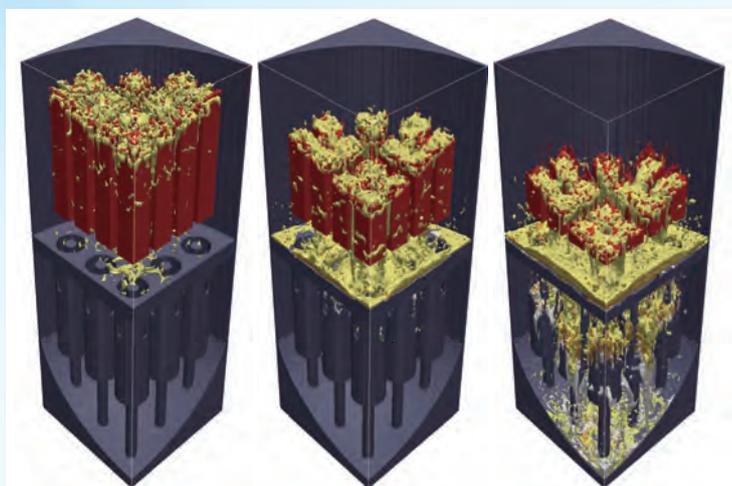


原子力機構の研究開発成果 2014



無人飛行機を用いた空からの放射線モニタリングの試験の様子



模擬溶融物の移行挙動に関する簡略シミュレーションの結果



はじめに

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

本誌は独立行政法人日本原子力研究開発機構（原子力機構）を発足して以来、毎年発行しているもので、日々取り組んでいる研究開発において得られた最新の成果について皆さまに広く知っていただくための成果普及情報誌です。

原子力機構は東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故（東京電力福島第一原子力発電所事故）からの復旧・復興に向けた取組みへの貢献を重要事業と位置づけ、我が国唯一の総合的な原子力研究開発機関としてその科学的技術的専門性を最大限活用して積極的に取り組んでおります。一方、原子力機構においては、高速増殖原型炉「もんじゅ」における保守管理上の不備や「大強度陽子加速器施設（J-PARC）ハドロン実験施設」の放射性物質の漏えい事故などにより社会から失われた信頼を取り戻すべく、2013年10月からの一年間を集中改革期間と定め、役職員が一丸となって改革に取り組んで参りました。「自分達が自らを新しく作り直すのだという覚悟をもって」の改革へ向けての決意のもと、研究開発組織を六つの部門に再編するなど、経営企画機能、安全マネジメント機能及び内部統制機構の強化に向けた取組みを行うとともに、「もんじゅ」改革において、発電プラントとしての自立的な運営管理体制の確立、品質保証体制強化等に向けた取組みを、またJ-PARCの改革として、安全管理体制と安全確保のための施設整備を進めてきました。

2014年4月に政府が閣議決定した「エネルギー基本計画」では、安全性の確保を大前提に、原子力はエネルギー需要構造の安全性に寄与する重要なベースロード電源と位置づけられました。更に2014年6月に閣議決定された「経済財政運営と改革の基本方針2014（骨太の方針）」でも同様の趣旨が明記されています。

東京電力福島第一原子力発電所事故からの復旧・復興に向けた取組みについては、廃止措置等を円滑に進めるため、燃料デブリ取出し準備のためのデブリ特性評価や遠隔操作技術、使用済燃料貯蔵プールの燃料集合体の長期健全性評価、事故により生じた放射性廃棄物の処理・処分等に関する試験等を進めています。また、住民の方々の早期帰還に資するため、森林や河川における放射線モニタリング、放射性セシウムの将来の移行予測、除染効果の予測・評価、汚染物の合理的な減容化技術の検討に不可欠な研究開発等を行っています。

「もんじゅ」を始めとする高速増殖炉サイクル技術の研究開発については、「もんじゅ研究計画」に示された研究成果のとりまとめを目指して、原子力規制委員会からの保安措置命令の解除、

新規制基準への対応等を着実に進めます。また、廃棄物減容・有害度低減を目指した研究開発や安全性強化を目指した研究開発を、加速器を用いた核種変換の研究開発も含め進めています。バックエンドへの取組みとしては、役割を終えた原子力施設を安全かつ合理的に廃止措置することが事業を推進する上での前提であることから、自らの原子力施設の廃止措置とそれに伴い発生する放射性廃棄物の処理・処分に係る技術開発を実施するとともに、低レベル放射性廃棄物の処理・処分、地層処分及び軽水炉サイクルに関する技術開発を進めています。

原子力水素・熱利用研究については、高温ガス炉の安全性の高度化などの研究開発を着実に進めるとともに、高温ガス炉の実用化に向けて、高温工学試験研究炉（HTTR）と熱利用設備（ガスタービン発電、水素製造など）の接続試験を目指しています。核融合エネルギーの実用化を目指した研究開発では、国際的枠組み（国際熱核融合実験炉（ITER）計画／幅広いアプローチ（BA）活動）に基づく役割分担の下、日本の国内機関／実施機関として、超伝導コイルの製作など世界最先端の技術を投入して計画に沿って事業を進めてきました。量子ビーム応用研究開発については、原子力機構が保有する様々な量子ビーム施設群を利用し、環境・エネルギー、物質・材料、医療・バイオ各分野で、基礎研究から産業応用にわたって、多種多様な成果を創出してきております。また、原子力の安全確保は、原子力利用の大前提であるとの認識に立ち、原子力の安全性の継続的改善に向けた研究開発に鋭意取り組むとともに、我が国の原子力利用開発の基礎体力を成す幅広い各種基礎研究及び応用研究を進め多くの成果を得ております。

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

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

2014年11月

独立行政法人
日本原子力研究開発機構

理事長

松浦祥次郎

原子力機構の研究開発体制と本誌の構成について	8
------------------------	---

1 福島第一原子力発電所事故の対処に係る研究開発

「環境汚染への対処」及び「廃止措置に向けた取組み」	10
1. 海水中における放射性ヨウ素の動きを探る －東京電力福島第一原子力発電所事故前後におけるヨウ素 129 濃度の変動－	12
2. 事故後初期のヨウ素 131 沈着量の分布 －初期航空機モニタリングデータを日米共同で開発した解析手法により評価－	13
3. 水底の放射性物質濃度分布を可視化 －プラスチックシンチレーションファイバを用いた農業用ため池の測定－	14
4. 空間線量率減少の原因を探る －放射性セシウムの中核中の濃度分布－	15
5. 放射性物質の分布情報の公開 －環境モニタリングデータの集約と迅速な公開－	16
6. 放射性セシウムの環境中での移行挙動を調べる －大柿ダム湖を対象とした事例研究－	17
7. スパコンで見る放射性セシウムと土壌の化学結合 －第一原理計算による粘土鉱物・セシウム結合様態の解明－	18
8. 樹木に沈着した放射性セシウムの枝葉内部への移動を探る －放射線可視化による放射性セシウムの植物内移行挙動観測－	19
9. 水溶液中の放射性セシウム濃度を簡便に測定する －セシウム吸着ディスクとGMサーベイメータを併用した新たな定量法－	20
10. 放射性セシウムに対する建物内の線量低減を評価 －建物モデルを用いた計算シミュレーションによる解析－	21
11. 使用済燃料集合体の欠陥を検知する －高解像度 X 線 CT による使用済燃料集合体の欠陥検知技術開発－	22
12. レーザー分光法により炉内水没固体を検知する －遠隔炉内調査技術への貢献－	23
13. レーザー光を熱源として燃料デブリを溶断・破砕する －形状不定、高硬度、多成分、多孔質の特性を持つ燃料デブリへの対応－	24
14. 事故後の原子炉容器を燃料取出しまで維持していくために －原子炉容器用鋼の腐食への放射線の影響と腐食抑制策－	25
15. 圧力容器内燃料デブリの状態推定 －熱力学平衡計算に基づき燃料デブリの化学形を評価する－	26
16. 溶けた燃料と制御棒から何ができたか －炉心で溶融固化した燃料デブリ中の生成相と硬さを調べる－	27
17. 燃料デブリを取り出したあとどうすべきか －取出し後の燃料デブリの処置シナリオの検討－	28
18. 炉心冷却後もヨウ素 131 放出が継続した理由を探る －原子炉建屋等の地下に蓄積した汚染水からのヨウ素 131 放出－	29
19. 汚染水処理後のセシウム吸着材を安全に保管する －吸着材の性状を推定し、水素発生と容器腐食を評価する－	30
20. 滞留水中の難測定核種の分析手法の開発 － β 線計測によるカドミウム 113m 分析法の構築－	31
21. 事故廃棄物の処理・処分に向けて －発電所構内で採取したがりき・伐採木・立木試料の放射能分析結果－	32

2 安全研究

安全性の継続的改善を実現するために -----	33
1. 燃料破損の瞬間を数値モデルで再現・解明 -----	34
- 損傷力学モデルによる被覆管破損シミュレーション -	
2. 原子炉圧力容器の健全性をより精度良く評価するために -----	35
- 中性子照射によるステンレスオーバーレイクラッドの破壊特性の変化 -	
3. 長期間使用された軽水炉機器の健全性を予測する -----	36
- ニッケル基合金異材溶接部に対する確率論的破壊力学解析 -	
4. 事故時のガス流入の影響を調べる -----	37
- ガス計測装置を用いた濃度分析 -	
5. しめ固めた粘土材料は高アルカリ環境で溶けるのか -----	38
- 圧縮ベントナイト内の共存鉱物によるアルカリ溶解抑制効果 -	
6. 再処理施設の重大事故評価に必要なデータを取得 -----	39
- 蒸発乾固事故における放射性物質の気相移行データの取得と評価 -	

3 先端原子力科学研究

未来を拓く先端原子力科学研究 -----	40
1. 銅やアルミニウムで磁気の流れを生み出す原理の発見 -----	41
- レアメタルフリー磁気デバイスへ道 -	
2. グラフェンの電子スピン状態を解明 -----	42
- 原子レベルの極薄物質のスピン物性研究と素子応用に道を拓く -	
3. ウラン化合物の超伝導と電子のゆがみ -----	43
- 電子系のゆがみが引き起こす URu ₂ Si ₂ の超伝導 -	
4. 不純物水素によるセラミックコンデンサの絶縁劣化 -----	44
- 素粒子ミュオンが明らかにした誘電材料中の不純物水素の電子状態 -	
5. 放射線の生体影響の解明に向けて -----	45
- DNA 損傷が正常な染色体にも影響を与える -	
6. シリカコロイドに吸着して地下水を移動するウランを発見 -----	46
- 環境水中の極微量アクチノイドの形態を解明する効果的な方法を考案 -	
7. ハイパー核 ⁶ Hの探索 -----	47
- 中性子過剰核はどこまで作れるか? -	

4 原子力基礎工学研究

社会ニーズを踏まえ、原子力の基礎・基盤研究を総合的に推進 -----	48
1. 核力の性質から崩壊熱の予測精度向上へ -----	49
- テンソル力のβ崩壊への影響を解明 -	
2. 原子炉事故時の溶融物の挙動を明らかにする -----	50
- 炉内溶融物移行蓄積シミュレーション手法の開発 -	
3. ウランの正確な計量技術の確立を目指して -----	51
- 廃棄物ドラム缶の ²³⁵ U量を定量する新しい非破壊測定技術を人形峠で実証 -	
4. 原子炉の長期健全性評価の高精度化を目指して -----	52
- 中性子照射によるミクロ組織変化の予測モデルの開発 -	
5. 分離変換技術開発に向けた基礎データの拡充 -----	53
- 電気化学的な手法を用いた金属間化合物の物性測定 -	
6. 大環状化合物を使ってストロンチウムを抽出除去 -----	54
- イオン液体溶媒の利用による抽出能向上を発見 -	
7. 白金粒子の電極触媒機能で原子価を制御する -----	55
- アクチノイドの選択的な迅速原子価調整法の開発 -	

8.	環境試料中の濃縮ウラン粒子を選択的に検知・分析	56
	ー固体飛跡検出を前処理に用いる二次イオン質量分析法の開発ー	
9.	水田からの温室効果ガスの発生メカニズム	57
	ー放射性物質の陸面移行モデルを活用した大気との NH ₃ 交換過程の再現ー	
10.	体格の違いが内部被ばく線量に及ぼす影響	58
	ーコーカソイドと日本人の人体モデルを使った比較ー	
11.	高エネルギーγ線の被ばく測定の信頼性を支える	59
	ー国内唯一の高エネルギーγ線校正場の開発ー	
12.	原子炉内の放射線強度を計測する	60
	ー格納容器内の遠隔調査に向けたγ線検出器の開発ー	
13.	炉内 IASCC 試験キャプセルのための技術開発	61
	ー原子炉の安全を評価する研究のためにー	
14.	放射線管理区域における入域者のリアルタイム管理システムの開発	62
	ー放射線管理区域入域者の作業安全確保ー	

5 量子ビーム応用研究

	量子ビーム応用研究と研究拠点	63
	ー量子ビームテクノロジーを駆使した研究開発ー	
1.	イオンビームで生体に優しいプラスチックを生み出す	65
	ー集束イオンビームを用いた医用材料の微細加工と表面改質技術の開発ー	
2.	複合型光ファイバ計測技術を医療機器開発に活かす	66
	ー複合型光ファイバ技術の事業化と原子力機構認定ベンチャー企業の発足ー	
3.	微量元素の添加が強誘電体に与える効果を調べる	67
	ービスマスフェライトの強誘電性改変機構の解明ー	
4.	横滑りら旋磁性と磁気交換相互作用による分極の区別に成功	68
	ーマルチフェロイック材料における横滑りら旋磁性の重要性ー	
5.	アルミニウムを主原料とする水素貯蔵合金を開発	69
	ー軽量な水素貯蔵合金の実現に向けてー	
6.	電子検出で放射光メスbauer分光の性能を大幅向上	70
	ー更に多くの元素について放射光メスbauer分光測定が可能にー	
7.	希少・有害金属を捕集するタンパク質の創製を目指して	71
	ー好塩菌タンパク質の特殊な構造を量子ビームで解明ー	
8.	夢の顕微鏡軟X線顕微鏡により生きている細胞を観る	72
	ー高輝度レーザープラズマ軟X線源と密着法を組み合わせたレーザープラズマ軟X線顕微鏡の実現ー	
9.	ペプチドで作物のカドミウムの動きを抑制する	73
	ーポジトロンイメージング技術による根での元素の動きの画像化ー	
10.	X線と電子顕微鏡技術の融合によりナノ領域の分析に挑む	74
	ー電子顕微鏡に搭載するためのX線多層膜回折格子分光器の開発ー	
11.	X線の蛍気楼を初めて発見	75
	ープラズマを用いた新しいX線光学素子の可能性を示すー	
12.	紫外線のナトリウム透過の確認	76
	ー厚さ 8 mm のナトリウムを透過した紫外線によるイメージングに成功ー	
13.	物質中の拡散現象の解明を目指して	77
	ー中性子準弾性散乱の新たな解析法の開発ー	
14.	極低温水素減速材で高品位のパルス冷中性子を実現	78
	ー J-PARC パルス核破砕中性子源の極低温水素システムの性能評価ー	
15.	J-PARC 3 GeV シンクロトロン運転後の線量率	79
	ー大強度出力達成のための加速器内に生成された放射性物質による線量率分布の把握と対策ー	
16.	真空容器で磁場を遮へいし加速器ビーム軌道を安定化	80
	ー J-PARC における漏えい磁場遮へいのための磁性材料製真空容器の開発ー	
17.	サイクロトロン加速領域に入射するビームを観る	81
	ーエミッタンス・アクセプタンス測定装置の開発ー	

6 原子力水素・熱利用研究

高温ガス炉と原子力水素・熱利用技術の研究開発 82

1. 世界初 HTTR を用いた熱利用試験計画 83
 ー原子力エネルギーの多様な産業利用に向けてー
2. プルトニウムの効率的な燃焼と核拡散抵抗性の両立 84
 ープルトニウム燃焼高温ガス炉システムの概念検討ー
3. 高温ガス炉水素製造システムの経済性評価 85
 ー水素製造コスト評価と競合可能性の検討ー
4. 自然現象による原子炉の安全確保の実証に向けて 86
 ー再稼働後直ちに実施するための試験手順を確立ー

7 高速炉研究開発

高速増殖炉サイクル技術に関する研究開発 87

1. 熔融炉心物質のふるまいを明らかにする 88
 ー炉心崩壊事故の影響を原子炉容器内に閉じ込めるための実験的研究ー
2. 過酷な自然災害にも耐える原子炉建屋を目指して 89
 ー建屋に対する外的事象評価ー
3. シミュレーションで評価する高速炉 SG の安全性 90
 ー SG 伝熱管破損時のマルチフィジックス解析評価システムー
4. SG 伝熱管の検査技術の向上を目指して 91
 ー有限要素法による「もんじゅ」SG 伝熱管の 3D 渦電流探傷シミュレーションー
5. 長寿命燃料被覆管の実用化を目指して 92
 ー強度と靱性、耐食性に優れた 11Cr-ODS 鋼の開発ー
6. 高速炉サイクル移行期の再処理プロセスの確立に向けて 93
 ー U, Pu 共回収プロセス (コプロセッシング法) の開発ー

8 バックエンド対策及び再処理技術に係る研究開発

バックエンド対策及び再処理技術に係る研究開発 94

1. 最適な廃止措置計画を立案するために 96
 ーウランを取り扱う核燃料施設の解体実績に基づく人工数の評価式の検討ー
2. 廃棄物からの効率的なウランの分離 97
 ー塩酸によるスラッジからのウランの選択的分離プロセスの開発ー
3. 廃棄物の放射能確認を迅速化する新規分析法の開発 98
 ー低レベル放射性廃棄物中の ^{242m}Am 測定法の開発ー
4. トレンチ型処分施設の安全性向上のための検討 99
 ー放射性物質の移行量低減のための施設への降水浸透抑制方策ー
5. 地質環境調査から解析までのデータの流れを可視化 100
 ー統合化データフローの構築 (研究坑道の掘削を伴う研究段階: 第 2 段階)ー
6. 泥火山現象の形成メカニズムの解明を目指して 101
 ー上幌延泥火山噴出物の起源の解明ー
7. 地下坑道掘削時の岩盤の損傷状態を探る 102
 ー弾性波速度構造と岩盤壁面の観察による割れ目分布に基づく損傷の把握ー
8. 砂粒から未知の火山活動を検出する 103
 ー堆積岩の砂粒の鉱物・化学分析を用いた火山活動検出手法の開発ー
9. 地下のマグマが引き起こした内陸大地震 104
 ーヘリウム同位体比を用いた隠れた活断層の調査手法の開発ー
10. 放射性核種の地下水中の化学形及び濃度を予測する 105
 ー電子授受速度が遅い Se(VI)/(IV) 系の標準熱力学データの取得ー
11. 低アルカリ性セメントの長期変質挙動を把握する 106
 ー低 pH 発現メカニズムの解明と変質モデルの構築ー

- | | | |
|-----|------------------------------|-----|
| 12. | 地質環境の長期変動を考慮して安全性を評価する ----- | 107 |
| | ー地層処分安全評価における隆起侵食の影響評価技術の検討ー | |
| 13. | 電解酸化によるルテニウム除去時間の短縮 ----- | 108 |
| | ーガラス固化工程の安定化を目指してー | |

9 核融合研究開発

- | | | |
|-----|--|------------|
| | 核融合エネルギーの実用化に向けて ----- | 109 |
| 1. | レーザー光の吸収を空間的に分散させ機器を長寿命化 ----- | 110 |
| | ーITER トムソン散乱計測用高耐力レーザービームダンプの開発ー | |
| 2. | 中性子回折で超伝導体内の素線の歪状態を調べる ----- | 111 |
| | ーITER 用超伝導体の性能向上の礎ー | |
| 3. | 実構造体 HIP 接合部の破壊挙動を追う ----- | 112 |
| | ー核融合原型炉開発で進められている低放射化フェライト鋼研究の最前線ー | |
| 4. | 核融合炉条件を作り出す強力中性子源の建設に向けて ----- | 113 |
| | ーリチウム施設の工学実証研究と工学設計の構築ー | |
| 5. | JT-60SA に向けた JT-60 トカマクの解体 ----- | 114 |
| | ー放射化大型構造体の解体ー | |
| 6. | 高精度な Nb ₃ Sn 超伝導コイルの製作方法を確立 ----- | 115 |
| | ープラズマの精密制御に向けた JT-60SA 用中心ソレノイドの開発ー | |
| 7. | 2 周波数ジャイロトロンの世界最高性能を実現 ----- | 116 |
| | ーJT-60SA 電子サイクロトロン共鳴加熱装置向けに開発ー | |
| 8. | 回転するプラズマの安定性解析モデルの精密化 ----- | 117 |
| | ー運動論的電磁流体力学モデルへの回転効果の導入ー | |
| 9. | 核融合炉の安全な運転停止シナリオの確立を目指して ----- | 118 |
| | ー高エネルギー逃走電子のシミュレーションコードの開発ー | |
| 10. | 核融合炉の燃料をどうやって取り出すか ----- | 119 |
| | ー核融合炉ブランケットにおけるトリチウム回収の研究ー | |
| 11. | 核融合燃料トリチウムの安定供給を目指して ----- | 120 |
| | ートリチウム増殖材リチウム微小球の新たな大量製造法を確立ー | |

10 システム計算科学研究

- | | | |
|----|--------------------------------|------------|
| | 原子力研究開発を支える計算科学技術 ----- | 121 |
| 1. | ヘリウムが鉄の粒界割れを促進する ----- | 122 |
| | ースパコンを用いて粒界結合力低下の法則性を発見ー | |
| 2. | 原子力施設の地震リスク評価手法の高度化に向けて ----- | 123 |
| | ー断層モデルと発生頻度予測を組み合わせた地震動生成法の提案ー | |
| 3. | 超高速固有値計算による超伝導シミュレーション ----- | 124 |
| | ー実物大シミュレーションを目指してー | |
| 4. | 10 万倍の時空間分解能を実現する超並列計算手法 ----- | 125 |
| | ー「京」が切り拓くマルチスケール核融合プラズマ乱流ー | |

11 核不拡散科学技術開発

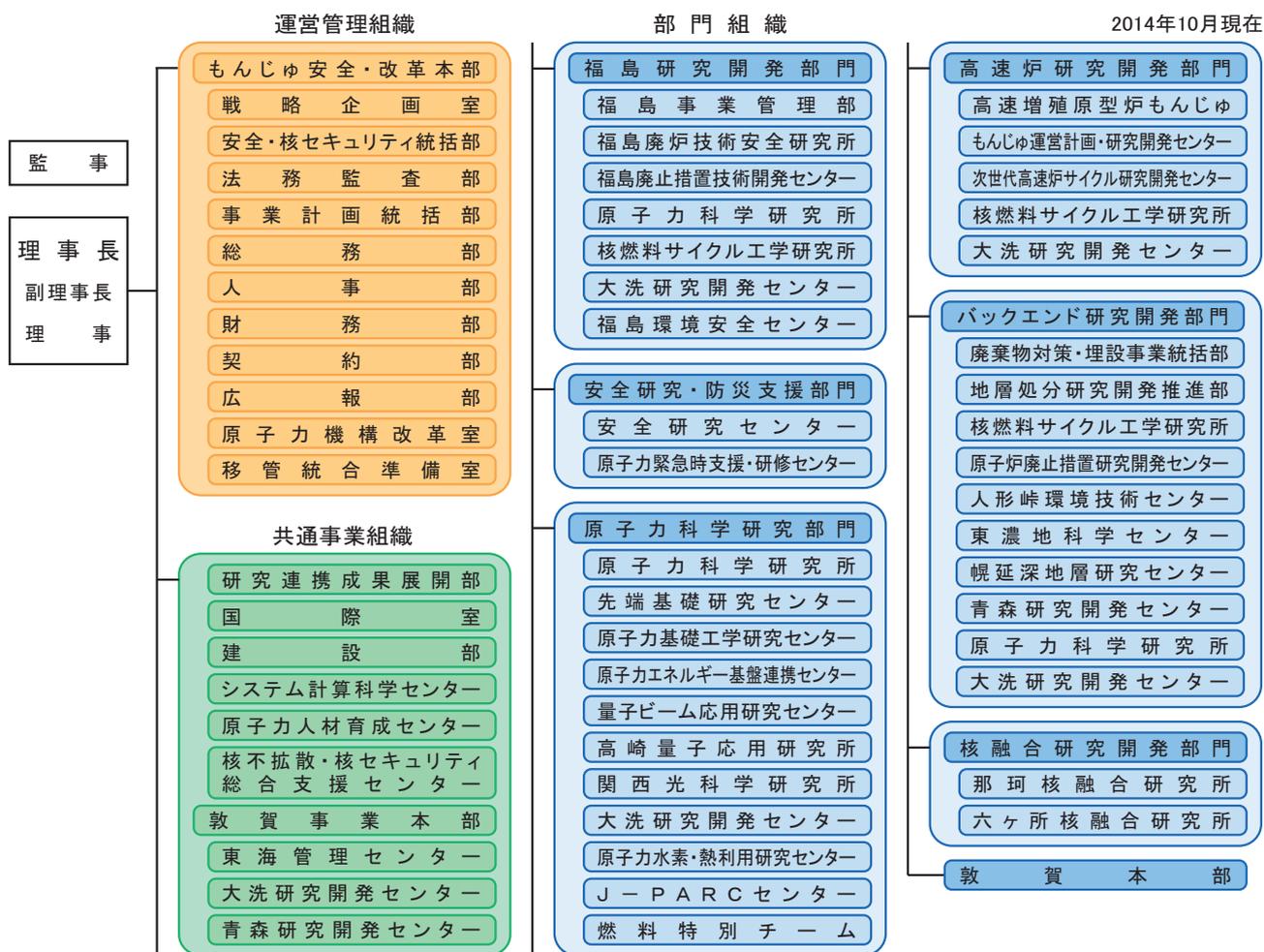
- | | | |
|----|---|------------|
| | 原子力平和利用を支える核不拡散・核セキュリティに関する技術開発・人材育成 ----- | 126 |
| 1. | 原子力施設の核物質防護性能を確率的に表現する ----- | 127 |
| | ー敵対者の行動を考慮した原子力施設の防護性能の定量化手法ー | |
| | 外部連携の推進ー原子力機構の保有する知的財産ー ----- | 128 |

原子力機構の研究開発体制と本誌の構成について

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

1. **福島研究開発部門**は、東京電力株式会社福島第一原子力発電所による原子力事故収束に向けた研究開発を行っています。発電所内の対応は「福島廃止措置技術開発センター」を中心に研究開発を行っています。環境回復のための除染技術等に関する研究開発並びに放射線に関するアウトリーチ活動や内部被ばく調査などは、福島県内に「福島環境安全センター」を設置して対応しています。また、「福島廃炉技術安全研究所」において、放射性物質の分析・研究や遠隔操作ロボットの開発・実証施設の整備に取り組んでいます。
2. **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、原子力科学研究所及び高崎量子応用研究所を中心に、原子力の基礎科学分野における先端的な研究を進めています。
4. **原子力科学研究部門 原子力基礎工学研究センター**は、原子力科学研究所及び大洗研究開発センターにおいて、原子力利用を支える様々な要素技術の基礎・基盤的な研究を進めています。
5. **原子力科学研究部門 量子ビーム応用研究センター**は、原子力科学研究所及びJ-PARCセンターにおいて中性子を利用する研究を、高崎量子応用研究所において電子線、 γ 線、イオンビーム等を用いた研究を、関西光科学研究所においてレーザー、放射光を用いた研究を進めています。

組織体制図



6. **原子力科学研究部門 原子力水素・熱利用研究センター**は、大洗研究開発センターにおいて、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、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、核燃料サイクル工学研究所においてプルトニウム燃料の製造、使用済燃料の再処理に係る研究開発などを進めています。
8. **バックエンド研究開発部門**は、それぞれの研究開発拠点において安全かつ合理的な原子力施設の廃止措置及び放射性廃棄物の処理処分対策について技術開発を進めています。その中で高レベル放射性廃棄物の地層処分については幌延深地層研究センターと東濃地科学センターにおいて、深地層を総合的に調べる技術の整備を、核燃料サイクル工学研究所において、処分場の設計や安全評価を行う技術の高度化を進めています。更にこれらを体系的に管理・継承する知識マネジメントシステムの開発にも取り組んでいます。また、核燃料サイクル工学研究所において軽水炉サイクルに関する技術開発を行っています。
9. **核融合研究開発部門**は、国際熱核融合実験炉 (ITER) 計画の国内機関及び幅広いアプローチ (BA) 活動の実施機関として核融合研究開発を遂行しています。那珂核融合研究所においては、ITER 計画の調達活動を行うとともに、BA 活動の一環としての JT-60 超伝導化改修及び炉心プラズマ研究や各種要素技術の研究開発を実施しています。また、主に六ヶ所核融合研究所において、BA 活動の一環としての国際核融合エネルギー研究センター事業及び国際核融合材料照射施設の工学実証・工学設計事業を実施しています。
10. **システム計算科学センター**は、東京・柏地区と原子力科学研究所を中心に先端的シミュレーション技術開発、計算科学基盤技術開発及び計算機の運用・保守を行っています。
11. **核不拡散・核セキュリティ総合支援センター**は、原子力科学研究所及びテクノ交流館リコッティを拠点として、原子力の平和利用を担保する核不拡散及び保障措置のための技術開発を実施しています。

研究開発拠点



「環境汚染への対処」及び「廃止措置に向けた取組み」

環境汚染への対処



図 1-1 福島復興に向けて環境汚染への対処として私たちが取り組んでいる主な活動
(原子力機構福島研究開発部門のホームページ <http://fukushima.jaea.go.jp> より)

環境汚染への対処

2011年3月11日の東日本大震災発生以降、私たちは災害対策基本法の指定公共機関として放射線測定(モニタリング)など様々な形で対応してきました。現在も福島復興に向けて、私たちは主に次の活動を展開しています(図1-1)。

環境モニタリング

東京電力株式会社福島第一原子力発電所(1F)事故によって拡散した放射性物質による汚染状況や空間線量率を正確に把握するために、1F事故前後の海水中の放射性ヨウ素の変動について調査(トピックス1-1)を行いました。また、1F事故後初期の航空機モニタリングデータから放射性ヨウ素の分布(トピックス1-2)を作成し、初期の放射性物質の拡散状況の推定に寄与しています。また、ため池の放射能分布を可視化する技術の開発(トピックス1-3)、放射性セシウムの中での分布の調査(トピックス1-4)を行っています。さらに、モニタリングデータの公開(トピックス1-5)及び福島復興支援に関する事業成果情報発信サイトにおいて路線バスによる福島県の空間線量率測定データ等の公開を行っています。

環境回復に向けた取組み

放射性物質に汚染された環境を修復するために除染を迅速に行うことが重要です。除染について私たちは、内閣府からの委託を受け、除染モデル実証事業を行い、この事業で得られた技術情報を提供するポータルサイト「除染技術情報ナビ」を公開しています。また、環境中の放射性セシウムの分布等の長期的変化の把握を目的として福島長期環境動態研究プロジェクトを進めています。ダム湖での放射性セシウムの挙動解析(トピックス1-6)、

粘土鉱物へのセシウムの吸着機構(トピックス1-7)及び放射性セシウムの植物内の挙動(トピックス1-8)を解明するための研究なども行っています。さらに、測定技術の開発として、水溶液中の放射性セシウム濃度を簡便に測定する手法の開発(トピックス1-9)も行っています。これらの研究を踏まえ、今後も環境回復のための除染の最適化や効率化を図る研究を継続します。

除染に関する知識の普及

除染に関する知識の普及や活用のために、自治体へ専門家を派遣して、除染技術相談・指導や現地調査、住民説明会支援を実施しています。また、除染の手引きの作成、ワンストップ窓口による相談・助言及び除染活動支援システムRESETの開発による自治体の除染計画作成の支援なども行っています。

コミュニケーション活動

放射線について科学的な理解を深めるために「放射線に関するご質問に答える会」を福島県内にある保育園、幼稚園、小中学校の保護者、教職員等を対象に実施しています。2014年3月末までに232団体、約18750名の方に実施しました。

住民の内部被ばく検査と線量評価

福島県の住民の方々を対象に、東海研究開発センターのホールボディカウンタ(WBC)及び移動式WBC車を用いた内部被ばく検査を実施しました。2014年3月末までに、61796名(子供45558名、大人16238名)を対象に測定しました。また、様々な建物内の線量低減を評価するための研究(トピックス1-10)も実施しました。

廃止措置に向けた取組み

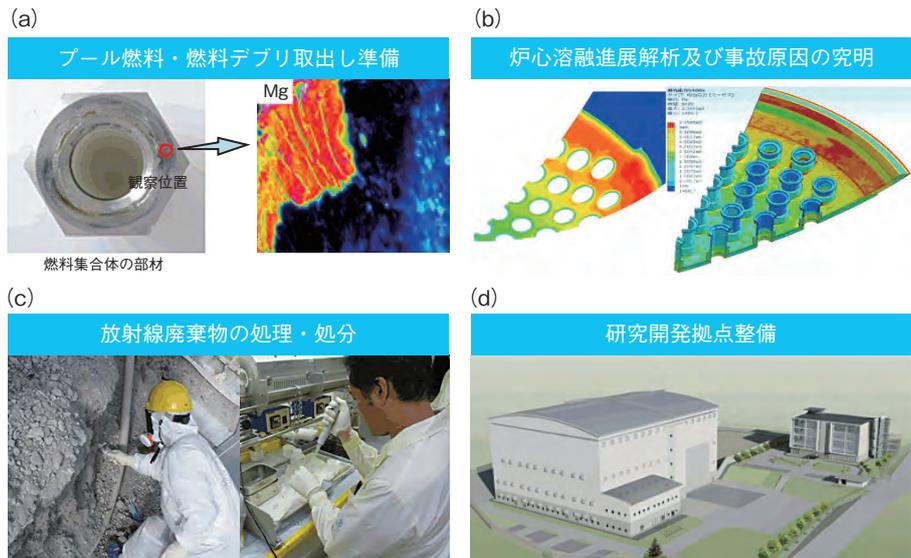
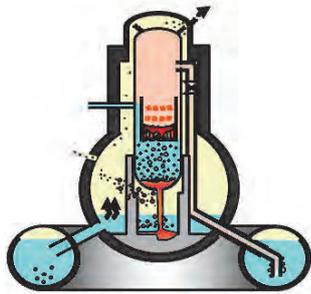


図 1-2 東京電力株式会社福島第一原子力発電所の廃止措置に向けて私たちが取り組んでいる主な活動
 (a) 1F4号機から取り出した未照射燃料集合体部材の表面観察 (b) 压力容器下部に溶融燃料が堆積した場合の解析結果の例
 (c) 1F4号機周辺からのがれきの採取と分析作業の様子 (d) 遠隔操作機器・装置実証施設(モックアップ試験施設)のイメージ

廃止措置に向けた取組み

私たちは事故発生当初より、政府や東京電力株式会社に対する助言を行うとともに、1Fの廃止措置に向け炉内で溶融固化した燃料（燃料デブリ）の取出し準備や放射性廃棄物の処理・処分等に関する研究開発を実施しています(図 1-2)。

プール燃料及び燃料デブリ取出し準備

1F 事故では使用済燃料プールには冷却のために海水が注入され、燃料集合体やプールの構成材料の腐食が懸念されるとともに、爆発によりコンクリート片が落下したことから、一部の燃料集合体が破損している可能性があります。私たちは、このような燃料集合体の欠陥等を検知する技術開発(トピックス 1-11)を行っています。

1Fの原子炉内に残されている燃料デブリの取り出しに向け、その位置や状況を事前に調査する技術の開発(トピックス 1-12)や、切断、破碎して取り出す技術の開発(トピックス 1-13)を実施しています。また、燃料デブリの取出しを終了するまでの間、原子炉容器を維持する必要がありますが、原子炉容器にも冷却のため海水が事故時に注入されており、構造材料の腐食が懸念されることから、この影響の評価に関する試験(トピックス 1-14)を実施しています。

燃料デブリの取出し、保管、処理・処分を安全に行うため、燃料デブリとはどのようなものかを事前に把握することが重要です。このため、事故進展解析結果と熱化学平衡計算による燃料デブリの化学形の推定(トピックス 1-15)、ウラン、ジルコニウム及び制御棒材料等により模擬デブリを作製し、その硬さなどの特性を調べる研究(トピックス 1-16)を実施しています。また、燃料デブリを取り出したあと、保管や処分などをどのようにすべきかの検討(トピックス 1-17)を実施しています。

炉心溶融進展解析及び事故原因の究明

原子炉が停止した後も、核分裂により発生した核分裂生成物などが崩壊して熱が発生するため、冷却を継続する必要がありますが、津波による電源喪失に伴い冷却機能が失われ、原子炉内の燃料が溶融(炉心溶融)しました。この炉心溶融がどのように進展したのかを詳細に把握するため、事故進展解析コード等による解析や、評価精度の向上に必要な模擬実験等を実施しています。

放射性廃棄物の処理・処分

津波の到来や地下水の建屋内への流入により、大量の汚染水が発生し、敷地内の貯槽に保管されています。私たちは、事故時にこの汚染水に含まれていたヨウ素の大気への放出に関する研究(トピックス 1-18)や、汚染水に含まれる測定が困難な放射性核種の分析方法(トピックス 1-19)を開発しています。

汚染水からセシウムやストロンチウムなどの放射性物質を取り除くために、様々な処理装置が設置されており、これらの処理装置から発生する二次廃棄物を含めた放射性廃棄物の保管、処理・処分の技術開発(トピックス 1-20)を実施しています。

また、1Fの敷地内からがれきや伐採木等の試料を採取し、これらに含まれる放射能の分析(トピックス 1-21)を実施しています。

研究開発拠点整備

1F 廃止措置の推進に必要な遠隔操作機器や放射性物質の分析・研究等に関する技術基盤を確立するため、福島県内に研究開発拠点の整備を進めています。このうち、遠隔操作機器・装置実証施設(モックアップ試験施設)については、2014年8月に建設を開始しました。

1-1 海水中における放射性ヨウ素の動きを探る

—東京電力福島第一原子力発電所事故前後におけるヨウ素 129 濃度の変動—

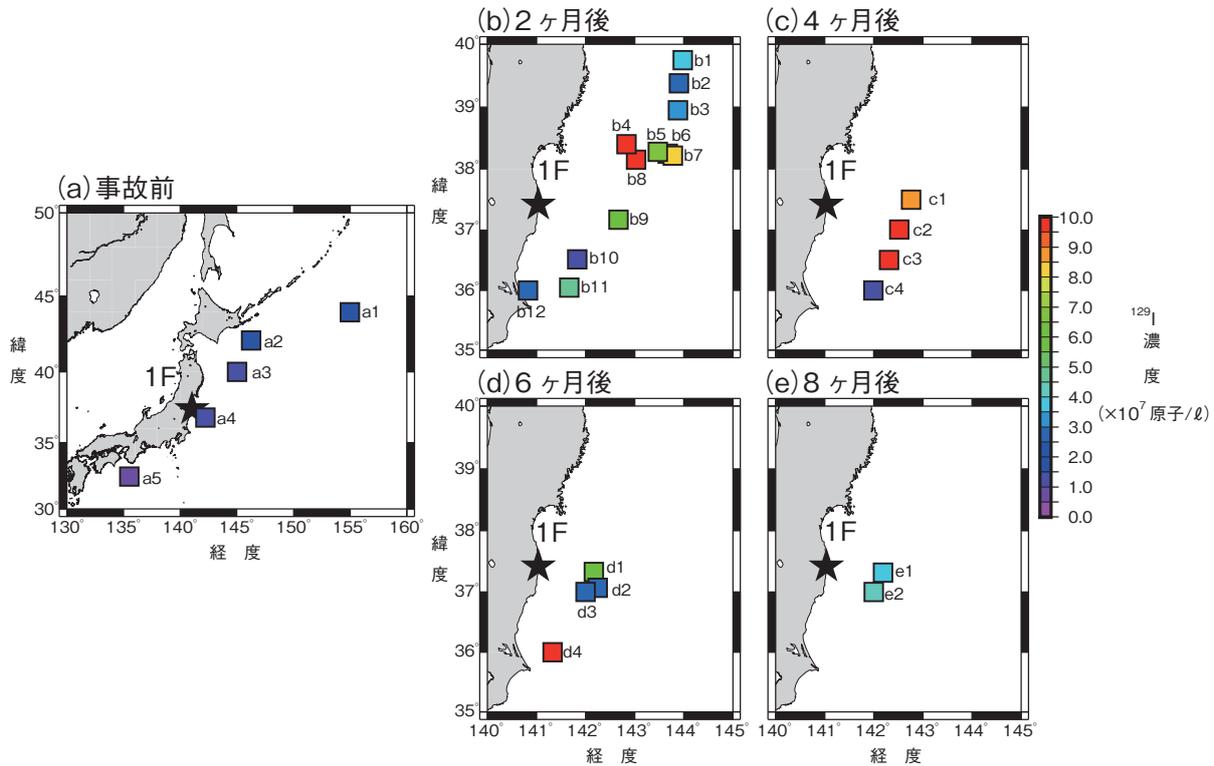


図 1-3 観測点と ^{129}I 濃度
 1F 事故前と 1F 事故後における表面海水の採取地点とその地点における ^{129}I 濃度を示しました。 10×10^7 原子/ℓ 以上の濃度は赤色で表記しています。

原子力施設の事故等により環境中に放射性ヨウ素 (I) が放出された場合、放射性 I の環境中でのふるまいを調査する必要があります。そこで私たちは、加速器質量分析装置 (AMS) を用いた環境試料中のヨウ素 129 (^{129}I) の測定方法を開発し、不測の事態に備え環境試料中の ^{129}I のバックグランドレベルの調査研究を行ってきました。2011 年 3 月に起きた東京電力福島第一原子力発電所 (1F) 事故では放射性 I が海洋に放出されたため、この開発した測定方法と既に取り得たバックグランドレベルのデータを用いて、福島周辺海域における 1F 事故起因の ^{129}I を測定し、その移行過程を調査しました。

表面海水試料は、1F 事故前に西部北太平洋における 5 地点 (図 1-3(a)) で、1F 事故後 2 ヶ月 (図 1-3(b))、4 ヶ月 (図 1-3(c))、6 ヶ月 (図 1-3(d)) 及び 8 ヶ月 (図 1-3(e)) の時点で、それぞれ 12 地点、4 地点、4 地点及び 2 地点で採取し、AMS による分析を行いました。

1F 事故前における西部北太平洋の表面海水中の ^{129}I 濃度は、 $(0.94 \sim 1.83) \times 10^7$ 原子/ℓ の範囲でした。1F 事故後 2 ヶ月から 8 ヶ月経過した 1F 周辺海域の表面海

水中の ^{129}I 濃度は、 $(1.08 \sim 89.8) \times 10^7$ 原子/ℓ でした。このうち、最大値は 4 ヶ月後の観測点「c3」(図 1-3(c))、最小値は 2 ヶ月後の観測点「b10」(図 1-3(b)) 及び 4 ヶ月後の観測点「c4」(図 1-3(c)) で測定されました。1F 事故後に観測された ^{129}I 濃度は、最小値が 1F 事故前のそれと同じレベルであり、最大値がバックグランドと比べて約 80 倍上昇していました。1F 周辺海域で大きな濃度変動が観測されたことは、1F 周辺海域が親潮及び黒潮の流入、またそれらに伴う中規模渦の形成により複雑な流れが形成されているためではないかと考えられます。8 ヶ月後における表面海水中の ^{129}I 濃度は、バックグランドレベルに近くなっていますので、 ^{129}I 濃度レベルが時間とともに減少してきている様子も明らかになりました。

本研究で明らかとなった 1F 事故起因の ^{129}I の分布状況は、放射性核種移行予測モデルに適用することにより、海洋における放射性核種濃度の将来予測に役立たせる予定です。

●参考文献

Suzuki, T. et al., Iodine-129 Concentration in Seawater near Fukushima before and after the Accident at the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant, Biogeosciences, vol.10, no.6, 2013, p.3839-3847.

1-2 事故後初期のヨウ素 131 沈着量の分布

— 初期航空機モニタリングデータを日米共同で開発した解析手法により評価 —

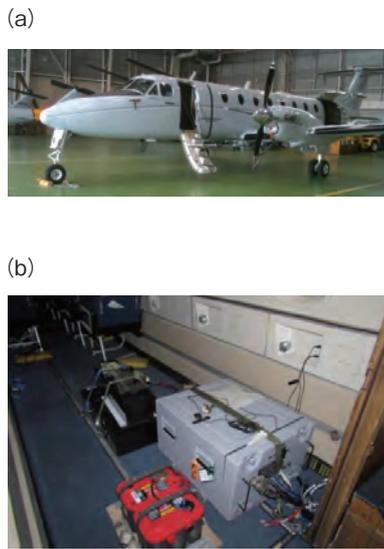


図1-4 モニタリングに使った(a)航空機と(b)測定機材
NaI 検出器 (5 cm × 10 cm × 40 cm、3本) を飛行機の後部に搭載し、1秒毎にデータを採取しました。

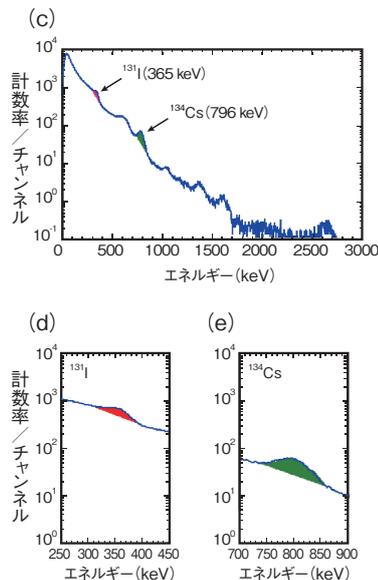


図1-5 スペクトルデータ
 ^{131}I と ^{134}Cs のピーク領域をガウス・フィッティング法で抽出し、 ^{131}I と ^{134}Cs の1秒毎の測定データを求めました。

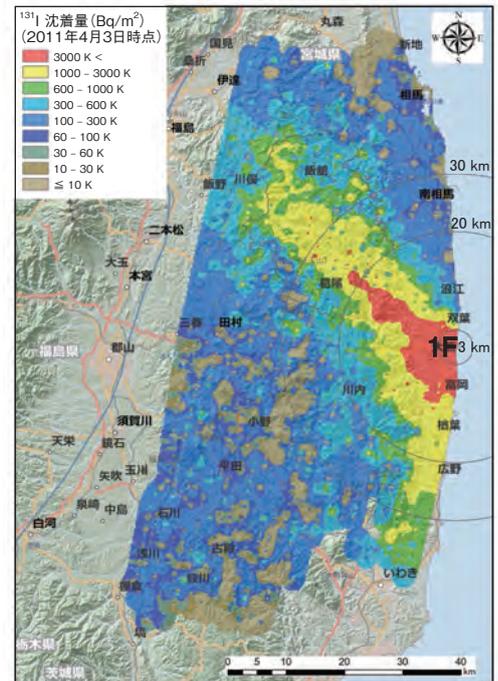


図1-6 ^{131}I の沈着量分布の測定結果 (2011年4月3日時点)
(背景地図は、ArcGIS データコレクションスタンダードパック (ESRI, Co. Ltd.) で作成)
 ^{131}I 濃度の高いエリアが、1F の北西方向のほか、南側にも確認されました。

東京電力福島第一原子力発電所 (1F) 事故により、様々な放射性物質が広い範囲にわたって拡散されました。私たちは、米国エネルギー省 (DOE) が早い段階 (2011年3月17日～4月5日) で飛行機に大型 NaI 検出器を搭載して実施した航空機モニタリング (図1-4) の測定結果を DOE から入手し、エネルギー・スペクトルの解析を行った結果、短半減期のヨウ素 131 (^{131}I ; 半減期: 8日) を示すエネルギーのピーク (365 keV) が検出されるものがあったことから、DOE と共同で ^{131}I の地表面沈着量を解析する手法を開発し、 ^{131}I の地表面沈着量の分布を求めて、それをマップ化しました。

^{131}I のエネルギー・ピークが検出でき、バックグラウンド放射線の影響を差し引いて面的な分布が評価できる 2011年4月2日と3日に実施した3回のフライト測定に着目し、測定データの中にわずかに含まれる ^{131}I のピークを抽出しました (図1-5)。また、 γ 線の挙動を解析するモンテカルロ計算コードを用いて ^{131}I に対する検出器の感度特性や地表面から上空までの減弱量を求める手法を開発し、地表面の ^{131}I の沈着量 (kBq/m^2) とピーク計数率の関係式を求めました。

このピークの抽出とモンテカルロ計算による放射線の減弱量の解析の結果、地表面に沈着した ^{131}I の濃度を算出し、マップ化しました。

測定が終了した4月3日時点で評価した ^{131}I の沈着量の解析結果を図1-6に示します。また、半減期が比較的長く、その後実施されたモニタリングでも十分に検出されているセシウム 134 (^{134}Cs ; 半減期: 2年) についても、比較のために ^{131}I と同様の手法を用いて解析を行いました。解析の結果、放射性セシウムと同様に 1F の北西方向に高い濃度の ^{131}I の沈着が認められました。また、1F 付近では ^{131}I が南側にも広がっている傾向が見られました。

さらに、解析手法の妥当性を検証するため、文部科学省原子力災害対策支援本部 (当時) が実施した土壌データ (2011年6月14日) と今回の解析結果を半減期補正して比較しました。その結果、地上で測定した ^{131}I 、 ^{134}Cs の沈着量は本航空機モニタリングの結果と良く一致しており、本手法の妥当性が確認されました。 ^{131}I の地上データは少なかったのですが、今回開発した手法により、 ^{131}I の詳細な分布が明らかになりました。

●参考文献

Torii, T. et al., Enhanced Analysis Methods to Derive the Spatial Distribution of ^{131}I Deposition on the Ground by Airborne Surveys at an Early Stage after the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant Accident, Health Physics, vol.105, no.2, 2013, p.192-200.

