しました。

その結果、被ばく線量は屋内作業者が最も低く、屋外作業者が最も高くなりました。屋内作業者及び自宅滞在者の 95 パーセンタイル値は、旧避難指示区域内の 5 町村を除く全ての自治体で 1 mSv/y 未満となりました。一方、屋外作業者は約 3 分の 1 の自治体で 95 パーセンタイル値が 1 mSv/y 以上となりました。以上の結果から、福島県の約 3 分の 2 の自治体では自宅周辺の除染により全ての住民グループの被ばく線量が十分に低減されることが分かりました。しかしながら約 3 分の 1 の自治体では屋外作業者に対する被ばく線量管理等が今後必要であり、さらに旧避難指示区域内の 5 町村については全ての住民グループに対する被ばく線量管理や自宅周辺以外の除染を今後も継続していく必要があることが分かりました。

今回は就業者及び自宅滞在者の線量評価モデルを報告しましたが、今後は子供に対する帰還後の被ばく線量評価モデルを開発していく予定です。

●参考文献

Mori, A. et al., Assessment of Residual Doses to Population after Decontamination in Fukushima Prefecture, Journal of Environmental Radioactivity, vol.166, part 1, 2017, p.74-82.

1-14 放射性セシウムは森林表層にどのくらい留まるのか？ ー落葉層から土壌への放射性セシウムの移行を植生の違う森林で評価ー

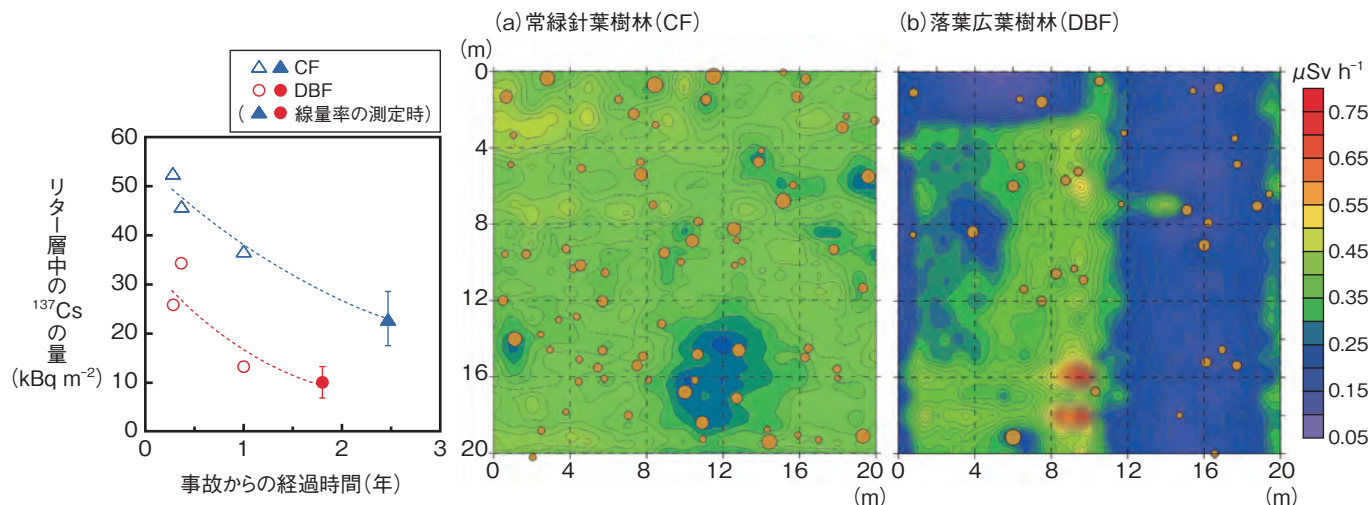


図1-28 リター層中の ^{137}Cs の量の変化
二つの森林で ^{137}Cs の沈着量は同程度でしたが、リター量の多いCFでは事故後初期からリター層中に ^{137}Cs が多く存在しました。リター層中の ^{137}Cs 量が半分になるまでの時間は、CFで約2年、DBFで約1年でした。

図1-29 20 m × 20 m プロット内における森林地表面の線量率の分布

図中の丸い円は木の位置を、その円の直径は木の胸高直径を表しています。沈着した放射性Csの半分以上がリターに留まっている(a)CFの方が、80%近くの放射性Csが下層土壌に移行していた(b)DBFよりも、地表面の γ 線量率が高い値を示しています。また、(a)と(b)はともに γ 線量率の空間分布の不均一性が大きいこと、その分布は木の位置やサイズとは無関係な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で放出された放射性セシウム(Cs)により、広範囲の森林が汚染されました。汚染地域の森林は落葉広葉樹林(DBF)と常緑針葉樹林(CF)に大別されます。DBFは冬に葉を落とすため、3月の事故時には葉はありませんでした。そのため、放射性Csは主に地表面に沈着したと考えられます。一方、CFでは事故の時点で葉があったため、放射性Csの一部は葉に沈着し、その後、葉の落葉に伴って地表面に移行したと考えられます。私たちは、このように生態の異なる二つの森林において、放射性Csの沈着後の分布や挙動がどのように異なり、その違いが地表面での γ 線量率にどのように影響するかを調べました。

放射性Csの沈着量が同程度であるCFとDBFを対象として、事故後3ヶ月、5ヶ月、1年にリター(落葉堆積物)とその下の土壌を採取し、それぞれに含まれる放射性Csの量を測定しました。また、DBFでは事故から1.8年後、CFでは2.4年後に、それぞれの森林で20 m × 20 mの区画(プロット)中の25点でリターとその下の土壌を採取して放射性Csの量を測定し、プロット内の放射性Csの空間分布を評価しました。また、同じプロットでプラスチックシンチレーションファイバー

(PSF)を使用して、地表面の γ 線量率分布を調べました。

CFとDBFでリター層に存在する放射性Csの量の経時変化を比較すると、事故後初期からCFの方がリター層中の放射性Csの量が多く、さらに土壌への移行速度も遅いことが分かりました(図1-28)。これは、CFのリター量が多いこと、リターの分解速度がDBFに比べて遅いこと、そして、CFでは葉に沈着した放射性Csが落葉によってゆっくりと地表面に移行しているためであると考えられます。地表面の γ 線量率の空間分布を測定した結果は、両方の森林ともに狭い範囲で大きな空間変動があることを示しました(図1-29)。 γ 線量率の分布はCFではリター層の放射性Csの分布と、DBFではリター層と土壌層を合わせた全放射性Csの分布と似た傾向を示しました。これらの結果より、森林の種類によって地表面の放射性Csの分布や挙動が大きく異なることが分かりました。リター層に残留している放射性Csは土壌層の放射性Csよりも植物に利用されやすい形で存在していることが知られています。放射性Csがより早く土壌層に移行するDBFでは、森林内での放射性Csの循環も小さいと考えられます。

●参考文献

Koarashi, J., Atarashi-Andoh, M. et al., Forest Type Effects on the Retention of Radiocesium in Organic Layers of Forest Ecosystems Affected by the Fukushima Nuclear Accident, Scientific Reports, vol.6, 2016, p.38591-1-38591-11.

1-15 放射性セシウムの土壌深度方向への移動メカニズム ー収脱着速度が深度分布に与える影響に対する解析的検討ー

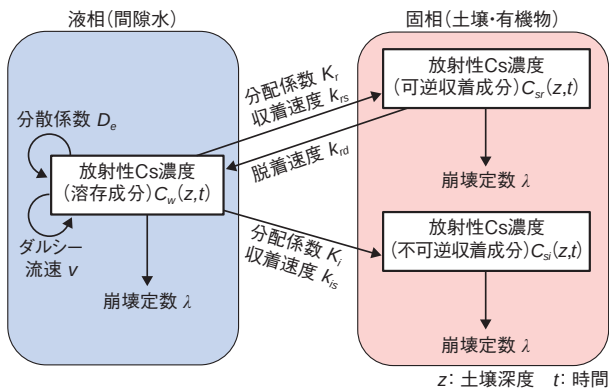


図1-30 開発したモデル概念図

土壌中は、固相・液相・気相で形成されています。このうち、放射性Csは液相の中を間隙水の流れや分散によって移動します。液相と固相の間で、放射性Csは収着と脱着を繰り返します。本モデルでは、固相に可逆的に収着するサイトと不可逆的に収着するサイトがあると仮定し、それぞれのサイトへの収脱着がすぐ平衡状態に至る（瞬時平衡）のではなく、時間遅れが発生すると仮定しています。

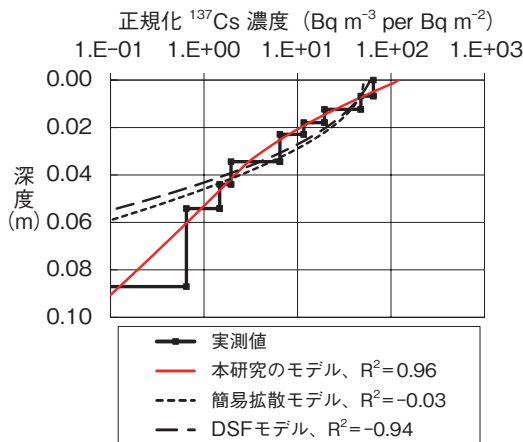


図1-31 解析結果と実測値の比較

本モデルでは、既存のモデルでは表現できなかったフォールアウト初期の指数分布型や、深いところまでテーリングする傾向を表現できました。図はフォールアウトから9ヶ月後の深度分布です。正規化 ^{137}Cs 濃度は、 ^{137}Cs の単位体積あたり放射能 (Bq m^{-3}) を単位面積あたり放射能 (Bq m^{-2}) で除したものです。

放射性セシウム (Cs) は土壌に収着しやすい性質がありますが、数年から数十年のオーダーで考えると、緩やかに土壌の深度方向に移動することが分かっています。土壌中の放射性Csの移動や収脱着の特性は、空間線量率の物理減衰以上の低下に寄与するほか、植物への移行や、侵食・堆積など地表面での放射性Cs移動にも影響を与えることから、放射性Csの深度方向への移行に係る物理化学的現象の解明は非常に重要です。

放射性Csの実際の深度分布は、しばしば指数分布型や、深いところまでテーリングする傾向を示します。しかし、既存のモデルの多くは正規分布型となり、上記のような傾向を表現することができません。そこで私たちは、粘土鉱物に収着したCsの観察結果や、土壌の脱着試験、現地でのCs移動観測などの結果を踏まえ、この原因が可逆的あるいは不可逆的な収脱着の時間遅れ（カイネティックス）にあると考え、それらを考慮した物理

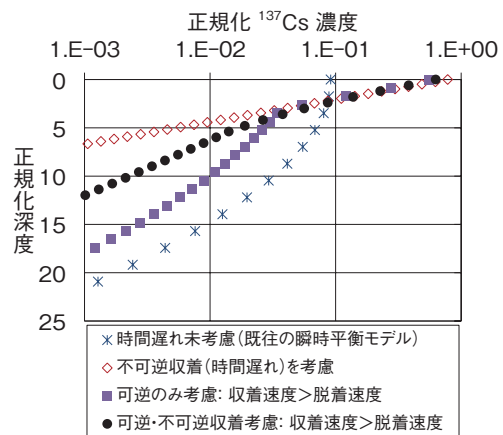


図1-32 パラメータスタディ

パラメータスタディにより、フォールアウト初期の指数分布型は収着の時間遅れが影響していること、また、深いところまでのテーリングは脱着の時間遅れが影響していることが分かりました。正規化深度は、深度 (m) を有効拡散深さ (m) で除したもので、正規化 ^{137}Cs 濃度は、 ^{137}Cs の単位体積あたり放射能 (Bq m^{-3}) を単位面積あたり放射能 (Bq m^{-2}) で除し、有効拡散深さ (m) を乗じたものです。

化学モデルを開発しました（図1-30）。

このモデルを用いて一般的なパラメータを設定して解析し、実測値と比較しました（図1-31）。既存のモデル（簡易拡散モデル、DSFモデル）では、指数分布やテーリング、緩やかな移動が表現できない一方、本モデルは実測値と良く整合する結果を得ました。

また、開発したモデルを利用して、可逆・不可逆の収脱着、収着速度や脱着速度の変化が放射性Csの深度分布に与える影響を調査しました（図1-32）。その結果、フォールアウト初期の指数分布型は収着の時間遅れが影響していること、また、深いところまでテーリングが生じるのは、収着速度より脱着速度が小さく、浅い箇所での脱着が時間とともに緩やかに進行していることに起因していることが推察されました。今後、深度分布の経時変化が空間線量率に与える影響を評価する予定です。

●参考文献

Kurikami, H. et al., Coupling the Advection-Dispersion Equation with Fully Kinetic Reversible/Irreversible Sorption Terms to Model Radiocesium Soil Profiles in Fukushima Prefecture, Journal of Environmental Radioactivity, vol.171, 2017, p.99-109.

1-16 河川敷における放射性セシウムの再堆積メカニズム —気象、地形及び植生に依存した放射性セシウム分布の不均質性—

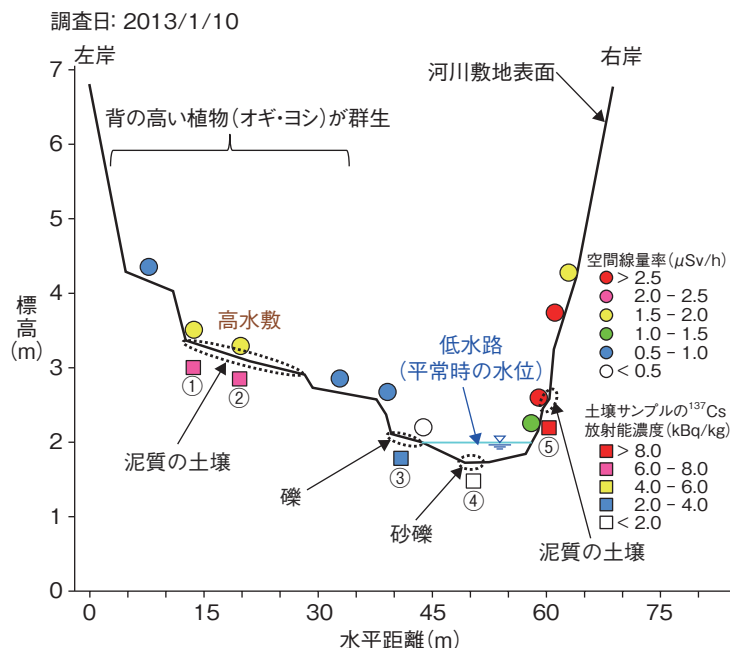


図1-33 河川敷における空間線量率(地表1 cm 高さ)、土砂の堆積状況及び土砂の放射性Cs濃度(小高川の河口から約4.5 km 地点) 河川敷の空間線量率は、場所により異なり不均質な分布をしています。また、放射性Csは泥質の土壌(①②⑤)に多く含まれ、砂や礫(③④)で少ないことが分かります。

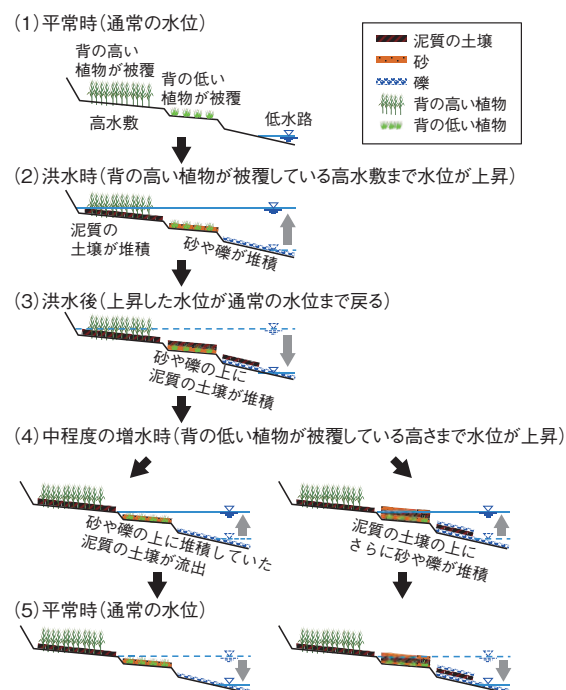


図1-34 放射性Csの運搬・堆積メカニズムの概念モデル 福島県による降雨と河川水位のデータから、1年に1回程度、高水敷まで到達するような水位上昇が確認されています。また、中程度の増水についても1年に10回程度発生していることが分かっています。

東京電力福島第一原子力発電所(1F)事故により環境中に放出された放射性セシウム(Cs)は、福島県の面積の約7割が森林であることから、その大部分が森林に沈着したと考えられます。そのため、未除染の森林から河川により放射性Csが運ばれて河川敷に堆積し、空間線量率を上昇させる可能性があります。このような河川による放射性Csの運搬と堆積状況を数値解析で予測できれば、放射性Csの移動経路を取り除くあるいは縮小することで、将来的な被ばく線量の低減につなげることに役立ちます。こうした解析手法の確立には、現象を調査により明らかにし、そのメカニズムを説明できる概念モデルの構築が必要です。

そこで、河川敷の放射性Csの堆積状況を把握するため、1F近傍の5河川流域に130地点の調査ポイントを設定し、断面形状の測量、植生調査、空間線量率測定、土壌の堆積状況調査及び土壌の ^{137}Cs の濃度を分析しました。

調査の結果、放射性Csは粒径の小さな泥質の土壌で濃度が高く、粒径の大きな砂や礫で濃度が低いこと、泥質の土壌は流速が低下しやすい高水敷に堆積する一方、砂や礫は相対的に流速が速い河道付近に堆積することなどが明らかとなり、河川敷の放射性Csは不均質に分布

していることが分かりました(図1-33)。

この結果と福島県が観測している降雨量と河川の水位データに基づいて、河川における放射性Csの運搬・堆積メカニズムの概念モデルを構築しました(図1-34)。

- (1) 平常時: 放射性Csは移動せず分布も変化しない。
- (2) 洪水時: 台風などの大雨により、水位が高水敷を越えて上昇する。高水敷の水深は浅く河床との摩擦で流速が遅くなり、植物が群生している場合はさらに流速が低下するため、粒径の小さな泥質の土壌が堆積しやすくなる。粒径の大きな砂や礫は、流速が早く水深の深い低水路付近に堆積する。
- (3) 洪水後: 水位と流速が低下し、河川水中に浮遊していた泥質の土壌は河川敷の広い範囲に堆積する。
- (4) 中程度の増水時: 砂や礫の上に堆積した泥質の土壌が流出、または上流から運ばれてきた砂や礫が泥質の土壌の上に堆積する。泥質の土壌の流出や再堆積した砂や礫の遮へい効果で高水敷の空間線量率が相対的に高くなる。
- (5) 平常時の水位に戻る。

今後は、本研究で作成した概念モデルに基づいて、河川敷での放射性Csの運搬・堆積メカニズムに係る解析手法の確立を目指した調査研究を進めていきます。

●参考文献

Saegusa, H., Ohyama, T. et al., Deposition of Radiocesium on the River Flood Plains around Fukushima, Journal of Environmental Radioactivity, vol.164, 2016, p.36-46.

1-17 台風や豪雨時の放射性セシウム流出量を予測する —複数の流域を対象とした放射性セシウム流出量解析—

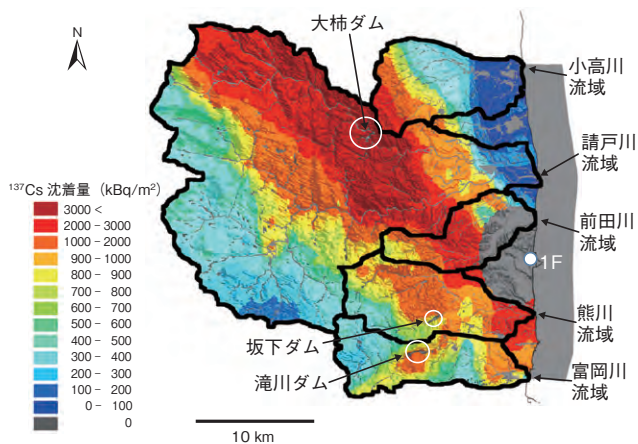


図1-35 1F 近傍の5 河川流域(小高川、請戸川、前田川、熊川、富岡川)における ^{137}Cs 沈着量の分布(第2次航空機モニタリングデータ、2011年5月)

放射性Csの沈着量は流域ごとに異なります。河川流域によってはダムが存在し、放射性Csを吸着した土砂の流出を抑制します。主要なダムの有無です(小高川流域:無、請戸川流域:有、前田川流域:無、熊川流域:有、富岡川流域:有)。図の黒太線は流域の境界を示します。

東京電力福島第一原子力発電所(1F)事故によって地表に沈着した放射性セシウム(Cs)は、粘土鉱物を含む土壌粒子に強く吸着する特性があり、今なお土壌表層にその大部分が残っています。そのため、台風等の豪雨時に放射性Csの一部が水・土砂とともに川や海へ流出すると考えられますが、その量や流出の特性が分かれば今後の放射性Cs流出量の予測が可能になると考えられます。

そこで本研究では、土砂輸送を考慮した既存の水循環流域解析モデルを拡張し、放射性Cs輸送を加えたモデルを構築しました。このモデルを用いて、多くの放射性Csが沈着した1F近傍の5河川流域(図1-35)を対象に、台風等の豪雨時における水・土砂・放射性Csの流出挙動を把握するための数値解析を行いました。

数値解析では、河川流域ごとに、放射性Csの流出量と流出比(各河川流域の初期沈着量に対する流出量の割合)を求めました。流出量と流出比は、降水量とともに、河川流域における初期沈着量、ダムの有無及び土地利用

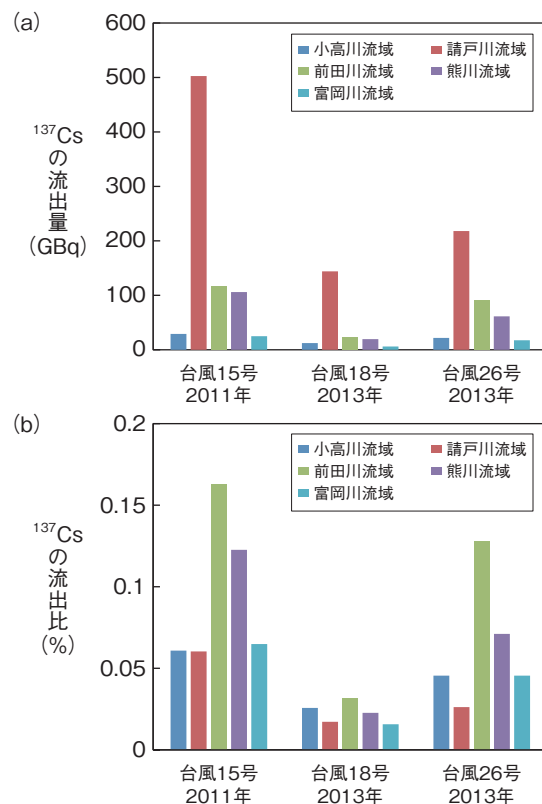


図1-36 台風等の豪雨時における5 河川流域からの ^{137}Cs の(a)流出量と(b)流出比

放射性Csの流出量と流出比は、各流域の降水量や初期沈着量、ダムの有無及び土地利用等に応じて異なります。

に応じた土砂供給量の違いに依存して異なると考えられます。そのため、それらを考慮した解析を行いました。

その結果、請戸川流域では、流域の初期沈着量が多いために放射性Csの流出量は大きいものの、流出比は小さくなる結果が得られました(図1-36)。上流からの土砂をせき止める効果のあるダムの存在は、土壌粒子に付着した放射性Csの下流への流出を抑制します。さらに、森林は地表で水流が発生しにくいいため、土砂の流出量が少なくなります。これらのことから、森林が大部分を占めるダム湖の上流域に多くの放射性Csが存在する請戸川流域では、流出が抑制され、結果として流出比が小さくなります。前田川流域ではダムが存在せず、土砂の流出量が多い水田の分布域で沈着量が多いため、流出比が大きいことが分かりました。

今後、本解析法の検証と改良を進め、より詳細なスケールの解析を行い、放射性Cs流出箇所の推測に役立てていきます。

●参考文献

Sakuma, K. et al., Characteristics of Radio-Cesium Transport and Discharge between Different Basins near to the Fukushima Dai-Ichi Nuclear Power Plant after Heavy Rainfall Events, Journal of Environmental Radioactivity, vols.169-170, 2017, p.137-150.

1-18 身近な“塩”を使って土を生まれ変わらせる —高輝度放射光が解き明かす土壌からのセシウム除去メカニズム—

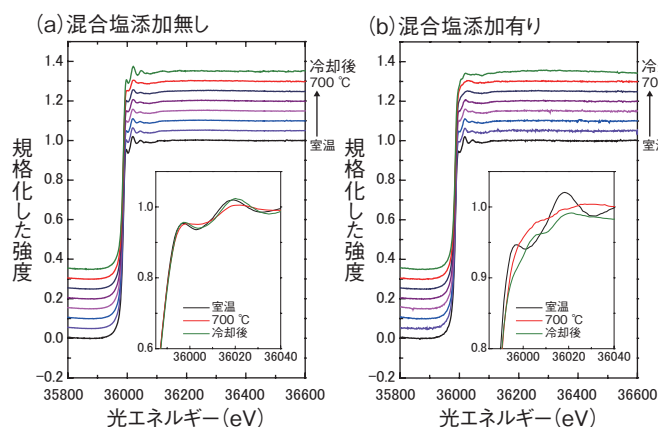


図1-37 高輝度放射光により測定した、室温から加熱した場合のセシウム吸収端X線吸収スペクトル

(a) 混合塩を添加しない場合、室温～700℃～室温の一連処理において形状に違いは見られません。(b) 一方、混合塩を添加した場合、加熱前後で異なるスペクトル形状になりました。これは混合塩を添加して加熱することでCs周辺の構造が大きく変化したことを意味します。

東京電力福島第一原子力発電所(1F)事故により大量の放射性物質が飛散した結果、大量の汚染土壌が発生し、今後その管理・処理に膨大な費用がかかる可能性が指摘されています。また適切な方法による最終処分が必要不可欠であるため、事故後6年が経過した現在も、汚染土壌の大幅な減容化を含めた処理方法の検討が各所で進められています。1F事故によって放出された放射性セシウム(Cs)は、汚染土壌中の粘土鉱物に多く収着していると見られますが、特に風化黒雲母(WB)が非常に重要であることが明らかになっています。私たちは、粘土鉱物からCsが取り除かれるメカニズムの解明や効果的な除去法の開発を進めることにより、これらの問題解決を目指しています。これまでの熱処理法では、1000℃以上の加熱が必要でした。この加熱温度を下げることで、処理コストを削減できる可能性があります。そこで私たちは、反応促進剤の添加による融点降下現象を利用して、より低い溶融反応温度の実現を目指しました。本研究では、高輝度放射光を用いたその場観察により、土壌からCsが取り除かれるメカニズムを調べました。

実験では、福島のWBをモデル土壌として用いました。このWBは阿武隈高地の花崗岩に由来していて、福島では広く存在する粘土鉱物です。他の粘土鉱物に比べてCsを強く収着するという性質があります。そのため、Csを効果的に取り除く反応促進剤として混合塩(NaCl-CaCl₂)を加えて実験を行いました。混合塩がWBに及ぼす影響を調べるため、200～700℃の加熱温度でその場X線吸収分光測定を行い、混合塩添加の有無によ

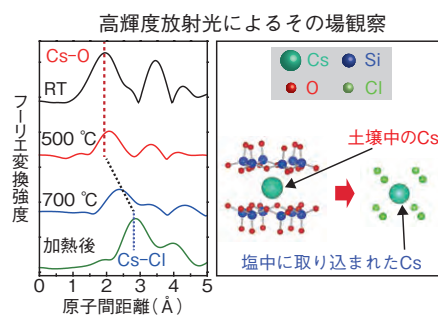


図1-38 風化黒雲母からCsが取り除かれる様子

高輝度放射光によりCs周りの構造を知ることができます。最初に酸素と結合していたCsは、混合塩を添加して加熱することで塩素と結びつく様子が分かります。

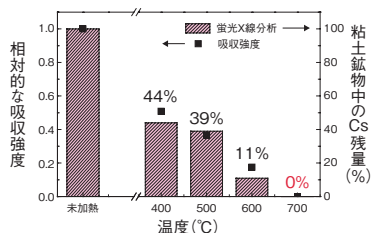


図1-39 混合塩添加により加熱処理を行った後に粘土鉱物に含まれるCsの残量

700℃加熱では、Csが100%除去されていることが分かります。

るスペクトルの違いを比較検討しました。混合塩を添加しない場合、加熱前後で違いが生じなかったのに対して、添加した場合には、加熱中から室温に戻る過程において違いが生じることが分かりました(図1-37)。

この結果は、塩添加した場合の加熱処理によりCs周りの構造が変化することを示します。そこで、詳しい構造をさらに調べるために、フーリエ変換から得られる動径構造関数の結果を比較検討しました。その結果、最初は酸素原子と結合しているCs(Cs-O結合)は、加熱過程で部分的に塩素との結合(Cs-Cl結合)が新しく形成され、冷却によって粘土鉱物中のCsが塩化物相に取り込まれることが分かりました(図1-38)。

Csが塩化物相に取り込まれているのであれば、加熱後の試料を水洗することによってCsが効果的に除去されるのではないかと予想されます。そこで、加熱後の試料を複数回水洗いした後に、蛍光X線分析による定量解析を行いました。その結果、混合塩添加を施して700℃加熱するとCsは100%除去されることが分かりました(図1-39)。

本研究は、JAEAプロジェクト「粘土鉱物Cs吸脱着機構」やSPRING-8 BL11XUにおいて、課題番号2015B-3504、日本学術振興会科学研究費補助金基盤研究(A)(No.16H02437)「福島汚染土壌の減容化と再利用に向けたセシウムフリー化法の開発」及び基盤研究(C)(No.16K06965)「溶融塩処理法を用いた汚染土壌からのセシウム脱離とその構造解析」の補助により得られた成果です。

●参考文献

Honda, M. et al., Mechanism of Cs Removal from Fukushima Weathered Biotite by Heat Treatment with a NaCl-CaCl₂ Mixed Salt, ACS Omega, vol.2, no.2, 2017, p.721-727.

1-19 粘土鉱物粒子の原子構造を計算科学の力で見る ー粘土鉱物の高いセシウム吸着能の解明に向けてー

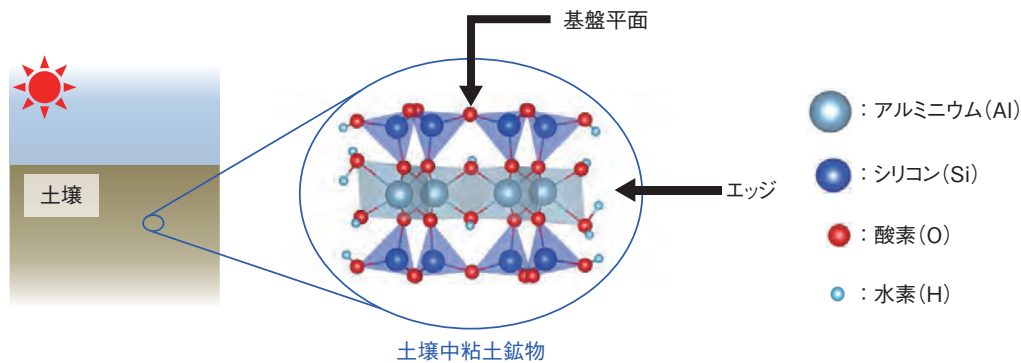


図 1-40 土壌中粘土鉱物のエッジ

中央図は粘土鉱物の一種であるパイロフィライトのエッジ構造の一つのモデルを示しています。粘土鉱物の表面は、平坦な構造を持つ「基盤平面」と複雑な構造を持つ「エッジ」に分けられます。

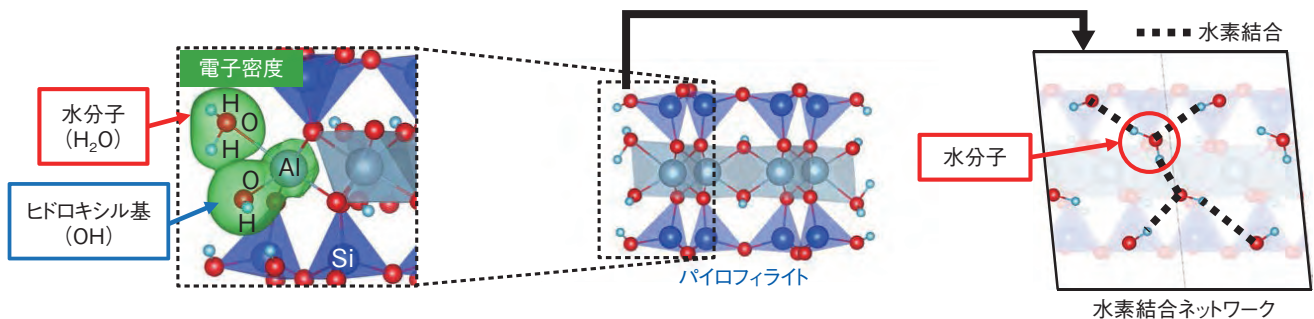


図 1-41 粘土鉱物エッジにおける水分子とヒドロキシル基の結合様態の違い

パイロフィライトのエッジにおいて、ヒドロキシル基はエッジの Al と電子を共有する結合であることが知られていました(左図)。本研究によって、水分子は水素結合ネットワークの構築によってエッジに結合していることが分かりました(右図)。

東京電力福島第一原子力発電所事故によって、多量の放射性物質が環境中に放出されました。中でも放射性セシウム(Cs)は表層土壌に強く吸着し、さらに半減期が長いために、住民避難の主な原因となっています。これまで大規模除染が続けられており、放射能及び空間線量率の低減に成功しています。しかし、除染で生じた膨大な除去土壌の減容処理の方法や安全な保管方法等が問題となっており、経済的かつ効率的な除去土壌の減容・保管に向けて、研究開発が続けられています。

土壌中の Cs は、主に粘土鉱物に吸着・固定されることが知られています。もし、粘土鉱物から Cs を分離できれば、除去土壌の減容が可能ですが、まだ効率的な分離手法はありません。これまでの研究によって、雨に溶けた陽イオンとして地表に落ちた放射性 Cs は、粒径の大きな無機物や有機物を経て、吸着力の強い粘土鉱物に集まり、その内部に取り込まれて固定されると考えられています。しかし、原子レベルの吸着・固定プロセスの詳細は今も不明です。これらの理解が進めば、効果的な減容処理の方法が開発できると期待されます。

これまでの研究によって、Cs は粘土鉱物のエッジ部

分(図 1-40)に吸着しやすいと考えられていますが、観測が難しいため、エッジ部分における原子の配置や結合状態などは謎に包まれています。特に、なぜ電的に中性な水分子がエッジに安定に配位するのか、その理由は不明なままでした。この水分子の脱離が放射性 Cs の吸着に強く関わっていると予想されることから、私たちは、スーパーコンピュータ上で比較的単純な構造を持つ粘土鉱物(パイロフィライト)のモデルを構築し、高精度な原子レベル物質構造シミュレーション手法である密度汎関数法を用いてその結合様態を調べました。

その結果、エッジ部分のヒドロキシル基とアルミニウム(Al)が電子を共有して結合するのとは異なり、水分子は水素結合のネットワークを構築することによってエッジ部分に結合することを突き止めました(図 1-41)。エッジにおける Cs 吸着は、この水分子の脱離と強く関係すると予想されるため、今後は、Cs イオン(Cs^+)がエッジに近づいた際の水分子や Cs^+ の挙動を明らかにし、粘土鉱物における Cs 吸着様態を解明することによって、最終的には除去土壌の減容化に貢献すべく研究開発を進めていきます。

●参考文献

Okumura, M. et al., Origin of 6-Fold Coordinated Aluminum at (010)-Type Pyrophyllite Edges, AIP Advances, vol.7, issue 5, 2017, p.055211-1-055211-9.

1-20 原木栽培しいたけへのセシウム蓄積を防ぐ ー 鉱物を使って放射性セシウムの吸収を低減ー

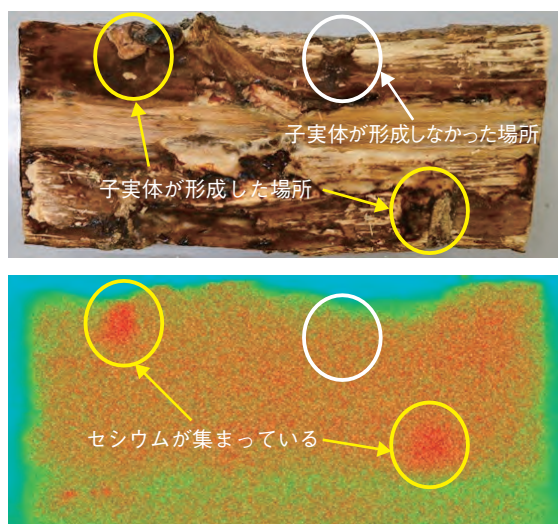


図1-42 しいたけを栽培した後の原木中 Cs 分布
上の写真は3ヶ所におが屑種菌を植えた原木の写真です。黄色い丸はしいたけの子実体を採取した部分、白い丸は種菌からしいたけが成長しなかった部分です。下は原木の切片の Cs 分布を放射線の二次元分布計測器で測定しました。Cs の集まっているところが濃く示されます。

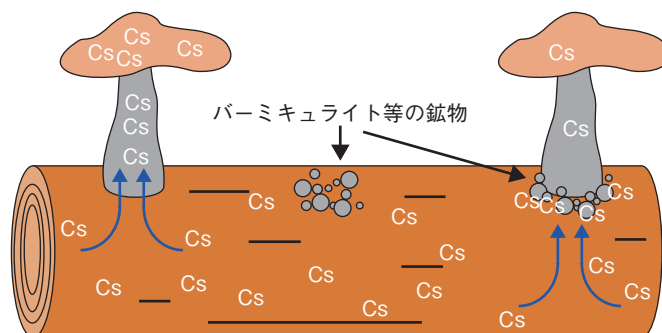


図1-43 原木しいたけ栽培における Cs の挙動
左のしいたけは原木から Cs を吸収し蓄積します。中央はバーミキュライト等の鉱物を原木に埋め込んでも Cs は鉱物に集まりません。右は鉱物を含むおが屑種菌からしいたけが成長すると、鉱物が Cs を吸着するため、しいたけへの Cs の蓄積が減少します。

福島県は原木しいたけ栽培が盛んに行われ、日本中に原木を供給する原木産地でもありました。しかし、東京電力福島第一原子力発電所事故により、原木産地が広範囲に放射性核種（主にセシウム-137とセシウム-134、以下 Cs）で汚染したため、福島では原木しいたけが出荷制限され、原木の生産ができなくなりました。しいたけなどのきのこ類が Cs を吸収し蓄積することは知られていましたが、Cs の吸収を防ぐ方法は全く検討されていませんでした。

本研究では、原木しいたけ栽培におけるしいたけへの Cs 蓄積を防ぐ方法を検討するため、まず、実際に Cs で汚染した原木におが屑種菌（おが屑にしいたけの菌糸を混ぜた種菌）を植えて栽培し、しいたけによる Cs の吸収を調べました。しいたけに吸収された Cs は、しいたけの子実体（傘と柄）における平均値として 1 kg あたり約 160 Bq でした。これは、栽培に用いた原木の Cs 濃度、1 kg あたり約 160 Bq とほぼ同じ値でした。次に、Cs を吸着する能力が高いバーミキュライトという鉱物の粉末をおが屑の重量に対して 5% または 10% となるように加えたおが屑種菌を原木に植えてしいたけを栽培

しました。すると、しいたけの子実体に蓄積した Cs の濃度は、バーミキュライトが 5% のときは原木の Cs 濃度の約 80%、バーミキュライトが 10% のときは原木の Cs 濃度の約 60% に減少しました。バーミキュライトの代わりにゼオライトという鉱物を用いた場合にも同等またはそれ以上に減少しました。このことから、バーミキュライトとゼオライトがしいたけ子実体への Cs 吸収を減らしたと考えられます。バーミキュライトを加えたおが屑種菌を用いて栽培したしいたけを採取した後で原木中の Cs 分布を測定したところ、おが屑種菌の部分に Cs が集まっていることが分かりました（図1-42 黄色い丸）。おが屑種菌からしいたけの子実体が成長しなかった部分には Cs が集まらなかった（図1-42 白い丸）、原木に含まれる水分をしいたけが吸収するときに、水に溶けていた Cs も水と一緒に原木中を移動し、しいたけに吸収される前に一部の Cs が鉱物に吸着したと考えられます（図1-43）。

これらの結果から、鉱物の種類と混合率を調整することによって、しいたけへの Cs 蓄積を大幅に減らすことができる可能性があると考えられます。

●参考文献

Ohnuki, T., Kozai, N. et al., Direct Accumulation Pathway of Radioactive Cesium to Fruit-Bodies of Edible Mushroom from Contaminated Wood Logs, Scientific Reports, vol.6, 2016, p.29866-1-29866-6.

安全性の継続的改善を実現するために

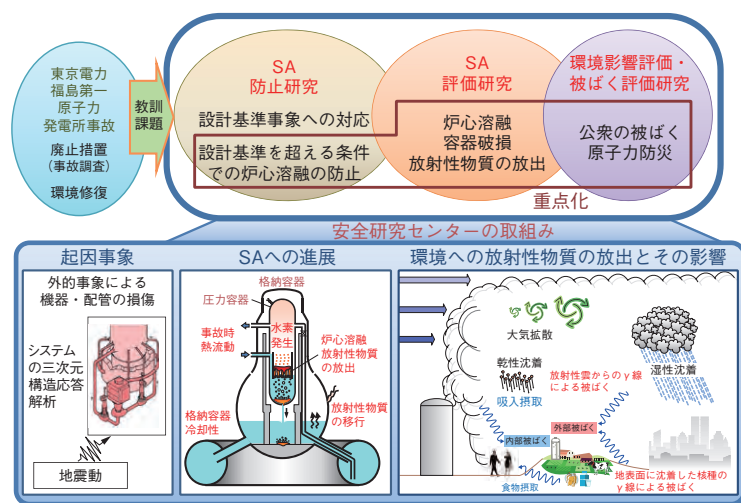


図2-1 安全研究センターにおける安全研究の取組み

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

安全研究センターでは、原子力安全の評価等に係る原子力安全規制行政への技術的支援並びに解析や試験、計測技術等に係る長期的視点からの先導的・先進的な安全研究に取り組み、安全基準の整備等、「合理的に達成できる安全の最高水準を目指した継続的改善の追求」に貢献して参ります。

特に、図2-1に示すように、東京電力福島第一原子力発電所（1F）事故の反省を踏まえ、設計基準事象への対応を中心とした1F事故以前の研究スタイルを見直しました。原子力施設等のリスクを低減するため、シビアアクシデント（SA）の発生防止と影響緩和に係る研究、緊急事態への準備と対応に向けた研究、1F事故に係る放射線影響及び放射性廃棄物管理並びに燃料デブリの臨界安全管理の研究を重点的に進めています。

SA研究においては、SA時の現象解明や効果的な事故拡大防止策の整備を目指しています。そのため、図2-2に示すように、大型格納容器試験装置 CIGMA による、格納容器損傷の要因となる高温の気相挙動や水素ガス等の混合ガスの熱流動挙動等に着眼した試験を実施しています。また、SA評価手法の高度化の観点から、OECD/NEA 国際共同プロジェクトの1F事故に関するベンチマーク解析で得た知見を基に、SA解析コードによる解析精度の向上を目指しています。



大型格納容器試験装置（CIGMA）

CIGMA の基本仕様

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

図2-2 大型格納容器試験装置 CIGMA の概要

事故時の高温高压の蒸気や水素の挙動並びに種々の事故拡大防止策を模擬できるように設計されています。

さらに、1F事故の周辺環境における放射性物質の分布調査を行うため、有人のヘリコプターを用いた航空機モニタリング技術の開発を進めています。防災基本計画に従った緊急時対応技術として、川内原子力発電所周辺におけるバックグラウンドモニタリングを実施しています。

本章では、最近の研究成果から、原子力発電所事故時の浮力流れを考慮した数値流体力学コードによる温度解析におけるメッシュ形状の影響（トピックス 2-1）、SA時格納容器内溶融炉心の冷却性に係る既往試験で観察された現象に対するSA解析コードの予測性能（トピックス 2-2）、高照射ステンレス鋼における局所変形組織とひずみ分布（トピックス 2-3）、高レベル放射性廃棄物地層処分時アルカリ性環境における粘土系緩衝材主成分の変質速度（トピックス 2-4）、派生断層の成長が地層処分システム周辺の地下水の流動に及ぼす影響（トピックス 2-5）、 α 線計測と質量分析による単一U/Pu混合微粒子中のブルトリウム同位体比の分析手法（トピックス 2-6）に関する成果を紹介します。

なお、当センターが取り組んできた1F事故対応について、生活パターンを考慮した実測値に基づく住民の被ばく線量の推定（第1章トピックス 1-13）に関する成果を記載しています。

2-1

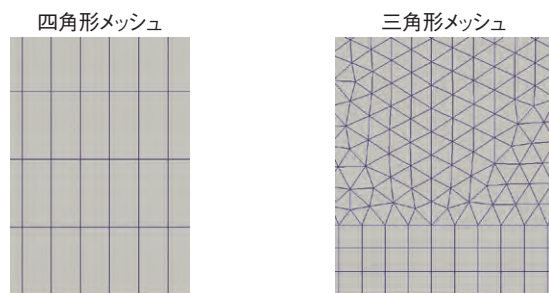
原子力発電所事故時の水素ガス挙動を評価する
ー浮力流れの数値流体力学解析に対するメッシュ形状の影響ー

図2-3 メッシュの模式図

計算対象の領域を図に示すような四角形（左図）若しくは三角形（右図）のセルで分割して解析を行います。

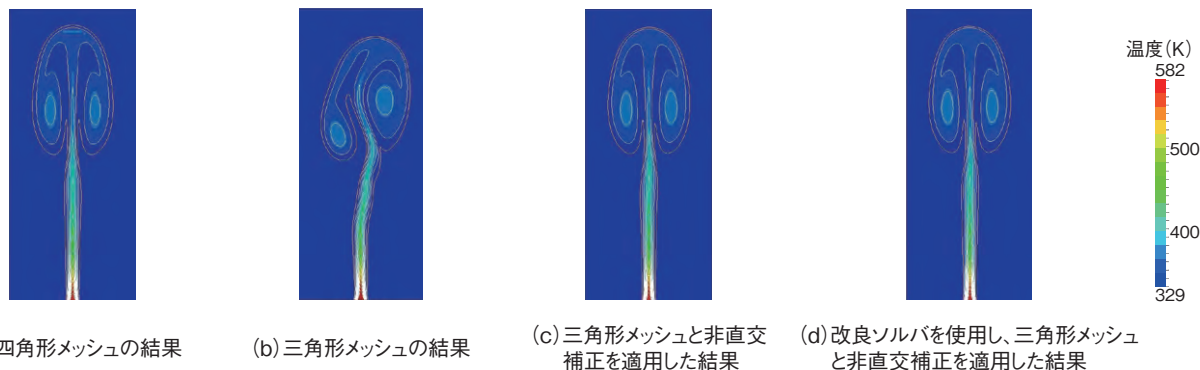


図2-4 OpenFOAM による解析結果

(a) は四角形メッシュの解析結果を、(b) は三角形メッシュの解析結果を示します。三角形メッシュに非直交補正を適用することで、四角形メッシュの結果と同様対称的な分布が得られました(c)。また、原子力機構で開発した改良ソルバを使用することで、既存ソルバよりも高速な計算が可能となりました(d)。

原子力発電所の事故時には、高温に発熱した燃料棒被覆管と水との化学反応により水素が発生し、この水素が格納容器や原子炉建屋へ漏えいすることで、空気中の酸素と反応し爆発する可能性があります。このため原子炉の安全性を確保する上では事故時の水素ガス挙動を正確に評価することは重要な課題です。

格納容器や原子炉建屋は非常に大きな体積を有しており、その内部は多次元的な流れになるため、数値流体力学（CFD）による詳細な解析が必要です。また水素は非常に軽いため、その挙動を評価するためには浮力の影響を考慮する必要があります。一般に CFD コードによる解析では、対象とする空間を細かい四角形若しくは三角形のメッシュと呼ばれる計算領域で区切り、計算を行います。計算対象が格納容器のような複雑形状の場合、三角形メッシュの適用が容易で多用されますが、既往研究により、浮力流れでは三角形メッシュによる解析結果の精度が低いことが指摘されていました。そこで本研究では、三角形メッシュの浮力流れの解析への適用について検討を行いました。

二次元領域内に低温流体を満たし、領域下部から高温流体を注入し、温度差により浮力流れを模擬した計算体系に対して、図 2-3 に示す四角形と三角形のメ

ッシュを適用しました。解析には汎用 CFD コードである OpenFOAM を用いました。

図 2-4 (a) は OpenFOAM に実装されているソルバ（以下既存ソルバ）による四角形メッシュを用いた温度の解析結果です。より細かいメッシュで解析した結果と同様、対称的な分布になっており、妥当な結果と判断できます。図 2-4 (b) は三角形メッシュを用いた結果を示しており、非対称分布となっています。差が生じた原因として、三角形メッシュは隣接セル間の非直交性が大きく、浮力に関する勾配項の計算精度が低いことが考えられます。これに対して、非直交補正（セル間の非直交性の影響を緩和する補正）を適用した結果が図 2-4 (c) であり、対称的な分布が得られました。図 2-4 (d) は、既存ソルバに対して浮力項への非直交性の影響を緩和する定式化を用いて、原子力機構で改良したソルバを用い、補正を適用した結果です。改良したソルバでもメッシュの非直交性の影響を緩和できており、改良ソルバは既存ソルバよりも高速な計算が可能となりました。以上より三角形メッシュを用いて、浮力流れを精度良く解析するための条件を示し、高速解析が可能となりました。今後は、本手法を応用して格納容器等の複雑形状内の CFD 解析を実施する予定です。

●参考文献

Ishigaki, M. et al., Influence of Mesh Non-Orthogonality on Numerical Simulation of Buoyant Jet Flows, Nuclear Engineering and Design, vol.314, 2017, p.326-337.