1-3 水底の放射性物質濃度分布を可視化 —プラスチックシンチレーションファイバを用いた農業用ため池の測定—

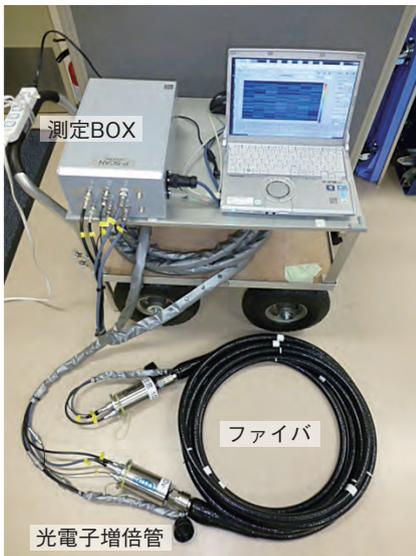


図 1-7 PSF を用いた水底の放射線測定システム
1 mm φ の PSF を 15 本束ねています。

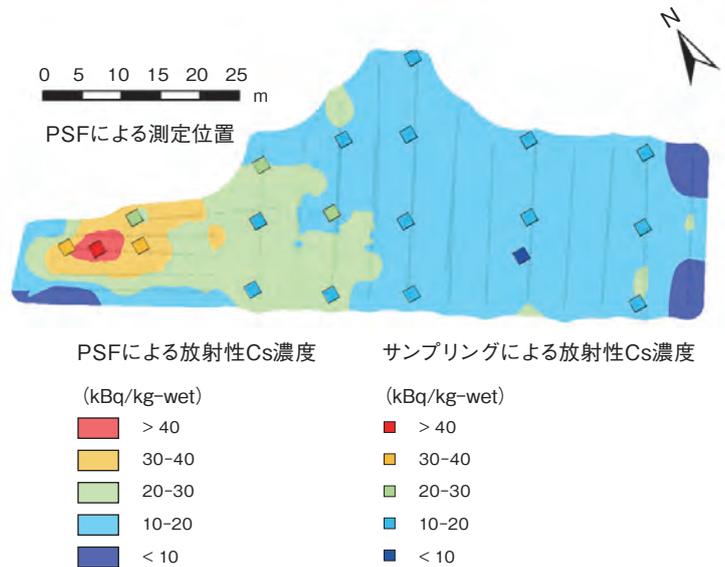


図 1-8 福島市内のため池における水底の放射性 Cs 分布マップ例
PSF の測定は 5 m 間隔で行い、測定結果を内挿法の一つである Kriging により補間しています。土壌試料を採取し測定した結果と良く一致しています。

福島県内では農業用のため池が約 3700 箇所あり、東京電力福島第一原子力発電所 (1F) 事故以来、放射性セシウム (Cs) による汚染状況が懸念されています。ため池は、上流の集水域に降った雨を集めるものであり、その水は農業用水として使われます。これまで、ため池底の土壌の放射性 Cs の濃度を測定するには、土壌をサンプリングし実験室で放射能を測定する手法が一般的でしたが、サンプルが廃棄物になってしまうこと、ため池全体の分布を見ることは難しいことから、一度に幅広い範囲を直接測定する手法が求められています。

私たちは、1F 事故以来、プラスチックシンチレーションファイバ (PSF) 検出器の研究に取り組んでいます。今回、一度に長い距離の測定が可能であること、水中でも測定が可能なこと、測定対象物の形に応じて形が変えられることという特徴を生かし、ため池底の測定に応用しました。PSF を用いた水底の放射線測定システムの構成について、図 1-7 に示します。PSF の検出部には、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を採用しています。光ファイバの両端には光センサー (光電子増倍管) を配置し、入射された放射線の数を読みます。また、両端に備えた光電子増倍管の放射線の入射による発光を検知する

時間差により検出部の発光位置を特定することができます。PSF による計数率から水底の放射性 Cs 濃度への換算は、モンテカルロ計算コードにより値付けをした水中用 γ 線スペクトロメータとの比較により行いました。放射能への換算の条件としては、ため池底の土壌の表層から 10 cm に放射性 Cs が均一に分布しているとみなして行いました。本手法による放射能への換算結果と水底の土壌コアを分析した結果を比較するとおおむね一致し、本手法の信頼性が確認できました。本手法は、1000 m² 程度の大きさのため池を 4 日間程度 (1 チーム 5 人として) で測定することができます。PSF で測定した結果は、放射能分布マップとして表示できます (図 1-8)。この例では、PSF の測定を 5 m 間隔で行い、測定結果を市販の GIS (Geographic Information System: 地理情報システム) ソフトウェアを用いて補間しました。また、同時に採取した土壌試料を分析した結果と良く一致していることが分かります。

本手法は、私たちが水土里ネット福島 (<http://www.midorinet-fukushima.jp>) と技術指導契約を締結し、技術の民間移転を行っています。今後、福島県内のため池の放射性物質対策を実施する際に本手法の利用について、必要な技術開発及びサポートを行っていく予定です。

●参考文献

真田幸尚ほか, 水底の in-situ 放射線分布測定手法の開発, JAEA-Research 2014-005, 2014, 67p.

1-4 空間線量率減少の原因を探る —放射性セシウムの土壌中の濃度分布—

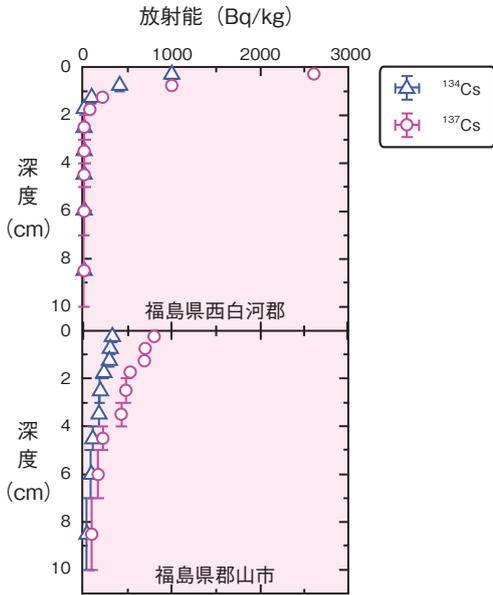


図1-9 放射性Csの土壌中の濃度分布の例
(土壌採取法: スクレーパープレート法, 土壌採取期間: 2013年10月28日~11月29日) 深度に対して指数関数的に放射性Csの放射能が減少している典型的な濃度分布です。

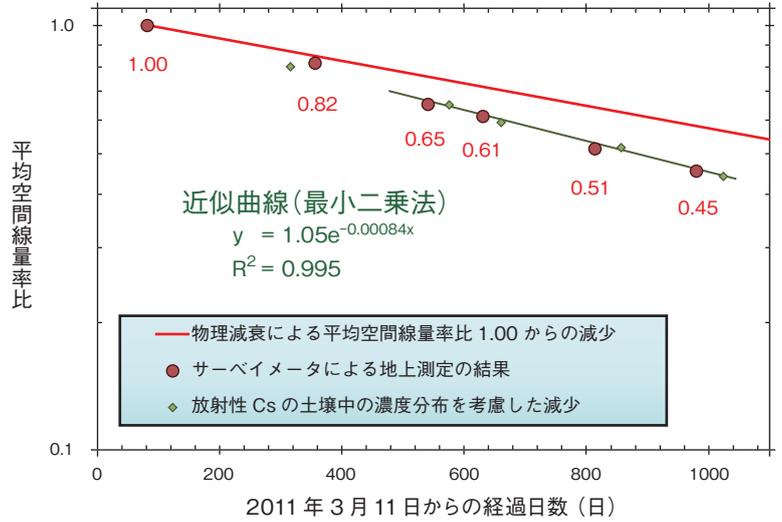


図1-10 サーベイメータによる地上測定の平均空間線量率比の変化傾向
放射性Csの物理減衰による減少及び放射性Csの土壌中での濃度分布の変化を考慮した平均空間線量率比の減少とともに示しました。

東京電力福島第一原子力発電所(1F)事故で環境中に放出された放射性物質による人や環境への影響を正しく評価し、適切な対策を講じるために、私たちは、事故後の2011年6月から文部科学省及び原子力規制委員会原子力規制庁から受託し、定期的に空間線量率等の調査を実施し、詳細な空間線量率分布マップ及び放射性セシウム(Cs)の土壌沈着量分布マップを作成しています。この受託事業の一環として、土壌に沈着した放射性Csが、現在土壌中でどのような濃度分布になっているのか、深度別に土壌試料を採取して放射能を分析するスクレーパープレート法により調査しました。

2013年11月に実施した調査において、放射性Csは、ほとんどの調査地点で土壌の表層付近に集中して留まっており、その濃度は図1-9に示した分布のように、多くの調査地点で指数関数的に減少していることが分かりました。また、調査実施時期による濃度分布の変化傾向に注目すると、わずかながら、深度方向に移行してきていることが分かりました。

次に、本受託事業のサーベイメータによる空間線量率測定の結果を図1-10に示しました。各調査実施時期で得られた空間線量率の平均値を1F事故直後の空間線量

率の平均値で割った平均空間線量率比の経過日数による変化は、放射性Csの物理減衰よりも早く減少していることが分かりました。本委託事業の別の調査で得られた結果は、土壌に沈着した放射性Csの移流(水平方向への移動)が小さいことを示しているため、この原因は放射性Csの土壌中の濃度分布の変化によるものと考えられます。

放射性Csの土壌中の濃度分布の変化傾向を考慮して、物質内での放射線の挙動を模擬できるPHITSコードによるシミュレーションを実施し、これを考慮した平均空間線量率の減衰曲線を図1-10に追記しました。この結果は、サーベイメータによる地上測定の結果と良く合うことが分かりました。わずかながら、放射性Csが時間とともに土壌の深度方向に移行していくことにより、土壌による遮へい能力が増えることになり、その結果、地上での空間線量率が減少することになります。

本研究は、原子力規制委員会原子力規制庁からの受託事業「平成25年度東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故に伴う放射性物質の長期的影響把握手法の確立」の成果の一部です。

●参考文献

Saito, K., Mapping and Modelling of Radionuclide Distribution on the Ground due to the Fukushima Accident, Radiation Protection Dosimetry, vol.160, no.4, 2014, p.283-287.

1-5 放射性物質の分布情報の公開

—環境モニタリングデータの集約と迅速な公開—

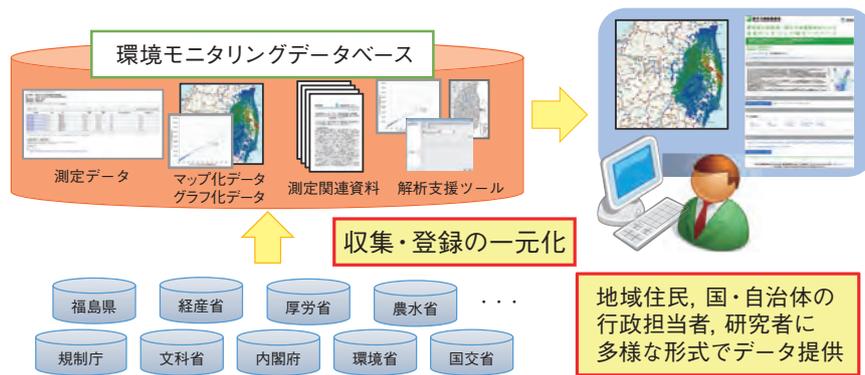


図1-11 環境モニタリングデータベースシステム
関係省庁、地方自治体が独自に公開していた環境モニタリングデータを一元的に集約、比較可能な形式で公開しています。

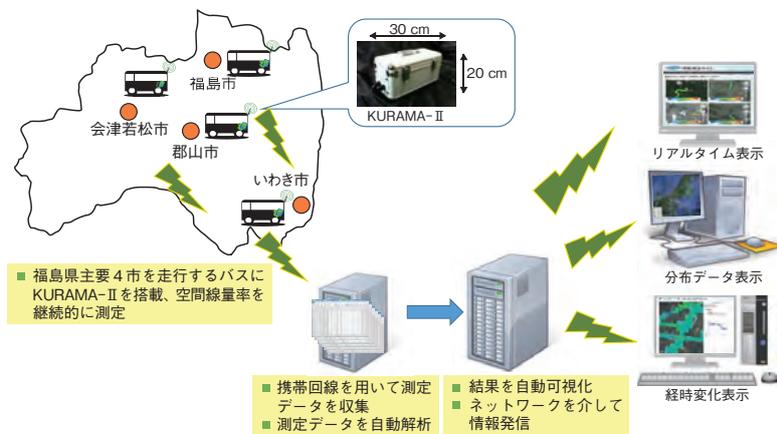


図1-12 福島県空間線量率測定システム
路線バスを活用して空間線量率を継続的に測定、集約、解析し、結果を可視化して迅速に公開しています。

東京電力福島第一原子力発電所事故により放出された放射性物質の影響を評価するためには、現状分布及び時間変化の傾向を詳細に把握することが必要です。私たちは、これらの把握に必要な環境モニタリングデータを広く一般に公開する事業を進めています。

その事業のひとつが、環境モニタリングデータベースの構築です。これまで、関係省庁や地方自治体により数多くの環境モニタリングが実施されてきましたが、それらのデータは実施機関が各々独自の形式で公開していました。そこで私たちは、公開データを自動的に収集するツールを開発して散在したデータを一元的に集約するとともに、データの表示形式や精度を統一して相互比較を可能とすることでデータを利活用しやすくしました(図1-11)。これまでに、21機関から公開されている3億超の環境モニタリングデータを公開し、文部科学省事業のもと構築した前身のデータベースと比較して約2.5倍の月平均アクセス数(約16万6千件)を記録しました。

また、福島県及び京都大学と協力し、福島県下4市(福島市、郡山市、いわき市、会津若松市)を走行する路線バスにKURAMA-IIと呼ばれる車載型空間線量率測定器を

搭載し、空間線量率を継続的に測定、迅速に公開する事業も進めています(図1-12)。このKURAMA-IIを用いた測定は広域かつ詳細に空間線量率を測定できることから、これまでも行政機関により実施されてきましたが、費用の面から年に数回程度の実施頻度でした。そこで私たちは、居住地域を毎日運航する路線バスを活用して測定を行うことで、空間的にも時間的にも詳細な測定を可能としました。さらに、ネットワーク技術やデータ処理技術を活用し、路線バスで測定された結果を集約、解析、可視化する処理を自動化することで、測定結果をリアルタイムに提供できるようにしました。これにより、同様な事故による緊急時においても、走行箇所を変更するだけで、空間線量率の状況をリアルタイムに把握することが可能です。現在、リアルタイム表示データは、福島駅前に所在するNBFユニックスビルに設置された大型ディスプレイで公開されています。

本研究は、原子力規制委員会原子力規制庁からの受託事業「平成25年度東京電力福島第一原子力発電所事故による環境モニタリング等データベース構築」及び福島県からの受託事業「広域線量率分布測定用装置(KURAMA-II)データ解析・補正」の成果の一部です。

●参考文献

Seki, A. et al., Development of Radionuclide Distribution Database and Map System on the Fukushima Nuclear Accident, Progress in Nuclear Science and Technology, vol.4, 2014, p.47-50.

1-6 放射性セシウムの中での移行挙動を調べる —大柿ダム湖を対象とした事例研究—

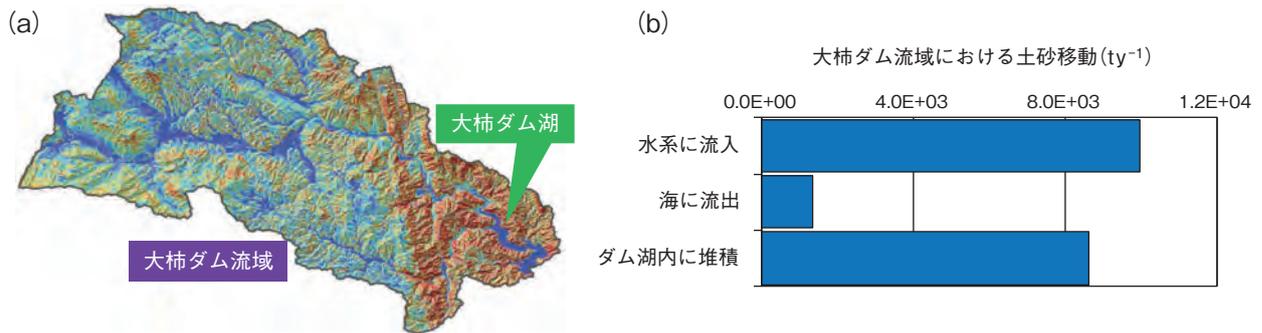


図1-13 大柿ダム流域((a): 国土地理院の数値標高モデル (DEM) データに基づき作成)と (b)陸域解析モデルによる土砂移動量の算定結果
雨で流された陸域の土砂は河川やダム湖などの水系に流入しますが、ほとんどの流入土砂はダム湖底に堆積する結果となりました。放射性 Cs の流出防止の観点からもダムの役割が重要であることが分かります。

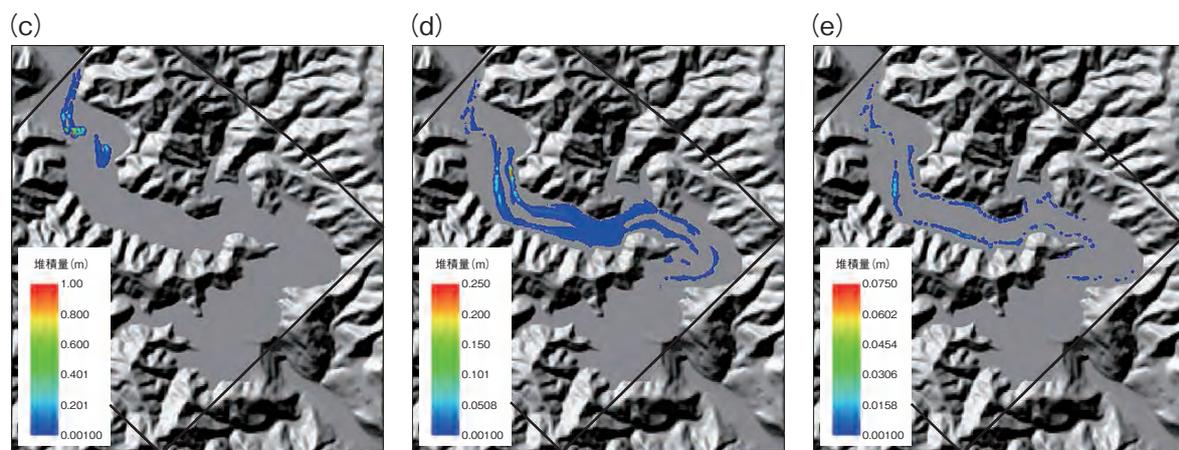


図1-14 大柿ダム湖の解析の一例 (c)砂の堆積 (d)シルトの堆積 (e)粘土の堆積(国土地理院の数値標高モデル (DEM)データに基づき作成)
ダム湖に流入した土砂は、その粒径の違いによって堆積する場所や流出しやすさが異なっています。砂はダム湖の入り口付近に堆積し、シルト (砂と粘土の中間の粒径のもの) は中央に堆積しています。粘土はあまり堆積せず下流に流出しています。

東京電力福島第一原子力発電所 (1F) 事故直後に地表に沈着した放射性セシウム (Cs) は、土壌、特に粘土粒子に強く吸着する性質があります。その移動は、強雨時に土砂とともに表流水などによって広範囲にわたって起こる自然現象でありその制御は難しいですが、ダムやその関連施設を適切に管理することで、発生土砂を堆砂させるか流砂とするかの選択が可能となると考えられます。

そこで本研究では、私たちが開発・整備している陸域解析モデルと河川・湖水解析モデルを用いて、1F 事故直後に多くの放射性物質が沈着したと考えられる請戸川流域にある大柿ダム湖での浮遊土砂及び放射性 Cs の強雨時の挙動を把握することを目的に、数値的な解析を行いました。

図 1-13 は陸域解析モデルを用いて、大柿ダム流域でどれだけの土砂が河川やダム湖などの水系に流入し、どれだけの土砂がダム湖に堆積するかをシミュレーションしたものです。図よりほとんどの流入土砂がダム湖底に

堆積する結果となりました。

図 1-14 は、二次元の解析モデルを用いて、ダム湖内の土砂堆積量を解析したものです。土砂の粒径の違いによって堆積場所や流出しやすさが異なるとの結果を得ました。更に実際の大雨時における土砂・放射性 Cs の挙動を解析し、実測値と整合していることも確認しています。これらの結果から、大雨時には上流から流入した浮遊土砂と放射性 Cs の一部は下流に流出しますが、多くはダム湖内で沈降、堆積することが分かりました。

また、仮想的にダム湖の水位を上昇させた計算を行うことにより、水位の管理による土砂と放射性 Cs の流出の制御の効果について検討しました。水位を上昇させると、粘土のような微粒子成分に付着した放射性 Cs は水中に滞留している時間が長くなり、いずれは (水位が低い場合に比べより多く) 堆積することが予見されました。今後観測に基づく結果との更なる比較を行い、本解析法の検証と改良を進める予定です。

●参考文献

Kitamura, A. et al., Predicting Sediment and Cesium-137 Discharge from Catchments in Eastern Fukushima, Anthropocene, vol.5, 2014, p.22-31.

1-7 スパコンで見る放射性セシウムと土壌の化学結合 —第一原理計算による粘土鉱物・セシウム結合様態の解明—

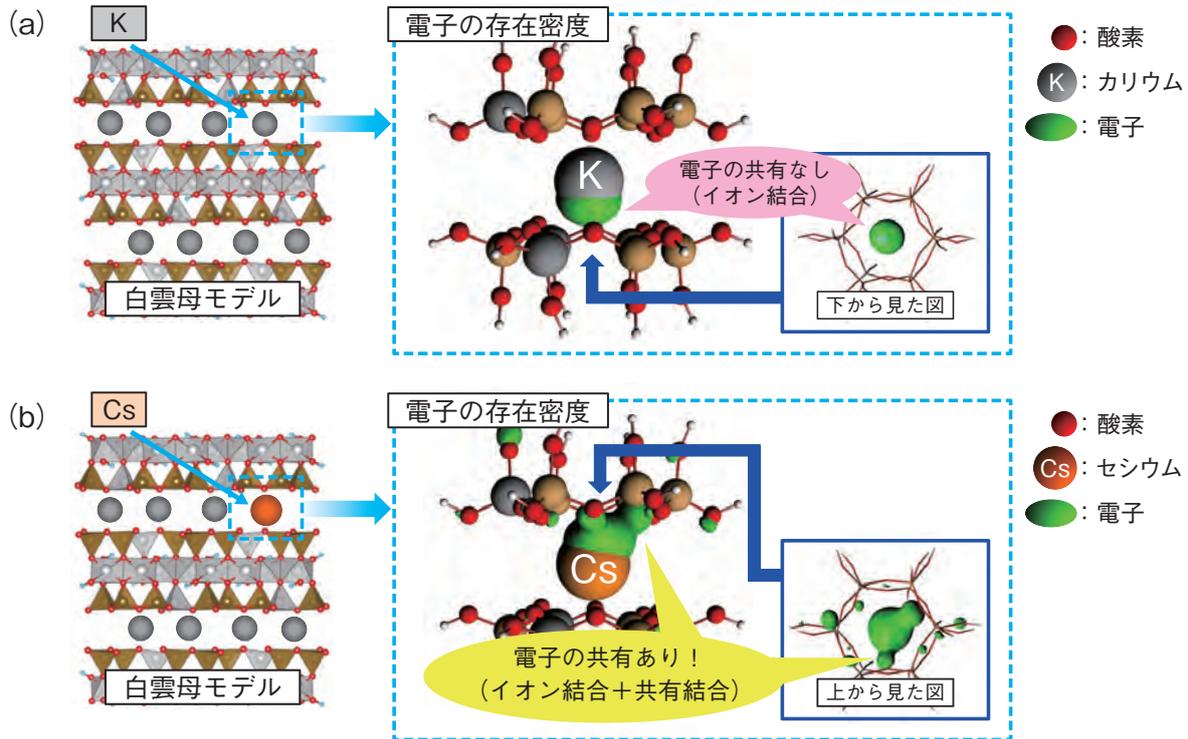


図1-15 粘土鉱物のモデルと電子状態

(a)通常の白雲母のモデルとKの電子状態 (b)Csを吸着した白雲母のモデルとCsの電子状態を示します。
(b)ではCsと酸素の間で電子の共有が見られます。

2011年に発生した東京電力福島第一原子力発電所事故により多量の揮発性放射性物質が環境中に放出されましたが、ヨウ素に代表される短寿命放射性物質は早期に消滅し、現在は半減期の長いセシウム (Cs) が表層土壌に留まり主要な放射線源となっています。

Csは、土壌に強く吸着され、土壌から除去することは難しいため、除染により発生した廃棄土壌を、現時点ではそのまま保管せざるを得ません。これまでに、世界中でCsの土壌からの分離法探索のための研究開発が行われてきましたが、効率的かつ経済的に分離する手法はいまだに確立されておらず、迅速な研究開発が求められています。

Csの土壌からの分離を効率的に実施するには、Csの土壌中での挙動のほか、土壌構成成分のどこにどのような化学形態で吸着しているかを明らかにすることが重要です。こうした詳細な知見を基にすれば、科学的に対策を立案でき、最終目標の達成が大いに加速されるものと期待できます。

Csは、土壌に降着した初期の段階では水に溶けた陽イオンとして存在し、その後土壌中雲母類粘土鉱物に存在するカリウム(K)イオンとのイオン交換によって、選

択的かつ不可逆的に吸着されたものと考えられています。しかし、どのような化学形態で吸着しているかについては十分な知見がないため、その解明を目指しました。

解析対象として典型的な雲母類粘土鉱物である白雲母を選び、通常の白雲母と白雲母の中に存在するKの一つとCsとを交換したものをスーパーコンピュータ上でモデル化し、第一原理計算手法と呼ばれる高精度な計算科学手法を用いて、それらの電子状態を計算し比較しました(図1-15)。その結果、白雲母中では、Kは鉱物酸素とイオン結合する一方、Csは単純なイオン結合ではなく、一部、共有結合することが分かりました。共有結合とは、結合する原子間で電子を共有する結合形態であり、より結合力が強くなると考えられます。一般に、結合する原子の電子軌道のエネルギーが近いことが共有結合発現の条件となりますが、白雲母の場合、酸素とCsそれぞれの電子軌道のエネルギーは、K等と異なり極めて近い位置にあるため、共有結合が形成されることが分かりました。今後はこの特異な化学結合の分解方法の開発という課題に挑戦し、最終的には廃棄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

奥村雅彦ほか, 粘土鉱物へのセシウム吸着機構解明(2) 第一原理計算による原子・分子レベルの吸着挙動解析, 日本原子力学会誌, vol.56, no.6, 2014, p.20-25.

1-8 樹木に沈着した放射性セシウムの枝葉内部への移動を探る —放射線可視化による放射性セシウムの植物内移行挙動観測—

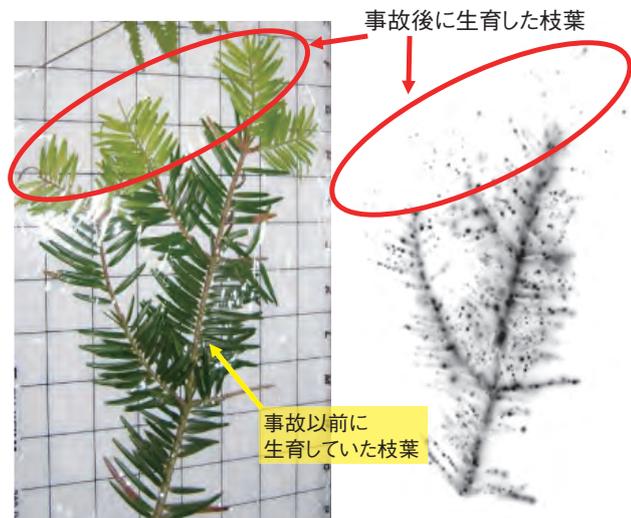


図1-16 福島県内で採取した1F事故後2ヶ月後に採取したカヤの写真(左)と放射能分布像(右)
カヤに沈着した放射性Csが1F事故以前に生育していた枝葉表面に斑点状に分布しますが、○で囲んだ1F事故後に生育した枝葉部分にはほとんど分布していません。

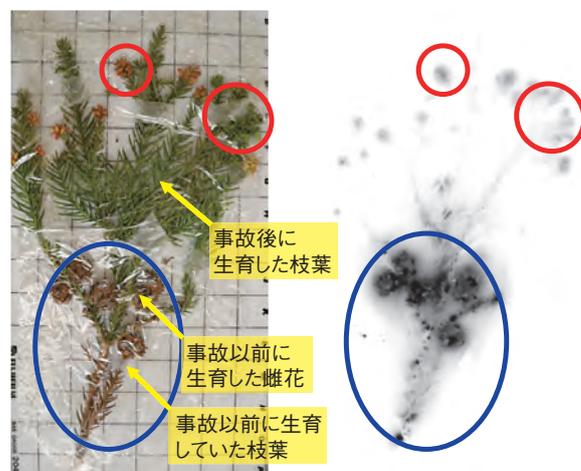


図1-17 1F事故約2年後に採取したスギの写真(左)と放射能分布像(右)
スギ表面に沈着した放射性Csは、○で囲んだ1F事故以前に生育していた枝葉や雌花部分には斑点状に分布します。一方、1F事故後に生育した○で囲んだ枝葉や雄花部分に分布しています。

東京電力福島第一原子力発電所(1F)事故により森林に降下した放射性核種は、樹木にどのように付着し、その後どのように移動するのか、これらを知ることは1F事故による森林汚染の実態解明のために重要な課題です。チェルノブイリ原子力発電所事故における研究では、事故後10年以上経過した樹木中の放射性セシウム(Cs)の分布調査で、降下した放射性Csが根から吸収されて幹や葉に移動していたことが報告されていますが、いつの時点で新しい枝葉に移動するのかは不明でした。樹木中の放射性Csの分布は、細断した試料の放射能を部分ごとにγ線検出器で測定して求めますが、これには手間と時間がかかります。そこで、イメージングプレート(IP:放射線に反応する蛍光体が塗布された板)に放射能分布を画像化する、オートラジオグラフィという技術を用いることで、樹木中の放射性Csの分布を調べました。

IPに樹木試料を密着させ、放射線量を記録し、これを画像解析して試料の放射能分布像を得ました。測定に用いた樹木試料は事故後の経過時間が異なるものです。

1F事故後2ヶ月経過して採取したカヤの放射能分布像(図1-16)では、1F事故以前に生育していた枝葉部

分に放射性Csが斑点状の黒点として検出されました。一方、1F事故後に生育した枝葉部分には、黒い影すなわち放射性Csの分布はほとんど見られません。これは、1F事故後2ヶ月程度は、カヤに沈着した放射性Csは事故以前に生育した枝葉表面に留まり、1F事故後に生育した枝葉部分への移動が少ないことを示しています。スギでも同様の結果が得られました。

1F事故後約2年経過したスギ(図1-17)では、表面に沈着した放射性Csが1F事故以前に生育した古い枝葉や雌花部分に斑点状に分布していました。一方、1F事故後に生育した枝葉では、ほとんどの部分では放射性Csが検出されませんでした。ただ、先端の枝葉や雄花部分では古い枝葉中の濃度に比べてごく少量が局在していることが分かりました。スギの枝葉の先端部分は、成長が活発なことが知られています。このことから、樹木表面に沈着した放射性Csの一部が、転流により成長が活発な部分に濃集したと考えられます。

これらの結果は、1F事故により樹木表面に降下沈着して斑点状に分布した放射性Csの一部が、約2年かけて1F事故後に生育した枝葉部分に移動することを示しています。

●参考文献

坂本文徳, 大貫敏彦ほか, オートラジオグラフィを用いた福島第一原子力発電所起源の放射性セシウムの樹木中分布と移動解析, 日本原子力学会和文論文誌, vol.12, no.4, 2013, p.257-266.

1-9 水溶液中の放射性セシウム濃度を簡便に測定する —セシウム吸着ディスクとGMサーベイメータを併用した新たな定量法—

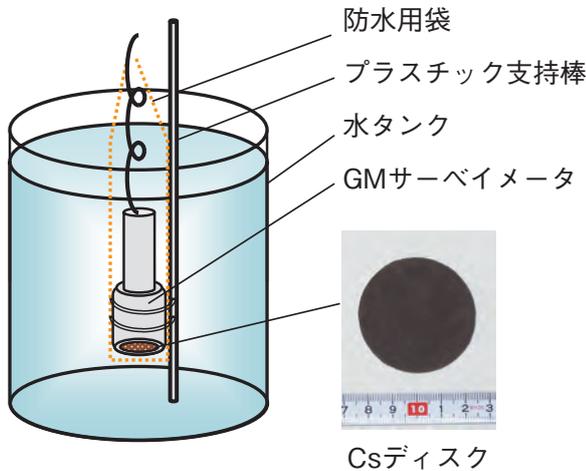


図1-18 溶液中の放射性Cs濃度の新たな定量法
溶液中の放射性CsをCsディスク上に吸着させ、その放射能をGMサーベイメータにより測定します。その際、CsディスクをGMサーベイメータのプロブ検出面に密着・固定させ、バックグラウンドを下げるために水タンクにプロブを水没させて測定します。

東京電力福島第一原子力発電所事故により放射能汚染を受けた地域では、継続的な水環境のモニタリングや除染活動が行われており、それらの現場では水溶液中の放射性セシウム（Cs）濃度を簡便に測定する方法が求められています。溶液中の放射性Cs濃度の測定にはゲルマニウム半導体検出器が一般的に用いられていますが、この装置は高価なこと、持ち運びに不便なこと、商用電源が必要なことなどから、現場での使用には不向きです。

そこで私たちは、現場で簡便に使えるCsの放射能測定法として、Csを吸着するフィルタ（Csディスク）と携行用のGMサーベイメータを併用した新たな測定法を考案しました（図1-18）。この方法は（1）水試料の通水によりCsディスク上に溶液中の放射性Csを吸着させ（2）Csを吸着したディスクのβ線計数率をGMサーベイメータにより測定し（3）β線計数率とCsの換算係数を基にCsの放射能濃度を算出することを原理としています。Csディスク（住友スリーエム株式会社製、3M™ エムポア™ ラドディスク セシウム）は、Cs吸着剤をフィルタの母材中に保持したものです。

この方法は、GMサーベイメータのβ線検出感度が高いこと、携行用の機器類のみを使った簡便な方法である

表1-1 学校プール水の除染処理水への応用
福島県内の学校プール水の除染活動（2011年7月）に本測定法を応用しました。その結果、除染処理水中の放射性Cs濃度はいずれも数10 Bq/ℓと当時の排水基準値である200 Bq/ℓを下回ることを現場で迅速に確認でき、本測定法の有効性を示すことができました。

測定日 (2011年)	Cs濃度 (Bq/ℓ)	プール水の 除染処理量(m ³)
7月 2日	<37	0-65
7月 9日	48±9	65-131
7月10日	56±10	131-183
	62±13	183-235
7月11日	<30	235-236

こと、汚染核種が¹³⁴Csと¹³⁷Csに限定されている試料に適用可能であることなどの特徴を有しています。また標準線源を用いて求めた¹³⁷Csの換算係数は¹³⁴Csよりも大きく、β線計数率に¹³⁷Csの換算係数を掛ければ実際よりも大きな放射能が求まるため安全側の評価ができません。

2011年7月に行った福島県内の学校プール水の除染活動において、除染後の処理水中の放射性Cs濃度を本測定法により測定しました。その際、水を張ったポリタンク内にGMサーベイメータを水没させバックグラウンドを下げることにしました（図1-18）。除染後の処理水から採取した約100 mlの水試料中の放射性Cs濃度は、いずれも数10 Bq/ℓ（Csディスクの吸着容量の10¹⁰分の1以下）と当時の排水基準値である200 Bq/ℓを下回ったことから、周辺河川に排水しました（表1-1）。

現在この方法は、福島県内の除染現場で実際に使用されているだけではなく、10分程度の測定時間で1 Bq以下の放射能レベルまで測定できるため、水道水等の高い検出感度が求められている水試料のモニタリング法としても期待されます。

●参考文献

永野哲志ほか、セシウム吸着ディスクとGMサーベイメータを用いた水試料中の放射性セシウム濃度のモニタリング法、日本放射線安全管理学会誌, vol.11, no.2, 2012, p.139-145.

1-10 放射性セシウムに対する建物内の線量低減を評価 —建物モデルを用いた計算シミュレーションによる解析—

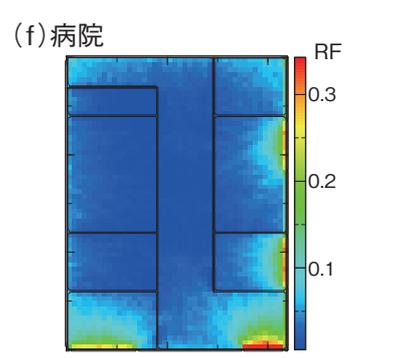
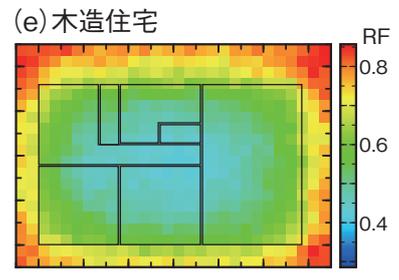
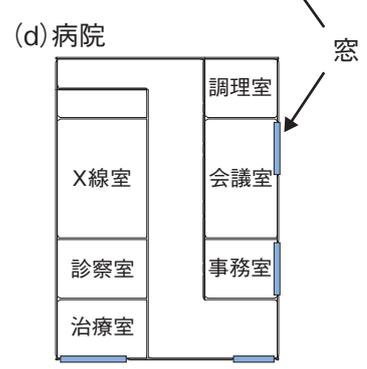
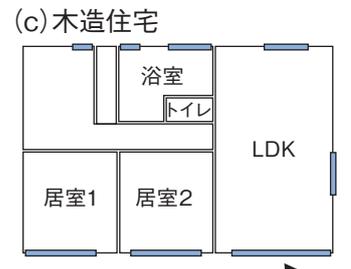
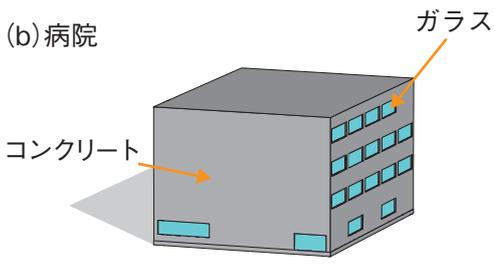
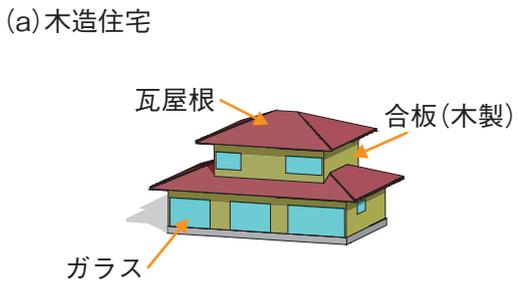


図1-19 三次元モデルの投影図
三次元体系で建物を模擬してモデルを構築しました。

図1-20 建物モデルの一階平面図
用途に応じた部屋割りや窓の配置を考慮してモデル化しました。

図1-21 線量低減係数 RF 分布図
木造家屋では外壁から中心部に向かって線量が低下し、病院では遮へい効果が小さい窓から入射するγ線の線量寄与が大きい等の傾向が分かりました。

東京電力福島第一原子力発電所（1F）事故により、放射性核種が環境中に放出され、このうち放射性セシウム（Cs）は現在も残存しています。このような状況下での住民の健康の保護や今後の住民帰還のためには、被ばく線量を正確に評価することが重要となります。1F事故の発生後、国内では放射線モニタリングが進められており、各地域の屋外における線量率の情報が入手できます。一方、日常生活では家屋等の建物に滞在する時間が長く、屋内では屋外と比較して線量率が低くなります。そのため、日常生活の実態に即した住民の外部被ばく線量を評価する際に、各種建物による線量低減を正確に見積もる必要があります。

そこで、福島県内の建物の調査結果から、代表的な27種類の建物を選定し、建物内での線量低減を計算シミュレーションにより解明しました。選定した建物は図1-19のように三次元体系でモデル化し、その内部構造は図1-20のように用途に応じて間仕切りして、建物モデルを構築しました。建物モデルを放射線輸送計算コード PHITS に取り込み、土壤中に広く一様に沈着した放射性 Cs から放出されるγ線が建物内に入射する様

子を模擬しました。この計算により、屋外と屋内の線量比（線量低減係数 RF）を解析しました。また、建物内の線量分布を詳細に計算し、図1-21のようにその結果を平面図上に重ねて図示することで、各種建物の構造等が内部の線量低減に与える影響について分析しました。

木造家屋内の線量低減係数は、図1-21(e)のように外壁から中心部に向かって低下し、敷地面積が大きいほど線量低減係数が低くなりました。これらの傾向は、家屋が建つ地面の部分に放射性 Cs が存在しないことによります。これに対し、コンクリート造の建物では、木造家屋に比べて壁等の遮へい効果が大きいいため、内部の線量はより低減し、遮へい効果の小さい窓の有無やその大きさ、配置が線量低減に大きな影響を与えることが分かりました(図1-21(f))。

以上のように、本研究では各種建物の構造等が内部の線量低減に与える影響について解析できる技術を開発しました。この技術を活用して得られるデータは、住民帰還後の線量レベルの予測、被ばく低減対策等への活用が期待されます。

●参考文献

古田琢哉ほか, 環境に沈着した事故由来の放射性セシウムからのガンマ線に対する建物内の遮蔽効果及び線量低減効果の解析, JAEA-Research 2014-003, 2014, 100p.

1-11 使用済燃料集合体の欠陥を検知する

—高解像度 X 線 CT による使用済燃料集合体の欠陥検知技術開発—

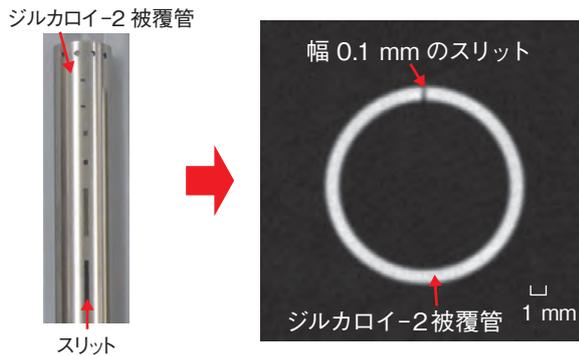


図 1-22 スリット加工したジルカロイ-2 被覆管の撮像結果

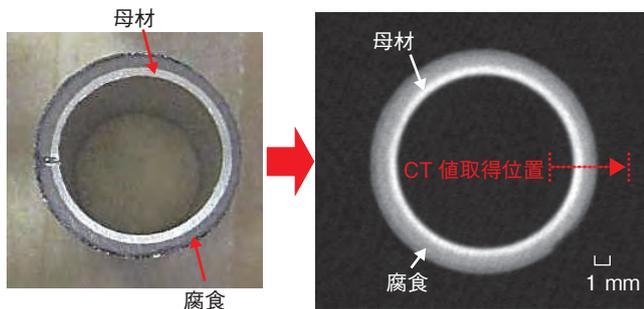


図 1-23 腐食を発生させた SUS 管の撮像結果

X 線 CT 検査の結果、幅 0.1 mm のスリットまで観察することができました。また、腐食についても母材と明確に識別することができました。

東京電力福島第一原子力発電所（1F）1～4号機の使用済燃料プール内の燃料集合体は、共用プールに移送され長期保管される計画になっています。事故時には、水素爆発等により使用済燃料プール内へがれきが落下したり、燃料集合体を冷却するため一時的に海水が注入されました。このがれきや海水の影響により、燃料集合体を構成する燃料棒等に欠陥（クラックや腐食）の発生が懸念されます。そのため、使用済燃料プールからの燃料集合体の取出し作業時や共用プールでの長期保管時の安全性を担保するため、燃料集合体の健全性を確認する必要があります。

本研究開発では、原子炉内で使用された燃料集合体の燃料棒の変形等を非破壊で観察することが可能な X 線 CT 検査装置を用いて、特に燃料棒のクラック及び腐食に着目した検知技術を開発しました。

検知技術の開発にあたっては、照射燃料集合体試験施設（FMF）に設置されている X 線 CT 検査装置のクラックの検知性能を確認するため、1F の燃料棒に使用されているジルカロイ-2 被覆管に、クラックを模擬した仕様（幅、長さ、深さ）の異なるスリットを加工した試験体を製作し、X 線 CT 検査を行いました。また、腐食の

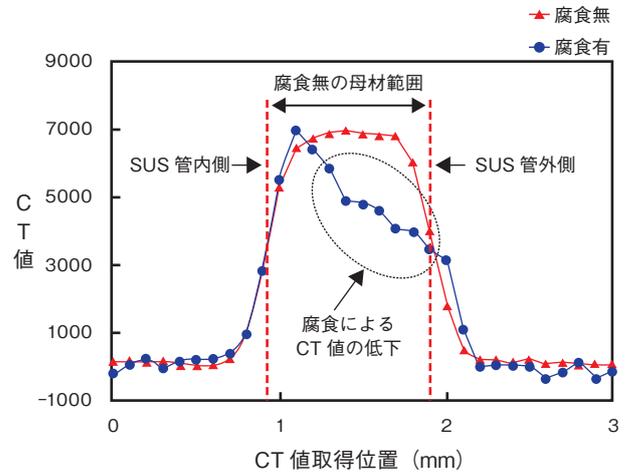


図 1-24 SUS 管 CT 画像より取得した CT 値分布

CT 値は物質の密度に比例するため、腐食が発生した場合には密度が低下し、CT 値も小さくなります。腐食有の CT 値分布は、腐食無に比べ腐食部位で CT 値が小さくなっていることを確認しました。

検知性能に関する基礎データ取得を目的とした予備試験を実施するため、ジルカロイ-2 被覆管に比べ短期間に腐食加工が可能な SUS 管を用い、厚さの異なる腐食を発生させた試験体を製作して X 線 CT 検査を行いました。その結果、加工したスリットの中で最も幅の狭い 0.1 mm 幅のスリットについて横断面 CT 画像上にて観察可能であることを確認しました（図 1-22）。また、厚さ約 0.35 mm 以上の腐食が発生している場合、横断面 CT 画像上にて腐食（灰色部分）と母材（白色部分）を明確に識別可能であることが分かりました（図 1-23）。腐食の検知性能については、今回得られた基礎データに基づきジルカロイ-2 被覆管での試験を実施中です。

横断面 CT 画像は、密度に依存した CT 値と呼ばれるデジタルデータで構成されています。本画像からスリットや腐食部付近の CT 値分布を取得し（図 1-24）、CT 値分布に観察される変化よりスリット幅や腐食厚さを定量的に評価する画像解析技術を開発しました。これらの技術を用いることで、使用済燃料集合体の非破壊検査において、欠陥を定量的に評価することが可能になります。現在、評価精度向上に向けた画像解析技術の高度化を進めています。

●参考文献

石見明洋ほか, X 線 CT 検査技術による燃料集合体に発生する欠陥(傷、混入異物等)の撮像データ集, JAEA-Data/Code 2014-012, 2014, 72p.

1-12 レーザー分光法により炉内水没固体を検知する —遠隔炉内調査技術への貢献—



図1-25 可搬型ファイバ伝送 LIBS 装置試作機
レーザー、光ファイバ、LIBS プローブ、分光器から構成されます。大きさを $1.2 \times 1.5 \times 0.5$ m、重量約 120 kg で、自由に移動できるようにコンパクトに設計しました。

東京電力福島第一原子力発電所(1F)事故後の1F廃炉作業において、その炉内状況を調べることは最重要課題のひとつです。原子炉内では、溶融落下した燃料デブリが水中に沈んでおり、その位置や成分等の情報が廃炉措置を進めるうえで不可欠です。しかし、原子炉近傍は高放射線環境下にあり、またその内部には付帯設備のパイプライン等があり多くの狭隘部があるため、限られた空間で遠隔操作により炉内観察できる技術が必要です。

そこで私たちは、このような炉内観察技術として、光ファイバ伝送システムを組み込んだレーザー誘起ブレイクダウン分光(LIBS)技術を提案しています。LIBSとは、強力なパルスレーザーで測定対象物を蒸発させ発生したプラズマの発光スペクトルを分光することにより元素分析を行う手法です。図1-25は製作した可搬型光ファイバ伝送 LIBS 装置試作機の外観で、ナノ秒パルスレーザー、レーザー伝送用光ファイバ、LIBS プローブ(分析試料にレーザー光を集光し、発生させたプラズマ発光を光ファイバへ導入するための光学系)、分光器から構成されています。特に、燃料デブリに接近する光ファイバ及び LIBS プローブには放射線耐性の高い材料を使用しており、実使用においては、高放射線量環

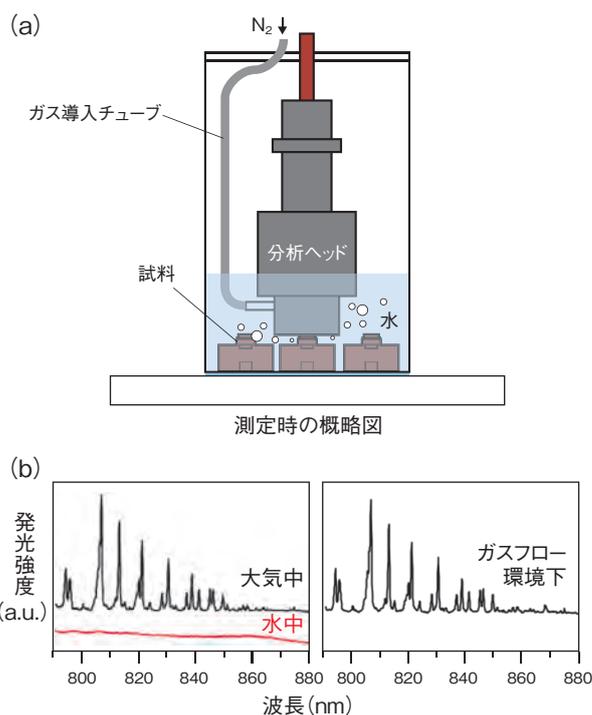


図1-26 開発した水中 LIBS プローブ
(a) ガスフロー水中 LIBS プローブ集光ヘッドの使用例です。
(b) 異なる環境下(大気中/水中/ガスフロー中)における LIBS プローブのジルカロイの発光スペクトルです。

境下でもこれらの光学特性が変化しないことが要求されます。そこで、高崎量子応用研究所のガンマ線照射施設において光ファイバの放射線耐性試験を行い、毎時 750 Gy のコバルト 60 からの γ 線照射環境下に 2180 時間(総線量 1.6 MGy) 放置しても、レーザー光照射及び発光観測に使用する赤外線領域(730 ~ 1100 nm)では光学特性がほとんど変化しないことを確認しました。

一方、水中に沈んでいると予想される燃料デブリを LIBS 分析するためには、耐放射線仕様に加え、特別な工夫が必要です。それは、水中では発生させたプラズマがすぐに冷却されるので、発光観測が難しいからです。そこで、私たちは LIBS プローブの先端部からガスを噴出して水中で擬大気環境を作り上げ(図1-26(a))、大気中と同じ条件で元素分析できるようにしました。図1-26(b)は試料にジルカロイを用いた時の観測例です。

今後、放射線計測技術及びイメージファイバによる観察技術(大洗研究開発センター及び量子ビーム応用研究センターで開発中)と核燃料物質の発光スペクトルデータ(原子力基礎工学研究センターで取得中)と組み合わせ、原子炉内での燃料デブリのその場観察・分析が可能な技術に仕上げていく予定です。

●参考文献

Saeki, M. et al., Development of a Fiber-Coupled Laser-Induced Breakdown Spectroscopy Instrument for Analysis of Underwater Debris in a Nuclear Reactor Core, Journal of Nuclear Science and Technology, vol.51, issues 7-8, 2014, p.930-938.

1-13 レーザー光を熱源として燃料デブリを溶断・破碎する —形状不定、高硬度、多成分、多孔質の特性を持つ燃料デブリへの対応—

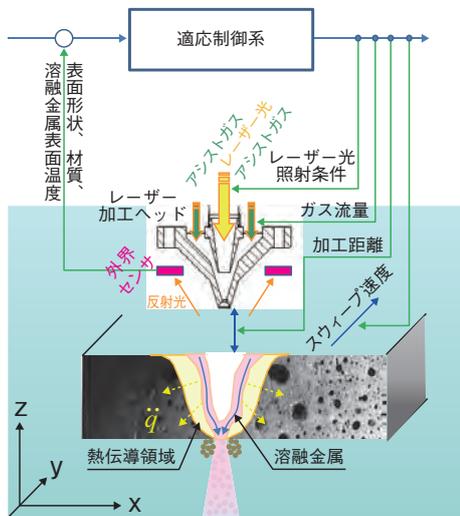


図1-27 レーザー溶断・破碎適応制御システム
溶断・破碎性能が常に適切な状態となるよう、外界センサ情報を利用して適応制御を行います。



図1-28 適応制御システムブロック線図
外界センサ情報に基づき、ロボット、レーザー、ガス噴流を同期制御し、性能低下を防ぎます。

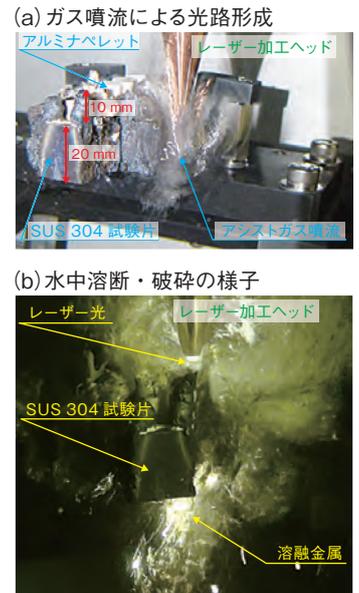


図1-29 水中での溶断・破碎試験の一例
水中においてレーザー溶断・破碎が的確に行えることを確認しました。

レーザー切断は、直径1 mm以下に集光したレーザー光を熱源とするため、局所加工性に優れ発生する二次廃棄物量が少なく、またファイバ伝送が可能であることから、遠隔操作性にも優れています。さらに、レーザー光照射条件（連続照射／パルス照射）の変更により、韌性の高い金属材料から、燃料デブリのような韌性の低いセラミックス材料までを、溶断・破碎することができる特徴があります。

東京電力福島第一原子力発電所（1F）の燃料デブリ取出しを行う場合には、水封され水中環境にある不規則表面形状（凹凸）の金属材料とセラミックス材料の混合物などの特徴に的確に対処する必要があります。このため、レーザーキャナ（レーザー光を用いたスキャン機能）、二色温度計、分光計などを外界センサとして用い、レーザー光を用いた溶断・破碎性能が常に適切な状態になるよう適応制御するシステムの開発を行っています（図1-27）。

図1-28は開発中の適応制御システムのブロック線図を示したもので、溶断・破碎前に燃料デブリ表面形状と金属材料空間分布をそれぞれレーザーキャナと分光計によりオフラインで認識したあと、二色温度計によりレーザー照射部近傍温度の時間変化をオンラインで監視することで溶断・破碎性能を評価し、性能低下の兆候が

見られた場合にはロボット制御系、レーザー照射制御系、アシストガス噴流制御系の同期制御を通じて適切に回復動作を行わせようとするものです。この適応制御動作により、様々な特徴を持つと考えられる燃料デブリの溶断・破碎による取出し作業が適切に行えると期待されます。

図1-29は、これら機能の性能確認を水中で行った際の写真で、不規則表面形状を持つSUS304（オーステナイト系ステンレス鋼）の上面にセラミックス材料（アルミナペレット）を接着した試験体に対し、レーザーキャナにより表面形状を認識したあと、ガス噴流により光路を形成したうえで、レーザー光（6 kW）の連続／パルス照射をロボット動作と連動させて溶断・破碎を行ったものです。この結果から水中環境において、不規則表面形状を持つ金属材料とセラミックス材料の混合物を的確に溶断・破碎でき、このシステムは1Fの燃料デブリ取出し作業に適用可能な工法のひとつになり得ることを確認しました。

今後は、レーザー溶断・破碎性能に影響を与える振動外乱などの各種効果を定量化するとともに、必要な計測精度などを備えた外界センサ群を集約させた多機能レーザー加工ヘッドを開発し、システム性能確認試験に移行する予定です。

●参考文献

- 村松壽晴ほか、レーザー光を用いた燃料デブリ・炉内構造物取出しに向けた研究（I）—研究計画および平成24年度研究成果—, JAEA-Research 2013-024, 2013, 49p.
- 村松壽晴ほか、レーザー光を用いた燃料デブリ・炉内構造物取出しに向けた研究（II）—平成25年度研究成果—, JAEA-Research 2014-018, 2014, 41p.

1-14 事故後の原子炉容器を燃料取出しまで維持していくために —原子炉容器用鋼の腐食への放射線の影響と腐食抑制策—

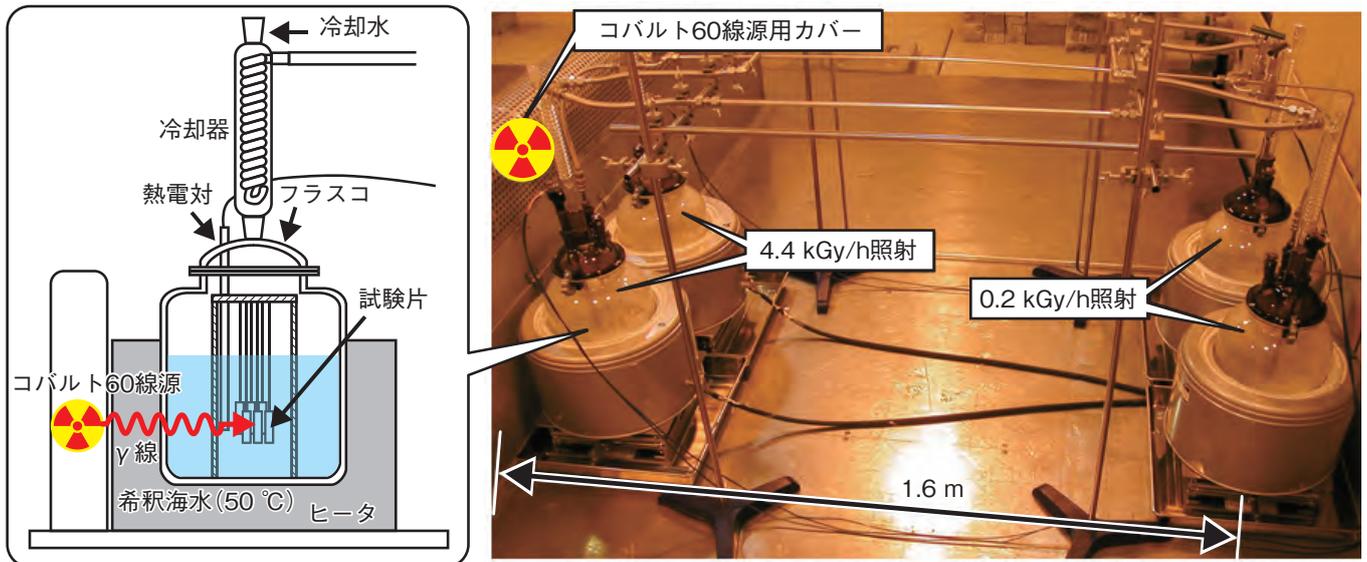
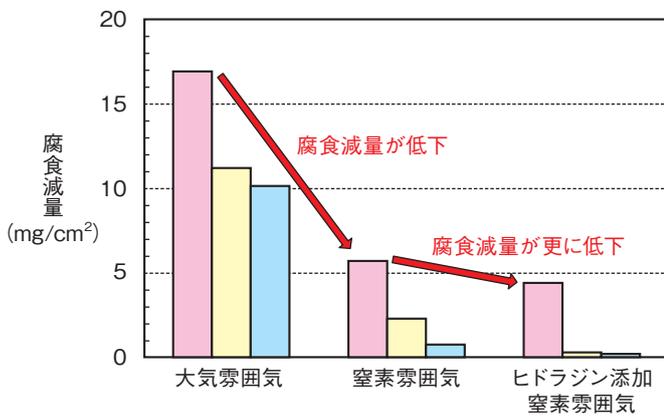


図1-30 γ線照射下での材料腐食試験の状況
鋼鉄製の原子炉格納容器の内部は海水成分を含む水と高い線量の放射線にさらされています。これを模擬するため、希釈した海水中に鋼鉄製の試験片を入れγ線を照射しながら腐食試験を行っています。



試験温度: 50℃
試験時間: 500h
格納容器鋼 (SGV480)

■ 4.4 kGy/h照射
■ 0.2 kGy/h照射
■ 非照射

図1-31 格納容器鋼材のγ線照射下腐食試験の結果
気相部の窒素置換や薬剤の添加により、鋼材の腐食を抑える方法を調べました。ヒドラジン添加と窒素置換を併用した場合において、腐食抑制効果が高いことが分かりました。

東京電力福島第一原子力発電所 (1F) 事故では、事故直後に原子炉圧力容器を冷却するために1～3号機に海水・ダム水の注入が行われました。原子炉圧力容器は原子炉格納容器 (PCV) と呼ばれる鋼鉄製の容器の内部に設置されています。この容器の鋼材 (炭素鋼ともいう) は、水との長期間の接触により腐食して錆 (酸化鉄) が生成し、強度の低下や穴が開くことが懸念されます。さらに、PCV 内部の高い線量の放射線によって水が分解し、過酸化水素等の化学的に活性な物質が生成して、腐食を加速する可能性があります。PCV は、内部に融け落ちた核燃料等の放射性物質が外部に漏れ出ないように閉じ込めておく重要な機器であるため、核燃料等を取り出すまでの長期間にわたり腐食を抑えておく必要があります。

図1-30 にγ線照射下における材料腐食試験の状況を示します。実際のPCVとほぼ同じ材料であるSGV480鋼の試験片を、フラスコ内で希釈した人工海水中に浸漬してγ線の照射を500時間行いました。γ線の強さはPCV内での実測に近い線量 (約0.2 kGy/h) と1桁以

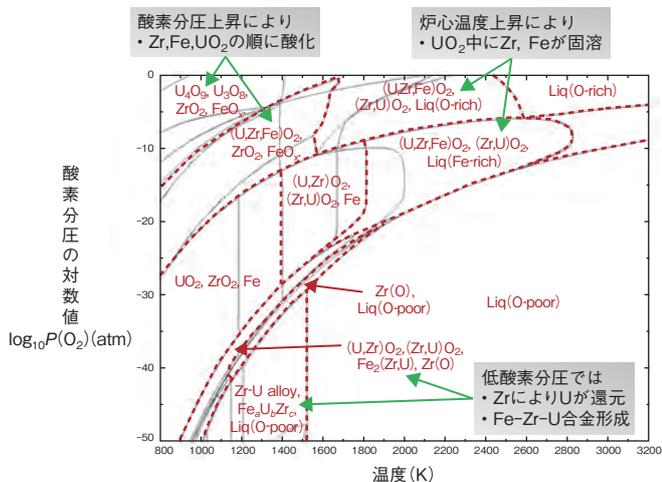
上高い線量 (約4.4 kGy/h) の2条件としました。

図1-31に照射下腐食試験の結果を示します。縦軸の腐食減量とは腐食による試験片の重量減少であり、試験後に腐食により生成した錆を取り除き元の試験片の重量からの減量を求めました。左端はフラスコ内の気相部を大気中とした場合の照射下腐食試験の結果です。1F事故以降、水素爆発防止を目的にPCV内に窒素封入が行われています。この環境を模擬して、気相部を窒素で置換しながら試験した結果を中央に示します。気相部を窒素雰囲気とすると腐食減量が低下しました。これは、窒素置換により気相部の酸素分圧が下がるため、希釈海水中の溶解酸素濃度が下がり、腐食の進行が抑えられたと考えることができます。さらに、酸素を除去する性質のあるヒドラジンという薬剤の添加と窒素置換を併用した場合を右端に示します。これにより腐食減量を更に下げられることが分かりました。以上の結果から、現在、窒素が封入されヒドラジンの注入も実施されているPCVの腐食は十分に抑制されていると推測できます。

●参考文献

Nakano, J. et al., Effects of Hydrazine Addition and N₂ Atmosphere on the Corrosion of Reactor Vessel Steels in Diluted Seawater under γ-rays Irradiation, Journal of Nuclear Science and Technology, vol.51, issues 7-8, 2014, p.977-986.

1-15 圧力容器内燃料デブリの状態推定 —熱力学平衡計算に基づき燃料デブリの化学形を評価する—

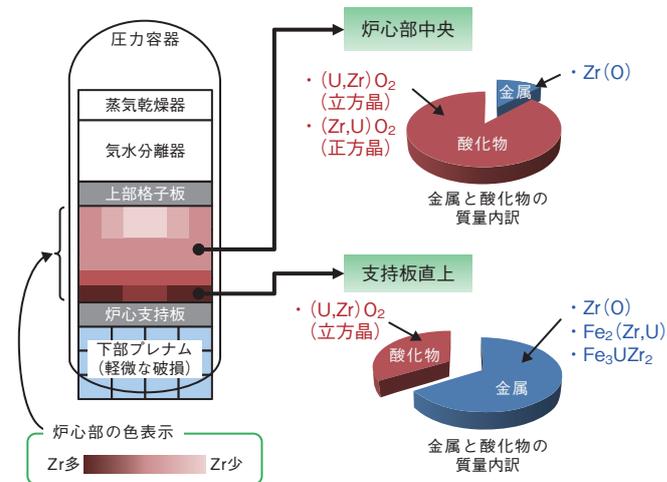


—計算条件—
 ・材料組成 $UO_2 : Zr : Fe = 65 : 27 : 8wt\%$
 ・熱力学計算ソフト FactSage6.2 (<http://www.factsage.com/>)
 ・熱力学データベース TDnucl (<http://www.crct.polymtl.ca/fact/documentation/>)

図1-32 UO_2 -Zr-Fe系における温度-酸素分圧状態図
 BWR炉心が溶融した場合、温度と酸素分圧に応じて燃料デブリの化学形は変化します。一般に、事故直後は酸素分圧が低く、事故進展とともに酸素分圧と温度が徐々に上昇していくと考えられます。

東京電力福島第一原子力発電所（1F）の炉内からの燃料デブリの取出しにおいては、燃料デブリの物性がどのようなものかを把握し、最適な工法及び工具を選択する必要があります。材料の物性は、その酸化状態（酸化物か金属か）、あるいはその組成によって異なるため、燃料デブリの化学形を推定することが重要です。しかし、1Fの炉内に関する情報はこれまで十分には得られていません。本研究では、過酷事故時に想定される環境条件（温度、酸素分圧及び材料組成）を様々に設定して熱力学平衡計算を行うことにより、取出し時に遭遇することが予想される燃料デブリの化学形を推定しました。

はじめに簡易評価として、圧力容器内炉心部の主要材料（ UO_2 、Zr、Fe）の組成を用いて、事故時に炉内環境（温度と酸素分圧）が変化したときに燃料デブリの化学形がどう変化するかを推定しました（図1-32）。その結果、酸素分圧の低い条件では金属のジルコニウム（Zr）が UO_2 や鉄（Fe）と反応し、酸素分圧が高くなると Zr、Fe、 UO_2 の順に酸化が進むことが分かりました。Zr が全量酸化されずに部分的に金属になっている場合、それらは $Zr(O)$ や $Fe_2(Zr,U)$ のような合金相を形成する可能性が高いと考えられます。また、温度の上昇とともに Zr 及び Fe が UO_2 中に溶解込み、 $(U,Zr)O_2$ や



融解・崩落後の圧力容器内の様子（炉心部はZrの組成が多いほど赤みを増す表示としている）
 —平衡計算結果—
 各領域での金属/酸化物の内訳と燃料デブリの化学形

図1-33 融解・崩落後の圧力容器内での燃料デブリの生成状況
 1F2を対象とした既出の事故進展解析結果（左側）を整理して融解・崩落後の材料組成と温度を算出し、これを入力条件として各領域での相状態を計算しました（右側）。

$(U,Zr,Fe)O_2$ のような酸化物の固溶体になりやすいと考えられます。

次に、炉心の融解・崩落により圧力容器内の材料組成に空間的な偏りが生じた場合に、燃料デブリの化学形がどう変わるかについても検討しました。石川らが報告した1F2号機（1F2）の事故進展解析結果（日本原子力学会2012年秋の大会）に基づいて融解・崩落後の圧力容器内の材料組成を求め、これを入力条件として熱力学平衡計算を実施しました。図1-33は、1F2を対象に、圧力容器内の各部位における燃料デブリの化学形を推定した一例です。その結果、炉心中央では主に $(U,Zr)O_2$ のような酸化物が生成すること、炉心支持板付近では金属成分の割合が大きく $Zr(O)$ や $Fe_2(Zr,U)$ に代表される合金相が生成しやすくなることが示唆され、簡易評価と同様の傾向が得られることが分かりました。ただし、圧力容器の損傷が激しい場合は格納容器床面のコンクリートとの反応も考慮する必要があります。

従来取得してきた酸化物の物性データのほかに、今後は合金相についても硬さや破壊靱性等のデータを取得し、燃料デブリ取出しにおける工法・工具選定に資するデータを整備していく予定です。

●参考文献

Ikeuchi, H. et al., Suggestion of Typical Phases of In-Vessel Fuel-Debris by Thermodynamic Calculation for Decommissioning Technology of Fukushima-Daiichi Nuclear Power Station, Proceedings of International Nuclear Fuel Cycle Conference (GLOBAL 2013), Salt Lake City, Utah, USA, 2013, paper 8174, p.1349-1356., in CD-ROM.

1-16 溶けた燃料と制御棒から何ができたか

—炉心で溶融固化した燃料デブリ中の生成相と硬さを調べる—

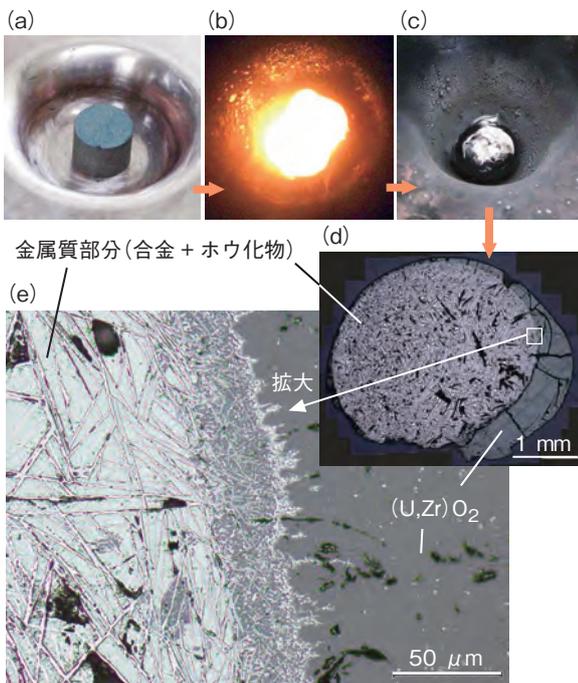


図 1-34 模擬燃料デブリ調整時の外観と断面の観察像
 (a)原料混合物 (b)アーク溶解時の様子 (c)冷却後の固化物の外観で、(d)と(e)は切断面の観察像です。金属質部分には、Zrに還元されたUが含まれるほか、薄片状のZrB₂結晶が析出しています(e)中の針状に分散しているもの)。

東京電力福島第一原子力発電所(1F)事故では大規模な炉心溶融が起こり、压力容器下部には主に燃料集合体と制御棒構成材料から成る溶融物が冷え固まっていると考えられます。1Fの廃止措置を進めるうえでは、これらの堆積物(燃料デブリ)を安全に取り出し、適切に保管・管理することが重要課題です。そのための研究の一環として、燃料デブリの化学形と性状の予測データ取得を進めています。特に、制御材の炭化ホウ素(B₄C)由来のホウ素(B)の燃料デブリ中での化学形や分布に関する知見はこれまで十分ではありませんでした。

燃料デブリを模擬し、B₄C、ステンレス鋼、Zr、(U,Zr)O₂(ウラン(U)とジルコニウム(Zr)の混合酸化物)等をアルゴン(Ar)雰囲気下でアーク溶解により溶融させたあと、固化物断面(図1-34)を分析して生成相と組成を明らかにしました。図1-34(e)から、固化時には(U,Zr)O₂セラミック部分と、金属質部分に分離しやすいことが分かります。金属質部分には、Fe-Cr-Ni合金と(Fe,Cr,Ni)₂(Zr,U)で表されるFe₂Zr型金属間化合物(合金の一種)のほか、Bを含んだ化合物としてZrB₂や(Fe,Cr,Ni)₂Bで表されるホウ化物が分散析出することを明らかにしました。

さらに、雰囲気中の酸素分圧の影響を調べるため、固

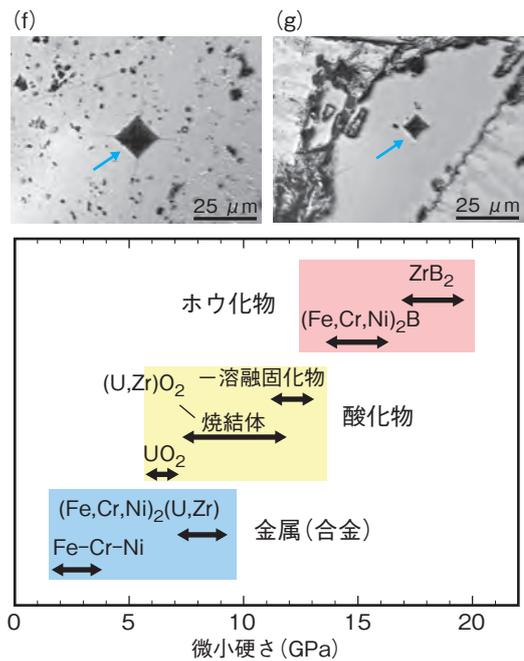


図 1-35 模擬燃料デブリ中の各相の微小硬さ測定値と圧痕観察像の例
 (f)及び(g)は、それぞれ(U_{0.5}Zr_{0.5})O₂及びZrB₂の圧痕を示しています。小さな圧子押し込み、圧痕の大きさから硬さを決めます。測定値の分布グラフから、金属、酸化物、ホウ化物の順に硬さが増すことが分かります。

化物を Ar-0.1%O₂ 雰囲気下 1500 °C で加熱保持し、生成相の変化を分析しました。その結果、合金中の Zr と U、ZrB₂ 中の Zr が酸化して表面に Zr に富んだ (Zr,U)O₂ 酸化膜が成長すると共に、その内部には、B と Fe-Cr-Ni 合金から新たに (Fe,Cr,Ni)₂B が生じることが分かりました。

一方、1F での燃料デブリ取出し工具検討の基礎データとなる微小硬さを、マイクロピッカース硬度計で測定した結果、ホウ化物、特に ZrB₂ が顕著に硬いことが分かりました(図 1-35)。このため、ZrB₂ が密に析出している部位があると、デブリ取出し時の切削工具に負担となることが予想されます。

なお、上記以外にも格納容器下部での炉心溶融物とコンクリートとの反応生成物や、微細なデブリの水中浸漬時の挙動等、様々な物理・化学形態の燃料デブリについても研究を進めています。

本研究は、経済産業省資源エネルギー庁からの受託事業「平成 25 年度発電用原子炉等廃炉・安全技術基盤整備事業(燃料デブリ性状把握・処置技術の開発)」の成果を含みます。

●参考文献

Takano, M. et al., Characterization of Solidified Melt among Materials of UO₂ Fuel and B₄C Control Blade, Journal of Nuclear Science and Technology, vol.51, issues 7-8, 2014, p.859-875.

1-17 燃料デブリを取り出したあとどうすべきか — 取出し後の燃料デブリの処置シナリオの検討 —

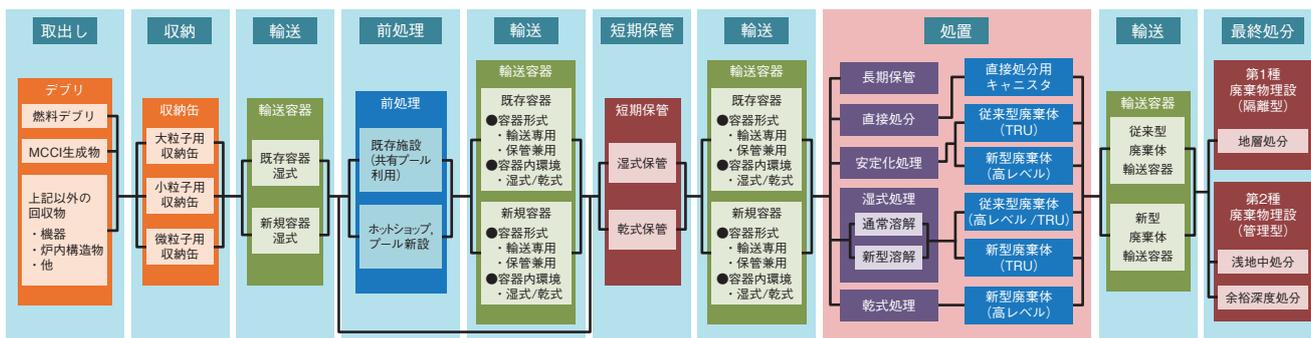


図 1-36 燃料デブリ取出し後から処分に至る全体シナリオ案
取出しから最終的な廃棄物の処分までには、多様なオプションが存在します。

表 1-2 処置シナリオ各案の特徴

既存技術を優先的に考慮し、想定される複数の方式に基づく処置シナリオ概念を整理しました。

	長期保管	直接処分	安定化処理	湿式処理		乾式処理
				通常溶解	新型溶解	
定義	具体的な処置方策決定まで保管	U/Pu 回収せず処分用キャニスタに収納し直接処分	U/Pu 回収せず、廃棄物として安定化処理し最終処分	U/Pu を回収し極力現行の処分体系の中で廃棄物を最終処分		
ベース技術	使用済燃料の中間貯蔵技術	使用済燃料の直接処分技術	高レベル廃棄物の固化技術	湿式再処理技術 (PUREX 法)		乾式再処理技術 (金属電解法)
概要	<ul style="list-style-type: none"> 簡素な処置を優先 実績のある TMI や短期保管方式の中から適した方式を選定し保管 基本的に先送りと同じ 	<ul style="list-style-type: none"> 簡素な処置で完結させるとを優先 最終処分サイトが決まるまで保管後に地層処分 回収時のデブリ形態のまま処分する場合と処理を加える場合を想定 	<ul style="list-style-type: none"> 簡素な処置を優先 廃棄物として安定化 (廃棄体からの溶出率の低下) するために処理 (ガラス固化相当を想定) 二次廃棄物低減のため溶液化を行わず 	極力既存の処分区分に沿った廃棄物へ変換 (管理しやすい廃棄物形態) 技術的成立性のある簡素な処理とすることを優先し容易に回収が可能な核物質のみ回収する方式		

東京電力福島第一原子力発電所 (1F) からの燃料デブリの取出し作業は、2020 年頃から開始される計画です。燃料デブリの取出し後の処置 (処理・処分方法) については、「放射性物質の放出が管理され、放射線量が大幅に抑えられている」状況を達成した 2011 年 12 月から、20 ~ 25 年後に決定することとされており、その決定に至るプロセスは議論されていません。したがって、燃料デブリ取出し開始時までには、デブリの処置の選択・決定に係る一定の議論が必要になるものと想定し、それまでに各シナリオの比較評価に用いる情報や比較評価の進め方を決める必要があります。本検討では、今後のシナリオの比較評価に備えて、想定される各シナリオについて、特徴、技術課題を抽出、整理しました。

デブリ取出しから処分に至る過程で、想定される複数のシナリオ案を図 1-36 に示します。このうち、処置シナリオは、最終処分に向けた安定な廃棄体を製造するための前処理の位置づけとなります。

デブリ処置方式は以下の各方針に基づいて選出しました (表 1-2)。

- (1) 具体的な処置方策が決定されるまで保管
- (2) 簡素な処置を前提とし U/Pu を回収せずデブリをそのまま最終処分
- (3) 簡素な処置を前提とし U/Pu を回収せずデブリを

安定化処理して最終処分

- (4) U/Pu を回収し極力現行の処分体系の中で廃棄物を最終処分

処置シナリオ各案における要素技術が実際に機能することを前提に、経済性、廃棄物発生量、技術的課題について整理した結果、先送りであり最終的な解決にはならないが、仮に 50 年程度の保管とすると、長期保管が最も安価で、次いで直接処分の順になり、安定化、湿式、乾式処理は高コストとなります。

廃棄物発生量は、直接処分、長期保管が最小となり、安定化、湿式、乾式処理は二次廃棄物が増加します。

技術的課題が相対的に最も少ないシナリオは長期保管、次いで、安定化、湿式処理です。直接処分は国内では新規の廃棄物形態であり、処分に関する課題が生じます。乾式処理は技術的課題が最も多い案です。

総合すると、技術課題は有するものの、経済性、廃棄物発生量の面で有利なシナリオは長期保管及び直接処分と推定されます。一方、安定化処理、湿式処理、乾式処理は経済性、廃棄物発生量の面で不利と推定されます。

本研究は、経済産業省からの受託事業「平成 25 年度発電用原子炉等廃炉・安全技術基盤整備事業 (燃料デブリ性状把握・処置技術の開発)」の成果の一部です。

●参考文献

核サ研福島技術開発特別チーム燃料デブリ取扱技術開発グループほか、平成 24 年度の個別成果②「(2-③-3) デブリ処置技術の開発」、東京電力福島第一原子力発電所における燃料デブリ特性把握・処置技術開発—平成 24 年度研究開発成果報告書—, JAEA-Review 2013-066, 2014, p.83-92.

1-18 炉心冷却後もヨウ素 131 放出が継続した理由を探る — 原子炉建屋等の地下に蓄積した汚染水からのヨウ素 131 放出 —

表 1-3 汚染水中に溶存した ¹³¹I の対炉心内蔵量比

号機	¹³¹ I (%)
1	0.51
2	74
3	26

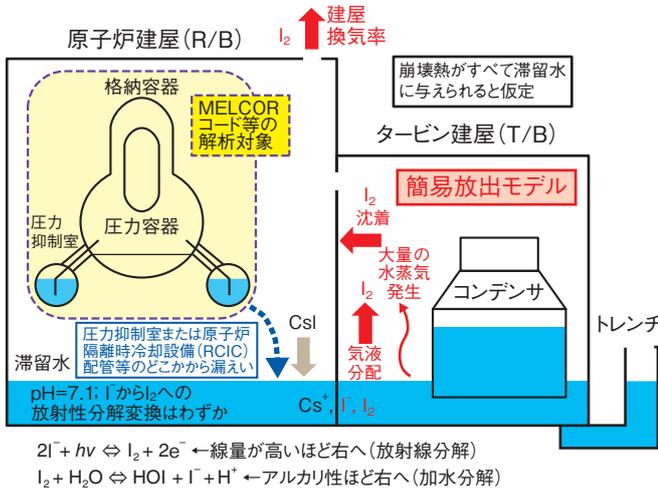


図 1-37 R/B, T/B 内の汚染水の蓄積状況及び汚染水からの ¹³¹I 簡易放出モデル

1F 事故では、原子炉建屋等の地下に汚染水が蓄積しました。汚染水中に無視できない量の ¹³¹I が溶存しており、気液分配による放出が無視できないと考え、汚染水からの放出 (赤字部分) をモデル化しました。

2011 年 3 月 11 日に発生した東京電力福島第一原子力発電所 (1F) 事故では、炉心の冷却過程で原子炉建屋等の地下に多量の汚染水が蓄積しました (図 1-37)。本研究では、公表された汚染水の体積やヨウ素 131 (¹³¹I) の濃度に関する情報をもとに、汚染水中の ¹³¹I 溶存量を推定しました。その結果、炉心内蔵量に比べて無視できない量の ¹³¹I が溶存することが明らかになりました (表 1-3)。

燃料から放出した ¹³¹I の大部分は I⁻ として水中に溶けますが、酸性化するとその一部は I₂ となり、気液分配によって気相中へ移行するため、建屋換気により環境中へ放出される量が増加する可能性があります。

環境中への ¹³¹I 放出量の推定については、これまで、MELCOR のような解析コードを用いる方法、環境中モニタリングデータから SPEEDI 等を用いて逆算する方法が用いられてきました。¹³¹I の積算量については、両者の結果はほぼ一致していましたが、MELCOR は有意な放出量が計算されなくなったために 3 月 17 日で計算が終了したのに対し、SPEEDI による逆算は 3 月 26 日頃まで有意な放出が継続していたことを示しました (図 1-38)。

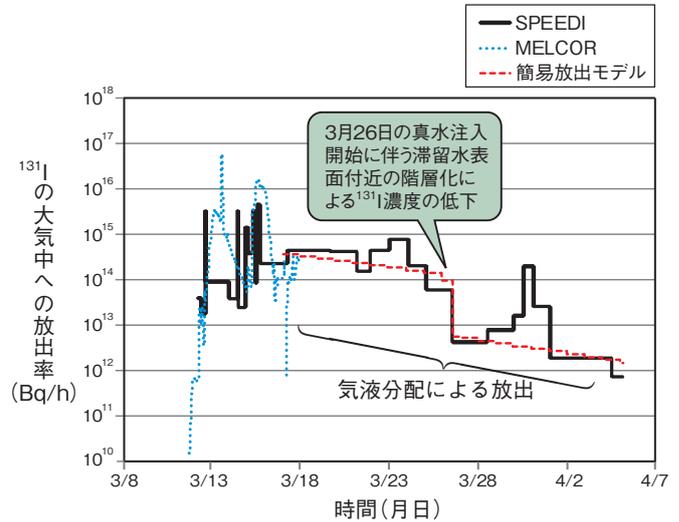


図 1-38 大気中に放出された ¹³¹I の放出率

簡易放出モデルは、3 月 23 日と 3 月 30 日の冷却水減少と燃料温度上昇と考えられる放出率増加を再現していませんが、3 月 17 日以降の汚染水からの放出、3 月 26 日の真水注入による放出率低下をほぼ再現しました。

本研究では、原子炉建屋等の地下汚染水からの ¹³¹I 放出に関する簡易放出モデルを作成し、SPEEDI が予測した 3 月 17 日以降の放出の再現を試みました。計算では、汚染水の pH が 3 月 27 日に測定された 7.1 で継続したとするとともに、崩壊熱がすべて汚染水に与えられると仮定して発生する水蒸気量を建屋の換気率に反映しました。また、3 月 26 日に炉心冷却水が海水から真水に変更された際、比重の違いによって階層化して、汚染水表面近くの ¹³¹I 濃度が減少することを考慮しました。その結果、SPEEDI の傾向をほぼ再現できました (図 1-38)。

MELCOR 等の解析コードは、格納容器内の汚染水からの ¹³¹I 放出はモデル化していますが、原子炉建屋等の汚染水からの放出はモデル化していないため、同コードを 1F 事故解析に適用する場合は、それらも新たに考慮することが望まれます。今後、壁等に一旦沈着した ¹³¹I の再蒸発や再浮遊、真水が注入された際の汚染水の階層化等に関するより詳細な検討を通じて、本研究で作成した簡易放出モデルを精緻化するとともに、MELCOR 等の解析コードの高度化に貢献したいと考えています。

●参考文献

Hidaka, A. et al., Quantities of I-131 and Cs-137 in Accumulated Water in the Basements of Reactor Buildings in Process of Core Cooling at Fukushima Daiichi Nuclear Power Plants Accident and Its Influence on Late Phase Source Terms, Journal of Nuclear Science and Technology, vol.51, issue 4, 2014, p.413-424.

1-19 汚染水処理後のセシウム吸着材を安全に保管する —吸着材の性状を推定し、水素発生と容器腐食を評価する—

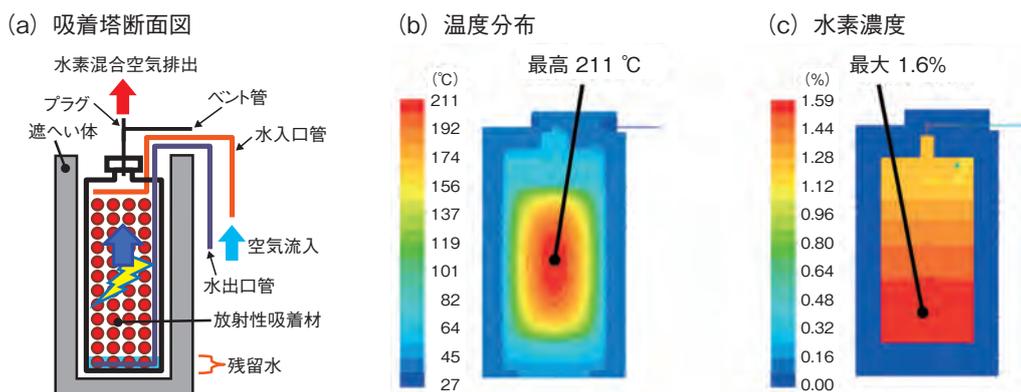


図 1-39 残留水で水出口管が閉塞した吸着塔内の温度、水素濃度の定常解析例
 設定条件（崩壊熱 504 W、水位 24 cm、水素発生率 20.5 ℓ/日、底面吸収線量率 755 Gy/h）での解析結果です。残留水で水出口管が閉塞した場合でも、水入口管からの空気流入とプラグ等からの水素／空気混合ガスの流出により、吸着塔内の最高温度は自己着火温度（500～571℃）を十分に下回り、水素濃度も爆発下限界（4%）を下回ることが分かりました。また、容器底部の水温は 47℃と評価されました。

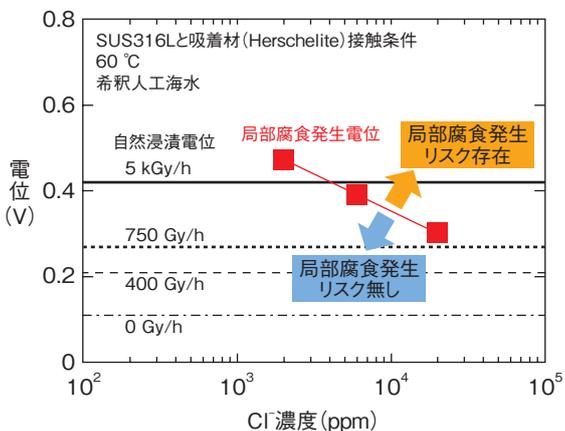


図 1-40 ステンレス鋼の局部腐食発生電位と Cl⁻ 濃度の関係
 海水中で吸着材と接触させたステンレス鋼に対する電気化学的試験の結果です。Cl⁻ 濃度が増大すると局部腐食発生電位が低下し、自然浸漬電位を下回る領域では、局部腐食発生リスクが存在すると評価することができます。しかし、吸着塔容器底部の水温を 60℃以下、吸収線量率を 755 Gy/h とすれば、海水相当の約 20000 ppm の Cl⁻ 濃度では、直ちに腐食は発生しないと考えられます。

東京電力福島第一原子力発電所事故の汚染水処理では、セシウム(Cs) 除去性能が高い鉱物系吸着材(Herschelite 等) をステンレス鋼製容器に充てんした吸着塔が使用されています。使用済みの吸着塔は強い放射線を出すため、遮へい体に入れて一時保管されています(図 1-39(a))。初期の吸着塔は海水を含む汚染水を処理しており、長期保管を達成するためには、水の放射線分解による水素発生や容器材料の腐食評価を早急に行う必要があります。

吸着材の性状として、Cs 吸着係数、熱伝導率、水素発生 G 値等を取得し、Cs が吸着塔内に均一に吸着した時の崩壊熱、吸収線量率、水素発生率等の評価条件を設定しました。これを基に、吸着塔内の温度と水素濃度を解析した結果の例を図 1-39(b) と (c) に示します。吸着塔内の最高温度は 211℃で、水素の自己着火温度(500～571℃) を十分下回ること、この温度分布での水素濃度は、1.6% 以下(爆発下限界は 4%)となりました。バント管、プラグ、水入口管を開放した状態であれば、

水入口管から空気が流入し、プラグ等から水素と空気の混合ガスが流出するため、塔内水素濃度の上昇が抑えられることが分かりました。

局部腐食発生の評価には、電気化学的手法を用います。海水中で吸着材と接触させ測定したステンレス鋼の局部腐食発生電位と塩化物イオン(Cl⁻) 濃度の関係を図 1-40 に示します。Cl⁻ 濃度が増大すると、局部腐食発生電位が低下し、自然浸漬電位を下回ると腐食が発生する条件を満足しますが、図 1-40 から吸着塔容器底部の水温 60℃以下、吸収線量率 755 Gy/h (図 1-39 の解析結果と設定条件) では、海水相当の約 20000 ppm の Cl⁻ 濃度では直ちに腐食は発生しないと考えられます。

本研究は、経済産業省からの受託事業「平成 25 年度発電用原子炉等廃炉・安全技術基盤整備(事故廃棄物処理・処分概念構築に係る技術検討調査)」の成果を含みます。

●参考文献

Yamagishi, I. et al., Characterization and Storage of Radioactive Zeolite Waste, Journal of Nuclear Science and Technology, vol.51, issues 7-8, 2014, p.1044-1053.