2-2 原子炉格納容器内における溶融炉心デブリ生成を評価する ーシビアアクシデント時の溶融炉心冷却性評価に向けてー

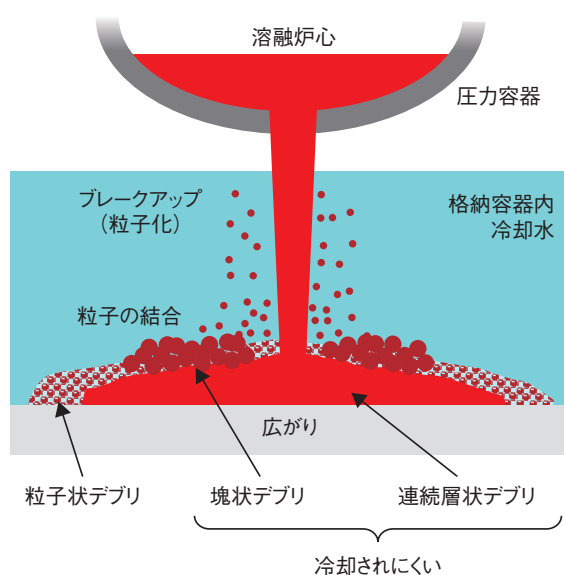


図2-5 SA時に水中に落下する溶融物の挙動

溶融物が水中に落下すると、水との相互作用により一部が粒子化します。粒子が固化した「粒子状デブリ」、固化する前に近傍の粒子と結合した「塊状デブリ」及び粒子化せず床面で広がった「連続層状デブリ」が形成され、各デブリの形状の違いから冷却性が異なります。

シビアアクシデント（SA）時に原子炉圧力容器が破損すると、高温の溶融炉心が格納容器内へ落下し、溶融炉心／コンクリート相互作用（MCCI）による床の浸食で格納容器の健全性が損なわれる可能性があります。MCCIを防止・緩和するため、日本では圧力容器が破損する前に格納容器に注水する対策が講じられます。溶融炉心が水中に落下すると、冷却性の異なる3種類のデブリが生じ、また床面で広がることで水との接触面積が増大します（図2-5）。よって、冷却性評価においては各デブリの生成割合と広がり面積が重要です。これらは溶融炉心の温度、水深、水温といった条件に依存するため、私たちは様々な条件の影響を考慮できる解析手法の整備を進めており、最終的には各条件の確率分布を考慮することで溶融炉心の冷却性やMCCI防止対策の有効性を確率的に評価することを目指しています。

本研究では、各デブリの生成割合と広がり面積を計算するため、溶融炉心／冷却水相互作用解析コードJASMINEを改良しました。

まず、溶融物の水中落下時の粒子化の計算において実験で得られた粒径分布を再現できる機能を加えました。冷えにくい大きな粒子の一部は固化せず床面に到達

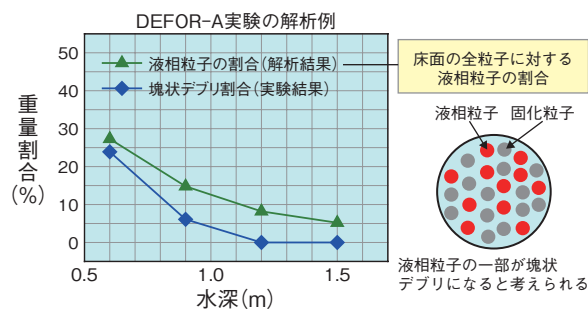


図2-6 塊状デブリ生成割合の評価

実験で測定された塊状デブリ割合とJASMINEコードによる解析で得た液相粒子の割合が明らかな相関を持つことを確認しました。

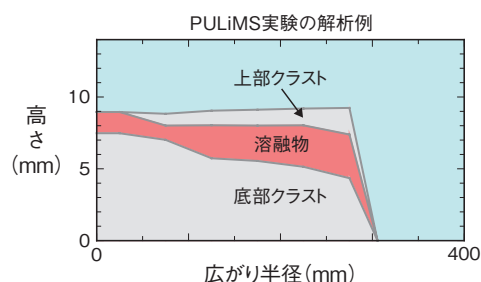


図2-7 溶融物の床面での広がりの評価

実験で観察された溶融物の上部と底部にクラストが生成され、やがて広がりが停止する挙動をJASMINEコードによる解析で再現しました。

し、他の粒子と結合して塊状デブリを形成します。スウェーデン王立工科大学（KTH）による溶融物落下実験DEFOR-Aでは水深と塊状デブリ生成割合の関係が得られました。この実験を改良コードで解析した結果、液相粒子の割合に着目することが塊状デブリ生成割合を推定する上で有効であることを確認しました（図2-6）。

次に、床面における溶融物の広がりについて流体力学的な広がり挙動モデルと表面固化層（クラスト）形成モデルを導入しました。KTHで実施された水中床面広がり実験PULiMSの解析に改良コードを適用したところ、実験と同様に溶融物の広がりが停止し、固化物の内部に3層構造が形成されることを確認しました（図2-7）。

溶融物広がり面積の再現性向上など、課題は残されていますが、実機におけるMCCI防止対策の有効性評価に向けた手法の整備を着実に進めました。今後は溶融物から水への伝熱モデルの改良や塊状デブリ生成モデルの開発等を行う予定です。本研究は、原子力規制委員会原子力規制庁からの受託研究「平成27年度原子力施設等防災対策等委託費（シビアアクシデント時格納容器内溶融炉心冷却性評価技術高度化）事業」の成果の一部です。

●参考文献

Matsumoto, T. et al., Improvement of Ex-Vessel Molten Core Behavior Models for the JASMINE Code, Proceedings of 10th Korea-Japan Symposium on Nuclear Thermal Hydraulics and Safety (NTHAS10), Kyoto, Japan, 2016, paper N10P1143, 9p., in USB Flash Drive.

2-3 軽水炉炉内構造物の亀裂進展評価の精緻化に向けて —高照射ステンレス鋼における局所変形組織とひずみの分析—

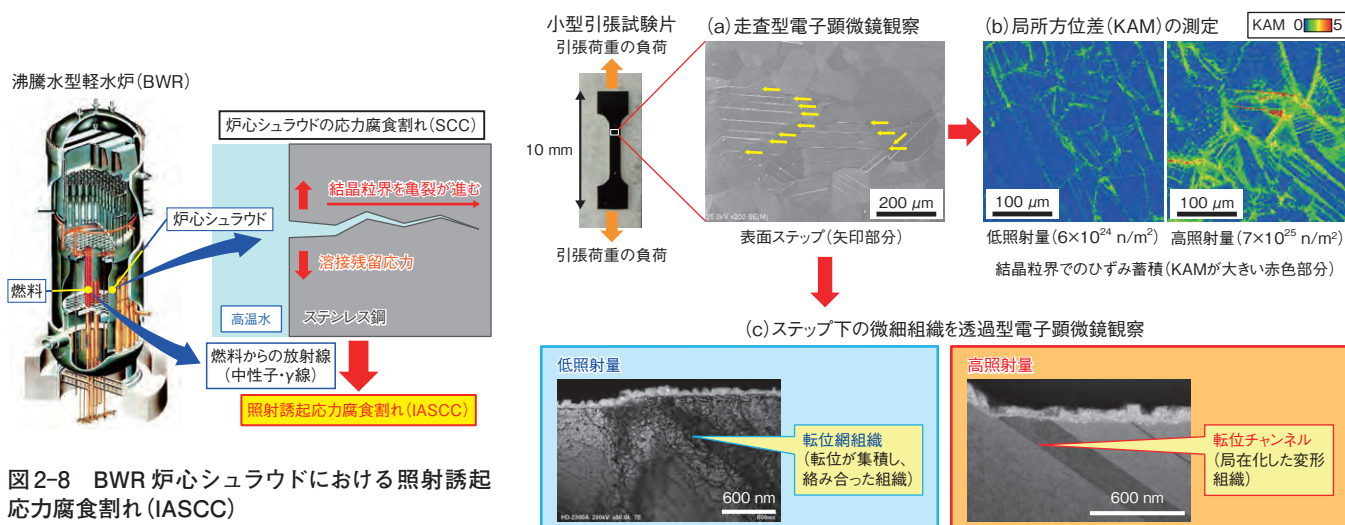


図 2-8 BWR 炉心シュラウドにおける照射誘起応力腐食割れ (IASCC)

ステンレス鋼製の炉心シュラウドは、溶接残留応力が存在する状態で炉内の高温水中で長期間使用されると、結晶粒界を亀裂が進んでいく SCC が起こることがあります。炉心では燃料からの放射線にさらされることによって SCC が促進され、IASCC が起こる可能性があります。

沸騰水型軽水炉 (BWR) の炉心シュラウドは、燃料集合体を囲う円筒状の炉内構造物であり、通常運転時ににおいて確実に燃料を支持するとともに、冷却水の流路を確保する機能を担っています。ステンレス鋼を溶接でつなぎ合わせた構造の炉心シュラウドは、溶接残留応力が存在する状態で炉内の高温水中で長期間使用されると、結晶粒界を亀裂が進んでいく応力腐食割れ (SCC) が起こることがあります。さらに、炉心シュラウドは燃料から発生する中性子や γ 線などの放射線にさらされるため、材料への中性子照射量が高くなると SCC が促進され照射誘起応力腐食割れ (IASCC) が起こる可能性があります (図 2-8)。このように炉内構造物に対する IASCC には、材料、環境、応力、照射といった要因が複合的に関与しているため、個々の要因に関する試験データから得られた知見に基づくメカニズムの解明が必要となります。

私たちは、IASCC のメカニズム解明の一環として、亀裂の先端で起こっている現象を把握するため、照射及び応力を受けたときの材料特性の変化に着目し、中性子照射されたステンレス鋼への荷重負荷に伴って生じる塑性変形を調べる試験を実施しました。試験では、60 年運転した BWR 炉内構造物の最大照射量付近まで中性子照射されたステンレス鋼から製作した小型の引張試験片に荷重を負荷し、亀裂先端部での変形状態を想定して約 2% 塑性変形させた後、走査型電子顕微鏡を用いて表面の変形組織の観察を行いました。また、塑性ひずみ量に

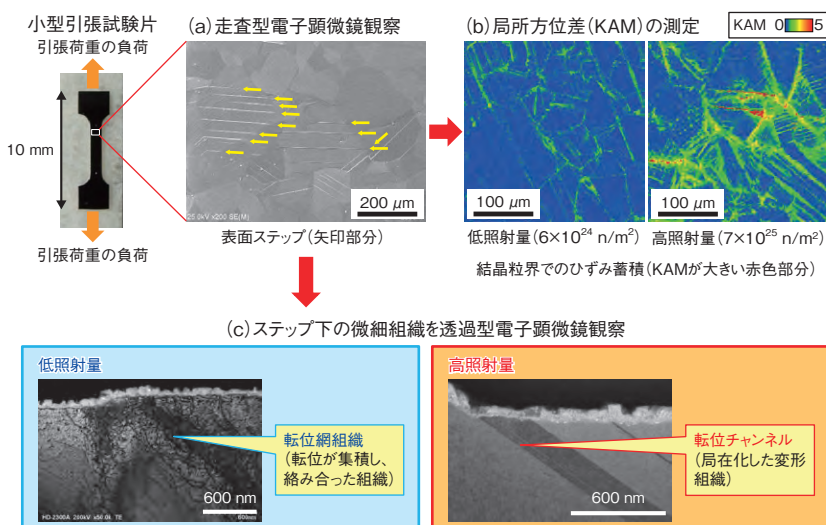


図 2-9 塑性変形後の照射ステンレス鋼表面の変形組織とひずみ分布

(a) 引張荷重を負荷して塑性変形させた後の試験片には、直線状の表面ステップ (矢印部分) が形成しています。(b) 高照射量ほど結晶粒界での KAM が大きく、顕著なひずみ蓄積が示唆されます。(c) 表面ステップ下の微細組織は、低照射量では転位網組織であるのに対して、高照射量では転位チャンネルであることが分かりました。

相当する結晶方位の変化である局所方位差 (KAM) を測定し、局所的なひずみの蓄積を定量的に評価しました。その結果、図 2-9 (a) に示すように、変形によって試験片には直線状の表面ステップが現れました。また、図 2-9 (b) に示す KAM の分布と結晶粒の関係を詳細に解析した結果、特に結晶粒界において、中性子照射量の増大に伴って KAM が大きくなる傾向を確認しました。以上の結果は、変形によって高いひずみが結晶粒界に蓄積し、高照射量の条件ほど顕著となることを示しています。

それぞれの試験片から、KAM が大きい結晶粒界近傍を選定し、透過型電子顕微鏡を用いて表面ステップ下の微細組織の断面観察を行いました。その結果、低照射量の結晶粒内には未照射の材料と同様に変形の際に導入された転位網組織が観察されましたが、高照射量では転位チャンネルと呼ばれる局在化した変形組織が認められました (図 2-9 (c))。このことから、高照射量では転位チャンネルによる局所的な変形によってより顕著な表面ステップを形成し、その表面ステップと交差する結晶粒界にひずみが蓄積する原因となっていることが分かりました。本研究で得られた知見は、より精緻な亀裂進展評価に役立てて行く予定です。

本研究は、原子力規制委員会原子力規制庁からの受託事業「平成 25 ～ 26 年度軽水炉燃料材料詳細健全性調査」の成果の一部です。

●参考文献

Chimi, Y. et al., Correlation between Locally Deformed Structure and Oxide Film Properties in Austenitic Stainless Steel Irradiated with Neutrons, Journal of Nuclear Materials, vol.475, 2016, p.71-80.

2-4 地層処分場の緩衝材が劣化する速さを理解する ーアルカリ性環境における圧縮モンモリロナイトの変質速度ー

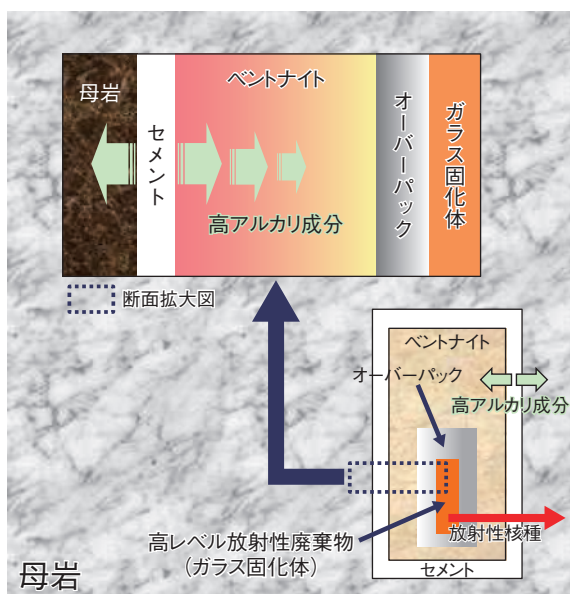


図2-10 高レベル放射性廃棄物地層処分システム概念図
ガラス固化体は、オーバーパックに密封され、その周辺を緩衝材（ベントナイト）で覆われた状態で深地層中に埋設されます。また、高アルカリ成分を溶出するセメントが、処分坑道の落盤を防ぐ支保工などに使用される可能性があります。

高レベル放射性廃棄物の地層処分では、ガラス固化体を収納した鉄製容器（オーバーパック）の周囲をしめ固めた粘土系緩衝材（圧縮ベントナイト）で覆い、深地層中に埋設します（図2-10）。圧縮ベントナイトには、物理的緩衝機能のほかに、低透水性及び吸着性により地下水中に溶けた放射性核種の処分場外への漏出を抑制する機能が期待されています。圧縮ベントナイトの特性は、主成分のモンモリロナイトの含有量に依存するとされ、この機能を長期にわたり期待するためには、処分場で使用されるセメントから溶出するアルカリ成分によりモンモリロナイトが他の鉱物に変質する挙動を定量的に評価する必要があります。

私たちの従来研究では、圧縮ベントナイトのアルカリ変質試験を実施し、モンモリロナイト変質速度を定式化しました。しかしながら、その試験では、モンモリロナイト以外の共存鉱物の変質に伴う圧縮ベントナイト内部のOH⁻濃度の低下が、モンモリロナイトの変質挙動にどの程度の影響を及ぼすのかについては把握できていませんでした。

そこで本研究では、不純物をほとんど含まない圧縮モンモリロナイトの変質試験を50～130℃で実施し、結果を定式化して従来の式と比較することで、圧縮ベントナイト中のモンモリロナイトの変質挙動へ及ぼす共存鉱物の影響を考察するとともに、当該影響を排除した圧縮

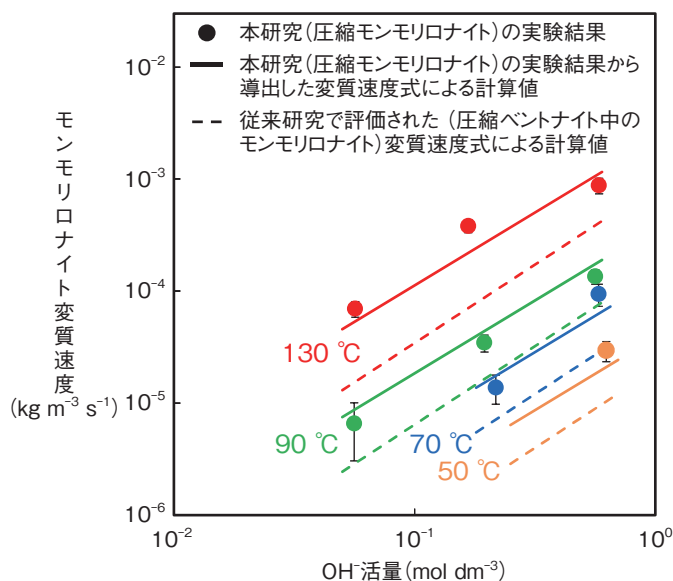


図2-11 高アルカリ性溶液に対するモンモリロナイトの変質速度
圧縮モンモリロナイトの変質速度は、従来研究で評価された圧縮ベントナイト中のモンモリロナイト変質速度よりも速くなりました。これは、圧縮ベントナイト内のOH⁻濃度は共存鉱物との反応によって低下しており、従来の変質速度式ではモンモリロナイトの変質速度を過小評価していたことを示しています。

モンモリロナイトの変質速度式を導出することとしました。

本研究により得られた圧縮モンモリロナイトの変質速度(R_A)をOH⁻活量(a_{OH^-})と温度で整理し(図2-11)、以下のように定式化することができました。

$$R_A = 30000 \cdot (a_{OH^-})^{1.3} \cdot \exp(-55000/RT) \text{ (kg m}^{-3} \text{ s}^{-1}\text{)}$$

ここでRは気体定数、Tは絶対温度です。圧縮モンモリロナイトの変質速度は、従来研究で評価された圧縮ベントナイト中のモンモリロナイト変質速度よりも速いことが分かりました。これは、圧縮ベントナイト内のOH⁻濃度は共存鉱物との反応によって低下していたことを示しており、従来の変質速度式($R_A = 3500 \cdot (a_{OH^-})^{1.4} \cdot \exp(-51000/RT)$)では内部のOH⁻濃度を過大評価していたこと、すなわち変質速度を過小評価していたことが明らかとなりました。

本研究で得られた変質速度式を開発中の地球化学解析コードに導入し、OH⁻濃度の低下を伴う共存鉱物の変質とモンモリロナイトの変質を同時に評価することが可能となりました。

本研究の一部は、経済産業省原子力安全・保安院（現原子力規制委員会原子力規制庁）からの受託研究「平成20年度放射性廃棄物処分の長期的評価手法の調査」として実施しました。

●参考文献

Sawaguchi T. et al., Effects of OH⁻ Activity and Temperature on the Dissolution Rate of Compacted Montmorillonite under Highly Alkaline Conditions, Clay Minerals, vol.51, no.2, 2016, p.267-278 [Erratum: vol.51, no.5, 2016, p.815].

2-5

地震活動が地層処分に関与する影響を評価

— 派生断層の成長が地層処分システム周辺の地下水流動に与える影響評価 —

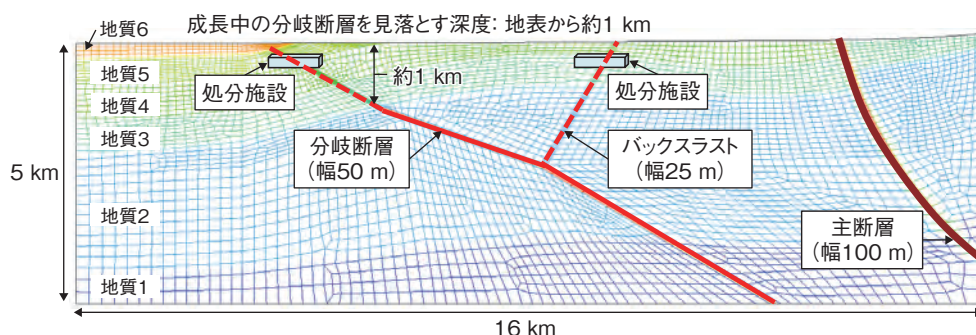


図2-12 派生断層（分岐断層及びバックスラスト）の成長を仮定した水理・地質構造モデル
処分施設閉鎖時（0年）に処分施設より深い地下に分岐断層が伏在し（—線）、その後の地震活動に伴い成長した分岐断層及びバックスラスト（- - -線）が将来処分坑道を直撃する場合を想定しました。

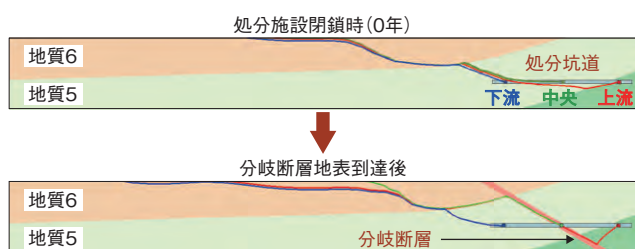


図2-13 分岐断層と交差する処分坑道（深度 300 m）からの移行経路

分岐断層の成長によって、処分坑道中央（—線）及び上流部（—線）からの移行経路は断層に沿って上昇する経路に変化しました。

長寿命核種を含む高レベル放射性廃棄物の地層処分では、処分後数十万年先まで安全性を評価する必要がある、その間に処分施設に著しい影響を与え得る地質・気候関連事象は立地選定時に回避することが求められています。しかし数十万年先の将来予測の困難さから、事前に回避しきれない事象の存在が指摘されています。例えば地震活動に関しては活断層を回避することとなっていますが、地下深部における活断層からの分岐断層や、その共役系として分岐断層と逆向きの傾斜で形成されるバックスラストは予測や検出が困難なため事前に回避できない可能性が指摘されています。そこで、派生断層（分岐断層及びバックスラスト）の成長に対する影響手法の整備及び処分施設周辺の地下水流動への影響評価を行いました。

派生断層のモデル化のために国内の派生断層事例を調査し、派生断層の成長角度及び1回の地震活動あたりの成長量を設定しました。これに基づき仮想的な堆積岩サイトにおいて派生断層の成長を仮定した水理・地質構造モデルを作成し（図2-12）、断層の成長を考慮した非定常二次元地下水流動解析を行いました。さらに派生断層との交差位置に仮定した幅1 kmの処分坑道（断層に

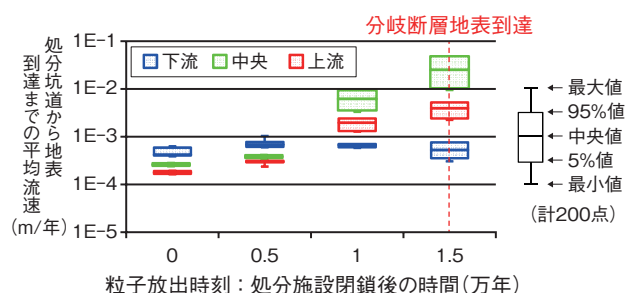


図2-14 処分坑道から地表到達までの平均流速（断層成長量：鉛直方向に500 m / 1回の地震活動の場合）

分岐断層の成長に伴い、処分坑道から地表到達までの平均流速は最大2桁増加しました。

対し上流・中央・下流の三つの領域に区分) に対し粒子追跡線解析（始点各200点）を行い、粒子放出時刻を変えて処分坑道から放出された粒子の移行経路及び移行時間を求めました。その結果から、派生断層成長に伴う天然バリアへの重要な影響として「核種移行経路の変化」と「平均流速の変化」の二つが分かりました。

処分坑道中央及び上流部からの移行経路については、分岐断層の成長に伴い断層に沿って上昇する経路に変化しました（図2-13）。また処分坑道から放出された粒子が地表に到達するまでの平均流速については、分岐断層の成長に伴い坑道中央で最大2桁、上流部で最大1桁程度増加しました（図2-14）。これは断層成長に伴い核種の地表への移行時間が短縮する可能性を示唆しています。

さらに、バックスラストについては断層に沿った下向きの地下水流速がバックスラストの成長に伴い1桁程度増加することも分かりました。これは断層成長に伴い地表付近の酸性地下水の流入が起これ、各バリア材の安全機能に影響を及ぼす可能性を示唆しています。

本研究は、原子力規制委員会原子力規制庁からの受託研究「平成26年度地層処分の安全審査に向けた評価手法の整備」の成果の一部です。

●参考文献

高井静霞ほか、派生断層の成長による地層処分システム周辺の地下水流動への影響評価、日本原子力学会和文論文誌, vol.16, no.1, 2017, p.34-48.

2-6 単一 U/Pu 混合微粒子中プルトニウム同位体比データの取得 —核不拡散のためのα線計測と質量分析による新たなアプローチ—

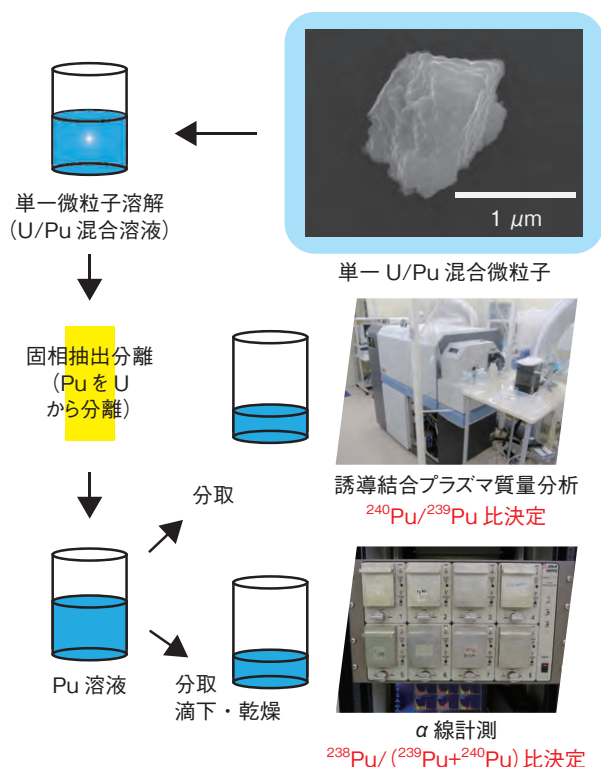


図2-15 単一 U/Pu 混合微粒子中の Pu の分析の流れ
単一 U/Pu 混合微粒子に対して、原理の全く異なる 2 種類の測定方法を組み合わせた新たな分析手順を開発しました。

プルトニウム (Pu) は、原子炉でウラン (U) 燃料を燃焼させた際に、U が中性子を吸収することにより生成します。この Pu は、燃焼後の使用済燃料から抽出・精製され、U と混合した U/Pu 混合酸化物として、再び燃料として用いられます。このように、Pu は核燃料サイクルにとって重要な物質であるとともに、一方では核兵器の原料にもなり得るため、核不拡散の上でも鍵となる物質です。私たちは国際原子力機関と協力し、世界各国の原子力関連施設でサンプリングされた環境試料について、その中に含まれる微粒子中の U や Pu などの同位体組成を明らかにし、軍事目的に利用できるように組成を有していないかを調べています。

Pu には同位体として ^{238}Pu 、 ^{239}Pu 、 ^{240}Pu 、 ^{241}Pu 、 ^{242}Pu などがあります。一方、U には同位体として ^{234}U 、 ^{235}U 、 ^{236}U 、 ^{238}U などがあります。ここで、 ^{238}Pu と ^{238}U はほぼ同じ質量数ですので、同位体組成分析に用いられる質量分析ではその区別はほぼ不可能であり、これまで単一 U/Pu 混合微粒子中の ^{238}Pu を含めた Pu 同位体組成を調べることは困難でした。私たちは今回、 ^{238}Pu 分析に対する質量分析の欠点を補うべく、α線計測を組み合わせた新たな分析技術の開発に成功しました。

開発した分析方法の概要を図 2-15 に示しました。単一の U/Pu 混合微粒子を電子顕微鏡観察下で微細なガ

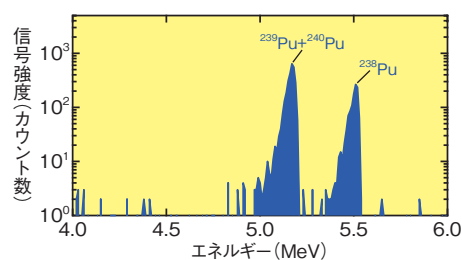


図2-16 U/Pu 混合微粒子 (U/Pu = 5) から分離した Pu を 200 万秒測定して得られた α 線スペクトル
ピークの重なりのない良好なスペクトルが得られました。

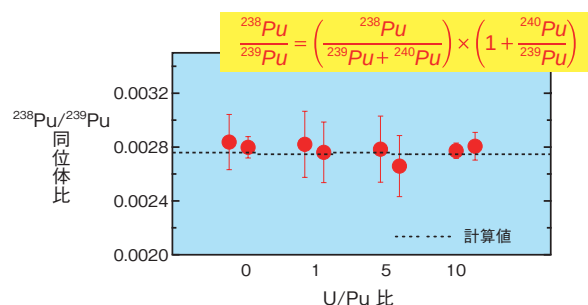


図2-17 $^{238}\text{Pu}/^{239}\text{Pu}$ 同位体比分析結果
種々の U/Pu 比の単一 U/Pu 混合微粒子に対して、正確に $^{238}\text{Pu}/^{239}\text{Pu}$ 同位体比を決定することができました。

ラス棒を用いて取り出し、酸により溶解します。次に、固相抽出分離により溶液中の Pu を U から分離し Pu 溶液を得ます。その後、この溶液を分取し、誘導結合プラズマ質量分析及び α 線計測により $^{240}\text{Pu}/^{239}\text{Pu}$ 及び $^{238}\text{Pu}/(^{239}\text{Pu}+^{240}\text{Pu})$ 比を測定します。これらの比から $^{238}\text{Pu}/^{239}\text{Pu}$ の比が計算により求められます。

図2-16には、代表例として U/Pu 混合微粒子 (U/Pu=5) から分離した Pu の α 線スペクトルを示しました。この結果、ピークの重なりのない良好なスペクトルが得られ、 $^{238}\text{Pu}/(^{239}\text{Pu}+^{240}\text{Pu})$ 比を求めることができました。一方、質量分析においても、 $^{240}\text{Pu}/^{239}\text{Pu}$ 、 $^{241}\text{Pu}/^{239}\text{Pu}$ 、 $^{242}\text{Pu}/^{239}\text{Pu}$ 比を精度良く測定することができました。これら実測値から、U/Pu 比の異なる U/Pu 混合微粒子 (U/Pu = 0、1、5、10) 各 2 個について $^{238}\text{Pu}/^{239}\text{Pu}$ 比を求めた結果を図 2-17 中の ● で示します。この実験では、Pu 同位体組成の計算値があらかじめ明らかな微粒子を用いて測定を実施しましたが、全ての微粒子でその計算値 (図 2-17 中の ---) と良く一致した分析結果が得られ、本法の有効性を確認することができました。

本研究は、原子力規制委員会原子力規制庁からの受託研究「平成 28 年度保障措置環境分析調査」の成果の一部です。

●参考文献

Esaka, F. et al., Analysis of Plutonium Isotope Ratios including $^{238}\text{Pu}/^{239}\text{Pu}$ in Individual U-Pu Mixed Oxide Particles by Means of a Combination of Alpha Spectrometry and ICP-MS, Talanta, vol.165, 2017, p.122-127.

未来を拓く先端原子力科学研究

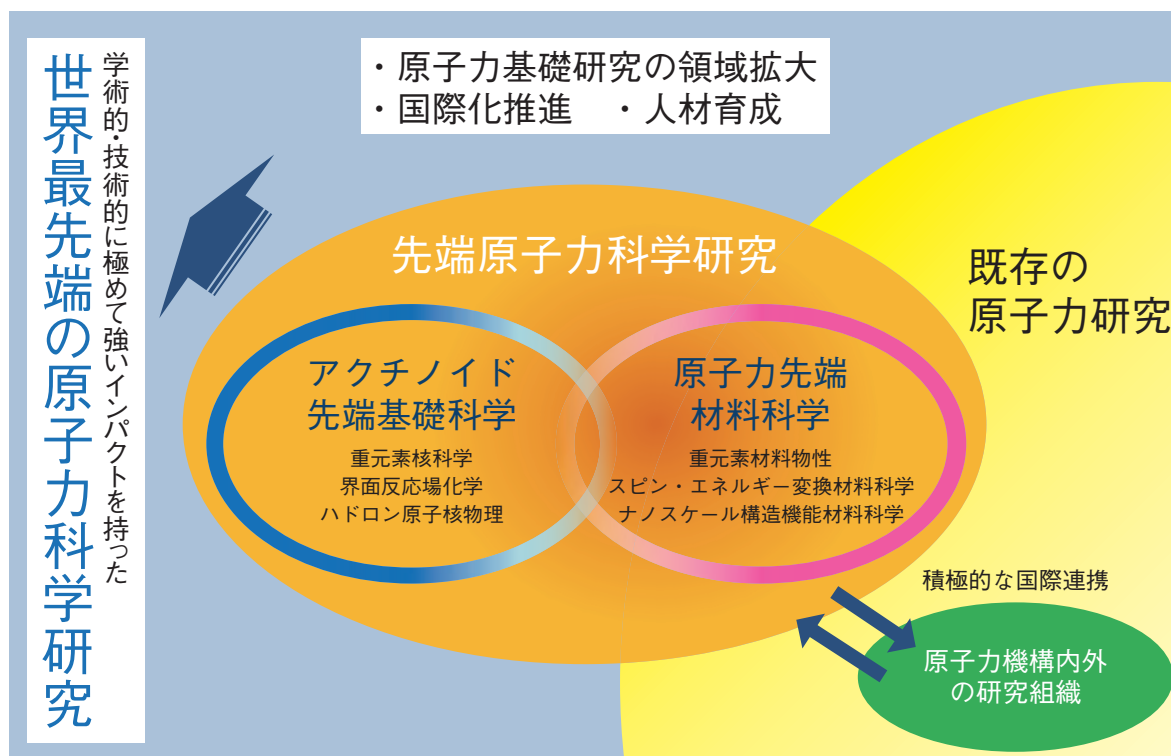


図3-1 先端原子力科学研究の位置づけ
学術的・技術的に極めて強いインパクトを持った世界最先端の原子力科学研究を目指しています。

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

先端基礎研究センターでは、原子力科学における無限の可能性を基礎科学の立場から掘り起こし、さらにその過程から新しい学問分野を開拓し、学術の進歩と最先端の科学技術の振興を図ることを目指しています。

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

アクチノイド先端基礎科学では、新しい概念の創出を目指した原子核科学や重元素科学を、原子力先端材料科学では、新しいエネルギー材料物性機能の探索とそのための新物質開発を実施しています。これらの各分野間の連携や、原子力機構内外の研究組織との協力を通して、学術的・技術的に極めて強いインパクトを持った世界最先端の原子力科学研究を推進し、新原理・新現象の発見、新物質の創成、革新的技術の創出などを目指しています(図3-1)。

2016年度は、アクチノイド先端基礎科学では、重イオン反応による新たな核分裂データの取得—中性子数の過剰な原子核の核分裂研究へ道を拓く—(トピックス3-1)

として、アクチノイド核種の核データを一気に取得可能とするタンデム加速器を用いた成果が得られました。“奇妙な粒子”による原子核の新しい存在形態—反K中間子と二つの核子が強い相互作用で結びつく—(トピックス3-2)は、原子核内の核力の解明に向けJ-PARCハドロン実験施設で得られた成果です。また、原木栽培したいけへのセシウム蓄積を防ぐ—銲物を使って放射性セシウムの吸収を低減—(第1章トピックス1-20)は、食品へのセシウムの移行を抑制する技術として期待されます。

一方、原子力先端材料科学では、非磁性イオンの磁気秩序—非クラマースイオンの高次磁気秩序の理論予測—(トピックス3-3)は、新しい磁性材料開発への貢献が期待される成果です。超高速回転で普通の金属を磁石に—アインシュタインも魅了した磁石と回転の関係を探る—(トピックス3-4)は、回転運動を用いて磁石の性質を制御する新しい方法を提供する成果です。また、新材料ゲルマネンの非対称な原子配置を明らかに—ゲルマネンの特性に新しい可能性—(トピックス3-5)など陽電子回折実験による興味ある成果が得られています。

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

3-1 重イオン反応による新たな核分裂データの取得 —中性子数の過剰な原子核の核分裂研究へ道を拓く—

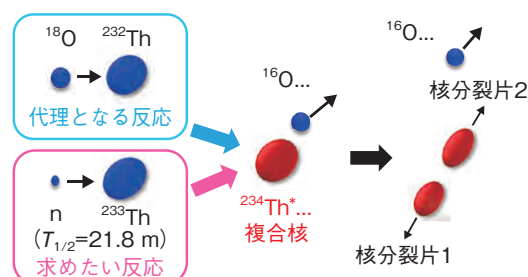


図3-2 代理反応の原理

多核子移行反応によって中性子入射反応と同じ複合核を生成し、中性子入射反応の核分裂データを取得する仕組みです（代理反応）。寿命が短く、標的の作成が困難な同位体のデータも取得することができます。この例では $n + {}^{233}\text{Th}$ で生成される複合核 ${}^{234}\text{Th}^*$ の核分裂データを取得するため、 ${}^{18}\text{O}$ の二つの中性子を ${}^{232}\text{Th}$ に移す反応を利用しています。

原子力エネルギーの利用に伴い、マイナーアクチノイド（MA）と呼ばれる長い半減期のアメリカシウムやネプツニウム原子核が作り出されます。これらを何万年にもわたって管理することは困難なため、核変換と呼ばれる手法でこれらを減容する技術開発が進められています。加速器駆動型炉（ADS）においては、体系内で生成される高エネルギー中性子を MA に照射することで核分裂を起こし、これらの減容を目指しています。核分裂によって様々な種類の核分裂生成物が生成されますが、中には寿命の長い放射性核種が含まれます。このため生成物の収率を知る必要があり、核分裂の質量数に対する収率（質量数収率分布）は重要な核データとなります。ADS は軽水炉に比べてはるかに高エネルギーの中性子入射核分裂が起こること、また寿命の短いアクチノイド・MA の核分裂が関与する違いがあります。従来の中性子源を用いた測定では、標的としての高純度試料が入手できない、あるいは半減期が短いなどの理由から測定されていない核種が多く存在します。また、高エネルギー中性子データも極めて限られていました。

本研究では、重イオン反応を用いることで、この問題を解決できる手法を開発しました。私たちは、多核子移行反応という反応過程に注目しました。原子力機構・タンデム加速器で加速した酸素-18 (${}^{18}\text{O}$) を、図3-2に示すようにトリウム-232 (${}^{232}\text{Th}$) に照射することで、トリウムからウランに及ぶ14核種の質量数収率分布を取得するとともに、1 MeV から 50 MeV の中性子エネルギーに対するデータを取得することに成功しました。中性子入射データが得られている核種について調べたところ、良い一致を示したことから、多核子移行反応によ

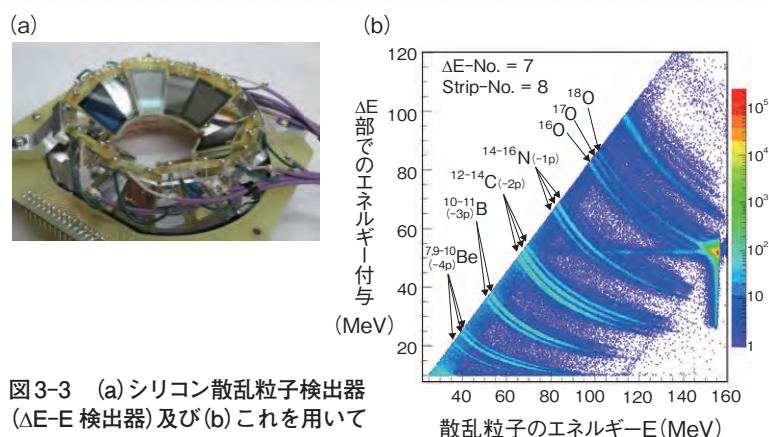


図3-3 (a) シリコン散乱粒子検出器（ ΔE -E 検出器）及び(b) これを用いて散乱粒子を分析した結果

薄型のシリコン ΔE 検出器（写真の台形の検出器、 220 mm^2 ）をエネルギー E の粒子が通過する場合、同位体の種類によって付与するエネルギー ΔE が異なることを利用して、多核子移行反応で生成される散乱粒子の種類を識別しました（図3-2）。(b) は ${}^{18}\text{O} + {}^{232}\text{Th}$ 反応で得た結果で、 ΔE （縦軸）を散乱粒子のエネルギー E （横軸）に対してプロットしています。(b) の色の違いは記録した事象数を表し、青から赤に向かって数が増えていきます（右側の目盛りを参照）。

て質量数収率分布を代理的に取得できることが分かりました。この代理反応手法は、核分裂断面積の決定に適用された例がありましたが、本研究では質量数収率分布において初めて適用に成功しました。また、多核子移行反応を使うと、他の反応では到達できない中性子数の過剰な原子核も生成できるため、新たな領域の核分裂を開拓できるようになります。これは新たな核分裂現象の発見につながる可能性があり、本成果に対して国内外から高い評価を受けています。

多核子移行反応では、様々なパターンで中性子と陽子が原子核の間で交換されます。この描像は古くから知られていましたが、本研究では反応の事象ごとに複合核を識別することで多くの核分裂データを取得できる技術を開発しました。これを可能にしたのが新たに開発したシリコン ΔE -E 検出器です（図3-3(a)）。反応のパターンによって放出される散乱粒子の種類（同位体）が異なります。図3-3(b) はこの分離の様子を示しており、図中のそれぞれの曲線は異なる同位体、すなわちこれに対応する複合核の生成を表します。さらに、散乱粒子の運動エネルギーの測定から複合核の励起エネルギー（入射中性子エネルギーに1対1に対応）を決定できます。核分裂が起こった場合、二つの核分裂の飛行時間分析を行うことで、それぞれの質量数を決定しました。タンデム加速器施設で利用可能なウラン、ネプツニウム、キュリウムを標的として同様の反応を行うことで、核変換技術に資する核データの取得が可能となります。

本研究は、文部科学省の原子力システム研究開発事業による課題「高燃焼度原子炉動特性評価のための遅発中性子収率高精度化に関する研究開発」の助成を受けました。

●参考文献

Léguillon, R., Nishio, K. et al., Fission Fragments Mass Distributions of Nuclei Populated by the Multinucleon Transfer Channels of the ${}^{18}\text{O} + {}^{232}\text{Th}$ Reaction, Physics Letters B, vol.761, 2016, p.125-130.

3-2 “奇妙な粒子” による原子核の新しい存在形態 ー反 K 中間子と二つの核子が強い相互作用で結びつくー

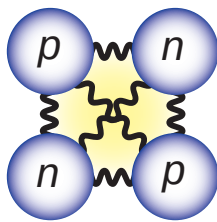


図 3-4 二つの陽子 (p) と二つの中性子 (n) の束縛状態
核力によって、各粒子が引力的に引き合い、束縛状態として原子核が形成されます。この図は ${}^4\text{He}$ 原子核を表します。

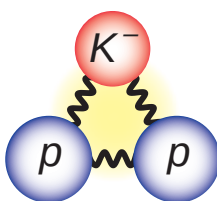


図 3-5 反 K 中間子と二つの核子の束縛状態
核力を一般化した強い相互作用によって、通常の原子核のような束縛状態が存在することが予想されています。構成粒子から、 K^-pp 束縛状態とも呼ばれます。

通常の原子核は、図 3-4 のように、陽子と中性子という、たった 2 種類の構成要素が核力で結びつけられて形成されます。陽子と中性子は、どちらもアップ及びダウンクォークのみから構成されるため、電荷の違いを除けば質量などの性質がよく似ています。陽子と中性子をあわせて核子と呼びます。

では、核子内部のアップ・ダウンクォークを違う種類のクォーク、例えばストレンジクォークに変えた場合、核力はどうなるのでしょうか。このように通常と異なるクォークを含む粒子間に働く力として核力を一般化したものを、強い相互作用と呼びます。これまでに、強い相互作用の性質が実験と理論の両面から盛んに研究されています。

核力は引力相互作用ですが、強い相互作用はクォークの種類の組合せで引力にも斥力にもなって、その大きさも様々だと予想されています。色々な組合せの中でも最近特に注目されているのが、ストレンジクォークと反アップクォークを一つずつ持つ K^- 中間子と、陽子との強い相互作用です。 K^- 中間子と陽子との相互作用は強い引力であり、図 3-5 のような K^- 中間子と二つの陽子の束縛状態 (K^-pp 束縛状態、より正確には反 K 中間

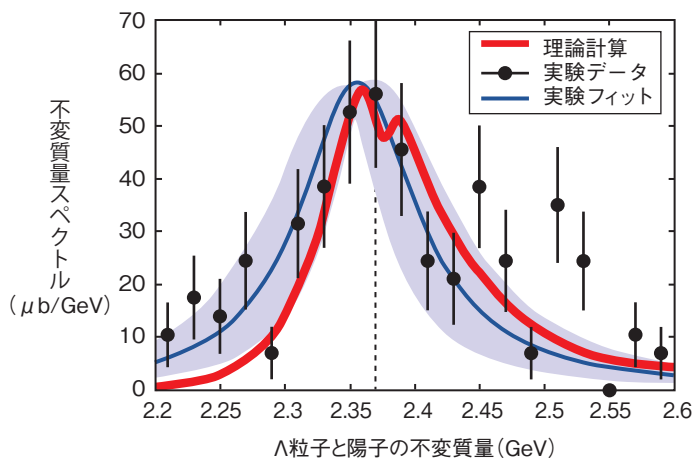


図 3-6 Λp 不変質量スペクトルの実験結果と理論計算
 $K^-{}^3\text{He} \rightarrow \Lambda pn$ 反応における Λ 粒子と陽子の不変質量スペクトルです。ただし、実験結果 (黒い点と青い帯) は理論 (赤い太線) との比較のために定数倍してあります。垂直方向の破線は K^-pp 系のしきい値です。

子と二つの核子の束縛状態) が存在する、と理論的に予言されたのです。

この K^-pp 束縛状態を実験で発見するには、ストレンジクォークを大量に生成できる施設が必要です。そこで私たちは、大強度陽子加速器施設 J-PARC のハドロン実験ホールにおける世界最高強度の実験で、 3.4×10^9 個の K^- 中間子を ${}^3\text{He}$ 標的に照射し、 $K^-{}^3\text{He} \rightarrow \Lambda pn$ 反応を観測しました。この実験により、 Λ 粒子と陽子の不変質量スペクトルに K^-pp 系のしきい値 (2.37 GeV) 近傍のピーク構造を発見しました (図 3-6)。このピーク構造は、 K^-pp 束縛状態のシグナルの可能性があります。

J-PARC 実験で得られたピーク構造の起源を調べるため、私たちは $K^-{}^3\text{He} \rightarrow \Lambda pn$ 反応の理論計算も行いました。 K^-pp 束縛状態が生成されたと仮定すると、図 3-6 の赤い太線が得られ、J-PARC 実験のピーク構造を定性的によく再現することが分かりました。これは、J-PARC 実験で K^-pp 束縛状態が本当に生成されたことを強く支持しています。

この束縛状態は、反 K 中間子という“奇妙な粒子”と二つの核子とが強い相互作用で結合した、新しい原子核の存在形態です。

●参考文献

- Sada, Y., Tanida, K. et al., Structure near the $K^- + p + p$ Threshold in the In-Flight ${}^3\text{He}(K^-, \Lambda p)n$ Reaction, Progress of Theoretical and Experimental Physics, vol.2016, issue 5, 2016, p.051D01-1-051D01-11.
Seki-hara, T. et al., On the Structure Observed in the In-Flight ${}^3\text{He}(K^-, \Lambda p)n$ Reaction at J-PARC, Progress of Theoretical and Experimental Physics, vol.2016, issue 12, 2016, p.123D03-1-123D03-27.

3-3 非磁性イオンの磁気秩序 ー非クラマースイオンの高次磁気秩序の理論予測ー

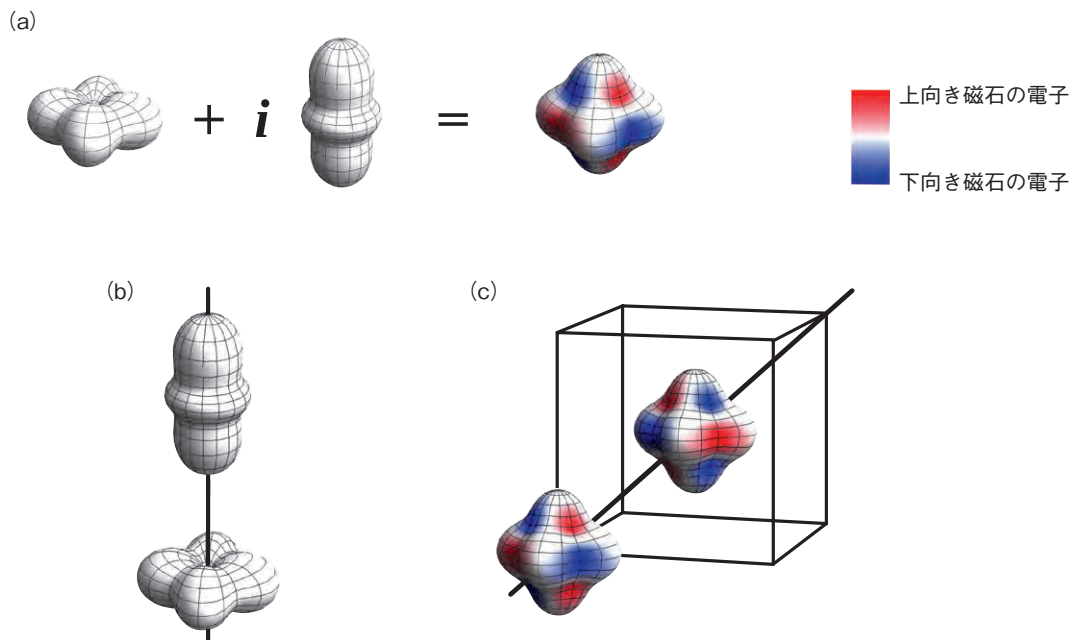


図 3-7 非磁性状態から作られる様々な状態

(a) 量子力学では、電荷分布の異なる二つの非磁性な電子状態の片方に虚数単位 i を掛けて重ね合わせるによって、磁性を持つ電子状態を作ることができます。図の赤と青の色は電子の持つ磁石の向きを表していて、白色は磁石がちょうど打ち消し合っていることを示しています。(b) 結晶軸方向にイオンが並んでいるときには、非磁性な電子状態の並びが実現します。(c) 斜め方向にイオンが並んでいるときには、磁性を持った電子状態の並びが実現します。

磁石が磁力を持つのは、磁石の中にある電子それぞれが小さな磁石としての性質を持ち、その小さな磁石が同じ向きに揃っているためです。この電子の磁石としての性質をスピンといいます。

一つのイオンの中に二つの電子がいる場合には、この電子のスピンが逆向きになって打ち消しあって、磁石としての性質を失ってしまうことがあります。このようなイオンを非磁性なイオンといいます。電子が奇数個のイオンをクラマースイオン、偶数個のイオンを非クラマースイオンといいます。非磁性になるためには、スピンが打ち消しあう必要があるため、非磁性イオンは必ず非クラマースイオンです。

非磁性なイオンは、普通は磁石としての性質を持つことはありません。しかし、イオンや電子のようなミクロな世界をつかさどる量子力学によると、非磁性なものから磁性を持つものを作り出すことが可能なのです。

もし非磁性な状態が二つある場合には、その片方に虚数単位 i を掛けてから足し合わせた「重ね合わせの状態」というものも量子力学では許されます(図 3-7(a))。この状態では、電子がところどころで渦のような電流を

作って電磁石のようになって、磁石としての性質が復活します。そして、磁石の N 極が場所によって上向きになったり下向きになったりした電子が分布しています。このような状態を高次の磁性を持つ状態と呼ぶこともあります。

では、非磁性な二つの状態がある場合に、本当に磁性を持つ状態を実現できるのでしょうか。また、実現できるとしたら、どのような場合なのでしょう。この疑問に答えるために、私たちは理論計算を行いました。そして、イオンが結晶軸の方向に並んでいる場合には、非磁性の電子状態の並び(非磁性秩序)が実現することが分かりました(図 3-7(b))。それに対して、イオンが斜め方向に並んでいる場合には、磁気的な電子状態の並び(磁気秩序)が実現することが分かりました(図 3-7(c))。よって、イオンが斜め方向に並んでいるような物質を探索すれば、このような一風変わった磁性状態が見つかる、この理論は予測しています。

本研究は、日本学術振興会科学研究費補助金基盤研究(C)(No.15K05191)「変分理論による重い電子状態と磁気秩序状態の競合の研究」の助成を受けたものです。

●参考文献

Kubo, K. et al., Influence of Lattice Structure on Multipole Interactions in Γ_3 Non-Kramers Doublet Systems, Physical Review B, vol.95, issue 5, 2017, p.054425-1-054425-6.

3-4 超高速回転で普通の金属を磁石に —アインシュタインも魅了した磁石と回転の関係を探る—

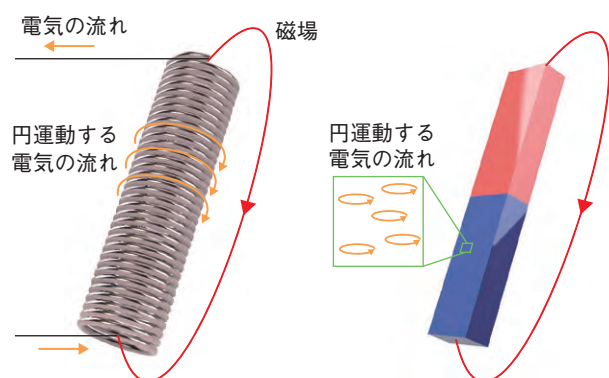


図 3-8 電磁石（左図）と永久磁石（右図）
アインシュタインは永久磁石の中にも電磁石のように円運動する電気の流れがあると考えました。

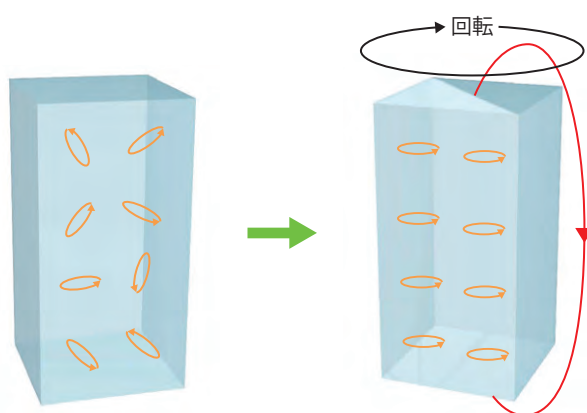


図 3-9 バーネット効果
バラバラな方向を向いている電気の円運動は、物体が回転すると図のように揃います。

磁石には大きく分けて、コイルに電気を流すとコイルが磁石になる電磁石と電気を必要とせずに磁石の性質を示す鉄などの永久磁石があります（図 3-8）。アインシュタインは、鉄などが永久磁石の性質を発現する理由を物体の中にある小さな電気の流れであると考えました。その電気の流れはコイルに流した電気のような円運動であるという発想から、物体に磁石を近づけ円運動の方向を制御することで物体自体が回転するという考えに至りました。これに伴い、生涯唯一行われたと言われる実験により、鉄に近づけた電磁石の強さを変えることで鉄自体が回転することを実証しました。この効果をアインシュタイン・ド・ハース効果といいます。同じ年にバーネットはその逆効果である物体を回転させると永久磁石の強度が変化するバーネット効果を発見しました（図 3-9）。これらの実験は鉄などの永久磁石で行われましたが、金属には室温で永久磁石の性質を持たない物質の方が多いのです。

永久磁石ではない金属を回転させると何が起きるのでしょうか。私たちは、この 100 年間で発展した現代の技術を駆使することにより、図 3-10 に示す 1 秒間に数千回転している物質の磁石の強さをその場観察する装

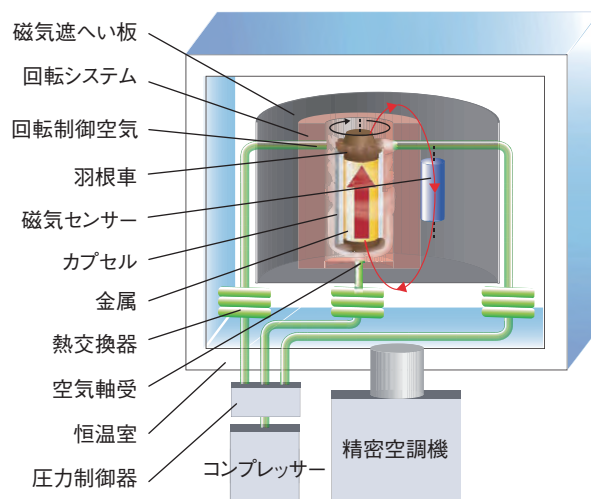


図 3-10 バーネット効果観測の実験装置
金属が回転システム中で 1 秒間に数千回転することによって、永久磁石の性質を帯びます。そのときに発生する漏れ磁場を磁気センサーで計測し、金属中の円運動している電気の流れの強さを見積もることができます。

置を開発し、室温で永久磁石ではない普通の金属であるガドリニウム (Gd)、テルビウム (Tb)、ディスプロシウム (Dy) を用いて実験を行いました。

実験の結果、いずれの金属においても回転中のみ永久磁石の性質を帯びること、回転数に磁石の強度が比例することが確認されました。これは、どの金属中でも円運動を行っている電気の流れがあることを示しています。この円運動には地球が太陽の周りを回っていることに相当する軌道運動と地球自身が回転していることに相当する自転運動の 2 種類があります。今回、超高速回転中の金属における磁石の強さを正確に測定することによって、Gd、Tb、Dy それぞれにおいて軌道運動と自転運動が磁石の性質の発現にどれだけ寄与しているかを決定することに成功しました。機械的回転を使用して普通の金属におけるそれぞれの円運動の強さを決定できたのは世界で初めてです。

回転運動を用いて普通の金属の磁石の性質を制御する新しい方法を提供する本成果によって、ナノスケールの磁気と機械的回転の結びついた加速度センサーや磁気センサーの実現が期待されます。

●参考文献

Ogata, Y. et al., Gyroscopic g Factor of Rare Earth Metals, Applied Physics Letters, vol.110, issue 7, 2017, p.072409-1-072409-4.

3-5 新材料ゲルマネンの非対称な原子配置を明らかに ーゲルマネンの特性に新しい可能性ー

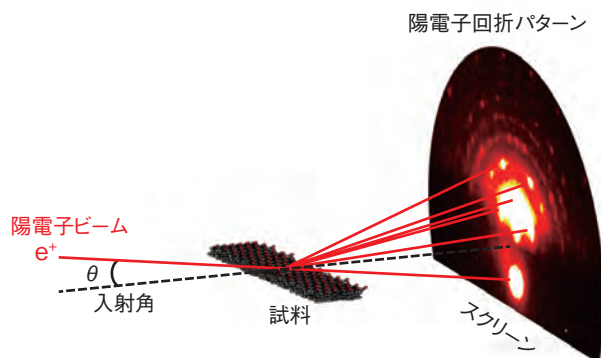


図 3-11 全反射高速陽電子回折 (TRHEPD) の実験配置図
陽電子ビームは試料表面にすれすれの角度で入射し、試料表面をプローブした後、そこでの原子配置の情報を持って出射します。陽電子は試料内部へ侵入できないため、出射した陽電子は最表面近傍の情報だけを含みます。スクリーンに映し出される陽電子回折パターンの強度分布を解析すると、最表面の原子配置を高精度に決定できます。

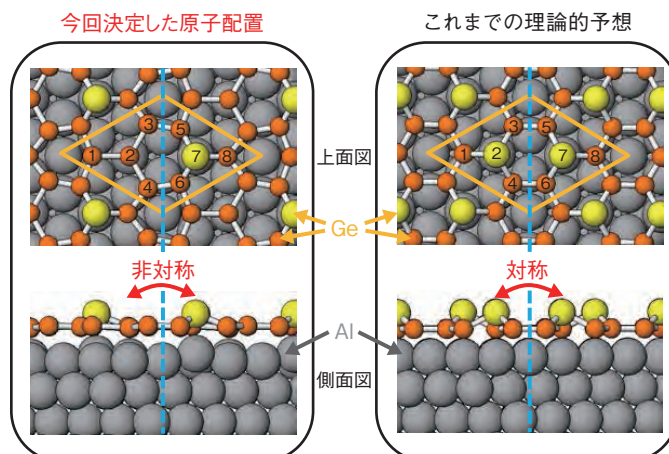


図 3-12 今回明らかにしたゲルマネンの原子配置 (左図) とこれまでに予想されていた原子配置 (右図)
オレンジ色と黄色の丸はゲルマニウム原子を、灰色の丸はアルミニウム原子を表しています。突出したゲルマニウム原子は、強調のため大きな黄色の丸で表しています。例えば、青い破線を基準とすると、これまでの予想では左右対称な原子配置ですが、今回決定したものは非対称に見えます。

最近、ポストグラフェンへの期待から、グラフェンの骨格をそのままに、炭素原子と同じ周期表 IV 族のより重い元素で置き換えた新たな原子シートの創製が試みられています。例えば、ケイ素やゲルマニウムの原子シートはそれぞれシリセンとゲルマネンと呼ばれます。これらの原子シートでは、グラフェンと同様に極めて高い電子の移動度を発現するだけでなく、原子間の結合様式の違いや重元素由来の相互作用により、電子が持つもう一つの自由度であるスピンの重要な役割を果たす新奇的な物性の発現が期待されています。

グラフェンは鉛筆の芯として知られる黒鉛 (グラファイト) を 1 枚剥離したものに相当するため、言わば元来自然界に存在するものです。しかし、その他の IV 族元素の原子シートは自然界には存在しないため、これまで理論研究のみの対象と考えられていました。しかし、2012 年に銀と二ホウ化ジルコニウム基板上でシリセンが合成できることが分かり、現在の原子シート研究が開花しました。

今回研究対象となったゲルマネンは、2015 年にアルミニウム基板上でその合成が報告されました。グラフェンは平坦な構造しか形成しませんが、ゲルマネンでは原子間の結合様式を反映して、凹凸を持った構造を形成することが考えられます。したがって、その原子配置の類推はそれほど単純ではありません。さらに、ゲルマネン自体の厚みが原子 1 個分と極めて薄いため、これを選択的に“見る”ことは容易なことではありません。そこで私たちは、全反射高速陽電子回折 (TRHEPD) と呼

ばれる構造解析手法を用いて、ゲルマネンの原子配置の解明に着手しました。

図 3-11 は、今回用いた実験手法の概略図です。この手法では、電子の反粒子である陽電子をプローブとして用います。電子とは逆のプラスの電荷を持つ陽電子は、物質の表面に近づくと同じプラスの電荷を持つ原子核から強い斥力を受け、物質内部へ侵入することができません。このため、陽電子ビームは、最表面近傍の極めて薄い領域のみを選択的に“見る”ことができます。

これまでの理論研究では、8 個のうち 2 個のゲルマニウム原子 (図 3-12 右図の②と⑦) が突出した左右対称な原子配置が考えられていました。しかし、今回私たちが実験した結果では、左右に反射した陽電子の強度が異なることを見いだしました。これは、ゲルマネンの原子配置が左右対称ではないことを示唆するものです。詳細な構造解析の結果、実際には 8 個のうち 1 個のゲルマニウム原子 (図 3-12 左図の⑦) だけが突出した左右非対称な原子配置であることが初めて分かりました。構造が非対称であることから、これまでに考えられていなかったゲルマネンの新しい性質の出現も期待されます。

最近、超伝導の分野でもゲルマネンのような極薄材料が作製され、そこでは超伝導転移温度が急激に上昇する非常に興味深い報告がされています。今後は、IV 族元素の原子シートに限らず、超伝導材料などの様々な興味深い原子シートの合成とその原子配置の解明を進める予定です。

●参考文献

Fukaya, Y. et al., Asymmetric Structure of Germanene on an Al(111) Surface Studied by Total-Reflection High-Energy Positron Diffraction, 2D Materials, vol.3, no.3, 2016, p.035019-1-035019-7.

原子力研究開発と基礎基盤研究の橋渡しのために

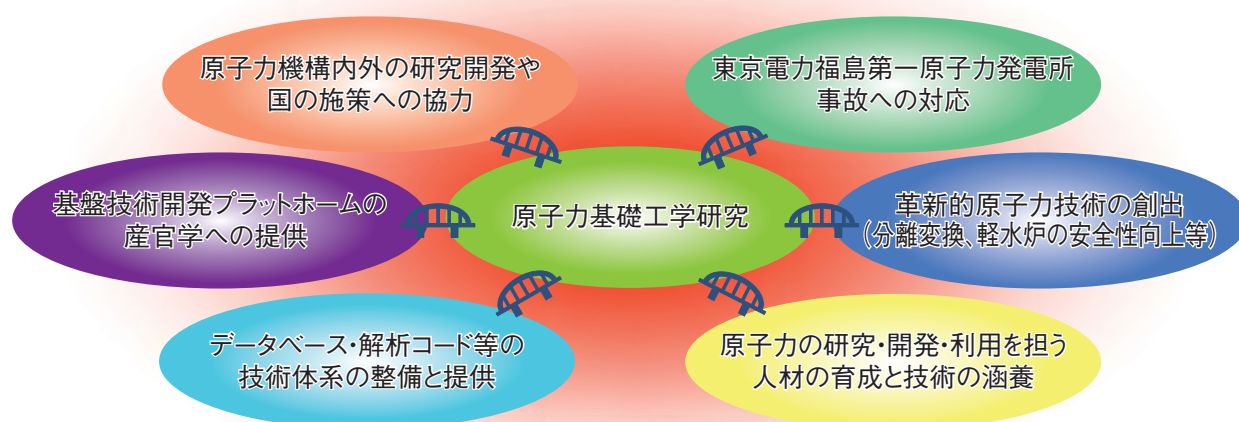


図4-1 原子力基礎工学研究と原子力関連研究開発の係わり

原子力基礎工学研究が産み出す成果（データベース、解析コード、分析技術等）は、原子力分野において利用される多くの技術に対する知識です。これらは福島環境の修復に向けた研究、軽水炉をより安全に使うための技術開発及び原子力のゴミ（高レベル廃棄物）の分別と負担減のための研究（分離変換技術）等に利用されています。また生み出された成果は、原子力研究だけでなく、大学や産業界との連携、人材育成、技術涵養を含む多くの分野で役立っています。

原子力基礎工学研究が産み出す成果は、原子力分野において利用される多くの技術に対する知識です。例えば、原子力を応用した技術によってあるものを見る力（分析技術）や原子力分野で起こる現象を理解する力（解析技術）です。これらを、より詳細に理解したり予測したりできるように計算機に適用するアプリケーション（解析コード）やそれに利用される基本的な数値の集まり（データベース）を開発し、提供しています。これらは、原子力機構における高速炉開発、バックエンド技術開発、安全研究等のプロジェクト研究、福島環境の修復に向けた基礎研究、軽水炉をより安全に使うための技術（軽水炉基盤技術：トピックス 4-1）開発及び原子力のゴミ（高レベル廃棄物）の分別と負担減のための研究（分離変換技術：トピックス 4-2～4-4）等に利用されています。また、原子力基礎工学研究の成果は、原子力研究開発だけでなく、産業界での利用や大学での基礎・応用研究を含む多くの分野で役立っています（図 4-1）。

原子炉設計、遮へい計算、被ばく量評価等、原子力利用の様々な場面で中性子・放射線輸送計算コードは利用されています。中性子と原子核の反応確率等の核データをコードで利用するためには、書式を整える「核データ処理」が必要となります。私たちは、新たに国産核データ処理システム FRENDY を開発しました（トピックス 4-5）。

高温の硝酸溶液が扱われる使用済核燃料再処理機器では、ジルコニウム（Zr）が高い耐食性を有するため、構造材として使用されます。一方、Zr は水素を吸収しやすく、これにより脆くなります。また、使用済核燃料の放射線が水分子を分解し、水素を発生させることから、健全性を確保するためには Zr の水素吸収挙動を知ることが重要です。このため、Zr を浸漬した硝酸溶液に γ

線を照射する試験を行いました（トピックス 4-6）。

Zr 等の六方晶金属は、軽量、耐熱性、耐腐食特性等、金属材料の中でも優れた特性を持っています。一方、構造材料としての加工性が悪いという欠点があります。私たちは、これらの材料を用いた合金設計を合理的に行うため、原子・電子レベルのシミュレーションによって材料の機械特性の予測方法を検討しました（トピックス 4-7）。

パラジウム（Pd）の同位体 ^{107}Pd は、ウランの核分裂によって生成する放射性核種（RI）の一つで、半減期は約 650 万年と極めて長く、長期間の管理が必要です。しかし、これまで使用済燃料中の ^{107}Pd が実際に測定された例がなく、計算による推定値が使われていました。私たちは、パルスレーザーを用いて Pd を選択的に回収し、世界で初めて定量することに成功しました（トピックス 4-8）。

万が一の事故の際、放射性物質による海洋汚染を引き起こす可能性があります。海洋環境の汚染状況を把握し、緊急時対策を検討するために、放出された放射性物質の分布と移行過程を予測することは日本国内のみならず、近年、原子力発電所の立地が進む東アジアを包囲する海洋において重要です。私たちは、放射性物質の海洋拡散を迅速に予測可能な新たな計算シミュレーションシステムを完成させました（トピックス 4-9）。

原子炉施設や加速器施設などの中性子を扱う施設での作業員の被ばく管理のため中性子サーベイメータや個人線量計が広く利用されています。これらは、通常 RI を利用した中性子線源を用いて定期的に校正されていますが、使用する場所の中性子エネルギー分布に強く依存することから、分布を模擬した校正場（減速中性子校正場）が必要になります。このため、信頼性を高める校正場を構築しました（トピックス 4-10）。

4-1 炉心の過熱や溶融を遅らせて過酷事故への進展を防ぐ —事故耐性燃料ふるまい解析コード FEMAXI-ATF の整備—

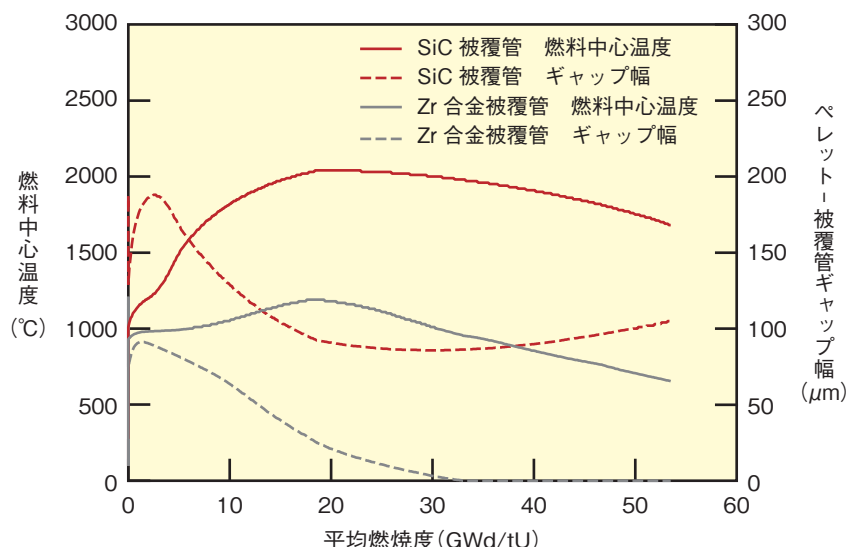


図4-2 FEMAXI-ATF により解析した、照射に伴う SiC 被覆管燃料の燃料中心温度及び被覆管—燃料ペレット間のギャップ幅の変化

整備した FEMAXI-ATF を用いて、SiC 被覆管燃料の BWR 燃料燃焼条件（通常運転時）での挙動解析を行いました。SiC の照射スエリングにより、被覆管—燃料ペレット間のギャップが大きくなるため、従来の Zr 合金被覆管燃料よりも燃料温度は高くなりますが、燃料溶融温度よりも十分低いことが確認されました。

軽水炉では、ジルコニウム（Zr）合金が被覆管のほか炉心の様々な部材として使用されていますが、Zr は高温で酸化しやすく、水や水蒸気と反応して水素を発生します。また、その酸化反応には、多くの発熱を伴います。東京電力福島第一原子力発電所の重大事故においては、炉心内の Zr 合金製の被覆管の酸化による炉心温度の上昇が炉心溶融の主要因になったともいわれています。また、Zr 合金の酸化により発生した水素が、格納容器から漏れ出して爆発の原因になったとも推定されています。そこで、炉心溶融を含む大規模炉心損傷や多量の水素発生を生じにくくする、あるいはそれらの事象の影響を緩和する、燃料棒構成材料や制御棒構成材料、いわゆる「事故耐性」を高めた新型燃料部材の研究開発を進めています。

「事故耐性」に優れた新型燃料部材として注目されている材料の一つが、シリコンカーバイド（SiC）です。SiC は、耐熱性、化学的安定性が高く、過酷事故時の発熱や水素発生を緩和が期待されています。

SiC は、スエリング挙動や力学特性など、物質の性質が Zr 合金と異なります。この性質の異なる SiC を、Zr 合金の代わりに被覆管材料として用いた場合、炉内でどのようにふるまうか、つまり、事故時ばかりではなく、通常運転時における SiC 被覆管のふるまいを把

握することも、新型燃料部材を開発する上で不可欠です。そこで私たちは、軽水炉燃料ふるまい解析コード FEMAXI-7 を、SiC 被覆管燃料使用時の燃料挙動解析が行えるように、物性値や機能の追加などの改良を行いました。

SiC 被覆管では、機械的強度や核分裂生成物（FP）元素閉じ込め機能、腐食耐性を向上させるために、内側と外側がモノリシック SiC、中心部が SiC/SiC 複合材の 3 層構造とすることが検討されています。FEMAXI-ATF では、これに対応するため、3 層構造の被覆管の解析を可能としました。また、SiC/SiC 複合材とすることによる延性の向上をモデル化し、被覆管外表面は腐食による減肉も考慮できるようにしました。

このコードの整備により、SiC を被覆管に用いた場合、被覆管のスエリングにより被覆管—燃料ペレット間のギャップが広がり、燃料ペレットの温度が上がる（図 4-2）など、SiC を被覆管として用いた場合の燃料ふるまいに与える影響や、詳細に検討すべき項目の抽出、さらには今後の開発への指針を得ることができました。

本研究は、経済産業省資源エネルギー庁委託事業「平成 28 年度発電用原子炉等安全対策高度化技術基盤整備事業（安全性向上に資する新型燃料の既存軽水炉への導入に向けた技術基盤整備）」の成果の一部です。

●参考文献

Shirasu, N. et al., Fuel Behavior Analysis for Accident Tolerant Fuel with SiC Cladding using Adapted FEMAXI-7 Code, Proceedings of Water Reactor Fuel Performance Meeting (WRFPM2017), Jeju Island, Korea, 2017, paper 226, 8p., in USB Flash Drive.

4-2 高レベル廃棄物中の核種の効率的な分別 —アメリシウムとキュリウムを効率良く分離—

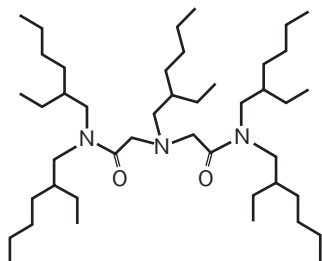


図4-3 新規抽出剤 ADAAM (EH)

ADAAM (EH) は、MA に対する優れた分離性能と高い実用性を持った画期的な抽出剤です。

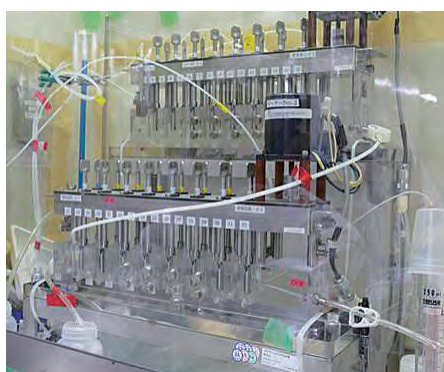


図4-4 フード内のミキサセトラ装置

抽出8段、洗浄8段の第1ミキサセトラと逆抽出16段の第2ミキサセトラから構成されます。

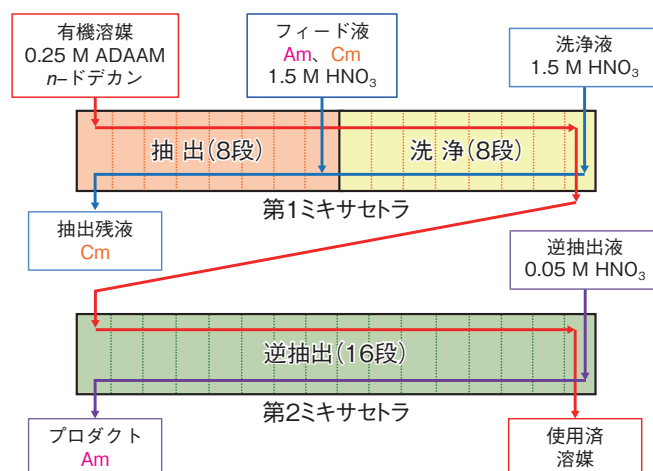


図4-5 ミキサセトラでの連続抽出試験の条件

ADAAM (EH) を溶解した有機溶媒と金属イオンを含む硝酸水溶液を向流接触させます。Am をプロダクト中に、Cm を抽出残液中に移行させて相互分離します。

表4-1 連続抽出試験の結果

ADAAM (EH) を用いたミキサセトラ連続抽出によって、Am と Cm の良好な分離を達成しました。

元素	プロダクト	抽出残液	使用済溶媒	回収率
Am	> 99.8%	< 0.2%	< 0.2%	99.8%
Cm	9.6%	90%	< 0.2%	99.6%

原子力機構では、高レベル放射性廃棄物 (HLW) の減容化や環境に対する負荷低減等を目的として、「分離変換技術」の研究開発を進めています。分離変換とは、HLW 中に含まれる様々な元素や核種を核的性質や放射性毒性、利用目的に応じ分離し、長半減期核種を非放射性核種または短半減期核種に核変換する技術です。分離プロセスでは、HLW 溶液中から長半減期のアメリシウム (Am) やキュリウム (Cm) といったマイナーアクチノイド (MA) が回収されますが、Cm は発熱するため、核変換用燃料を取り扱う上で Am との分離が求められます。しかし、Am と Cm は性質が極めて似ており分離はたいへん困難であることから、実際のプロセスで利用可能な分離法はいまだ開発されていません。

本研究では、効率的に Am と Cm を分離するために、大量・連続処理に適した溶媒抽出法を採択しています。溶媒抽出試験の結果、図4-3に示す新しい抽出剤アルキルジアミドアミン (ADAAM (EH)) が Am に対し、高い選択性を示すことが分かりました。また、ADAAM (EH) は炭素 (C)、水素 (H)、酸素 (O)、窒素 (N) 原子から構成され、使用後に完全焼却でき二次廃棄物を

ほとんど生じません。さらに、溶解性、抽出容量、反応速度、相分離性、化学的安定性、経済性に優れており、非常に高い実用性を持っています。

ADAAM (EH) を用いて、ミキサセトラ抽出器 (MS) による Am と Cm の連続抽出試験を実施しました。図4-4にフード内に設置した MS、図4-5に試験条件を示します。抽出と逆抽出に各1台の多段 MS を使用し、有機溶媒は 0.25 M の ADAAM (EH) を溶解したドデカン溶液、フィード液はトレーサー濃度の Am と Cm を含む 1.5 M 硝酸水溶液 (HNO_3)、洗浄液と逆抽出液は 1.5 M、0.05 M HNO_3 としました。有機溶媒と水溶液を向流接触させ、5時間の試験を行った結果 (表4-1)、Am は全量がプロダクトへ移行し、一方、Cm の移行率は目標値である 10% 未満を達成しました。これにより、核変換用燃料の製造や取扱いを容易にすると同時に、Cm の処理・処分の負担軽減が実現できます。

今後は、ADAAM (EH) の抽出メカニズム解明や耐放射線性試験を実施します。さらに、ホットセルでの HLW 実液を用いた試験へと発展させ、分離プロセスの完成を目指します。

●参考文献

Suzuki, H. et al., High-Performance Alkyl Diamide Amine and Water-Soluble Diamide Ligand for Separating of Am(III) from Cm(III), Analytical Sciences, vol.33, no.2, 2017, p.239-242.

4-3 核変換用炉心設計に必要な核データの信頼性評価 — FCA を用いた臨界実験による TRU 核種断面積データの検証 —

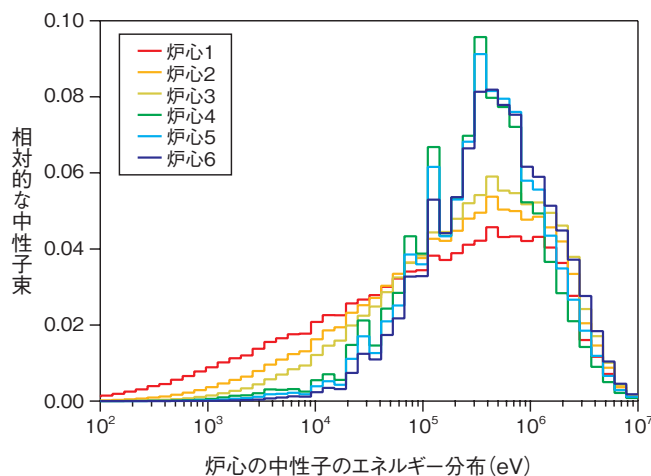


図4-6 炉心中性子のエネルギー分布

実験炉心の番号が1 (—) から6 (—) に大きくなるに従って、徐々にエネルギーの高い中性子が増加 (平均的なエネルギーが増加) しています。本実験では、これらの複数の実験炉心を用いて TRU 核種に関する核分裂率比が系統的に測定されました。

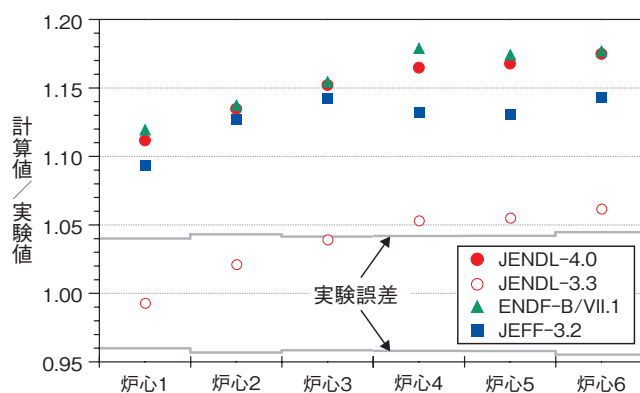


図4-7 実験値と計算値の比較の一例 (^{244}Cm に関する核分裂率比)

●は原子力機構で開発した JENDL-4.0 (最新版) の結果、○は JENDL-3.3 (一世代前の旧版) の結果、▲は米国の ENDF-B-VII. 1 (最新版) の結果、■は欧州の JEFF-3.2 (最新版) の結果です。

原子力発電所から排出される高レベル放射性廃棄物には、長期にわたり放射性毒性が強い長寿命核種としてアメリシウム (Am)、ネプツニウム (Np)、キュリウム (Cm) 等のマイナーアクチノイド (MA) が含まれます。これらの長寿命核種を分離して、中性子との核反応として核分裂させることにより安定または短寿命の核種に変えることができます。私たちは、加速器を用いた核変換専用のシステム (加速器駆動システム: ADS) を検討し、放射性廃棄物の環境負荷の低減を目指しています。

核種ごとに核分裂を起こす確率 (核分裂断面積) は中性子のエネルギーに依存し、特に MA の核分裂断面積は核変換用の炉心を設計する上で重要な核データの一つです。この核データの信頼性を評価するために、臨界集合体等を用いて取得された実験値と核データを用いてシミュレーションにより得られた計算値を比較することが有効です。

高速炉臨界実験装置 (FCA) では、MA を含む超ウラン核種 (TRU) に関する核分裂率比が複数の実験炉心で測定されました。本実験では、各炉心が燃料とグラファイトまたはステンレスといった減速材 (衝突により中性子がエネルギーを失う材質) の単純な組み合わせで構成されており、その混合割合の違いにより炉心中性

子の平均的なエネルギーが系統的に異なるのが特徴です (図 4-6)。私たちは、本実験データを TRU 核種の核分裂断面積の検証に活用しやすいようにベンチマーク問題として整備し、原子力機構で開発した核データである JENDL 及び国外の最新核データを用いた解析を行いました。

^{237}Np 核分裂断面積に関して、いずれの核データによる計算値も実験値を良く再現することが分かりました。また、 ^{241}Am 及び ^{243}Am 核分裂断面積に関しては、いずれの核データによる計算値も実験値をわずかに過小評価することを示しました。さらに、 ^{244}Cm に関する核分裂率比に関しては、JENDL-3.3 (一世代前の旧版) による計算は実験値を比較的良く再現する一方で、JENDL-4.0 を含む国内外のいずれの最新の核データによる計算は大幅に過大評価することが分かりました (図 4-7)。これに対して、これらの計算値の過大評価が、10 MeV 付近の中性子エネルギーの ^{244}Cm の核分裂断面積の差異に起因していることを示しました。

FCA を用いて得られた本実験データは、世界的にも類がなく、その活用により MA を含む TRU 核種の核分裂断面積の精度向上に寄与することが期待されています。

●参考文献

Fukushima, M. et al., Analyses with Latest Major Nuclear Data Libraries of the Fission Rate Ratios for Several TRU Nuclides in the FCA-IX Experiments, Journal of Nuclear Science and Technology, vol.54, issue 7, 2017, p.795-805.

4-4 過酷環境下での液体重金属流れのリアルタイム計測 ー鉛ビスマスターゲット用流量計測技術の開発ー

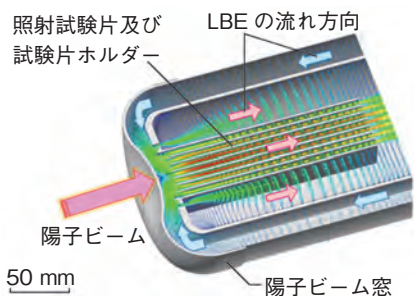


図4-8 溶融鉛ビスマス合金 (LBE) ターゲット容器の概略図
二重管構造となっており、内管の陽子ビーム入射側中央のホルダーに試験片を装荷して構造材料の照射試験を行います。

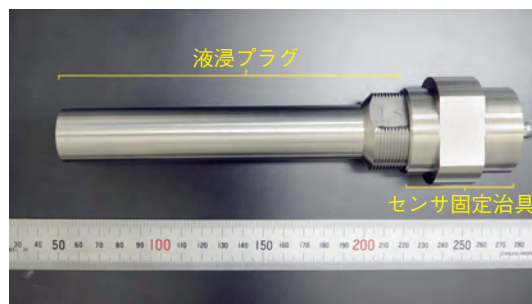


図4-9 LBE 流量計測用超音波センサ外観
LBE 標的運転時の過酷環境に適用可能な耐熱性 (～ 500 ℃) と耐放射線性 (γ線: ～ 10 MGy) を実現することができました。

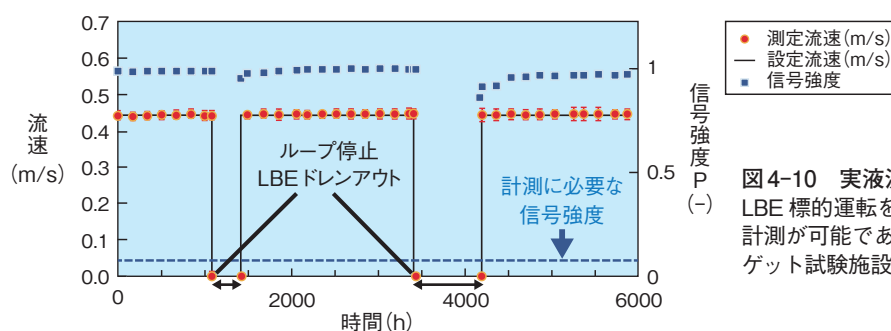


図4-10 実液流量計測試験結果
LBE 標的運転を想定した試験の結果、安定的な流量計測が可能であることを実証するとともに、ADS ターゲット試験施設 (TEF-T) への導入を決定しました。

使用済核燃料に含まれ、人体に対する有害度や環境負荷が大きい長寿命の高レベル放射性物質を選択的に分離し、大強度の高エネルギー陽子ビームを核破砕標的に入射させて発生した中性子による原子核反応でこれを短寿命の物質に変換し、地層処分時の環境負荷低減を目指す加速器駆動核変換システム (ADS) の実現に向け、私たちは ADS ターゲット試験施設 (TEF-T) の設計検討を進めています。TEF-T は、試験片を封入したターゲット容器 (図 4-8) へ 400 MeV/250 kW のパルス陽子ビームを入射させ、核破砕標的及び冷却材として溶融鉛ビスマス合金 (LBE) を循環して ADS を構成する T91、SUS316 等の候補材料の照射試験を主目的とした実験施設です。LBE 流量は、系統内の安全性に影響を与えるため、誤差 10% 以下の精度で流量を常時管理する必要があります。高温、高線量環境下で鋼材に対する腐食性が高い LBE の流れを長期間安定的に計測することが難しく、国内外で実用化に向けた研究開発が行われています。この課題解決のため、私たちは不透明な金属材料に対して透過可能な超音波の性質に着目し、ナトリウム冷却高速炉での計測技術開発で培われた知見をもとに、LBE の流量を長期間安定的に計測できる流量計を開発しました。

超音波信号を発振する代表的な圧電素子として、チタン酸ジルコン酸鉛 (PZT) がありますが、素子単体の耐熱温度が約 365 ℃であり LBE 標的で想定される温度域 (350 ～ 450 ℃) への適用性と照射による影響を受けやすいという問題がありました。この解決策として、開発したセンサ (図 4-9) では LiNbO_3 を採用しました。 LiNbO_3 は誘電率が PZT に比べ 1 桁以上小さいですが、約 1000 ℃という極めて高い耐熱性と耐放射線性を持っています。小さい誘電率への対策として、センサ前面に LBE との濡れを確保する液浸プラグを設け、固液境界での信号伝播が阻害される液体重金属特有の問題を解決するとともに、信号伝播経路を直線状にすることで送信信号に対して約 50% の強度の受信信号を獲得する効率的な信号送受信を実現しました。

次に、開発した流量計を LBE ループに設置し、図 4-10 に示すように TEF-T 標的で想定する運転条件下 (管内流速 0.37 m/s、運転時間約 4500 h) で安定的 (誤差 3% 以下) に LBE 流れを監視可能な技術を世界に先駆けて実現し、TEF-T への導入を決定しました。

今後は、開発した流量計を用い、冷却材流量低下事象等の模擬試験データを蓄積し、LBE 系統のさらなる安全性向上を図る予定です。

●参考文献

Obayashi, H. et al., Development of Plug-in Type Ultrasonic Flowmeter for Lead-Bismuth Spallation Target System, Proceedings of 11th International Topical Meeting on Nuclear Reactor Thermal Hydraulics, Operation and Safety (NUTHOS-11), Gyeongju, Korea, 2016, paper N11P0107, 10p., in USB Flash Drive.

4-5 核データと中性子及び放射線輸送計算との橋渡し ー国産核データ処理システム FRENDY の開発ー

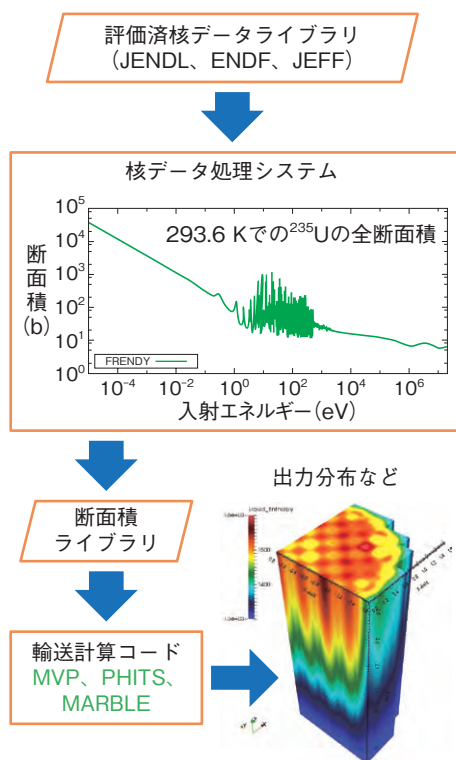


図4-11 核データから輸送計算の流れ

輸送計算コードで核データライブラリを利用するためには、各温度点で断面積の計算などの核データ処理を行い、それぞれの輸送計算コードで利用可能な断面積ライブラリと呼ばれる形式に変換する必要があります。

原子炉の設計や炉心解析、遮へい計算、被ばく量評価など、原子力利用の様々な場面で中性子輸送計算コードや放射線輸送計算コードは利用されています。そのため原子力機構では、MVPやMARBLE、PHITSなどの輸送計算コードや、それらの計算で使用する、中性子と原子核の反応確率等のデータベースである核データライブラリ JENDL を整備しています。

輸送計算コードで核データライブラリを利用するためには、図4-11のように各輸送計算コードが使える形式 (断面積ライブラリ) に変換する、核データ処理と呼ばれるプロセスが必要となります。核データ処理は単にフォーマットを変換するだけでなく、各輸送計算コードで必要とするパラメータを求めるための様々なデータ処理を行う必要があります。核データ処理システムの開発には核データだけでなく、各輸送計算コードに特有の知識も必要となります。そのため、世界的に見ても核データ処理システムの開発はほとんど行われず、数十年前に米国で開発された NJOY の独占状態でした。我が国でも NJOY が広く利用されていましたが、NJOY では JENDL が適切に処理できないことが多く、国産核データ処理システムの開発は、炉物理・核データ両分野において長年に

表4-2 FRENDY と NJOY の処理方法で作成された断面積ライブラリを用いて求めた実効増倍率の差異

核データ処理方法として、FRENDY で作成した場合と、NJOY で作成した場合での、輸送計算コードの結果 (実効増倍率) を比較したところ、良く一致することが分かりました。今後は FRENDY 独自の処理方法と従来の NJOY の処理方法での実効増倍率の差異を比較していく予定です。

ICSBEF* における 実験番号	FRENDY	NJOY	相対 差異
HMF05-01	0.97241	0.97267	-0.03%
HMI06-01	0.99358	0.99370	-0.01%
HMM01-01	1.07812	1.07824	-0.01%
HMT06-01	0.99409	0.99388	0.02%
HCI05-07	0.98970	0.98971	0.00%
ICI01-18	0.97242	0.97227	0.02%
ICT02-01	1.00369	1.00351	0.02%
LCT01-01	0.99965	0.99949	0.02%
PMF01-01	0.99904	0.99887	0.02%
PMF05-01	0.99697	0.99718	-0.02%
UCT01-01	1.00315	1.00329	-0.01%
UMF04-01	0.99865	0.99842	0.02%

*ICSBEF は、経済協力開発機構/原子力機関 (OECD/NEA) が中心となって進めている国際的な臨界安全ベンチマーク評価プロジェクトで、世界中で実施された臨界実験の詳細な情報がまとめられています。

わたって重要な課題として認識されていました。

私たちはこの課題を完全に解決し、従来よりも高度な核データ処理を実現するため、新たに国産核データ処理システム FRENDY を開発しました。世界中の研究機関でも同様の課題解決に向けた核データ処理システムの開発が進められつつありますが、FRENDY は進捗状況と完成度の高さにおいて諸外国をリードしており、また IAEA の会合への招致や、日本原子力学会の炉物理部会及び核データ部会の部会賞受賞など、国内外で大きな注目を集めています。

表4-2のように、FRENDY では、核データ処理の妥当性を検証するため、NJOY と同じ核データ処理方法を用いた場合に、NJOY の結果と一致することを確認しております。また、FRENDY では従来の NJOY の処理方法のみならず、NJOY の処理方法上の問題点を調査・解決した独自の処理方法も採用しており、現在処理方法の違いが輸送計算の解析結果に与える影響について評価を進めております。FRENDY の開発を通じて核データ処理方法を高度化していくことで、輸送計算コードの解析精度のさらなる向上が期待されます。

●参考文献

Tada, K. et al., Development and Verification of a New Nuclear Data Processing System FRENDY, Journal of Nuclear Science and Technology, vol.54, issue 7, 2017, p.806-817.

4-6 放射線により発生した水素による溶液中の材料劣化の可能性を調べる ー γ 線照射環境下でのジルコニウムの水素吸収挙動ー

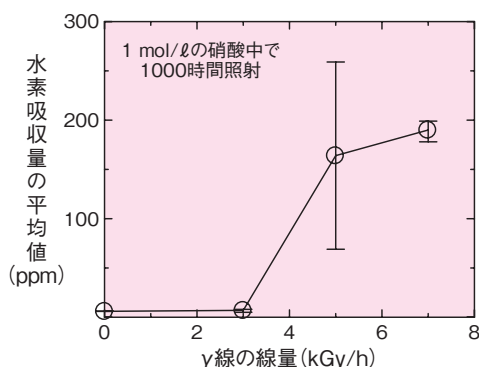


図4-12 Zrの水素吸収量への γ 線量の影響例
線量が3～5 kGy/hの間で水素吸収量が増加しました。

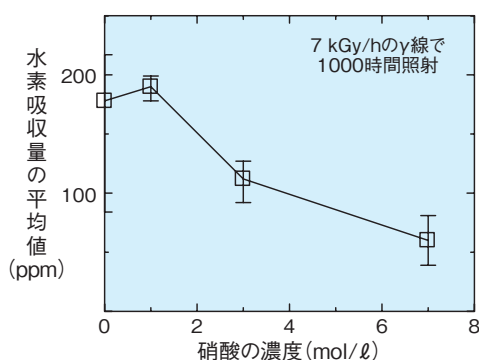


図4-13 Zrの水素吸収量への硝酸濃度の影響例
硝酸の濃度が高くなると水素吸収量は減少しました。

使用済核燃料の再処理機器では、高温、高濃度で核燃料が溶解した硝酸溶液が扱われます。ジルコニウム (Zr) は、このような溶液に対して高い耐食性を有するために構造材料として採用されています。一方で、Zr は水素を吸収しやすく、これを吸収することで脆化することが知られています。使用済の核燃料が溶解した硝酸溶液中では、ウラン、プルトニウム等から放出される放射線が水分子を分解し水素を発生させることから、再処理機器の健全性を確保するためには、Zr の放射線分解水素の吸収挙動を知ることが重要ですが、硝酸濃度及び放射線の線量との関係はまだまだ明らかになっていません。さらに、Zr に吸収された水素がその中でどのような状態となっているのかも明らかではありません。

私たちは、硝酸溶液中における Zr の放射線分解水素の吸収挙動を明確にすることを目的として、Zr を浸漬した硝酸溶液にコバルトの放射性同位体 (^{60}Co) から放出される γ 線を照射する試験を 1000 時間行いました。水素の吸収量の評価は、試験の後に Zr を 1000 $^{\circ}\text{C}$ まで加熱して放出された水素を計測することで行いました。

照射した後の Zr 中に吸収された水素の平均値は、 γ 線の線量が 3～5 kGy/h の間で急に増加し、最大では、

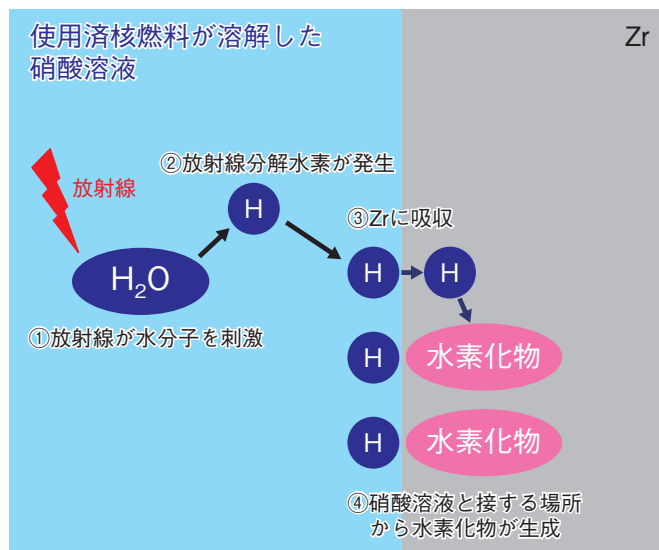


図4-14 放射線分解水素の吸収挙動の模式図
放射線分解で発生した水素は硝酸溶液と接する Zr に吸収され、最後に水素化物となることが明らかになりました。

照射する前と比較して約 40 倍になりました (図 4-12)。さらに、水素の吸収量は硝酸の濃度が高くなるほど少なくなることも分かりました (図 4-13)。

吸収された水素の Zr の表面から内部にかけての分布を分析すると、硝酸溶液と接する表面に集中して存在していることが明らかになりました。また、その箇所での水素の存在状態を電子顕微鏡で分析すると、Zr の水素化物となっていることが明らかになりました。この結果は、Zr は水素化物を生成しやすいため、吸収された水素がすぐに水素化物となることを示しています。また、表面に水素化物が生成するとその後に吸収された水素は、水素化物を透過して Zr 内部に移動することが示唆されます。

これらの結果から、 γ 線照射下の硝酸溶液中で Zr が放射線分解水素を吸収することを初めて明らかにするとともに、その吸収挙動、吸収された水素の存在状態とその分布を明確にすることができました (図 4-14)。

これらの新たな知見は、再処理機器の長期間運転における水素吸収量の予測及びそれによる脆化予測に活用することができます。また、それにより再処理機器の健全性の確保に役立つことが期待されます。

●参考文献

石島暖大ほか、ジルコニウムの硝酸溶液中における γ 線照射下での放射線分解水素吸収挙動、日本原子力学会和文論文誌, vol.16, no.2, 2017, p.100-106.

4-7 合金化による機械特性の変化を予測する ー計算科学を用いた強化・軟化機構の理解ー

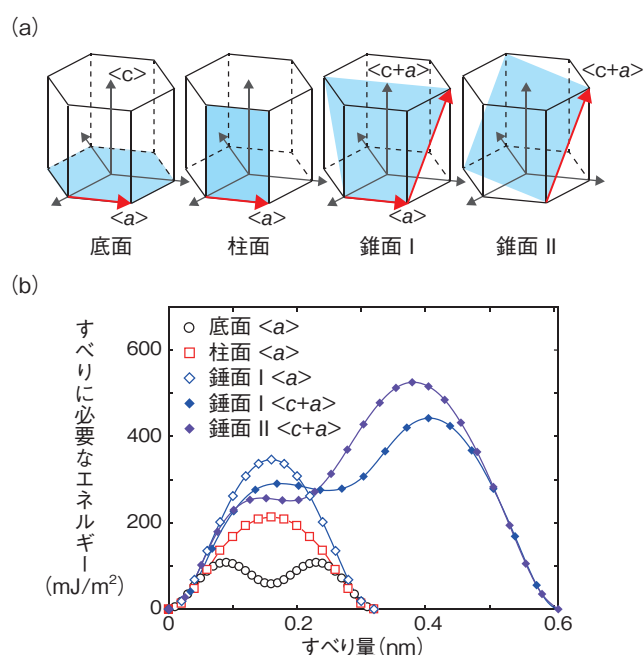


図4-15 六方晶金属のすべり面とすべりに必要なエネルギー
六方晶金属は(a)に示すように様々な結晶面を持っています。金属の変形はこれらの結晶面のすべりによって生じますが、赤い矢印に沿ったすべりに必要なエネルギーを(b)に示します。エネルギーが低い底面が優先してすべることが予想されます。

マグネシウム(Mg)、チタン(Ti)、ジルコニウム(Zr)などの六方晶金属は、軽量、耐熱性、耐腐食特性など金属材料の中でも優れた特性を持っています。その一方で、図4-15に示すように、六方晶金属は鉄やアルミニウムなどの立方晶金属と異なり、多様な結晶面を持っており、金属材料の延性(破断せずに柔軟に変形する特性)の基礎となる転位(結晶面がすべるための欠陥)のすべり運動に大きな偏りが生じることが知られています。その結果、構造材料として用いる際に重要な加工性が悪いという致命的な欠点を併せ持っています。そのため、六方晶金属の加工性の向上にはこのような偏りをなくすることが重要になってきます。構造材料の機能向上には古くから他の元素を混ぜる合金化が用いられてきました。例えば鋼では炭素を混ぜることで固くなることが良く知られています。合金化によって金属の機械的性質は大きく変化しますが、これまで経験的な知見によってのみで模索されており、体系的に理解はされていません。

私たちは、このような合金設計に非経験的な知見を与えるため、原子・電子レベルの計算機シミュレーションによって合金化のもたらす金属材料の機械特性の変化を評価する方法に注力し、Mgを例に合金設計指針の検討を行いました。金属材料の変形は転位のすべりによって

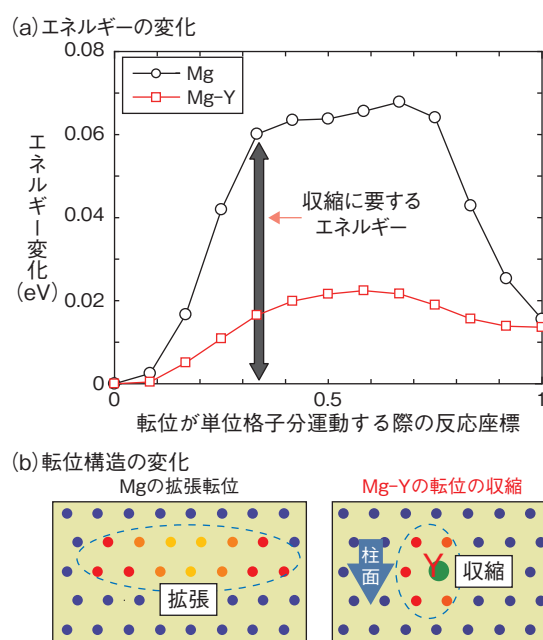


図4-16 転位運動の(a)エネルギーの変化と(b)転位構造の変化
純マグネシウム(Mg)とイットリウム(Y)添加のMg-Y合金の転位が柱面を運動するときのエネルギーを(a)に示します。Y添加ですべりのエネルギーが大きく低下することが分かります。(b)では転位の構造を示すために局所構造が完全結晶から大きく変化する原子を赤で示しています。純Mgで拡張していた状態が緑で示すY元素によって収縮することが分かります。

生じることから、図4-15(b)に示すようにそれぞれの結晶面のすべりに必要なエネルギーを評価しました。図から底面のエネルギーが極端に低く、底面以外のエネルギーは高くなり大きな偏りがあることが分かります。加工性の向上には底面の次に小さい柱面のエネルギーを低減して偏りを軽減する必要があります。

そこで、経験的なパラメータを排除した第一原理計算法を用いて、合金化による転位運動の高精度な解析を行いました。純Mgとイットリウム(Y)を添加したMg-Y合金中の転位運動の計算結果を図4-16に示します。図4-16(a)のエネルギー変化から、純Mgのすべりに比べて、Mg-Y合金では柱面のすべりエネルギーが大きく低減されることが分かりました。また、図4-16(b)に転位が運動する際の転位の模式図を示しています。純Mgの特徴である二つの拡張した転位は柱面を運動する際に収縮する必要があり、収縮に必要なエネルギーが大きいものに対して、Y元素は収縮した状態を安定化し、柱面上の運動が促進されることですべりの偏りが低減されることが分かりました。このように、原子レベルの解析により合金化が及ぼす機械特性の変化を計算科学によって予測できると期待されています。

●参考文献

Tsuru, T. et al., Effect of Solute Atoms on Dislocation Motion in Mg: An Electronic Structure Perspective, Scientific Reports, vol.5, 2015, p.8793-1-8793-8.