1-20 滞留水中の難測定核種の実験手法の開発 —β線計測によるカドミウム 113m 分析法の構築—

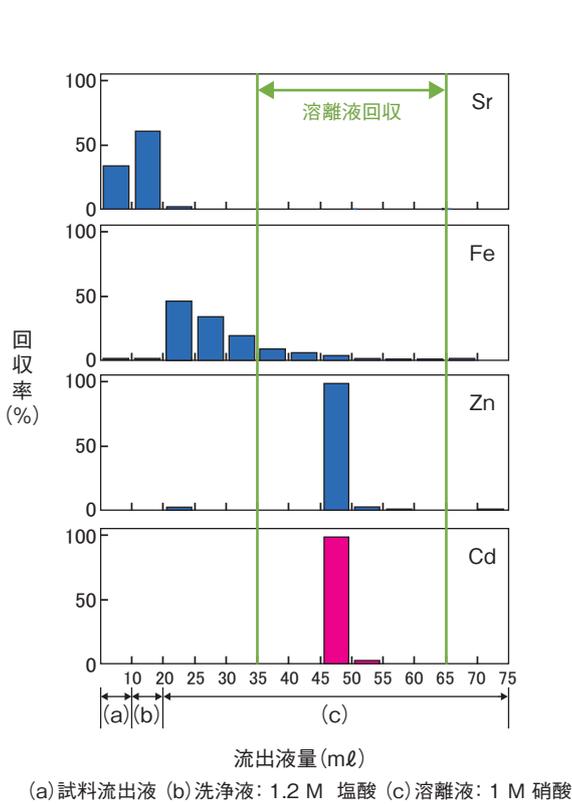


図1-41 Cd及び共存元素の回収率と流出液量の関係
分離条件は、試料を2 M 塩酸溶液10 mlに調製後、(a)陰イオン交換樹脂に通液しCdを樹脂に吸着させます。次に、(b)1.2 M 塩酸10 mlで樹脂を洗浄し、その後(c)1 M 硝酸55 mlを通液しCdを溶離します。

東京電力福島第一原子力発電所では、放射性核種を含む滞留水の処理が進められており、水処理設備のひとつとして多核種除去設備 (ALPS) が稼働しています。ALPSによる放射性核種の除去性能を確認するには、その処理水の放射能濃度を把握する必要があります。評価対象核種の一つであるカドミウム 113m (^{113m}Cd) はγ線の放出率が小さく (0.023%)、非破壊γ線測定が適用できないため、放出率の大きなβ線 (放出率: 99.9%) を測定する新たな分析法について検討を行いました。

^{113m}Cd のβ線を精度良く測定するためには、測定の妨害となる元素 (核種) を分離する必要があります。この分離には、陰イオン交換法を適用することとし、Cd及び共存元素の吸着状態や溶離挙動を確認するため分離条件の検討を行いました。分離条件と結果を図1-41に示します。Cdは流出液45~50 ml (溶離液通液後25~30 ml) にほぼ全量が溶出しており、流出液35~65 ml (溶離液通液後15~45 ml) を回収すれば、ほかの元素から効率

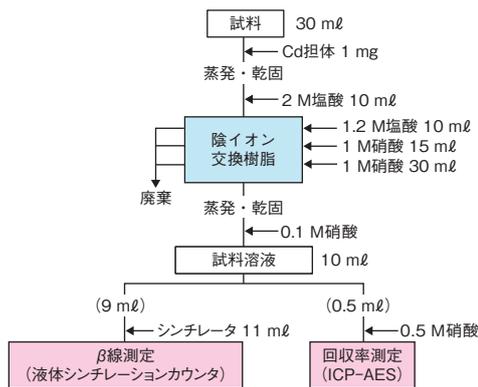


図1-42 ^{113m}Cd 分析フロー
溶離液 (1 M 硝酸) の始めの15 mlは廃棄し、後の30 mlでCdを回収します。

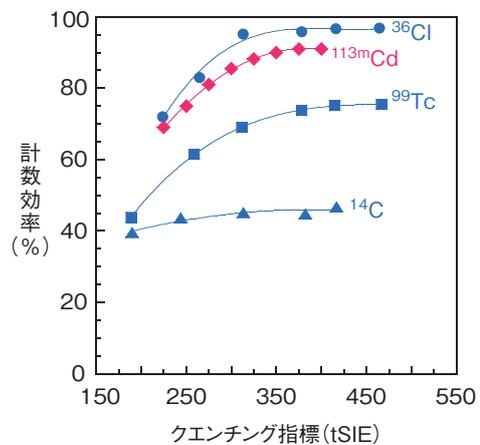


図1-43 クエンチング補正曲線
 ^{14}C (156 keV), ^{99}Tc (294 keV) 及び ^{36}Cl (709 keV) から ^{113m}Cd (561 keV) の計数効率を推定しました。

良く分離・回収できることが分かりました。この結果に基づき作成した ^{113m}Cd 分析フローを図1-42に示します。

β線の測定には、液体シンチレーションカウンタを使用しますが、測定試料のクエンチング (消光現象) により計数効率が低下します。このため、β線測定においては、クエンチング補正曲線を作成し、効率補正を行う必要があります。しかし、 ^{113m}Cd の標準溶液は入手が困難なためクエンチング補正曲線を作成することができません。そこで、入手が容易なほかのβ線核種の標準溶液を用いてクエンチング補正曲線を作成し、 ^{113m}Cd のβ線計数効率を推定しました (図1-43)。このようにして構築した本分析法をALPS処理水を想定した模擬試料に対して適用したところ、Cd回収率は97%以上と安定しており、目標としていた検出下限値 (0.004 Bq/ml) を達成することができました。以上の検討により、ALPSの本格運転に向けた性能評価に対して貢献することができました。

●参考文献

安田麻里ほか, 液体シンチレーションカウンタを用いるβ線計測法による福島第一原子力発電所の滞留水中の ^{113m}Cd 分析法の検討, 分析化学, vol.63, no.4, 2014, p.345-350.

1-21 事故廃棄物の処理・処分に向けて

— 発電所構内で採取したがれき・伐採木・立木試料の放射能分析結果 —

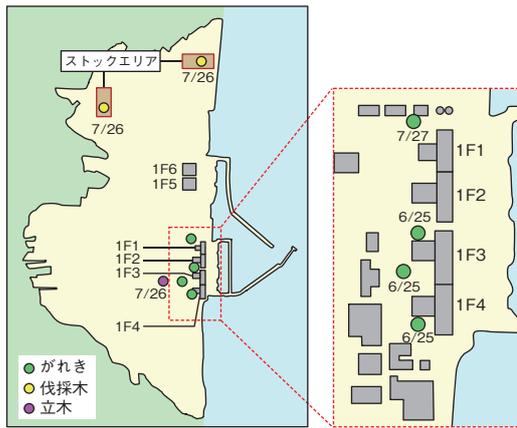


図1-44 がれき等試料のサンプリング地点
 (Tanaka, K. et al., JNST, vol.51, issues 7-8, 2014, p.1032-1043., より転載)
 がれき試料は、水素爆発が発生した1F1, 1F3, 1F4付近から採取し、伐採木・立木試料は、北部にあるストックエリアと1F3周辺から採取しました。がれき試料は2012年6月25日と7月27日、伐採木・立木試料は7月26日に採取しました。

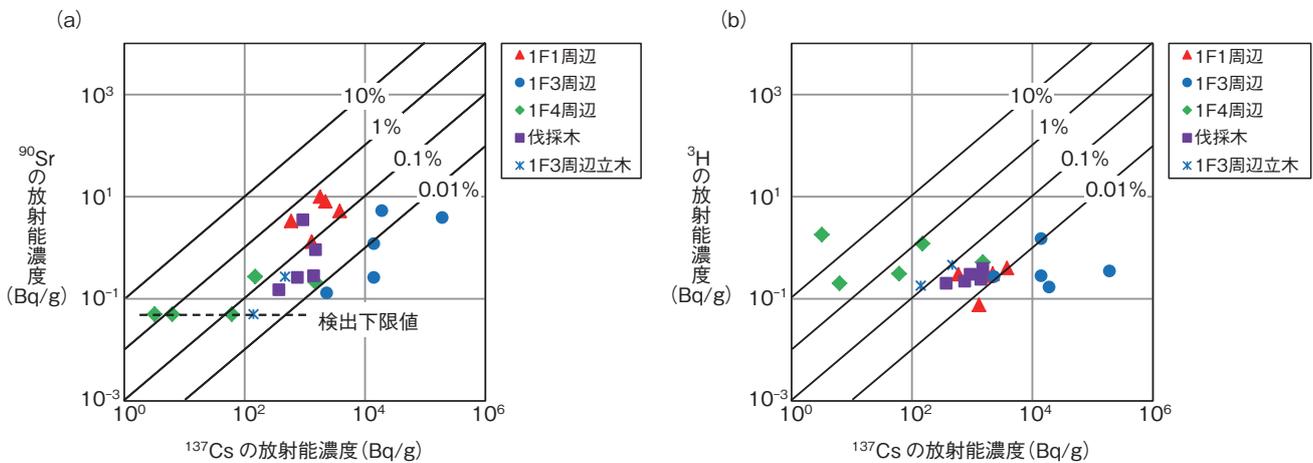


図1-45 がれき等試料の放射能濃度測定結果
 (Tanaka, K. et al., JNST, vol.51, issues 7-8, 2014, p.1032-1043., より転載)
 ^{137}Cs 濃度に対する ^3H 及び ^{90}Sr 濃度の関係を示しています。 ^{137}Cs 濃度に対する(a)相関のある核種 ^{90}Sr と(b)相関がない核種 ^3H があることが明らかになりました。

東京電力福島第一原子力発電所(1F, 1号機~6号機を1F1~1F6)では、 ^{137}Cs や ^{131}I などの放射性核種を含むがれき・伐採木(がれき等)が大量に発生しました。これらがれき等の処理・処分方策を検討するためには、放射能に関する情報が必要になります。私たちは、がれき等の特徴を把握するため、図1-44に示す地点で試料を採取し、放射能分析(性状調査)を行いました。

廃棄物の性状調査に関しては、安全評価上重要と考えられる核種(重要核種)を参考に、約30種類の放射性核種を分析対象に選定しました。重要核種の中には、化学分離操作が不要で非破壊測定が可能な γ 線放出核種(^{60}Co , ^{137}Cs)とともに、化学分離操作が必要となる β 線放出核種(^3H , ^{90}Sr)や α 線放出核種(^{235}U , ^{238}Pu)など、多種多様な放射性核種があります。私たちは、これまでに原子力機構の原子炉施設や実験施設から発生する放射性廃棄物を対象に、重要核種に対する体系的な放射性廃

棄物分析法を開発し放射能分析を行ってきました。ここで開発された放射性廃棄物分析法をがれき等試料に適用し、分析法の一部を改良することにより、放射能データを精度良く取得することが可能になりました。

このようにして取得した放射能データのうち、検出された核種の例を図1-45に示します。 ^{137}Cs の濃度と(a)相関のある核種 ^{90}Sr と(b)相関がない核種 ^3H があり、相関のある核種について、各号機で比率に違いがあることを明らかにしました。今後は、各号機の建屋解体において発生したがれきについての性状調査を進めるとともに、事故進展の解明に必要なデータを蓄積していきます。

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

●参考文献

Tanaka, K. et al., Radiochemical Analysis of Rubble and Trees Collected from Fukushima Daiichi Nuclear Power Station, Journal of Nuclear Science and Technology, vol.51, issues 7-8, 2014, p.1032-1043.

安全性の継続的改善を実現するために

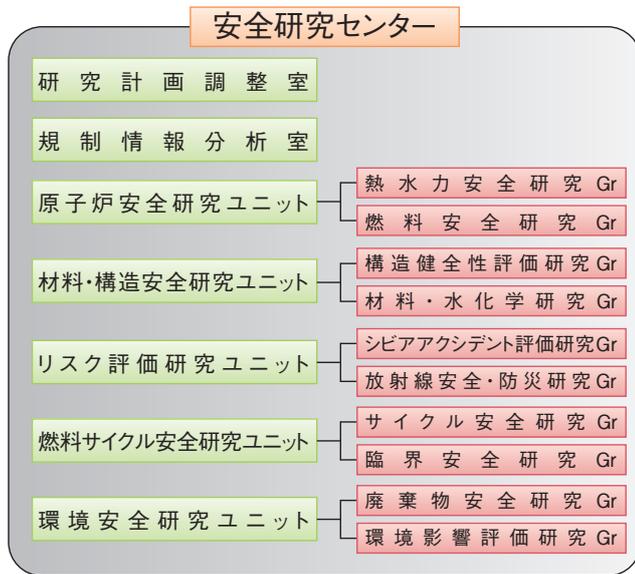


図2-1 安全研究センターの体制

多様な原子力施設の安全評価（主に設計基準事象内）に加え、シビアアクシデントの起因事象・進展・環境影響等の研究に取り組むため、2014年4月から安全研究センターの体制を強化しました。

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

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

特に、原子力施設等のリスクを低減するため、シビアアクシデント（SA）の防止及び評価に関する研究並びに環境影響評価等の原子力防災に関する研究について、SAへの進展を評価する手法の高度化並びにSAを想定

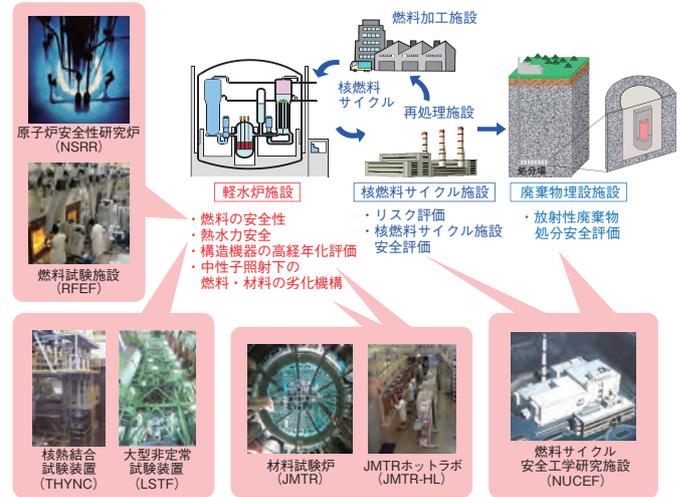


図2-2 安全研究と関連する原子力機構の主な施設

安全研究センターでは、原子力機構の様々な実験設備を活用して、国際的にも貴重な実験データを取得し、原子力施設のリスク評価などの安全評価手法や判断基準の整備に役立っています。

した緊急時への準備の充実を図るための研究を重点的に進めるため、図2-1に示すように体制を強化しました。

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

本章では、最近の研究成果から、燃料被覆管破損シミュレーションの開発（トピックス2-1）、原子炉圧力容器クラッドの中性子照射に伴うき裂進展に対する破壊特性の変化（トピックス2-2）、経年化機器に対する確率論的評価技術の開発（トピックス2-3）、加圧水型原子炉で冷却材喪失事故が起きた際のガス流入データ分析技術（トピックス2-4）といった軽水炉施設に関する安全研究、廃棄物処分場への粘土材料の適用性検証（トピックス2-5）並びに再処理施設における高レベル濃縮廃液の冷却機能喪失に係る重大事故評価（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事故対応に関して、原子炉建屋等の地下に蓄積した汚染水からのヨウ素131放出（第1章トピックス1-18）に関する成果を記載しています。

2-1 燃料破損の瞬間を数値モデルで再現・解明 — 損傷力学モデルによる被覆管破損シミュレーション —

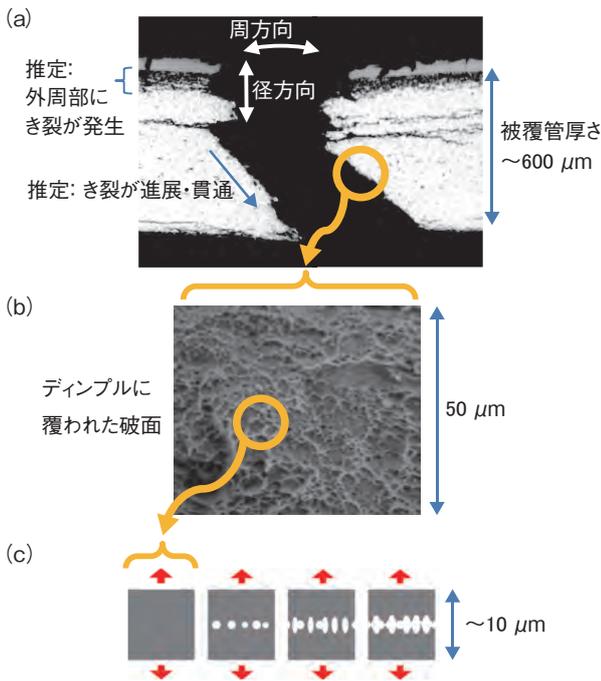


図2-3 長期間使用した燃料被覆管の破損とモデル化
(a)破損した被覆管の外周部にき裂が見られ、破損の起点となつたと推定されます。(b)破面には多数の小さな窪み(ディンプル)が観察されたことから(c)ある程度引き延ばされてからちぎれる小さな粒の集まりとして被覆管をモデル化しました。

原子炉から制御棒が急に飛び出して出力の暴走が起こる種類の事故は反応度事故 (RIA) と呼ばれ、原子炉の設計に当たっては必ず RIA の発生を想定し、安全性を確認する必要があります。我が国では原子炉安全性研究炉 (NSRR) で RIA 模擬実験を行い、長期間使用した燃料は破損しやすくなる結果が得られたため、使用期間に応じ新しい燃料よりも厳しい安全基準が適用されています。長期間使用した燃料が壊れやすいのは、原子炉の運転中に燃料被覆管に吸収された水素が被覆管の外側に集積し、水素の作用で外側部分が脆くなった結果、RIA 時には外周部にき裂が発生・進展して被覆管を貫通するためと推定されています(図2-3(a))。しかし RIA 時の破損は原子炉内でかつ極めて短時間に生じる現象であるため、直接観察して確かめることはできず、破損の仕組みに関するこのような推定を裏付けることは難しいと考えられていました。

そこで、コンピュータ上で仮想的な被覆管を作成し、仮想的な RIA 実験を行うことを考えました。まず被覆管を、引っ張るとちぎれる性質を持つ 10 μm 程度の粒(図2-3(c))の集まりとしてモデル化します。この粒がどの程度でちぎれるかは別途実験を行って決めます。

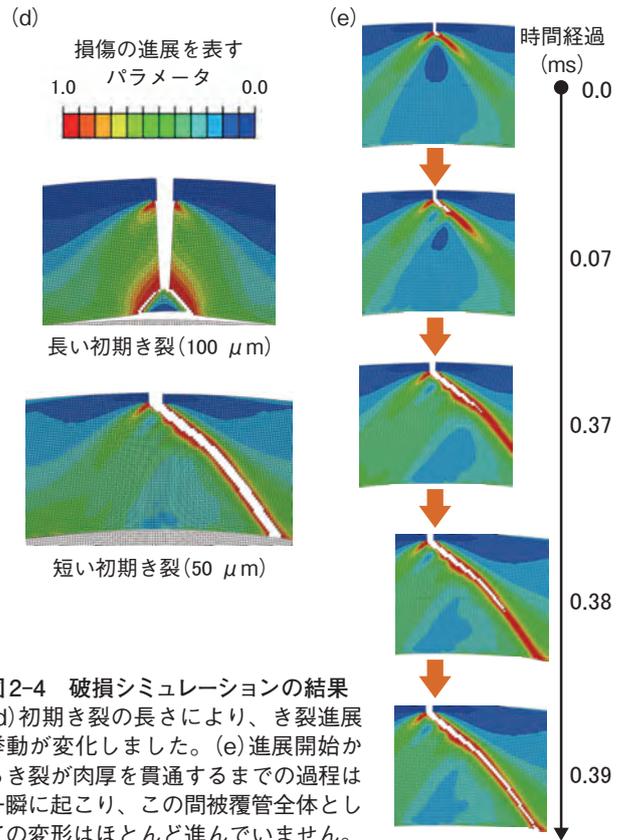


図2-4 破損シミュレーションの結果
(d)初期き裂の長さにより、き裂進展挙動が変化しました。(e)進展開始からき裂が肉厚を貫通するまでの過程は一瞬に起こり、この間被覆管全体としての変形はほとんど進んでいません。

この仮想的な被覆管に、RIA 時に想定される力をかけ、破損するかを調べました。こうした着想はこれまでの RIA 時破損研究にはなく、また種々の試験データと高度な計算技術の蓄積を経て近年初めて実現しました。

シミュレーションの結果、RIA 実験で観察された被覆管の破損形態の再現に成功し、初期き裂が短いと斜め方向の、長いと垂直なき裂進展が生じること(図2-4(d))、一旦き裂進展が開始すると 1 ms 以下の極めて短い時間の内に肉厚貫通に至ること(図2-4(e))など、観察や観察からの推定と良く一致する傾向が得られました。このことは、き裂の発生と進展による破損という理解が正しかったことを示しています。破損過程を更に分析し、斜め方向のき裂進展が優勢な破損(図2-3(a))は、き裂周辺で生じる力によって軟化した領域が斜め方向に広がり、ある段階で一度にすべりを起こす仕組みで生じていたことを解明しました。さらに、力のかかり方や温度の分布によって、破損が起こる条件がどの程度変わるかについても、このモデルを使って知見を得ることができました。こうした知見を裏付けとして、長期間使用した燃料の破損条件をより正確に評価できる安全評価手法の開発を進めています。

●参考文献

Udagawa, Y. et al., Simulation of the Fracture Behavior of Zircaloy-4 Cladding under Reactivity-Initiated Accident Conditions with a Damage Mechanics Model Combined with Fuel Performance Codes FEMAXI-7 and RANNS, Journal of Nuclear Science and Technology, vol.51, issue 2, 2014, p.208-219.

2-2 原子炉圧力容器の健全性をより精度良く評価するために — 中性子照射によるステンレスオーバーレイクラッドの破壊特性の変化 —

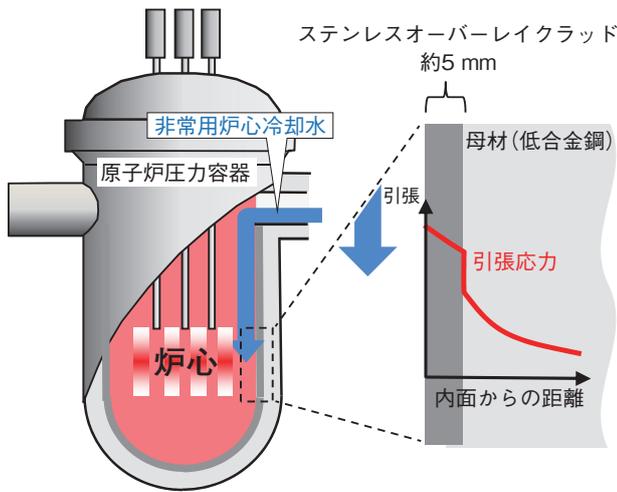


図2-5 原子炉圧力容器 (RPV) と加圧熱衝撃 (PTS) 事象
高温高压条件下で非常用炉心冷却水が注入された場合、RPVの内面側が先に冷えて収縮するために引張応力が発生し、内圧による応力に重畳します。

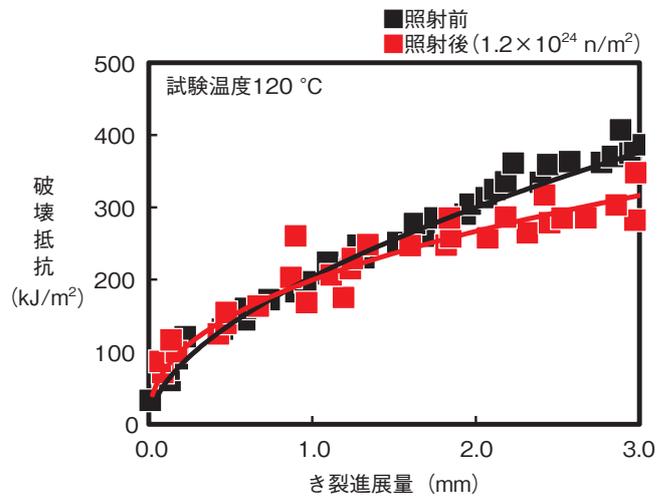


図2-6 ステンレスオーバーレイクラッドの破壊抵抗曲線
クラッド材の破壊抵抗は、き裂が進展するに伴い増加していく様子を示し、中性子照射後においても曲線に大きな変化はありませんでした。

原子炉圧力容器 (RPV) は安全上最も重要で交換できない機器です。RPV の健全性を評価する際には、最も厳しい条件として、加圧熱衝撃 (PTS) 事象を想定しています。PTS 事象とは、冷却材喪失事故時等に非常用炉心冷却水が注入され、RPV の内面が急冷されて引張応力が発生する過渡事象です (図 2-5)。健全性評価においては RPV の母材内面に表面き裂を想定した上で、PTS 事象が生じても破壊しないことを確認します。RPV は低合金鋼で作られており、高温高压水による腐食から母材を守るため、内面に約 5 mm の厚さでステンレス鋼が肉盛溶接されています。これをステンレスオーバーレイクラッド (以下、クラッド) と呼びます。クラッド部には、PTS 事象の際に母材よりも大きな引張応力が生じる場合があります。RPV の健全性をより精度良く評価するためには、クラッドの破壊特性と中性子照射による変化を把握する必要があります。

私たちは、クラッドを模擬した材料を製作し、高照射量領域 ($1.2 \times 10^{24} \text{ n/m}^2$) まで中性子照射を行い、破

壊靱性試験を実施しました。これはあらかじめき裂を入れてある試験片に対して荷重を負荷していく試験であり、き裂が進展する過程における破壊抵抗 (き裂進展に対する抵抗力) の変化を調べるものです。図 2-6 に中性子照射によるクラッド材の破壊抵抗曲線の変化を示します。ここでは、代表例として PTS 事象において引張応力が高くなると考えられる温度域の試験結果 (120 °C) を示しています。図に示すとおり、クラッド材の破壊抵抗はき裂が進展するに伴い増加していきます。中性子照射後においても、曲線の形状に大きな変化はありませんでした。このほかの試験温度においても同様であり、低温においても脆性破壊は生じませんでした。これらのことは、長期間使用された RPV においても、クラッド部の破壊特性の変化が小さいことを示しています。

本研究で得られた知見は、RPV の健全性評価手法の高度化のための材料特性データとして用いられ、学協会規格の整備等にも貢献するものです。

●参考文献

Tobita, T. et al., Effect of Neutron Irradiation on the Mechanical Properties of Weld Overlay Cladding for Reactor Pressure Vessel, Journal of Nuclear Materials, vol.452, issues 1-3, 2014, p.61-68.

2-3 長期間使用された軽水炉機器の健全性を予測する —ニッケル基合金異材溶接部に対する確率論的破壊力学解析—

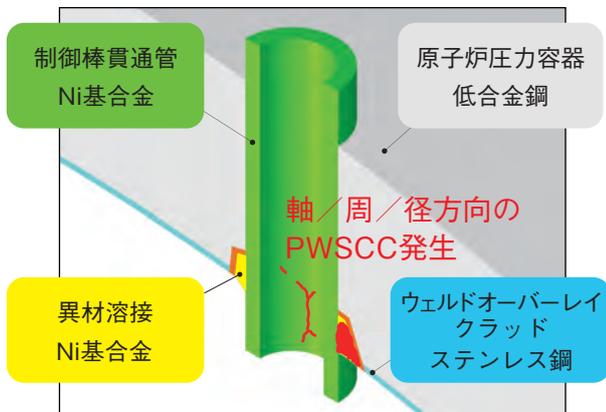


図2-7 原子炉压力容器上蓋における PWSCC の模式図
加圧水型原子炉压力容器の上蓋を貫通する制御棒貫通管近傍は、低合金鋼や Ni 基合金等の異なる材料を溶接した異材溶接部となっています。この部位で、材料（Ni 基合金）、環境（水質環境）及び応力（溶接残留応力等）の三つの条件が重畳し、PWSCC が発生しました。

原子力発電プラントの長期使用に伴い、国内外の加圧水型原子炉（PWR）における原子炉压力容器上蓋貫通部等のニッケル（Ni）基合金異材溶接部において、図2-7に示すようなPWR 1次系水質環境中応力腐食割れ（PWSCC）が顕在化しています。これまで沸騰水型原子炉（BWR）におけるステンレス鋼製の再循環系配管溶接部等で度々確認された応力腐食割れとは異なり、PWSCCはNi基合金の母材や溶接金属を選択的に進展し、複雑な形状の異材溶接部に発生事例が多いなどの特徴が見られました。国内外のPWSCCに関する実機の損傷事例や既往研究を調査したところ、構造健全性評価において重要な材料強度、き裂進展速度及び残留応力分布等の影響因子には大きなばらつきがあることが明らかとなりました。これらのばらつきを適切に考慮して合理的な構造健全性評価を行うため、Ni基合金異材溶接部を対象とした確率論的破壊力学（PFM）解析コードPASCAL-NPを開発しました。PASCAL-NPは、PWRにおけるPWSCCのみならず、BWR水質環境中のNi基合金異材溶接部における応力腐食割れ（NiSCC）

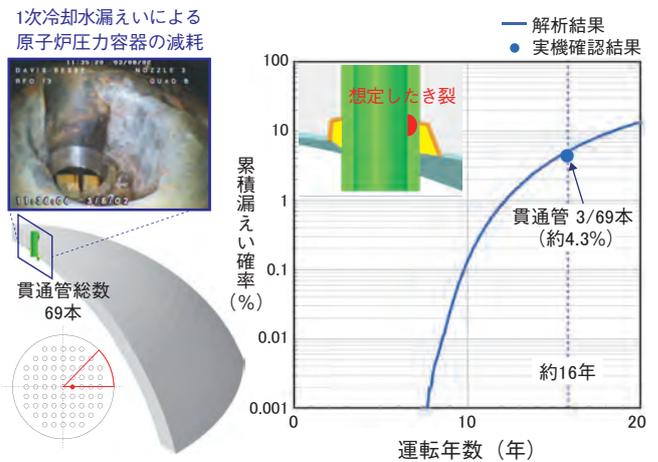


図2-8 米国データベースにおけるPWSCCの発生事例解析
PASCAL-NPを用いて、米国データベース原子炉压力容器上蓋貫通部におけるPWSCCの発生事例を対象に、き裂発生までの潜伏期間、き裂進展速度や残留応力等の影響因子のばらつきを適切に考慮して求めた累積漏えい確率解析結果は、実機確認結果と良く一致しました。

等、複雑な形状の異材溶接部に発生する多様なき裂進展形態に対応し、き裂発生までの潜伏期間、き裂進展速度、残留応力分布等の影響因子とそのばらつきも考慮し、確率論的計算に係るモンテカルロ法を用いて、対象機器の漏えいや破断などの破損確率を算出します。

米国データベース原子炉压力容器上蓋貫通部におけるPWSCC発生事例を対象とした漏えい確率解析事例を図2-8に示します。解析から得られた累積漏えい確率は、約16年を経過すると5%を超えることが分かります。制御棒貫通管の総数は69本であり、このうちの3本（約4.3%）で漏えいが確認されたことから、PFM解析結果は実機確認結果と良く一致しました。

PFMは、これまでに起きたことのない事象による破損確率の推定、長期運転による経年劣化を考慮したリスク評価、リスク情報を活用した検査計画の策定等にも役立つ手法として期待されています。今後も最新知見を反映するなどPASCAL-NPの改良を継続し、健全性評価手法の高度化に貢献していきます。

●参考文献

宇田川誠ほか, Ni 基合金異材溶接部に対する確率論的破壊力学解析コード PASCAL-NP の使用手引き, JAEA-Data/Code 2013-013, 2013, 145p.

2-4 事故時のガス流入の影響を調べる —ガス計測装置を用いた濃度分析—

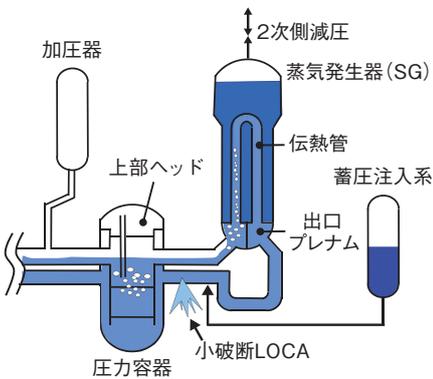


図2-9 PWR小破断LOCAとAM策
PWR小破断LOCAにおいて、SGの2次側減圧は、伝熱管での蒸気凝縮により炉心冷却を促進できるため、有効なAM策として考えられています。

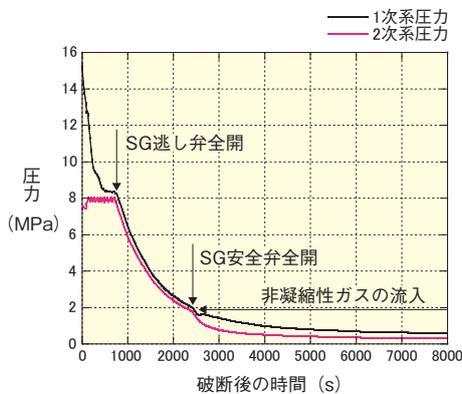


図2-10 非凝縮性ガス流入下の1次系と2次系圧力
SG 2次側減圧過程において、蓄圧注入系タンクから非凝縮性ガスが流入すると2次系圧力に比べて1次系圧力の低下率が小さくなり、炉心に冷却材が注入されにくい状態になることが示唆されます。

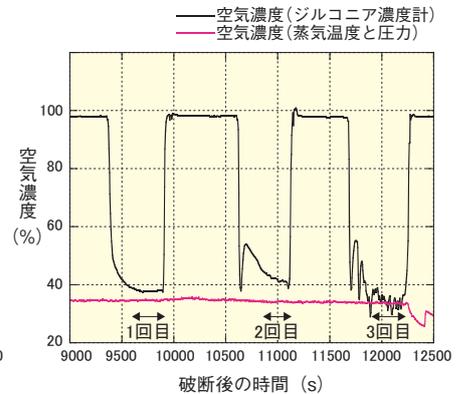


図2-11 SG出口プレナム部の空気濃度
SG出口プレナム部での酸素濃度計による空気濃度や蒸気温度と圧力に基づく評価値から、非凝縮性ガスが蓄積していることが分かります。

私たちは、大型非定常試験装置(LSTF)を用いて、事故の現象解明やアクシデントマネジメント(AM)策の有効性検討のため、加圧水型原子炉(PWR)の小破断による冷却材喪失事故(LOCA)等を模擬した試験研究を進めています。

小破断LOCAが発生し、更に非常用炉心冷却系(ECCS)の高圧注入系の起動に失敗した場合、1次系冷却材が喪失する一方で、ECCSの蓄圧注入系(ACC)等による炉心への注水が遅れるため、炉心損傷に至る可能性があります。蒸気発生器(SG)の2次側減圧は、SG伝熱管での蒸気凝縮により炉心冷却を促進できるため、有効なAM策として考えられています(図2-9)。一方、ACCの隔離に失敗した場合、ACCタンクからの注水が終了すると、加圧用の非凝縮性ガスが1次系に流入して1次系減圧を阻害することから、ガス流入がSG2次側減圧を伴う小破断LOCAの進展に与える影響を明らかにする必要があります。そのため、従来煙突内の排ガスの濃度監視等に使用されてきたジルコニア酸素濃度計を基に、高圧条件(2MPa以下)で水蒸気に混入するガスの濃度を直接計測可能な装置を独自開

発し、圧力調整弁をその上流側に設置することにより、ガスの流入経路である圧力容器上部ヘッドとSG出口プレナム部のガス濃度を計測できるようにしました。

私たちは、LSTFを用いた経済協力開発機構原子力機関(OECD/NEA)ROSAプロジェクトにおいて、PWRの水平配管小破断LOCAを模擬した試験を実施しました。このとき、運転員の操作余裕を考慮して、安全注入設備作動信号発信後10分にAM策としてSG2次側逃し弁を全開し、更に減圧を促進させるため、1次系圧力が2MPaに低下した時点でSG2次側安全弁を全開しました。試験では、SG2次側減圧を開始すると1次系圧力は2次系圧力に追従して低下しましたが、非凝縮性ガスが流入すると2次系圧力に比べて1次系圧力の低下率が小さくなりました(図2-10)。一方、SG出口プレナム部(図2-11)と圧力容器上部ヘッドを対象にガス濃度を分析した結果、ACCタンクから流入する非凝縮性ガスはSG伝熱管や出口プレナム部に蓄積することを明らかにしました。詳細な試験データは、ROSAプロジェクトに参加した内外の規制機関等において熱水力最適評価コードの検証・整備に役立てられました。

●参考文献

Takeda, T. et al., Measurement of Non-Condensable Gas in a PWR Small-Break LOCA Simulation Test with LSTF for OECD/NEA ROSA Project and RELAP5 Post-Test Analysis, Experimental Thermal and Fluid Science, vol.51, 2013, p.112-121.

2-5 しめ固めた粘土材料は高アルカリ環境で溶けるのか —圧縮ベントナイト内の共存鉱物によるアルカリ溶解抑制効果—

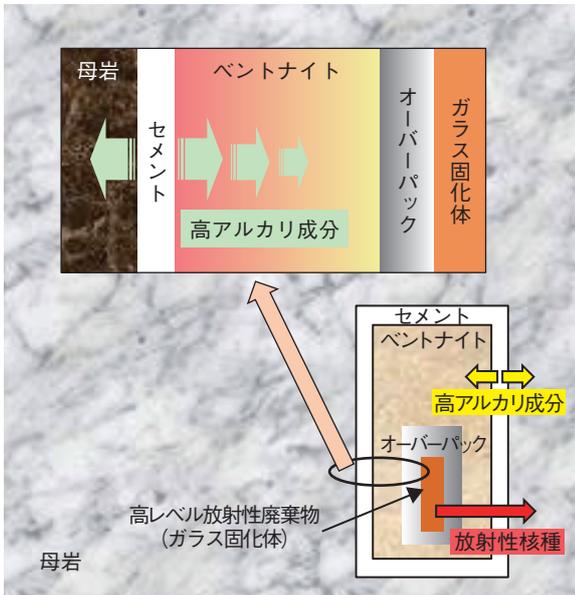


図2-12 高レベル放射性廃棄物地層処分システム概念図
ガラス固化体は、オーバーバックに密封され、その周辺を緩衝材(ベントナイト)で覆われた状態で深地層中に埋設されます。また、高アルカリ成分を溶出するセメントが、処分坑道の支保工や構造躯体等に使用される可能性があります。

高レベル放射性廃棄物の地層処分では、長寿命核種を含むガラス固化体を収納した鉄製容器(オーバーバック)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2-12)。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密度に依存するとされ、この機能を長期にわたり評価するためには、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るモンモリロナイトの溶解挙動を明らかにする必要があります。

モンモリロナイト溶解挙動の定量的な評価に関しては、処分場環境よりはるかに低い固液比条件となる粉体状試料のアルカリ変質試験結果からモンモリロナイト溶解速度を提示している研究が多いですが、実環境での溶解速度とは異なる可能性があります。そのため、私たちはこれまで、圧縮ベントナイトの変質試験を実施し、その内部のモンモリロナイト溶解速度を定式化してきました。圧縮ベントナイト内のモンモリロナイト溶解速度は、粉体状試料の変質試験結果から導出されるモンモリロ

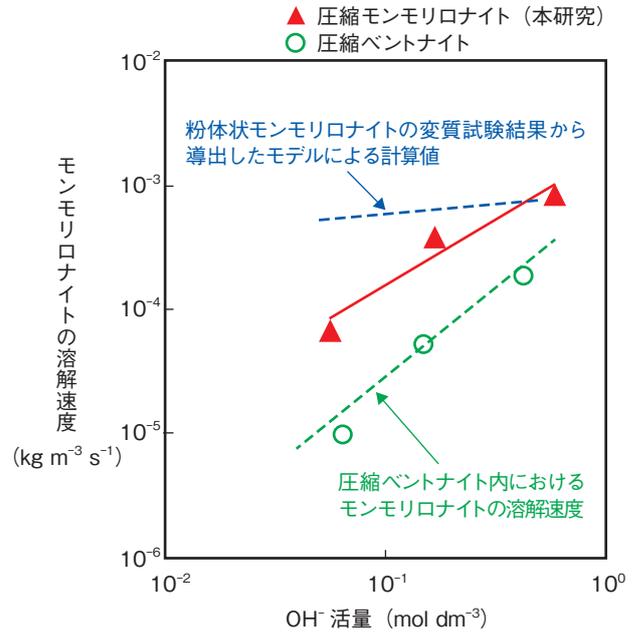


図2-13 高アルカリ性溶液に対するモンモリロナイトの溶解速度
圧縮モンモリロナイトの溶解速度は、圧縮ベントナイト内よりも速くなるとともに、OH⁻活量依存性も小さくなりました。これは、圧縮ベントナイトの内部では、共存する鉱物の溶解に伴いOH⁻活量が低下し、モンモリロナイトの溶解が抑制されたからです。

イト溶解速度に比べて遅く、また、OH⁻活量依存性が大きい等、異なる傾向を示しましたが、その原因及び圧縮ベントナイト内のモンモリロナイト溶解メカニズムは未解明でした。

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130℃で実施し、その結果と比較することで、圧縮ベントナイト内のモンモリロナイト溶解メカニズムの解明を図りました。圧縮モンモリロナイトの溶解速度は、圧縮ベントナイト内のモンモリロナイト溶解速度よりも速く、そのOH⁻活量依存性は小さくなりました(図2-13)。これら結果から、圧縮ベントナイト内ではモンモリロナイト以外の共存鉱物(非晶質シリカ等)の溶解に伴いOH⁻活量が低下し、モンモリロナイトの溶解が抑制されること、また、外部溶液のOH⁻活量が低くなると、ベントナイト内部へのOH⁻供給量が減少し、圧縮体内外におけるOH⁻活量の比が大きくなることが示唆されました。

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)「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

澤口拓磨ほか, 圧縮状態におけるモンモリロナイトのアルカリ溶解挙動, 原子力バックエンド研究, vol.20, no.2, 2013, p.71-78.

2-6 再処理施設の重大事故評価に必要なデータを取得 — 蒸発乾固事故における放射性物質の気相移行データの取得と評価 —

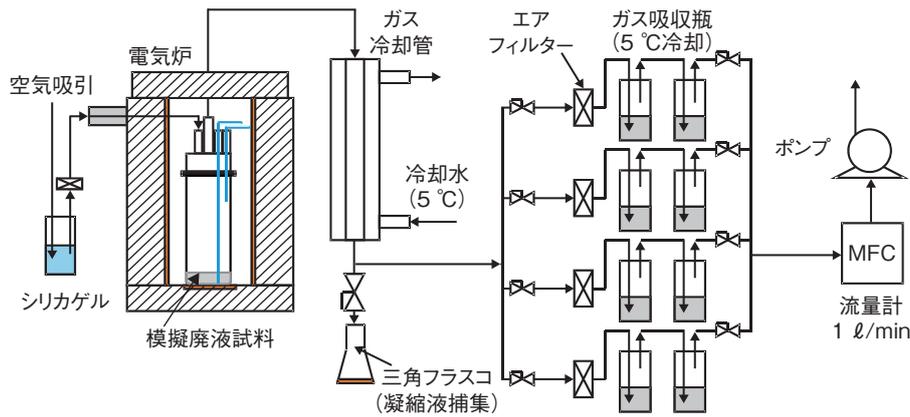


図2-14 移行割合測定試験装置の概要

模擬廃液試料を 300 °C まで加熱し、放出されたガスを冷却器で凝縮させて凝縮液を回収します。凝縮液を分析することで、各元素の気相への移行割合データを取得しました。

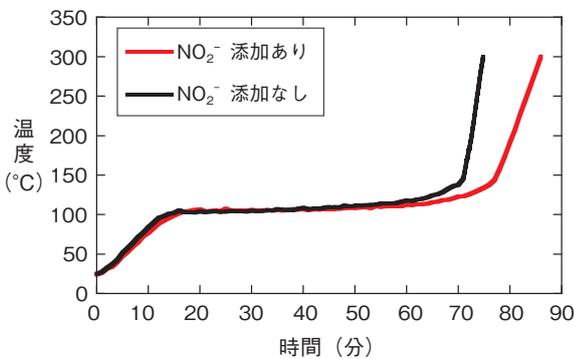


図2-15 試料温度の経時変化

加熱開始から 70 ~ 80 分までは沸騰段階で、その後は水分が非常に少ない状態 (乾固段階) になりました。

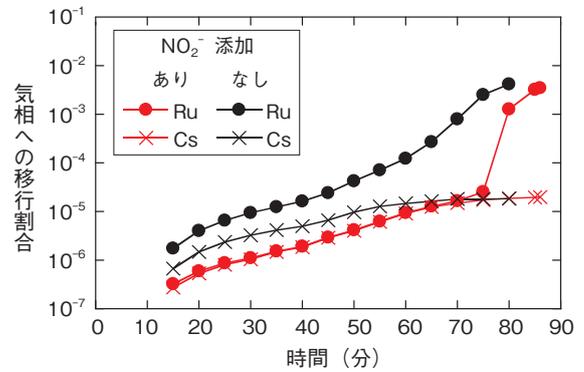


図2-16 気相への移行割合の経時変化

沸騰段階においては、亜硝酸の存在によって Ru の気相への移行割合が抑制されることを確認しました。

再処理施設内で高レベル濃縮廃液の冷却機能が喪失すると、廃液が蒸発乾固し放射性物質が貯槽外へ放出され、配管等を経て環境中へ放出されるおそれがあります。事故時の安全性を評価するためには、気相中へ放出される放射性物質の移行挙動を定量的に把握する必要があります。

本試験では、実廃液組成を参考に安定な同位元素を利用して調製した模擬廃液を用いて加熱試験を実施し、蒸発乾固時の対象元素の移行割合を測定しました。図 2-14 に試験装置を示します。廃液蒸発時の蒸気流速が事故時の推定値と同程度となる加熱条件の下で模擬廃液試料を 300 °C まで加熱しました。図 2-15 及び図 2-16 は、試料温度及び廃液中の各元素の移行割合の経時変化をそれぞれ示しています。廃液中の各元素のうちルテニウム (Ru) は、沸騰段階の後半から乾固段階にかけて移行割合が急激に増大し、300 °C まで加熱した時点での移行割合は、難揮発性元素であるセシウム (Cs) よりも 3 桁程大きい 10^{-2} 程度となりました。この段階では廃液中の硝酸が濃縮され、この高濃度の硝酸によって Ru は揮発性を有する化学形に酸化されるため、Cs よりも

移行割合が大きくなったものと考えられます。また、廃液沸騰段階では、廃液中の放射性物質は、沸騰気泡の廃液表面での破裂に起因して生成するミストに含有された状態で気相中に移行します。この機構に基づく移行に関しては、Ru と Cs で同様の移行挙動が予想されます。図 2-16 では、沸騰段階においても Ru は Cs よりも高い移行割合を示していますが、実廃液中には、硝酸の放射線分解生成物として亜硝酸イオンが存在することを模擬するために、亜硝酸イオンを試薬として添加した場合には、Ru の移行割合は Cs の値と同等になることが分かりました。この結果から、沸騰段階では、亜硝酸の存在によって Ru の揮発性が抑制されることを確認しました。

今後は、気相中を移行する各元素化合物の移行挙動データの取得を進めるとともに移行解析モデルの構築を行っていきます。

本研究は、独立行政法人原子力安全基盤機構及び日本原燃株式会社との共同研究「再処理施設における放射性物質移行挙動に係る研究」の成果の一部です。

●参考文献

Amano, Y. et al., Study on Release and Transport of Aerial Radioactive Materials in Reprocessing Plant, Proceedings of International Nuclear Fuel Cycle Conference (GLOBAL 2013), Salt Lake City, Utah, USA, 2013, paper 7568, p.1411-1417., in CD-ROM.