4-8 測定が難しい放射性核種パラジウム-107 を定量 ーレーザーを使って使用済燃料から高純度のパラジウムを回収し測定ー

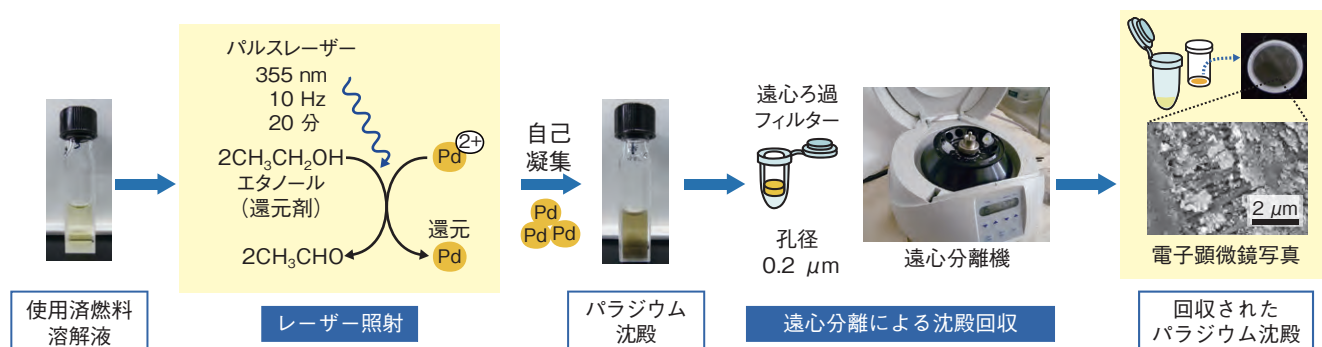


図4-17 液体試料にレーザーを照射して高純度 Pd を回収する原理と操作手順

使用済燃料の溶解液にエタノールを加えパルスレーザーを照射すると、Pd イオン (Pd^{2+}) はエタノールから電子を受け取って電荷を持たないPd原子に変化します。Pdの原子同士は自己凝集し沈殿するため容易に回収することができます。また、試料から離れた場所で作成可能であり、多量の放射性物質を含む使用済燃料でも分析者の被ばくは最小限に抑えられます。

表4-3 回収された Pd 沈殿への使用済燃料中主要元素の混入率

Pd 沈殿中には使用済燃料を構成する主要な元素の混入はほとんどありません。高純度の Pd が得られることによって正確な ^{107}Pd の定量が実現します。

元素	Sr	Cs	Ba	Ru	Rh	U	Np	Pu	Am
混入率 (%) *	<0.001	<0.001	0.001	0.001	<0.001	0.004	<0.001	<0.001	<0.001

*混入率 (%) = (回収したパラジウム沈殿中の元素の重量) / (パラジウム沈殿の重量) × 100

パラジウム (Pd) の放射性同位体 ^{107}Pd は、ウランの核分裂によって生成する放射性核種の一つで、使用済燃料中に存在しています。半減期は約 650 万年と極めて長く、長期間にわたって放射線を放出し人体に影響を及ぼす可能性があります。従って、その存在量を測定し、 ^{107}Pd による放射線の長期的な影響を予測するためのデータを取得する必要があります。しかし、これまで使用済燃料中の ^{107}Pd が実際に測定された例がなく、実測値の代わりに理論計算による推定値が使われていました。

^{107}Pd の存在量を正確に測定するには、使用済燃料から純度の高い Pd を回収する方法が不可欠です。一般的な分離法である吸着剤を充てんしたカラムを用いる場合は、工程数が多くなり、短時間で高純度の Pd を回収することが困難です。さらに、近距離での操作が避けられないため、使用済燃料のような多量の放射性物質を含む試料を長時間取り扱っていると、分析者の放射線被ばくが問題となります。その上、試料溶液を密閉容器から取り出して操作することになり、前処理設備を放射性物質で汚染させる恐れがあります。

本研究では、試料に 355 nm の波長を持つパルスレーザーを照射して Pd を選択的に沈殿分離することにより

回収し、使用済燃料中に存在する ^{107}Pd を世界で初めて定量することに成功しました(図4-17)。この方法では、約 20 分のレーザー照射で 90% 以上の Pd を使用済燃料から回収できます。試料の近くで操作する必要がなく、また、密閉したガラス容器内で沈殿生成が完了するため、照射中の被ばくや放射性物質の飛散による汚染の可能性はほとんどありません。

回収された Pd 沈殿を王水（塩酸と硝酸の混合液）で溶解し、使用済燃料を構成する主要元素の濃度を誘導結合プラズマ質量分析計 (ICP-MS) によって測定しました。その結果、Pd 以外の元素はほぼ検出されず（表4-3）、99.9% 以上の純度で Pd が回収できたことが分かりました。 ^{107}Pd の測定妨害元素が完全に除去されたことから、正確な ^{107}Pd の定量の実現に至りました。

今後は、我が国が保有する高レベル放射性廃棄物 (HLW) への適用が期待されます。HLW は使用済燃料よりも組成を予測しにくいと、本方法の適用範囲拡大に向けて改良を進めています。これらの取組みを通して HLW の ^{107}Pd 存在量を明らかにし、処分後の安全評価における信頼性向上への貢献を目指します。

●参考文献

Asai, S. et al., Determination of ^{107}Pd in Pd Recovered by Laser-Induced Photoreduction with Inductively Coupled Plasma Mass Spectrometry, Analytical Chemistry, vol.88, issue 24, 2016, p.12227-12233.

4-9 海洋に放出された放射性物質の拡散を予測する —原子力事故による海洋汚染を迅速に予測するシステムを開発—

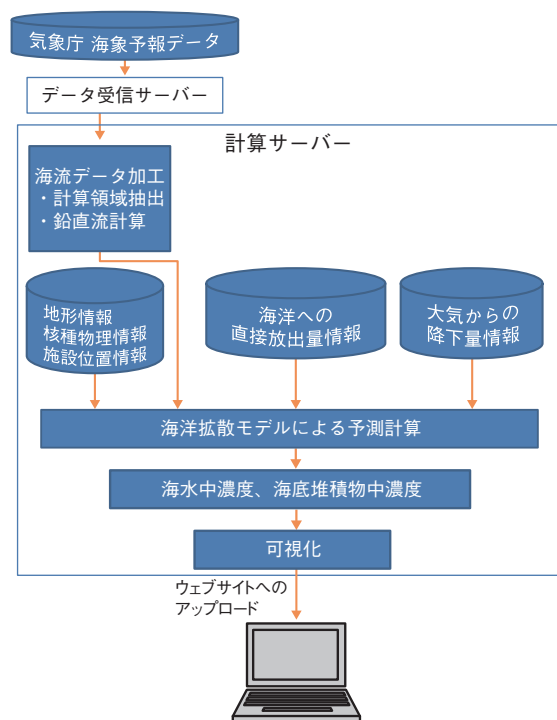


図4-18 STEAMERのシステム構成と処理の流れ
気象庁から海象予報データを受信し、海洋拡散モデルによる1ヶ月先までの予測計算を実行し、計算結果を可視化するまでに必要となる時間は約3時間です。

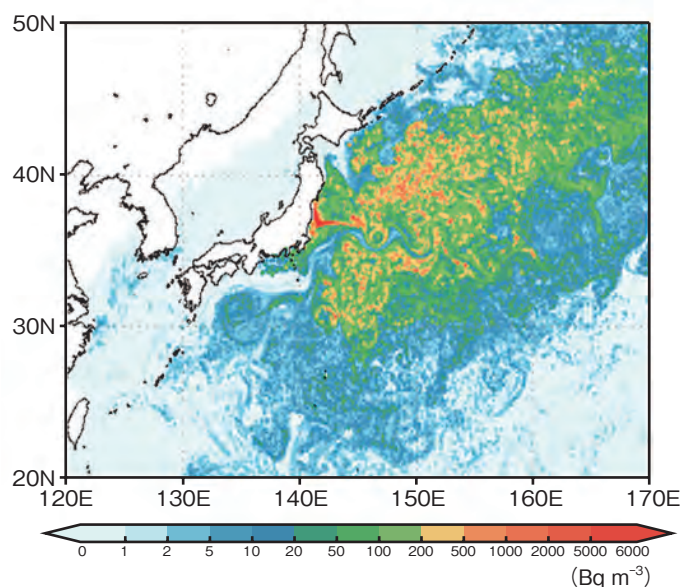


図4-19 1F事故による放射性物質の海洋拡散の計算例
2011年4月15日におけるセシウム-137の海表面の濃度分布を推定した結果です。大気からの降下による広域分布と海洋への直接放出による近海での高濃度分布を良好に再現しています。

原子力施設等で万が一の事故により放射性物質が環境中に放出されると、放射性物質は大気・陸域経由または直接海洋へ放出され、海洋汚染を引き起こします。海洋環境の汚染状況を把握し緊急時対策を検討するために、事故により放出された放射性物質の分布と移行過程を予測することは、日本国内のみならず近年原子力発電所の立地が進む東アジアを包囲する海洋において重要です。そこで私たちは、日本周辺海域の原子力施設等で万が一の事故により放射性物質が異常放出された際に、放射性物質の海洋拡散を迅速に予測可能な新たな計算シミュレーションシステム（緊急時海洋環境放射能評価システム、Short-Term Emergency Assessment System of Marine Environmental Radioactivity: STEAMER）を完成させました（図4-18）。

STEAMERは、独自に開発した放射性物質の海洋拡散モデルに、気象庁による最新の海象予報オンラインデータを入力し、放射性物質の海洋放出量の情報を設定することにより、海水中及び海底堆積物中の放射性物質の濃度を1ヶ月先まで予測可能なシステムです。日本

を含む東アジア諸国の原子力施設及び日本周辺海域における任意の場所からの放射性物質の放出に対して、その後の拡散状況を推定することが可能です。また、原子力機構が開発した放射性物質の大気拡散を予測する緊急時環境線量情報予測システム（世界版）WSPEEDIと結合して用いることで、大気を経由して海洋へ降下する放射性物質の分布を推定することも可能です。東京電力福島第一原子力発電所（1F）事故による海洋汚染状況の再現計算（図4-19）を実施し、システムによる推定結果が観測を良好に再現したことから、本システムの高い推定性能を実証することができました。また、約2年5ヶ月にわたる試験運用によりシステムの安定性と堅牢性を確認しています。

本システムにより、海洋汚染予測情報に基づく海洋モニタリング測点の設定、海洋モニタリング結果を用いた放射性物質の海洋への放出量推定と汚染分布の再現、これらに基づく禁漁海域及び航行禁止海域の設定など、緊急時対策の検討及び事故の詳細解析に資することが可能となります。

●参考文献

Kobayashi, T. et al., Development of a Short-Term Emergency Assessment System of the Marine Environmental Radioactivity around Japan, Journal of Nuclear Science and Technology, vol.54, issue 5, 2017, p.609-616.

4-10 中性子線量評価の信頼性を高める校正場の開発

—実際の作業現場の中性子エネルギー分布を考慮した減速中性子校正場—

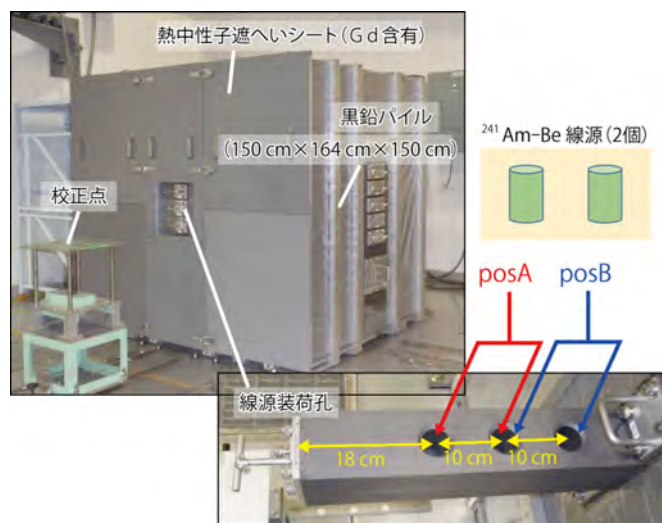


図 4-20 減速中性子校正場の外観

黒鉛パイル内部に設置された $^{241}\text{Am-Be}$ 線源から放出された中性子が黒鉛中で減速され、いろいろなエネルギーの中性子としてパイル表面から放出されます。線源の装荷位置 (posA、posB) を変えることにより、異なるエネルギー分布を持つ校正場が利用可能です。

原子炉施設や加速器施設などの中性子を扱う施設においては、作業者の被ばく管理を目的として中性子サーベイメータや個人線量計が広く利用されています。これらの線量計は、通常 ^{252}Cf や $^{241}\text{Am-Be}$ などの放射性同位元素 (RI) を利用した中性子線源を用いて定期的に校正されていますが、RI 線源から直接放出される中性子は、数 MeV 付近に局在したエネルギー分布を示し、実際の作業場のエネルギー分布とは大きく異なる場合が多いです。中性子線量計の応答は、使用する場所の中性子エネルギー分布に強く依存することから、RI 線源を用いて適切に校正を行っていた場合でも、実際の作業場においては、線量を過大または過小評価してしまうことがあります。この問題を解決するのが、中性子線源と減速材を組み合わせることで実際の作業場の中性子エネルギー分布を模擬した校正場 (減速中性子校正場) です。作業場に近いエネルギー分布を持つ校正場で線量計を校正することで、作業場における中性子線量をより正確に評価することが可能となります。

原子力科学研究所の放射線標準施設棟では、2 個の $^{241}\text{Am-Be}$ 線源と、当施設の熱中性子校正場で使用されている黒鉛パイルを減速材として用いた新しい減速中性子校正場を整備しました (図 4-20)。熱中性子校正場と

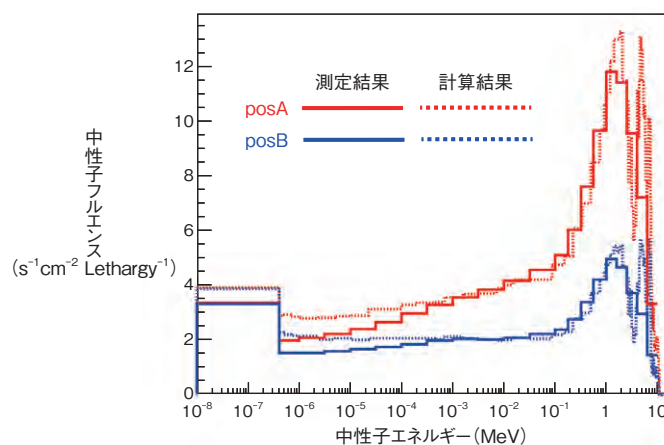


図 4-21 減速中性子校正場の中性子エネルギー分布

校正点における中性子エネルギー分布を、計算シミュレーション及びスペクトロメータを用いた測定により評価しました。数 MeV から熱中性子にわたる連続的なエネルギー分布を持ち、平均エネルギーは、0.84 MeV (posA)、0.60 MeV (posB) となりました。

して利用する際は、黒鉛パイルの中心に線源を設置するのに対し、本校正場では、熱化が進んでいない 1 eV ～ 数 100 keV の中性子を多く取り出せるよう、黒鉛パイル表面に近い線源装荷孔に線源を設置します。また、線源の装荷位置を変えることで、校正場の中性子エネルギー分布が可変となります。さらに校正点における熱中性子の量を減らすために、黒鉛パイル表面に熱中性子遮へいシート (Gd 含有) を設置しました。

計算シミュレーション及び測定により評価された校正場の中性子エネルギー分布を図 4-21 に示します。原子炉施設や再処理施設などの作業場で見られるような、数 MeV から熱中性子にわたる連続的なエネルギー分布を示し、フルエンス平均エネルギーは、0.84 MeV (posA)、0.60 MeV (posB) となりました。さらに、得られたエネルギー分布を基に、校正場の基準量となる周辺線量当量率 ($H^*(10)$) 及び個人線量当量率 ($H_p(10)$) を決定し、線量計の校正等を行う上で十分な 20 ～ 50 $\mu\text{Sv/h}$ の線量率が得られることが確認できました。

本校正場は、原子力機構の施設供用制度の枠組みのもと外部ユーザーへも公開されており、線量計の校正や中性子検出器の特性試験に利用することができます。

●参考文献

Nishino, S. et al., Development of the Graphite-Moderated Neutron Calibration Fields using $^{241}\text{Am-Be}$ Sources in JAEA-FRS, Journal of Radiation Protection and Research, vol.41, no.3, 2016, p.211-215.

幅広い科学技術・学術分野における革新的成果の創出を目指して

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

(1) J-PARC に関する研究開発

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

2016年度、J-PARCでは、MLFに150 kWから200 kWのビームを供給し、目標の7サイクル(154日)の中性子利用運転を、90%を超える良好な稼働率で実施しました。MLFでは、中性子実験装置19台とミュオン実験装置2台を運用し、物質科学、材料科学等にかかわる幅広い実験が行われたほか、国際的な人材育成に貢献する中性子・ミュオンスクール等も開催されました。中でも、エネルギー分析型中性子イメージング装置、螺鈿 (RADEN) (図5-1)では、中性子が鉄鋼材料を透過する際のブラッグ反射に起因する特徴的なエネルギー依存性を二次元的に取得・解析し、実用鉄鋼材料の結晶組織情報の可視化 (直接取得) に成功しました。この結果は、中性子回折や電子線後方散乱回折による検証結果とも良く一致し、従来の中性子ラジオグラフィを凌駕する精度が得られ、今後、実用製品の性能向上に本手法が貢献することが期待されます。本章では、特殊環境微小単結晶中性子構造解析装置 (SENJU) (図5-1) を用いて、中性

子回折法により、中性子吸収が大きい希土類元素を含む物質の磁気構造解析に成功した成果 (トピックス5-1) と、多層膜の磁性材料の構造解析における斜入射偏極中性子散乱法の有効性を示す成果 (トピックス5-2) を紹介します。

加速器においては、目標であるビーム出力1 MWでの安定運転を目指してビーム調整試験と機器の高度化が進められました。リニアックでは、加速ビーム電流40 mAで安定に運転を行うとともに、イオン源で約1350時間の連続運転を達成しました。3 GeV シンクロトロンでは、高出力化の妨げとなるビーム不安定性の発生要因について、数値解析や試験により加速段階のビーム挙動を精査した結果、加速の後半で安定性を向上させる必要性を見いだしました (トピックス5-3)。

(2) 中性子や放射光を利用した研究開発

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

2016年度、中性子利用研究では、J-PARC MLFのiMATERIA (図5-1) で世界最速の中性子回折集合組織測定法を開発しました (トピックス5-4)。この成果は、自動車の軽量化等につながる研究開発に役立つことが期待されます。また、小角中性子散乱法により、体内に薬剤等を輸送するドラッグデリバリーキャリアとして期待されるハイドロゲルナノ粒子の微細構造を明らかにしました (トピックス5-5)。放射光利用研究では、SPring-8の高輝度放射光を用いて、優れた機械特性を持つステンレス鋼 SUS304 を調査し、新規ナノサイズ結晶相を発見しました (トピックス5-6)。本研究の成果は今後、水素によるステンレス鋼の脆化の機構解明等につながると期待されます。また、軟X線角度分解光電子分光 (図5-2) を超伝導と磁性が共存するウラン化合物に適用し、その電子状態を明らかにしました (トピックス5-7)。今後の物質開発にも役立つと考えられています。

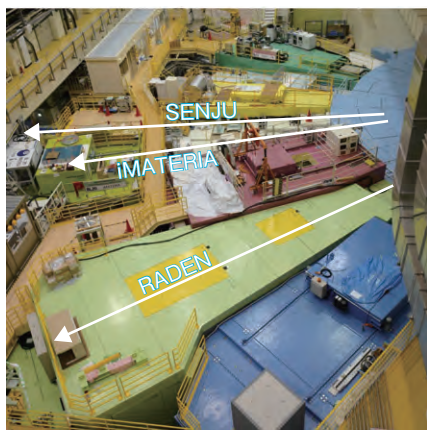


図5-1 物質・生命科学実験施設 (MLF) の中性子実験装置群第2実験ホールの写真です。本章で成果を紹介する3台の実験装置 (SENJU、iMATERIA、RADEN) の位置を白線で示します。

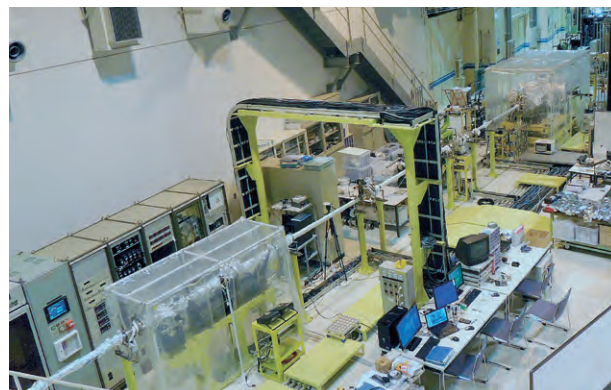


図5-2 トピックス5-7で使用されたSPring-8 BL23SU軟X線ビームラインであり、表面化学、生物物理分光、固体物理の分野での利用研究が展開されています。

5-1 中性子吸収が大きい物質の磁気構造解析をパルス中性子で実現 —単結晶パルス中性子回折を用いた EuGa_4 の磁気構造解析—

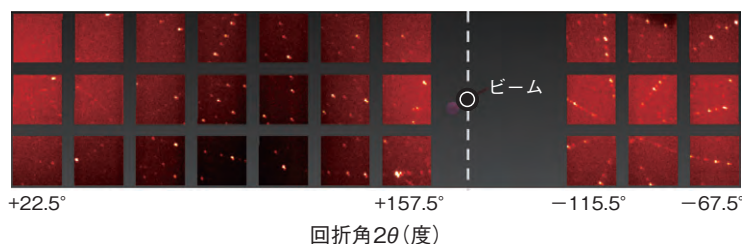


図 5-3 SENJU の検出器で捉えた EuGa_4 からの中性子回折パターン
Eu の大きな吸収のために影が現れますが、明瞭な回折斑点が観測されました。

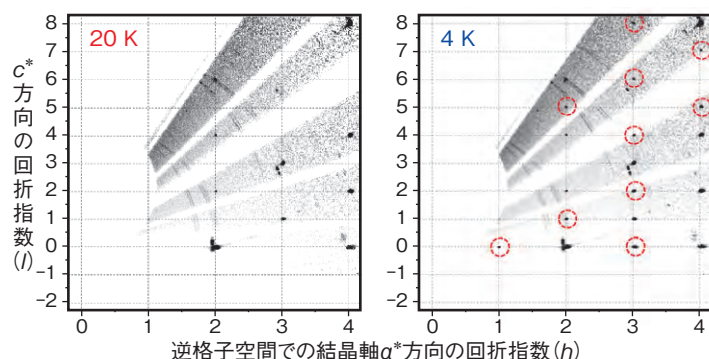


図 5-4 20 K と 4 K でのある面上での中性子回折強度分布
16 K 付近の反強磁性転移に伴い、磁気反射 (赤丸) が現れています。

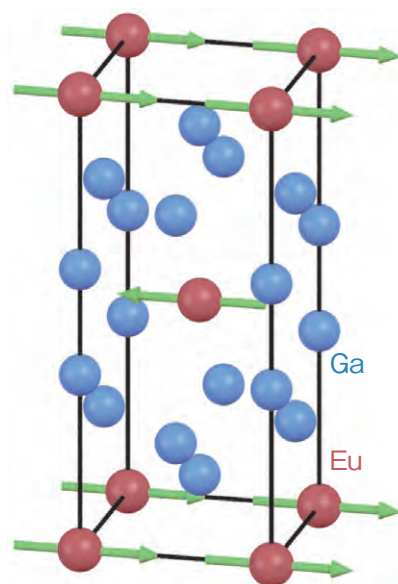


図 5-5 中性子によって導き出された EuGa_4 の 4 K での結晶構造と磁気構造
Eu を赤、Ga を青で示しており、緑の矢印はスピンの向きと磁気モーメントの大きさを表しています。

中性子回折による磁気構造 (スピンの配列) の解析は、物質の磁気的性質を調べるための重要な手段の一つです。特に、単結晶試料を用いれば複雑な磁気構造でも高精度で決定することができます。しかしながら、ユーロピウム (Eu)、サマリウム (Sm)、ガドリニウム (Gd) などの希土類元素は中性子の吸収が非常に大きく、また、中性子のエネルギーと吸収の大きさの関係が複雑なため、これらの元素を含む物質の磁気構造の決定は容易ではありませんでした。この課題に対して私たちは、J-PARC 物質・生命科学実験施設 (MLF) の大強度パルス中性子を活用した高効率測定によって物質構造を精度良く決定できる特殊環境微小単結晶中性子構造解析装置 (SENJU) で得られた質の高い中性子回折データに、大きくかつ複雑な中性子吸収に対応した中性子吸収補正法を開発して適用することで、122 系と呼ばれる多様な物性を示す一連の化合物の最も基礎的な形態であると考えられている EuGa_4 の磁気構造解析に成功しました。

図 5-3 は SENJU の試料周囲に設置された検出器で捉えた、 EuGa_4 からの中性子回折パターンです。非常に大きい中性子吸収のため、通常物質では見られない影が現れていますが、個々の回折斑点は明瞭に観測され

ています。この斑点一つ一つの強度を正確に得られればその物質の内部の原子やスピンの配列を知ることができますが、吸収が大きい場合、観測された強度そのものからは正しく構造を得ることができません。そこで、原子核データベースに登録されている Eu の中性子吸収断面積のエネルギー依存性をもとに回折強度を補正する方法を開発し、解析に適用しました。また、回折斑点の強度だけでなく、位置にも重要な情報が含まれています。図 5-4 は EuGa_4 の結晶格子を反映したある面上に中性子回折強度の分布を焼き直したものです。スピンの配列が規則的になると予測されていた温度 (16 K) 以下で新たな斑点が現れており、その位置からおおよそのスピン配列を予測できます。このような情報と、中性子以外の磁気的な測定の結果から、 EuGa_4 の磁気構造は図 5-5 のようにスピンの方向が互い違いになった構造であり、磁気モーメントの大きさ (緑の矢印の長さ) は 2 個の Eu として理想的な大きさであることが導き出されました。

まだまだ謎の多い希土類化合物の物性ですが、装置とともに手法の開発を進め、構造の面からその未知の部分へ迫りたいと考えています。

●参考文献

Kawasaki, T. et al., Magnetic Structure of Divalent Europium Compound EuGa_4 Studied by Single-Crystal Time-of-Flight Neutron Diffraction, Journal of the Physical Society of Japan, vol.85, no.11, 2016, p.114711-1-114711-5.

5-2 磁気多層膜特有の磁性メカニズム解明への挑戦 —斜入射偏極中性子散乱法が多層膜面内磁気構造解析への応用—

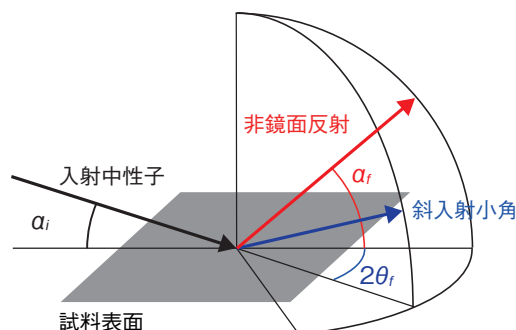


図5-6 斜入射偏極中性子散乱法の散乱ジオメトリ
非鏡面反射法は散乱面内の散乱強度分布を、斜入射小角散乱法はそれと垂直な面内の強度分布をそれぞれ測定します。測定データの解析により面内相関長が得られます。これらの手法は面内構造の分解能が異なるため、相補的に利用することが重要です。

多層構造を持つ磁性材料は、巨大磁気抵抗やトンネル磁気抵抗のような特異な性質を示し、科学的及びデバイス開発の両面から研究開発が行われています。面内磁気構造のサイズやスピンの向きは多層膜特有の物性を決定づける重要なパラメータですが、その情報は表面から直接得ることができません。

私たちは、斜入射偏極中性子散乱法（図5-6）が非破壊でこれらの情報を取得できる唯一の手法であることに着目し、多層膜の物性に対する定量的な解析を目指し、仏国ラウエ・ランジュバン研究所の高中性子束原子炉の偏極中性子反射率計 D17 と偏極中性子小角回折計 D33 を用いて、Fe/Si 多層膜試料の中性子散乱測定を行いました。

Fe/Si 多層膜は中性子ビームの偏極に用いられますが、偏極性能を得るための外部磁場を小さく抑える、すなわち Fe 層の磁気特性を解明し、軟磁性化することが重要な開発課題です。交換結合長（約 20 nm）よりも小さい結晶粒から成る Fe 層の磁性は、磁壁の形成と移動によって理解されるバルクとは異なり、隣り合うスピンの向きを揃えようとする交換相互作用により結晶粒内の結晶磁気異方性が平均化されるというランダム異方性モデルで説明されます。

高精度の面内磁気構造解析を行うには、界面粗さに

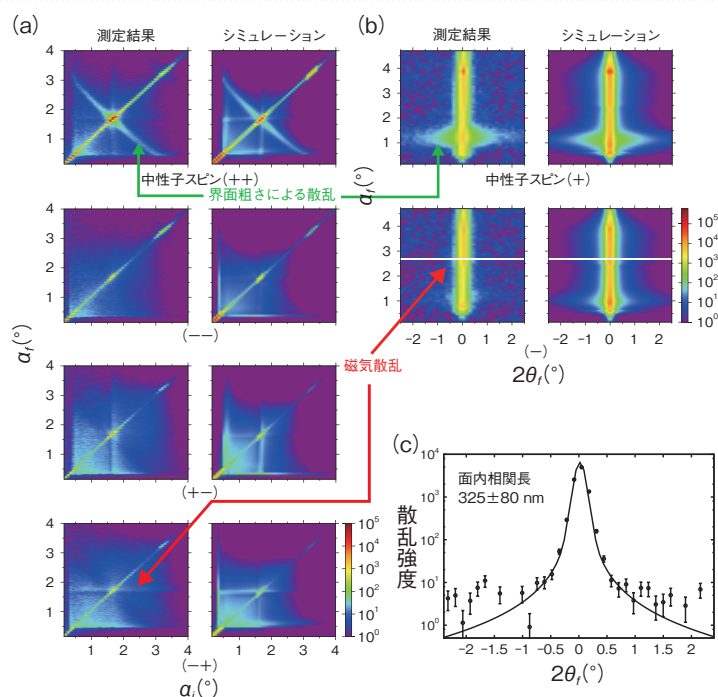


図5-7 Fe/Si 多層膜（1対層 10 nm、30対層）に対する斜入射偏極中性子散乱データ

(a) D17 での非鏡面反射及び(b) D33 での斜入射小角散乱のイメージです。(c)は(b)の白線（磁気散乱）に沿った散乱強度分布です。測定データとシミュレーションとの比較により磁気散乱の面内相関長が得られます。

よる散乱と磁気散乱を区別し、異なる面内構造の分解能を相補的に利用するため、非鏡面反射（図5-7(a)）と斜入射小角散乱（図5-7(b)）の両方のデータが必要です。散乱データの解析は歪曲波ボルン近似シミュレーションとの比較により行いました。多層膜面内磁気構造からの散乱は多層膜界面で起こる反射と屈折からの摂動とみなせるので、その波動関数の解である反射波と透過（屈折）波の重ね合わせと面内磁気構造に相当するポテンシャルを用いて散乱断面積が計算できます。これに基づく散乱強度計算コードを作成しシミュレーションを行った結果、測定データが矛盾なく再現され、スピンの揃う領域の1/2に相当する面内相関長を決定することができました（図5-7）。

この結果、斜入射偏極中性子散乱法が多層膜面内磁気構造解析に有効であることを実証しました。また、スピンの揃う領域が結晶粒よりもずっと大きいという結果はランダム異方性モデルで説明できます。本モデルによるとFe層は微結晶粒化により軟磁性化されることから、中性子ビーム偏極素子の高性能化のための重要な指針が得られたことを意味します。本手法はFe/Si 多層膜のみならず、情報の高密度化のため磁気構造がますます小さくなる磁気デバイス開発における構造解析にも役立つことが期待されます。

●参考文献

Maruyama, R. et al., Study of the In-Plane Magnetic Structure of a Layered System using Polarized Neutron Scattering under Grazing Incidence Geometry, Nuclear Instruments and Methods in Physics Research A, vol.819, 2016, p.37-53.

5-3 大強度陽子ビームの安定化手法の確立

ー J-PARC 3 GeV シンクロトロンでのビーム不安定化の要因特定と対策ー

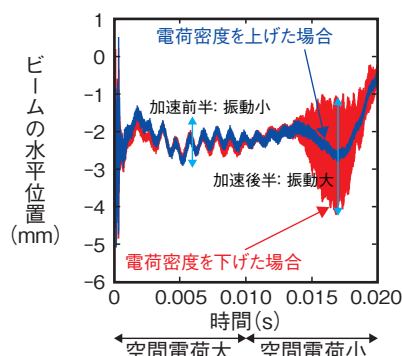


図5-8 3 GeV シンクロトロンにおけるビームの水平位置の測定例
ビーム長をわずか2%縮めるだけで、ビームの電荷密度が上がり(青)、ビームが安定化(赤→青)し、0.020 s 後に安定に射出されます。

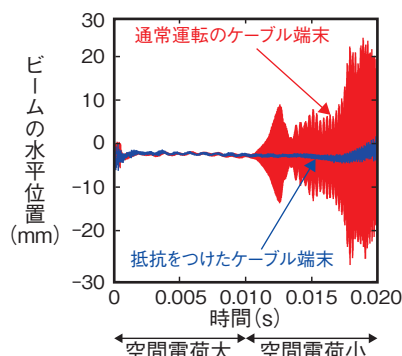


図5-10 キッカーのケーブル端末の違いによるビームへの影響
ビームが最も不安定になる加速条件で、ケーブル端に抵抗をつなぐと誘導電流が激減し、ビームの振動振幅が抑制されます(赤→青)。

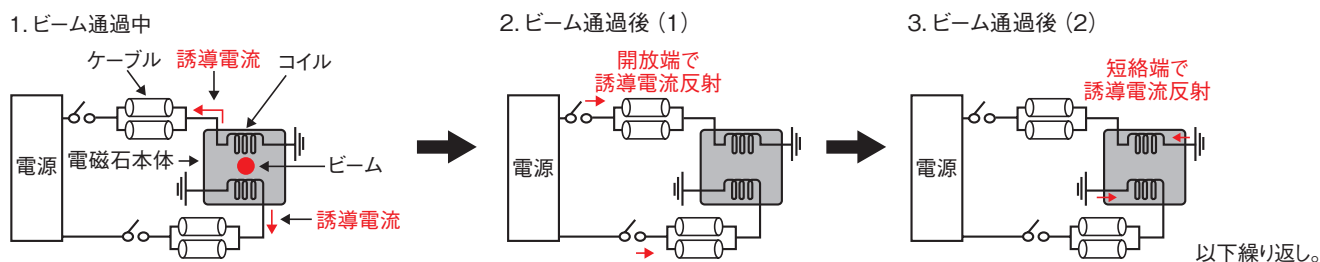


図5-9 加速中のビームがキッカーに誘起する誘導電流の時間的な変化(1→2→3)を示した模式図

ビームが3 GeV シンクロトロンを周回中は、ケーブルの左端のスイッチはOFFになっています。このとき、ビームがキッカーを通過すると、そのコイルに電流を誘起します。この電流は、ビームがキッカーを通過するたびに誘起され重畳されるため、ビームを不安定にします。

世界の最先端の陽子加速器のビームの強度は、この10年で、1桁向上しました。一般に、加速器ではビーム強度が上がると、ビームが加速中に進行方向に向かって水平方向に大きく振動し、軌道から外れます。これをビームの不安定性と呼び、ビームと加速器を構成している機器や真空容器に誘起される誘導電流との相互作用が無視できなくなるために生じます。これに対して、ビームを安定化できる手法があれば機器の増設や改造を行わずにビームの大強度化を実現できます。本稿では、私たちが開発した二つの新しいビーム安定化法を紹介します。

図5-8に、J-PARCの3 GeV シンクロトロン(RCS)における750 kWのビームの水平位置の測定例を示します。赤線が示すように加速条件を工夫せずビームの電荷密度が低いと、ビームは加速後半で不安定になります。

RCSのキッカー電磁石(以下、キッカー)はビームの加速終了時に約300 nsでパルス状の磁場を誘起してRCSからビームを射出させます。高速で射出磁場を調整するために電磁石本体は真空容器の内部に設置し、ビームと相互作用しやすくしていることが特徴です。これは逆にいうと、ビームの加速中はキッカーがビームを不安定にしやすいといえます。図5-9に示すように、ビームがRCSを周回中は、キッカーに付属するケーブルの左端のスイッチはOFFになっています。このとき、

ビームがキッカーを通過すると、キッカーのコイルに電流が誘起されます。私たちの構築した理論では、この電流がビームを不安定にすると予想されました(図5-9)。そこで、キッカーのケーブル端に抵抗をつなぐ改造を行い、試験を行った結果、誘導電流は激減してビームの振動振幅が抑制されることを測定で確認しました(図5-10)。さらに、RCSを構成する四極電磁石の強さを変化させ、ビームの水平方向の振動数と誘導電流がケーブル内を往復する振動数が共鳴しないようにしました。すると、ケーブル端を改造しなくてもビームを安定にできることを測定で実証しました。

また、私たちが構築した理論はビームを構成する陽子間の反発力(空間電荷効果)も考慮に入れており、加速とともにその効果が小さくなることから、加速後半でビームが不安定になる原因だと考えられました。それは、図5-8、図5-10の赤線で示した測定結果をよく説明できています。この考えに基づき、意図的にビーム長を短くしビームの電荷密度を高め空間電荷効果を向上させた結果、加速後半でもビームを安定化させることに成功しました(図5-8の青の0.010 s以後の結果)。

これらのビームの安定化法は、RCSで目標とする1 MWのビーム出力の条件を確立する上で大きな役割を果たしました。

●参考文献

Shobuda, Y. et al., Theoretical Elucidation of Space Charge Effects on the Coupled-Bunch Instability at the 3 GeV Rapid Cycling Synchrotron at the Japan Proton Accelerator Research Complex, Progress of Theoretical and Experimental Physics, vol.2017, issue 1, 2017, p.013G01-1-013G01-39.

5-4 中性子回折で材料開発のフロンティアを拓く ー世界最速の中性子回折集合組織測定法を開発ー

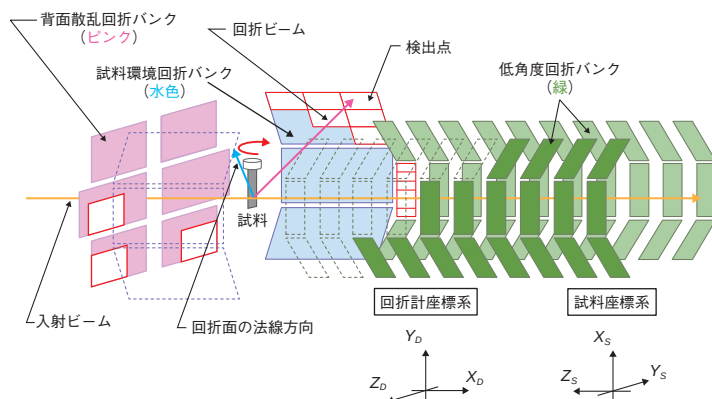


図 5-11 iMATERIA における集合組織測定実験の模式図
色付きの四角形で示した検出器モジュールに、赤枠の四角形で示すように任意の面積で複数個の検出点を設定し、各検出点で試料からの回折を捉えます。

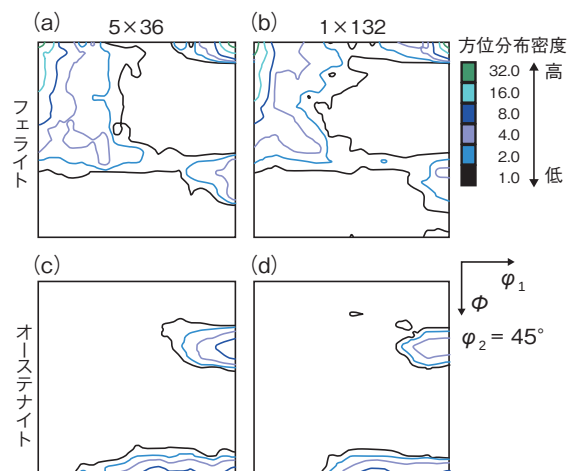


図 5-12 結晶の向きの分布を三次元的（ ϕ_1 、 ϕ 、 ϕ_2 ）に表した結晶方位分布関数の $\phi_2 = 45^\circ$ 断面図
(a)、(c) は試料の角度を変えて複数回測定する従来用いられる方法で得たフェライト相とオーステナイト相の結晶方位分布図です (36 個の検出点で 5 回測定)。(b)、(d) は今回開発した試料の回転が必要ない方法で得た図です (132 個の検出点で 1 回測定)。いずれの方法でもほぼ同じ図形が得られました。

異なる方位を有する複数の小さな結晶の粒（結晶粒）が集まってできた多結晶金属材料では、材料製造過程の圧延や加熱により、結晶の向きがある程度揃った状態になることがあります。この結晶の向きの偏りを集合組織と呼び、その状態が材料強度や変形特性に影響することが知られています。そのため、集合組織を正確に把握し制御することが、強度特性に優れた工学材料の開発に重要であり、そのために高速で効率的な測定システムの開発が期待されています。

集合組織測定には、一般的に X 線回折法が用いられますが、金属材料に対する侵入深さが数十ミクロン程度の X 線では、表面近傍の集合組織測定に限られ、材料強度特性に関連するバルク平均の集合組織を得るのは困難です。一方で、中性子線の高い透過性を用いることにより、中性子回折法によるバルク平均の集合組織測定が可能になります。しかし、原子炉中性子線を用いた方法では、単一波長の中性子線を試料に照射し、様々な向きに飛んでいく回折線を一つの検出器で測定するため、試料の角度を変えながら測定を繰り返す必要があります。

一方で、飛行時間型中性子回折法では、中性子が発生してから試料で回折し、検出器で検出するまでの時間

を計測することで、異なる波長の中性子線を見分けることができます。また、J-PARC 物質・生命科学実験施設 (MLF) にある茨城県材料構造解析装置 (iMATERIA) には、図 5-11 に示す多数の検出器により、132 個の検出点で同時に回折線を捉えることができます。これにより、試料の角度を変えずに測定が可能となり、1 回の中性子線照射だけで金属材料の集合組織だけでなく、それに含まれる相の割合（相分率）を決定することが可能となりました。定量的な集合組織や相分率の測定が困難といわれる二相ステンレス鋼圧延材の集合組織測定では、1 回の集合組織測定に要する時間は数分～10 分程度であり、世界最速レベルの短時間での測定に初めて成功しました（図 5-12）。

今後の J-PARC の中性子線強度の増強により、集合組織測定に要する時間を 1 分程度に縮められます。そのため、従来難しかった変形中や加熱中に生じる集合組織や相分率の変化を追うことも可能となります。また、高効率モーター用電磁鋼板の高性能化や、自動車軽量化に必要な高張力鋼板に役立つと期待されます。

本研究は、茨城大学、茨城県、日本冶金工業株式会社との協力によって得られた成果です。

●参考文献

Onuki, Y., Xu, P. G. et al., Rapid Measurement Scheme for Texture in Cubic Metallic Materials using Time-of-Flight Neutron Diffraction at iMATERIA, Journal of Applied Crystallography, vol.49, part 5, 2016, p.1579-1584.

5-5 薬剤輸送用ナノ粒子材料の微細構造の解明 —小角中性子散乱が解き明かすナノゲル内部の微細構造—

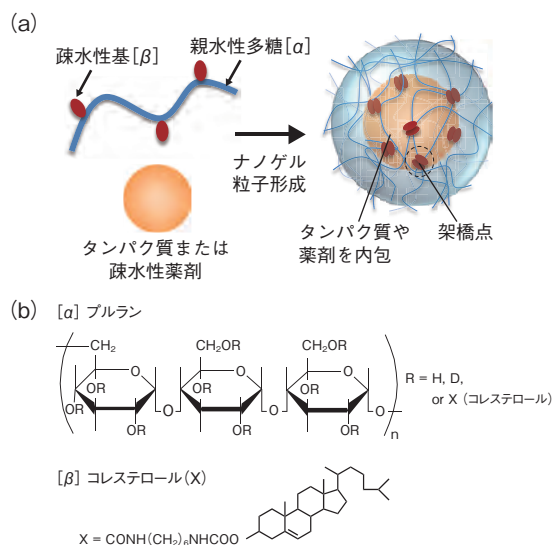


図5-13 ナノゲル微粒子の形成

(a) 疎水性基を有する親水性多糖は自己会合により水中でナノゲル粒子を形成します。内部には薬剤等を取り込むことができます。(b) 親水性分子は天然多糖のプルラン、疎水性分子はコレステロールで構成されます。

図5-13に示すように、疎水性基であるコレステロールを化学的に修飾した天然多糖（プルラン）は疎水性基同士の可逆的な相互作用により水中で自己会合して約30 nmのハイドロゲルナノ粒子（ナノゲル）を形成します。この粒子は体積の90%以上が水から構成されるため、内部にナノスケールの空間を有します。この空間にタンパク質や水に溶けにくい疎水性の薬剤を安定に取り込むことが可能であるため、体内に薬剤等を輸送するドラッグデリバリー（DDS）キャリアとしての応用が期待されています。様々な薬剤のナノゲルへの取り込みや放出はコレステロール基の分布や構造が関与することが知られていますが、水を含むナノサイズの粒子を評価できる手法はほぼ皆無であることから今までその構造は明らかにされていませんでした。そこで、ナノサイズの粒子の構造を調べるのに適した小角中性子散乱（SANS）法を用いて、その内部構造を解明することを試みました。

SANS法は、図5-14(a)に示すように対象物質に中性子線を照射して、その物質による散乱を観察して解析することで1 nmから数μmの構造情報を得る手法です。中性子線は優れた物質透過能力だけでなく、同位体を識別する能力を有するため、対象物の内部の微細構造を非破壊で部分的に明らかにすることが可能です。例えば、多成分から構成される物質中の水素原子（H）を同位体である重水素（D）で部分的に置換することにより散乱にコントラストが付き、各成分の構造情報を検出することができます。

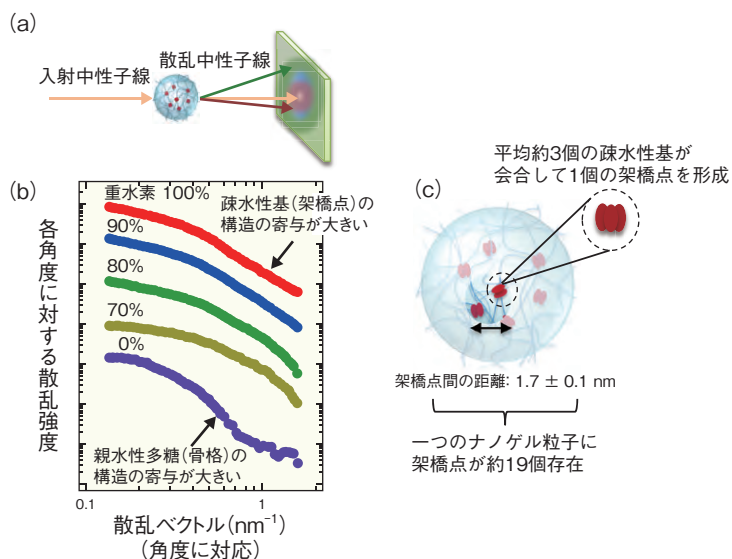


図5-14 小角中性子散乱の概略と結果

(a) 小角中性子散乱（SANS）の概略図です。(b) 試料中の水素原子を重水素で部分的に置換した場合の散乱スペクトルです。(c) 散乱スペクトルを解析することにより明らかになったナノゲルの内部微細構造です。

本研究では、溶媒に重水素を加えてプルランに含まれる水酸基（-OH）のHをDに置換することにより、ナノゲル内部のプルラン、コレステロール及び溶媒にコントラストを付与しました。図5-14(b)は溶媒中の重水素の体積比率を0から100%まで変化させた場合のナノゲルの散乱スペクトルを示します。スペクトルの形状はナノゲルの内部の情報を反映しています。図のように、重水素置換によりプルラン、コレステロール、溶媒の散乱コントラストが変化して、スペクトルの形状に変化が観察されました。特異値解析を行うことにより、この強度差からプルラン及びコレステロールの構造情報を含む散乱スペクトルを抽出しました。それらのスペクトルに対してフィッティング解析を行い、各々の大きさや分布を評価した結果、ナノゲルの内部では平均約3個の疎水性基が会合して1個の架橋点を形成しており、全体として19個の架橋点が $1.7 \pm 0.1 \text{ nm}$ の距離で分布して存在していることを明らかにしました。今回初めて得られた知見は、今後、さらなる高性能なDDSキャリア材料を開発する上で重要な情報となります。

中性子を用いた実験はJ-PARCの大強度中性子小角・広角散乱装置「大観」にて行いました。本研究は、日本学術振興会科学研究費補助金若手研究（B）（No.25790087）「中性子ビームを用いた新規ナノゲル材料の開発」の助成を受けたものです。

●参考文献

Sekine, Y. et al., Nanoscopic Structural Investigation of Physically Cross-Linked Nanogels Formed from Self-Associating Polymers, The Journal of Physical Chemistry B, vol.120, issue 46, 2016, p.11996-12002.

5-6 より強いステンレス鋼の開発を目指して —高輝度放射光を用い中間相として ϵ 相を室温で世界初観測—

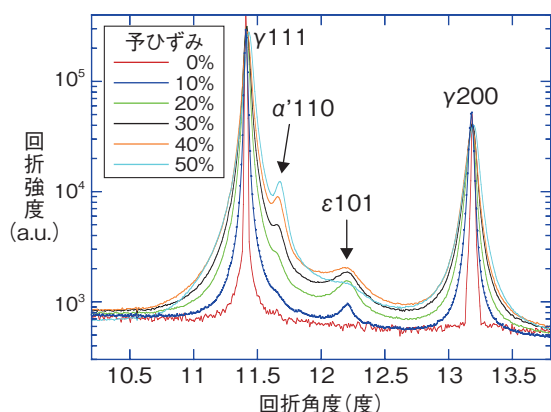


図5-15 予ひずみを与えた SUS304 試料の X 線回折プロファイル

予ひずみの値が大きくなるに従い ϵ 相が生成、増加し、遅れて α' 相が増加していく様子が観察されます。

ステンレス鋼は、 γ 鉄を主成分としクロム (Cr) 10.5% 以上、ニッケル (Ni) などの合金元素を微量に含む合金鋼です。SUSはその呼称で、その代表的なものが 18%Cr、8%Ni を含む JIS で規格化された SUS304 です。SUS304 は錆びにくく機械的性質も大変優れているため、厨房・家電や自動車・鉄道車両、原子炉シュラウドなど幅広く実用されています。SUS304 に外部から力を加えると結晶構造が変わり、強くなる、伸びも大きくなることが知られています。このような壊れにくく、加工しやすい特性を向上させるためには、結晶構造の変化のプロセスを解明することが大変重要となります。

SUS304 の結晶構造は、 γ 相と呼ばれる面心立方構造 (face-centered cubic: fcc 構造) の相の中に発生する欠陥や転位を起点に体心立方構造 (body-centered cubic: bcc 構造) の α' 相に変化することが知られています。これまでの研究において、 γ 相から α' 相への変化において中間相として ϵ 相と呼ばれる六方最密充填構造 (hexagonal close-packed: hcp 構造) が出現することが電子顕微鏡観察により報告されていますが、 ϵ 相は室温以下の低温でしか観測されておらず、「室温においては」 ϵ 相は出現しないと考えられてきました。

本研究では、室温において ϵ 相が生成していることを放射光回折法により調べました。実験は大型放射光施設 SPring-8 のビームライン BL02B1 において行いました。図 5-15 は得られた X 線回折データです。予ひずみの値が大きくなるに従い ϵ 相が生成し、増加していく様子が観察されました。さらに、この ϵ 相の増加に遅れて α' 相が増加していく様子が観察されました。 ϵ 相の量は γ 相や α' 相に比べると極めて少ないですが、SPring-8 の

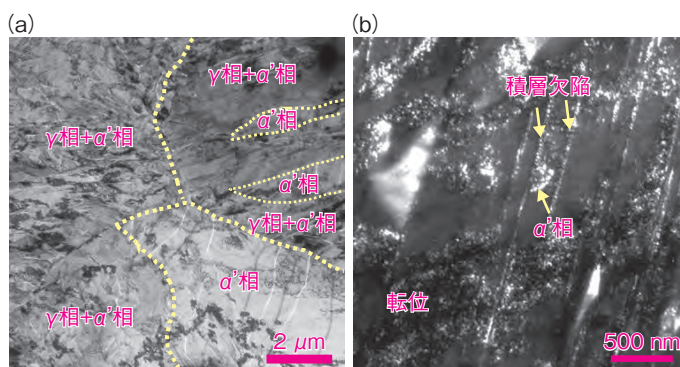


図5-16 SUS304 試料片 (伸び 20%) のローレンツ電子顕微鏡写真
(a) フレネル像は、点線で示した二つの γ 相 + α' 相の結晶界面付近に強磁性 α' 相が生成しています。(b) フーコ像は、強磁性の α' 相が白く見え、積層欠陥や転位の周囲にナノサイズの点状のコントラストが観察されます。

高輝度光源を用いることにより明瞭に観測することができました。この結果はこれまでの報告とは異なり、室温においても ϵ 相が生成していることが分かりました。そして、 γ 相は中間相 ϵ 相を経て α' 相へ変化していることが示唆されました。

そこで、次に α' 相がどのようにして生成するのか、ローレンツ透過型電子顕微鏡を用いてミクロなスケールで組織観察を行いました。 α' 相は強磁性体ですのでローレンツ透過型電子顕微鏡を用いることによって非磁性体である γ 相 (及び ϵ 相) の領域と区別することができます。予ひずみを与えた伸び 20% の試料を観察したところ、図 5-16 に示すように γ 相の欠陥に沿って α' 相が存在していることが分かりました。このことは α' 相が、積層欠陥や転位の部分を起点に成長していることを示唆しています。

以上の測定から、室温での加工誘起マルテンサイト変態において新たに見いだされた一つのプロセスとして、 γ 相の双晶境界付近に ϵ 相が生成し、それが α' 相へと変態することが分かりました。これらの相がステンレスの特性の起源となっている可能性があるため、現在これらの性質を詳細に調べています。

なお、SUS304 は水素を添加すると引張延性が下がりが脆くなるため、実用面において大きな課題となっています。私たちの最近の研究から、水素による脆化は室温において高密度の ϵ 相が形成されることによって起こることが分かってきました。すなわち本研究の成果は今後、水素によるステンレス鋼の脆化の機構解明と水素環境中で使用する材料提案や材料開発にもつながると期待されます。

●参考文献

Hatano, M., Shobu, T. et al., Presence of ϵ -Martensite as an Intermediate Phase during the Strain-Induced Transformation of SUS304 Stainless Steel, Philosophical Magazine Letters, vol.96, issue 6, 2016, p.220-227.

5-7 放射光で明らかになったアクチノイド化合物の電子状態 —超伝導と磁性の共存を示すウラン化合物の電子状態—

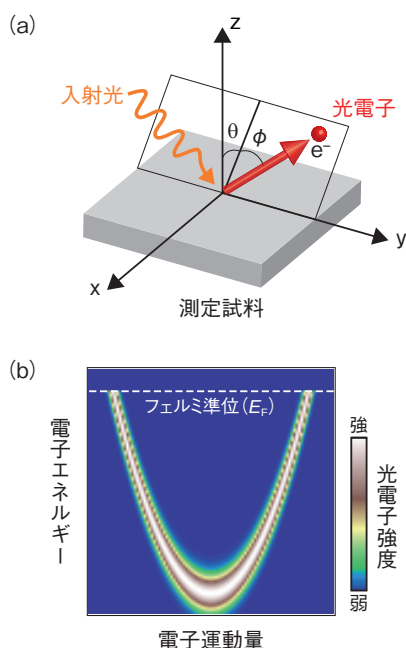


図 5-17 角度分解光電子分光の模式図

(a)角度分解光電子分光の測定配置です。試料に光を入射し、放出される光電子のエネルギー・角度依存性を測定します。

(b)角度分解光電子スペクトルです。横軸の電子運動量は光電子放出角度の関数となります。最も高い電子エネルギーがフェルミ準位 (E_F) に対応します。

ウラン化合物などのアクチノイド化合物は、多様な磁性や超伝導など複雑な物性を示しており、強相関電子系の中でも特徴的な位置を占めています。特に、ウラン化合物では超伝導が磁気秩序と共存することが多いことから、超伝導と磁性がどのように競合・共存しているかという物性物理学における普遍的な問題を理解する上で重要な化合物となっています。ウラン化合物におけるこれらの特異な物性は、電子相関効果によって遍歴性・局在性の両方の性質を併せ持つ U 5f 電子の性質に起因していますが、いまだにその統一的な理解には至っていません。

原子力機構専用ビームライン SPring-8 BL23SU はウランなどの放射性物質を非密封で取り扱うことが可能であり、特に軟 X 線領域においては世界的に見ても唯一の環境となっています。物質内部の電子状態を調べることができる軟 X 線角度分解光電子分光は、物質の電子状態を特徴づけるバンド構造やフェルミ面といった物理量を直接観測することができます。図 5-17 に角度分解光電子分光の模式図を示します。放出された光電子の運動エネルギーと角度分布を測定することによって、バンド分散、さらにはフェルミ面の形状を実験的に導出す

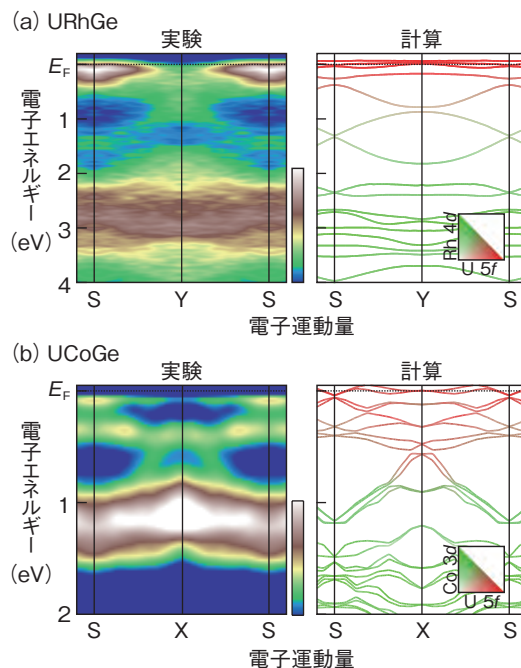


図 5-18 超伝導と強磁性の共存を示す (a) URhGe 及び (b) UCoGe のバンド構造とフェルミ面の比較

横軸は電子運動量であり、実験スペクトルイメージの色は光電子の強度で、強弱は図 5-17 と同じです。計算によるバンドの色(赤、緑)はそれぞれウランと遷移金属原子からの寄与を示します。縦軸の E_F はフェルミエネルギーです。

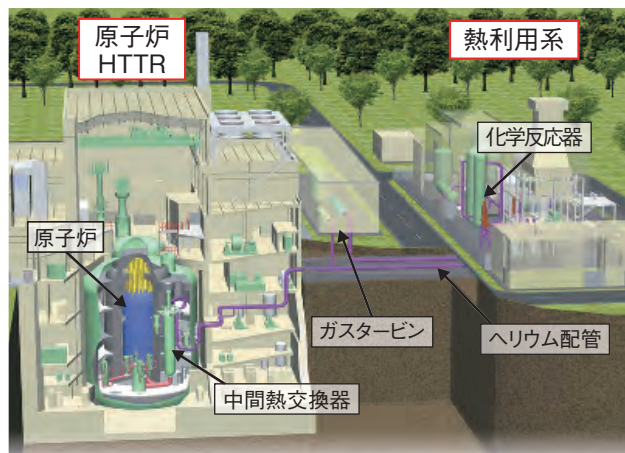
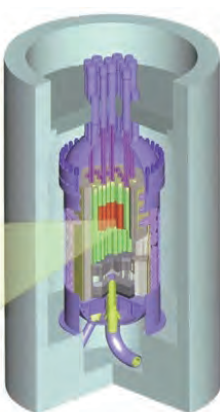
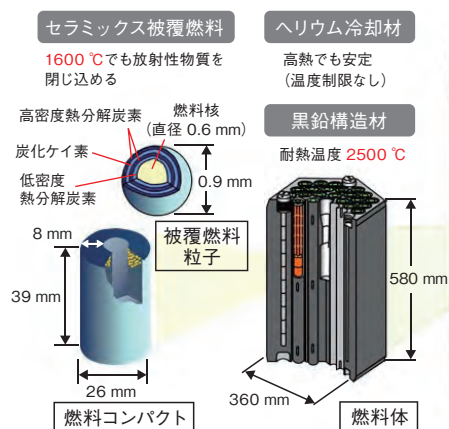
ることが可能です。私たちは、これまで多くのウラン化合物の電子状態を明らかにしてきました。

本研究では、超伝導と磁性が共存するウラン化合物に対して軟 X 線角度分解光電子分光により得られたバンド構造をバンド計算の結果と比較しました。ウラン化合物の中には、従来は相反する性質であると考えられてきた超伝導と強磁性が共存する物質系が発見されて注目を集めています。図 5-18 に (a) URhGe、(b) UCoGe のバンド構造とバンド計算の結果の比較を示します。実験の結果、これらの化合物の大まかなバンド構造は、バンド計算によって説明されることが分かりましたが、一方で、物質の電気伝導的な性質を決定しているフェルミ準位近傍の構造については一致が悪くなることが分かりました。以上の結果は、超伝導や強磁性を担う U 5f 電子は基本的に遍歴的な性質を持ちながらも、電子相関効果を持つことを示しています。この結果は、ウラン化合物の電子状態を理解する上で基礎的な情報であるだけでなく、超伝導と磁性共存のモデルを考える上でも役立つと期待されます。

●参考文献

- Fujimori, S. et al., Electronic Structures of Uranium Compounds Studied by Soft X-Ray Photoelectron Spectroscopy, Journal of the Physical Society of Japan, vol.85, no.6, 2016, p.062001-1-062001-33.
- Fujimori, S., Band Structures of 4f and 5f Materials Studied by Angle-Resolved Photoelectron Spectroscopy, Journal of Physics: Condensed Matter, vol.28, no.15, 2016, p.153002-1-153002-31.

高温ガス炉と水素製造・熱利用技術の研究開発



安全性

- ・燃料被覆に耐熱性に優れたセラミックスを使用
 - ・黒鉛構造材（減速材）により事故時の温度変化が緩慢
 - ・不活性なヘリウムガスは構造物と反応しない
- これらの特長により原理的に炉心熔融を起こさない

経済性

- 熱のカスケード利用による廃熱の削減（熱利用率 80%）
 - ガスタービン発電による設備の簡素化、高効率化（発電効率 50%）
- 環境負荷低減
高燃焼度燃料、高発電効率により使用済燃料発生量を低減
二酸化炭素フリーの水素製造により地球温暖化を抑制

図 6-1 高温ガス炉の特長

高温ガス炉は、ヘリウムガス冷却、黒鉛減速の熱中性子炉で、優れた固有の安全性を有しており、水素製造や発電などの多様な熱利用に応えることができる原子炉です。このような特長から、原子力に対する信頼を回復できる炉型として大いに期待されています。

エネルギー資源に乏しい我が国では、海外からの化石資源の依存度を下げ、さらに地球温暖化問題解決に向けて二酸化炭素の排出量を低減するために、安全性の確保を大前提として原子力エネルギーの利用を進めることを基本方針としています。そのためには、原子力エネルギーを発電だけでなく様々な分野で利用することが期待されます。高温ガス炉は優れた固有の安全性を有し、多様な産業利用が見込まれることから、エネルギー基本計画や未来投資戦略 2017 において、高温ガス炉の研究開発を推進することが国の方針として示されています。これに応えるため、文部科学省原子力科学技術委員会高温ガス炉技術研究開発作業部会の提言に基づいて、将来的な実用化像や国際協力のあり方等を検討するため設立された高温ガス炉産学官協議会では、高温ガス炉の実用化戦略や海外戦略について検討が進められています。

高温ガス炉はセラミックス被覆燃料、黒鉛構造材、ヘリウムガスを使用することにより、950℃の高温熱を取り出すことができるとともに、いかなる事故が発生しても原理的に炉心熔融を起こさない設計が可能な原子炉です。世界最先端の国産技術（放射性物質を閉じ込める被覆燃料粒子の製造技術、優れた材料特性及び耐照射性を有する大規模黒鉛ブロックの製造技術など）を用いて建設した高温工学試験研究炉（HTTR）は、2004年に950℃の熱を取り出すことに世界で初めて成功し、2010年には950℃で50日間の連続運転により、安定

に高温核熱を供給できることを実証しました。さらに、原子炉の冷却が停止し、スクラムによる停止に失敗するような異常状態においても、原子炉が自然に停止し、安定な状態を維持できることも実証しました。このような特長を有する高温ガス炉は、ヘリウムガスタービンによる高効率発電、水素製造、さらにはガスタービン下流で約200℃の熱を取り出して海水淡水化も可能であり、多様な産業利用に応えることができます（図6-1）。

現在、私たちは、安全性や経済性に優れた高温ガス炉の特長を活かし、HTTRを用いた熱利用技術の実証に向けたシステムの設計を進め（トピックス6-1）、高温ガス炉の熱利用に不可欠な新たなヘリウム／ヘリウム熱交換器の提案を行うとともに（トピックス6-2）、冷却材圧力を調整して原子炉の出力制御を行うインベントリ制御時の熱負荷応答性を確証しました（トピックス6-3）。さらに、耐酸化性を向上させた燃料を用いた炉心設計にも取り組んでいます（トピックス6-4）。また、高温ガス炉の熱利用技術として取り組んでいる革新的な水素製造技術である熱化学水素製造IS法の開発においては、工業材料製の連続水素製造試験設備の試運転に成功しました（トピックス6-5）。さらに、HTTRの炉内温度を測定するために、熔融ワイヤを用いた温度測定技術開発も進めています（トピックス6-6）。現在、HTTRは震災後に制定された新規規制基準の適合性確認を受けており、再稼働に向けて準備を進めています。

6-1 高温ガス炉コジェネレーションシステムの実証に向けて － HTTR 熱利用システムの機器仕様を決定し、安全性を確認－

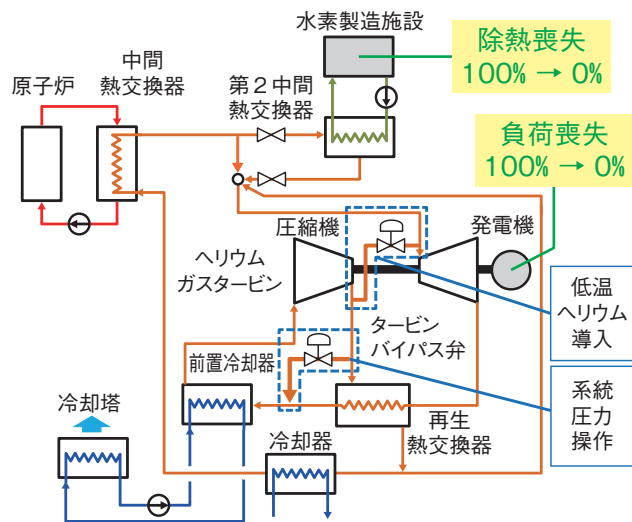


図 6-2 HTTR-GT/H₂ プラントの安全確保策

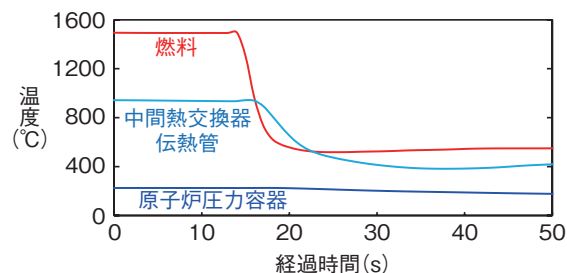
「発電機の負荷喪失」に対しては、系統圧力を調整しタービン回転数上昇を抑制する方法、「水素製造施設の除熱喪失」に対しては、圧縮機出口低温ヘリウムのタービン入口導入により温度上昇を抑制する方法を安全確保策として適用しました。

高温ガス炉は安全性に優れ、高温熱供給が可能であることから、発電のみならず水素製造など多様な産業利用が期待されています。私たちは高温工学試験研究炉 (HTTR) を用いて、高温ガス炉を用いた高効率で、二酸化炭素を排出しない水素・電力コジェネレーションを実証する HTTR 熱利用試験を計画しています。

HTTR 熱利用試験では、高温ガス炉による熱利用技術の確証や世界で初めての原子炉施設への化学プラント接続に係る許認可取得を目指しています。2015 年度から 2 年間、HTTR とヘリウムガスタービンや水素製造施設から構成される熱利用システムを接続した HTTR-GT/H₂ プラントの系統設計や機器設計を行い、電気出力 1 MWe、水素製造量 30 Nm³/h 規模のプラントの系統構成や機器仕様を設定しました。

また、熱利用システムでの異常発生時にも、原子炉施設の安全確保策が十分であることを確認するため、HTTR-GT/H₂ プラントの安全解析を行いました。はじめに、新規設置の機器故障がプラント過渡挙動へ与える影響を定性的に分析し、評価が必要な事象として、「発電機の負荷喪失」と「水素製造施設の除熱喪失」を選定しました。次に、選定事象についてシステム解析コード

(a)「発電機の負荷喪失」時



(b)「水素製造施設の除熱喪失」時

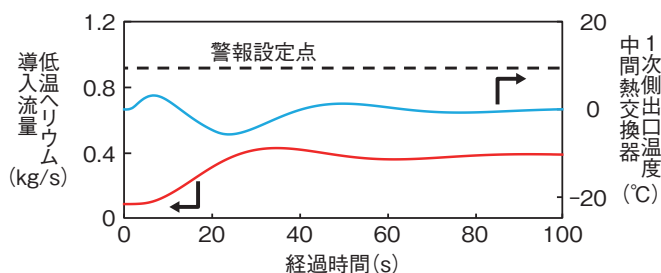


図 6-3 HTTR-GT/H₂ プラント過渡挙動

実用高温ガス炉と同じ設備や運転方法により、原子炉施設の安全性が確保されることを確認しました。

RELAP5 を用いてプラント過渡挙動を評価しました。安全確保策については、高温ガス炉コジェネレーションシステムの設計技術確証の観点から、実用高温ガス炉と同じ設備や運転方法を適用しました。具体的には、「発電機の負荷喪失」に対してタービンバイパス弁で系統圧力を調整しタービン回転数上昇を抑制する方法を、「水素製造施設の除熱喪失」に対して圧縮機出口の低温ヘリウムをタービン入口に導入して冷却材温度上昇を抑制する方法としました（図 6-2）。

解析の結果、「発電機の負荷喪失」について、制御系故障を想定しつつ、HTTR 設計情報に基づき計測系誤差や運転時変動幅を厳しく見積もった場合でも、燃料や原子炉冷却材を内包する構造物の温度上昇はほとんどなく、プラントの健全性が損なわれないことを確認しました。また、「水素製造施設の除熱喪失」について、警報装置が作動に至らず、原子炉の安定運転継続が可能であることを確認しました（図 6-3）。

HTTR 熱利用試験の実現には、国際協力を活用した費用分担により建設コストを削減することが重要です。今後、本試験に興味を持つ国との研究協力の下で試験計画を具体化する予定です。

●参考文献

佐藤博之ほか、HTTR 接続熱利用システムのプラント過渡挙動評価－ヘリウムガスタービンと水素製造施設接続に伴う HTTR の安全評価－, JAEA-Technology 2017-020, 2017, 23p.

6-2 高温ガス炉の熱利用に向けた高温機器の開発 ー低コスト・長寿命化が可能な中間熱交換器の提案ー

表 6-1 HTTR-GT/H₂ を想定した 0.7 MW 第 2IHX の設計条件

運転圧力を 3 次系側よりも 2 次系側を高く設定することにより、伝熱管破損時に 3 次系側のガスが 2 次系側へ流入することを防止できます。3 次系側出口温度は 840 °C であり、高温熱利用を可能としています。

	2 次系側	3 次系側
ヘリウムガス流量 (kg/s)	2.57	0.389
入口温度 (°C)	885	493
出口温度 (°C)	832	840
入口圧力 (MPa)	4.19	4.07
対数温度差 (°C)	146	
伝熱管外径 (mm)	-	45
伝熱管本数 (本)	-	10
コイル巻き直径 (mm)	-	1140

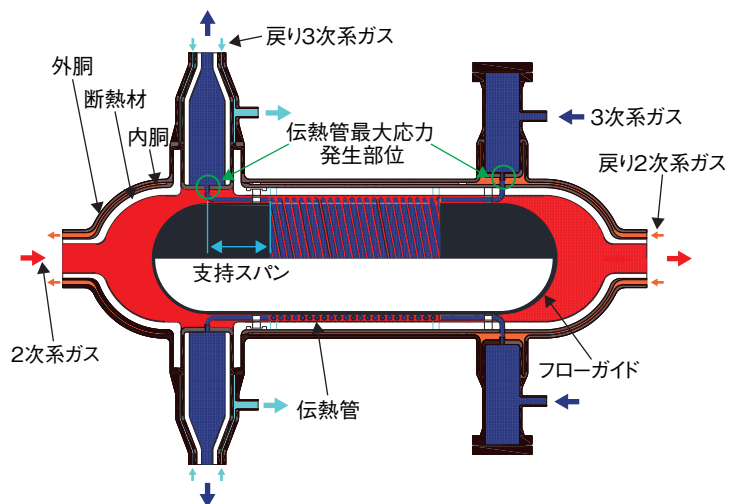


図 6-4 HTTR-GT/H₂ を想定した 0.7 MW 第 2IHX の概念図

本構造は、センターパイプの削減や多重容器構造の簡略化で、従来の垂直型 IHX よりも、最大応力が付与される伝熱管の一次応力を低減でき、設計寿命 40 年に相当する許容応力を満足するとともに、物量低減によるコスト削減も可能としました。

私たちは、高温ガス炉 (HTGR) の熱利用に向けた高温機器の開発として、水素製造設備への熱を供給するための中間熱交換器 (IHX) とガスタービンを直列に配置することで、水素製造と発電に効率的に熱を供給できる高温ガス炉コジェネレーションシステム (GTHTR300C) の研究開発を進めています。本システムの実証に向けて、高温工学試験研究炉 (HTTR) に接続するヘリウムガスタービンによる発電及び熱化学法 IS プロセスによる水素製造システム (HTTR-GT/H₂) について設計検討を行っています。IHX は高温ガス炉熱利用において重要な機器であり、高温環境下で使用されることから、その構造健全性を確保するため高温強度 (クリープ強度) に優れた機器設計が必要となり、製造コスト増大が懸念されています。そこで本研究では、IHX のクリープ強度向上、コスト削減を目的に、水平型 IHX の構造概念を提案し、クリープ寿命評価及び GTHTR300C におけるコスト評価を行いました。

HTTR-GT/H₂ 用で設計検討した第 2IHX (2 次系ヘリウムと 3 次系ヘリウムを熱交換する中間熱交換器) の設計条件は交換熱量 0.7 MW とし、3 次系側のガスが 2 次系側へ流入することを防止するために、2 次系側の圧力を 3 次系側の圧力よりも 0.12 MPa 高く設定しています (表 6-1)。水平型の第 2IHX は、外胴、内胴、フローガイド、伝熱管等で構成され、垂直型では伝熱管サポートに必要なセンターパイプを不要とし、フローガイドのみとなることで、垂直型と同等の耐震強度を確保しつつ、物量低減が可能となりました。

水平型第 2IHX のガス流路は、内胴の内側を流れる 2

次系ガス (→)、伝熱管を流れる 3 次系ガス (→)、外胴と内胴の間を流れるヘリウムガスタービンからの戻り 2 次系ガス (→) 及び水素製造施設からの戻り 3 次系ガス (→) に大別されます (図 6-4)。内胴の内側では、2 次系ガスと 3 次系ガスの熱交換が行われ、外胴と内胴の間に温度の下がった戻りガスが流入することで、胴部側面の冷却効果が向上し、機器全体の熱応力低減を可能としました。

応力計算は、汎用有限要素法構造解析プログラム ABAQUS を用いて行い、水平型第 2IHX のクリープ寿命評価では、センターパイプが不要になったことで伝熱管における支持応力が軽減され、材料のクリープ破壊に耐える伝熱管の支持スパンが垂直型 IHX の 1.4 m に対して、0.9 m に短縮できました。これにより、伝熱管における最大発生応力を、垂直型で 4.3 MPa だったのに対し、水平型で 1.9 MPa と大幅に低減できたことで、これまで 20 年だった設計寿命に対し、40 年の連続運転に相当する累積クリープ損傷係数に対応する許容応力 (2.6 MPa) を満足する値を達成できました。なお寿命評価については、これにあわせて長時間のクリープデータ取得等による妥当性検証が今後必要であると考えます。

以上の評価を基に、GTHTR300C での交換熱量 170 MW の水平型 IHX における物量評価を実施しました。その結果、垂直型に比べ、素材重量を大幅に低減できたことで、素材費で 30% のコスト削減効果が見込めることが分かりました。

今後は、これら結果を踏まえて、水平型第 2IHX の詳細設計について検討を進めていきます。

●参考文献

Yan, X., Iwatsuki, J. et al., HTTR-GT/H₂ Test Plant - System Design, Proceedings of 8th International Topical Meeting on High Temperature Reactor Technology (HTR 2016), Las Vegas, Nevada, USA, 2016, p.827-836, in CD-ROM.

6-3 熱利用系を接続した高温ガス炉の負荷追従運転の実用化に向けて —異なる冷却材圧力での熱負荷変動吸収性を解明—

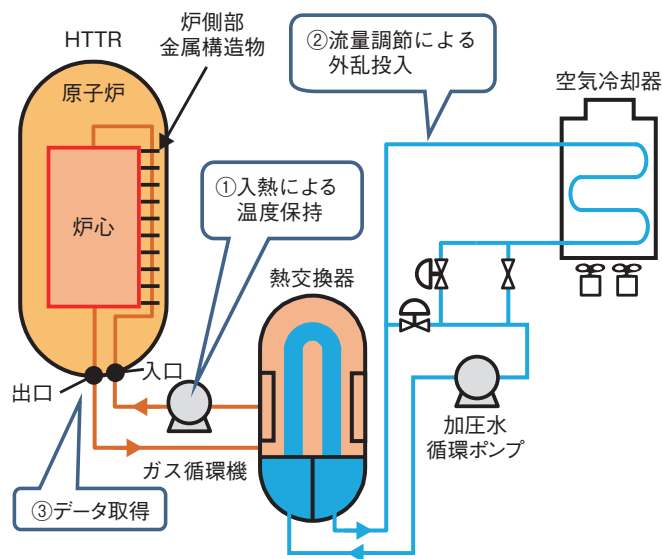


図 6-5 冷却材圧力に対する熱負荷変動吸収性確認試験

異なる冷却材圧力において、ガス循環機からの入熱により原子炉入口冷却材温度を一定に保持し、空気冷却器を通る加圧水温度に変動を与えました。これにより、原子炉入口冷却材温度に最大 30℃の変動を与え、冷却材圧力に対する熱負荷変動吸収性を調べました。

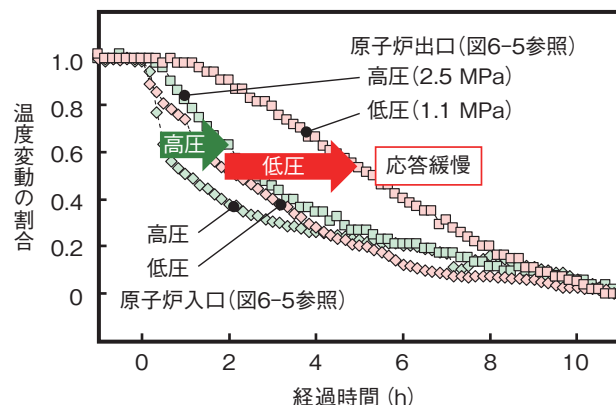


図 6-6 熱負荷変動吸収性に対する冷却材圧力の影響

緑色のデータが高圧の結果、赤色のデータが低圧の結果を示します。原子炉入口冷却材温度の変動に対する出口冷却材温度の応答は、高圧よりも低圧の方が緩やかで変動が伝わりにくく、熱負荷変動吸収性に優れていることが分かりました。

電力網が整備されていない遠隔地や開発途上国に、水素製造施設やガスタービン発電システムを接続した高温ガス炉を設置する場合、経済性向上の観点から、熱利用の需要に応じて原子炉の出力を調整する負荷追従運転が必要となります。負荷追従運転では、原子炉出口冷却材温度を一定とし、冷却材圧力により冷却材の質量流量（インベントリ）を制御することで、原子炉出力を調整します。これにより、水素や電力の需要に応じた出力制御により経済性を高める運転が可能となります。

一方、水素製造施設等の熱利用施設は、経済性向上のため、原子炉施設ではなく一般産業施設として設置します。そのため、熱利用施設の異常時に想定される温度変動（熱負荷）が原子炉入口に伝播した場合においても、原子炉出力や原子炉出口冷却材温度が運転上の制限値を超えないことを示す必要がありました。これまでの研究で、定格出力運転時の冷却材圧力が高い状態において、この熱負荷は、原子炉側部の金属構造物の凹凸による伝熱促進効果により吸収・抑制され（熱負荷変動吸収性）、炉側部金属構造物が炉心への急激な温度変動投入を防止する熱負荷の緩衝材として働くことを明らかにしていま

す。これにより、炉心の温度変動に伴う出力調整がスムーズに働き、原子炉出力及び出口冷却材温度は安定します。しかしながら、インベントリ制御時の冷却材圧力が低い状態では、熱伝達率が低下することから、同様のメカニズムが有効に働くか確認する必要があります。

インベントリ制御時の冷却材圧力が低い場合には、①冷却材の熱伝達率の低下によって炉側部金属構造物温度の変動が緩慢になる、②質量流量の低下により冷却材の熱容量が低下し、冷却材の構造物への温度追従性が良くなるという事前の理論評価に基づき、原子炉出口冷却材温度の変動は緩慢になると予測しました。そして、この予測を確認するため、高温工学試験研究炉（HTTR）を用い、異なる冷却材圧力（1.1 及び 2.5 MPa）のもと、ガス循環機からの入熱により原子炉を加熱した状態で、原子炉入口冷却材温度を約 30℃変動させ、原子炉の熱負荷変動吸収性に関する試験データを取得しました（図 6-5）。

試験の結果、低圧時の熱負荷変動吸収性が高圧の場合に比べて優れていることを確認し、高温ガス炉における負荷追従運転の実現に向け、異なる冷却材圧力での熱負荷変動吸収性を明らかにしました（図 6-6）。

●参考文献

Inaba, Y. et al., Nuclear Heat Supply Fluctuation Tests by Non-Nuclear Heating with HTTR, Journal of Nuclear Engineering and Radiation Science, vol.2, issue 4, 2016, p.041001-1-041001-7.

6-4 より安全な高温ガス炉に向けて ー耐酸化燃料を装荷した炉心の核熱設計ー

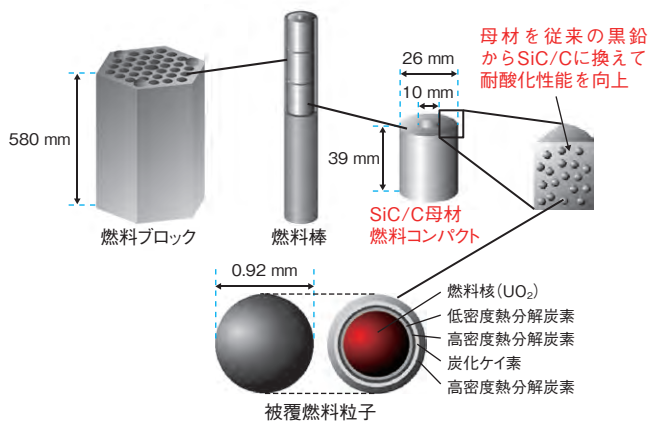


図6-7 耐酸化性を向上させた高温ガス炉燃料の例

従来の燃料コンパクトは、燃料核（直径約 0.6 mm）をセラミックスで多重被覆した被覆燃料粒子（直径約 1 mm）を黒鉛母材で焼き固めたものですが、母材を炭化ケイ素と黒鉛の混合物（SiC/C）に換えることで耐酸化性が向上します。

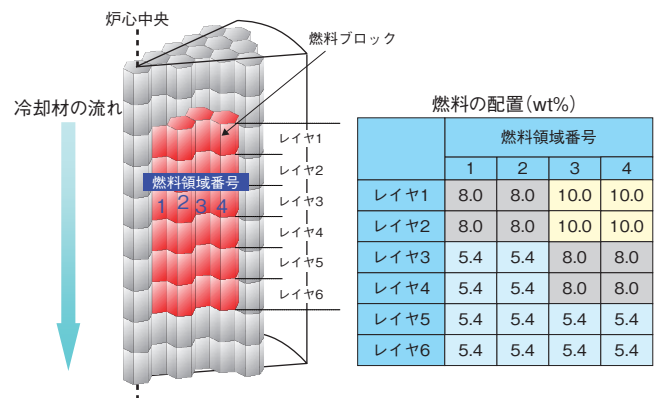


図6-8 出力分布を最適化するための燃料の配置

炉内の出力密度を冷却材温度が低い炉心上部で高くし径方向に均一化するために、炉心上部及び中性子束の低い炉心外側で濃縮度を高くします。これにより炉内の燃料温度が均一化され、燃料最高温度を抑制できます。

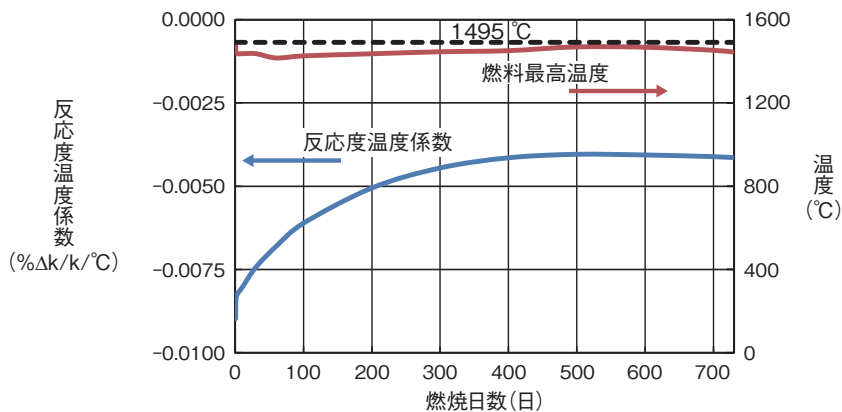


図6-9 反応度温度係数及び燃料最高温度の計算結果

燃焼期間にわたって燃料温度が制限値 (1495 °C) 以下であること及び反応度温度係数が負であることを確認しました。

高温ガス炉の特徴的な事故である配管破断時の空気侵入事故において想定を超える空気が侵入しても、優れた耐酸化性により燃料コンパクトの健全性が維持され、高温ガス炉のさらなる安全性向上が期待できる耐酸化燃料（SiC/C 母材燃料コンパクト）の研究を進めています（図6-7）。SiC/C 母材燃料コンパクトの導入に向けては、燃料製造技術を確認するとともに、炉心の核熱成立性を確認する必要があります。そこで、小型高温ガス炉（HTR50S）の概念設計を基に、これと同じ性能（熱出力 50 MW、燃焼期間 730 日（2 年））を持つ、SiC/C 母材燃料コンパクトを装荷した炉心の核熱設計を実施しました。

HTR50S の核熱設計で重要なポイントは、原子炉に必要な期間運転できること、すなわち反応度を維持できるように濃縮度等の燃料仕様を決めること及び燃焼期間中の燃料温度が制限値以下となるように炉心の出力分布を最適化することです。SiC/C 母材に含まれるケイ素は、黒鉛に比べて中性子を吸収しやすく、また、中性子をほとんど減速しません。そこで、これらの特性によって低下する反応度を補償するために、平均濃縮度を従来

に比べて 1.1wt% 高くすることとしました。濃縮度の種類については、従来と同様に 3 種類の燃料で出力分布の最適化を図り、図6-8 に示すように燃料を配置することとしました。

この炉心に対して燃焼計算を行い余剰反応度及び出力分布を算出するとともに、算出した出力分布を用いて燃料温度を計算しました。その結果、燃焼末期の余剰反応度が確保され、熱出力 50 MW、燃焼期間 730 日（2 年）が可能であること及び燃料温度を燃焼期間にわたって制限値以下にできることを確認しました（図6-9）。また、1%Δk/k 以上の炉停止余裕を確保して原子炉を安全に停止できること及び燃焼期間にわたって反応度温度係数が負で原子炉の自己制御性を確保できることを確認しました（図6-9）。これらにより、SiC/C 母材燃料コンパクトを装荷した高温ガス炉の核熱成立性を確認することができました。

本研究は、文部科学省からの受託研究「高温ガス炉の安全性向上のための革新的燃料要素に関する研究」の成果の一部です。

●参考文献

Aihara, J., Goto, M. et al., Nuclear Thermal Design of High Temperature Gas-Cooled Reactor with SiC/C Mixed Matrix Fuel Compacts, Proceedings of 8th International Topical Meeting on High Temperature Reactor Technology (HTR 2016), Las Vegas, Nevada, USA, 2016, p.814-822, in CD-ROM.

6-5 IS 法による CO₂ フリー水素製造方法の研究開発 ー実験室段階から工業材料試験装置段階へ進展ー

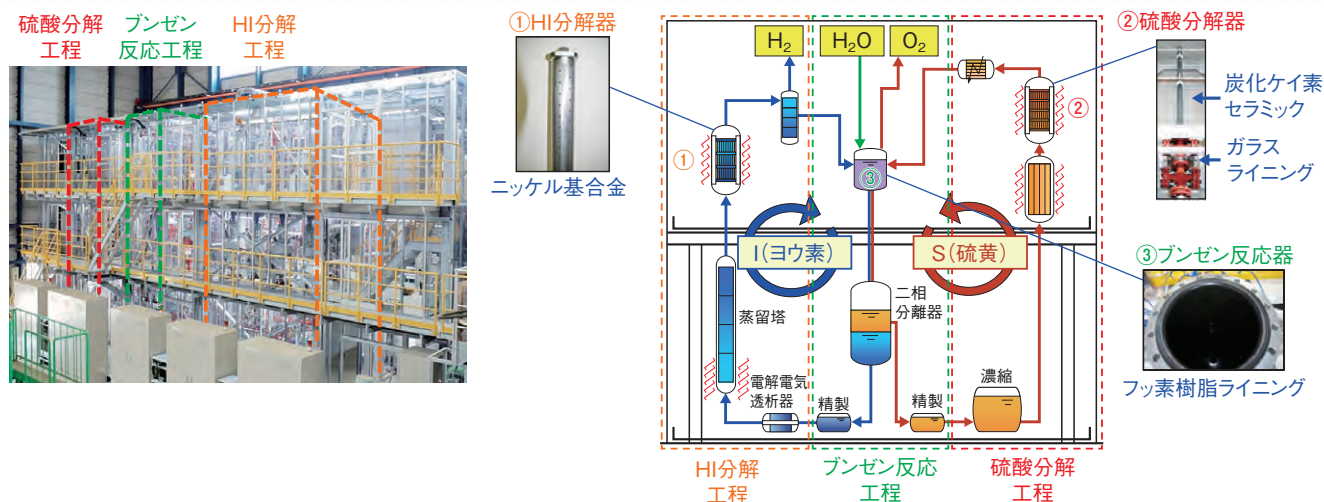


図 6-10 連続水素製造試験設備

左図の設備サイズは、幅 18.5 m、奥行 5.0 m、高さ 8.1 m です。右図の液相と接する部分の主要材料は、炭化ケイ素セラミック(硫酸分解器)、不浸透黒鉛(電解電気透析器・熱交換器)、フッ素樹脂ライニング、ガラスライニング(その他機器配管)です。同様に、気相と接する部分の主要材料は、炭化ケイ素セラミック(硫酸分解器)、ニッケル基合金(HI 分解器)です。

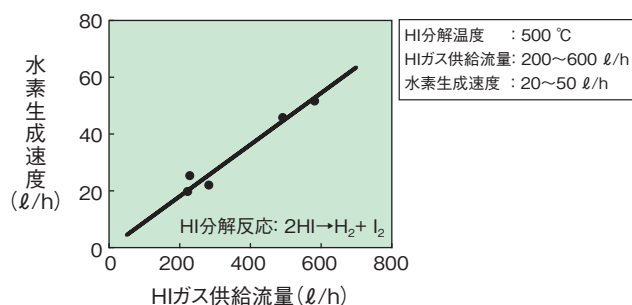


図 6-11 HI 分解器における HI ガス供給流量と水素生成速度の関係
HI ガス供給流量と水素生成速度が比例することから、HI ガス供給流量によって水素生成速度を調整できることを確認しました。(竹上ほか, 日本原子力学会 2016 年春の年会, 2N23, より一部改変して転載)

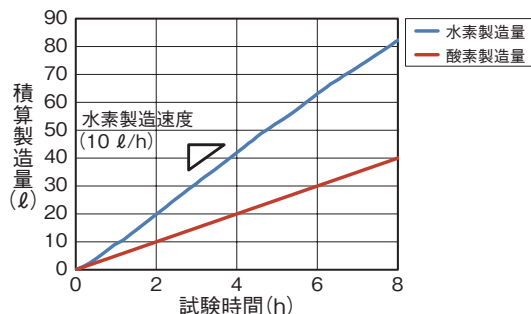


図 6-12 連続水素製造試験での水素・酸素積算製造量
傾きが一定であることから、水素製造量と酸素製造量の比が常に約 2 : 1 であることから、プロセス全体として一定速度で水を分解し、水素と酸素を製造できていることが分かります。

高温ガス炉の熱利用技術として、熱化学水素製造 IS 法の研究開発を行っています。IS 法はヨウ化水素(HI)、硫酸を製造するベンゼン反応工程、HI を分解して水素を製造する HI 分解工程、硫酸を分解して酸素を製造する硫酸分解工程で構成されており、全体として水を分解して水素と酸素を製造しています。原料・熱源に炭素を含まないことから、将来の CO₂ フリー水素製造方法の一つとして期待されています。

私たちは 2004 年、実験室規模のガラス製設備によって、1 週間の連続水素製造試験に世界で初めて成功しています。IS 法では高腐食性の硫酸や HI を用いるとともに、最高 900 °C の高温環境が存在するため、実用化を目指すためには、耐食・耐熱性を持つ金属・セラミック等の工業材料製機器が必要となります。

2013年度に、プロセス全系に耐食・耐熱性工業材料を用いた連続水素製造試験設備を製作しました(図 6-10 左図)。特に、反応温度、反応物・生成物の腐食性に耐え得る

よう開発した工業材料製ベンゼン反応器・硫酸分解器・HI 分解器を三つの反応工程に組み込んでいます(図 6-10 右図)。定格水素製造量は 100 l/h、加熱は電気ヒーターで行っています。2015 年に工程ごとの機能確認試験を行い、各反応器での処理速度調整(HI 分解による水素生成等)(図 6-11)やガス化機能(HI ガス蒸留分離等)を確認しました。そして、三つの反応工程を連結したプロセス全体の運転を行い、2016 年 2 月に水素製造量 10 l/h での 8 時間連続運転に成功しました(図 6-12)。また、それ以降の運転も含めての運転後の設備点検や運転データの解析から、より長期間の運転には、閉塞の防止やベンゼン反応工程溶液組成の安定制御が重要であるとの知見を得ることができました。

今後、より長期間の運転を達成するために、これまでの運転で得られた知見を基に設備の改良を行い、実用化に向けた技術、信頼性の確証をさらに進めていく予定です。

●参考文献

Kasahara, S. et al., Current R&D Status of Thermochemical Water Splitting Iodine-Sulfur Process in Japan Atomic Energy Agency, International Journal of Hydrogen Energy, vol.42, issue 19, 2017, p.13477-13485.

6-6 高温ガス炉の炉内の温度を明らかにする

一炉内温度推定に向けた溶融ワイヤによる制御棒温度測定技術の開発一

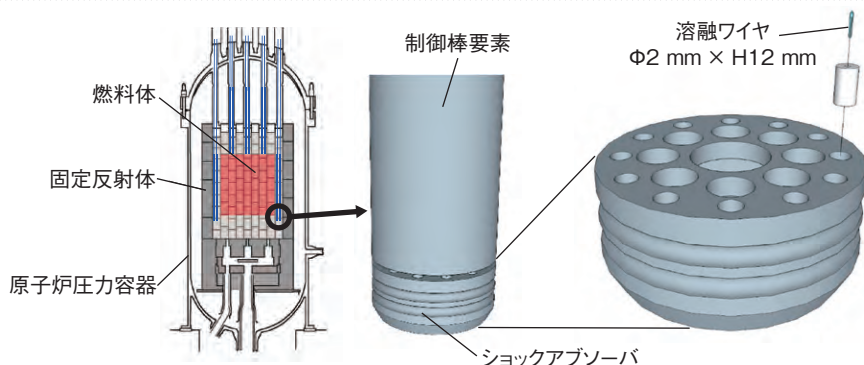


図6-13 制御棒内の溶融ワイヤ設置場所

溶融ワイヤは制御棒の最下部のショックアブソーバの中の孔内に装荷します。1本の制御棒には約 400 ～ 1000 °C までに融点を持つ 12 種類のワイヤを設置しています。

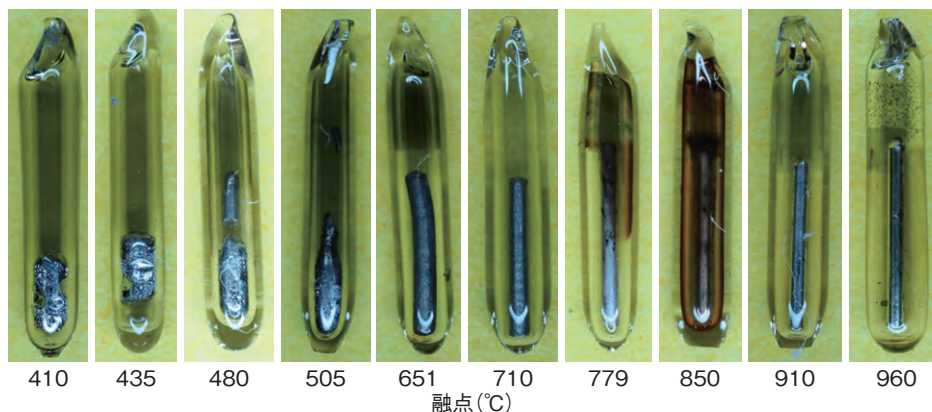


図6-14 取り出した溶融ワイヤの外観

融点 435 °C までのワイヤは完全に溶融していますが、651 °C 以上のワイヤは溶融していないことを確認しました。

高温ガス炉の設計技術を高度化させるためには、設計上の安全裕度を精査し、適切な裕度を持った設計が可能となるよう、実機の炉内温度を実測し、解析上の不確定要素を減らす必要があります。しかし、炉内温度を測定するには、設置や故障時の交換、超還元性雰囲気特有の腐食等の問題があることから、これまで限られた場所でしたしか測定できていませんでした。特に、高温工学試験研究炉（HTTR）では、燃料、制御棒被覆管、中間熱交換器の伝熱管の3ヶ所が制限温度に近づくことを懸念していたため実測データが求められていました。この中で特に制御棒は、炉心部で使われる唯一の金属材料であり、定期的に取り外して保守点検を行います。この機会を利用すればセンサの設置や取外しを安価に行えます。そこで、故障の心配がないこと、測定精度が数°C以内と高いことなどを総合的に評価し、融点の異なる合金（溶融ワイヤ）を制御棒の先端に複数設置し、その溶融状態を確認することで、制御棒の供用期間中の最高到達温度を測定することとしました。

先行研究としては、ドイツのペブルベッド型高温ガス炉（AVR）で炉心部に溶融ワイヤを装荷した例があります。AVR では、炉内の最高温度を測定するために模擬燃料球に温度モニタを装荷し、炉心に投入しましたが、模擬燃料球の移動経路が確率的に定まることから、数百

個もの模擬燃料球が必要でした。一方 HTTR では、炉心の燃料位置があらかじめ定められた位置から変わらず、さらに制御棒の位置も計測しているため、少ない溶融ワイヤで、高い精度の温度測定が可能です（図 6-13）。

HTTR の制御棒は、炉心の中心部の温度が高いため、燃料周辺の制御棒から2段階に分けて挿入するシステムを採用しています。今回、第1段階目に挿入する制御棒の中から、最も高温となる制御棒を選定しました。この制御棒には、約 400 ～ 1000 °C までに融点を持つ 12 種類の溶融ワイヤを装荷しました。それぞれの溶融状態を図 6-14 に示します。この結果から制御棒の最高到達温度は、505 ～ 651 °C の範囲であることが確認しました。一方解析では約 800 °C と評価していることから、測定値は解析結果よりも低いことを明らかにしました。HTTR の燃料最高温度は工学的不確定因子によって約 200 °C 近い裕度が見込まれていましたが、今回の制御棒温度の実測値を活用することで、より合理的な裕度で設計できる見通しを得ました。

今後は他の制御棒の温度測定を行い、炉心の温度分布を明らかにするとともに、燃料温度の評価手法の高度化に生かし、最終的には高温ガス炉設計に関する国際標準化につなげたいと考えます。

●参考文献

濱本真平ほか、高温工学試験研究炉 HTTR における溶融ワイヤを用いた制御棒温度計測技術の開発、JAEA-Technology 2017-012, 2017, 20p.