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

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

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

2010年度から始まった中期計画では、先端材料基礎科学、重元素基礎科学及び放射場基礎科学の三分野で研究を進めています(図3-1)。

先端材料基礎科学では、スピントロニクス材料の開発や物性理論の高度化、重元素基礎科学では、アクチノイド化合物の多様な物性研究と新物質の開発並びに超重元素等の核科学的性質を、そして放射場基礎科学では、ハドロン物理、生体分子に対する放射線の影響に関する研究及びスピン偏極陽電子ビーム技術の開発と応用といった研究を実施しています。これらの各分野間の連携や、他部門等との協力を通じ、原子力科学の萌芽となる未踏分野の開拓を目指しています(図3-1)。

2013年度は、先端材料基礎科学では、銅やアルミニウムで磁気の流れを生み出す原理の発見—レアメタルフリー磁気デバイスへ道—(トピックス3-1)、グラフェンの電子スピン状態を解明—原子レベルの極薄物質のスピン物性研究と素子応用に道を拓く—(トピックス3-2)

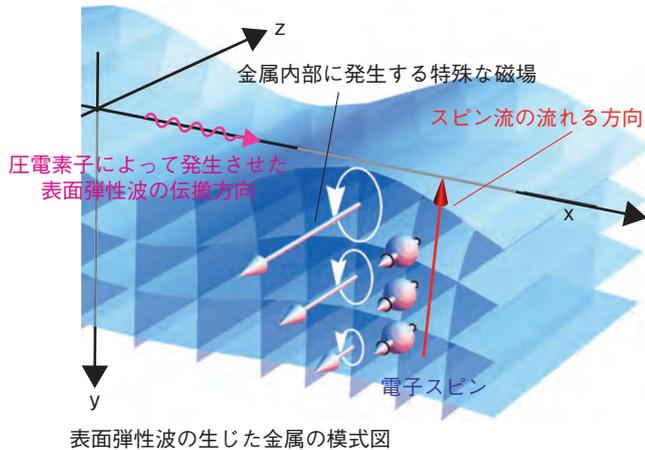
といった最先端の成果を得ました。重元素基礎科学では、ウラン化合物の超伝導と電子のゆがみ—電子系のゆがみが引き起こす URu_2Si_2 の超伝導—(トピックス3-3)、不純物水素によるセラミックコンデンサの絶縁劣化—素粒子ミュオンが明らかにした誘電材料中の不純物水素の電子状態—(トピックス3-4)などの成果があります。

一方、放射場基礎科学では、放射線の生体影響の解明に向けて—DNA損傷が正常な染色体にも影響を与える—(トピックス3-5)、シリカコロイドに吸着して地下水を移動するウランを発見—環境水中の極微量アクチノイドの形態を解明する効果的な方法を考案—(トピックス3-6)などで顕著な成果を上げました。またJ-PARCを用いたハドロン物理では、ハイパー核 6_2H の探索—中性子過剰核はどこまで作れるか?—(トピックス3-7)などの成果を得ました。

また、東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故対応として、樹木に沈着した放射性セシウムの枝葉内部への移動を探る—放射線可視化による放射性セシウムの植物内移行挙動観測—(第1章トピックス1-8)や放射性物質の環境動態研究の一環として、菌類を用いたバイオ除染法の基礎的研究などを行いました。

先端基礎研究センターは、以上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 銅やアルミニウムで磁気の流れを生み出す原理の発見 —レアメタルフリー磁気デバイスへ道—



表面弾性波の生じた金属の模式図

図3-2 音波によるスピン流生成

圧電素子によって発生させた表面音波によって金属内部に発生する特殊な磁場を使ったスピン流生成法を発見しました。

電子は電気と磁気の二つの性質を持っており、磁気の起源はスピンと呼ばれる、電子の自転運動であることが分かっています。物質中の電子の自転運動(スピン)の向きを揃えることで、磁氣的性質が現れます。近年、ナノテクノロジーのめざましい進展によって、電子の自転運動の向きを一斉に揃えたままで電子の流れを作り出す技術が実現しました。この流れは「スピン流」と呼ばれ、電流が電気の流れであったのに対して、スピン流は磁気の流れであるといえます。これまでにスピン流と磁石との密接な関係が解明され、スピン流を用いた様々な次世代省電力デバイスの研究開発が世界中で進められています。

これまでスピン流を生成するには、磁石やレアメタルのように、スピンの向きを揃える性質の強い、特殊な物質の利用が必要不可欠でした。本研究では、結晶の変形によって電子のスピンが揃えられることに着目し、銅(Cu)やアルミニウム(Al)のような、それ自身ではスピンを揃える性質の強くない、ありふれた金属を用いた新しいスピン流生成法を考案しました。

私たちは、音波を注入した金属中のスピン流を精密に取り扱う基礎理論を構築しました。図3-2のように電気信号を音波に換える圧電素子を用いて音波を金属に注

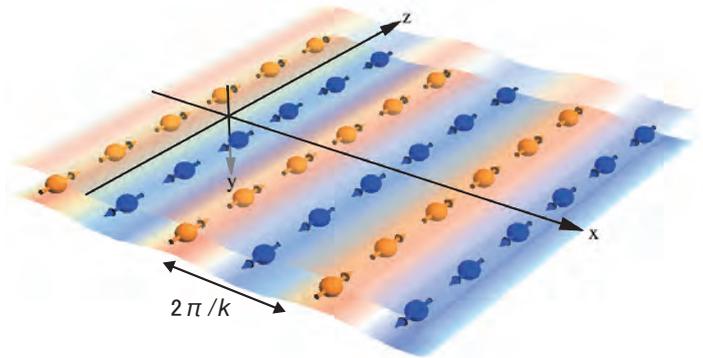


図3-3 金属表面に生じる磁気パターン

表面音波によってスピン流が生成された結果、金属表面には、表面音波の波長 ($2\pi/k$, ただし k は表面音波の波数) と同じ空間周期を持つ磁気パターンが誘起されます。

入ると、表面音波と呼ばれる音波が x 方向に伝搬し、金属結晶が局所的に回転するように変形します。

この回転に伴って金属内部に特殊な磁場が発生し、結晶の最表面に向かって磁場の強度が大きくなります。一般に、スピンには、

- (1) 磁場に平行な向きに揃う
- (2) より磁場強度の強い場所へと移動する

という性質があります。したがって、この金属内部に発生した特殊な磁場中では、電子は自転方向を磁場方向に一斉に揃えながら、磁場強度の大きい表面に向かってスピン流として流れます。その結果、図3-3のように、金属表面に表面音波の波長と同じ空間周期を持つ磁気パターンが誘起されます。

私たちの新しい理論に基づき、様々な金属や半導体中で生成されるスピン流と音波の周波数の関係を計算したところ、数 GHz 帯の音波を Cu や Al に注入することで、利用可能な量のスピン流が得られることが分かりました。この手法は、従来スピン流生成に不可欠とされてきた磁石やレアメタルを必要としない、全く新しいものです。この成果は、レアメタルフリーな省電力磁気デバイス開発に大きく貢献すると期待されます。

●参考文献

Matsuo, M., Ieda, J. et al., Mechanical Generation of Spin Current by Spin-Rotation Coupling, Physical Review B, vol.87, issue 18, 2013, p.180402-1-180402-4.

3-2 グラフェンの電子スピン状態を解明 —原子レベルの極薄物質のスピン物性研究と素子応用に道を拓く—

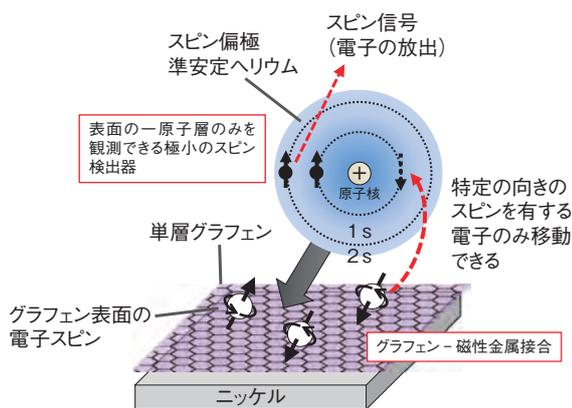


図3-4 測定手法の概念図

低速のスピン偏極準安定ヘリウムを試料表面に照射するとヘリウムは試料内部へと侵入することなく表面で跳ね返されます。この間にヘリウムはグラフェンから電子を受け取り、代わりにヘリウム中の電子を放出します。この電子の移動はヘリウムとグラフェンの電子スピン状態が特定の対応関係の場合のみに生じます。そのためスピン偏極準安定ヘリウムを照射した際に放出される電子を計測することでグラフェン表面のスピン情報を高感度に検出することができます。

半導体や金属による従来のエレクトロニクスは、近い将来に微細加工プロセスに頼った発展が限界に至ることが予想されています。これに対して、電子の磁気的性質であるスピンを利用したスピントロニクス技術により低消費電力で高機能を有する素子の実現が期待されています。黒鉛を形成する原子1層のシートから成る極めて薄い物質であるグラフェンは、スピン情報の伝達に適した性質を有することから、エレクトロニクスにおけるシリコンのように、スピントロニクスにおける基盤材料としての役割が期待されています。

グラフェンをスピントロニクスに用いるためには、電子スピンの注入、輸送及び検出などのスピンの状態を制御する技術が必要になります。なかでも磁性電極と直接接合させてスピンを注入する技術の開発は重要な課題となっています。同技術の開発を進めるためには、まず電極となる磁性金属と接するグラフェンの電子スピン状態を明らかにする必要があります。しかし、通常のスピン状態の観測手法では、グラフェンからの計測信号が接する相手（磁性電極）からの強い信号に埋もれてしまい、グラフェンのみの電子スピン状態を調べることが困難でした。

本研究では、磁性金属の表面をグラフェンで被覆したグラフェン-磁性金属接合体に対して、表面の1原子層のみの情報を検出できるスピン偏極準安定ヘリウム（スピン情報を有する寿命の長い励起した状態にあるヘ

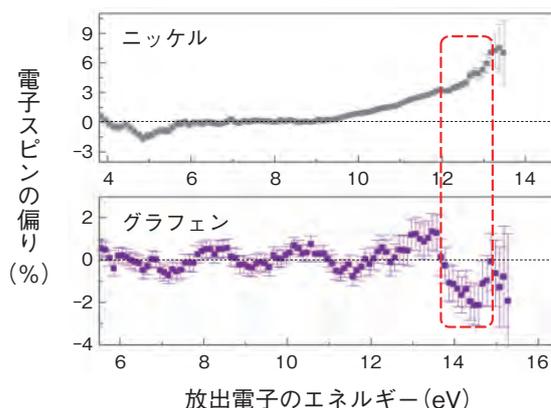


図3-5 グラフェン/ニッケルのスピン非対称率

横軸は、ニッケルやグラフェン中の電子が持っているエネルギーに相当し、破線枠内の領域は伝導電子の状態を示しています。縦軸は電子スピンの偏りを反映しています。スピン偏極していない場合には偏りは0%となります。グラフェンとニッケルの接合を形成すると、グラフェンの伝導電子にスピン偏極が生じることが明らかになりました。さらに、ニッケルとはスピンの偏りの向きが逆になることが分かりました。

リウム原子)のビームを照射することで、グラフェンのスピン状態を直接的に観測することを試みました(図3-4)。

グラフェン-磁性金属接合は、磁性金属のニッケル薄膜の表面にグラフェンを化学的に成長させて作製しました。図3-5にグラフェン-ニッケル接合におけるグラフェンのスピン状態の観測結果を示します。磁性金属と接合していないグラフェンではスピン偏極は現れませんが、ニッケルとの接合によりグラフェンの電子にスピン偏極が生じることが明らかになりました。具体的にはグラフェン中に多数存在する電子のうち、伝導電子(素子の動作などの電気特性に係る電子)のスピン状態が、接しているニッケルからの影響を強く受けることが分かりました(図3-5の破線枠内)。さらに、電子スピンの偏りの符号がニッケルとグラフェンで逆になることが分かりました。これはグラフェンへのスピン注入を考える上で重要な知見といえます。このように、磁性金属との接合がグラフェンのスピン状態に与える影響を解明することができました。

本研究成果は、これまで困難であった種々の極めて薄い物質のスピン状態の検出を可能にし、スピン物性の研究や素子開発を大きく進展させるものです。グラフェンへの高効率スピン注入などスピントロニクス技術が大きく進展することで、より高機能・省電力なスピントロニクスデバイスの実現につながるものと期待されます。

本研究は、独立行政法人物質・材料研究機構及び中国科学技術大学と共同で実施しました。

●参考文献

Entani, S. et al., Spin Polarization of Single-Layer Graphene Epitaxially Grown on Ni(111) Thin Film, Carbon, vol.61, 2013, p.134-139.

3-3 ウラン化合物の超伝導と電子のゆがみ —電子系のゆがみが引き起こす URu₂Si₂ の超伝導—

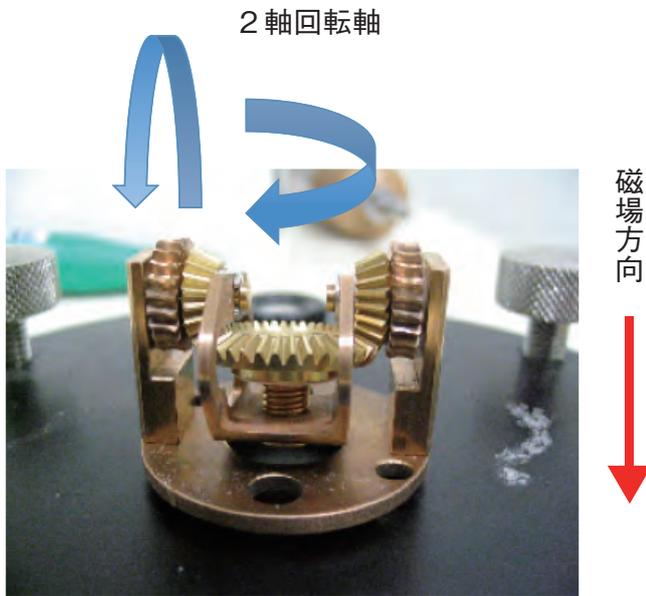


図3-6 X軸とY軸を独立に2軸回転できる試料ステージ
一定の方向にかけた磁場の中で試料を回転させて磁場の向きで物質の性質がどう変わるかを調べることができます。本研究では物質内の磁場分布に比例するNMRスペクトル幅を測定しました。

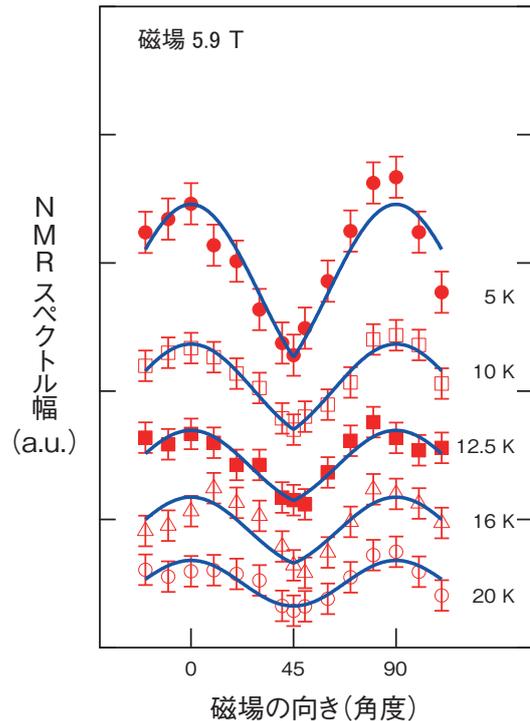


図3-7 NMR スペクトル幅の磁場方向依存
45度に見れる鋭いピークが2対称性に起因します。低温(17.5 K 以下)で変化が大きくなります。

超伝導状態では二つの電子が対となって超伝導電子ペアを組みます。このペアを形成するには電子がお互いに引き合う、引力が必要です。従来の超伝導体では、この引力の起源は結晶格子の振動を介して電子同士が引き合うことでした。しかし、ウランやネプツニウムなどを含む超伝導体では、磁気揺らぎがその起源となっていると考えられています。揺らぎは、ある量が変動する現象です。磁気揺らぎから誘起される特異な超伝導では、従来の超伝導に比べて高い超伝導転移温度が期待できるので、その起源の解明は重要な課題です。

超伝導体 URu₂Si₂ は、約 2 K (-271 °C) で超伝導になりますが、それより高温 (2 K から 17.5 K (-256 °C)) で“隠れた秩序”と呼ばれる状態があります。超伝導はこの秩序状態下で起きるので、この状態の磁気揺らぎが超伝導を引き起こしていると考えられますが、長年隠れた秩序は未解明であり、固体物理の難問のひとつになっています。この超伝導体の通常状態 (17.5 K 以上) では、電子系と結晶格子は 4 回対称になっています。最近、隠れた秩序状態では、電子系が 2 回対称にゆがんでいることが分かってきました。しかし、そのゆがみの大き

さは正確には分かっていませんでした。本研究では、核磁気共鳴 (NMR) 法を用いてその電子系の 2 回対称のゆがみを正確に見積もることを目指しました。この目的のために磁場下で試料を正確に回転させるためのステージを開発しました(図 3-6)。このステージを用いて物質内の磁場分布に比例する NMR スペクトル幅を測定した結果、磁場方向によってスペクトル線幅が、低温の隠れた秩序状態で大きく変化することを発見し、この変化の値から電子系の 2 回対称のゆがみが従来考えられていた値よりは小さいことを発見しました(図 3-7)。

URu₂Si₂ の新奇超伝導は、隠れた秩序状態での 2 回対称のゆがみの揺らぎによって引き起こされていると推測されており、本研究によってその機構解明が大きく前進すると考えられます。室温で超伝導になる高温超伝導物質が見つければ、リニアモーターへの応用など大きな社会的インパクトがあるため、その開発努力が続けられています。今後は、様々なアクチノイド化合物について、超伝導が磁気揺らぎから誘起される発現機構を明らかにしていきたいと考えています。

●参考文献

Kambe, S. et al., NMR Study of In-Plane Twofold Ordering in URu₂Si₂, Physical Review Letters, vol.110, issue 24, 2013, p.246406-1-246406-5.

3-4 不純物水素によるセラミックコンデンサの絶縁劣化 —素粒子ミュオンが明らかにした誘電材料中の不純物水素の電子状態—

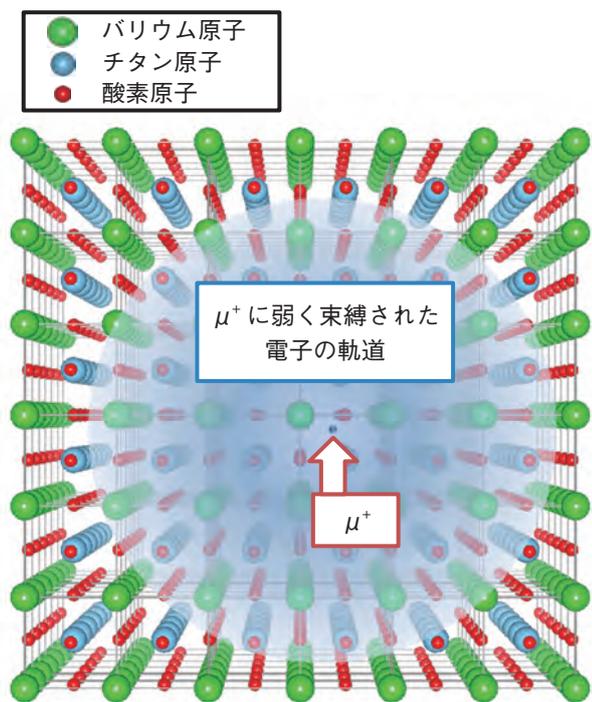


図3-8 BaTiO₃ 結晶中の μ^+ に束縛された電子の状態(概念図) 電子軌道は数十格子にわたり広がっており、束縛が非常に弱いことが示唆されます。

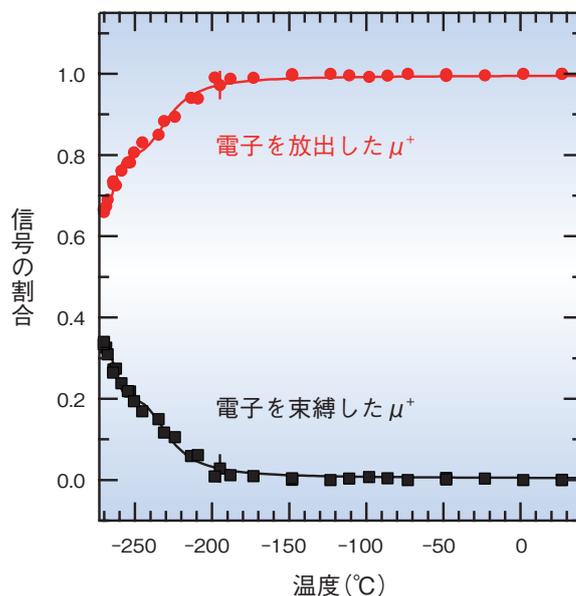


図3-9 電子を束縛した μ^+ と電子を放出した μ^+ の割合の温度依存性 温度上昇に伴い、 μ^+ に弱く束縛されていた電子が熱エネルギーを得て結晶中を動き回れる状態に変化していく様子を示しています。

積層セラミックコンデンサ (MLCC) は現代のエレクトロニクス産業に欠かすことのできない基本電子部品であり、スマートフォン等の身近な電子機器に数多く使用されています。MLCC の誘電材料には主にチタン酸バリウム (BaTiO₃) が用いられており、素子の性能はその品質に大きく依存します。ゆえに、誘電材料の品質管理は素子の機能・信頼性に直結する非常に重要な課題となっています。現在主流となっている MLCC は内部電極に酸化しやすい素材を使用しており、このため素子を焼き固める工程は水素を含んだガスの中で行われます。この際、条件によっては誘電材料の性能低下が生じることが知られており、その原因の究明が求められています。

本研究では、この焼成過程において誘電材料の内部に水素が入り込む可能性に着目しました。物質中に入り込んだ水素は多様な電子状態を取り得るため、BaTiO₃ に水素が混入した場合の影響は自明ではありません。私達はこれを調べるための道具として素粒子の正ミュオン (μ^+) を用いることにしました。 μ^+ が電子を一つ束縛した状態はミュオニウムと呼ばれ、水素原子と非常に良く似た電子構造を持つことが知られています。ゆえに、 μ^+

を BaTiO₃ に打ち込むことで結晶中に水素が混入した状態を模擬し、その影響を選択的に調べることができるのです。 μ^+ を用いるもうひとつの利点は検出感度の高さにあります。これによりほかの実験手法では検出が困難な希薄極限の不純物水素に対応する情報が得られます。

私たちは J-PARC のミュオンビームを BaTiO₃ 結晶に打ち込み、ミュオンスピン回転法により μ^+ 周辺の局所的な電子状態を調べました。実験の結果、-190 °C 以下において μ^+ の周辺に電子が弱く束縛されていることを示す信号が観測され、この電子の軌道は図 3-8 のように大きく広がっていることが分かりました。図 3-9 は電子を束縛した μ^+ と電子を放出した μ^+ の割合の温度変化を示しています。温度上昇に伴い、弱く束縛されていた電子が熱エネルギーを得ることで結晶中を動き回れる状態になり、その結果、電子を手放した μ^+ の割合が増加しています。この温度依存性から、電子デバイスを動作させる温度域ではほとんどの μ^+ が電子を放出した状態にあることが分かりました。不純物水素もこれと同様の機構により電子を放出し、コンデンサ用途には望ましくない絶縁性の低下を招くと考えられます。

●参考文献

Ito, T. U. et al., Shallow Donor Level Associated with Hydrogen Impurities in Undoped BaTiO₃, Applied Physics Letters, vol.103, issue 4, 2013, p.042905-1-042905-4.

3-5 放射線の生体影響の解明に向けて — DNA 損傷が正常な染色体にも影響を与える —

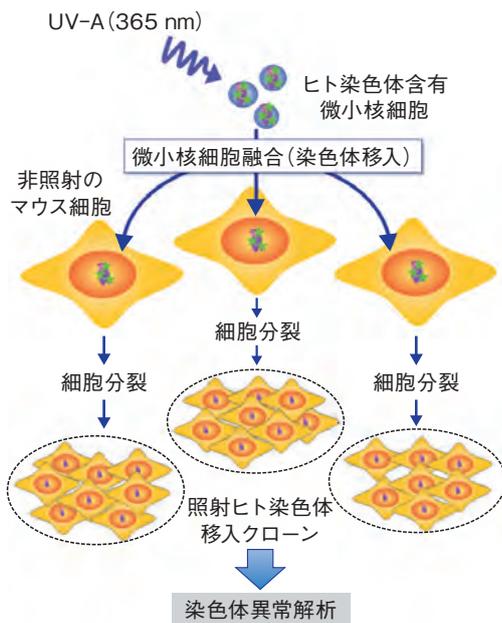


図3-10 微小核細胞融合法を用いた DNA 損傷の移入
ヒト染色体を含む微小核細胞に UV-A を照射後、非照射のマウス細胞に移入しました。その後各細胞を培養し、安定に細胞分裂が行える細胞を多数のクローンとして得ました。これらクローン細胞の染色体異常を顕微鏡下で観察し分析しました。

放射線照射された細胞に生じる染色体異常などの遺伝的な変異は、照射された一世代目の細胞ではなく細胞分裂を起こした何世代もあとの子孫細胞の一部に起こります。これは「遺伝的不安定性」と呼ばれ、放射線発がんなど晩発影響に深く関連している現象として注目されています。しかし、その誘発の機構に関する詳細は、未だ明らかにされていません。

本研究では、このような遺伝的不安定性を引き起こす主要な原因のひとつとして、DNA 損傷に着目し、特に、細胞死を引き起こさずに細胞分裂を乗り越えて持続する損傷として、DNA 分子中の塩基部位の損傷に注目しました。DNA 塩基は、遺伝情報を担う基本単位で、これが変異することで突然変異などの頻度が高くなることが知られています。通常の放射線照射では、細胞内の様々な器官が損傷を受けます。本研究では DNA 以外の細胞内器官の損傷の影響を除くため、微小核細胞融合法という手法を用い、DNA 損傷を起因とする遺伝的不安定性の誘発を調べました。

微小核と呼ばれるヒトの染色体を 1 本だけ含む小さな細胞様の構造体に照射を行い、その後この染色体を未照射の健全なマウス細胞に移入しました(図 3-10)。ヒトの染色体はマウスの染色体とは大きく異なるため、照射したヒト染色体と非照射のマウス染色体とを顕微鏡下で容易に判別できるという利点があります。まず、移入

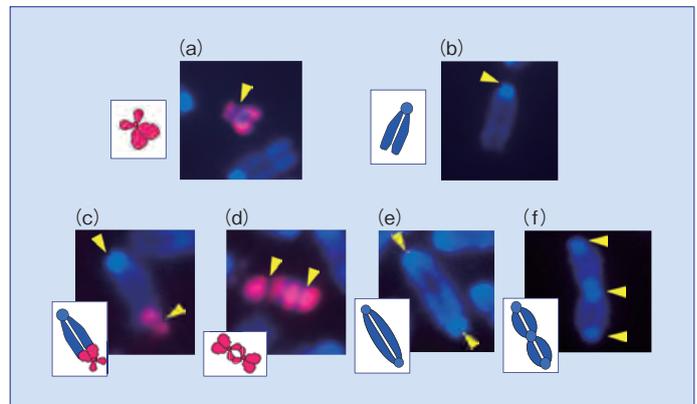


図3-11 顕微鏡下で観察された典型的な染色体の異常
ヒト染色体は赤で、マウス染色体は青にそれぞれ染色されています。▶ は動原体と呼ばれる細胞分裂の際に染色体を引っ張るための装置です。上段(a)(b)はそれぞれ正常なヒト及びマウスの染色体、下段は(c)マウス染色体とヒト染色体 (d)2本のヒト染色体同士 (e)2本のマウス染色体 (f)3本のマウス染色体がそれぞれ融合した染色体異常の例です。

操作自体がマウス細胞に影響を与えないことを確認しました。次に、照射後の細胞を長期間(20日から1ヶ月程度)培養し、安定に増殖できる多くのクローン細胞株を作製しました。照射には、365 nm の波長の UV-A と呼ばれる領域の紫外線を用いました。UV-A は、通常の放射線照射した時と同じタイプの DNA 塩基の損傷を効率良く引き起こすことが知られています。

作製したクローン細胞中の染色体を詳細に調べてみると、ヒトの染色体同士あるいはヒトとマウスの染色体が融合してしまう異常な染色体に加え、本来正常であるはずのマウスの染色体同士が融合したものも多く観察されました(図 3-11)。さらに、クローン細胞中の染色体数はマウスの染色体 42 本にヒトの 1 本を加えた 43 本であるべきですが、これが 2 倍あるいはそれ以上になってしまう染色体数の異常も観察されました。

これらの結果は、照射されたヒト染色体だけではなく、その移入により正常なマウス細胞の染色体にも異常が生じるという、これまで知られていなかった新しい遺伝的不安定性の誘発機構の存在を示唆しています。今後の詳細な研究により、低線量照射による放射線発がんメカニズムの解明が進むと期待されます。

本研究は、文部科学省科学研究費補助金(No.20710045)「クラスター DNA 損傷によるテロメア不安定性誘発に関する研究」の成果の一部です。

●参考文献

Urushibara, A., Yokoya, A. et al., Induction of Genetic Instability by Transfer of a UV-A-Irradiated Chromosome, Mutation Research, vol.766, 2014, p.29-34.

3-6 シリカコロイドに吸着して地下水中を移動するウランを発見 —環境水中の極微量アクチノイドの形態を解明する効果的な方法を考案—

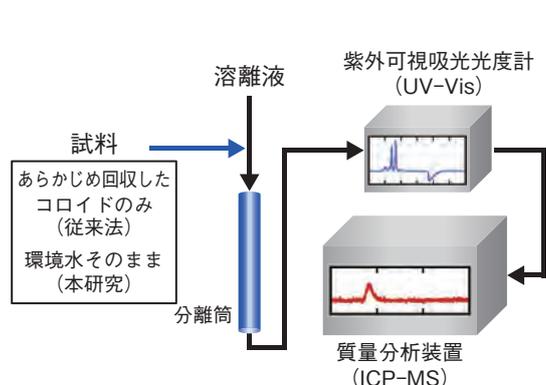


図3-12 SEC-UV-Vis-ICP-MS法

試料溶液を溶離液とともに分離筒に流すと、試料液中の成分は大きさの違いで分離されます。分離筒から出た液をそのまま UV-Vis と ICP-MS に導入して成分の特性を分析します。従来法では、1本の分離筒を用いて、コロイドのみを分析します。本研究では、環境水を直接分離筒に流し、全成分を測定します。正負反対の電荷を持つ2本の分離筒で得られる結果を比較します。

ウラン(U)などのアクチノイドは、イオンとしてではなく有機物などの微粒子(コロイド)に吸着した形態(擬似コロイド)で環境水中を移動すると、理論的には考えられています。しかし、環境水中のアクチノイドがどのようなコロイドに吸着しているのか、イオンとしては存在しないのかを確認できる有効な分析方法がなかったため、実験的には確認されていませんでした。

環境水中の擬似コロイドの分析に、コロイドを大きさで分離しながら、コロイドに含まれる微量元素を測定する方法(SEC-UV-Vis-ICP-MS法)があります(図3-12)。従来は、フィルターなどで比較的大きなコロイドのみをあらかじめ回収したのち、分離筒にコロイドのみを流して分析します。この方法には、イオン及び小さなコロイドが測定できない欠点があります。私たちは、この問題を解決するために、分離筒の電荷に着目しました。環境水を直接分離筒に流すと、すべての状態のアクチノイドが検出されます。コロイドは、大きさで分離されますが、その溶出時間は分離筒の電荷に影響されません。一方、イオンは分離筒の電荷により分離筒に吸着あるいは反発します。その結果、分離筒の電荷が異なると、イオンの溶出時間が異なります。正負反対の電荷を持つ2本の

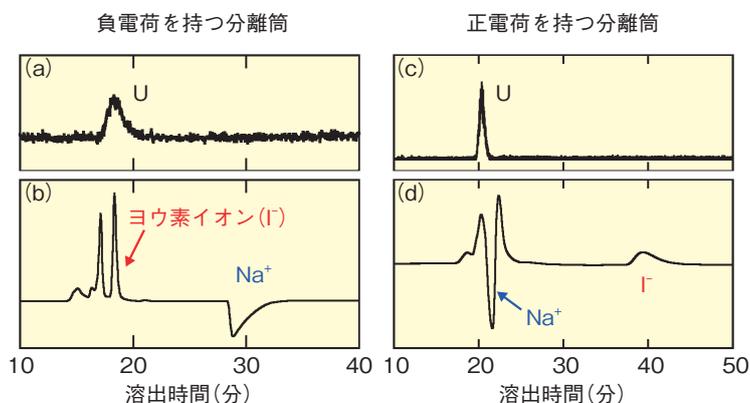


図3-13 幌延地下水の分析結果

(b)(d)はUV-Visで測定した試料の紫外線吸収、(a)(c)はICP-MSで測定した²³⁸Uです。大きさが分かっているコロイドが検出される時間(溶出時間)から、試料成分の大きさが計算できます。大きいコロイドほど早い時間に溶出します。分離筒の電荷が正負どちらでも、計算される大きさはほぼ同じになります。イオンの場合、分離筒の電荷により溶出する時間が大きく異なるので(b, d)、計算される大きさが大きく異なります。これにより、イオンであることが分かります。

分離筒で分析した結果を比較することにより、コロイドとイオンを区別できると考えました。

北海道幌延町で採取した地下水に含まれる極めて微量(数10 ppt)のUをこの方法で分析しました(図3-13)。それぞれの分離筒で、Uはひとつのピークとして検出されました。ピークが検出された時間から求められるUの大きさは、両方の分離筒で同じ値となり、Uがコロイドの状態であることが分かりました。Uは極めて微量のとき、それ自身ではコロイドを作りません。Uと同じ溶出時間に、幌延地下水に多く含まれるケイ素(Si)のすべてが溶出しました。このことから、Uは、Siが作るシリカコロイドに吸着した擬似コロイドであることが分かりました。Uのこのような擬似コロイドは、私たちが世界で初めて発見しました。このほかにはUが検出されなかったので、幌延地下水にはUのイオンが存在しないことも分かりました。

本研究で考案した分析方法により、環境水中のアクチノイドの形態を解明できます。本分析方法は、実験試料を含む多様な水試料にも適用できますので様々な分野への応用が期待できます。

●参考文献

Kozai, N. et al., Characterization of Saline Groundwater at Horonobe, Hokkaido, Japan by SEC-UV-ICP-MS: Speciation of Uranium and Iodine, Water Research, vol.47, issue 4, 2013, p.1570-1584.

3-7 ハイパー核 ${}^6_{\Lambda}\text{H}$ の探索

— 中性子過剰核はどこまで作れるか? —

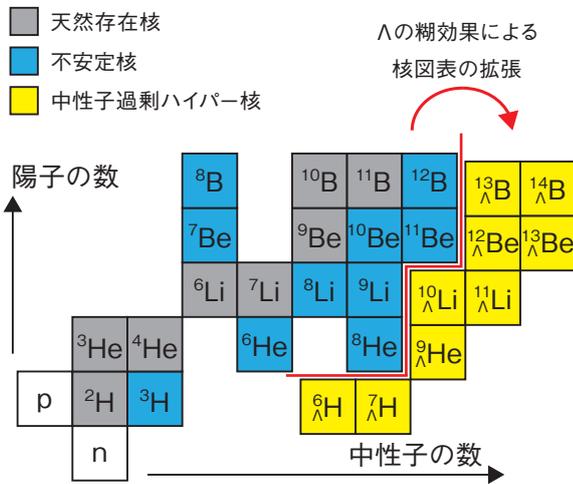


図3-14 生成可能な通常の核とハイパー核の核図表
横軸が中性子数、縦軸が陽子数を表しています。通常の核のうち ■ は天然存在核、■ は実験で生成された不安定核です。Λの糊効果により、■ の中性子過剰ハイパー核まで J-PARC で生成可能です。

通常の原子核は陽子と中性子から構成されています。これに対してハイペロン（陽子や中性子にはない“ストレンジネス”を持った粒子）を含んだ原子核をハイパー核といいます。ハイペロンの中で、Λ粒子は陽子や中性子などの核子に対して引力が働き、通常核よりもハイパー核のサイズが小さかったり、束縛されずに共鳴状態としてしか存在しない原子核もΛ粒子によって束縛状態として観測されたりします。このような効果をΛ粒子の糊効果といい、この効果を利用することで、通常の原子核よりも更に中性子過剰な同位体を作ることができます。図3-14は原子核の存在範囲を示す表(核図表)です。Λを含むハイパー核は通常核より更に中性子過剰な領域まで存在可能なことを示しています。

私たちは核図表を中性子過剰領域に広げることを目的として、陽子-中性子比が非常に大きいハイパー核 ${}^6_{\Lambda}\text{H}$ を生成しようという実験を行いました。ハイパー核 ${}^6_{\Lambda}\text{H}$ は陽子1個、中性子4個、Λ粒子1個から構成されます。Λ粒子が含まれない状態である ${}^5\text{H}$ は束縛状態ではありません。しかし、ここにΛ粒子を入れることで束縛させることができれば、陽子-中性子比が4という非常に中性子過剰な核が出来上がります。ハイパー核 ${}^6_{\Lambda}\text{H}$ はこ

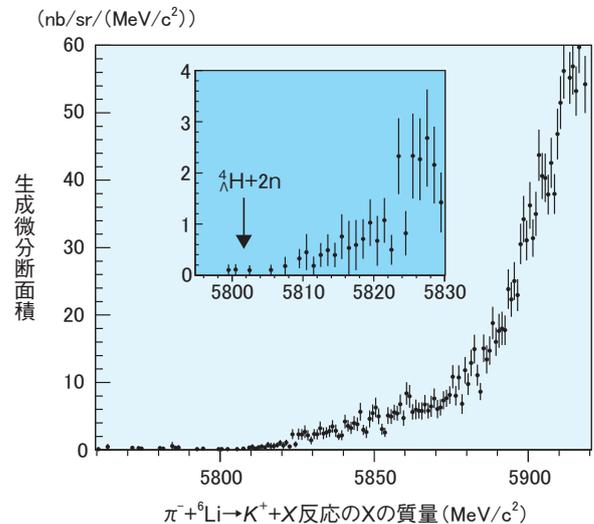


図3-15 $\pi^- + {}^6\text{Li} \rightarrow K^+ + X$ 反応の X の質量分布
拡大図中の → は束縛しきい値 (5801.7 MeV) を示しています。矢印付近にシグナルを示すピークを確認することはできませんでした。

れまでイタリアの加速器 (DAFNE) で3事象見つかったという報告がありますが、質量の測定精度が $1 \text{ MeV}/c^2$ と悪く不十分なため、高統計の実験で $100 \text{ keV}/c^2$ の精度が得られる大強度陽子加速器施設 (J-PARC) での測定が待ち望まれていました。また、理論計算においても、モデルによって束縛する結果や束縛しない結果があり、実験的に確かめる必要がありました。

本研究は J-PARC ハドロン実験施設 K1.8 ビームラインにおいて π^- 中間子ビームを利用して行いました。標的に ${}^6\text{Li}$ を利用し、 $\pi^- + {}^6\text{Li} \rightarrow K^+ + X$ ($X = {}^6_{\Lambda}\text{H}$) 反応を用いて2個の陽子を1個の中性子と1個のΛ粒子に変換させ、ハイパー核 ${}^6_{\Lambda}\text{H}$ を生成させます。図3-15に測定された X の質量分布を示します。拡大図中の矢印はハイパー核 ${}^6_{\Lambda}\text{H}$ と2個の中性子の質量和で、 ${}^6_{\Lambda}\text{H}$ が束縛する場合の ${}^6_{\Lambda}\text{H}$ の質量の最大値「束縛しきい値」を示しています。これよりも小さな質量領域に ${}^6_{\Lambda}\text{H}$ が生成されたことを示す有意なピークを確認することができず、生成断面積は 1.2 nb/sr 以下と評価しました。現時点では束縛状態として存在するならば非常に低い生成断面積になるだろうという見解です。今回の結果は中性子過剰核の生成に関する理論モデルの検証に役立つものと考えています。

●参考文献

Sugimura, H. et al., Search for ${}^6_{\Lambda}\text{H}$ Hypernucleus by the ${}^6\text{Li}(\pi^-, K^+)$ Reaction at $p_{\pi^-} = 1.2 \text{ GeV}/c$, Physics Letters B, vol.729, 2014, p.39-44.

社会ニーズを踏まえ、原子力の基礎・基盤研究を総合的に推進

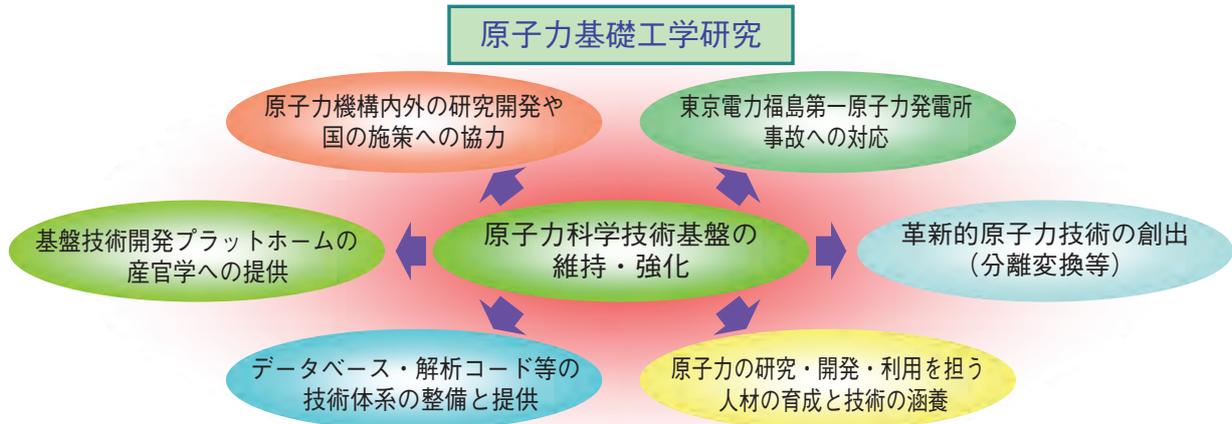


図4-1 原子力基礎工学研究の役割

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

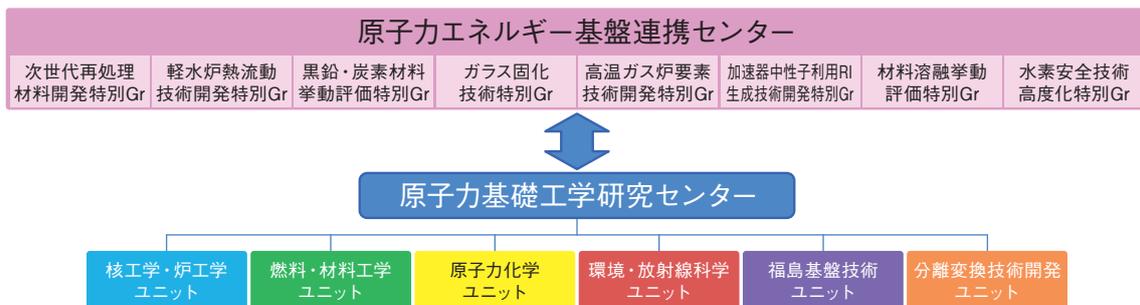


図4-2 原子力エネルギー基盤連携センター

基盤技術に関する研究成果を産業界と連携して、実用化を進めています。

原子力基礎工学研究センターでは、我が国の原子力研究開発の科学技術基盤を長期的な視点に立って維持・強化し、新たな原子力利用技術を創出することを使命とし、さらに、東京電力株式会社福島第一原子力発電所（1F）事故からの復旧にかかわる基礎基盤研究、高レベル放射性廃棄物処分の負担軽減に貢献する分離変換技術開発に関する基盤研究をはじめとする社会の様々なニーズに的確に応えることを目指しています（図4-1）。

核工学・炉工学研究では、最先端の理論・実験・計算シミュレーションを駆使し、評価済み核データファイル JENDL の整備や核データ取得技術の開発、原子炉の設計・挙動解析手法の高精度化を進めています（トピックス 4-1, 4-2, 4-3）。燃料・材料工学研究では、原子炉や核燃料サイクル施設における核燃料や構造材料の振る舞いに関する研究開発を進めています（トピックス 4-4, 4-5）。原子力化学研究では、再処理プロセスに関する基礎基盤データの整備、極微量の核燃料物質の検出方法の開発等を進めています（トピックス 4-6, 4-7, 4-8）。環境・放射線科学研究では、放射性物質等の環境中での移行挙動の研究や、最新科学に基づく放射線防護の研究等を進めています

（トピックス 4-9, 4-10）。また、原子力エネルギー基盤連携センター（図4-2）を通して産業界との連携を推進しています。

1F 復旧にかかわる基礎基盤研究では、廃炉作業に貢献するための燃料デブリの性状把握、放射性廃棄物保管容器の長期健全性評価、作業時の臨界を防ぐ管理法、最終的な放射化物質の推定等の基盤技術開発等に力を入れています（第1章トピックス 1-1, 1-9, 1-10, 1-14, 1-16, 1-19）。

分離変換技術開発の基盤研究では、ネプツニウムやアメリカシウムなどのマイナーアクチノイド（MA）や核分裂生成物を効率的に分離する新しい基盤技術開発を進めています。また、未臨界炉と加速器を結合させた新しいシステム（加速器駆動未臨界システム）によって MA を核変換する方法を中心に検討を進めています。

原子力利用施設における基盤技術に関しても、施設現場でのニーズを踏まえた技術開発を進めています。原子力施設等の放射線測定（トピックス 4-11, 4-12）、炉内長期照射キャプセルの材料健全性評価（トピックス 4-13）、放射線管理区域における作業安全のための管理システム開発（トピックス 4-14）等に取り組んでいます。

4-1 核力の性質から崩壊熱の予測精度向上へ —テンソル力の β 崩壊への影響を解明—

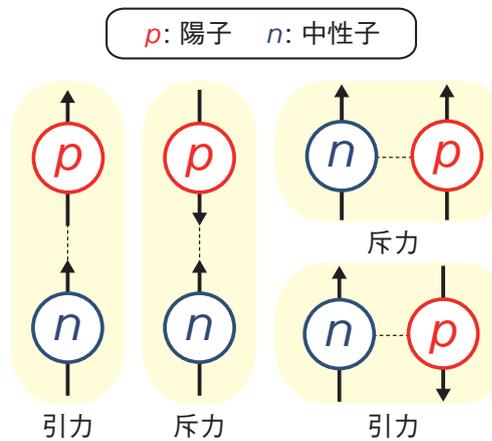


図4-3 陽子・中性子間に働くテンソル力の性質
スピン(矢印)の向きと、中性子と陽子の相対位置関係によってテンソル力は引力にも斥力にもなります。このうち引力の効果が、 β 崩壊に強く影響していることが分かりました。

原子炉で発生する核分裂生成物 (FP) や、加速器による原子核破砕反応によって生じる核破砕片の中には、不安定な原子核が存在します。多くの不安定な原子核に共通する特徴は、 β 崩壊し、より安定な原子核に変化することです。 β 崩壊が起きると、電子(陽電子)、反ニュートリノ(ニュートリノ)、光が放出され、外部にエネルギーを与えます。一つの原子核の β 崩壊から放出されるエネルギーは非常に小さいですが、使用済核燃料などの中には膨大な数のFPが存在するため、 β 崩壊のエネルギーが大量の熱(崩壊熱)に変わっていきます。この崩壊熱は、核燃料の再処理や放射性廃棄物の処分を難しくしている問題のひとつであり、更に東京電力福島第一原子力発電所の破損した原子炉内から発生する熱源の主要原因にもなっています。しかしながら、 β 崩壊には、いまだに理論的に説明することができない問題が残されており、崩壊熱予測に不定性を与えています。特に、魔法数と呼ばれる陽子または中性子数をもつ原子核の β 崩壊の放出エネルギーと半減期の測定データを、既存の理論モデルでこれまで説明することはできませんでした。

●参考文献

Minato, F. et al., Impact of Tensor Force on β Decay of Magic and Semimagic Nuclei, Physical Review Letters, vol.110, issue 12, 2013, p.122501-1-122501-5.