高速炉サイクル技術に関する研究開発

高速炉サイクル技術は、原子力を長期にわたって用いる上で必要となるウラン資源の利用効率を飛躍的に高めることができる革新技术です(図7-1)。これを社会に受け入れられる技術とするために、私たちは特に以下の観点からのイノベーション創出を目指しています。すなわち、東京電力福島第一原子力発電所事故のように、放射性物質を大量に放出する原子力災害のリスクを極限まで低減できる高速炉サイクル技術を目指します。このため、自然災害なども含め、シビアアクシデントに至る要因を幅広く想定してその発生防止と影響緩和方策を設計に取り入れることで、安全性を強化した概念を創出します。

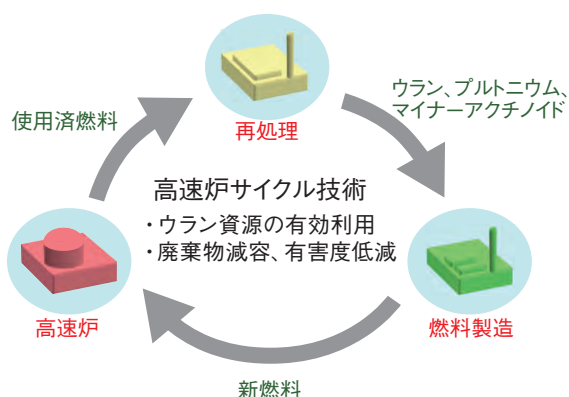


図7-1 高速炉サイクル技術

高速炉サイクル技術は、高速炉で発電しながら燃料を燃やし、使用済燃料を再処理して抽出されるウラン、プルトニウム等をリサイクルして再び高速炉で燃やす原子力システムです。

また、高速炉サイクル技術は、再処理の際に長寿命核種を分離し、高速炉で核変換して短寿命化することにより、高レベル放射性廃棄物の有害度が十分減少するまでに要する期間を抜本的に短縮できる革新技术です。このため、長寿命核種のうちマイナーアクチノイド(MA)の高速炉による核変換技術、MAの分離技術等を開発することにより原子力エネルギーのイノベーションを目指しています。

2016年度には、第4世代原子力システム国際フォーラム(GIF)の下で、高速炉の安全設計要件の国際標準化に向けた取組みを行うとともに、設計に取り入れるべきシビアアクシデント対策に関する試験研究等を実施しました(図7-2)。また、日仏協力を通じて、仏国が開発を進めているASTRIDの共同設計、共同評価及び原子炉技術、安全、燃料分野に係る情報交換、解析コード開発、試験計画立案等を行いました。高速炉燃料の再処理、燃料製造技術については、基盤技術開発、小規模MAサイクル試験(SmARTサイクル研究)等の研究開発を実施しました。

本章においては、高速炉の安全性を強化した概念を創出するための取組みとして、以下の研究開発を紹介します。高速炉機器の構造健全性評価技術の高度化を目指し、高速炉配管の破断前漏えい評価法を提案しました

(トピックス7-1)。蒸気発生器(SG)の熱流動評価手法の開発のため、SGの3次元解析モデルを構築し試験結果との比較を行いました(トピックス7-2)。ナトリウム(Na)冷却高速炉の保守補修技術に関して、不透明なNa中でも超音波を利用して構造物が検査できる技術の開発を行いました(トピックス7-3)。実機を活用した研究開発として、原子炉停止後、Naの自然循環によって炉心を冷却する際の炉心部の熱流動について、「もんじゅ」で行った自然循環試験のデータを用いて、炉心部の解析モデルの妥当性確認を行いました(トピックス7-4)。

また、高速炉燃料の再処理技術の開発として、核燃料物質の分離回収プロセスの高度化を目指し、遠心抽出器内のスラッジ洗浄技術の開発を行いました(トピックス7-5)。

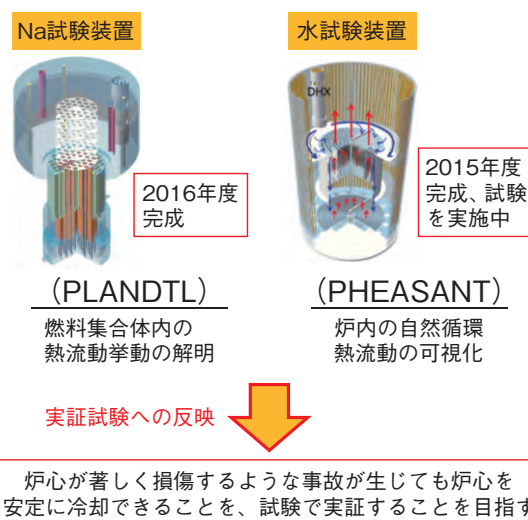


図7-2 シビアアクシデント対策に関する試験研究の一例
炉心損傷時の多様な崩壊熱除去システムに対する冷却特性を評価するため、水及びNa試験装置を用いた試験研究を進めています。

高速炉サイクル技術の研究開発は、より効果的、効率的に進めるため、日米協力、日仏協力等の二国間協力や、GIFなどの多国間協力を活用して進めています(図7-3)。また、大学や研究機関との連携を図り、技術基盤の発展や人材育成を目指した取組みも行っています。



図7-3 高速炉サイクル開発における国際協力
高速炉サイクル技術の開発は、海外の研究機関との協力や国際機関の枠組みを活用し、シナジー効果が発揮できるパートナーとの協力を進めています。

7-1 高速炉機器の構造健全性評価技術の高度化を目指して —高速炉配管の破断前漏えい評価法の提案—

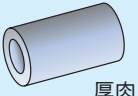
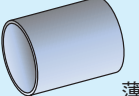
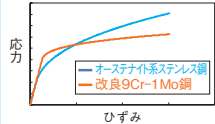
	軽水炉	SFR
配管形状		
荷重形態	内圧による応力	熱膨張による応力
材料特性		

図7-4 ナトリウム冷却高速炉（SFR）配管の特徴
SFR 配管は薄肉大口径であり、材料の改良 9Cr-1Mo 鋼は降伏点が高く延性が低いのが特徴です。これらを適切に考慮した LBB 評価法とする必要があります。

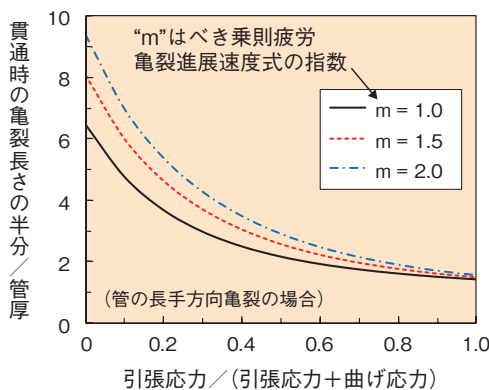


図7-6 貫通時亀裂長さを与える線図
疲労亀裂進展速度式の指数 m をパラメータとした線図を用意しました。

ナトリウム冷却高速炉 (Sodium-cooled Fast Reactor: SFR) では、改良 9Cr-1Mo 鋼という材料を冷却系配管に適用することが検討されていますが、この材料は、図 7-4 に示すように、従来の配管材料であるオーステナイト系ステンレス鋼に比べ、相対的に強度が高く、延性が低いという特徴があります。また、SFR の配管は薄肉大口径であることが特徴です。さらに、SFR では内圧は小さく、熱膨張による変位制御的な熱応力が支配的であることが特徴で、その特徴を反映して、破断前漏えい (Leak Before Break: LBB) の成立する部位については、連続漏えい監視による供用期間中検査が適切であるとする検査基準の導入が考えられており、これを規格として発刊することが志向されています。これと平行して、その前提条件となる LBB 成立性を評価する方法の開発に取り組んでいます。

LBB とは、構造物中に欠陥が存在し、それが進展して貫通に至るとしても、破断に至る前に内部流体の漏えいを検知することにより適切な対応措置を取ることがで

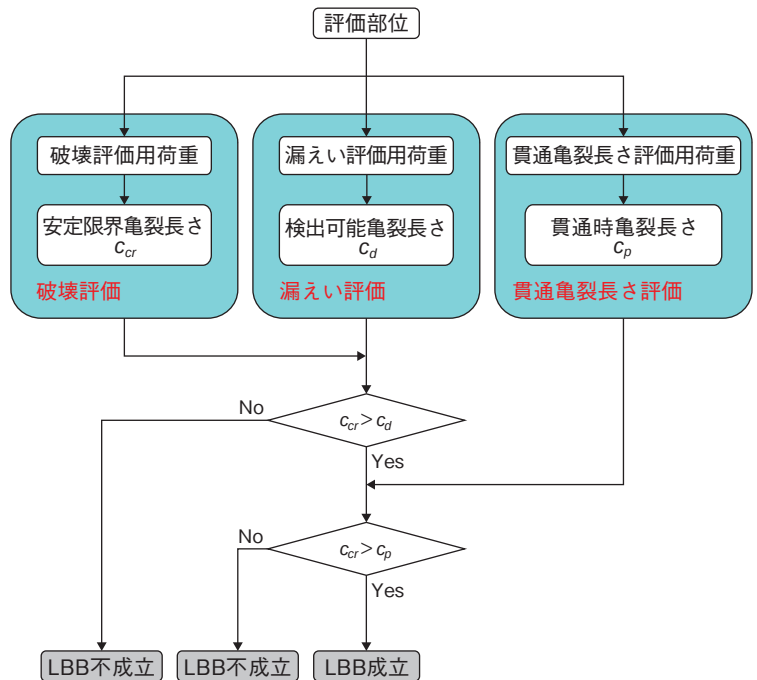


図7-5 SFR 配管に対する LBB 成立性評価フロー（案）
安定限界亀裂長さ（不安定破壊してしまう限界の亀裂長さ）が、検出可能亀裂長さ（漏えい検知設備によって検知可能な漏えいを生じる亀裂長さ）及び貫通時亀裂長さ（亀裂が板厚を貫通すると仮定した場合の亀裂長さ）のいずれよりも大きければ、LBB 成立と判定します。破壊評価と漏えい評価は SFR の特徴を考慮した評価法となっており、貫通亀裂長さ評価は、ユーザーの利便性を考慮し、図 7-6 に示すような線図の形で与えられています。

きるという概念です。

まず、図 7-5 に示す SFR 機器に対する LBB 成立性評価フロー（案）を提案し、そして、前に述べた SFR の特徴を考慮して、安定限界亀裂長さや、検出可能亀裂長さを評価する方法をそれぞれ開発し、LBB 成立性評価に取り入れることとしました。また、貫通時亀裂長さについては、材料特性と荷重条件だけでほぼ決まることを確認した上で、これらをパラメータとする評価線図を用意し、特別な知識が無くても簡便に評価できる方法を整備しました（図 7-6）。さらに、過去の実験データ等の調査に基づき、それぞれの評価が保守的に行われるよう、適切な安全率を提案するとともに、評価に用いる材料特性等を例示し、ガイドラインとして整備した場合に一般ユーザーが使いやすい評価法となるように工夫しました。

開発した LBB 成立性評価法を日本機械学会の評価ガイドラインとして発刊するため、今後、技術的な貢献をしていく予定です。

●参考文献

Wakai, T. et al., Demonstration of Leak-Before-Break in Japan Sodium Cooled Fast Reactor (JSFR) Pipes, Nuclear Engineering and Design, vol.269, 2014, p.88-96.

7-2 高速炉直管型蒸気発生器の熱流動評価手法の開発 － 3次元解析モデルの構築と試験結果との比較－

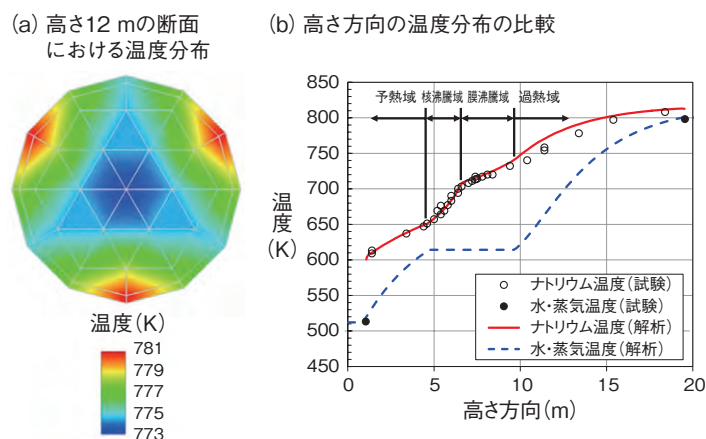
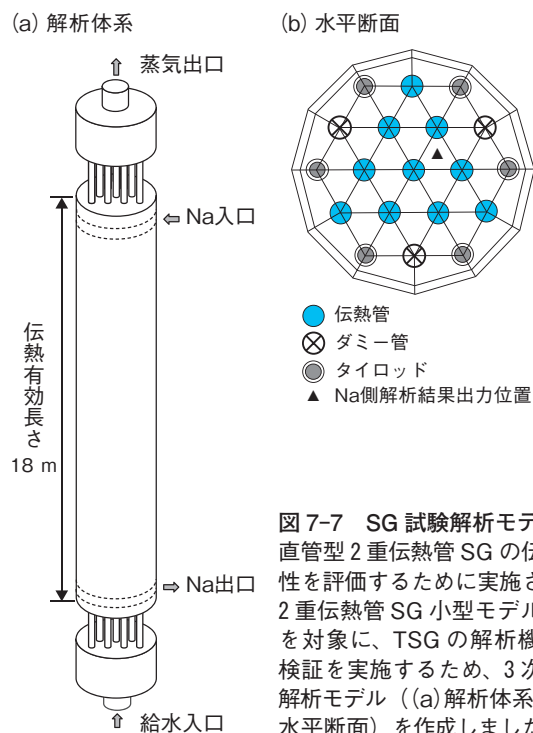


図 7-8 SG 試験解析結果

本研究で開発している TSG で解析を行うことで、従来の 2 次元軸対称を仮定した解析手法では不可能であった (a) の周方向に不均一な温度分布を詳細に評価することが可能となりました。また、(b) の高さ方向の温度分布から、ナトリウム温度について、解析結果が試験結果と良い一致を示すことを確認し、SG 内の特徴的な伝熱流動の様子 (予熱域、核沸騰域、膜沸騰域、過熱域) を計算できることを確認しました。

ナトリウム冷却高速炉の蒸気発生器 (SG) として、安全性及び信頼性の向上のため直管型 2 重伝熱管方式の採用が検討されています。この直管型 SG では、円筒形の容器内に多数本の伝熱管を有しており、管外のナトリウム加熱によって管内の水が沸騰し、蒸気が発生します。このとき、伝熱管温度偏差や伝熱管の熱延びを評価し、伝熱管の座屈や伝熱管を支える部分の破損を防止する必要があります。温度偏差を発生させる要因には、伝熱管の管束部への偏ったナトリウムの流入、管束部内での非一様な流れ、不具合等により閉止した伝熱管の伝熱特性の変化などが挙げられますが、従来の 2 次元軸対称を仮定した解析手法ではこれらを精度良く予測することは不可能でした。このため、SG 全体を 3 次元的にモデル化し、SG 内部の温度分布を精度良く予測する新たな解析評価手法の開発を目指しました。

本研究では、ナトリウム側の 3 次元解析と水側の多チャンネル解析を組み合わせた連成解析システム (TSG) を開発しています。具体的には、ナトリウム側は SG 内の 3 次元熱流動を効率良く解析するため伝熱管の体積比率を考慮した多孔体モデルを採用し、水側は伝熱管内の沸騰現象を解析するため気液二相流モデルを採用した並列多チャンネル解析コードを新たに開発し、

さらに両者の熱的連成を考慮できる解析手法を整備しています。今回、開発した解析手法の妥当性を確認するため、既存の試験を対象とする解析を実施し、試験結果との比較を行いました。

解析対象とした試験は、水が流れる伝熱管と水が流れないダミー管及び SG 形状を維持するための金属棒 (タイロッド) を有する 2 重伝熱管 SG の小型モデル試験です。図 7-7 (a) に解析体系、図 7-7 (b) に水平断面を示します。TSG による解析結果は、図 7-8 (a) に示すように、伝熱管が存在する中心部分よりタイロッド及びダミー管が存在する外側でナトリウム温度が高くなっており、SG 内の構造物の配置に起因する温度の変化をよく捉えています。また、図 7-8 (b) の伝熱管に沿った温度分布の比較では、水の予熱、核沸騰、膜沸騰及び過熱蒸気の過程がそれぞれ計算されており、実験結果とも一致しています。これらのことから、TSG は、SG 内の伝熱特性を 3 次元的に評価可能であるとの見通しを得ました。

今後、妥当性を確認する解析をさらに実施した上で、大型直管型 SG を対象とした 3 次元的な非対称温度評価及び伝熱管の構造健全性評価を実施していきます。

●参考文献

Yoshikawa, R. et al., Development of Sodium-Water Coupled Thermal-Hydraulics Simulation Code for Sodium-Heated Straight Tube Steam Generator of Fast Reactors, Proceedings of 11th International Topical Meeting on Nuclear Reactor Thermal Hydraulics, Operation and Safety (NUTHOS-11), Gyeongju, Korea, 2016, N11P0418, 12p., in USB Flash Drive.

7-3 ナトリウム冷却高速炉のメンテナンス技術の高度化を目指す ー不透明なナトリウム中の目視検査装置の開発ー

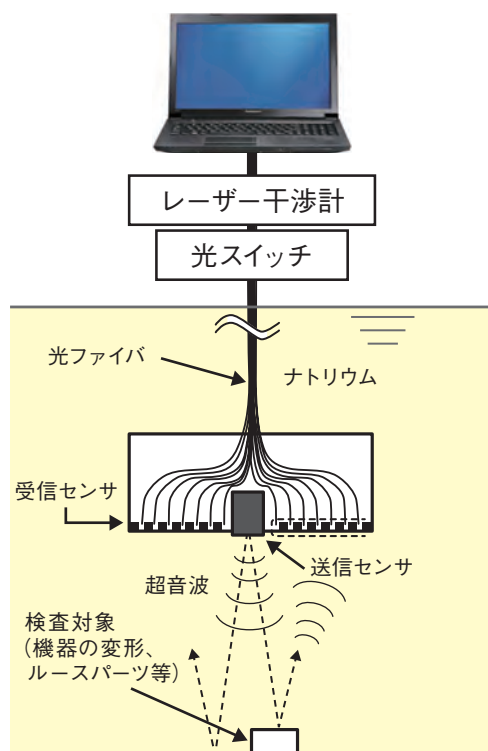


図 7-9 ナトリウム中目視検査装置システムの概略図
送信センサから発信した超音波と受信センサで受信した超音波の時間遅れから検査対象との距離を検知します。

ナトリウム冷却高速炉の実用化に向けた要素技術開発の一つとして、不透明なナトリウム中の構造物を検査するためのナトリウム中目視検査装置（Under Sodium Viewer: USV）を開発しています。

実用化段階のナトリウム冷却高速炉において、USV による原子炉容器内の検査は定期検査中に実施する予定です。効率的な定期検査を実施するためには、USV による検査を素早く完了することが望まれます。そこで、私たちは約 1 m 離れた距離から検査可能で、なおかつ計測時間を短縮できる USV の実現を目指しました。

図 7-9 に USV システムの概略図を示します。圧電素子を内蔵した送信センサより超音波を発信し、送信センサの周囲に設置した受信センサにより超音波を検出します。受信センサにおける超音波の受信の時間遅れから検査対象との距離が分かり、多数の受信位置における時間遅れのデータを用いることで検査対象の画像化を行います。本研究では、超音波により生じる金属膜における振動変位を光で検出する光受信システムを採用しました。光受信システムの利点は、従来よく用いられている圧電素子受信システムと比較して、小さい振動変位の情報を



図 7-10 画像化ターゲット
直線ターゲットは線幅 3 mm で、線間隔は 3、5、10 mm としました。螺旋ターゲットは線幅 4 mm で、1 段あたり 2 mm 高さとなりました。



図 7-11 水中において超音波により取得した画像
改良を加えた送信センサ及び受信センサにより、ターゲットから 800 mm 離れた位置から鮮明な画像を得ました。

低損失で長距離伝送可能であり、また指向角が広いため高解像度の画像を得られることです。1 m 離れた距離から検査可能という目標に対して、送信センサに用いる圧電素子を大口径化して音圧の向上を図りました。計測時間の短縮化という目標に対して、S/N 比を向上させるために行う平均化処理等の影響を小さくするため、送信センサのダンパ性能の向上を図り、受信センサのノイズ低減を図りました。このように改良を加えた送信センサ及び受信センサを用いて水中画像化試験を実施しました。

図 7-10 に画像化ターゲットを示します。直線ターゲットは線幅 3 mm、最小線間隔は 3 mm です。螺旋ターゲットは線幅 4 mm、1 段あたり 2 mm 高さです。図 7-11 にターゲットから 800 mm 離れた位置から取得した画像を示します。図に示すように、直線ターゲット及び螺旋ターゲットともに、鮮明な画像を得ることができました。今後は、ナトリウム中での画像化試験を行うとともに、より鮮明な画像を得るためにさらなる送信センサ及び受信センサの改良に取り組んでいきます。

本研究は、経済産業省からの受託事業である「高速炉等技術開発」の一環として実施した成果を含みます。

●参考文献

Aizawa, K. et al., Development of Under Sodium Viewer for Next Generation Sodium-Cooled Fast Reactors, Proceedings of International Conference on Fast Reactors and Related Fuel Cycles: Next Generation Nuclear Systems for Sustainable Development (FR17), Yekaterinburg, Russia, 2017, 9p., in USB Flash Drive.

7-4 自然循環冷却時における炉心の熱流動評価をより正確に —実データに基づく炉心部の解析モデルの妥当性確認—

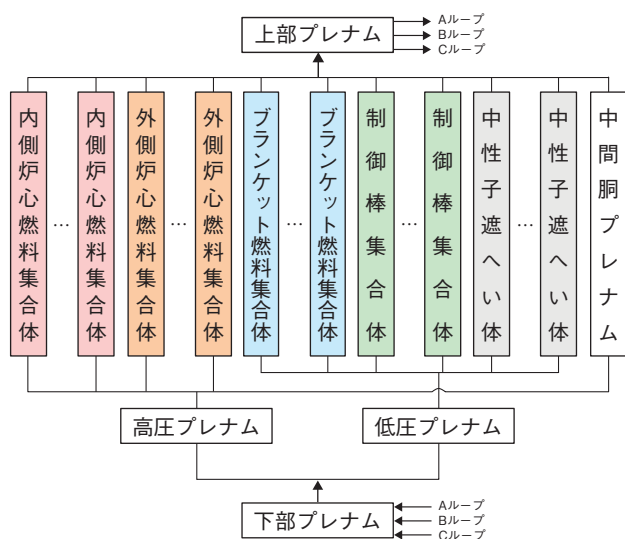


図 7-12 全炉心熱流動解析モデル

本解析モデルは、炉心構成要素間の伝熱を考慮し、全ての炉心構成要素について、それぞれ独立に温度分布と冷却材流量が計算できます。もんじゅの炉心は、高圧プレナムと低圧プレナムがあり、炉心燃料集合体は高圧プレナムに、それ以外は、低圧プレナムに接続されています。

東京電力福島第一原子力発電所事故後に新しい安全規制の基準が策定され、自然災害等に対する強化等に加え、万が一崩壊熱の除去に必要な機器への電源供給がなくなった場合などの重大事故へ至る恐れがある事象に対する対策が求められてきました。高速実験炉「常陽」や高速増殖原型炉「もんじゅ」は、ナトリウムの循環ポンプや空気冷却器の送風機等の崩壊熱の除去に必要な機器の電源が失われた場合でも、原子炉、中間熱交換器及び空気冷却器のそれぞれの高低差と、密度差によって生じる浮力を利用して、ナトリウムを自然に循環（自然循環冷却）させ、空気冷却器に空気を自然に通過させることで炉心の冷却が可能です。この受動的な冷却システムは、次世代の高速炉である JSFR の設計にも採用されています。

自然循環冷却時は、ポンプによる循環ではないため、冷却材流量が低流量となり、炉心では、集合体、遮へい体などの炉心を構成する要素（炉心構成要素）間の伝熱が影響し、各炉心構成要素内部の温度分布と冷却材流量が動的に変化します。したがって、温度をより正確に見積もるためにはこれらを考慮する必要があります。

私たちは、炉心構成要素間の伝熱を考慮し、各炉心構成要素内部の温度分布（密度差）及び流量が計算できる全炉心熱流動解析モデル（図 7-12）を開発し、ナトリウムループの試験が行える施設（PLANDTL）や高速実験炉「常陽」で実施された自然循環試験の測定データを用いて、解析モデルの妥当性を確認してきました。

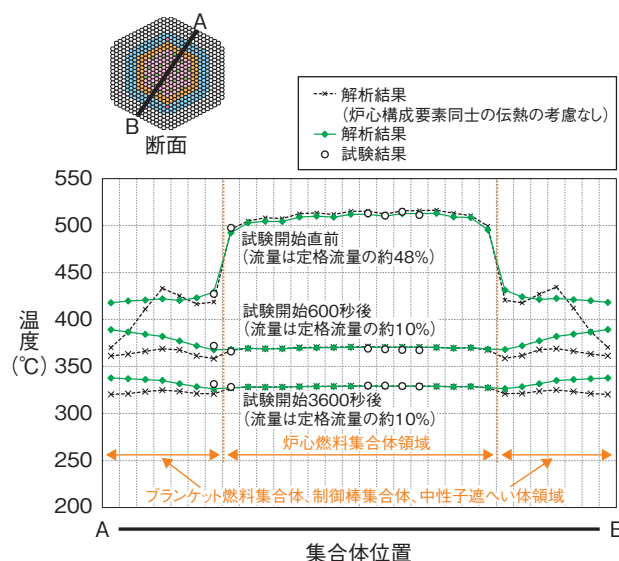


図 7-13 もんじゅでの測定データとの比較

断面図中の炉心位置の温度分布について、試験結果と解析結果を示しています。解析は、中性子遮へい体の最も外側は、熱が逃げない条件としました。解析結果は、それぞれの時間の測定データと良く一致しています。

本研究では、より規模の大きい高速増殖原型炉「もんじゅ」で行った 40% タービントリップ試験の測定データを用いて、全炉心熱流動解析モデルの妥当性を確認しました。解析は、炉心の各炉心構成要素の抵抗を定格流量の条件から極低流量の条件まで再現可能である実験式を用いて行いました。

試験は、流量が定格流量の約 10% である、試験開始後 600 秒及び 3600 秒後は、試験開始直前と異なり、発熱がほとんどないブランケット燃料集合体の最内層の出口ナトリウム温度は、炉心燃料集合体の領域の同温度よりやや高い結果となりました。解析は、それぞれの時間の測定データと良く一致する結果が得られました（図 7-13）。また、炉心構成要素間の伝熱を考慮しない解析と比較すると、発熱がほとんどないブランケット燃料集合体及び中性子遮へい体領域で差が大きく、炉心燃料集合体領域の炉心構成要素からの伝熱が影響していることが分かります。このように、より規模の大きい炉心においても、定格流量の約 10% 流量条件まで、全炉心熱流動解析モデルは、炉心構成要素間の流量配分や伝熱の効果を適切に模擬でき、炉心構成要素の出口ナトリウム温度をより正確に評価できることが確認できました。

このことから、極低流量の条件まで再現可能な実験式を使うことにより、全炉心熱流動解析モデルは、より規模の大きい炉心を有する高速炉における自然循環冷却時の炉心の温度を正確に評価することができます。

●参考文献

Mori, T. et al., Validation and Applicability of Reactor Core Modeling in a Plant Dynamics Code during Station Blackout, Proceedings of 2017 International Congress on Advances in Nuclear Power Plants (ICAPP 2017), Fukui and Kyoto, Japan, 2017, paper 17409, 9p., in DVD-ROM.

7-5 核燃料物質の分離回収プロセスの高度化を目指して ー遠心抽出器内のスラッジ洗浄技術の確立ー

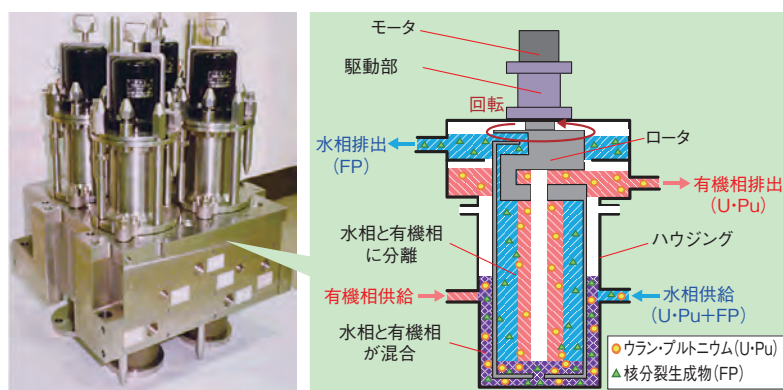


図 7-14 遠心抽出器の構造

遠心抽出器はモータ、駆動部、ロータ、ハウジングから構成され、ロータの外側で混合、内側で水相と有機相の分離が行われます。

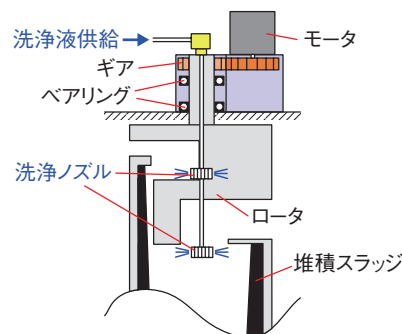


図 7-15 洗浄機能の追加

洗浄ノズルの導入により、ロータ内に堆積したスラッジが直接洗浄可能な構造を実現しました。



図 7-16 洗浄機能追加による効果（ロータ内の上部）

ロータ内の上部に堆積したスラッジは、洗浄機能がない場合には除去できませんでしたが（左図）、洗浄機能を追加することでほぼ完全に除去することができました（右図）。

再処理工場の抽出工程で使用する機器として、原子力機構では遠心抽出器の開発を進めています（図 7-14）。

遠心抽出器では、高速で回転するロータの外側（ハウジング内）で水相と有機相が混合され、遠心力の加わるロータ内で水相、有機相に強制的に分離されます。これにより、遠心抽出器はこれまで再処理工場で使用されてきたミキサセトラやパルスカラムに比べて、短時間で二相の混合と分離が可能で抽出剤等の有機成分の劣化を抑制し、さらには小型であることから臨界管理が比較的容易であるといったメリットがあり、将来の再処理工場への適用が期待されています。

遠心抽出器は現在稼働中の再処理工場の中で、製品の精製工程で適用実績がありますが、ウラン、プルトニウムと核分裂生成物を分離する共除染工程には適用が困難とされています。これは、使用済燃料の溶解液にせん断粉や核分裂生成物中の不溶解成分から成るスラッジが含まれるためです。大部分のスラッジは抽出工程前の清澄工程で取り除かれますが、微小で軽いスラッジは清澄工程で取り除くことが難しく、完全に除去することはできません。遠心抽出器の処理液にスラッジが混入すると、遠心力によってロータ内に蓄積し、工程運転に悪影響を与えることが実用化の上で大きな課題となっています。

私たちは、この課題を解決するため、遠心抽出器へのスラッジ流入時の挙動を把握した上で、その際の相分離及び抽出性能に与える影響を調査しました。遠心抽出器に流入したスラッジは、遠心力の加わるロータ内に堆積することが確認され、一定量堆積すると相分離性能が低下し、それにより抽出性能への影響も懸念されました。

以上のことから、遠心抽出器の安定運転を図るためには、効率的な洗浄が可能となる技術が必要不可欠と考え、洗浄機能の導入を検討しました。導入にあたっては、構造と洗浄性能の関係を広く検討し、洗浄機能付遠心抽出器の構造を具体化しました（図 7-15）。その特長としては、洗浄液を遠心抽出器の上部から供給する構造にすることで、放射性物質が装置外へ漏えいするリスクが低く、メンテナンスも容易であることが挙げられます。

スラッジ堆積下での洗浄試験により、この新型の遠心抽出器は洗浄機能を有しない遠心抽出器に比べ、洗浄時間、洗浄液量ともに 1/5 程度で、ほぼ全てのスラッジが洗浄可能であり、遠心抽出器の実用化を図る上で課題であったスラッジ対策を確立しました（図 7-16）。

本研究は、経済産業省からの受託研究「平成 25～27 年度高速炉等技術開発」の成果の一部です。

●参考文献

Sakamoto, A. et al., Effect of Sludge Behavior on Performance of Centrifugal Contactor, Procedia Chemistry, vol.21, 2016, p.495-502.

原子力施設の廃止措置及び廃棄物の処理処分に向けて

国内においては初期に稼働を開始した原子力発電所5基の廃止措置が公表され、今後本格的な原子力施設の廃止措置を迎えようとしています。このような状況にあって原子力施設の廃止措置及び廃止措置等で発生する放射性廃棄物の処理処分を安全かつ適切に行うために、新たな技術や知見を導入し、廃止措置及び廃棄物の処理処分のトータルでの安全性向上及びコスト削減を目指した技術の開発を推進していくことが必須となります。原子力機構では、安全で効率的な施設解体プロセス、発生する放射性廃棄物の最小化や安定化などの処理プロセス、放射能確認を含めた処分プロセスに関連する技術開発を総合的に行っています(図8-1)。また、低レベル放射性廃棄物の埋設処分事業については原子力機構の業務に伴い発生したものに加え、大学、民間等の研究施設等からの発生分も処分事業の対象として取り組んでいるところです。

今年度の当該分野の技術開発成果としては、人形峠環境技術センターにおける、エネルギーの異なる複数本の γ 線を利用して密度と線源の偏在を補正する等価モデル法の開発（トピックス 8-1）や、埋設処分時の放射性廃棄物の確認技術として、照射後試験施設の評価対象候補核種 17 核種の組成比の放射化・燃焼計算結果を実廃棄物からの試料採取による分析結果と比較した結果の検討（トピックス 8-2）等があります。なお、以下の紹介に加えてバックエンド研究開発部門が取り組んできた、東京電力福島第一原子力発電所事故対応に係る「核燃料再処理機器材料に対する海水成分・コンクリート成分の影響を調査する（トピックス 1-6）」、「可搬型小型 α 線位置検出器の開発（トピックス 1-8）」については別途第 1 章で成果を紹介しています。

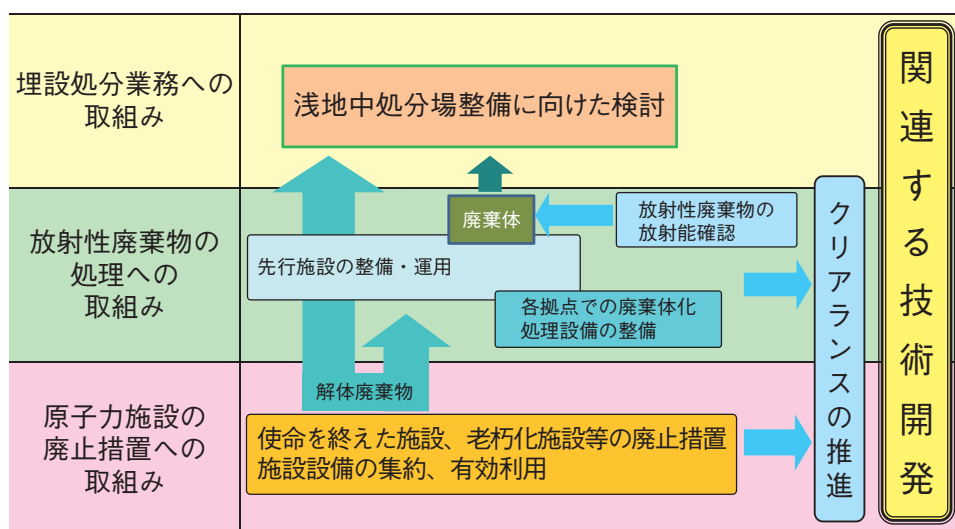


図 8-1 低レベル放射性廃棄物対策の概要

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

地層処分の技術と信頼を支える研究開発

地層処分は、原子力発電に伴って発生する高レベル放射性廃棄物などを、何万年にもわたって人間の生活環境から隔離するための対策として、国際的にも共通した最も実現性の高いオプションです。今後の原子力政策の動向にかかわらず高レベル放射性廃棄物などは既に発生しており、その対策への負担は将来世代に先送りするわけにはいきません。現在の我が国の方針では、使用済燃料の再処理により発生する高レベル放射性廃液を、ガラス原料と混ぜ、高温で溶かし合わせてガラス固化体にします。これを、30年から50年程度冷却のために貯蔵した後、金属製のオーバーパックに封入した上で、地下

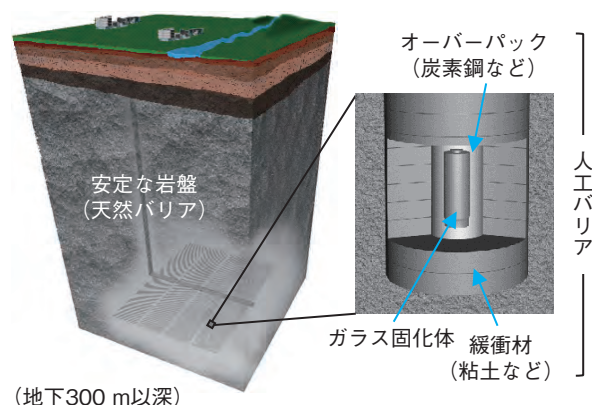


図 8-2 地層処分システムの基本概念

300 m 以深の安定な岩盤の中に、粘土を主成分とする緩衝材で包み込んで埋設します（図 8-2）。地層処分の事業は、候補地の選定から処分場の閉鎖まで 100 年以上を要するため、国が責任を持って継続的に地層処分の技術基盤を強化し、社会の信頼を得ながら段階的に進めていくことが重要です。そのため、私たちは様々な観点から地層処分の技術と信頼性を支える研究開発に取り組んでいます。

深地層の科学的研究

まず、地層処分が行われる地下深部の環境を総合的に研究するため、花崗岩と堆積岩を対象に二つの深地層の研究施設計画を進めています（図 8-3）。東濃地科学センター及び幌延深地層研究センターでは、それぞれの深地層の研究施設を活用して、地下深部の岩盤や地下水の性質を調べる技術や手法を整備するための研究を進めています（トピックス 8-3 ～ 8-6）。また、地質環境の長期安定

性に関する研究として、火山や活断層などの自然現象の活動履歴を調べ、将来の変化を予測するための技術開発を進めるとともに、土岐地球年代学研究所において年代測定技術（トピックス 8-7）の開発・整備を進めています。

地層処分システムの研究開発

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

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

（CoolRep: <https://kms1.jaea.go.jp/CoolRep/index.html>）

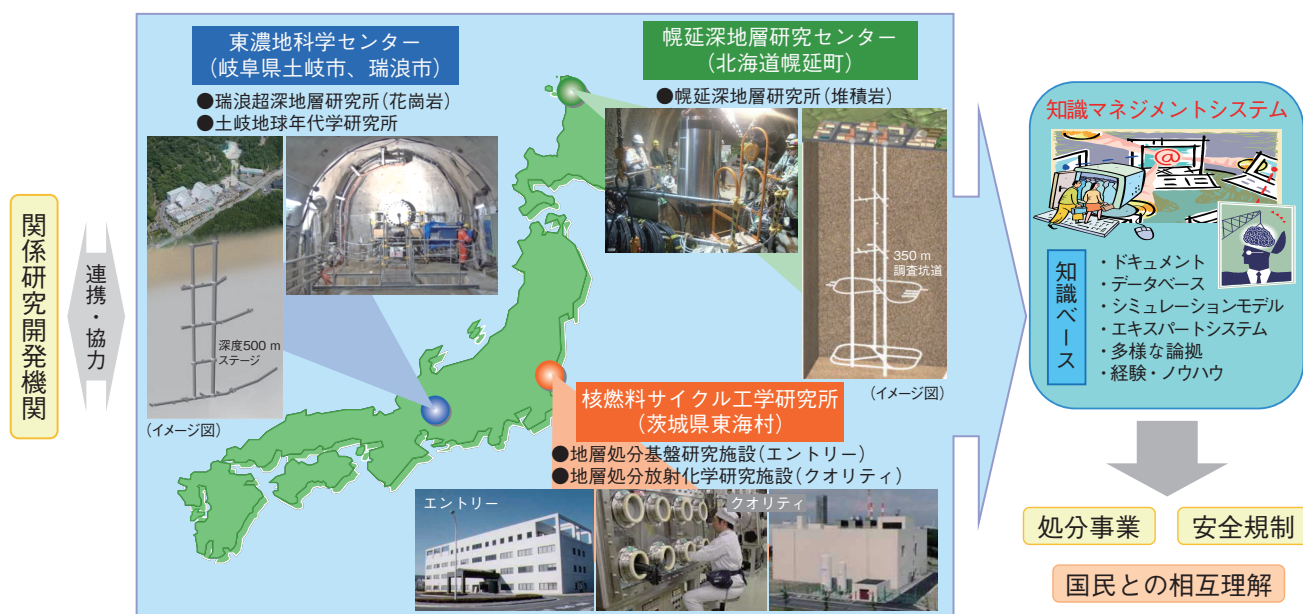


図 8-3 地層処分技術に関する研究開発の実施体制と成果の反映先

再処理の安全性向上と再処理技術の高度化を目指して

東海再処理施設においては、施設のリスク低減にかかわる取組みとして、溶液状態で貯蔵している放射性物質をより安定な形にするため、高放射性廃液のガラス固化及びプルトニウム溶液の MOX 粉末化等を進めています。プルトニウム溶液の MOX 粉末化については、2016 年 7 月に処理を終了しました。高放射性廃液のガラス固化については、2028 年度の処理完了を目標に掲げ、ガラス固化処理を安全最優先で着実に進めつつ、溶融炉の高度化技術開発等に取り組んでいます。また、低放射性廃液の固化処理技術開発についても、環境への影響に配慮した硝酸分解処理技術開発や新しいセメント固化技術開発を進めています。

その中で、施設中に残留する核物質は、リスク低減の取組み以後も変わらず国及び国際原子力機関（IAEA）の査察の対象であることから、測定技術の向上のため、硝酸プルトニウム溶液に対する非破壊測定方法の改善を米国ロスアラモス国立研究所との共同研究により実施しました。同研究では、3 種類の中性子同時係数法を用いて溶液試料中のプルトニウム量の測定を行い、高精度かつ迅速に測定可能な評価方法を確認することができました（トピックス 8-10）。

また「照射済み高速炉燃料の再処理で発生する残渣の性状を理解する（トピックス 8-11）」について成果を紹介しています。

8-1 放射性廃棄物の放射能定量手法の開発 — 散乱 γ 線に着目した定量手法の精度向上 —

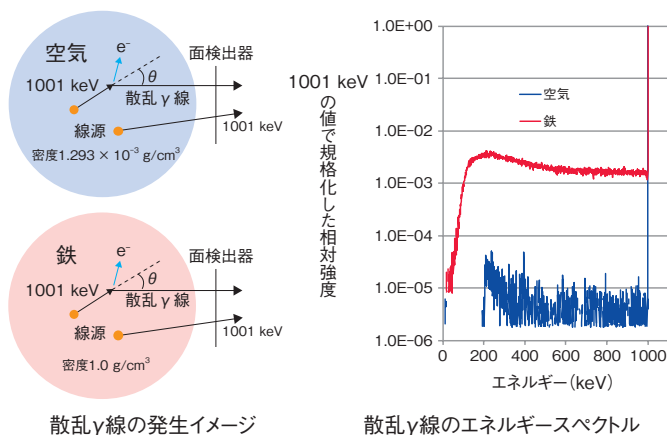


図 8-4 散乱 γ 線のシミュレーション

U の子孫核種 Pa-234m から放出される 1001 keV の γ 線によって発生する散乱 γ 線を、輸送計算コード MCNP を用いて計算しました。クリアランス対象物では、U は微量のため、遮へい物の組成は鉄とし、また、計算したエネルギースペクトルを、遮へい物がない状態 (空気) と比較しました。広い範囲の散乱 γ 線を合計することで高い計数が得られ、放射能定量の精度が向上します。

原子力関連施設の廃止等に伴って発生する解体物は、クリアランスが可能な解体物は再利用するか、放射性廃棄物として処分場に払い出します。このとき、放射能濃度の確認が必要になります。

国内のウラン (U) 加工事業者から大量に発生する複雑形状の金属解体物のクリアランスが可能になれば、廃棄物量の低減が期待できます。

複雑形状でも γ 線なら透過力が強く測定できますが、U の γ 線放出率は低いため、測定効率を上げることが必要です。半導体検出器は高分解能ですが効率が高く、長時間測定が必要です。そこで測定時間を短縮するため、分解能は低いものの高効率の NaI 検出器を使用することが合理的と考えられます。

しかし、解体物の密度と線源偏在によって、 γ 線の遮へい状態が異なるため、線源が均一に分布していると仮定して定量すると大きな誤差 (線源を偏在させた試験では -50 ~ 80% 程度) が発生します。このため、エネルギーの異なる γ 線 (a, b) の測定値から、線源位置までの距離等による減衰を推定しました。U と検出器の距離を r 、クリアランス対象物の線減弱係数を μ_a 、 μ_b とすると計数 n_a は、 $n_a \sim e^{-\mu_a r} / r^2$ で表されます。エネルギーの異なる 2 本の γ 線で、計数比の対数をとると、 $\ln(n_a/n_b) \sim -(\mu_a/\mu_b)r$ となり r が計数比で表せます。計数への線源位置の影響は $1/r^2$ 項が主と考え、 r に $-\ln(n_a/n_b)$ を代入して、遮へ

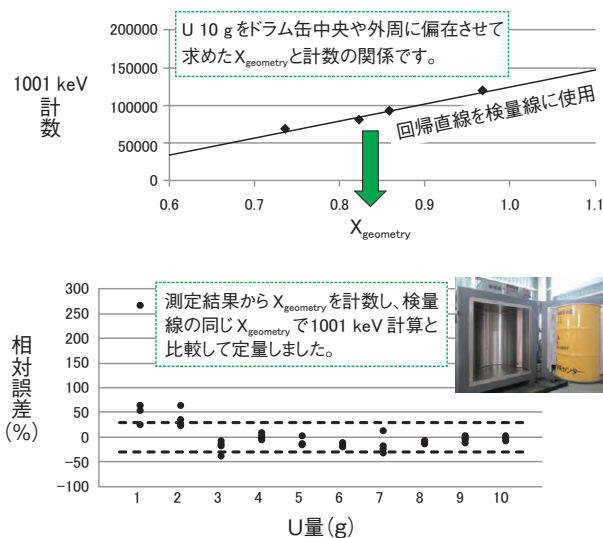


図 8-5 U 量が少ない場合の放射能定量での相対誤差

重量約 200 kg の模擬ドラム缶に U (1 ~ 10 g) を入れて放射能の定量を行いました。NaI 検出器 (3 × 5 × 16 インチ) は 2 台、測定時間は 1800 秒です。許容する相対誤差を ± 30% 程度とすると、U の偏りによらず、U 3 g 程度、放射能濃度では 0.4 Bq/g 程度が定量下限値となり、誤差を含めても 1.0 Bq/g を下回る放射能濃度が定量可能と考えられます。

い状態を評価する X_{geometry} を導出します (等価モデル法)。

$$X_{\text{geometry}} = \frac{1}{(\ln(1/(n_a/n_b)))^2}$$

これを用い、複数の線源位置と検出器の平均的な距離を一つの等価な距離で置き換えることができ、既知 U 量のドラム缶の X_{geometry} と 1001 keV の計数で表される検量線と、測定対象物の X_{geometry} と計数のプロット点の比較から U を定量することが可能となります。

これまで 1001 keV のほかには 766 keV の γ 線を使用しましたが、放出率が低く放射能定量下限値は 4 ~ 5 Bq/g 程度 (U 40 g 程度) でした。クリアランスの確認等のため、低レベル放射能定量の精度向上を目指し、高い計数が得られる散乱 γ 線の使用を検討しました (図 8-4)。シミュレーション結果を反映し、市販装置で、放射能濃度 1.0 Bq/g 程度以下の線源を偏在させた試験を行いました (図 8-5)。線源の偏在等に関わらず、クリアランスレベルの評価に必要な 1.0 Bq/g を下回る定量下限値を得ることができました。

等価モデル法のクリアランス測定装置は、2014 年度以降、経済産業省資源エネルギー庁「次世代再処理ガラス固化技術基盤研究事業 (低レベル放射性廃棄物の除染方法の検討)」で開発しています。

●参考文献

横山薫ほか, 放射性廃棄物中のウラン 238 量のコンプトン散乱を用いた定量手法の検証, Radioisotopes, vol.64, no.11, 2015, p.687-696.

8-2 埋設処分する廃棄体の放射能を確認する

—照射後試験施設から発生する廃棄物の放射能評価手法の検討—

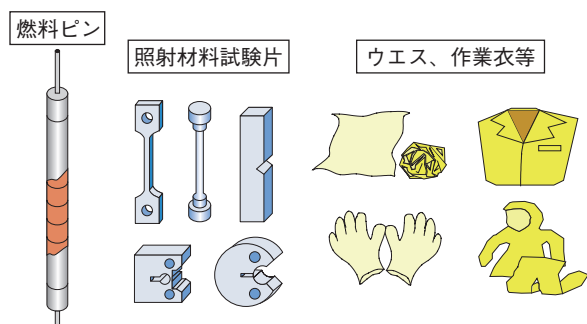


図 8-6 照射後試験施設から発生する廃棄物の例
原子炉で照射した照射燃料・材料、試験に用いたウエスや作業衣等が廃棄物として発生します。



図 8-7 廃棄物から採取した可燃物試料の例
容器に収納された廃棄物の中から、ゴム手袋を試料として採取し裁断しました。

私たちは、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に向けて、廃棄物中の放射能濃度の評価手法を確立する必要があります。研究施設等の中でも、原子炉で照射した燃料・材料（照射燃料・材料）を試験する照射後試験施設で発生する廃棄物（図 8-6）は、照射燃料・材料に起因する多数の放射性核種が含まれ、これらの核種の合理的な放射能評価方法の確立が必要となります。

そこで、照射燃料・材料中の核種の放射化・燃焼計算に基づく核種間の放射能濃度比（核種組成比）を算出し、この核種組成比を用いて廃棄体中の放射能評価を行う方法を考案しました。具体的には、計算コード「ORIGEN-2」により、照射後試験に使用した照射燃料・材料中の種々の放射性核種と ^{60}Co または ^{137}Cs との間の核種組成比をあらかじめ理論的に算出しておき、廃棄物外部から測定した ^{60}Co または ^{137}Cs の放射能濃度を用いて廃棄物中の複数の評価対象核種の放射能濃度をまとめて評価する手法です。

本検討では、埋設処分時の照射後試験施設の評価対象候補核種として、17 核種（ ^3H 、 ^{14}C 、 ^{60}Co 、 ^{63}Ni 、 ^{90}Sr 、 ^{99}Tc 、 ^{137}Cs 、 ^{154}Eu 、 ^{234}U 、 ^{235}U 、 ^{238}U 、 ^{238}Pu 、 ^{239}Pu 、

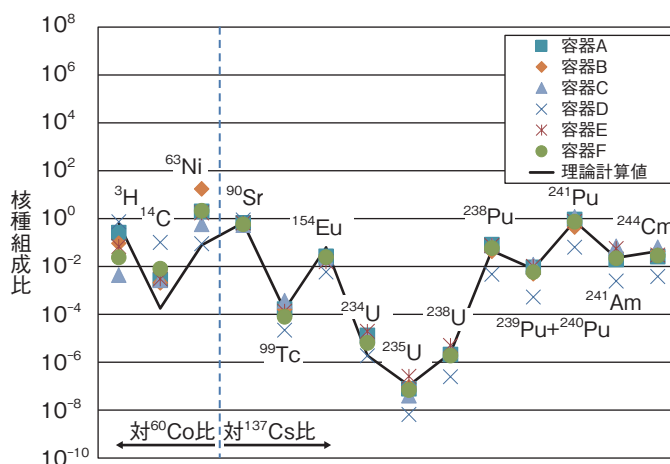


図 8-8 廃棄物から採取した試料と理論計算による核種組成比の比較

^{90}Sr 、 ^{99}Tc 、 ^{154}Eu 、 ^{234}U 、 ^{235}U 、 ^{238}U 、 ^{238}Pu 、 ^{239}Pu 、 ^{240}Pu 、 ^{241}Pu 、 ^{241}Am 、 ^{244}Cm は、照射燃料・材料で汚染した試料の実分析値と理論計算値が良く一致しましたが、 ^{14}C 、 ^{63}Ni は違いが見られ、冷却材中の放射性クラッドの寄与、材料の元素組成の違いを考慮する必要性が示唆されました。なお、容器 A ～ F は全て 1 種類の照射燃料・材料で汚染した廃棄物であり、対応した照射燃料・材料の照射条件に基づき、放射化・燃焼計算による理論的な核種組成比を算出しています。

^{240}Pu 、 ^{241}Pu 、 ^{241}Am 、 ^{244}Cm ）を選定しました。これらの核種を対象として、照射後試験施設で実際に発生した可燃性廃棄物から試料を採取（図 8-7）し、放射化学分析した結果から ^{60}Co または ^{137}Cs の放射能濃度に対する核種組成比を求めました。一方、廃棄物に含まれる核種の起源となる照射燃料・材料の照射条件に基づいた、放射化・燃焼計算による理論的な核種組成比を算出し、理論計算と実分析値に基づく核種組成比を比較・検討しました。

その結果、燃料が汚染源である ^{90}Sr 、 ^{99}Tc 、 ^{154}Eu 、 ^{234}U 、 ^{235}U 、 ^{238}U 、 ^{238}Pu 、 ^{239}Pu 、 ^{240}Pu 、 ^{241}Pu 、 ^{241}Am 、 ^{244}Cm は、照射燃料・材料で汚染された廃棄物の実分析結果と理論計算結果による核種組成比は良く一致しました（図 8-8）。一方、材料中の腐食生成物が汚染源である ^{14}C 、 ^{63}Ni は実分析と理論計算による核種組成比に違いが見られました。この結果は、冷却材中の放射性クラッドの寄与や材料の元素組成の違いによる影響を考慮する必要があることを示唆したものと考えられました。

引き続き、上記の影響の検討や、他の照射燃料・材料の条件における検討など、本評価方法の確立に向けて検討を進めていきます。

●参考文献

辻智之ほか、照射後試験施設から発生する廃棄物の放射能評価方法の検討 (2)、JAEA-Technology 2017-010, 2017, 75p.