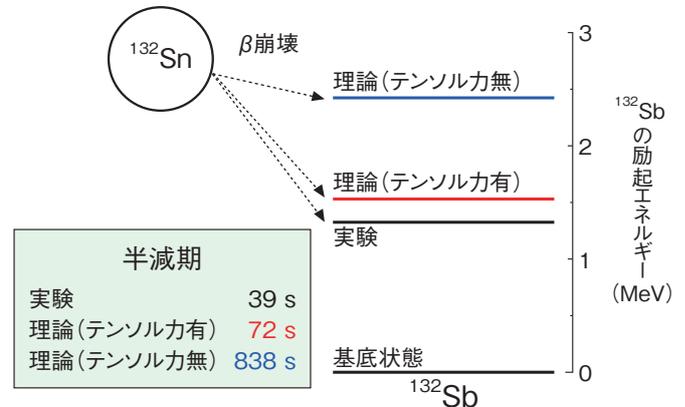


図4-4 テンソル力の有無による ^{132}Sn の半減期とその娘核 ^{132}Sb の励起エネルギーの比較
横線は娘核 ^{132}Sb の励起エネルギーを示しています。テンソル力を考慮することで、理論計算の半減期や ^{132}Sb の励起エネルギーが大きく改善されています。

私たちは、この問題を解決するために、従来の理論モデルでは考慮されていなかったテンソル力に着目しました。テンソル力とは、原子核の構成粒子である陽子と中性子に働く基本的な核力のひとつです。図4-3に、その特徴的な性質を示しています。陽子と中性子が持つスピン(核子の自転のようなもの)の向きと、陽子-中性子間の相対的な位置関係によって、テンソル力は斥力にも引力にもなります。私たちは、このテンソル力を取り込んだ新たな理論モデルを構築して、コンピュータによる数値解析を行い、 β 崩壊に与える影響について調べました。その結果、テンソル力の引力の効果が強い影響を与えていることが分かり、図4-4で示されるように、魔法数を持った原子核スズ $^{132}(\text{Sn})$ の β 崩壊半減期が大きく改善され、またその娘核であるアンチモン $^{132}(\text{Sb})$ の励起エネルギーを再現することに成功しました。

本研究は、崩壊熱の予測精度向上につながる成果であるとともに、宇宙天体中での元素合成や核物理の基礎研究など β 崩壊がかかわる様々な研究分野においても大きな貢献となることが期待されます。

4-2 原子炉事故時の溶融物の挙動を明らかにする —炉内容融物移行蓄積シミュレーション手法の開発—

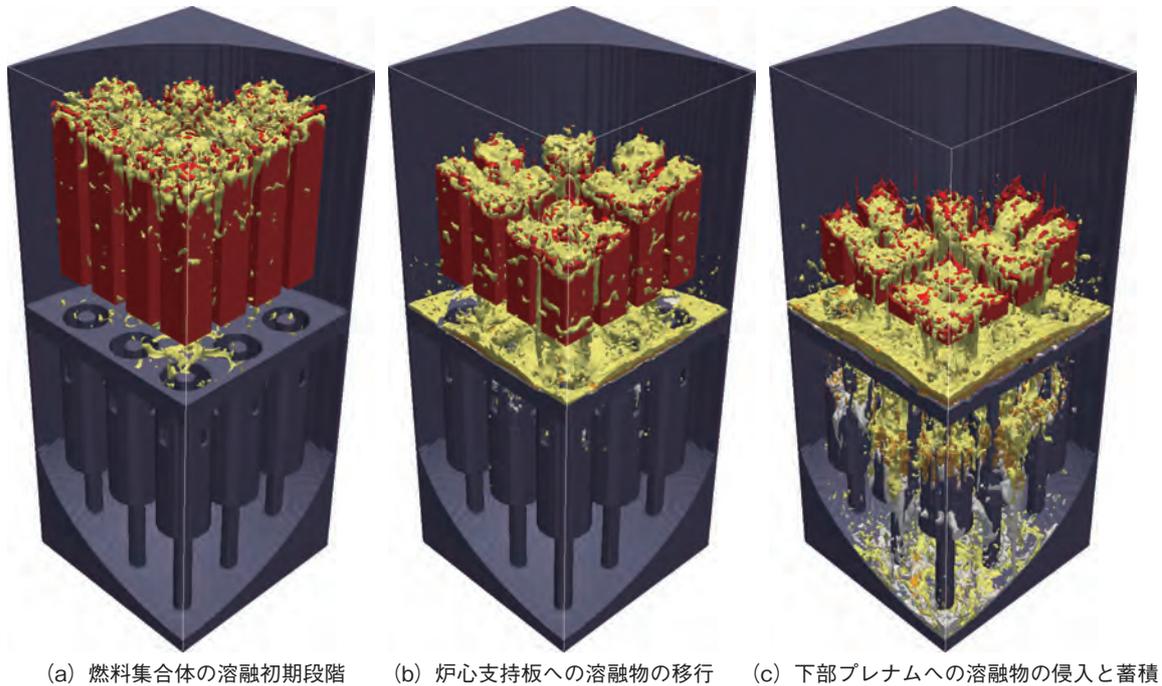


図4-5 溶融物移行挙動の推移

(a) 模擬燃料集合体上端から燃料成分が持つ発熱により燃料が溶融し下方へ移行します。(b) 溶融燃料が模擬炉心支持板上に堆積し、一部は制御棒案内管内部に流入します。(c) 案内管を介して溶融物は下部プレナムに侵入し、下部領域に蓄積します。

■ 損傷していない燃料	■ 溶融した構造物
■ 溶融した燃料	■ 固体状の構造物
■ 溶融後固化した燃料	

東京電力福島第一原子力発電所(1F)事故では、原子炉内でメルトダウンが発生し、溶けた燃料が原子炉圧力容器下部まで達していると言われていました。今後の廃炉作業をできるだけ円滑に進めていくうえで、溶け落ちた燃料がどの程度の量でどのように分布しているかを詳細に把握することは非常に重要ですが、高い放射線量により実際に確認することは困難です。

このような場合、コンピュータシミュレーションによる予測が非常に有効です。これまで過酷事故時のコンピュータシミュレーションは行われていますが、溶融燃料の詳細な移行挙動を取り扱った例はほとんどありません。また、1Fのような沸騰水型原子炉での過酷事故は世界に例がなく、ほとんどのコンピュータシミュレーションは加圧水型原子炉を対象に行われていました。

そこで、私たちは、過酷事故時の炉内容融物の移行挙動を詳細に再現することを目的として、新たなコンピュータシミュレーション手法の開発を行っています。原子炉内では自ら発熱するウラン燃料と発熱しない構造物の2成分が存在することから、それらの成分を区別

できるようにしました。すなわち、燃料成分とその他構造物にそれぞれ異なる成分識別関数を与え、同一支配方程式の下に各成分挙動を扱えるようにしました。この際、各成分の境界すべてを別々に計算すると計算誤差が大きくなりますが、最初に全成分まとめて計算したあと、各成分について評価することにより誤差を抑えました。また、溶融燃料等の溶融物の形状の変化を効率的に計算できる手法を構築し、図4-5に示すような溶融燃料とそれ以外の構造物との複雑な相互作用を含んだ熱流動現象を扱えるようにしました。これにより、詳細な燃料の流動の取扱い、多成分の取扱いが可能になり、発熱する物質であるウラン燃料及び非発熱体である構造物(ジルカロイ、ステンレス鋼、 B_4C)を含んだ体系での一貫したシミュレーションによって、既存のシビアアクシデント解析コードの結果を補足する情報を提供できる見通しを得ることができました。

今後は、化学反応や輻射などに関するシミュレーション機能の導入や実験データによる検証を図り、炉内容融物の移行蓄積挙動のより正確な把握に対応する考えです。

●参考文献

Yamashita, S. et al., Development of Numerical Simulation Method for Relocation Behavior of Molten Materials in Nuclear Reactors: Analysis of Relocation Behavior for Molten Materials with a Simulated Decay Heat Model, Proceedings of the 22nd International Conference on Nuclear Engineering (ICONE 22), Prague, Czech Republic, 2014, ICONE22-30972, 9p., in CD-ROM.

4-3 ウランの正確な計量技術の確立を目指して —廃棄物ドラム缶の ^{235}U 量を定量する新しい非破壊測定技術を人形峠で実証—



図4-6 人形峠環境技術センター内に構築された非破壊測定装置本体装置(JAWAS-N)の筐体(外観: 縦2 m, 横2 m, 高さ約2.2 m)は、厚さ0.5 mのコンクリートから構成され、その中の空間(縦1 m, 横1 m, 高さ1.2 m)にドラム缶回転台, 中性子発生管, ^3He 検出器が組み込まれたディテクターバンクが収められています(図4-7)。

原子力事業者は、原子力施設の解体・廃止措置時にウラン(U)などの核燃料物質が付着した解体物をドラム缶に詰めて保管しています。さらに、その核燃料物質の在庫管理が法令等で求められています。人形峠環境技術センター(以下、人形峠)でも、製錬転換施設の廃止措置により発生したドラム缶について、 γ 線の計数値からUの濃縮度と量を決定するパッシブ測定法により1本ごとにUの量を測定しています。しかし、ドラム缶の内容物の種類(金属、コンクリート等)やUの偏在により計数値が大きく影響を受ける場合があり、これらに起因する測定誤差の大きさが計量管理上問題となる場合があります。

この問題解決のために、原子力基礎工学研究センターでは、アクティブ高速中性子直接問い合わせ法(FNDI法: Fast Neutron Direct Interrogation)によるウラン ^{235}U の非破壊測定による定量化の研究開発を実施しています。その測定技術の実用化を目指して、人形峠と共同で人形峠のU系廃棄物ドラム缶の ^{235}U の計量を目的に人形峠施設内に図4-6に示す非破壊測定装置(JAWAS-N)を構築しました。FNDI法は、高速中性子をパルス状に

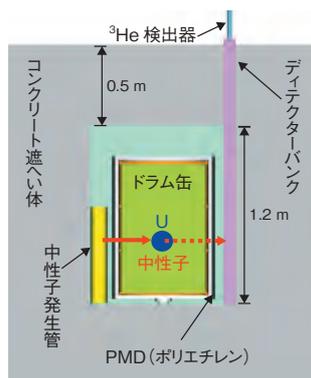


図4-7 JAWAS-N装置内部模式図

中性子発生管から中性子をドラム缶に照射し、 ^{235}U からの核分裂高速中性子を測定します。高速中性子は透過能力に優れているため内容物の影響が少なくなります。

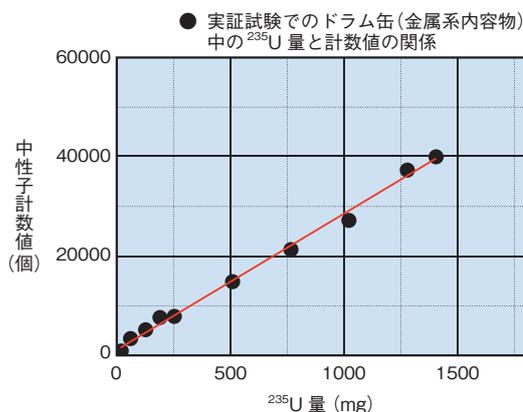


図4-8 JAWAS-Nの実証試験結果

Uがドラム缶内のどの位置にあっても測定する中性子計数値はドラム缶内 ^{235}U の量で決まります。 ^{235}U の量と γ 線等による同位体比測定からドラム缶内のウラン($^{235}\text{U} + ^{238}\text{U}$)量が推定できます。

ドラム缶に照射することによって、 ^{235}U から発生する核分裂高速中性子のみを計数して ^{235}U 量を測定します。高速中性子は物質の透過能力に優れているため、計数値が内容物の影響を受けにくいという特長があります(図4-7)。

これまでの基礎試験では、計数値から直接 ^{235}U 量を求める定量化法を考案し、ドラム缶の内容物やUの偏在に関係なく、小さな誤差で ^{235}U 量の測定ができることを確認してきました。この研究成果を基に人形峠の装置でも、図4-8に示すように中性子計数値から ^{235}U 量を直接求められること及び少量でも小さな誤差で測定できることを実証しました。

FNDI法では小さな誤差で ^{235}U 量を測定できますので、同位体比が既知である場合には、ほかの同位体量も特定できるため、従来の測定法では測定が困難な場合に本法を適用すれば誤差を低減させてウラン($^{235}\text{U} + ^{238}\text{U}$)の総量を計量できる可能性があります。このため、従来の測定法とFNDI法を相補的に組み合わせて核燃料物量をより正確に測定できる技術の研究開発を今後継続して実施する予定です。

●参考文献

日本原子力研究開発機構, 核分裂性物質量の測定方法、及び測定装置, 特開 2014-174123, 2014-09-22, 公開特許公報。

4-4 原子炉の長期健全性評価の高精度化を目指して —中性子照射によるミクロ組織変化の予測モデルの開発—

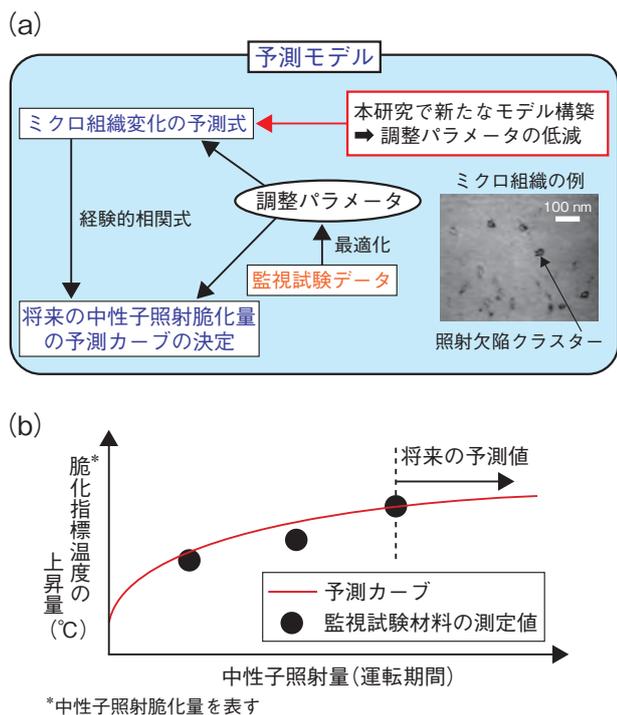


図4-9 中性子照射脆化量の予測モデルの概念図

(a)は、中性子照射脆化量の予測カーブ評価の流れ図 (b)は、予測カーブの概念図を示しています。ミクロ組織変化の予測モデルの新たな構築により調整パラメータの低減に成功しました。

原子炉を構成する金属材料が核分裂反応で生じた中性子の照射を長期にわたり受けることにより、金属材料内に微細な（ミクロ）組織変化が生じ、これが原因となり金属材料が粘り強さを失い脆くなることが知られています。中性子照射脆化と呼ばれるこの現象を理解し予測することは、原子炉の長期運転における金属材料の健全性を保つうえで最も重要な課題のひとつとなっています。

図4-9に、現在実用化されている将来の中性子照射脆化量の予測モデルの概念図を示します。中性子照射による金属材料内のミクロ組織変化の予測式及びミクロ組織と中性子照射脆化を結びつける相関式を構築し、これらに含まれる調整パラメータを、監視用の試験材料に対する測定値を再現するよう最適化することで予測カーブが得られ、将来の金属材料の健全性が評価されます。ただし、原子炉の長期運転に際しては調整パラメータの大幅な修正が必要になる場合があり、予測モデルの高度化を図ることが重要な課題であると考えられます。

私たちはこの課題を解決するために、これまでの予測モデルでは考慮されていなかった、照射により形成される欠陥集合体（照射欠陥クラスター）が移動する効果と、

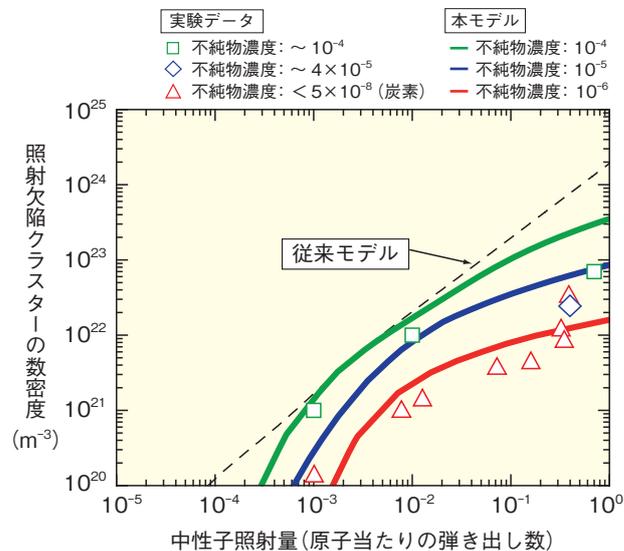


図4-10 照射欠陥クラスターの数密度の中性子照射量依存性
従来モデル（破線）では不純物濃度依存性が考慮されていないのに対して、これを考慮した本モデル（実線）では実験データの再現性が再現可能になりました。

これに及ぼす不純物原子の影響を基本的な物理過程として抽出し、モデル構築を行いました。これにより、様々な金属材料や照射条件に対して一元的な取扱いが可能な汎用性の高い予測モデルの開発を目指してきました。これまでに、金属材料内に普遍的に存在する不純物原子に着目したミクロ組織変化の予測モデルを開発し、その妥当性の実証に成功しました。開発したモデルでは、中性子照射脆化の主要な要因のひとつである、照射欠陥クラスターの形成とその成長過程に及ぼす不純物原子の影響に関する最新の研究成果が反映されています。図4-10に、原子炉を構成する金属材料のベース金属である純鉄における照射欠陥クラスターの数密度の中性子照射量依存性を示します。本モデルでは、不純物原子の影響を考慮することにより調整パラメータを低減するとともに、照射欠陥クラスターの数密度の飽和傾向と不純物濃度の影響に対する実験データの再現性が大幅に向上しました。

この結果は、より基本的な物理過程を考慮する重要性を示しています。本モデルを発展させることにより、原子炉の長期運転による金属材料の中性子照射脆化に対する予測精度の向上が期待されます。

●参考文献

Abe, Y. et al., Effect of Carbon Impurity Content on Microstructural Evolution in Neutron-Irradiated Alpha Iron: Cluster Dynamics Modeling, Materials Research Society Symposium Proceedings, vol.1535, 2013, 7p.

4-5 分離変換技術開発に向けた基礎データの拡充 —電気化学的な手法を用いた金属間化合物の物性測定—

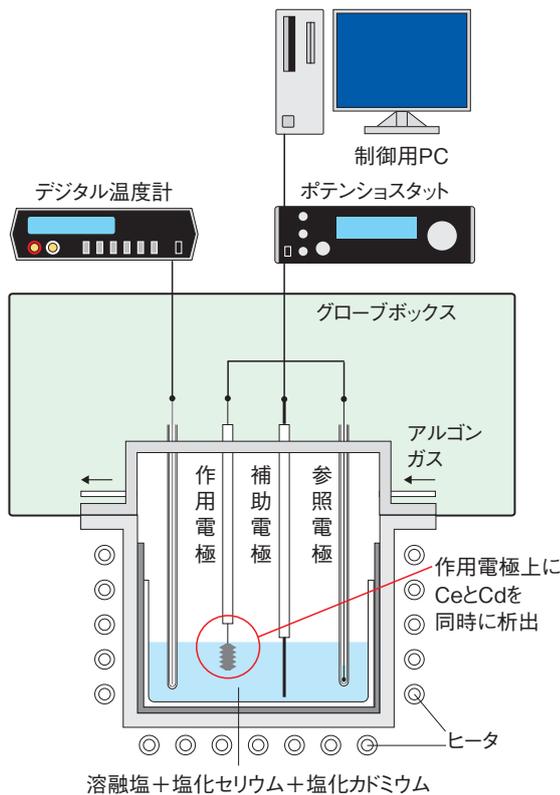


図4-11 本研究で考案した電気化学的な手法（原理図）

本手法では、塩化セリウムと塩化カドミウムが溶解した溶融塩中で定電位電解することで、CeとCdを作用電極上に同時に析出させ、金属間化合物を形成させその際に観測されるプラトー電位（図4-12）を用いて生成自由エネルギーを評価します。

将来の核燃料サイクルにおいては、廃棄物処分の負担軽減のために、長寿命放射性核種のマイナーアクチノイド（MA）を使用済燃料から回収し燃焼する分離変換技術が有力なオプションとされています。MAは、高い放射線性と発熱性を有することから、私たちはその再処理法として、非鉄精錬等に用いられる手法を応用した乾式再処理法の研究開発を進めています。乾式再処理法では、MAを核分裂生成物と分離しながら液体カドミウム（Cd）中に回収し、その後でCdを蒸留分離するプロセスにより、MAを合金形態にして回収します。乾式再処理の技術開発においては、これらの挙動を理解するための基礎データを取得する必要があります。Cdを蒸留分離するプロセスでは、Cd蒸留中に形成されると予想される様々な金属間化合物の安定性（ギブスの生成自由エネルギー）を評価する必要があります。金属間化合物は蒸留を阻害する可能性があるためです。

私たちは様々な金属間化合物のギブスの生成自由エネルギーを系統的に測定・評価する手法として、図4-11

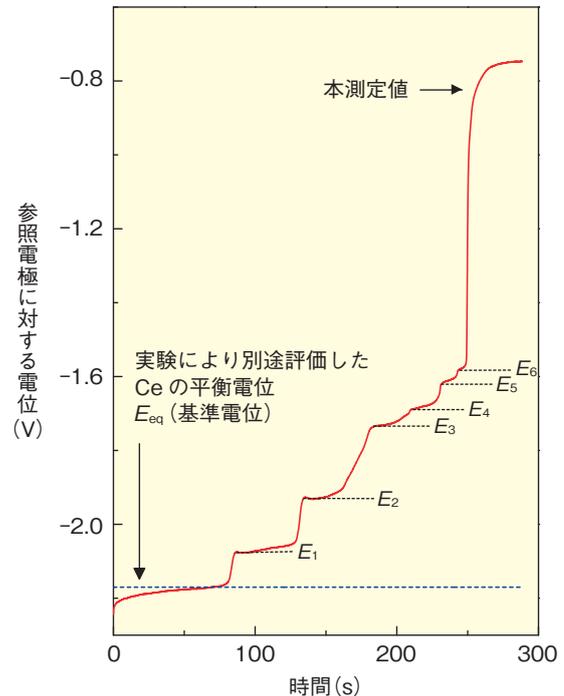


図4-12 参照電極に対するCeとCdの金属間化合物間の平衡反応電位の経時変化（673 K）

—線が本手法による参照電極に対する測定電位、---線がCeの平衡電位（基準電位）を表しています。本手法により、CeとCdの金属間化合物の酸化還元反応に起因する六つのプラトー電位（ $E_1 \sim E_6$ ）を測定することに成功しました。

に示す溶融塩中での電気化学的な手法を考案しました。本手法では、作用電極と補助電極、参照電極からなる三電極法を採用し、塩化セリウム（ $CeCl_3$ ）と塩化カドミウム（ $CdCl_2$ ）が溶解している溶融塩中で定電位電解法によりCeとCdを作用電極上に同時析出させ、金属間化合物を形成させます。そして、基準となる溶融塩中でのCeの酸化還元反応に起因する電位（平衡電位） E_{eq} と、CeとCdの金属間化合物間の酸化還元反応に起因する電位（ $E_1 \sim E_6$ ）との電位差から、ギブスの生成自由エネルギーを算出します（図4-12）。

今回、MAと類似した化学的性質を有するCeを用いて生成自由エネルギーを系統的に測定・評価することに成功し、6個の金属間化合物の生成自由エネルギーを新たに評価することができました。

このような手法を確立することで、今後アクチノイドとCdとの金属間化合物の生成自由エネルギーを評価する道筋をつなぐことができました。

●参考文献

Shibata, H. et al., Evaluation of Gibbs Free Energies of Formation of Ce-Cd Intermetallic Compounds using Electrochemical Techniques, Journal of Physics and Chemistry of Solids, vol.75, issue 8, 2014, p.972-976.

4-6 大環状化合物を使ってストロンチウムを抽出除去 —イオン液体溶媒の利用による抽出能向上を発見—

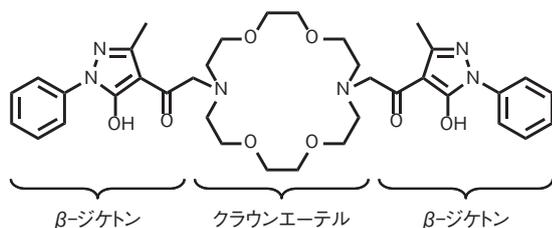


図4-13 大環状化合物の構造

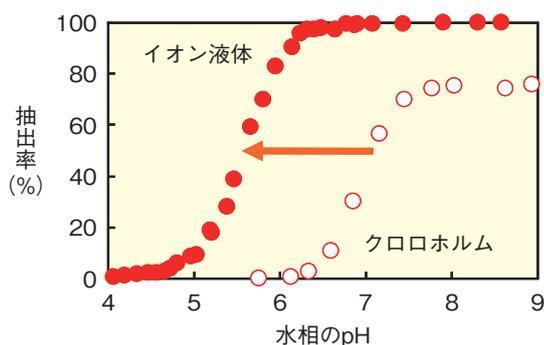


図4-14 イオン液体及びクロロホルムへのSrの抽出挙動
イオン液体を用いた場合は、Srがより低pH側から抽出できるようになり、抽出能が大幅に向上します。

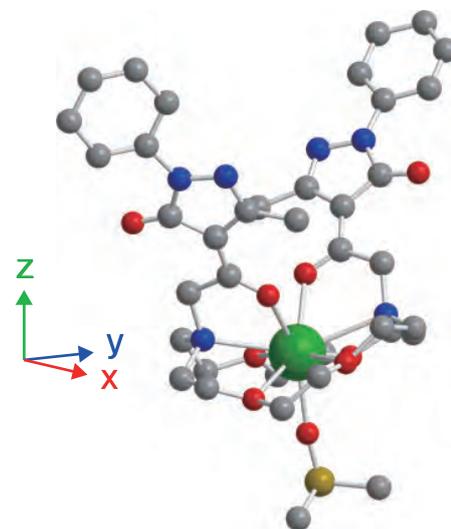


図4-15 クロロホルムに抽出されたSr錯体の結晶構造
Sr (●) に大環状化合物の六つの酸素 (●) と二つの窒素 (●)、溶媒の一つの酸素 (●) が配位しています。灰色の●は炭素、黄色の●は硫黄原子を表します。

核分裂生成物のストロンチウム-90 (^{90}Sr) は、半減期が28.8年の β 線放出核種です。人体に取り込まれると骨に沈着することから、汚染された土壌や海水から ^{90}Sr を効率的に除去する技術を開発することが必要です。

放射性核種などの金属イオンを分離、除去する有効な手法のひとつに溶媒抽出法があります。溶媒抽出法は、水と混じり合わない溶媒（抽出剤を含む）に水に溶解している物質を抽出する方法のことであり、レアメタルの分離回収などにおいて、工業的に広く利用されています。

私たちは、Srの抽出剤として二つの β -ジケトン部位を持つ大環状化合物（図4-13）を合成し、有機溶媒に代わる新たな溶媒として注目されているイオン液体を抽出媒体として利用した溶媒抽出について研究しました。イオン液体は、イオンのみから構成され、室温でも液体として存在する塩であり、従来の溶媒とは大きく異なる特性を有することから、これまでにない機能性溶媒として期待されています。

Srイオンの溶媒抽出における抽出溶媒としてのイオン液体の優位性を評価するために、一般的な抽出溶媒（有機溶媒）として知られるクロロホルムと比較しました。

その結果、クロロホルムを用いた場合と比較して、イオン液体を用いるとSrに対する抽出能が劇的に向上することを発見しました（図4-14）。イオン液体とクロロホルムへの抽出を詳細に調べたところ、両抽出系においてSrと大環状化合物が1:1の錯体を形成し、抽出されることが分かりました。クロロホルムに抽出された錯体を結晶化させ、結晶構造解析を行った結果、Srは環の内部に取り込まれ、二つの β -ジケトン部位が配位した構造であることが明らかになりました（図4-15）。

次に、イオン液体を用いると抽出能が向上する理由を調べるために、X線吸収分光法によって、両溶媒に抽出された錯体の構造を溶液状態のまま解析しました。その結果、イオン液体中の錯体のSr-酸素の原子間距離が2.51 Åと算出され、クロロホルム中の2.55 Åよりも短くなっていることが分かりました。したがって、イオン液体中ではSrがより強固に保持されており、この原子間距離の短縮が、抽出能向上の原因であると考えられます。

本研究は、国立大学法人金沢大学との共同研究「イオン液体を媒体とした金属抽出に関する研究」の成果の一部です。

●参考文献

Okamura, H. et al., Specific Cooperative Effect of a Macrocyclic Receptor for Metal Ion Transfer into an Ionic Liquid, Analytical Chemistry, vol.84, issue 21, 2012, p.9332-9339.

4-7 白金粒子の電極触媒機能で原子価を制御する —アクチノイドの選択的な迅速原子価調整法の開発—

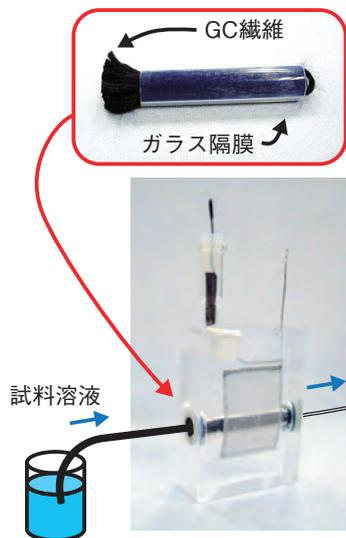


図 4-16 カラム電極を用いる流れ系電解法
グラッシーカーボン (GC) 繊維を作用電極とするカラム電極電解法では、多孔質ガラス隔膜に GC を充てんし (上図参照)、その GC の間に試料溶液を流しながら電解することにより、迅速かつ高効率に原子価を制御できます。

アクチノイド (An) 元素のうち、ウラン (U)、ネプツニウム (Np) 及びプルトニウム (Pu) は水溶液中で三価から六価の原子価のイオンとして存在します。これらのイオンは原子価ごとに溶液中での振る舞いが大きく異なるため、その原子価状態を正確に把握し、精密に制御することが、高選択的な分離や精度の良い分析を行ううえで重要です。

私たちは、図 4-16 に示すような微細なグラッシーカーボン (GC) 繊維を筒 (カラム) 状に成形して作用電極として利用するカラム電極電解法を開発してきました。この方法では、溶液を流しながら電解するため、迅速なイオンの原子価調整が可能です。An イオンの酸化還元のうち五価 (AnO_2^+) と四価 (An^{4+}) の間の反応は、イオンの化学形の変化を伴うため、単純な酸化還元よりも反応速度が遅く、過電圧と呼ばれる過剰なエネルギーが必要不可欠なことが分かりました。また、白金を電極材とすると、白金自体が持つ触媒作用により過電圧を大幅に低減できる可能性を見いだしました。しかし、通常の白金表面での触媒反応の速度は遅く、電解に長時間を要するという課題がありました。

そこで、私たちはカラム電極に白金の電極触媒機能を

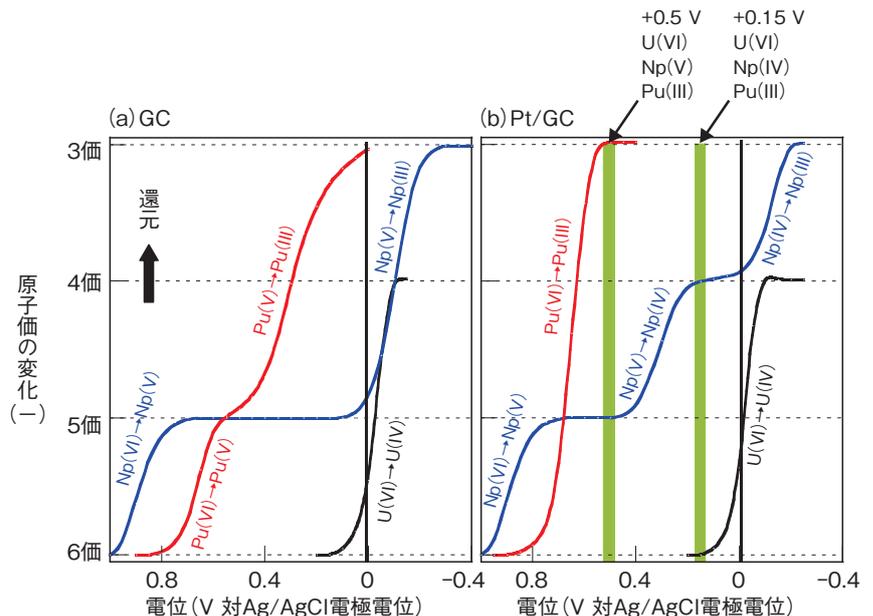


図 4-17 流れ系電解における U, Np 及び Pu の原子価変化

(a) GC 電極と (b) 白金黒付 GC 電極 (Pt/GC) を用いた時の U, Np 及び Pu の電解電位ごとの原子価変化の比較です。Pt/GC 電極の場合、Np を四価に調整でき、+0.15 V の電解で U(VI) + Np(IV) + Pu(III)、+0.5 V の電解で U(VI) + Np(IV) + Pu(III) と、U, Np 及び Pu を異なる原子価に調整することもできます。

付与した迅速電解法を開発を試みました。塩化白金酸を含む溶液中で、電解により GC 繊維上に白金黒と呼ばれる微粒子状の白金を析出させました。

この電極を用いて U, Np 及び Pu を電解還元した時の印加電位と、原子価の変化の関係を図 4-17 に示します。従来の (a) GC 電極では Np(V) や Pu(V) の還元の過電圧が大きいため、Np(V) を還元すると一挙に Np(III) まで還元されたり、Pu(V) から Pu(III) への還元が緩やかに進んだりするため、選択的な原子価調整が困難でした。一方、(b) 白金黒付電極を用いれば、Np(IV) を精度良く原子価調整でき、例えば +0.15 V の電位では U(VI) + Np(IV) + Pu(III) のように、U, Np 及び Pu をそれぞれ異なる原子価に調整することが可能となります。

本研究の成果は、精密な原子価制御による An 元素の高効率な分離を可能とするだけでなく、電解電気量を測定することによる原子価別の高精度な電量分析にも応用できます。

本研究は、文部科学省科学研究費補助金 (No.22560832) 「中性領域・分散系溶液中でのアクチノイドイオンの原子価変化機構の解明と制御」の成果の一部です。

●参考文献

Kitatsuji, Y. et al., Flow Electrolysis of U, Np and Pu Ions Utilizing Electrocatalysis at a Column Electrode with Platinized Glassy Carbon Fiber Working Electrode, *Electrochimica Acta*, vol.74, 2012, p.215-221.

4-8 環境試料中の濃縮ウラン粒子を選択的に検知・分析 — 固体飛跡検出を前処理に用いる二次イオン質量分析法の開発 —

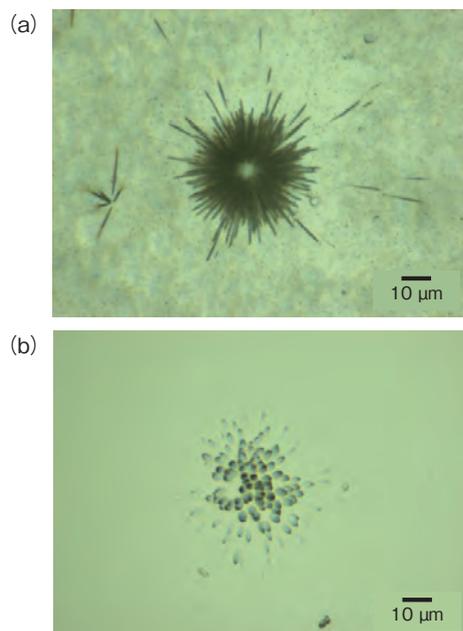


図4-18 U粒子の(a)フィッシュントラック像及び(b)アルファトラック像

試料中にU粒子が存在する場合には、中性子吸収による核分裂や α 壊変によりこのようなトラックが固体飛跡検出器に刻まれ、顕微鏡でその像を観察することができます。

原子力の平和利用のためには、核兵器開発につながるようなウラン(U)濃縮などの秘密裡の原子力活動を国際的に監視していく必要があります。私たちは、国際原子力機関(IAEA)などと連携して、世界中の原子力施設で採取された環境試料に含まれる核物質粒子の分析やそのための新規分析法の開発を行っています。IAEAでは、これらの分析結果を基に、その施設でどのような核物質がどのような目的で使われているかを調べています。

環境試料中の核物質粒子を分析するためには、まず、試料中に含まれる無数の粒子の中から核物質粒子を特定する必要があります。本研究では、固体飛跡検出器を用いてU粒子を特定する方法を開発しました。まず、粒子を有機溶剤中に懸濁させ、それを自然乾燥させることにより、粒子を含むフィルムを作成します。そのフィルムを固体飛跡検出器に密着させ、原子炉で中性子照射します。ここで、試料中にU粒子が存在する場合には、 ^{235}U 同位体が中性子を吸収して核分裂を起こし、その飛跡(フィッシュントラック)が検出器に刻まれます。この飛跡は、顕微鏡で観察することができ(図4-18(a))、その位置から、U粒子の試料中の位置を調べることができます(図4-19)。

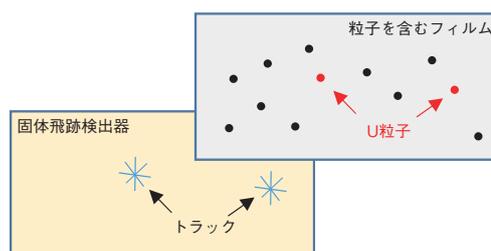


図4-19 試料中のU粒子の位置の特定

粒子を含むフィルムを作成し、検出器に密着させます。その後、トラックが観測された位置の情報から、試料中のU粒子の位置を特定することができます。

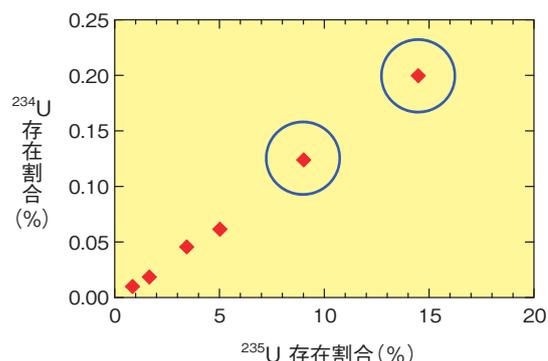


図4-20 原子力施設で採取された環境試料中のU粒子の二次イオン質量分析による同位体測定結果

^{235}U の存在割合が9%以上のU粒子が複数検出されました。これらの粒子は、固体飛跡検出を用いない分析の場合には見逃して検出できませんでした。

また、中性子照射をしない場合でも、U同位体のアルファ壊変によって飛跡(アルファトラック)が検出器に刻まれますので(図4-18(b))、同様にU粒子の位置を特定できます。

一方、固体飛跡検出器に刻まれるトラック本数はUの濃縮度(^{235}U 同位体の存在割合)と強い相関があり、本数が多いほど濃縮度の高いU粒子である可能性が高くなります。すなわち、トラック本数の多いU粒子を選択的に検知することにより、濃縮度の高いU粒子を効率的に分析できます。これは、核兵器開発につながるような原子力活動を検知するうえで極めて重要です。図4-20は、ある原子力施設で採取された試料について、アルファトラック像の観察によりU粒子の位置を特定し、トラック数の多い粒子を選択して、 ^{234}U 及び ^{235}U 同位体の存在割合を二次イオン質量分析法により分析した例です。この結果では、従来の固体飛跡検出を用いない方法では見逃していた9%以上の濃縮度を有するU粒子を複数個見つけ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25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., Secondary Ion Mass Spectrometry Combined with Alpha Track Detection for Isotope Abundance Ratio Analysis of Individual Uranium-Bearing Particles, *Talanta*, vol.120, 2014, p.349-354.

4-9 水田からの温室効果ガスの発生メカニズム —放射性物質の陸面移行モデルを活用した大気とのNH₃交換過程の再現—

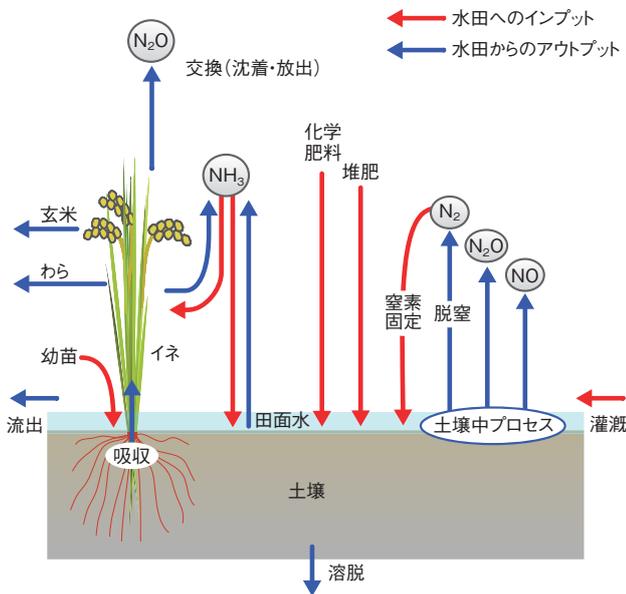


図4-21 水田における窒素循環

N₂Oなどの温室効果ガスの生成には様々な過程が関与しています。これらのうち、大気と水田とのNH₃の交換（沈着・放出）については、正確な評価は困難でした。

私たちは、放射性物質の大気と陸面との動きを予測する陸面移行モデル SOLVEG (Multi-layer Atmosphere-Soil-VEgetation Model) を様々な環境中の物質移行研究に応用し、得られた知見を反映することで開発・改良を進めています。ここでは、独立行政法人農業環境技術研究所と共同で、水田と大気との間のアンモニア (NH₃) 交換量の予測に取り組みました。

水田は、アジアの主食であるコメの供給源として重要ですが、同時に亜酸化窒素 (N₂O) などの温室効果ガスの発生源でもあります。水田からの温室効果ガスの生成には、大気とイネ・土壌との間を移行する窒素の動きが複雑に影響しています(図4-21)。NH₃は、水田上の大気中に多く存在し、イネの気孔を通じて吸収されたり、田面水に溶解されます(沈着)。逆に、水田に窒素肥料を与えた際には、イネや田面水から放出されます。このようなNH₃の交換量(放出と沈着の差)を正確に見積もることは難しく、水田からの温室効果ガスの発生量を予測するうえでの大きな課題でした。

そこで私たちは、水田でのNH₃の動きに影響する田面水の温度や、イネの葉に含まれる水や田面水に溶け込

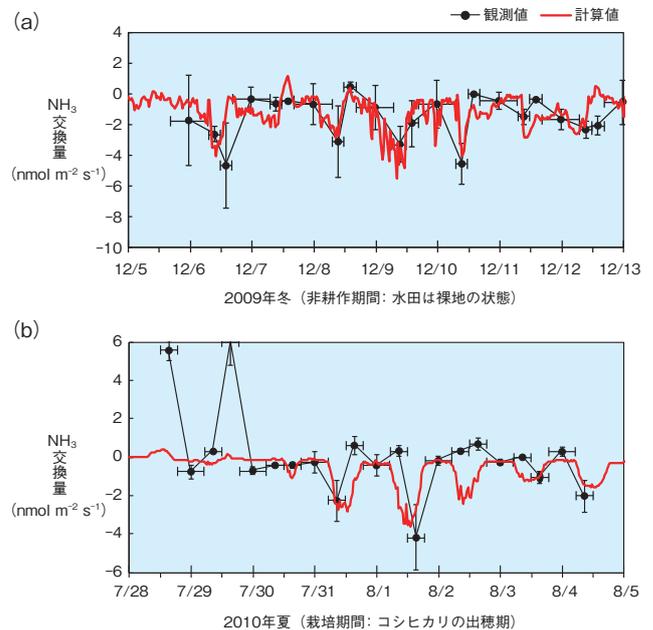


図4-22 SOLVEGを用いた(a)非耕作期間及び(b)栽培期間の水田上のNH₃交換量の再現結果

NH₃の大気と水田との交換過程をモデル化したことで、観測されたNH₃交換量(正值:放出, 負値:沈着)の変動が再現されました。

んだNH₃の濃度などを定式化し、これらをSOLVEGに組み込みました。このモデルを用いたシミュレーションによって、茨城県つくば市真瀬で観測された水田上のNH₃の交換量を再現することができました(図4-22)。さらに、このモデルを用いて、イネの生育とともにNH₃の交換量がどのように変化するかを調べました。田面水から放出されたNH₃の一部は、再びイネに吸収されますが(再吸収)、再吸収量の割合はイネの成長とともに増える傾向が見られました。更にイネが成長すると、NH₃のほとんどがイネに再吸収され、大気へと放出されないことを明らかにしました。このことは、水田に窒素肥料を与えるタイミングを適切に選ぶことによって、NH₃の大気への放出を抑えつつ、イネが効率良く窒素を吸収できることを意味しており、肥料の管理計画にも貢献できる知見が得られました。

本研究は、独立行政法人日本学術振興会科学研究費補助金(No.22248026)「大気二酸化炭素増加と水稲品種が大気-水田間の窒素循環に及ぼす影響の解明と予測」の成果の一部です。

●参考文献

Katata, G. et al., Coupling Atmospheric Ammonia Exchange Process over a Rice Paddy Field with a Multi-Layer Atmosphere-Soil-Vegetation Model, Agricultural and Forest Meteorology, vol.180, 2013, p.1-21.

4-10 体格の違いが内部被ばく線量に及ぼす影響 —コーカソイドと日本人の人体モデルを使った比較—

表 4-1 体格及び組織・臓器質量の成人日本人男性の平均値と ICRP が採用するコーカソイドの標準値

コーカソイドに比べ日本人の方が小柄です。臓器の質量は、臓器により日本人とコーカソイド間で大小関係が異なります。

体格	成人日本人男性 平均値	成人コーカソイド男性 ICRP 標準値
身長 (cm)	170	176
体重 (kg)	64	73
組織・臓器 質量 (kg)	成人日本人男性 平均値	成人コーカソイド男性 ICRP 標準値
肝臓	1.600	1.800
結腸	0.330	0.370
脂肪組織	13.900	18.200
肺	1.200	1.200
甲状腺	0.019	0.020
脳	1.470	1.450
腎臓	0.320	0.310

放射性同位元素 (RI) の体内への取込みによる内部被ばく線量を評価するためには、RI が分布する組織や臓器(線源領域)から放出された放射線のエネルギーのうち、被ばく線量評価の対象となる組織や臓器(標的領域)に付与されたエネルギーの割合に関するデータが必要となります。このデータは比吸収割合 (SAF) と呼ばれ、臓器や人体の形状を再現した人体モデルを用いて計算されます。国際放射線防護委員会 (ICRP) は、線量評価用の人体モデルとして、コーカソイドの標準的な身長、体重、臓器質量を持つ人体モデル (ICRP モデル) を定めており、今後、SAF や RI を 1 Bq 摂取した場合の実効線量 (線量係数) 等のデータが、ICRP モデルによる計算結果に基づき提供される予定です。

一方、表 4-1 に示すように、日本人は一般的にコーカソイドに比べて体格が小柄であり、臓器の質量等にも差があります。ICRP の線量係数は日本国内の防護基準の策定等にも利用されるため、日本人とコーカソイドの平均的な身体的特徴の違いにより、SAF や線量係数がどの程度異なるかを解析しました。

私たちは、成人日本人男性の平均的な身長、体重を有し、臓器質量が成人日本人男性の平均値に近い人体

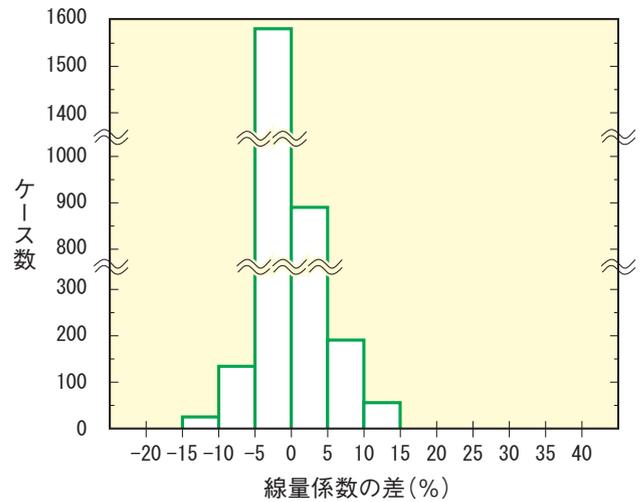


図 4-23 ICRP モデルに基づく線量係数に対する JM-103 に基づく線量係数の差の度数分布
横軸の線量係数の差 (%) は、以下の式で算出しています。
(JM-103 線量係数 / ICRP モデル線量係数 - 1) × 100

モデル JM-103 をこれまでに開発しました。本研究では、JM-103 を用いて SAF を解析する計算シミュレーション技術を開発し、10 keV から 5 MeV までの 15 種類のエネルギーの光子及び電子について、41 の線源領域と 33 の標的領域の組合せに対する SAF を算出しました。この結果を ICRP モデルによる SAF と比較し、臓器質量や体重の差などに起因して、各モデルで計算した SAF 間の差異の大きさを明らかにしました。続いて、JM-103 及び ICRP モデルの SAF に基づき、923 核種、摂取経路や化学形の違いなどを考慮した 2894 のケースで線量係数を評価しました。

ICRP モデルに対する日本人モデルの線量係数の差の度数分布を図 4-23 に示します。各モデルに基づく線量係数間の差は、SAF の差に起因して、最大で 40% 程度となるケースがありました。しかしながら、全体の 97% のケースで両モデルに基づく線量係数の差が ±10% 以内となっており、両人種間の平均的な身体的特徴の違いが線量評価に及ぼす影響は限定的で、ICRP の線量係数を放射線防護の目的で日本人に適用できることが明らかとなりました。

●参考文献

Manabe, K. et al., Comparison of Internal Doses Calculated using the Specific Absorbed Fractions of the Average Adult Japanese Male Phantom with Those of the Reference Computational Phantom-Adult Male of ICRP Publication 110, Physics in Medicine and Biology, vol.59, no.5, 2014, p.1255-1270.

4-11 高エネルギー γ 線の被ばく測定信頼性を支える —国内唯一の高エネルギー γ 線校正場の開発—

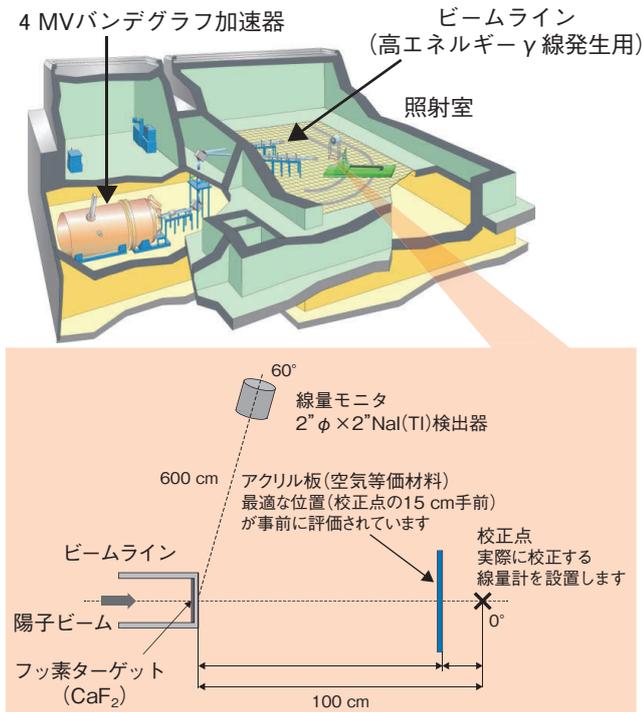


図4-24 高エネルギー γ 線校正場の概要
(放射線標準施設棟)

線量計の示す指示の信頼性は、「校正」という線量計が指示する値が正確かどうかを定期的に確認する作業を通じて確保されます。このためには、基準となる放射線のエネルギーと線量率が正確に分かった「放射線校正場」が必要です。原子力機構の放射線標準施設棟では、放射線作業や一般公衆の被ばく線量評価の信頼性を確保するため、様々な種類の放射線、幅広いエネルギーの放射線校正場を構築・維持し、国内外に提供しています。

γ 線に関しては、これまで2 MeV程度までの放射線校正場で線量計等の校正が行われてきました。しかし、沸騰水型原子炉(BWR)の冷却水系で生成する ^{16}N からは6~7 MeV領域の γ 線が生じていますし、放射線治療で利用が進んでいる電子加速器では数10 MeVの γ 線・X線が生じます。現在、広く普及した線量計で、このような高エネルギー γ 線に対する被ばく線量を正確に測定するためには、2 MeV以上の γ 線に対する線量計の校正を行う必要があります。しかし、我が国には、高エネルギー γ 線校正場が存在しません。そこで、私たちは4 MVバンデグラフ加速器を用いた陽子ビームとフッ素ターゲット(CaF_2)による核反応を利用し、図4-24に示す6~7 MeVの高エネルギー γ 線校正場を開発しました。

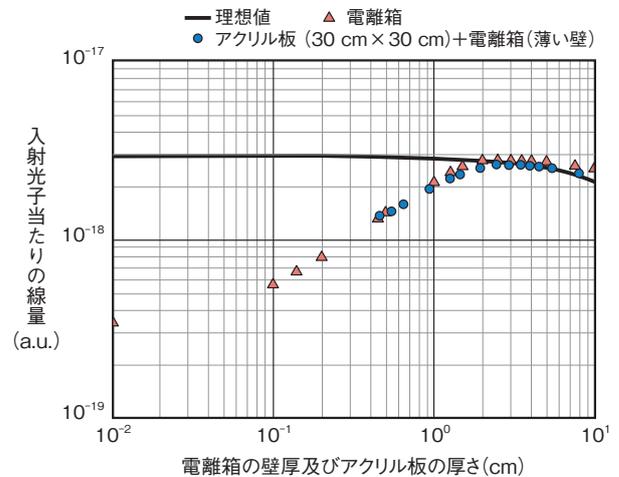


図4-25 計算により求めた電離箱の壁厚及びアクリル板の厚さ(薄い壁の電離箱を含む)の変化に対する校正点における線量の変化

理想値は、線量に寄与する電子の量が校正点で最適な条件となった場合の値です。30 cm × 30 cm、厚さ3 cmのアクリル板を挿入することで、一般的な電離箱でも線量測定が可能となります。

開発における最大の課題は、基準線量測定が、通常の方法で行えないことでした。 γ 線は物質と相互作用して電子を発生させ、その電子が校正場に対して線量として寄与します。 γ 線のエネルギーが大きくなると、空気中では電子が長い距離を移動し、理想的条件で線量測定できません。従来は、基準線量測定に用いる測定器(電離箱)の壁厚を非常に厚くする(図4-25)など、特殊な方法が必要でした。しかし、広く普及した線量計は薄い壁しかなく、正確な校正になりません。今回、私たちは、照射場中に空気と等価な材料であるアクリル板を最適な条件で挿入して測定する方法を開発し、仮想的に線量に寄与する電子の量を調整してこの問題を解決しました。アクリル板の最適な厚さと位置は、計算シミュレーションで理想的な測定条件で得られる値と一致する条件で決定しました(図4-24及び図4-25)。

また、加速器によるビーム強度の変動は、校正点での線量の変動につながります。このため、線量モニターを使って、正確な線量決定法を確立しました。一連の開発で、国内唯一(ドイツ連邦物理工学研究所(PTB)に次いで世界で2例目)の高エネルギー γ 線校正場を完成させ、施設供用を開始しています。

●参考文献

Kowatari, M. et al., Measurement of Air Kerma Rates for 6- to 7-MeV High-Energy γ -ray Field by Ionisation Chamber and Build-Up Plate, Radiation Protection Dosimetry, vol.162, no.4, 2014, p.446-458.

4-12 原子炉内の放射線強度を計測する —格納容器内の遠隔調査に向けた γ 線検出器の開発—

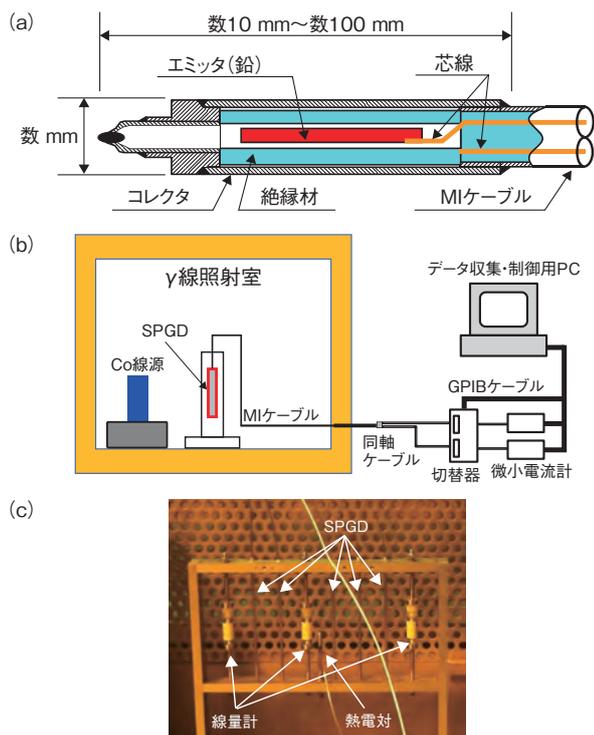


図4-26 SPGDの構造と照射試験の概要

(a) SPGDは直径が数mm程度の非常に細い放射線検出器で、エミッタ、コレクタ、絶縁材で構成されています。(b) 複数本のSPGDに同じ条件で γ 線を照射し、切替器と微小電流計で出力電流を測定しました。(c) SPGDの直近に線量計と熱電対を設置し、正確な照射条件が分かるようにして試験を実施しました。

東京電力福島第一原子力発電所(1F)の廃炉のために、溶融した燃料が原子炉構造材などと混ざり合って固まったデブリを取出し、その性状を把握することが必要です。しかし、原子炉格納容器内は放射能が高く、人が立ち入ってデブリ取出しのために内部状況を確認することは困難です。

そこで、格納容器内部のデブリ位置などを把握する手法として、自己出力型 γ 線検出器(Self-Powered Gamma Detector: SPGD)を用いた放射線計測方法の開発を開始しました。SPGDは、検出信号の発生に際して外部からの電源供給を必要とせず構造が単純な放射線検出器で、 γ 線がエミッタに当たると、はじき出された電子が絶縁材を通過してコレクタに到達し、微弱な電流を検出することにより、放射線の強さを測定します。このため、検出部の直径を数mmの細さにでき、細く入り組んだ配管などに挿入することが可能となります(図4-26)。

1Fにおける適用の可能性を検討するため、実際の配管に挿入可能なサイズのSPGDを製作し、 γ 線の測定限界を調べました。エミッタの材料には効率良く電子が発生する鉛を用い、あらかじめ γ 線の強さが分かっている実験室に置いて、 γ 線の強さとSPGDの出力電流と

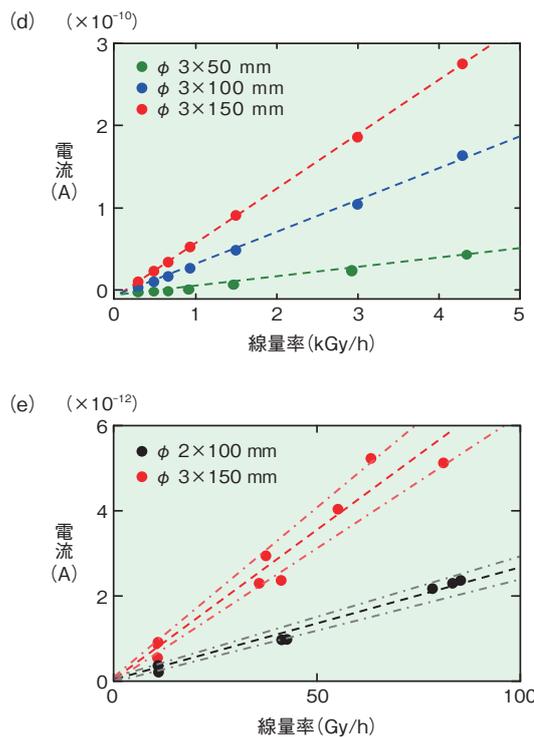


図4-27 SPGDの出力電流値と γ 線量率依存性

(d) 製作したSPGDについて、コバルト60線源から出る γ 線を利用して測定限界を調べたところ、4000 Gy/h強まで出力電流値は γ 線量率に比例しました。また、(e) 測定下限は10 Gy/h程度であることが明らかになりました。

の関係を調べました。特に、エミッタの長さ及び太さを変えたものを用意し、出力電流の影響を評価しました。

その結果、 γ 線の出力電流はエミッタの太さよりも長さの効果が大きいことが分かりました。測定対象である1F格納容器内の放射線の強さは、最大で数10 Gy/h程度が確認されており、より炉心に近い場所では更に強い放射線が予想されます。強い放射線に対するSPGDの出力電流を計測したところ、4000 Gy/h強までの範囲で、放射線の強さと出力電流との比例関係が得られました。さらに、弱い放射線に対する測定下限を調べたところ、10 Gy/h以上の γ 線に対して図中点線で示した近似曲線からのズレの平均は、破線で示すように14%程度と見積もられ、比較的良好な精度で放射線の強さを計測できることが分かりました(図4-27)。本成果により、SPGDによる測定可能範囲が1F格納容器内の放射線の強さと対応しており、放射線検出器として適用できる見通しが得られました。

今後、本研究で得られた知見を基に、1Fにある配管内への装荷を可能とするため、SPGDの構造改良等を検討しています。

●参考文献

Takeuchi, T. et al., Development of a Self-Powered γ Detector, Journal of Nuclear Science and Technology, vol.51, issues 7-8, 2014, p.939-943.

4-13 炉内 IASCC 試験キャプセルのための技術開発 —原子炉の安全を評価する研究のために—

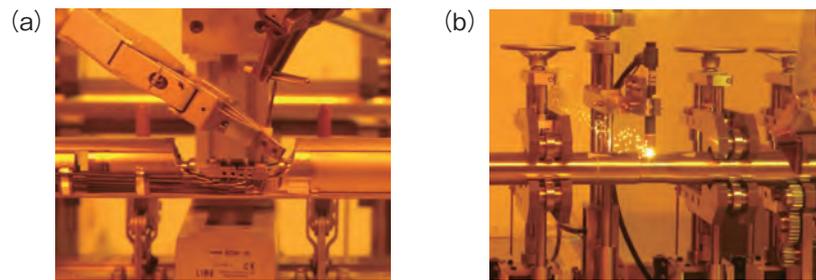


図4-28 セル内キャプセル組立
(a) 予備照射した試験片を炉内試験キャプセルに組み込み、(b) セル内にて遠隔操作型溶接機によりキャプセルの組立溶接を行います。

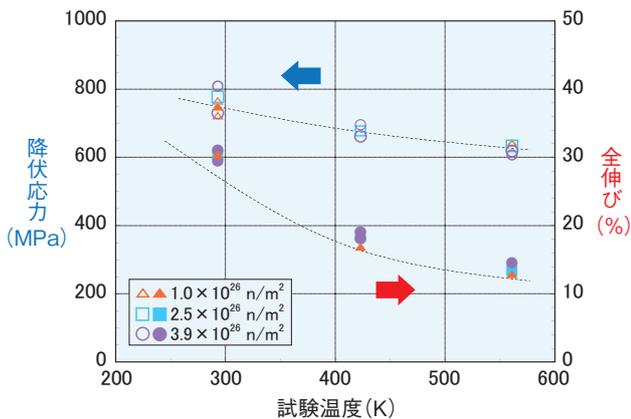


図4-29 空気中における引張試験結果
想定された高い照射量を受ける材料は、推定される予備照射中のキャプセル外筒管の温度において十分な延性を示しました。

照射誘起応力腐食割れ (IASCC) は原子炉炉心構造材の安全を考える上で最も重要な課題のひとつです。その研究のために材料試験炉 (JMTR) の炉内照射試験で IASCC 挙動を再現したき裂進展試験を行うことが予定されています。この試験を実施するためには試験片を IASCC しきい値以上に予備照射し、セル内にて別の炉内試験キャプセルに再装荷し、組み立てる必要があります。

これを実現するためには、二つの課題を解決しなければなりません。一つは遠隔操作によりセル内で照射キャプセルの溶接、組立を行う技術の確立であり、もう一つは長期にわたり JMTR 炉内で照射を受ける予備照射用キャプセルの構造材の健全性評価です。

まず、セル内でキャプセルを溶接するため新たにキャプセルを回転させて周溶接を行う遠隔操作型溶接機を開発しました。健全な溶接を実現するために、回転速度と溶接電流をパラメータに試行を繰り返しましたが、通常の溶接では健全な周溶接を行うことができませんでした。そこで、一周目に予熱的に溶接熱をかけ、二周目に本溶接を行う二周法溶接を行うことでキャプセルを溶接し組み立てることができるようになりました。キャプセ

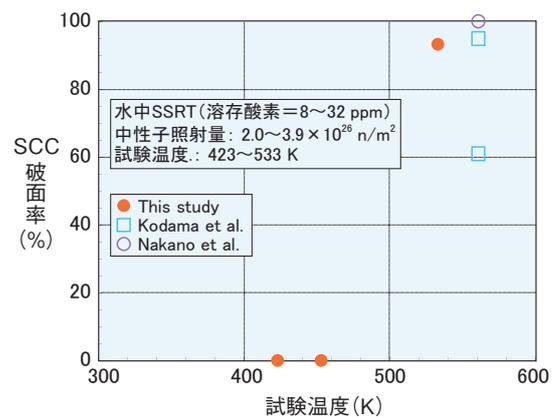


図4-30 低速ひずみ試験 (SSRT) より求めた SCC 破面率
想定された高い照射量を受ける材料において、推定される予備照射中のキャプセル外筒管の温度では SCC は観察されませんでした。

ル組立溶接作業の写真を図 4-28 に示します。

次に、試験片の予備照射を行う予備照射用キャプセルの構造材の健全性評価を行いました。これは予備照射を行うときには試験片だけではなくキャプセルも IASCC のしきい値以上の照射を受けることになるため、重照射を受けるキャプセル材料の健全性を確認する必要があるためです。キャプセルと同じステンレス材を使用し、JMTR 炉内に 20 年以上設置され中性子照射量 $1.0 \sim 3.9 \times 10^{26} \text{ n/m}^2$ の照射を受けた材料から試験片を製作し、空気中における引張試験及び水中における低速ひずみ試験 (SSRT) を実施しました。図 4-29 に空気中における引張試験結果を、図 4-30 に SSRT より求めた試験片の SCC 破面率を示します。予備照射中のキャプセル外筒管温度は解析より 423 K なので、この結果と比較すると IASCC しきい値以上の重照射を受けた予備照射キャプセルの構造材は使用温度において十分な延性を示し、SCC 破面を示さないことが確認されました。これら二つの課題を解決したことにより、原子炉の安全を評価するうえで重要である寿命管理の研究に必要な炉内 IASCC 試験を実施することが可能となりました。

●参考文献

Shibata, A. et al., Development of Remote Welding Techniques for In-Pile IASCC Capsules and Evaluation of Material Integrity on Capsules for Long Irradiation Period, Journal of Nuclear Materials, vol.422, issues 1-3, 2012, p.14-19.

4-14 放射線管理区域における入域者のリアルタイム管理システムの開発 —放射線管理区域入域者の作業安全確保—

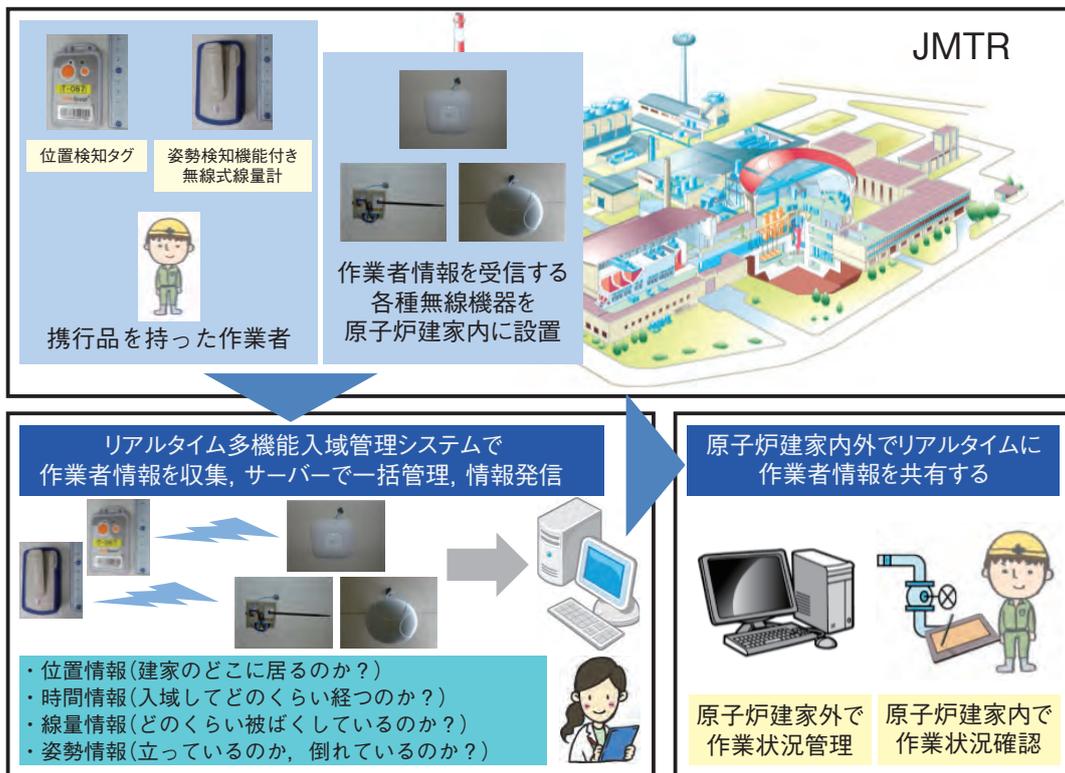


図4-31 リアルタイム多機能入域管理システム概念図

原子力機構と日立アロカメディカル株式会社が共同取得した特許と同社所有の特許を使用して開発し、入退域管理と個人線量管理がリアルタイムに行えます。

原子炉建家等の放射線管理区域における作業員の入退域管理と個人線量管理は、放射線障害防止を含む作業全体の安全確保を行うために必要です。これらの管理の高度化は常に求められ、近年様々な最新技術を応用した製品が利用されています。

材料試験炉（JMTR）には、管理者が原子炉建家内に居る作業員の入退域管理、個人線量管理をリアルタイムに一括管理できるシステムはありませんでした。そのため、管理者による原子炉建家内の作業状況の把握は容易ではなく、それは現場に居る作業員についても同様で管理者及び作業員相互の情報共有の観点で作業員情報の把握が不十分でした。

この状況に対して日立アロカメディカル株式会社との共同研究により「リアルタイム多機能入域管理システム」（図4-31）を開発しました。本システムは、作業員が持つ携行品（位置検知タグ、姿勢検知機能付き無線式線量計）、携行品の情報を受信する無線機器及び情報を収集管理するサーバーから構成され、作業員の位置情報、時間情報、線量情報、姿勢情報をリアルタイムに収集、一括管理し、それらの情報が原子炉建家内外のパーソナルコンピュータ（PC）や原子炉建家内で使用するタブレッ

トPCで閲覧できます。このことにより、管理者と作業員間、作業員相互間、更に原子炉建家内外で作業員情報を共有することが可能となりました。作業員情報（建家のどこに居るのか、入域してどのくらい経つのか、どのくらい被ばくしているのか、立っているのか、倒れているのか）はPC上で一覧表示されます。さらに、位置情報のマップ表示や線量情報のグラフ表示で視認性を向上させています。また、警報機能により時間情報、線量情報、姿勢情報に基づく安全管理ができます。特に工夫した点は線量計に姿勢検知機能を付与したことです。姿勢情報は、作業員の異常時における早期救出に活用でき、作業員が一人になった場合にも安全確保が期待できます。

このように、入退域管理、個人線量管理を一括管理し原子炉建家内外にいる管理者と作業員が簡単に作業状況を把握でき、リアルタイムに情報共有することでJMTR原子炉建家での安全管理が向上しました。また、本システムは、放射線管理区域を有する施設への適用以外に、例えば、福島での屋外除染作業でノートPCと無線LANアンテナを使用すれば、配線を必要とせずシステム構築が可能で除染作業員の作業安全管理にも活用が期待できます。

●参考文献

檜山和久ほか、放射線管理区域における作業安全のための管理システムの開発（共同研究）、JAEA-Technology 2013-045, 2014, 32p.

量子ビーム応用研究と研究拠点

—量子ビームテクノロジーを駆使した研究開発—

原子力機構では、大強度陽子加速器施設 J-PARC、イオン照射研究施設 TIARA、高強度レーザー装置 J-KAREN、SPring-8 放射光ビームライン、研究用原子炉 JRR-3 などの様々な量子ビーム施設群を保有しています。「量子ビーム」とは、こうしたビーム施設から得られる高強度・高品位の中性子ビーム、イオンビーム、高強度レーザー及び放射光等の総称であり、これらを発生・制御する技術並びにこれらを用いて観察・加工等を行う利用技術からなる「量子ビームテクノロジー」が、近年大きく進展しております。本章では、原子力機構における量子ビーム施設・技術の高度化「多様な量子ビーム施設・設備の整備とビーム技術の研究開発」及びこれら量子ビームを応用して得られた研究成果「量子ビームを応用した先端的な研究開発」をご紹介します。

多様な量子ビーム施設・設備の整備とビーム技術の研究開発

J-PARC に関する技術開発

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なり、国内外の利用に供しています。

リニアックと 3 GeV シンクロトロンでは初期性能 1 MW の達成に向けて、2013 年度にはリニアックの後段部で加速エネルギーを 181 MeV から 400 MeV 上昇させるために J-PARC で開発した環状結合構造 (ACS) 空洞 (図 5-1) を設置し、400 MeV の運転に成功しました。そして、本加速空洞が、加速効率が良く、加速電場の軸対称性の良さによってビームの拡がりを抑える特長を有することも確認しました。一方後者では、リニアックから出射された陽子を加速する際のビーム損失を十分低減させる技術開発など進め、MLF の中性子源に最高で 532 kW の陽子ビームを供給できる性能を確認しました。これら両者の結果を合わせると、目標である 3 GeV で 1 MW を達成する見通

しができました。1 MW の試験は 2014 年 10 月に行う予定です。MLF では 300 kW の陽子ビームを受け入れ、4 サイクルの期間、中性子実験装置 18 台、ミュオン実験装置 2 台の利用運転を行いました。実験課題の申請数は 2012 年度と同程度の 533 件でした。本章では、MLF に関する成果 (トピックス 5-13, 5-14) と 3 GeV シンクロトロンに関する成果 (トピックス 5-15, 5-16) を紹介します。



図5-1 リニアック後段の環状結合構造 (ACS) 空洞を用いた加速部

TIARA に関する技術開発・高度化

高崎量子応用研究所は、産業応用を目指した新機能・環境調和材料、医療応用・バイオ技術及びビーム分析の研究開発や材料・機器の耐放射線性評価研究のため、サイクロトロン及び 3 基の静電加速器からなるイオン照射研究施設 (TIARA) と電子・ガンマ線照射施設を原子力機構内外の利用に供しています。また、ビーム照射及び加速器技術の高度化として、マイクロビーム、大面積均一照射等のイオンビームの形成・照射に係る技術、マイクロビームを用いた三次元大気 PIXE 分析や三次元微細加工等の応用技術、イオンビームを効率的に加速する (トピックス 5-17) 等の技術を開発しています。

2013 年度は、穿孔膜作製等の産業利用への展開が期待されている多重極磁場を用いた数 100 MeV 重イオンの大面積均一照射技術開発の一環として、照射野の形状制御技術の開発を進めました (図 5-2)。照射野形状制御には、ビーム強度分布を均一化する 2 個の八極電磁石に加えて、ビームラインの各所に配置された四重極電磁石のうち、照射チェンバーに近い 2 個が形

状制御に最も効果的であることをビーム光学計算及び実験で明らかにしました。また、放射線着色フィルムを用いてビーム形状と均一度を定量的に評価しました。

これらの成果を用いて長方形やリボン状など、様々な縦横比の均一照射野を形成することができました。

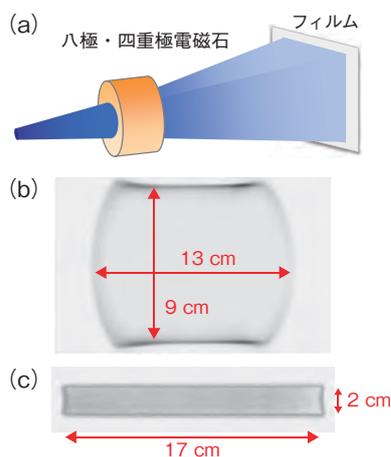


図 5-2 放射線着色フィルムで測定した大面積均一照射野

520 MeV 及び 385 MeV のアルゴンビームを (a) のようにそれぞれ (b) 長方形 (c) リボン状に形成し、これを放射線着色フィルムに照射してできた着色の形状と度合です。濃淡はビーム強度に対応して、各均一度は ±7% 及び ±10% です。

高強度短パルスレーザー・放射光施設の高度化

木津地区は、高性能なレーザー装置の研究開発、高強度短パルスレーザー光を用いた電子、イオン、X線といった新しい放射線源開発と、その利用研究などに取り組んでいます。2013年度には、より高繰返し及び高出力でのレーザー利用を実現するため高繰返し励起レーザー装置を設置し、またパルス圧縮用回折格子等の光学部品を更新するなど高強度短パルスレーザー装置（図5-3）の高度化を進めました。

播磨地区は、大型放射光施設 SPring-8 に4本ある原子力機構専用ビームラインを利用して、物質・材料の機能発現機構や反応機構の解明の最先端解析技術の開発を進め、ナノテクノロジーやエネルギー・環境関連研究、東京電力株式会社福島第一原子力発電所（1F）事故対応の除染技術開発等に応用するほか、施設供用利用や文部科学省委託事業「ナノテクノロジープラット

フォーム]を通して外部研究者支援も行っています。この委託事業の2012年度補正予算により、2本の専用ビームラインに対してそれぞれ窒化物半導体成膜装置の整備やX線回折計の更新を行いました。



図5-3 高強度レーザー装置 (J-KAREN)

量子ビームを応用した先端的な研究開発

原子力機構は、量子ビーム施設群を利活用して、原子力だけでなく多岐にわたる科学技術分野に対しても、成果創出等の貢献をしております（図5-4）。

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

私たちは、これら量子ビームが有する優れた機能を総合的に活用し、物質・材料、環境・エネルギー、医療・バイオ分野で、基礎研究から産業応用にわたって、多種多様な成果を創出しています。

本章では、先進ビーム技術、物質・材料、環境・エネルギー、医療・バイオの各分野から量子ビームを用いた最近の代表的成果をご紹介します。

トピックス 5-1, 5-2, 5-3 は環境・エネルギー、トピックス 5-4, 5-5, 5-6 が物質・材料、トピックス 5-7,

5-8, 5-9 は医療・バイオ応用、トピックス 5-10, 5-11, 5-12 は先進的なレーザー技術に関する研究成果です。

また、1F 事故の復旧・復興に貢献するために、量子ビームを用いた除染・減容化技術の開発等にも精力的に取り組んでいます。こうした福島に関する量子ビームを用いた研究開発の取組みについては、第1章トピックス 1-12 をご参照ください。



図5-5 量子ビームが有する優れた機能



図5-4 原子力機構の量子ビーム施設群と研究開発分野

5-1 イオンビームで生体に優しいプラスチックを生み出す —集束イオンビームを用いた医用材料の微細加工と表面改質技術の開発—

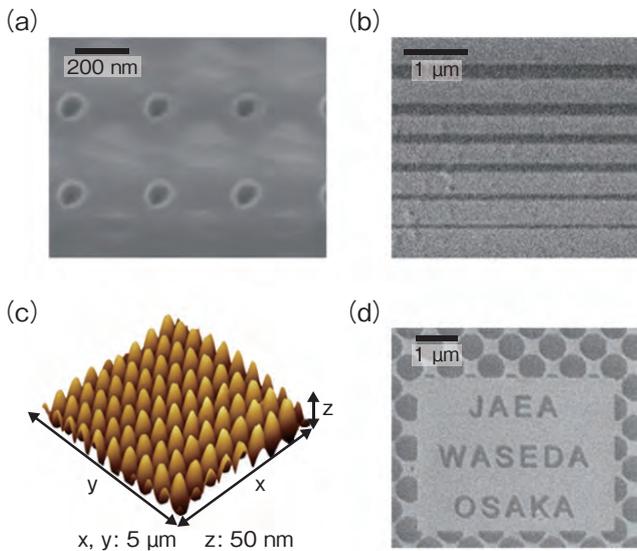


図5-6 FIBを用いたポリ乳酸の微細加工体作製例
必要な加工サイズや精度に適した照射条件と試料作製条件を選択することで熱変形を低減し、(a)直径80 nmの穴加工 (b)最小幅60 nmの溝 (c)高さ50 nmの凹凸シート (d)太さ100 nmの任意の文字列など、精密な加工が可能になりました。

最先端の医療やバイオ研究を支えるデバイスの開発には、生体親和性材料をマイクロ～ナノメートルスケールで精密に加工し、更に細胞接着性をはじめとする特定の機能を自由に制御する技術が求められています。しかし、生体親和材料は薬品や熱に弱いものが多く、既存の方法では精密な微細加工が困難でした。そこで私たちは、集束イオンビーム(FIB)を用いて化学処理や熱処理を伴わない新たな微細加工技術を開発し、局所的に高い細胞接着性を有するプラスチックを作製しました。

試料として、生体適合性と生分解性を併せ持つポリ乳酸を選択しました。ポリ乳酸は、治癒後に体内で分解・吸収される縫合糸やインプラントなどに使われている代表的な医用プラスチックです。

ポリ乳酸に加速電圧30 kVのガリウムFIBを照射して照射条件が加工精度に及ぼす影響を調べると、照射線量や線量率の増加に伴い加工できる深さは増すものの、徐々に表面が荒れたりエッジが丸くなったりと、加工精度が劣化することが分かりました。照射熱によって放射線分解物の拡散・脱離がより活発になる一方で、ポリ乳酸はガラス転移温度を60℃付近に持つため、照射熱がより発生する条件や熱のこもりやすい条件では熱変形によって加工精度が悪化したと考えられます。

しかし、こうした検討をもとに、加工サイズ(深さや面積)と求められる加工精度に適した照射条件と試料作

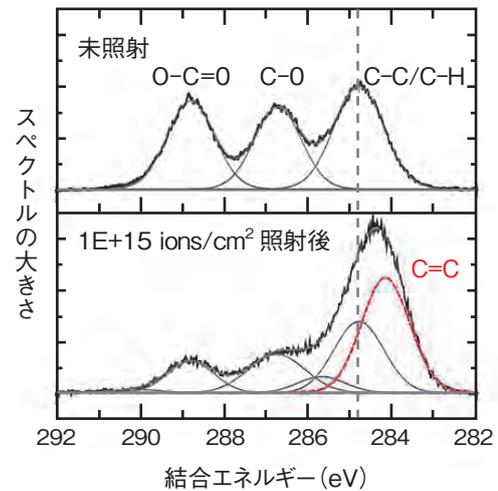


図5-7 ポリ乳酸の掘削底面の化学結合変化(X線光電子分光測定結果)
集束イオンビームの照射によって、酸素との結合と284.8 eVのC-C/C-H結合が減少し、284.1 eVのC=Cのピークが増大していることが分かります。

製条件(線量、線量率、試料の厚み、ビーム径など)を選択することで、照射熱の効果を抑制し、耐熱性の低いポリ乳酸でも直径80 nmの穴や幅60 nmの溝などを作ることになりました(図5-6)。

さらに、照射箇所の化学結合変化を、X線光電子分光法(XPS)を用いて分析した結果、照射によって炭素の二重結合(C=C)が増加したことが分かりました(図5-7)。このことは、物理スパッタと放射線分解反応による水素ガスや二酸化炭素ガスなどの脱離によってポリ乳酸の水素や酸素が減少し、試料表面が非晶質のダイヤモンド・ライク・カーボン(DLC)に近い表面状態へと変化したことを示しています。DLC様の表面はC=Cの割合によって細胞接着性の強弱が変わることが報告されており、FIBを用いた表面改質技術によって、局所的に高い細胞接着性を付与した生体に優しいプラスチックが開発できました。

本成果は、量子ビームを用いた微細加工技術と材料改質技術の融合によって実現したもので、健康長寿社会の実現を目指した再生医療やバイオ研究における先端技術であるマイクロマシンやラボチップに用いる生体親和性材料の創製技術として応用が期待されます。

本研究は、学校法人早稲田大学及び国立大学法人大阪大学と共同で進めたものです。

●参考文献

Oyama, T. G., Nagasawa, N. et al., Micro/Nanofabrication of Poly(L-lactic acid) using Focused Ion Beam Direct Etching, Applied Physics Letters, vol.103, issue 16, 2013, p.163105-1-163105-4.

5-2 複合型光ファイバ計測技術を医療機器開発に活かす —複合型光ファイバ技術の事業化と原子力機構認定ベンチャー企業の発足—

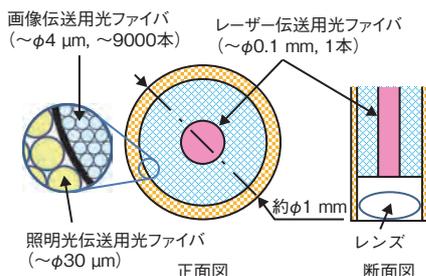


図5-8 複合型光ファイバスコープの基本構造
本構造を基本に、各医療領域に適合した複合型光ファイバスコープがあります。

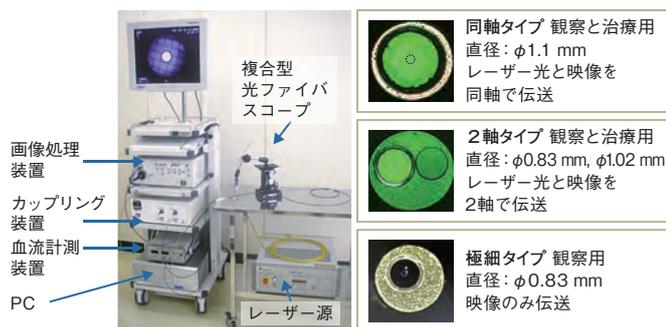


図5-9 低侵襲レーザーシステムと各種ファイバスコープの先端
本システムにて各種検査及びレーザー治療が可能となります。

近年、患者への侵襲が少ない治療（低侵襲治療）が盛んに行われています。低侵襲治療の普及は、患者の負担軽減、入院期間の短縮などにつながり、QOL（Quality of Life）の向上に大きく貢献しています。

「1本のファイバスコープで映像とレーザー光を同時に伝送できる」という特徴を持つ複合型光ファイバスコープは、核融合炉及び大型原子力施設における保守保全技術開発に役立つ特殊ツールとして、原子力機構において技術開発が進められてきました。本技術は、低侵襲治療において大きなメリットがあり、様々な医療領域へ適用できる可能性があるため、私たちはこの技術を様々な医療機器の開発にも役立てています。図5-8にレーザー照射を行うための大口径光ファイバを中心とし、その周囲に映像伝送用光ファイバを一体化させた複合型光ファイバスコープ（同軸タイプ）の構造を示します。図5-9に低侵襲レーザーシステムと各種検査及び治療方法に適応したファイバスコープの先端部分を示します。

本システムの医療応用研究のひとつとして、私たちは肺癌治療用機器の開発に取り組んでいます。現在、早期中心型肺癌に対して経気管支鏡的に行う光線力学的療法（Photodynamic Therapy: PDT）があります。

ところが、早期末梢肺癌の場合、末梢肺野まで挿入可能な内視鏡が存在しないことなどの理由から PDT が



図5-10 事業化による装置開発の一例
原子力機構認定ベンチャー企業が、末梢肺癌治療用として開発した基本システムです。現在、四つの医療機関にて末梢肺癌治療の臨床研究を進めています。

行えないのが現状でした。こうしたなか、外径1 mmの複合型光ファイバスコープは、末梢肺野まで挿入できることから、末梢肺癌の詳細な観察及び正確な照射も可能であり、PDTにおける新規のレーザー治療装置として期待されています。

このような取組みにおいて、私たちは複合型光ファイバスコープにかかわる重要な特許を取得し、機器構築のノウハウを蓄積するとともに、各関連機関及び医療系学会等とのネットワークを構築してきました。こうした複合型光ファイバ技術の医療応用は、医療ニーズと適合し、新規事業として発展する可能性も高いと判断され、文部科学省の競争的資金である平成24年度「大学発新産業創出拠点プロジェクト」に採択されました。こうした一連の取組みにより、複合型光ファイバ技術を基にした装置を広く世の中に提供することを目的とし、2013年9月に原子力機構初のベンチャー企業「株式会社OKファイバテクノロジー」を発足させました。本ベンチャーにおいて、引き続き末梢肺癌治療用 PDT 装置の開発を行っています（図5-10）。

本研究は、文部科学省の大学発新産業創出拠点プロジェクト（START 事業）「複合型光ファイバを適用した産業及び医療用ツール開発プロジェクト」の成果の一部です。

●参考文献

岡潔ほか、複合型光ファイバスコープの医療応用、応用物理, vol.80, no.12, 2011, p.1069-1072.

5-3 微量元素の添加が強誘電体に与える効果を調べる —ビスマスフェライトの強誘電性改変機構の解明—

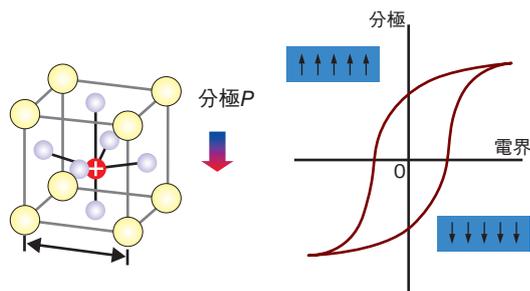


図5-11 強誘電体のヒステリシス曲線
強誘電体に電界をかけると電荷の偏りが生じます。これを分極といいます。結晶内の分極の向きを可視化したものが、D-E ヒステリシスループです。

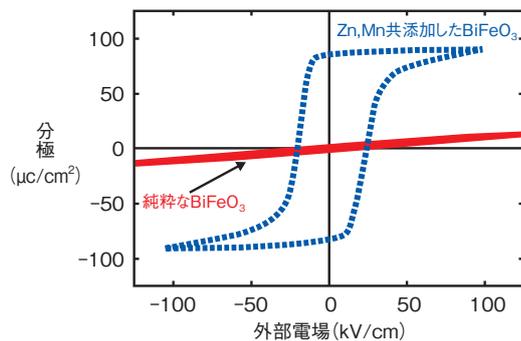


図5-12 ビスマスフェライトのD-Eヒステリシスループ
ビスマスフェライトは分極の向きを外部電場によって変えることがほとんどできません(—)が、微量のZnとMnを共添加すると、強誘電性特性が劇的に向上し、ヒステリシスループが観測されます(---)。

原子力機構の保有するイオンビーム照射装置(TIARA)で強誘電体薄膜に微量のイオンをインプラントーションすると、特性向上することがしばしば観測されます。しかしながら、薄膜試料ではインプラントされた添加物が微量なので詳細な構造解析を行うことができず、ドーピング効果による特性改変機構が分かりません。そこで、バルク試料においてイオンインプラントーションと同様の状態を再現し、微量元素のドーピング効果について調べました。

磁性と強誘電性を併せ持つマルチフェロイック材料として知られるビスマスフェライト(化学組成 BiFeO_3)は自発分極が小さいのですが、微量の亜鉛(Zn)とマンガン(Mn)を共添加することで劇的に強誘電特性が向上します。図5-11に強誘電体のヒステリシスループ観測の原理と図5-12にビスマスフェライトの分極(D)-電場(E)ヒステリシスループを示します。純粋なビスマスフェライトは非常に抗電場が大きく、電場を印加してもループが開かずほとんど自発分極が観測されません。しかし、ZnとMnを共添加したビスマスフェライトは大きくループが開き、非常に大きな自発分極が得られています。ビスマスフェライトに添加したZnとMnはモル比でわずか0.5%です。イオンインプラントーションした時と同様に、

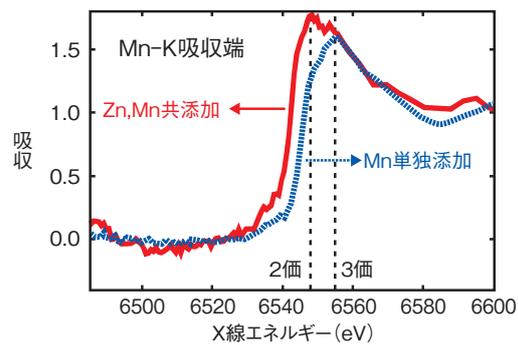


図5-13 添加したMnのXAFSスペクトル
ZnとMnを共添加すると、試料内のMnの価数はMn単独添加したときとは異なる価数となります。

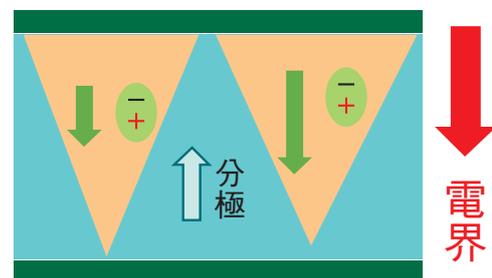


図5-14 欠陥誘起型の分極反転
ドーピングされたZnとMnは母相とは価数も局所構造も異なるために欠陥双極子を生成します。欠陥双極子がドメイン反転のための生成核となり、低電界でもドメイン反転を可能にした結果、ヒステリシスループが開き、ビスマスフェライトの強誘電性が向上します。

非常にわずかな量にもかかわらず、どのように強誘電体としての特性を向上させているのかについて調べました。

共添加したZnには価数揺動がないため、Mnの価数を知ることが重要です。また、ドーピング元素の周囲は並進対称性が破れており、周期的な構造を仮定した従来の結晶構造解析よりも局所構造解析の方が適しています。そこで、大型放射光施設SPring-8の原子力機構専用ビームラインであるBL14B1を利用してX線吸収微細構造(XAFS)の測定を行いました。

図5-13にXAFSの実験結果を示します。まず、共添加Mnの価数は単独添加した場合と異なり十二価となっていました。更に母相とは価数の異なるイオンがドーピングされることでビスマスサイトの構造も変化した結果、極性を持った構造欠陥が形成されることが分かりました。この構造欠陥は電場を印加した際にドメイン反転の起点となり、図5-14に示すような欠陥誘起型の分極反転がビスマスフェライトで起こり、大きな自発分極を有する良質の強誘電体へと特性が向上します。

本研究は、文部科学省科学研究費補助金(No.21560877)「量子ビームを用いた強誘電体ナノ構造体の作製」の成果の一部です。

●参考文献

Yoneda, Y. et al., Electronic and Local Structures of Mn-Doped BiFeO_3 Crystals, Physical Review B, vol.86, no.18, 2012, p.184112-1-184112-11.