8-3 地下環境が有する自己修復機能を把握 —断層周辺の地下水の移動経路としての長期変化の検討—

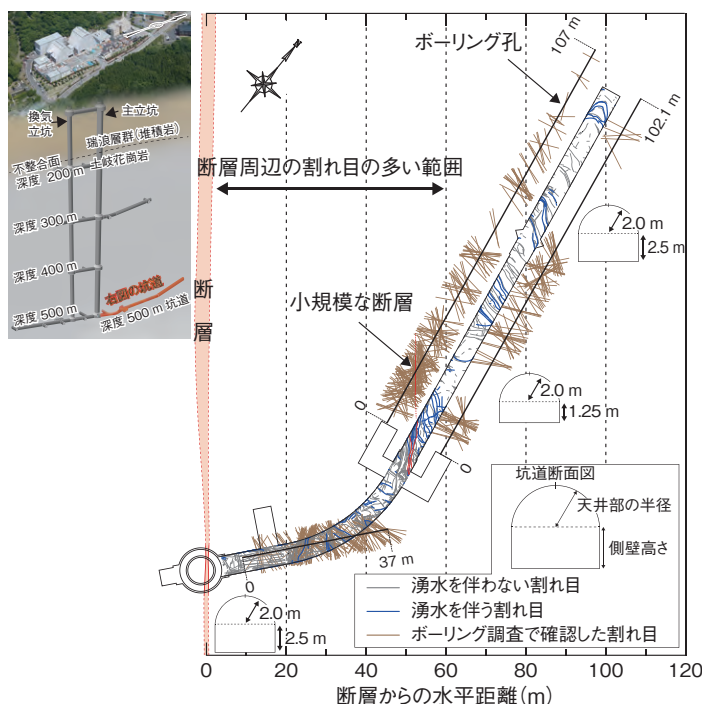


図 8-9 瑞浪超深地層研究所の研究坑道レイアウトと深度 500 m の割れ目分布

深度 500 m の研究坑道では約 2000 本の割れ目が坑道壁面で確認され、このうち湧水を伴う割れ目は約 10% でした。断層から約 60 m までは割れ目が多く、断層の影響によるものと考えられます。

高レベル放射性廃棄物の地層処分では、長期にわたる地下水の移動を評価する必要があります。花崗岩などの硬い岩盤では、地下水は割れ目を介して移動します。割れ目の分布や特徴は、長期的には、断層運動に伴う形成・増加や地下水の流入に伴う鉱物の沈殿などの変化があると考えられます。そのため、長期的な地層処分の安全性を評価する上では、断層周辺の岩盤を含めた割れ目の地下水の移動経路としての役割とその変化を理解することが重要となります。そこで、私たちは岐阜県瑞浪市の瑞浪超深層研究所の地下にある研究坑道（図 8-9）でボーリング調査や坑道壁面調査を行い、断層周辺の岩盤の地下水の移動経路としての長期的な変化について検討しました。

その結果、割れ目は大きく三つのステージを経て現在に至ると考えられます（図 8-10）。ステージ 1 では、マグマから花崗岩が形成される過程で、岩盤が冷却・固化しつつ割れ目が形成される温度以下となると、比較的大きな割れ目が形成されます。これらは、初期的な地下水の移動経路となります。ステージ 2 では、岩体冷却後の岩盤の隆起に伴い断層が形成され、断層周辺に比較的小さな割れ目が形成されます。断層周辺は、この小

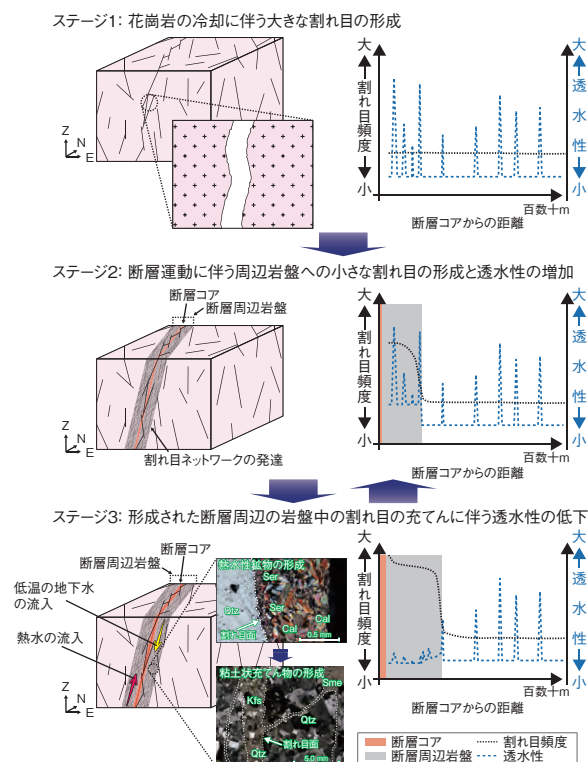


図 8-10 断層周辺の地下水の移動経路としての長期変化
断層周辺では、断層の形成に伴い小さな割れ目が増加し透水性が上がりますが、その後の地下水の流入や断層の再活動により長期的には透水性が低下します。

さな割れ目の形成により個々の割れ目の連結性が増し、透水性が高くなったと考えられます。ステージ 3 では、断層周辺の透水性が低下します。断層周辺の岩盤は、形成当初は地下水が選択的に流れる領域となりますが、地下水が流れ込むことで、地下水中の成分が割れ目内に沈殿し鉱物が形成され、結果的に約 9 割の割れ目が閉塞されます。また、形成された鉱物の一部は、地下水との反応による粘土化と断層の再活動による割れ目内の圧力上昇により流動し、未固結の微細な鉱物として大きな割れ目も充てんします。この結果、断層周辺の岩盤全体の透水性が低下します。未固結の微細な鉱物の分布は、海外の地下深部の花崗岩体では報告されておらず、未固結の微細な鉱物の形成による透水性の低下は、我が国の花崗岩体の特徴の一つと考えることができます。

以上のことから、従来、地下水の選択的な移動経路とされてきた断層周辺の岩盤中の割れ目は、地下水の流入や断層の再活動に伴う割れ目の閉塞・充てんといった地下環境が有する自己修復機能によって、長期的には、ほとんどの割れ目で透水性が低下する可能性があることが明らかとなりました。

●参考文献

Ishibashi, M. et al., Long Term Behavior of Hydrogeological Structures Associated with Faulting: An Example from the Deep Crystalline Rock in the Mizunami URL, Central Japan, Engineering Geology, vol.208, 2016, p.114-127.

8-4 花崗岩中の物質移動を遅らせる微小空隙 —岩盤マトリクス拡散経路の可視化と微小空隙の直接観察—

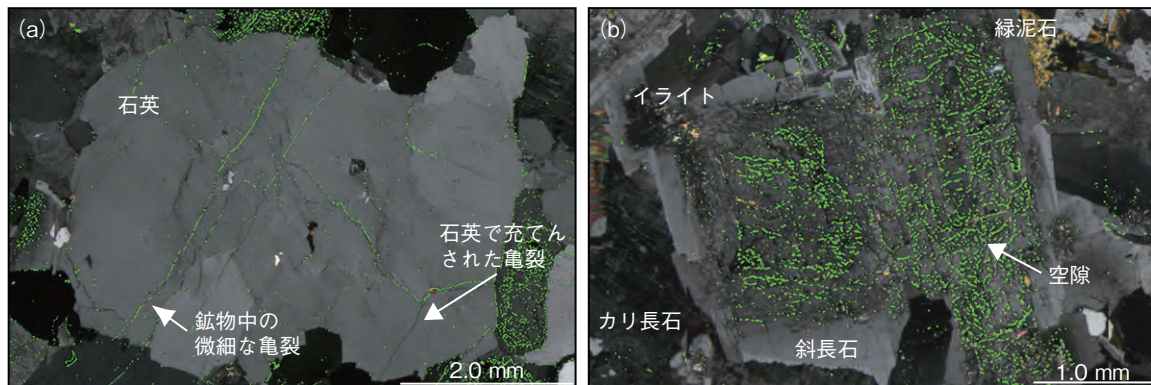


図 8-11 花崗岩中の空隙の例

岩石薄片観察で抽出した空隙を緑色で示します。鉱物中には、微細な亀裂(a)や斜長石中に発達する空隙(b)等が観察されました。

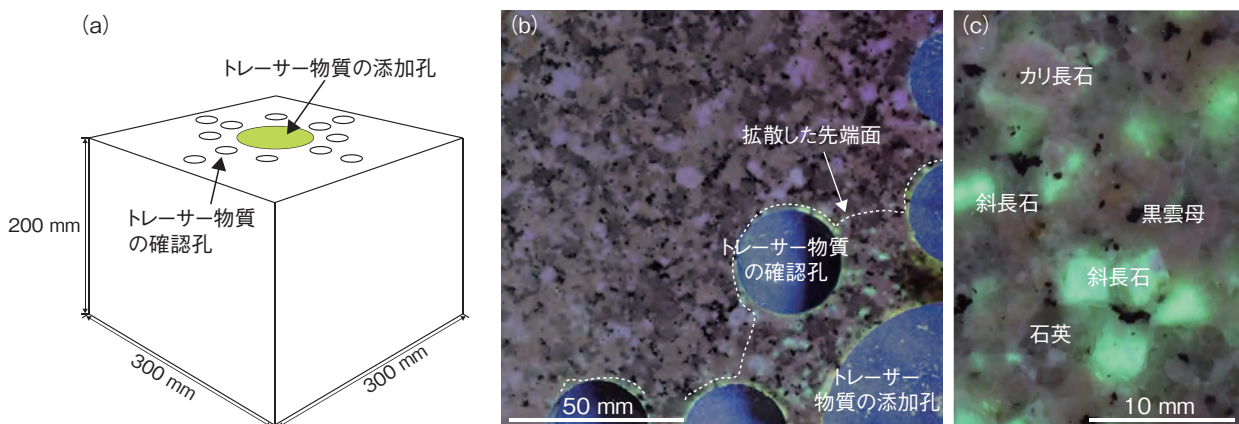


図 8-12 岩石ブロックスケールの拡散試験の結果

岩石ブロック(a)を用いた拡散試験の結果、花崗岩健岩部でもトレーサー物質(蛍光緑色)がトレーサー物質の添加孔及び確認孔から岩盤側に拡散していることが確認されました(b)。岩盤部を拡大したところ、拡散したトレーサー物質は、特に斜長石中に認められました(c)。

花崗岩などの硬い岩盤からなる地下環境では、地下水中の物質は、比較的大きな割れ目の中を選択的に移動しつつ、微小な空隙を介して割れ目周辺の岩盤中に拡散(マトリクス拡散)し、その移動が遅延されます。そのため、マトリクス拡散現象を把握する上では、マトリクス拡散の経路となる連続した空隙の分布を把握することが重要です。これまでに、二次的な風化作用や熱水との反応などによって強い変質を被る花崗岩では、空隙が増加し、マトリクス拡散が促進されることが指摘されています。しかし、岩体の多くを占める割れ目の周辺が変質を受けていないように見える花崗岩(花崗岩健岩部)における、マトリクス拡散に関する知見は十分には得られていません。そこで私たちは、土岐花崗岩を事例として、顕微鏡等を用いて、岩石薄片観察による空隙抽出手法の整備・特徴の把握(図 8-11)と、岩石中の物質移動現象の把握のための蛍光染料をトレーサー物質とした岩石ブロックスケールの拡散試験(図 8-12)を実施しました。

その結果、空隙は、鉱物中や鉱物間の微細な亀裂

(図 8-11 (a))、劈開に加えて、花崗岩の主要構成鉱物である斜長石中に認められました(図 8-11 (b))。岩石ブロックスケールの拡散試験の結果、トレーサー物質は主に斜長石中に認められ(図 8-12 (c))、斜長石中の空隙はマトリクス拡散の経路として機能していることを把握しました。斜長石中の空隙は、その産状から、地下深部でマグマが冷却・固化した際に生成される高温の液体(初生的な熱水)と斜長石が反応(初生的変質)し形成されたと考えられます。以上の知見から、花崗岩体の健岩部には初生的変質によりマトリクス拡散経路が形成され、物質移動の遅延が期待できる可能性があることが見いだされました。

初生的な変質については、我が国の他の地域の花崗岩でも認められていることから、マトリクス拡散に寄与し得る斜長石中の空隙は、花崗岩中に普遍的に存在する可能性があります。今後、我が国の花崗岩におけるマトリクス拡散経路の一般性を検討するため、他の岩体の特徴の把握などさらなる検討を実施していく予定です。

●参考文献

石橋正祐紀ほか、深部結晶質岩マトリクス部における微小移行経路と元素拡散現象の特徴、原子力バックエンド研究, vol.23, no.2, 2016, p.121-130.

8-5 地層処分技術を実際の地下環境で実証するために —人工バリア性能確認試験に向けた技術開発—

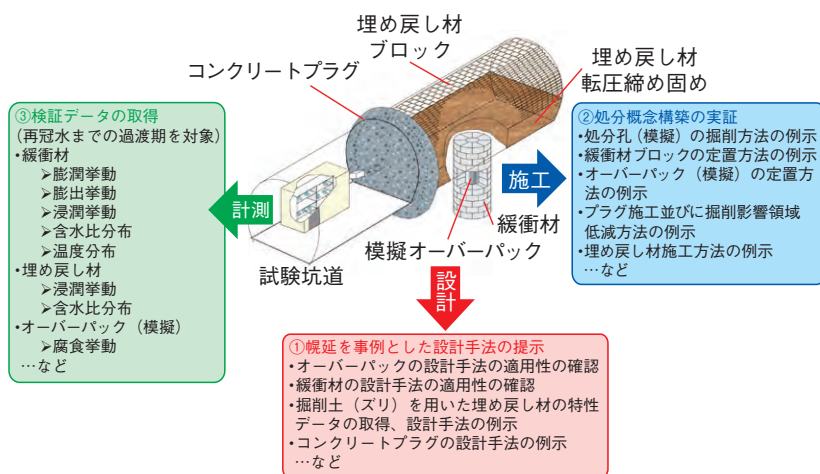


図 8-13 人工バリア性能確認試験の目的及び実施内容

第 2 次取りまとめで示された、堆積岩での処分孔設置方式を対象に、実物大の緩衝材、重量及び発熱を模擬した模擬オーバーバックを設置し、坑道の一部を埋め戻すことで再冠水までの過渡状態を再現した試験を行います。

地層処分において、人工バリア定置後には廃棄体の発熱や緩衝材への周辺地下水の浸潤などにより、人工バリア及び天然バリアにおいて熱－水理－力学－化学 (THMC) が相互に影響し合った反応 (THMC 連成挙動) が生じます。THMC 連成挙動は長期間にわたるため、その影響を評価するためには地下環境において生じる現象を把握し、その挙動を再現する解析手法を開発するとともに、そうした連成挙動を考慮して処分場を設計する手法を確立する必要があります。

幌延深地層研究センターの深度 350 m 調査坑道では、THMC 連成挙動に係る人工バリア性能確認試験 (EBS 試験) を実施しています (図 8-13)。試験の目的は、①幌延の地下環境を事例とした人工バリアなどの設計手法の提示、②地層処分研究開発第 2 次取りまとめ (第 2 次取りまとめ) で示された処分概念の構築、③ THMC 連成挙動の検証データの取得です。本研究では①に対し、第 2 次取りまとめで示された設計手法に準拠しつつ軟岩系岩盤 (堆積岩) の分布する幌延の特徴を踏まえた設計手法を構築しました。

具体的には、竖置き方式の試験孔掘削のための大口径掘削機の開発・製作、緩衝材ブロック及び埋め戻し材などの製作を通じて、設計手法の適用性を確認するとともに必要に応じて更新を行いました。



図 8-14 自走式大口径掘削機
直径 2.4 m、深さ 4.5 m の試験孔の掘削が可能です。



図 8-15 埋め戻し材ブロックの製作
本試験では、人力による設置としたため、30 cm × 30 cm × 10 cm、重量約 16 kg のブロックとしました。奥に見える 80 t プレス機にて圧縮成型して製作しました。

第 2 次取りまとめでは軟岩系岩盤での処分孔掘削方法として、坑道底盤に掘削機械を固定するロータリー掘削工法が示されていますが、本研究では、掘削中の孔壁の崩落防止のために、ケーシング掘削と中堀オーガー掘削を組み合わせ、さらに連続的に処分孔を掘削することを想定した、自走可能な大口径掘削機 (図 8-14) を開発・製作しました。原位置での試験孔掘削を通じて、装置の適用性を確認し、軟岩系岩盤での処分孔掘削方法について、実際の地下環境における適用事例を提示しました。

また、処分場では、坑道掘削で生じる大量の掘削ズリを再利用した埋め戻し方法が想定されます。EBS 試験では実際の掘削ズリをベントナイトと混合した埋め戻し材の設計を行い、混合率などの最適化を通じて、要求性能 (透水性など) を満たす配合を選定し、設計手法の確認を行いました。製作した埋め戻し材 (図 8-15) を用いて、坑道の埋め戻しを行いました。

これらの検討を通じて、これまでに示してきた設計手法を、幌延の地下環境を事例とした人工バリア及び埋め戻し材の設計に適用し、日本に広く存在する軟岩系岩盤の特徴を踏まえた設計手法として例示することができました。なお、EBS 試験はデータ取得を継続しており、今後は予測解析結果などと比較・検証するとともに、最終的には解体・分析による評価を実施する予定です。

●参考文献

中山雅ほか、幌延深地層研究計画における人工バリア性能確認試験－大口径掘削機の開発、模擬オーバーバック、緩衝材および埋め戻し材の製作－, JAEA-Research 2016-010, 2016, 57p.

8-6 堆積岩に分布する断層を把握する —新第三紀塊状珪質泥岩に分布する2種類の断層の関係—

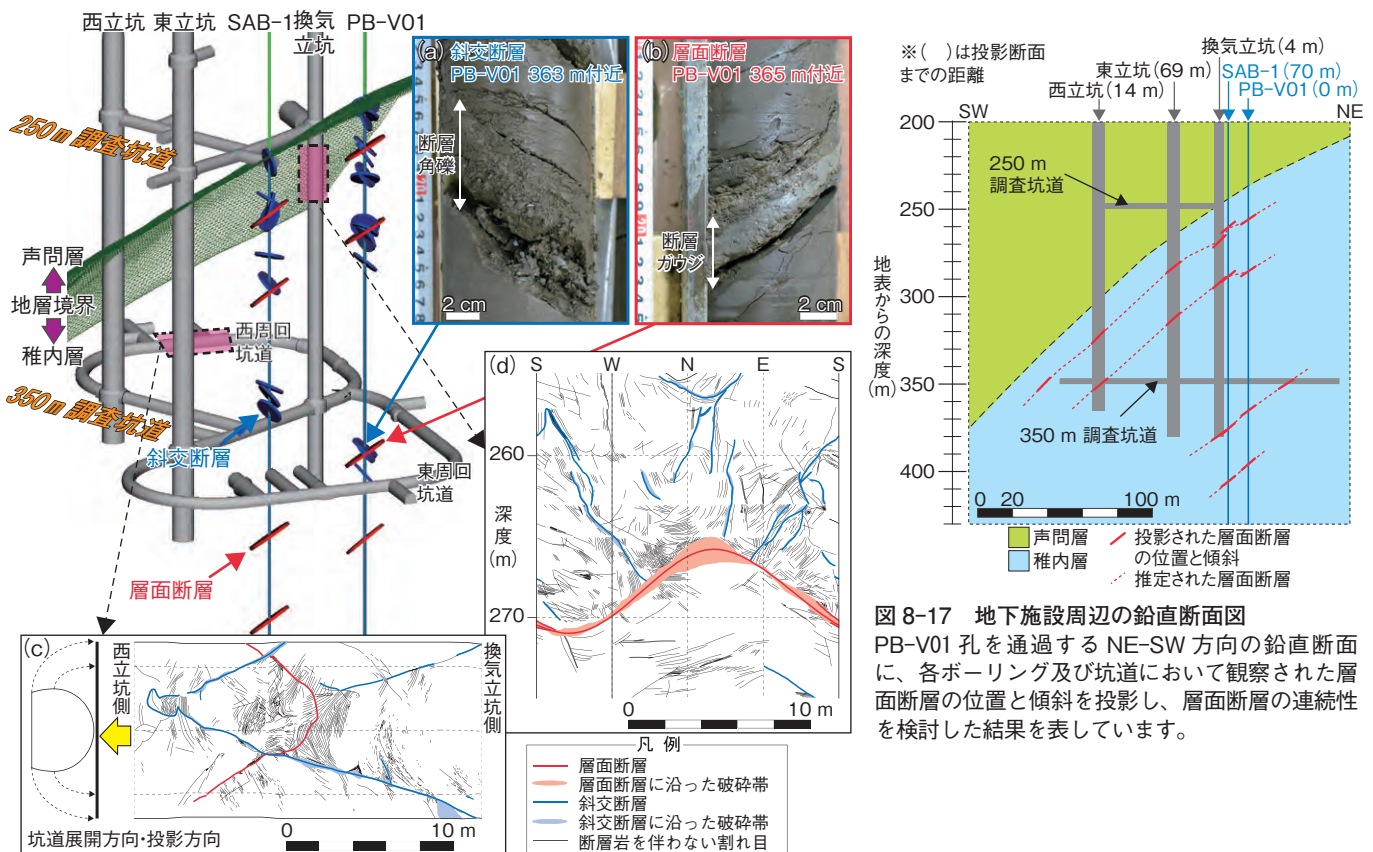


図 8-16 幌延深地層研究センターの地下施設のレイアウトと先行ボーリングで確認された断層及び断層の交差関係が観察された坑道壁面の展開図

(a) は PB-V01 の深度 363 m 付近における斜交断層、(b) は深度 365 m 付近における層面断層です。(c) は 350 m 調査坑道の西周回坑道における坑道壁面の割れ目分布、(d) は換気立坑の深度 255 ～ 275 m における坑道壁面の割れ目分布を表しています。

断層などの三次元分布や形成過程を表現する地質構造モデルは、高レベル放射性廃棄物の地層処分における処分場の設計や安全評価において最も重要な情報です。地上におけるボーリング調査から坑道掘削時における坑道壁面の地質観察といった調査の進展に伴い、新たに得られるデータに基づき地質構造モデルを更新していくことは、モデルの信頼性を向上させるために重要となります。

幌延深地層研究センターの地下施設周辺の稚内層は、新第三紀の塊状な珪質泥岩から構成されます。これまでの調査により、稚内層には層理面に平行な断層（層面断層）とそれに斜交する断層（斜交断層）の2種類の小断層が分布することが明らかとなっています。換気立坑と東立坑のそれぞれの掘削に先行して実施されたボーリング調査（PB-V01 及び SAB-1）の結果、幅数 mm ～ 数 cm 程度の断層ガウジを介する四つの層面断層と、断層角礫を介する斜交断層が複数分布することが分かりました（図 8-16(a)、(b)）。その後、坑道壁面の地質観察を実施した結果、350 m 調査坑道の西周回坑道における坑道壁面では、層面断層が斜交断層に切断されて

いる様子が観察されました（図 8-16(c)）。これは、斜交断層が層面断層の後に形成されたことを示しており、既往研究の解釈と一致します。一方、換気立坑の深度約 268 m 付近の坑道壁面では、層面断層が斜交断層に切られている箇所は認められず、むしろ、斜交断層が層面断層の近傍で終結する様子が観察されました（図 8-16(d)）。ボーリング調査と坑道壁面の地質観察によって確認された位置と方向に基づき層面断層を対比させた結果、少なくとも数十 m 以上の広がりを持つと推測されます（図 8-17）。これらの結果から、一定の広がりを持つ層面断層が、後続する斜交断層の発達に対して力学的に影響している可能性が示唆されます。

ボーリング調査で得られた点の情報が、坑道掘削時の壁面観察といった面的に広がりを持つ情報により更新され、それに伴い斜交断層と層面断層の形成プロセスといった地質構造の発達過程にかかわる情報も拡充され、より実際の地質構造を反映したモデル構築、ひいては構築したモデルの信頼性向上につなげることができました。

●参考文献

Hayano, A. et al., Relationship between Faults Oriented Parallel and Oblique to Bedding in Neogene Massive Siliceous Mudstones at The Horonobe Underground Research Laboratory, Japan, IOP Conference Series: Earth and Environmental Science, vol.44, 2016, p.022004-1-022004-8.

8-7 大量の鉱物粒子の年代をはかる — CHIME 年代測定の迅速化に向けた技術開発 —

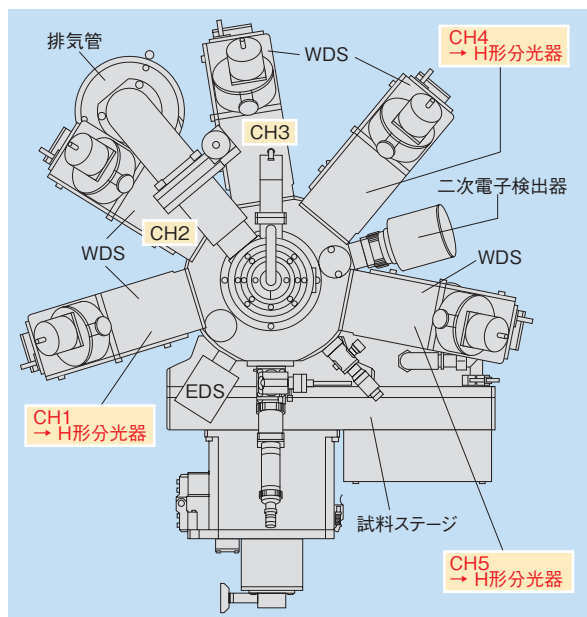


図 8-18 EPMA を上から見たときの模式図（日本電子株式会社 製品カタログより転載・一部改編）
東濃地科学センターのEPMAは、従来型の分光器を2台（CH2、CH3）、H形分光器を3台（CH1、CH4、CH5）備えています。本研究では、Pbの測定にH形分光器を使用し測定時間を短縮することに成功しました。

堆積物中の鉱物ができた年代を調べることによって、その鉱物がいつ形成され、どこから運ばれてきたのかを推定することができます。このように過去の情報を得ることで、例えば鉱物の供給源の岩体である山地がどのように形成・発達してきたか等の履歴を知ることができます。こうした手法は後背地解析と呼ばれ、高レベル放射性廃棄物の地層処分において過去から現在の地質環境の変遷を明らかにする上で有効な技術の一つです。しかしこれには、大量の鉱物粒子の年代測定が必要となります。

鉱物粒子の年代を調べる手法の一つとして、1991年に名古屋大学で開発されたCHIME（チャイム）年代測定法が挙げられます。CHIMEとは、トリウム-ウラン-鉛化学アイソクロン年代測定法（Chemical Th-U-total Pb Isochron Method）の略です。トリウム（Th）やウラン（U）は時間の経過とともに一定の時間で別の元素に変化し（放射壊変）、最後に鉛（Pb）になります。元素の同位体比測定を必要とする従来の手法とは異なり、CHIME年代測定法では鉱物に含まれるTh、U、Pbの量を量ることで、鉱物ができた年代を推定することができます。Th、U、Pbの量の測定には、電子プローブマイクロアナライザ（EPMA）という分析装置を使います。

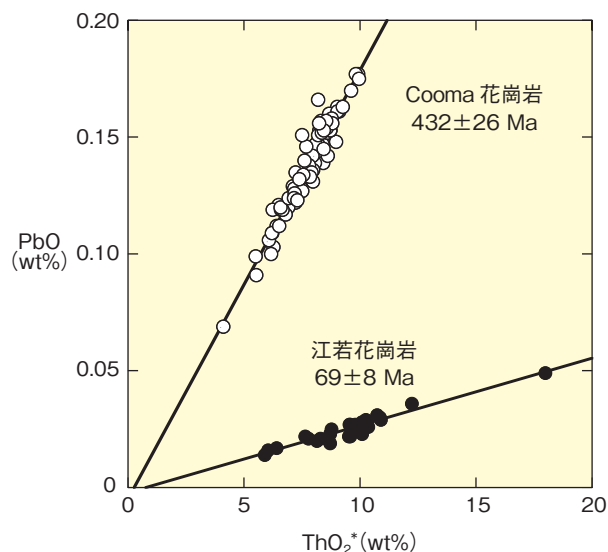


図 8-19 開発した手法による CHIME 年代測定の結果
オーストラリアの Cooma（クーマ）花崗岩（ 432.8 ± 3.5 Ma (Williams, 2001)）と、敦賀半島に分布する江若花崗岩（ 68.5 ± 0.7 Ma (Sueoka et al., 2016)）からそれぞれモナザイトを取り出し、新たに開発した手法を用いて CHIME 年代測定を行いました。既往研究による報告値と、本研究で得られた年代値と相違ありませんでした。（横軸の ThO_2^* は、モナザイトに含まれる ThO_2 と UO_2 を全て ThO_2 とみなした時の仮想的合計量）

EPMA は、電子線を試料に当て、その際に試料から発生する X 線の波長から、含まれる元素の種類を調べることができる装置です。また、この X 線の強度を測定することで、元素の量を調べることができます。

本研究では、この CHIME 年代測定を行う際に従来とは異なる H 形分光器（図 8-18）という分光器（EPMA の中で X 線を波長ごとに分けて測定する役割を担う部分）を用いて、従来の半分以上の時間で鉱物の年代を測ることに成功しました。H 形分光器の弱点である波長分解能（波長の近い X 線をどのくらい区別して測定することができるか）の低さは、妨害 X 線の影響を除去する補正計算（干渉補正）によって補いました。この処理に必要な干渉補正係数という値を算出する際に、天然のモナザイト（Th、U を含む天然鉱物の一種）の分析データを用いて計算したのもこの研究が世界で初めてです。

既に年代が得られているモナザイトを測定し、この手法の有効性を確認したところ、既往研究の年代値と相違ない結果が得られました（図 8-19）。このことから、大量の鉱物粒子の迅速な年代測定の実用化の見通しが得られました。

●参考文献

Shimizu, M. et al., CHIME Monazite Dating: Pb Analysis on an $R_R=100$ mm Spectrometer and Correction of Interferences between Th, U, and Pb with Natural Monazite, Journal of Mineralogical and Petrological Sciences, vol.112, no.2, 2017, p.88-96.

8-8 岩石中の核種移行メカニズムの解明を目指して —泥岩における粘土を主体とした拡散・収着モデルの開発—

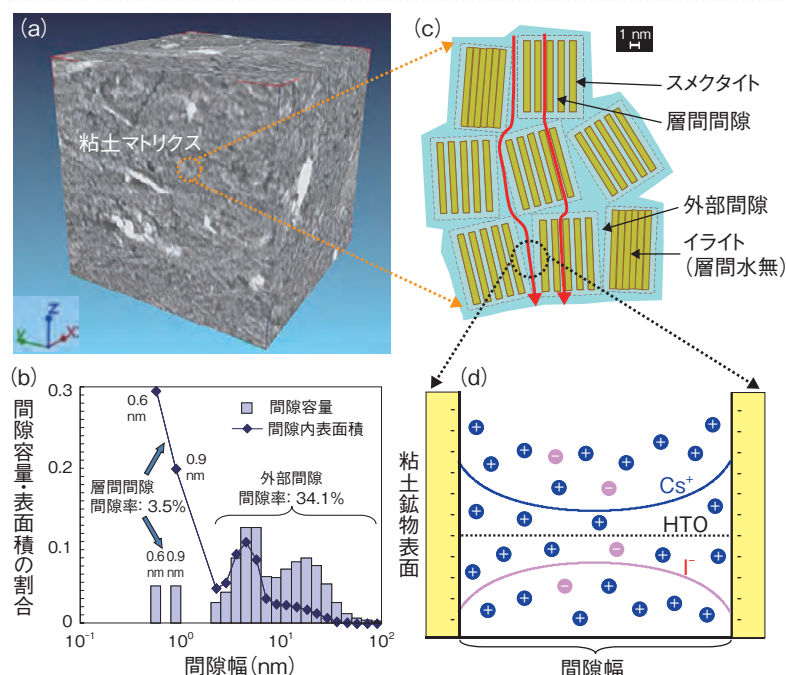


図 8-20 泥岩における粘土を主体とした拡散モデルの概念図

(a)は X線 CTによる泥岩中の密度分布、(b)は水銀圧入法による間隙サイズ分布、(c)、(d)は泥岩中の粘土マトリクスとナノサイズ間隙中の電気二重層モデルの概念図です。

岩石中の放射性核種の収着・拡散は、放射性廃棄物の地層処分の長期安全性を評価する上で重要な現象です。安全評価において考慮すべき多様な地質及び地下水条件に対する信頼性の高い収着・拡散パラメータを設定するためには、岩石中の収着・拡散の現象理解に基づく定量的な評価モデルを構築する必要があります。幌延深地層研究センター（幌延 URL）の泥岩中の拡散・収着現象を説明するため、これまでに粘土成分の拡散・収着への支配的な寄与を仮定したモデル化手法を、単純なイオン（ Cs^+ 、 I^- ）を対象に検討してきました。本研究では、より複雑な化学種として Ni(II) 、 Am(III) 及び Se(IV) を対象に、幌延 URL の泥岩中の収着・拡散挙動を、実験とモデル化の両面から評価しました。

透過拡散試験により得られた実効拡散係数（ D_e ）は、圧縮粘土中において従来から観察されている陽イオン加速、陰イオン排除の傾向を示したことから、粘土を主体とした拡散モデルによる評価を試みました。ナノ X線 CT や水銀圧入法によって得られた鉱物や間隙の分布（図 8-20 (a)、(b)）に基づき、泥岩中に均質に存在する粘土マトリクス中のナノサイズ間隙（粘土層間及び層間以外のナノサイズ間隙）中で生じる静電的相互作用によって、拡散現象が支配されると仮定しました。この粘土マトリクスは層間水を含まない非膨潤性のイライト、層間水を含む膨潤性のスメクタイトから構成されます（図 8-20 (c)）。負に帯電した粘土表面におけるイオン濃度

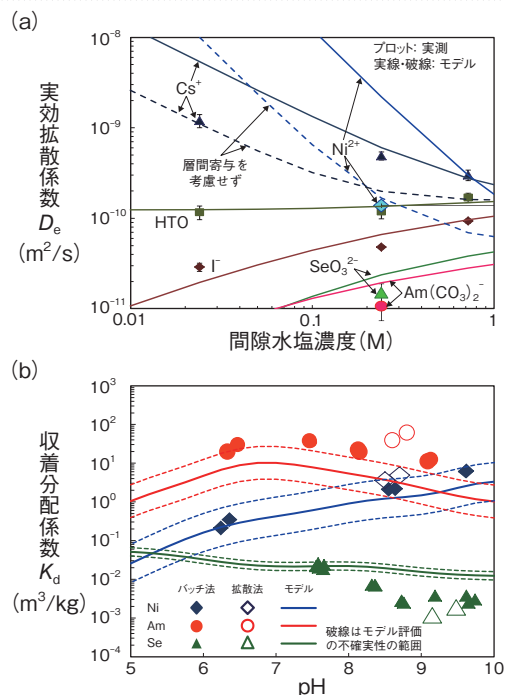


図 8-21 泥岩中の Ni 、 Am 、 Se の実効拡散係数と収着分配係数の実験データとモデル化結果の比較
(a) は D_e と塩濃度の関係、(b) は K_d と pH の関係です。

分布と電粘性効果を電気二重層理論により表現し、単純な間隙形状とサイズ分布を仮定した間隙モデルを組み合わせ、拡散モデルを構築しました（図 8-20 (d)）。拡散試験条件下における支配化学種は Ni^{2+} 、 $\text{Am}(\text{CO}_3)_2^-$ 、 SeO_3^{2-} と想定されます。拡散モデルによって、陽イオン加速と陰イオン排除の効果を含む D_e の傾向性（ $\text{Cs}^+ > \text{Ni}^{2+} > \text{HTO} > \text{I}^- > \text{SeO}_3^{2-} > \text{Am}(\text{CO}_3)_2^-$ ）及びその塩濃度依存性をおおむね表現可能なことを確認しました（図 8-21 (a)）。同図に破線で示すように、層間の陽イオン加速への寄与が大きく、 D_e のモデルと実測の差異は、陽イオンの層間での拡散挙動がイオン種や塩濃度で異なるためと考えられます。

収着分配係数（ K_d ）は、バッチ収着試験と拡散試験で整合する結果が得られ、岩石中の粘土鉱物（イライト及びスメクタイト）の含有率から計算される収着サイト容量、収着反応モデルパラメータ（イオン交換、表面錯体）を考慮した収着モデルによる評価を試みました。この粘土鉱物が収着に支配的に寄与することを仮定した加性則モデルによって、実測された K_d の pH 依存性をおおむね表現できました（図 8-21 (b)）。

これらの結果から、幌延 URL の泥岩中における様々な核種の拡散・収着挙動は、粘土のナノサイズ間隙中での静電的相互作用、粘土鉱物への収着反応によって支配されることが確認されました。粘土を主体としたモデル化アプローチは、粘土を比較的多く含む泥岩のような岩石においては有効な手法になると考えられます。

●参考文献

Tachi, Y. et al., Clay-Based Modeling Approach to Diffusion and Sorption in the Argillaceous Rock from the Horonobe URL: Application to Ni(II) , Am(III) , and Se(IV) , The Clay Minerals Society Workshop Lectures Series, vol.21, chapter 19, 2016, p.241-250.

8-9 TRU 廃棄物処分施設の長期力学挙動を評価する —人工バリア材料の化学的変遷を考慮した力学解析手法の開発—

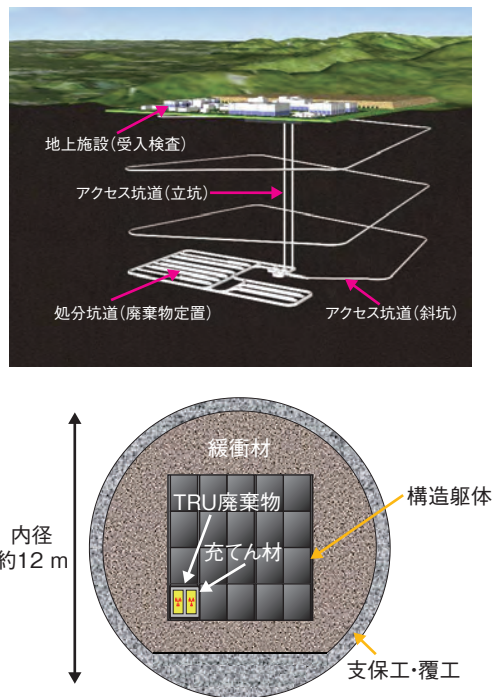


図 8-22 TRU 廃棄物処分施設概念

上図は、TRU 廃棄物処分施設の全体を示した鳥瞰図、下図は、緩衝材を使用した処分坑道の断面図です。

原子力発電所の使用済燃料の再処理や混合酸化物燃料の製造の際に発生する放射性廃棄物のうち高レベル放射性廃棄物を除いたものは、超ウラン元素を含むことから、TRU 廃棄物と呼ばれています。TRU 廃棄物のうち放射能濃度の高いものについては、生活圏から長期に隔離するために地下 300 m 以深の安定な地層への処分が考えられています。処分施設には、構造材にコンクリートやセメントモルタル（セメント系材料）を、緩衝材には締め固められたベントナイトを使用することが考えられています（図 8-22）。処分の安全性を評価するために、処分施設において生じる事象やプロセスを考慮し化学、力学及び水理学などの観点から処分施設の状態変遷を評価し、地下水の移動を抑制する緩衝材の厚さや処分施設周辺の地下水流速を求め、放射性核種の処分施設からの移行評価に反映させる必要があります。私たちは、処分施設の建設・操業期間から施設閉鎖後長期にわたる力学挙動を評価するために、セメント系材料やベントナイト系材料などの人工バリア材料の化学的変遷を考慮した解析手法を開発しました。

考慮した事象及びプロセスを処分施設・操業期間（～100 年程度）において生じるものと、処分施設閉鎖

表 8-1 評価モデルで考慮した事象及びプロセス
解析手法に組み込んだ事象・プロセスを示します。

対象期間	考慮した事象・プロセス
処分施設建設・操業期間（～100 年程度）	・岩盤掘削による周辺岩盤の応力変化 ・周辺岩盤のクリープ ・コンクリート支保工・覆工による周辺岩盤の支持 ・構造躯体及び TRU 廃棄物の定置による緩衝材の圧縮 ・緩衝材の膨潤
処分施設閉鎖後	・周辺岩盤のクリープ ・コンクリート支保工・覆工の地下水への溶出による強度低下 ・緩衝材のイオン交換及びス멕タイトの溶解による膨潤性能の低下 ・緩衝材の一次圧密及び二次圧密 ・TRU 廃棄物やセメントモルタル充填材、コンクリート構造躯体の地下水への溶出による強度低下

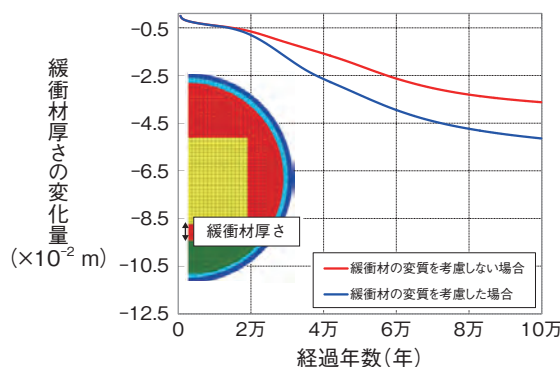


図 8-23 開発した力学解析手法での解析結果

開発した解析手法での解析結果の一例で、処分施設下部の緩衝材厚さの変化量を示します。緩衝材の変質として、Ca 型化及びス멕タイトの溶解を考慮しました。

後において生じるものと整理し（表 8-1）、解析手法を開発しました。処分施設閉鎖後では、地下水が施設内に浸潤しコンクリート支保工や覆工の Ca 成分が長い期間をかけて、地下水に溶出していきます。これにより、コンクリートの強度が低下し、コンクリートの成分が溶出した地下水は、高いアルカリ性を示します。この地下水は、Ca 濃度が高く、緩衝材に接触するとベントナイトが Ca 型にイオン交換します。さらに、ベントナイト中の膨潤性鉱物であるス멕タイトが溶解して変質していくことが考えられます。これにより緩衝材の膨潤性が低下する可能性があります。ここでは、人工バリア材料の化学的変遷が 10 万年まで線形に生じると仮定し、開発した手法を用いて行った解析結果（処分施設下部の緩衝材厚さの変化量）を示します（図 8-23）。緩衝材の変質を考慮した場合は、ベントナイトの膨潤性能が低下するため、緩衝材の変質を考慮しない場合に比べ、2 cm 程度変位量が大きくなることが分かりました。

今後は、より現実的な解析として、数値解析によって得られる詳細な化学的変遷の情報を反映して処分施設の力学挙動解析を行っていきます。

●参考文献

三原守弘ほか、TRU 廃棄物地層処分施設の化学的変遷を考慮した長期力学挙動解析コードの開発、原子力バックエンド研究, vol.24, no.1, 2017, p.15-26.

8-10 硝酸プルトリウム溶液測定の精度向上と迅速さの両立 —中性子を用いた非破壊測定 of 改善—

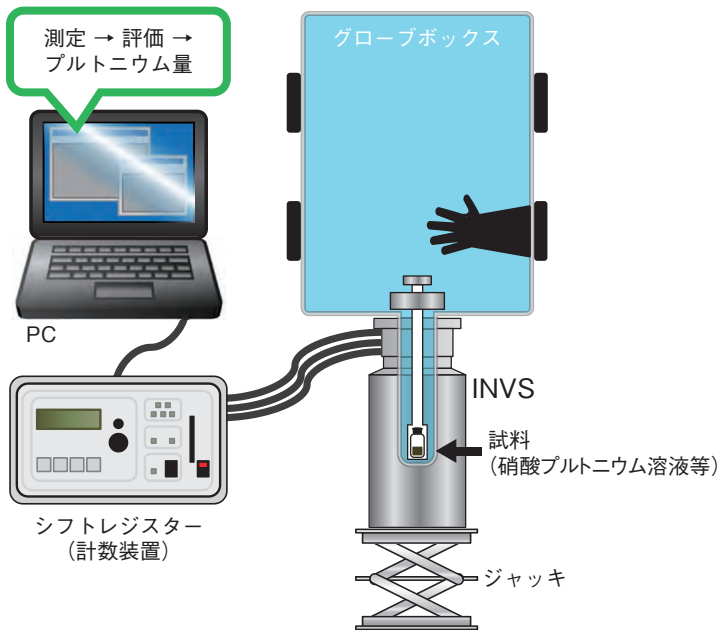


図 8-24 グローブボックスと INVS、測定系の配置

INVS は He-3 比例計数管を持つ中性子検出器であり、シフトレジスターとソフトウェアを用いて、測定及びプルトリウム量の評価を行います。

東海再処理施設では、軽水炉等から回収された硝酸プルトリウム溶液を保有しています。これらは直接利用核物質（そのまま核爆発装置の製造に使用できる核物質）と呼ばれ、国及び国際原子力機関（IAEA）による査察を受けています。

在庫サンプル測定装置（INVENTORY sample assay System: INVS）は、混合酸化物（MOX）粉末、硝酸プルトリウム溶液等の試料に対し、中性子非破壊測定によりプルトリウム量を求める装置（図 8-24）で、査察官が私たちの申告が正しいことを確認する手段として運用されてきましたが、今般、破壊分析と同等レベルの不確かさ（1% 以下）を目標とし、プルトリウム溶液試料測定の高精度化に取り組みました。

高精度化にあたっては、まず検出器固有のパラメータ（感度分布や電圧特性など）を確認し、また測定対象と同じプルトリウムを中性子線源とできる MOX ペレット線源を製造した上で、校正に必要なパラメータ（検出効率、自己増倍が無い場合の同時中性子の割合など）の確認及び最適化を行いました。

次に、保有する溶液の濃度範囲で調製した試料を用いて、検量線による方法、known- α 法に必要なそれぞれの校正式を得ました。

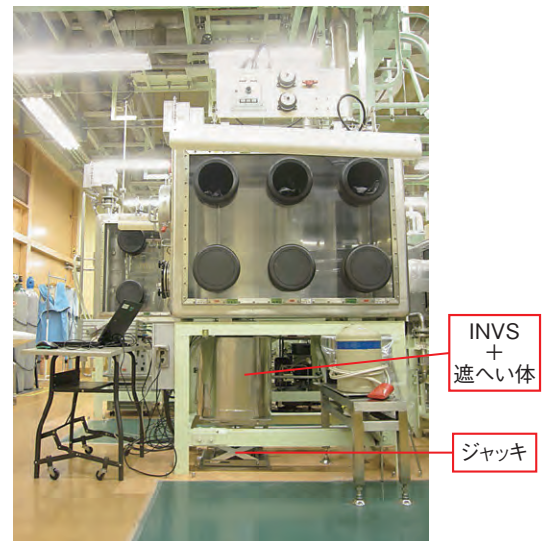


図 8-25 グローブボックスと INVS（遮へい体有り）の配置状況

実際の INVS（高密度ポリエチレン及びカドミウム製の遮へい体を設置後）とグローブボックスの配置関係になります。

実試料の測定結果は、3 種類の中性子同時計数法（核分裂等により同時に発生した複数の中性子を検出する方法）、すなわち検量線による方法、known- α 法（中性子の自己増倍率を既知とする方法）、マルチプリシティ法（三重相関の同時中性子を評価に用いる方法）によって評価、比較することで最適な評価方法を決定する方針としました。溶液系に対する known- α 法及びマルチプリシティ法の適用例は珍しく、新規の知見が得られる期待がありました。

実試料を約 1 日間測定し、評価したところ、検量線による方法と known- α 法は不確かさ 1% 以下を達成しましたが、マルチプリシティ法は約 2% でした。不確かさを改善するため、バックグラウンド中性子の変化による影響を抑える遮へい体を導入したところ（図 8-25）、特に known- α 法で大きな改善が見られ、検量線による方法と known- α 法では 1 時間という短い測定時間でも、不確かさ 1% を達成することができました。結果として、マルチプリシティ法では不確かさ 1% の達成は困難だったものの、検量線による方法及び known- α 法では、迅速かつ高精度な測定の両立を達成しました。

本研究は、米国ロスアラモス国立研究所との共同研究として計量管理の高度化のために実施したものです。

●参考文献

Swinhoe, M., Makino, R. et al., Improvement of INVS Measurement Uncertainty for Pu and U-Pu Nitrate Solution, LA-UR-17-23474, 2017, 28p.

8-11 高速炉燃料の再処理で発生する残渣の性状を理解する —照射済高速炉燃料の溶解に伴う不溶解残渣の性状評価—

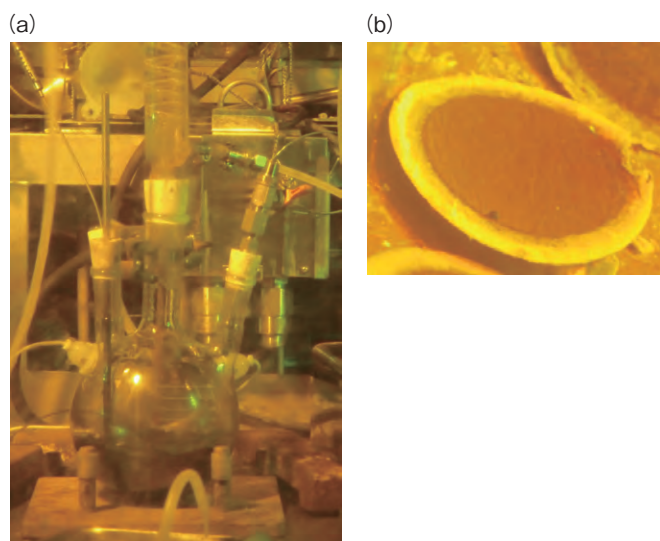


図 8-26 (a) 燃料溶解の様子と (b) ろ過した残渣
照射済燃料の取り扱いにはコンクリートセルの中で遠隔操作により行っています。実験自体は通常の実験室と同様の規模で、硝酸 300 ml 程度に溶かし、残渣はガラスフィルタでろ過しています。

原子炉で照射された使用済燃料（照射済燃料）は、ウラン（U）やプルトニウム（Pu）を回収するために再処理をします。再処理では燃料を硝酸で溶解しますが、沈澱や溶け残り等の固体物（残渣）が発生します。残渣が溶解液と一緒にその後の工程に行くと、配管の詰まりや装置の不具合を起こす可能性があるため、残渣がどのように生じるかやその性状を把握しておくことは重要です。特に、高速炉燃料は従来使用されている軽水炉燃料と組成が異なるため、出てくる残渣の特徴も変わりますが、まだ十分な情報が得られていません。

高速実験炉「常陽」の照射済燃料の溶解試験時に発生した残渣の性状評価を高レベル放射性物質研究施設（CPF）で実施しました。「常陽」の照射済燃料ピンを 1.5 cm 程度に切ったものをフラスコに入れ、硝酸溶液を加えて熱することで、核燃料物質（U、Pu）や核分裂生成物（FP）のほとんどは硝酸溶液に溶けますが、一部は溶けずに残ります。この残渣をガラスフィルタでろ過して回収しました（図 8-26）。

いくつかの溶解条件で回収した残渣の元素組成を分析した結果、Pu 以外にモリブデン（Mo）、テクネチウム（Tc）、白金族元素（ルテニウム（Ru）、ロジウム（Rh）、パラジウム（Pd））が含まれていました（図 8-27（a））。

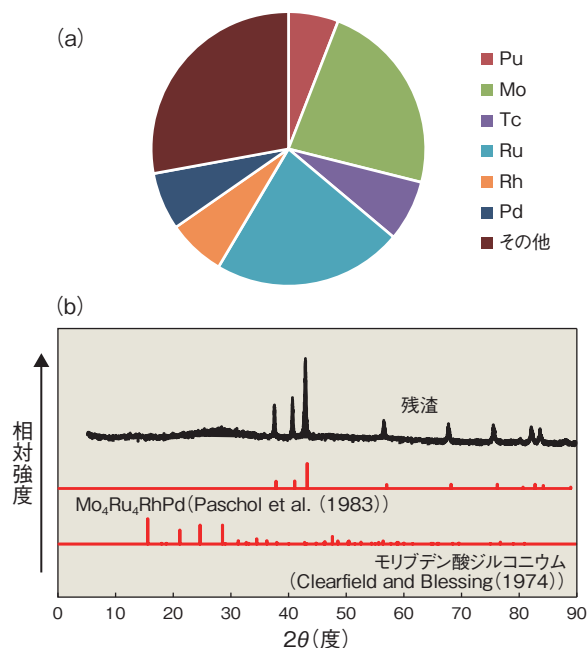


図 8-27 (a) 残渣の化学組成と (b) XRD 分析結果
(a) ではある一つの残渣中に含まれる元素の重量割合を示しました。凡例には定量した元素を示しており、「その他」にはそれ以外が含まれます。(b) は XRD のスペクトルです。比較のため、注目される化合物 2 種の報告値も示しています。

燃料の溶解条件（燃料の種類や硝酸濃度等）の違いは、残渣の組成に大きな影響は与えていませんでした。

X 線回折（XRD）の分析結果を図 8-27 (b) に示します。報告されている Mo₄Ru₄RhPd 合金と良く一致したピークが見られました。今回の残渣のうちの一つは、この合金組成に Tc が加わった Mo₄Ru_{3.7}Rh_{1.1}Pd_{1.1}Tc_{1.2} 合金と考えられます。

軽水炉燃料の再処理で発生する残渣の研究では、Mo₄Ru₄RhPd 合金に加えて、モリブデン酸ジルコニウム（ZrMo₂O₇(OH)₂(H₂O)₂）が多く含まれていることが報告されています。この ZrMo₂O₇(OH)₂(H₂O)₂ は再処理溶解液を加熱していると沈澱してくる物質で、非常に細かい粒子のため、発生を抑止する必要がありました。しかし、本研究で分析した残渣からはジルコニウム（Zr）が検出されず、また ZrMo₂O₇(OH)₂(H₂O)₂ のピークも見られませんでした。Mo の多くが合金として残渣になり、溶解液中の Mo 濃度が低くなったことから ZrMo₂O₇(OH)₂(H₂O)₂ が発生しなかった可能性があります。高速炉燃料では軽水炉と残渣の特徴が異なることが分かり、高速炉燃料再処理の開発のため、さらなる残渣の評価を進めていきます。

●参考文献

Aihara, H. et al., Characterization of the Insoluble Sludge from the Dissolution of Irradiated Fast Breeder Reactor Fuel, Procedia Chemistry, vol.21, 2016, p.279-284.

原子力研究開発における計算科学

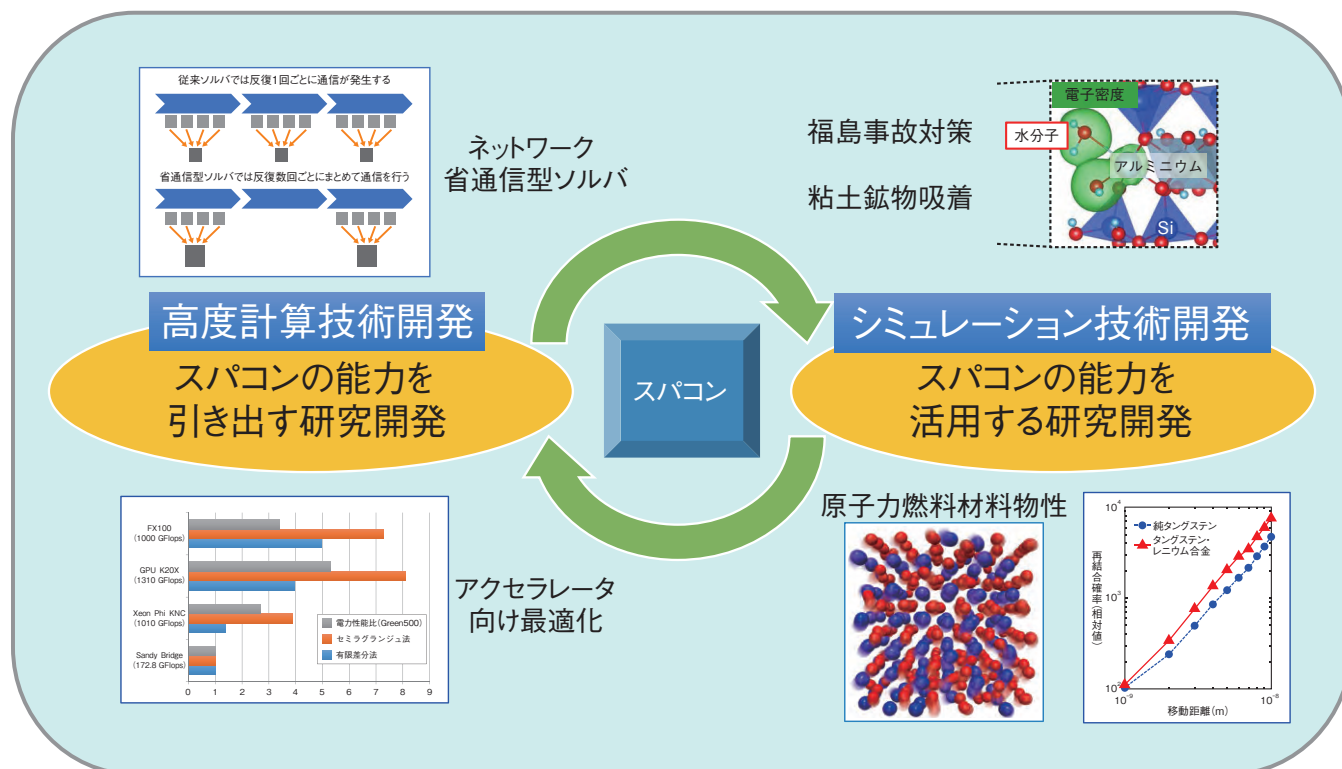


図9-1 システム計算科学センターにおける研究開発

「スパコンの能力を引き出す研究開発」と「スパコンの能力を活用する研究開発」を2本の柱として、原子力分野における計算科学を推進しています。

システム計算科学センターでは、東京電力福島第一原子力発電所事故を契機として発生した課題の解決や将来の原子力システムの研究開発に必要とされる様々な現象を解析するため、スーパーコンピュータ（スパコン）を活用した計算科学技術の研究開発を行っています（図9-1）。本誌ではその中から4件のトピックスを紹介いたします。

当センターでは、スパコンの能力を最大限引き出すための高度計算技術の開発を行っています。最先端のスパコンでは、演算装置間のネットワーク通信が計算全体の処理速度を決めるボトルネックになっていますが、その通信処理を大幅に減らす省通信型ソルバの開発に成功しました（トピックス9-1）。また、計算を高速化するアクセラレータという装置を、原子力分野の数値計算手法においても存分に活用するため、種々の計算方法に関して検討を行い、原子力流体計算コードの主要部分をアクセラレータ向けに最適化することに成功しました（トピックス9-2）。これらの成果は原子力分野だけでなく計算科学分野全体の研究開発力を底上げすることにつながります。

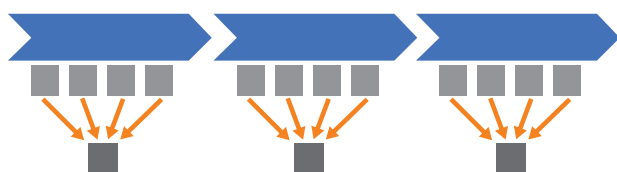
また、スパコンの能力を活用した研究開発を行って

います。原子力分野における燃料・材料や福島事故対策に係る放射性セシウムに関する研究に関して、第一原理計算と呼ばれる電子のレベルからそれらの特性を調べる高精度な計算手法を活用する研究を進めています。次世代の核燃料物質の一つとされる二酸化トリウムについては、第一原理計算に基づく分子動力学シミュレーションにより、高温における特異な振る舞いを明らかにしました（トピックス9-3）。また、核融合炉の内壁材料候補であるタングステン合金においては、第一原理計算に基づく格子欠陥移動シミュレーションを行い、レニウムの添加がなぜタングステンの照射耐性を向上させるかを明らかにしました（トピックス9-4）。さらに、放射性セシウムを吸着する能力の高い粘土鉱物の原因究明に関係する成果も挙げています（第1章トピックス1-19）。

その他、高度計算技術の研究開発成果に対して、2016年6月22日、理化学研究所とともに「ISC 2016 HPC in Asia Poster Award」を受賞したほか、2017年2月14日には「福島事故からの復興に向けた計算科学の取り組み」と題するワークショップを主催する等、計算科学技術を普及させるための活動も行っています。

9-1 原子炉内の流れの解析を高速化する ー省通信型超並列行列ソルバの開発ー

(a) 従来ソルバでは反復1回ごとに通信が発生する



(b) 省通信型ソルバでは反復数回ごとにまとめて通信を行う



図9-2 従来ソルバと省通信型ソルバの演算と通信のイメージ
(a) 従来ソルバでは反復1回ごとに矢印で示した計算機間通信が発生します。(b) 省通信型ソルバでは、数反復分のデータをまとめて通信し、通信回数を削減します。

過酷事故時の原子炉内の複雑な熱流動現象を解析するために大規模な熱流動解析コードが開発されています。現在のスーパーコンピュータでは原子炉内の一部の構造物を対象とするシミュレーションが可能です。原子炉全体のシミュレーションを行うためには現在の100倍以上の計算性能を持つエクサスケール計算機が必要となります。

最先端のスーパーコンピュータは数万台の計算機をネットワークで接続した分散メモリ型並列計算機となっています。この性能を活かすには計算データを通信し、処理の足並みを揃える同期をとる必要がありますが、エクサスケール計算機では通信処理がボトルネックとなっています。熱流動解析コードは、圧力方程式を解く、行列ソルバが計算コストの大部分を占めます。従来の行列ソルバは通信処理のコストが比較的大きいため、大規模な並列計算では通信のボトルネックが顕在化してきました。この問題を解決し、さらに大規模な熱流動解析を可能とするために、省通信型行列ソルバを開発しました。

従来の行列ソルバは反復解法的一种である共役勾配法を用いています。この手法は、近似解の残差を計算して解を修正することにより、大規模な行列問題を反復的に計算する手法です。従来のソルバでは反復1回ごと

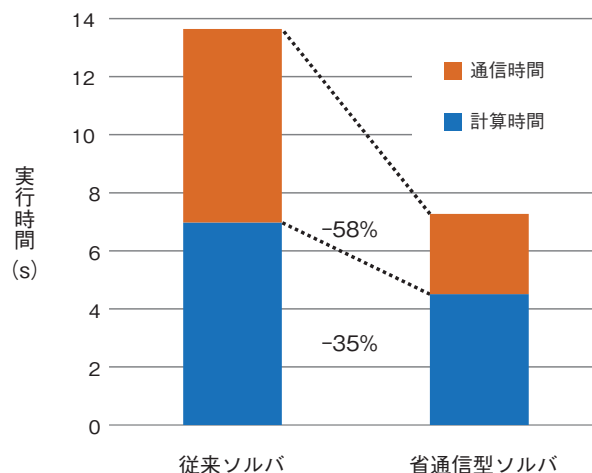


図9-3 大規模並列時の従来ソルバと省通信型ソルバの比較
「京」コンピュータにおいて3万台の計算機を用いてボアソン方程式 ($800 \times 500 \times 3540$ 格子) の行列計算を行った際の実行時間です。従来ソルバでは全体の半分近くあった通信時間が省通信型ソルバでは大幅に削減され、全体で2倍程度の高速化を実現しました。

にベクトル同士の内積計算を行います。その際に数万台の計算機で計算したデータを集める集団通信が必要となります (図9-2(a))。

しかし、省通信型行列ソルバでは数学的に等価なアルゴリズム修正によって内積計算に必要なデータを数回分まとめて通信し、内積計算を行うことで、集団通信及びそれに必要な同期の回数を従来の行列ソルバの数分の一に削減することができます (図9-2(b))。このアルゴリズム修正によって計算量が増加しますが、超並列計算では演算処理よりも通信処理のコストが大きくなるため、省通信型行列ソルバは超並列計算に適しています。我が国の代表的なスーパーコンピュータである「京」において本研究で開発した省通信型行列ソルバの性能評価を実施したところ、数万台の超並列処理では従来のソルバで顕在化する通信コストを大きく削減することに成功しました。また、アルゴリズムの変更によってメモリアクセス数も減少し、計算部分も加速されたため、全体として2倍程度の高速化を達成しました (図9-3)。

今後、開発した省通信型ソルバを汎用ライブラリとして整備し、成果を公開していく予定です。本研究は、文部科学省ポスト「京」重点課題⑥「革新的クリーンエネルギーシステムの実用化」で得られた成果です。

●参考文献

Mayumi, A. et al., Left-Preconditioned Communication-Avoiding Conjugate Gradient Methods for Multiphase CFD Simulations on the K Computer, Proceedings of 7th Workshop on Latest Advances in Scalable Algorithms for Large-Scale Systems (ScalA 2016), Salt Lake City, Utah, USA, 2016, p.17-24.

9-2 アクセラレータを活用した省電力計算技術開発 ー原子力流体計算カーネルのアクセラレータ最適化ー

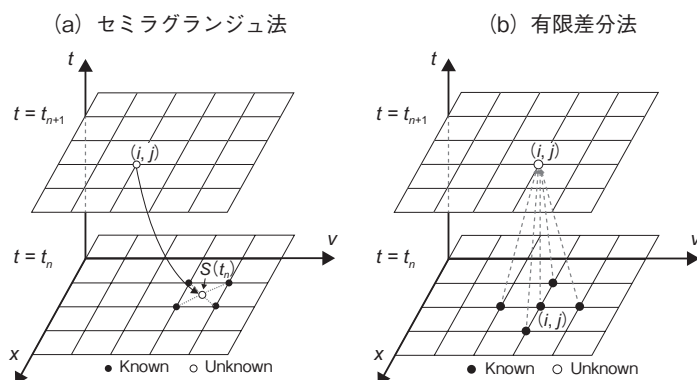


図9-4 流体計算カーネルの数値計算法

(a) セミラグランジュ法及び(b)有限差分法を用いた移流計算の時間発展におけるメモリアクセスポターンを示します。 t は時刻、 (x, v) は空間を表します。セミラグランジュ法は流線に沿ったデータ参照によって解の発展を追跡するのにに対し、有限差分法は規則的なデータ参照によって解を進展させます。

過酷事故の解析や放射性物質の環境動態解析等、原子力分野の流体計算をさらに高度化し、実問題に適用するには高い計算性能が必要となります。「京」コンピュータの後継機であるポスト「京」をはじめとするエクサスケール計算機の開発が国内外で進展していますが、現在の100倍以上の計算性能を同程度の消費電力で実現するために、省電力計算技術が大きな課題となっています。ハードウェアに関しては、動作周波数を抑制し、多数の演算コアを集積することによって省電力と計算性能向上を両立するアクセラレータが開発されてきました。しかしながら、ソフトウェアに関しては、アクセラレータで既存の数値計算手法を効率的に処理できるかどうか分かっていませんでした。今回、原子力流体計算コードの計算カーネルをアクセラレータ向けに最適化し、その性能を評価しました。

アクセラレータとしては、画像処理用に開発されたGPU及びCPUをベースに演算コア数を拡張した2種類のメニーコアプロセッサ、Xeon Phi、FX100を使用し、代表的な流体計算手法である有限差分法及びセミラグランジュ法の移流計算カーネルを最適化しました。有限差分法は規則的にメモリにアクセスするのにに対し、セミラグランジュ法は流線に沿って解を追跡するために

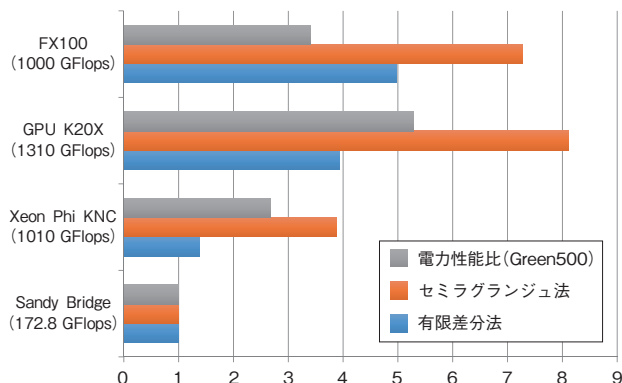


図9-5 アクセラレータにおける流体計算カーネルの計算性能比較

CPU (Sandy Bridge) の性能によって規格化したアクセラレータ (FX100/GPU/Xeon Phi) の電力性能比 (Power Efficiency)、セミラグランジュ法、有限差分法の演算速度比を示します。電力性能比は Green500 と呼ばれるベンチマーク行列計算における消費電力あたりの計算速度 (Flops) の比を示します。

ランダムなメモリアクセスとなります (図9-4)。上記アクセラレータは従来のCPUに比べて消費電力あたりの計算性能を3~5倍向上していますが (図9-5)、多数の演算コアにデータを供給するために複雑な階層構造のメモリを搭載しています。このため、階層的メモリ構造と移流計算の物理的特徴の両者を理解した上で、メモリアクセスポターンを階層的メモリ構造に適合させることが、最適化の鍵となります。

FX100は従来のCPUと同型のプロセッサ内共有メモリとなるため、特別な最適化なしに性能を引き出せることが分かりました。一方、Xeon Phiは演算コアごとに分散したメモリ構造となるため、各コアに格納されたデータを効率的に利用する演算順序の設計により1.3倍程度、GPUでは画像処理用のメモリ構造を活用するアルゴリズム設計により1.9倍程度の性能向上が得られました。以上の最適化により、有限差分法で最大5倍、セミラグランジュ法で最大8倍という高い計算性能を達成し (図9-5)、アクセラレータによる省電力計算の見通しが得られました。

本研究は、文部科学省ポスト「京」重点課題⑥「革新的クリーンエネルギーの実用化」で得られた成果です。

●参考文献

Asahi, Y., Idomura, Y. et al., Optimization of Fusion Kernels on Accelerators with Indirect or Strided Memory Access Patterns, IEEE Transactions on Parallel and Distributed Systems, vol.28, no.7, 2017, p.1974-1988.

9-3 核燃料物質の高温での特性を理解する —二酸化トリウムの第一原理分子動力学シミュレーション—

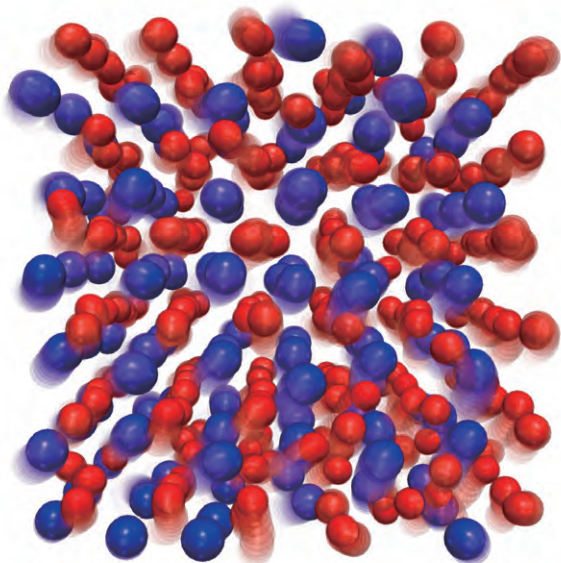


図9-6 二酸化トリウム結晶中での原子の運動の様子
108 個のトリウム原子 (●) と 216 個の酸素原子 (●) の 3500 K での運動の様子を示しています。低温では結晶中の原子はきれいに整列していますが、融点付近の高い温度なので、原子の位置が大きく乱れているのが分かります。また、軽い酸素原子の方が大きく動いています。

より安全でより効率的な核燃料の開発には、高温での燃料の特性を理解することが大切です。しかし、原子炉内での極限状況を再現することは簡単ではなく、全ての性質を実験で得ることは大変なことです。そこで、計算機によるシミュレーションによって、燃料の高温特性を評価することが、実験を補完する方法として期待されています。

二酸化トリウムは次世代原子炉用の燃料として注目されていますが、事故時の安全性評価で重要となる高温での性質が詳しく調べられていません。多くの酸化燃料は融点近くの高温度で異常な振る舞いが現れることが知られています。例えば、二酸化ウランの場合、低温ではエネルギーが温度に対して滑らかに上昇していくのですが、2500 K 以上になると急激なエネルギーの上昇が起きます。この現象は二酸化トリウムでも予想されますが、これまでは実験の精度が十分ではなく、この変化が起きているかどうかははっきりしませんでした。

そこで私たちは、第一原理分子動力学シミュレーションを用いて、二酸化トリウムの高温での振る舞いを調べました。第一原理分子動力学とは、電子と原子核の相互作用から原子間の力を求めて、それを基に原子の運動を調べる方法です。この方法では、経験的なパラメータ

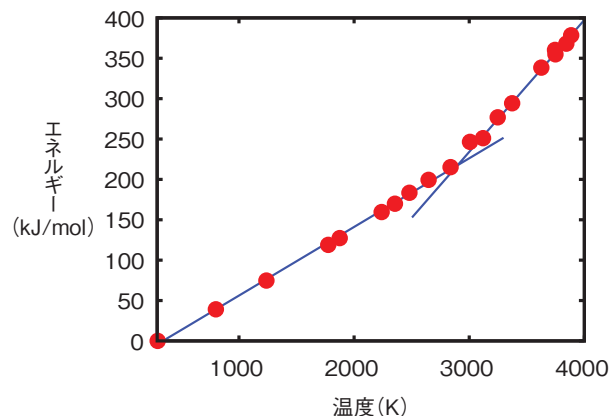


図9-7 二酸化トリウムのエネルギーの温度依存性
●が計算で得られたエネルギーを示しています。見やすくするために線を引いています。約 3000 K を境に傾きが大きく異なる不連続な変化を見せていることが分かります。

を必要としないため、信頼性の高い計算が可能です。私たちは 324 個の原子からなる二酸化トリウムの結晶 (図 9-6) を用意して、大型計算機を用いてシミュレーションを行い、エネルギーと温度の関係を調べました。図 9-7 にあるように、3000 K 付近でエネルギーの傾きが大きく変化しているのが分かります。この変化は二酸化ウランと比べて、500 K も高い温度で発生することが分かりました。今回の結果はこれまでに得られている実験結果とも矛盾はありませんが、実験より精度の高いデータが得られたことで、実験でははっきりしなかったエネルギーの異常な変化を発見することができました。また、シミュレーション中での原子の運動を調べてみると、3000 K 以上の高温では軽い酸素原子だけがまるで液体中の原子のように自由に動き回っていて、このことがエネルギーの異常な変化の原因であることが分かりました。

このようにシミュレーションを用いることで、実験で得ることが困難な様々な性質を評価することが可能となります。これからも数値シミュレーションを用いて、核燃料の性質の精度の高い予測を行い、より安全な核燃料の開発に貢献していきたいと考えています。

●参考文献

Nakamura, H. et al., High-Temperature Properties of Thorium Dioxide: A First-Principles Molecular Dynamics Study, Journal of Nuclear Materials, vol.478, 2016, p.56-60.

9-4 照射に強い合金の謎を解明 —第一原理計算に基づく格子間原子の移動シミュレーション—

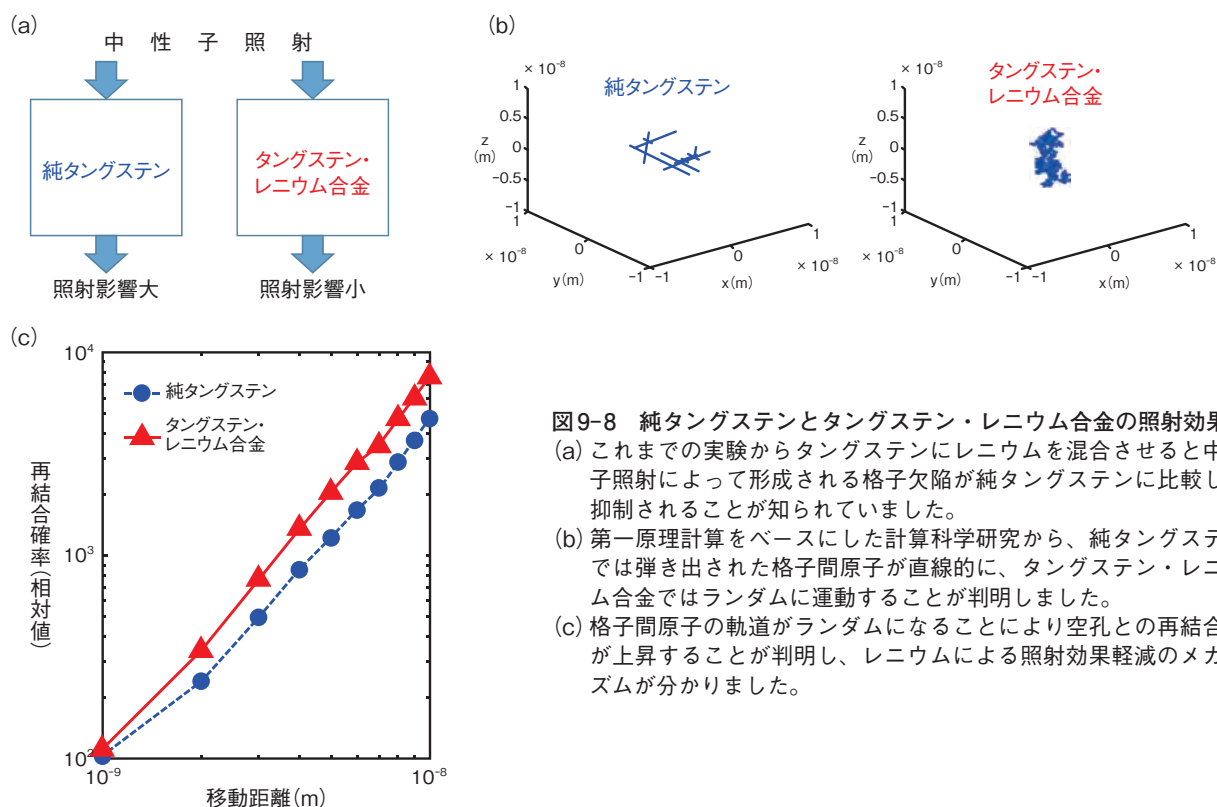


図9-8 純タングステンとタングステン・レニウム合金の照射効果

- (a) これまでの実験からタングステンにレニウムを混合させると中性子照射によって形成される格子欠陥が純タングステンに比較して抑制されることが知られていました。
- (b) 第一原理計算をベースにした計算科学研究から、純タングステンでは弾き出された格子間原子が直線的に、タングステン・レニウム合金ではランダムに運動することが判明しました。
- (c) 格子間原子の軌道がランダムになることにより空孔との再結合率が上昇することが判明し、レニウムによる照射効果軽減のメカニズムが分かりました。

原子力においてエネルギーをもたらすのは、中性子を介した核分裂や核融合の連鎖反応です。よって、炉を形成する材料が中性子を浴びることにより時間とともに劣化するのはいくらも避けられません。しかしながら、安全性や経済性の面から、その影響をなるべく小さくすることが求められます。特に、将来の核融合炉の内壁は高エネルギーの中性子照射にさらされる上に高温のプラズマにもさらされる過酷な条件下での利用になります。このような内壁に現在、高融点材料であるタングステンまたはタングステン合金の利用が検討されています。

当初タングステン結晶は、核融合炉の燃料である重水素などの水素の同位体を吸収しにくく、内壁に適していると考えられていました。しかしながら、中性子照射によって内壁に空孔と呼ばれる原子サイズの穴が作られて、そこに水素同位体が吸収されることが分かってきました。燃料が内壁に吸われてしまうのは経済性や安全性の観点から望ましくありません。一方、タングステンにレニウムを混合させると、照射による影響が減ることが昔から知られていますが(図9-8(a))、その原因は分かりませんでした。また、タングステンの中でレニウムは時間とともに徐々に集まってきて塊を作り、タングステンを割れやすくしてしまうという悪い効果もあります。そこで私たちは、レニウムの良い効果を他の元素で代替できないかと考えました。そのためには、まずレニウムの良い効果はどのようにして起きるのかを解明しなくてはなりません。

高速中性子によって結晶格子の位置から原子が弾き出され格子の間に入り込み、弾き出された跡には空孔が残ります。照射の影響が少ないということは、弾き出された格子間原子がまた空孔に戻ってきて、元の状態になりやすいことを意味しています。このような現象を再結合と呼びます。私たちは、密度汎関数法と呼ばれる量子力学的な第一原理計算を用いて、弾き出された原子の動きが純タングステン中とタングステン・レニウム合金中とではどのように違うのかを詳細に調べました。その結果、純タングステンでは弾き出された原子が直線的に動き、合金ではランダムに動くことが分かりました(図9-8(b))。この違いが、再結合にどのように影響するのかを示したのが図9-8(c)です。ある一つの弾き出された原子が、移動距離半径内に分布している空孔と出会う確率を示しています。純タングステンより合金において出会う確率が上がっていることが分かります。よって、私たちは原子のランダムな運動が照射の影響を軽減するという仮説を立てました。そして、その仮説をこれまでの様々実験結果と矛盾しないかを慎重に確認しました。その結果、私たちはこの仮説がほぼ正しいと確信するに至りました。今後は、この結果を踏まえ、新しい合金を計算科学的に探していきます。

本研究は、日本学術振興会科学研究費補助金基盤研究(C)(No.15K06672)「タングステン合金における照射誘起析出発生メカニズム解明」の助成を受けたものです。

●参考文献

Suzudo, T. et al., Suppression of Radiation-Induced Point Defects by Rhenium and Osmium Interstitials in Tungsten, Scientific Reports, vol.6, 2016, p36738-1-36738-6.

原子力平和利用を支える核不拡散・核セキュリティに関する技術開発・人材育成

核不拡散・核セキュリティ総合支援センターは、国内外の関係機関と連携し、核不拡散・核セキュリティに関し、以下の技術開発や人材育成等を実施しています(図10-1)。

日本のための、そして世界のための技術開発

国内外の動向を踏まえた核不拡散・核セキュリティ強化のための技術開発に取り組んでいます。東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故の溶融燃料等に含まれる核物質の量を測定する技術開発や使用済燃料を直接処分した場合の保障措置*技術の検討を実施しています。また、核検知・測定技術開発に関し、核共鳴蛍光(NRF)による重遮蔽内物内核物質探知技術、外部パルス中性子源を用いた多種多様な物質中の核物質非破壊測定技術、核分裂生成物を含むプルトニウム溶液のモニタリング技術の開発を行うとともに、核鑑識技術の開発については、確度向上及び迅速化を目指した技術の高度化を進めています。その他、将来の研究開発の方向性を主に技術的観点で議論する国際シンポジウムを2017年6月に開催し、核鑑識の理解増進とそのニーズ、各国の取組状況について検討しました。

*核物質が平和目的だけに利用され、核兵器等に転用されないことを担保するために行われる検認活動のこと

技術的知見に基づいた政策立案支援

原子力施設における核不拡散(保障措置:Safeguards)と核セキュリティ(Security)の相乗効果に係る検討を実施しています。両者(英語の頭文字から2Sと称する)をともに強化、推進していく観点から、2Sの相乗効果に係る国際的な動向調査や、国際機関等が例示する2Sの共用方策について調査するとともに、将来、核燃料サイクル施設において、2S各々で使用する計測・監視技術

や機器及び情報を施設間でお互いに共有する可能性を視野に入れて適用性を調査しました。

人材育成支援

2010年4月の核セキュリティ・サミットでの政府の表明に基づき、2011年4月からアジア諸国を始めとした各国への人材育成支援事業を開始し、2017年3月までに、核セキュリティや保障措置に関して国内外で実施したセミナー、トレーニング等に、国内外から約3276名が参加しています。こうした活動は、アジアを中心とした地域で人材育成に貢献しており、日米両政府から高く評価されています。

技術的知見・経験をベースとした国際貢献

国際的な核実験監視体制の確立に向けて、包括的核実験禁止条約(CTBT)国際監視制度施設や国内データセンター(NDC)の暫定運用を実施しています。2016年9月の第5回北朝鮮核実験では、CTBT放射性核種観測所データの解析評価結果を国等へ適時に報告し、CTBT国内運用体制に基づく国の評価に貢献しました。トピックス10-1は、地下核実験の検知に有効な放射性キセノン観測に関し、医療用RI製造施設の影響評価を行った研究成果です。

原子力機構が計画する核物質輸送及び研究炉燃料に係る業務支援

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

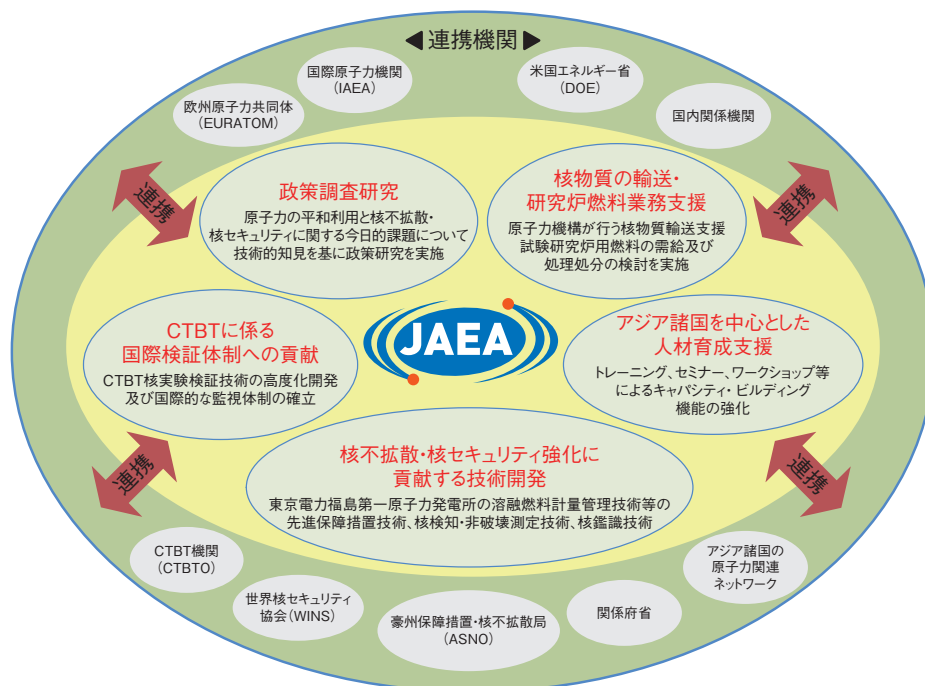


図10-1 核不拡散・核セキュリティ総合支援センターの実施体制と連携体制

IAEA等の国際機関や、各国における技術開発及び核物質の管理と利用に係る透明性確保に資する活動を行っています。また、アジア諸国に対して、能力構築に貢献する人材育成支援事業を継続しています。

10-1 核実験監視能力の向上を目指して

— CTBT 放射性核種観測所の観測結果に対する医療用 RI 製造施設の影響評価 —

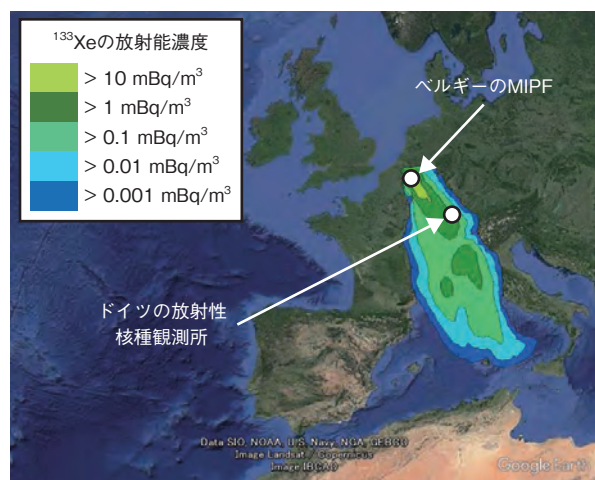


図 10-2 ベルギーの医療用 RI 製造施設（MIPF）から放出された ^{133}Xe の大気拡散シミュレーションの様子
IRE の MIPF の排気筒測定データを使用し、本排気筒から放出された ^{133}Xe の大気拡散の様子を原子力機構がシミュレーションした結果の一部です。ドイツの放射性核種観測所にも ^{133}Xe が到達しています。（米国海洋大気庁（NOAA）が開発した ATM 解析ソフト（HYSPLIT）を使用）

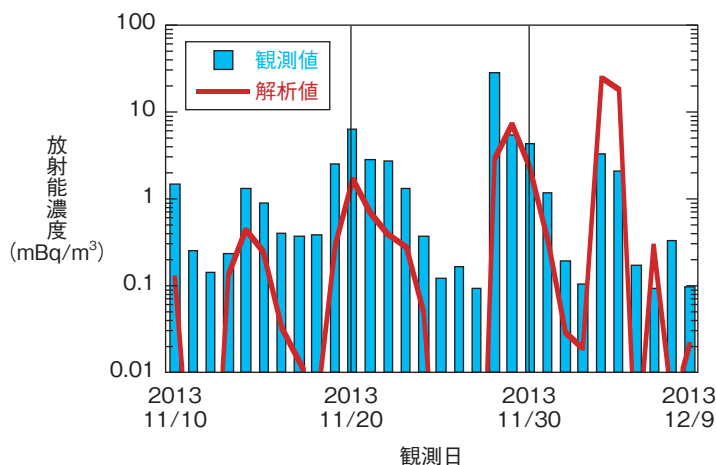


図 10-3 ドイツの放射性核種観測所で観測された ^{133}Xe の放射能濃度と原子力機構によるシミュレーション解析結果との比較

^{133}Xe の観測値が高い日は観測値と解析値が高い相関を示していることから、IRE の MIPF がこの期間に同観測所で観測された ^{133}Xe の有力な放出源であることが確認できました。

あらゆる空間での核実験を禁止する包括的核実験禁止条約（CTBT）は現在未発効ですが、世界 337 ヶ所の監視施設から成る核実験監視のための国際監視制度が既に約 85% 整備され暫定運用されています。

CTBT 監視対象の一つである放射性キセノンは化学的に不活性な希ガスで、地下核実験の際に他の核種と比べて地上に漏れ出す可能性が高く、かつ核実験で大量に生成されるため、地下核実験検知の指標として特に重要です。上記の国際監視制度の下、日本の高崎を含む 30 ヶ所（2017 年 5 月現在）の放射性核種観測所で放射性キセノンの観測を行っています。これまでの観測結果から、数ヶ所の放射性核種観測所で放射性キセノンの一つである ^{133}Xe が高頻度かつ高い放射能濃度で観測されることが分かっています。これらの ^{133}Xe の最も有力な放出源は、核医学検査薬の原料となる放射性同位体（RI）を核分裂反応により製造する医療用 RI 製造施設（MIPF）と考えられています。MIPF から放出される ^{133}Xe が放射性核種観測所の観測結果に与える影響を評価することは、観測された ^{133}Xe が MIPF 等の民生用施設によるものか核実験によるものかを識別する上で大変重要です。

そこで、この MIPF からの影響を、大気輸送モデル（ATM）シミュレーション解析により評価する科学プロジェクトが 2015 年に実施され、私たちを含む 7 ヶ国及び CTBT 機関が参加しました。本プロジェクトでは、ベルギーのフルリュースにある国立放射性物質研究所（IRE）の MIPF の排気筒測定データ（2013 年 11 月 10 日～12 月 9 日）を使用し、ドイツの放射性核種観測所に到達する ^{133}Xe の放射能濃度を、ATM シミュレーションにより解析評価しました。ATM シミュレーション結果を図 10-2 に示します。また、同観測所の観測結果と私たちの解析結果の比較を図 10-3 に示します。 ^{133}Xe の観測値が高い日は観測値と解析値の相関が高いことから、IRE の MIPF が有力な放出源であることが確認できました。一方、観測値が低い日は観測値と解析値の相関が低く、同 MIPF からの放出が原因である可能性は低いことが分かりました。

私たちは、これからも CTBT 機関や各国の専門機関と協力して ^{133}Xe の観測を継続するとともに民生用施設からの放出が観測結果に与える影響の評価を進め、核実験監視能力の向上に努めていきます。

●参考文献

Eslinger, P. W., Kijima, Y. et al., International Challenge to Predict the Impact of Radioxenon Releases from Medical Isotope Production on a Comprehensive Nuclear Test Ban Treaty Sampling Station, Journal of Environmental Radioactivity, vol.157, 2016, p.41-51.

私たちは、原子力機構の技術や特許などの研究成果と保有する施設・設備を広く社会に役立てていくために、「産学連携」「知財活用」「施設利用」の三つの活動を推進しています。また、原子力機構が保有する特許・知的財産情報をデータベース化するとともに、成果事例をホームページ (<https://tenkai.jaea.go.jp/>) から公開しています。2016 年度に権利化された知的財産（国内特許・外国特許）の一覧は次の表のとおりです。

原子力機構の保有する知的財産

(1) 国内特許登録

国際特許分類（サブクラス）		発明等の名称	発明等の部署名	地区名	登録番号	登録日	共有権利者の有無
A61 医学または獣医学；衛生学							
A61N	電気治療；磁気治療；放射線治療；超音波治療	吸収線量の確率密度分布に基づく放射線治療計画のための情報処理装置、情報処理方法及びプログラム	原子力科学研究部門 原子力基礎工学研究センター	原子力科学研究所	6108379	2017年 3月17日	有
B01 物理的または化学的方法または装置一般							
B01D	分離	揮発性有機化合物除去装置	原子力科学研究部門 先端基礎研究センター	原子力科学研究所	6021057	2016年10月14日	有
C02 水、廃水、下水または汚泥の処理							
C02F	水、廃水、下水または汚泥の処理	塩素化エチレン類の脱塩素方法及び脱塩素装置	バックエンド研究開発部門 原子炉廃止措置研究開発センター	敦賀事業本部	6061315	2016年12月22日	有
C02F	水、廃水、下水または汚泥の処理	多段フラッシュ型海水淡水化装置及び方法	原子力科学研究部門 高温ガス炉水素・熱利用研究センター	大洗研究開発センター	6090839	2017年 2月17日	無
C07 有機化学							
C07C	非環式化合物または炭素環式化合物	ニトリロトリアセトアミドおよびその合成方法並びにニトリロトリアセトアミドを用いるアクチノイドとランタノイドとの抽出分離方法および Am/Cm 溶媒抽出方法	原子力科学研究部門 原子力基礎工学研究センター	原子力科学研究所	6044828	2016年11月25日	有
C22 冶金；鉄または非鉄合金；合金の処理または非鉄金属の処理							
C22B	金属の製造または精製；原料の予備処理	塩酸溶液からのオスミウム、イリジウム、白金、金又は水銀の溶媒抽出分離方法	原子力科学研究部門 原子力基礎工学研究センター	原子力科学研究所	6061335	2016年12月22日	無
C22B	金属の製造または精製；原料の予備処理	ニトリロトリアセトアミドを用いるレアメタルの抽出分離方法	原子力科学研究部門 原子力基礎工学研究センター	原子力科学研究所	6083862	2017年 2月 3日	無
F28 熱交換一般							
F28D	熱交換媒体が直接接触しない熱交換装置で、他のサブクラスに分類されないもの；蓄熱プラントまたは装置一般	熱交換装置	原子力科学研究部門 高温ガス炉水素・熱利用研究センター	大洗研究開発センター	6083514	2017年 2月 3日	無
G01 測定；試験							
G01N	材料の化学的または物理的性質の決定による材料の調査または分析	光ファイバーを用いた水分センサ	バックエンド研究開発部門 幌延深地層研究センター	幌延深地層研究センター	5999421	2016年 9月 9日	有
G01N	材料の化学的または物理的性質の決定による材料の調査または分析	水分センサ	バックエンド研究開発部門 幌延深地層研究センター	幌延深地層研究センター	6007454	2016年 9月23日	有
G01N	材料の化学的または物理的性質の決定による材料の調査または分析	キャピラリー等速電気泳動法を用いる複数回大容量注入－濃縮－分離－分取精製法	原子力科学研究部門 原子力科学研究所	原子力科学研究所	6028997	2016年10月28日	無
G01T	原子核放射線またはX線の測定	X線コンピュータ断層撮影方法及びX線コンピュータ断層撮影システム	高速炉研究開発部門 大洗研究開発センター	大洗研究開発センター	5920770	2016年 4月22日	無
G01T	原子核放射線またはX線の測定	可搬型放射線測定装置及びそれを用いた放射線測定方法	福島研究開発部門 櫛葉遠隔技術開発センター	櫛葉遠隔技術開発センター	5963165	2016年 7月 8日	有
G01T	原子核放射線またはX線の測定	シンチレータプレート、放射線計測装置、放射線イメージング装置およびシンチレータプレート製造方法	バックエンド研究開発部門 核燃料サイクル工学研究所	核燃料サイクル工学研究所	5971866	2016年 7月22日	有
G01T	原子核放射線またはX線の測定	垂直面線量率マップ作成装置	福島研究開発部門 櫛葉遠隔技術開発センター	櫛葉遠隔技術開発センター	6004393	2016年 9月16日	有
G01T	原子核放射線またはX線の測定	放射性セシウム簡易測定方法及び可搬式放射性セシウム簡易測定装置	原子力科学研究部門 原子力基礎工学研究センター	原子力科学研究所	6029054	2016年10月28日	無
G01T	原子核放射線またはX線の測定	ビームプロファイルのモニタリング方法及びそのモニタ	原子力科学研究部門 J-PARC センター	原子力科学研究所	6037379	2016年11月11日	無

国際特許分類（サブクラス）		発明等の名称	発明等の部署名	地区名	登録番号	登録日	共有権利者の有無
G01T	原子核放射線またはX線の測定	放射線測定装置	研究連携成果展開部	原子力科学研究所	6049176	2016年12月 2日	有
G01T	原子核放射線またはX線の測定	放射性物質漏れ検出装置	福島研究開発部門 福島環境安全センター	福島環境安全センター	6055222	2016年12月 9日	有
G01T	原子核放射線またはX線の測定	シンチレータを用いた中性子検出器及び中性子イメージ検出器	原子力科学研究部門 J-PARC センター	原子力科学研究所	6083637	2017年 2月 3日	有
G01T	原子核放射線またはX線の測定	自己出力型ガンマ線検出器	原子力科学研究部門 大洗研究開発センター	大洗研究開発センター	6095099	2017年 2月24日	有
G21 核物理：核工学							
G21C	原子炉	高速増殖炉原子炉容器内上部プレナム内整流装置	高速炉研究開発部門 次世代高速炉サイクル研究開発センター	大洗研究開発センター	5959043	2016年 7月 1日	有
G21D	原子カプラント	原子炉ガスタービン発電システムおよびその運転方法	原子力科学研究部門 高温ガス炉水素・熱利用研究センター	大洗研究開発センター	6083861	2017年 2月 3日	無
G21F	X線、ガンマ線、微粒子線または粒子衝撃に対する防護；放射能汚染物質の処理；そのための汚染除去装置	長寿命核分裂生成物の処理方法	原子力科学研究部門 原子力基礎工学研究センター	原子力科学研究所	6020952	2016年10月14日	有
G21F	X線、ガンマ線、微粒子線または粒子衝撃に対する防護；放射能汚染物質の処理；そのための汚染除去装置	放射性セシウム汚染土壌の除染方法及び放射性セシウムの拡散防止方法	原子力科学研究部門 先端基礎研究センター	原子力科学研究所	6064220	2017年 1月 6日	有
G21F	X線、ガンマ線、微粒子線または粒子衝撃に対する防護；放射能汚染物質の処理；そのための汚染除去装置	放射性セシウム汚染土壌の分級・洗浄効果を向上させる除染方法	原子力科学研究部門 先端基礎研究センター	原子力科学研究所	6083591	2017年 2月 3日	無
G21F	X線、ガンマ線、微粒子線または粒子衝撃に対する防護；放射能汚染物質の処理；そのための汚染除去装置	フェロシアン化物イオンによる放射性セシウム及び放射性遷移金属の除染方法	バックエンド研究開発部門 核燃料サイクル工学研究所	核燃料サイクル工学研究所	6099243	2017年 3月 3日	無
G21G	化学元素の変換；放射線源	モリブデンのサイクルシステム及び当該サイクルシステムに使用されるモリブデン吸着剤の再生方法	原子力科学研究部門 大洗研究開発センター	大洗研究開発センター	5953548	2016年 6月24日	有
H01 基本的電気素子							
H01F	磁石；インダクタンス；変成器；それらの磁気特性による材料の選択	電磁石用電源装置	原子力科学研究部門 J-PARC センター	原子力科学研究所	5975345	2016年 7月29日	有
H01J	電子管または放電ランプ	加速器質量分析による妨害核種分別方法およびその装置	バックエンド研究開発部門 東濃地科学センター	東濃地科学センター	6086587	2017年 2月10日	無
H05 他に分類されない電気技術							
H05H	プラズマ技術；加速された荷電粒子のまたは中性子の発生；中性分子または原子ビームの発生または加速	電磁石用電源装置	原子力科学研究部門 J-PARC センター	原子力科学研究所	6048955	2016年12月 2日	有

(2) 外国特許登録

発明等の名称	発明等の部署名	地区名	登録番号	登録日	共有権利者の有無
1 英国					
向流方式エマルションフロー連続液液抽出装置	原子力科学研究部門 先端基礎研究センター	原子力科学研究所	2364758	2016年 6月29日	無
ナノ粒子分散高性能液状流体、該流体の製造方法および装置、該流体の漏洩検出方法	高速炉研究開発部門 次世代高速炉サイクル研究開発センター	大洗研究開発センター	1780254	2017年 2月 8日	無
2 仏国					
向流方式エマルションフロー連続液液抽出装置	原子力科学研究部門 先端基礎研究センター	原子力科学研究所	2364758	2016年 6月29日	無
電磁流量計	高速炉研究開発部門 次世代高速炉サイクル研究開発センター	大洗研究開発センター	601973	2016年11月25日	無
ナノ粒子分散高性能液状流体、該流体の製造方法および装置、該流体の漏洩検出方法	高速炉研究開発部門 次世代高速炉サイクル研究開発センター	大洗研究開発センター	1780254	2017年 2月 8日	無
3 独国					
向流方式エマルションフロー連続液液抽出装置	原子力科学研究部門 先端基礎研究センター	原子力科学研究所	2364758	2016年 6月29日	無
ナノ粒子分散高性能液状流体、該流体の製造方法および装置、該流体の漏洩検出方法	高速炉研究開発部門 次世代高速炉サイクル研究開発センター	大洗研究開発センター	1780254	2017年 2月 8日	無



原子力機構が保有する知的財産のうち、産業上応用可能な特許技術やノウハウ等を解説した「JAEA 技術シーズ集 第3版」もご参照ください。

◆表紙デザインと画像◆

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

画像は、模擬燃料デブリの自然対流冷却に関するシミュレーションの結果（左上）と自走式大口径掘削機の写真（右下）です。

前者は、ペDESTAL内部に蓄積した燃料デブリ形状を平板状及び半球状と仮定し、崩壊熱を与え自然対流を発生させ、それによるデブリから気相中への熱輸送をシミュレーションした結果です（第1章トピックス 1-5、p.15）。

後者は、幌延深地層研究センターで実施している、人工バリア性能確認試験で使用した大口径掘削機です。地層処分において考えられている処分孔竖置き定置方式での処分孔を掘削することができます。実際の処分場での使用を想定し、連続的な施工が可能となるように自走式としました（第8章トピックス 8-5、p.82）。





CSR (Corporate Social Responsibility) を含む原子力機構全体の活動状況は、アニュアルレポート「原子力機構 2017」をご参照ください。

原子力機構の研究開発成果 2017-18

発行 2017 年 10 月
編集・発行 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構

成果普及情報誌『原子力機構の研究開発成果』編集委員会

委員長 峯尾 英章

委員	角田 淳弥	鈴木 知明	大久保綾子	野口 真一	新里 忠史
	竹田 武司	社本 真一	森 貴正	横田 光史	高田 昌二
	柴田 大受	高田 弘	高田 孝	山田 美一	安藤 勝訓
	佐藤 和彦	小田 治恵			

印刷 松枝印刷株式会社

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

国立研究開発法人日本原子力研究開発機構
研究連携成果展開部 研究成果管理課

〒 319-1195 茨城県那珂郡東海村大字白方 2-4
TEL 029-282-6387
FAX 029-282-5920
e-mail ird-seika_shi@jaea.go.jp