5-4 横滑りら旋磁性と磁気交換相互作用による分極の区別に成功 —マルチフェロイック材料における横滑りら旋磁性の重要性—

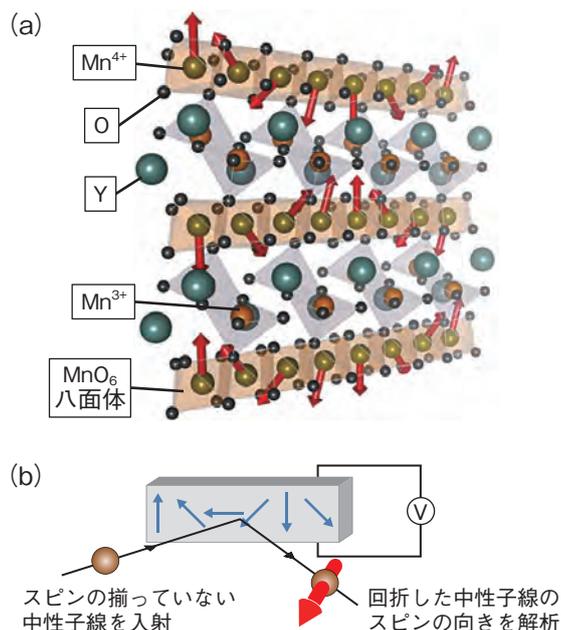


図 5-15 (a) YMn₂O₅ の横滑りら旋構造 (b) 実験の模式図
(a) MnO₆ 八面体の中心にある Mn 原子スピンの向きが、ら旋状に伝搬します。
(b) ら旋構造 (→) があると回折した中性子のスピンの揃う性質を利用し、ら旋構造の情報を得ます。

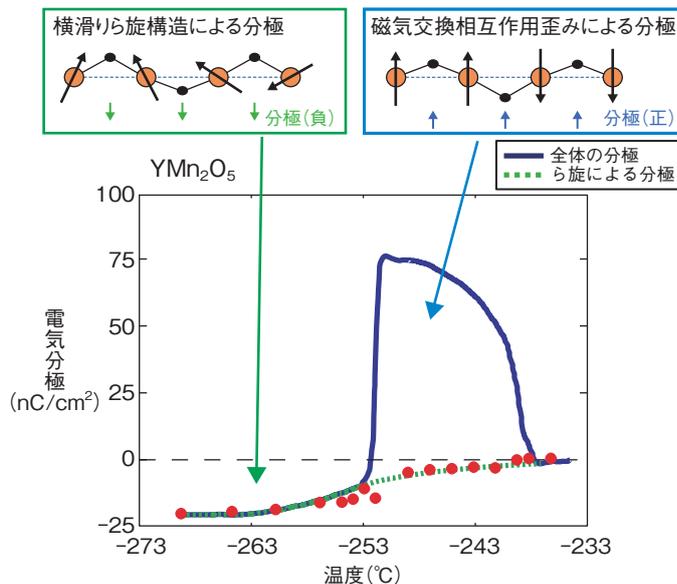


図 5-16 YMn₂O₅ の分極発生機構
-238 °C から -253 °C で交換相互作用歪みによる正的分極、-253 °C 以下で横滑りら旋による負的分極が発生します。データ点は中性子回折実験結果から見積もった横滑りら旋由来の分極を表します。

偏極中性子散乱と電気分極を同時測定する方法により、マルチフェロイック材料における分極発生メカニズムにおいて、横滑りら旋構造から発生する分極と、磁気交換相互作用歪みから発生する分極の区別に成功しました。

マルチフェロイック材料は磁性と強誘電性が相互作用し合うことで、磁場による分極の変化、若しくは電場による磁性の変化 (これを磁気電気効果といいます) が見られる物質群で、将来的には低消費電力の大容量メモリなどへの応用が期待されています。本研究対象としているマルチフェロイック物質 RMn₂O₅ (R: 希土類金属, Y, Bi) は、約 -240 °C 以下で図 5-15(a) のようにマンガン (Mn) 原子の持つスピンの向きが横滑りら旋構造に揃うのと同時に電気分極を発生し、更に低温の約 -250 °C 以下で、R 元素の種類に応じてとても変化に富んだ磁気電気効果を示します。この物質の磁気電気効果の起源として、Mn スピンの横滑りら旋構造に由来するモデルと、それらスピン同士の交換相互作用により格子が歪むことに由来するモデルの 2 種類が提唱されてきましたが、結論は得られていませんでした。

今回私たちは、偏極中性子回折手法により横滑りら旋

構造を検出できることを利用して、2 種類のモデルによる分極を区別できる特長に着目しました。そのため、電場をかけて分極を制御できるようにした YMn₂O₅ 単結晶を用いて中性子回折実験を行い、分極を測定しながら同時に回折した中性子のスピンの向きを解析する実験を行いました。その実験を図 5-15(b) に模式的に示します。温度と電場の様々な履歴後に発生する分極と、中性子スピンの向きを解析することにより決定できる横滑りら旋構造の巻き方向を比較した結果、図 5-16 のように、-238 °C 以下でまず交換相互作用歪みによる正的分極が発生するのに対して、-253 °C 以下では横滑りら旋構造に由来する負的分極が発生することを見いだしました。豊富な磁気電気効果を示す -253 °C 以下の低温領域での分極が横滑りら旋由来であることから、横滑りら旋構造による分極がマルチフェロイック材料に重要な要素であることが明らかになりました。この結果は将来の実用化に向けて、横滑りら旋磁性を持つ物質開発が重要であるという指針を示しました。

本研究は、国立大学法人東北大学多元物質科学研究所との共同で行われ実施しました。

●参考文献

Wakimoto, S. et al., Role of Magnetic Chirality in Polarization Flip upon a Commensurate-Incommensurate Magnetic Phase Transition in YMn₂O₅, Physical Review B, vol.88, issue 14, 2013, p.140403-1-140403-5.

5-5 アルミニウムを主原料とする水素貯蔵合金を開発 —軽量な水素貯蔵合金の実現に向けて—

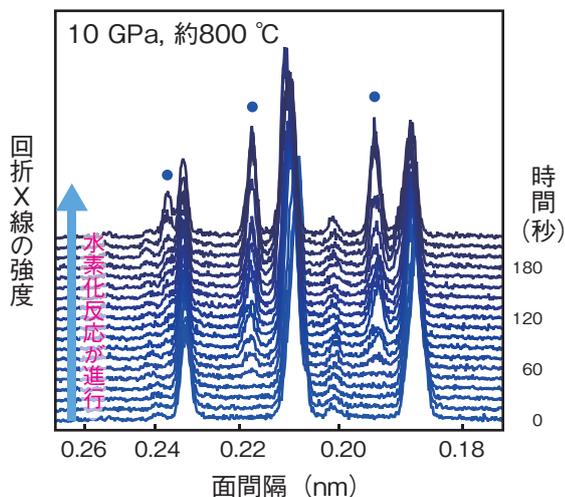


図5-17 放射光その場観察により得られた Al_2Cu 合金水素化反応時の粉末 X 線回折プロファイル
 Al_2CuH 水素化物から生じたブラッグピークを ● で示してあります。約 60 秒後から水素化物が生成し始めていることが分かりました。

水素を利用したクリーンエネルギー社会の実現に向けた課題のひとつに、水素の貯蔵方法の問題があります。軽量で安価なアルミニウム (Al) は水素貯蔵材料の原料として有望と考えられ、錯体水素化物と呼ばれる物質群を対象に研究が進められてきていますが、実用に適した材料はまだ見つかっていません。多くの金属や合金は錯体水素化物とは性質の異なる、繰り返し水素の吸放出可能な侵入型水素化物を形成することが知られていますが、Al を主原料とする侵入型水素化物はこれまで合成できないと考えられていました。本研究では従来にない高温高压を実現する技術を用いて、Al を主原料とする侵入型の水素化物を合成することを目的としました。

Al と銅 (Cu) の合金である Al_2Cu 合金の粉末を高温高压水素流体と直接反応させることで侵入型水素化物の合成を試みました。高温高压発生と放射光その場観察実験は、大型放射光施設 SPring-8 のビームライン BL14B1 に設置されたマルチアンビルプレスと呼ばれる高压装置を用いて行いました。温度と圧力を変化させながら放射光その場観察により試料の様子を観察することで、水素化反応の有無を調べました。

図 5-17 は Al_2Cu 合金が水素化される様子を放射光その場観察で調べた結果です。約 800 °C, 10 GPa に到達

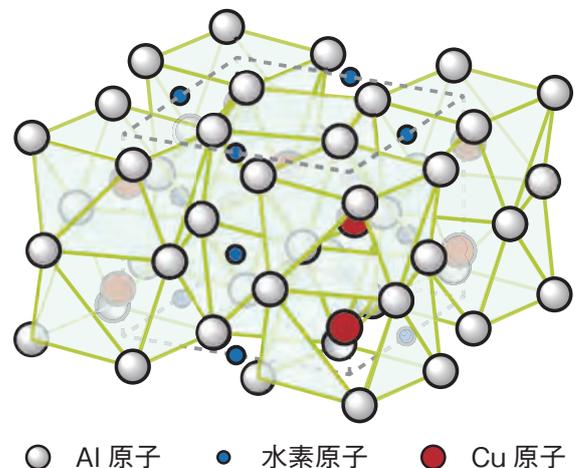


図5-18 Al_2CuH の結晶構造

合成に成功した新規水素化物 Al_2CuH は Al_2Cu 合金の金属格子の隙間に水素原子が入った侵入型水素化物であることが、実験と理論計算から明らかになりました。

後約 60 秒経過すると、●で示した位置に新しいピークが出現しました。これは Al_2Cu 合金が水素化されたことを示しています。高温高压下で合成された水素化物 Al_2CuH は常温常圧に回収することができました。回収された試料の分析と第一原理計算から結晶構造を調べたところ、図 5-18 に示すような Al_2Cu の金属格子の隙間に水素が入った侵入型水素化物が形成されていることが明らかとなりました。また第一原理計算から水素原子と金属との結合状態を解析した結果も、この水素化物が侵入型の水素化物であることを強く支持するものでした。

本研究によって Al を主原料とする侵入型の水素化物が合成できることが明らかになりました。本成果は Al を主原料とする軽量で安価な水素貯蔵技術を実現するためのブレークスルーをもたらすものです。

本研究は、独立行政法人新エネルギー産業技術総合開発機構からの受託研究「燃料電池自動車用水素貯蔵材料に関する調査研究」、独立行政法人日本学術振興会科学研究費補助金 (No. 25220911) 「高密度水素化物の材料科学—水素の結合自由度を利用したハイドライド・ギャップの克服」及び (No. 25420725) 「多様な量子ビームその場観察技術を用いた新規アルミニウム合金水素化物の探索」の成果の一部です。

●参考文献

Saitoh, H. et al., Synthesis and Formation Process of Al_2CuH : A New Class of Interstitial Aluminum-Based Alloy Hydride, APL Materials, vol.1, no.3, 2013, p.032113-1-032113-7.

5-6 電子検出で放射光メスbauer一分光の性能を大幅向上 —更に多くの元素について放射光メスbauer一分光測定が可能に—

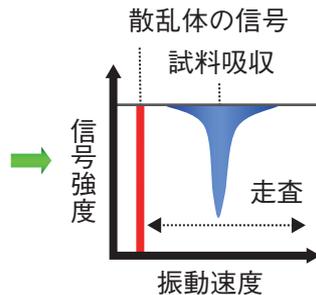
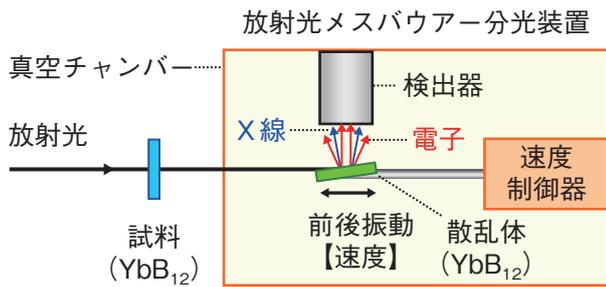


図5-19 放射光メスbauer一分光法の測定システム概念図及び外観写真
散乱X線と内部転換電子を同時測定することで計測効率を格段に向上させて¹⁷⁴Ybの放射光メスbauer一分光を実施しました。

放射光メスbauer一分光法は、多様な元素に放射光を核共鳴吸収させて物質の電子状態や化学状態を局所的に調べる方法で、磁性体や超伝導体などの機能材料研究に利用されています。これまで、そのスペクトル測定には核共鳴吸収後に発生するX線と電子のうち、X線だけを検出していたので検出効率が制限されていました。

そこで、私たちはX線と電子を同時測定できる計測システムを開発し、メスbauer一分光装置の性能を飛躍的に向上させて、これまで測定効率の不足のため実験が困難であった元素を含む機能材料の研究など、同手法の新しい応用領域の開拓を可能にしました。

図5-19に示すように、放射光メスbauer一分光法では、放射光を測定したい元素を含む試料に核共鳴吸収させ、それを光軸方向に速度制御された散乱体(同種の元素を含み、狭いエネルギー幅で核共鳴する物質)に照射し、共鳴吸収後に放出されるX線や電子の強度の速度依存性を測定することで試料の吸収スペクトルが観測されます。ある種の元素では、X線に比べて高い割合で電子が放出されますが、従来の検出器にはノイズ信号の原因となる可視光を遮るための金属(ベリリウム(Be))窓が取り付けられていました。X線はBeを透過しますが、電子はBeを透過できません。この電子を検出できれば放射光メスbauer一分光法の測定効率を格段に改善できます。そこで、X線窓をなくした検出器を散乱体と同じ

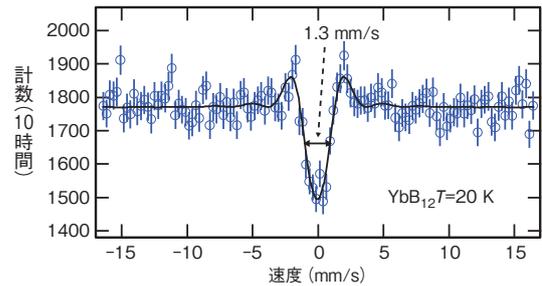


図5-20 YbB₁₂の放射光メスbauer一分光スペクトル
本装置により、YbB₁₂に含まれる¹⁷⁴Ybの放射光メスbauer一分光スペクトルを世界で初めて観測できました。

H																	He
Li	Be	□ 利用できない核種										B	C	N	O	F	Ne
Na	Mg	■ 利用できる核種										Al	Si	P	S	Cl	Ar
K	Ca	Sc	Ti	V	Cr	Mn	Fe	Co	Ni	Cu	Zn	Ga	Ge	As	Se	Br	Kr
Rb	Sr	Y	Zr	Nb	Mo	Tc	Ru	Rh	Pd	Ag	Cd	In	Sn	Sb	Te	I	Xe
Cs	Ba	*	Hf	Ta	W	Re	Os	Ir	Pt	Au	Hg	Tl	Pb	Bi	Po	At	Rn
Fr	Ra	**	104~														
*ランタノイド	La	Ca	Pr	Nd	Pm	Sm	Eu	Gd	Tb	Dy	Ho	Er	Tm	Yb	Lu		
**アクチノイド	Ac	Th	Pa	U	Np	Pu	Am	Cm	Bk	Cf	Es	Fm	Md	No	Lr		

図5-21 メスbauer一分光に利用できる元素

真空チャンバー内に封入することで、可視光を遮りつつ、散乱体からのX線と電子を同時に検出できる測定装置を構築しました。

開発装置の性能評価としてイッテルビウム12ホウ化物(YbB₁₂)に含まれる¹⁷⁴Ybの放射光メスbauer一分光スペクトルの最初の測定を試みました。その結果、X線だけを検出する従来法では毎秒1.2カウントの信号しか得られませんでした。X線と電子を同時に検出する測定装置では、約5倍もの測定効率の向上が達成され、約10時間の測定で解析作業に耐え得る明瞭なスペクトルを観測することができました(図5-20)。また、測定の精度を左右する吸収ピークの幅も1.3 mm/sとYb原子の価数決定などにも十分利用できることも確認されました。

今回開発した装置は、Ybのみならず、強度不足のため放射光メスbauer一分光を適用できなかったレアアースやアクチノイド元素の測定を可能にします(図5-21の青色部分の元素の測定が期待できます)。それは、物質科学における放射光メスbauer一分光法の新しい応用分野を飛躍的に広げることを意味します。

本研究は、独立行政法人日本学術振興会科学研究費補助金(No.24221005)「同位体特定による局所状態解明のための先進的メスbauer一分光法開発」及び研究活動スタート支援(No.24810014)「放射光を用いたネオジム核共鳴散乱法の開発」の成果の一部です。

●参考文献

Masuda, R., Mitsui, T. et al., Synchrotron Radiation-Based Mössbauer Spectra of ¹⁷⁴Yb Measured with Internal Conversion Electrons, Applied Physics Letters, vol.104, no.8, 2014, p.082411-1-082411-5.

5-7 希少・有害金属を捕集するタンパク質の創製を目指して —好塩菌タンパク質の特殊な構造を量子ビームで解明—

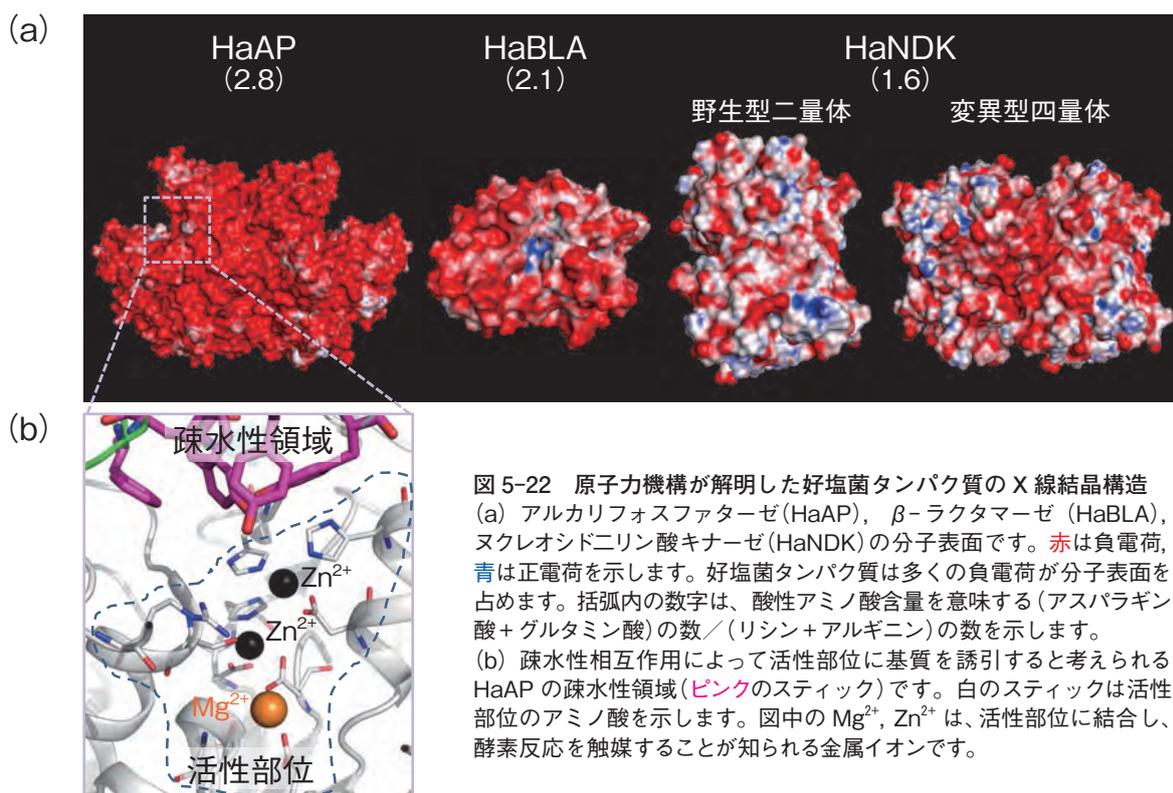


図 5-22 原子力機構が解明した好塩菌タンパク質の X 線結晶構造 (a) アルカリフォスファターゼ (HaAP), β -ラクターゼ (HaBLA), ヌクレオシド二リン酸キナーゼ (HaNDK) の分子表面です。赤は負電荷, 青は正電荷を示します。好塩菌タンパク質は多くの負電荷が分子表面を占めます。括弧内の数字は、酸性アミノ酸含量を意味する (アスパラギン酸+グルタミン酸) の数 / (リシン+アルギニン) の数を示します。(b) 疎水性相互作用によって活性部位に基質を誘引すると考えられる HaAP の疎水性領域 (ピンクのスティック) です。白のスティックは活性部位のアミノ酸を示します。図中の Mg²⁺, Zn²⁺ は、活性部位に結合し、酵素反応を触媒することが知られる金属イオンです。

塩湖・岩塩や塩蔵食品等に生息する好塩菌は、高塩濃度環境に適応するために、酸性アミノ酸含量が高い特殊な「好塩菌タンパク質」を作ります。好塩菌タンパク質は、酸性アミノ酸の負電荷によって金属イオンと相互作用しやすい性質があります。私たちはその性質を利用して、東京電力福島第一原子力発電所事故で発生したセシウム等の有害金属や、塩湖等に存在する希少金属を捕集するタンパク質材料の開発を行っています。金属捕集タンパク質の分子設計には、土台となるタンパク質の立体構造情報が必要であるため、私たちはこれまでに図 5-22(a) に示した好塩菌タンパク質の X 線結晶構造を解明しました。これらのうち、最も酸性アミノ酸含量が高い好塩菌 *Halomonas* sp. 593 由来アルカリフォスファターゼ (HaAP) の研究を紹介します。

SPring-8 や放射光科学研究施設 Photon Factory を利用して HaAP の X 線結晶構造を調べたところ、その表面の負電荷密度 ($0.0028 \text{ e}/\text{Å}^2$) は、これまでに X 線結晶構造が解明されていたほかの好塩菌や大腸菌 (通常細菌) のアルカリフォスファターゼ ($0.0004 \sim 0.0019 \text{ e}/\text{Å}^2$) よりも顕著に高いことが分かりました。この特徴から、HaAP は希少・有害金属を含む様々な金属イオンと相互作用する可能性があります。

また、一般に好塩菌タンパク質は、塩濃度が下がる

と酸性アミノ酸間に静電的反発が生じて構造が不安定化し、酵素活性などの機能を失います。しかし HaAP は例外的に $1 \sim 4 \text{ mol}/\ell$ の NaCl で酵素活性を有します。この仕組みを解明するために、疎水性アミノ酸に着目したところ、HaAP 分子内の疎水性アミノ酸 (37 個) は、ほかの好塩菌や大腸菌のアルカリフォスファターゼ (24 ~ 27 個) よりも多いことが明らかになりました。この HaAP 分子内の豊富な疎水性アミノ酸や、それによって構成される疎水性領域が、幅広い塩濃度域における構造安定化とそれに伴う酵素活性の保持に寄与する可能性が明らかになりました (図 5-22(b))。HaAP の構造を利用すれば、淡水域から塩湖等まで幅広い塩濃度域で利用できる金属捕集タンパク質を創製できる可能性があります。

金属捕集タンパク質を創製すれば、独特な利用方法が可能になります。例えば、金属捕集タンパク質の遺伝子を植物等に組み込んで回収しやすい種子などに発現させれば、生物濃縮による金属捕集が可能になると考えられます。この方法では、長期間にわたって植物が金属捕集を続けるので、ほかの金属捕集材料よりも金属回収の高効率化やコスト削減が期待できます。

本研究は、国立大学法人鹿児島大学と共同して実施しました。

●参考文献

Arai, S. et al., Structural Characteristics of Alkaline Phosphatase from the Moderately Halophilic Bacterium *Halomonas* sp. 593, Acta Crystallographica Section D, vol.70, no.3, 2014, p.811-820.

5-8 夢の顕微鏡軟X線顕微鏡により生きている細胞を観る —高輝度レーザープラズマ軟X線源と密着法を組み合わせたレーザープラズマ軟X線顕微鏡の実現—

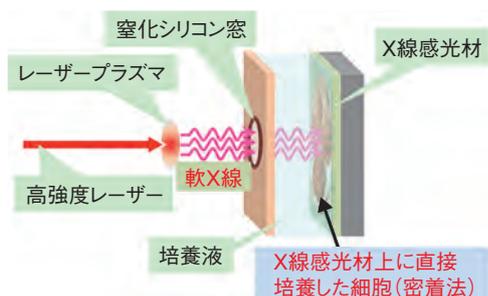


図 5-23 レーザープラズマ軟 X 線顕微鏡の原理図
高強度レーザーにより生成したレーザープラズマから発生した軟 X 線を X 線感光材上の細胞に照射します。

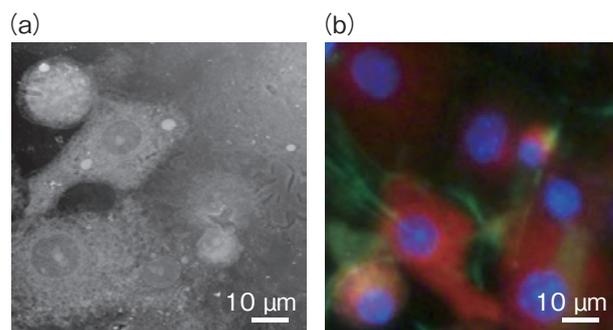


図 5-24 生きている細胞の (a) 軟 X 線像と (b) 蛍光像
蛍光像で赤く光っているのがミトコンドリア、青く光っているのが細胞核、緑に光っているのが細胞骨格です。

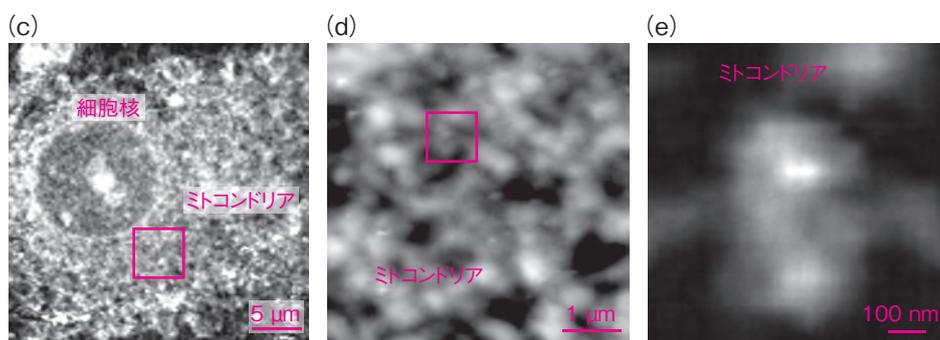


図 5-25 レーザープラズマ軟 X 線顕微鏡による細胞の詳細な内部構造
レーザープラズマ軟 X 線顕微鏡により生きている細胞内のミトコンドリアを観察できるようになりました。

高輝度で短パルスという特徴を持つレーザープラズマ軟 X 線源と培養中の細胞をそのまま観察できる密着法を組み合わせるとともに、同一の細胞を軟 X 線顕微鏡と蛍光顕微鏡で同時に観察するハイブリッド顕微鏡を考案することによりレーザープラズマ軟 X 線顕微鏡を開発しています。

厚さ数 10^{-8} m という非常に薄い金の薄膜に高強度レーザーを集光することにより高輝度軟 X 線源を生成しました。レーザーのエネルギーを薄膜の小さな領域に閉じ込めることにより効率良く軟 X 線を発生します。図 5-23 に開発したレーザープラズマ軟 X 線顕微鏡の原理図を示しました。高強度レーザーにより生成したレーザープラズマから発生した軟 X 線を X 線感光材上に直接培養した細胞に照射することにより培養中の細胞の軟 X 線像を取得します。さらに、あらかじめ蛍光標識を施した細胞を軟 X 線顕微鏡と蛍光顕微鏡により同時に観察することにより細胞の軟 X 線像と蛍光像を直接比較できます。

図 5-24 に生きている細胞の (a) 軟 X 線像と (b) 蛍光像を示しました。細胞はあらかじめミトコンドリアを選択的に標識するマイトトラッカー、クロマチンを選択的に標識する DAPI、アクチンフィラメントを選択的に標

識するファロイジンで蛍光標識を施しました。図 5-24 (b) の蛍光像で赤く光っているのがミトコンドリア、青く光っているのが細胞核 (クロマチン)、緑に光っているのが細胞骨格 (アクチンフィラメント) です。同じ細胞を観察した蛍光像と直接比較することにより軟 X 線像の中の細胞内器官を正確に特定することができます。

図 5-25 には軟 X 線顕微鏡によって撮像した細胞の詳細な内部構造の軟 X 線像を示しました。図 5-25 (c) では細胞核とその周辺に集まっているミトコンドリアが確認できます。(d) はミトコンドリアの部分拡大したもので、ミトコンドリアが網目状に広がっていることが分かります。(e) は一つのミトコンドリアを拡大したもので生きている状態でのミトコンドリアが初めて観察できました。

このように、レーザープラズマ軟 X 線顕微鏡を開発することで生きている細胞内のミトコンドリアの構造を観察できるようになりました。今後、生命科学への貢献が期待できます。

本研究は、独立行政法人日本学術振興会科学研究費補助金 (No.25390134) 「生きている細胞の内部構造とその変化をその場観察するハイブリッド顕微鏡の開発」の成果の一部です。

●参考文献

Kado, M. et al., In Situ Observation of Cellular Organelles with a Contact X-ray Microscope, Journal of Physics: Conference Series, vol.463, 2013, p.012056-1-012056-4.

5-9 ペプチドで作物のカドミウムの動きを抑制する —ポジトロンイメージング技術による根での元素の動きの画像化—

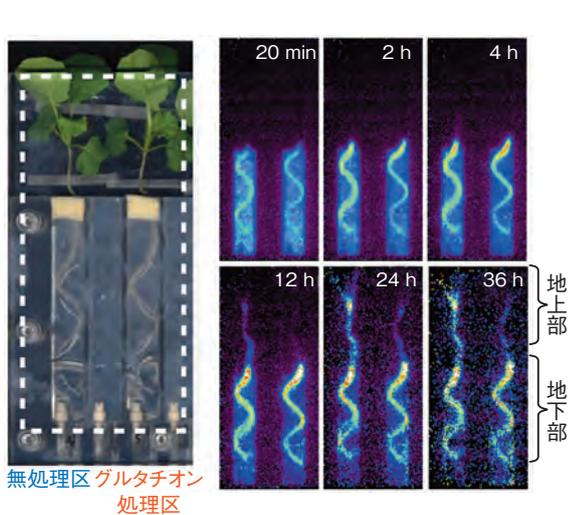


図 5-26 アブラナにおける Cd の経根吸収イメージング
アクリル製の容器(左)にアブラナの根の部分挿入し、ここに Cd の放射性トレーサを投与することで、根から Cd が吸収され、地上部へと移行する様子を画像化します(右; 明るい部分に多くの Cd が分布しています)。

農作物に含まれるカドミウム(Cd)を低減することは、食糧の安全確保のために実行しなければならない世界的な課題です。この問題を解決するために、Cd 汚染土壌を浄化するための Cd 高吸収作物の選抜や、作物が Cd を吸収しないための栽培条件の検討などの研究が行われてきました。こうした研究を進めるうえで、Cd が根から吸収する過程を直接観察し、解析することが非常に重要であるといえます。私たちは、放射性トレーサを用いて生きた植物体内の元素の動きを観測する植物ポジトロンイメージング技術の開発を進めてきました。しかしながら、従来放射性トレーサ溶液と根を同時に撮像しても、トレーサ溶液からの放射線が強すぎて、根からの放射線を画像化することが難しいと考えられていたため、観測の対象が根ではなく、地上部に限られていました。

そこで私たちは、視野内のトレーサ溶液の量ができるだけ少なくなるような形状の撮像用容器の開発を進め、根からの放射線を検出する効率を向上させた結果、根での元素の動きを直接観測することに成功しました。この「経根吸収イメージング」と Cd の放射性トレーサである ^{107}Cd を用いて、アブラナの体内における Cd の動

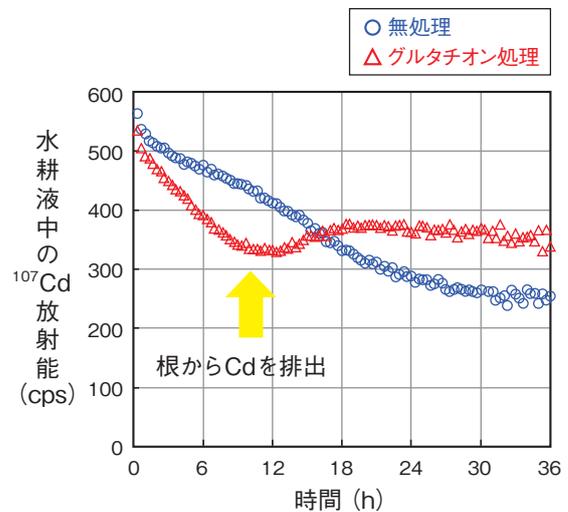


図 5-27 水耕液における Cd 濃度の経時変化
無処理区では、ほぼ一定の割合で Cd が根に吸収され、水耕液中の ^{107}Cd 量が減少し続けていましたが、グルタチオン処理区では、Cd を投与してから 12 時間後に水耕液中の ^{107}Cd の量が上昇していました。これは根から Cd が排出されたことを示します。

きを画像化したところ、3 個のアミノ酸がつながったグルタチオンというペプチドを根に投与すると、根から地上部への Cd の移行が抑制される現象を見いだしました(図 5-26)。また、得られた動画を詳細に解析したところ、グルタチオンを投与した植物において、一度体内に吸収された Cd が根から水耕液へと排出されました(図 5-27)。これらの結果から、グルタチオンを投与すると、根から Cd が積極的に排出され、地上部への Cd の移行が抑制されるという輸送メカニズムを明らかにしました。

今回得られた成果から、作物中の Cd を低減する技術を開発するうえで、グルタチオンの利用が非常に有望であることが分かりました。また、今回開発した経根吸収イメージングは、Cd に限らず、ほかの元素にも利用できるため、植物が様々な養分や環境汚染物質を吸収するメカニズムを解明する研究が飛躍的に進むことが期待できます。

本研究は、独立行政法人日本学術振興会科学研究費補助金 (No.17380194, No.19380185, No.23380155, No.23380194) の成果の一部です。

●参考文献

Nakamura, S., Suzui, N. et al., Application of Glutathione to Roots Selectively Inhibits Cadmium Transport from Roots to Shoots in Oilseed Rape, *Journal of Experimental Botany*, vol.64, issue 4, 2013, p.1073-1081.

5-10 X線と電子顕微鏡技術の融合によりナノ領域の分析に挑む —電子顕微鏡に搭載するためのX線多層膜回折格子分光器の開発—

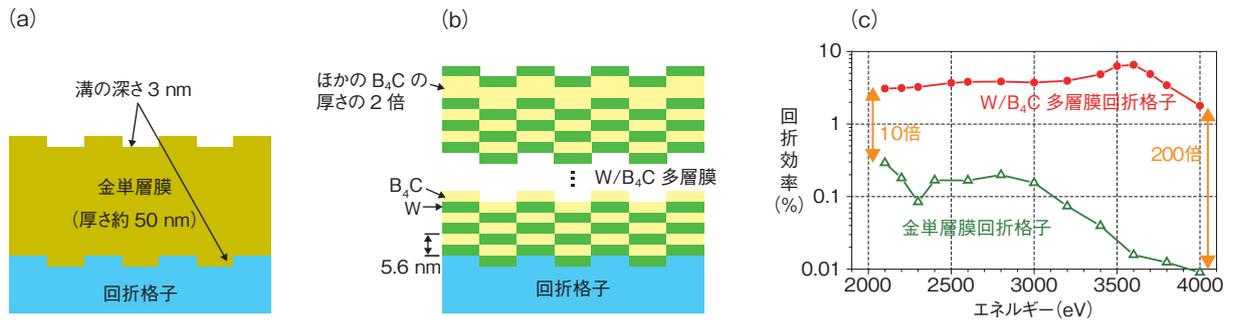


図 5-28 (a) 金単層膜回折格子 (b) W/B₄C 多層膜回折格子の模式図 (c) 回折効率の測定結果
W/B₄C 多層膜回折格子は、上から 2 番目の B₄C をほかの B₄C に比べ 2 倍厚くすることで、2000 ~ 4000 eV 領域の全域で一様な回折効率を示すのが分かります。

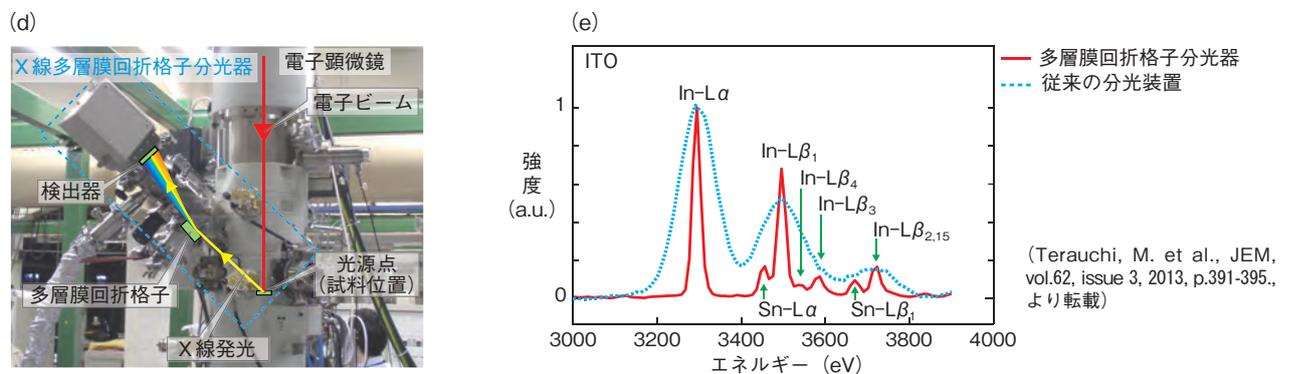


図 5-29 (d) 電顕に搭載されたX線多層膜回折格子分光器の概観 (e) ITO からの発光スペクトルの測定結果
多層膜回折格子分光器によって、In と Sn の発光スペクトルの微細構造を明瞭に計測できるようになりました。

電子顕微鏡（以下、電顕）は、観察したい物質に電子ビームを照射することでナノスケールでの原子配列や結晶構造等の観察を可能にする装置で、新しい材料の研究開発などに有用です。また、電子ビームが照射された物質からはX線が発生し、これを回折格子分光器（マイクロメートル幅の細い溝が多数刻線された光学素子(回折格子)を搭載した装置)でエネルギーごとの強度分布に分けること(X線分光)で物質の性質を決めている電子の状態(電子構造)を分析することができます。しかし、これまでの回折格子は、表面の反射物質が金単層膜であったために、吸収端(約 2200 eV)を超える高エネルギーのX線分光は困難でした。この問題を解決するために、金単層膜に代わり新たに考案したタンゲステン(W)と炭化ホウ素(B₄C)からなる W/B₄C 多層膜を反射物質とする 2000 ~ 4000 eV 領域用多層膜回折格子を搭載した電顕用X線多層膜回折格子分光器を開発しました。

図 5-28 は、矩形状溝の回折格子の反射物質として、(a) 金単層膜回折格子 (b) W/B₄C 多層膜回折格子の模式図 (c) 回折格子の性能(回折効率)の測定結果です。多層膜回折格子の場合、全エネルギー領域で一様に高い

回折効率を達成し、金単層膜回折格子に比べて著しく性能が向上しているのが分かります(2100 eV では 10 倍、4000 eV では 200 倍)。これは、図 5-28(b) に示すように、上から 2 番目の B₄C の厚さをほかの B₄C に比べ 2 倍厚くした効果(積分反射率の最大化)によるものです。

図 5-29 は (d) 電顕に搭載された多層膜回折格子分光器の概観と (e) タッチパネル等の電極材料として知られる酸化インジウムスズ(ITO)からの発光スペクトルの測定結果です。多層膜回折格子分光器の場合、これまで困難であったエネルギーが極めて近接したインジウム(In)とスズ(Sn)のスペクトル(例えば、Sn-Lα と In-Lβ₁)を明瞭に分離して計測できることが分かります。

このように、X線分光器と電顕の融合技術によってこれまで計測が困難であった電子構造や元素分布を定量できることから、私たちの身の周りの電子機器等の性能向上につながる知見が得られると期待されます。

本研究は、独立行政法人科学技術振興機構(JST)の産学共同シーズイノベーション化事業(育成ステージ)「ナノスケール軟X線発光分析システムの開発」(2008 ~ 2011 年度)の成果の一部です。

●参考文献

今園孝志, 50 ~ 4000 eV 領域の軟 X 線平面結像型分光器の開発と電子顕微鏡への応用, 応用物理, vol.83, no.4, 2014, p.288-292.

5-11 X線の蜃気楼を初めて発見 —プラズマを用いた新しいX線光学素子の可能性を示す—

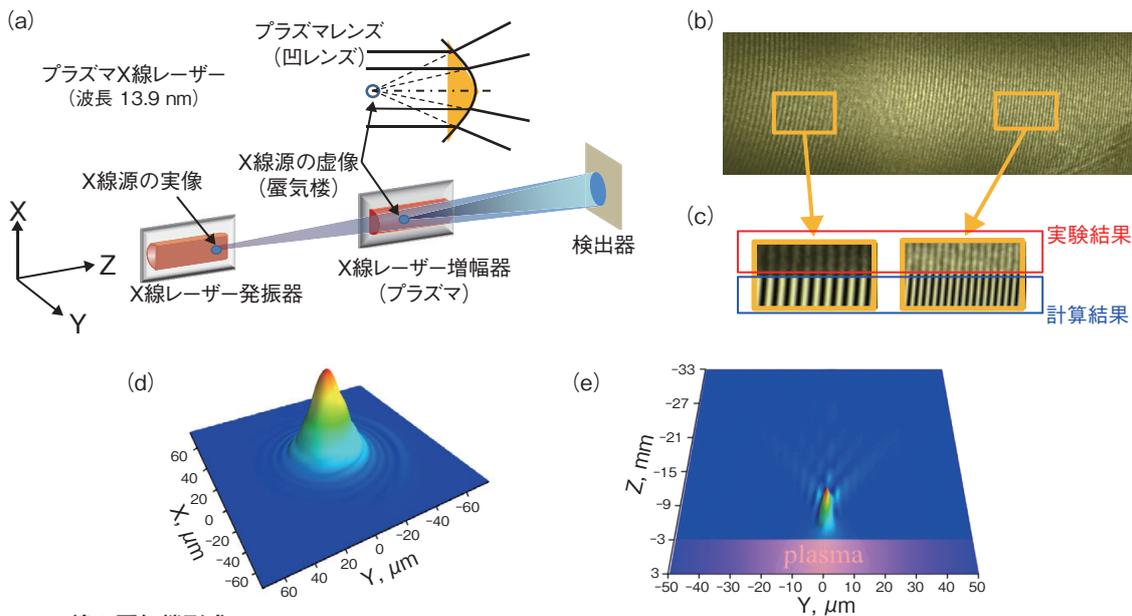


図 5-30 X線の蜃気楼形成

- (a) X線の蜃気楼形成の模式図です。X線レーザー発振器からのX線ビームの一部がX線増幅器(プラズマ)の凹レンズ効果を受けて拡がる結果、本来ない場所にもう一つの光源(虚像)が存在するかのようになります。
- (b) 検出器位置で得られたX線レーザーの干渉縞です。
- (c) 実験結果とモデル計算による干渉縞の比較です。
- (d) (e) 実験データをもとに理論計算コードにより虚像(蜃気楼)の姿を再現してみました。(d)はX-Y平面での虚像の強度分布、(e)はY-Z平面での虚像の強度分布です。

蜃気楼は、地球の大気中で可視領域の光が引き起こす現象で、本来まっすぐ進むはずの光が、不均一な大気の中を通過する際に曲がる(屈折する)ことにより生じます。ところがX線のように短波長の光は、直進性が高く屈折しにくいことから、X線領域の蜃気楼を観測することはとても難しいと考えられてきました。

原子力機構が開発した優れた指向性を持つプラズマX線レーザーを、図5-30(a)のように同じ波長のX線に対して増幅効果があるプラズマのX線増幅器に入射した際、同心円状の干渉縞が得られることを見いだしました(図5-30(b))。同心円状の干渉縞は、位相が揃った二つの光源が観測点から見て同一直線上に並んでいる場合に得られます。私たちは、この現象の説明として、プラズマの密度分布が光に対する不均一な大気のように振る舞う可能性に着目しました。今回の場合、このプラズマが凹レンズとして働くことでX線レーザービームの一部の進行方向が変わり、凹レンズの焦点位置にあたかも光源があるかのような虚像(蜃気楼)が形成されるのではと推察しました。これを理論的に検証するために、私たちは虚像の位置をプラズマ中に仮定し、本来のX線レーザーとの間の干渉縞を計算したところ、計算結果は図5-30(c)のように実験結果と完全に一致しました。通常の蜃気楼との発生機構の類似性から、私たちは今回の

事例が、世界初のX線の蜃気楼の観測例であると結論づけました。

今回の実験結果をもとにX線の虚像(蜃気楼)を視覚化するために、私たちはプラズマ中でのX線の屈折や増幅を取り入れた理論計算コードを開発しました。この計算コードを用いて、再現されたX線の虚像(蜃気楼)の強度分布を図5-30(d)と(e)に示します。また、今回の解析からプラズマにX線の増幅効果がない場合には解が得られないことから、虚像(蜃気楼)の出現には、プラズマがX線増幅効果を持つことが重要であることも分かりました。

今回発見した蜃気楼現象は、プラズマがX線に対する凹レンズのような光学素子として利用できることを示しています。一方で、干渉縞の様子から、プラズマの密度分布や増幅効果についての情報を引き出すことも可能になりました。このように、X線の蜃気楼現象は、X線を高度に制御し利用するための新しいX線光学素子の開発やプラズマ診断法の提供など、様々な実用的・科学的な応用をもたらしてくれると思われます。

本研究は、独立行政法人日本学術振興会科学研究費補助金(No.25289244)「高輝度コヒーレント軟X線による新しい超微細レーザー加工技術の確立」の成果の一部です。

●参考文献

Magnitskiy, S., Pikuz, T. et al., Observation and Theory of X-ray Mirages, Nature Communications, vol.4, 2013, p.1936-1-1936-7.

5-12 紫外線のナトリウム透過の確証

—厚さ 8 mm のナトリウムを透過した紫外線によるイメージングに成功—

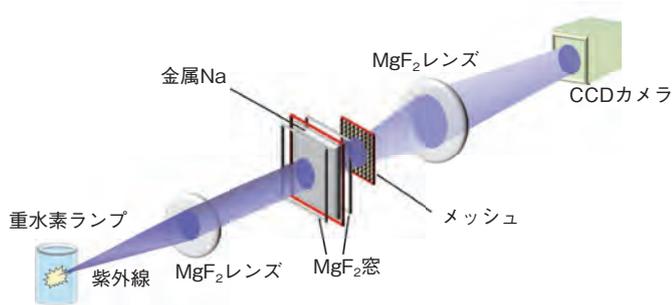


図 5-31 実験配置

厚さ 8 mm の金属 Na を透過した紫外線による金属メッシュの照明とメッシュのイメージングをこの配置で行いました。

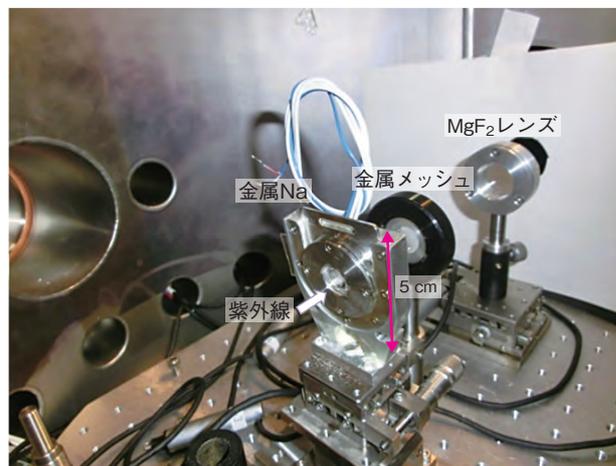


図 5-32 Na サンプルとイメージング装置

厚さ 8 mm の金属 Na と金属メッシュを配置した写真を示します。

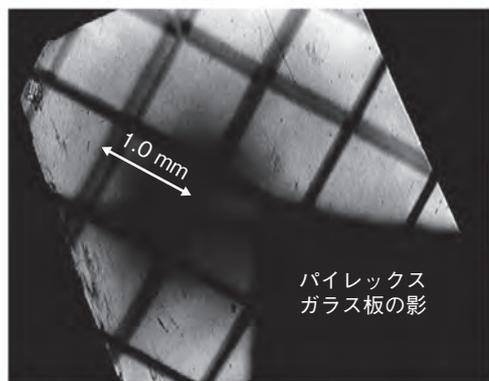
パイレックス
ガラス板の影

図 5-33 Na を透過した紫外線の照明により取得したメッシュ像

厚さ 8 mm の金属 Na を透過した紫外線による金属メッシュ像です。メッシュに重ねて配置した厚さ 1 mm のガラス板は、この波長域の紫外線は透過しないので黒い影になります。

金属表面は金属光沢を示しますが、これは金属内部を自由に動き回る電子の集団が、極性が周期的に変化する電界により規則的に振動し、その振動により入ってきた光と同じ周期の光を逆向きに放出する（反射）ことにより生じると解釈されています。紫外線のように周期（波長）が短い光では入ってきた光の極性の変化が速過ぎて電子の集団がその変化に追いつかなくなります。この境界の波長をプラズマ波長と呼びます。この波長より短い波長の光は金属の中に侵入します。侵入した光は金属中の自由電子にエネルギーを与えながら進み、かつその電子が周囲の電子や格子振動にエネルギーを与え、その結果、光は金属中で大きな減衰を受けます。実際、様々な金属の紫外線に対する透過率が調べられていますが、これまで厚さ数 mm の金属を透過したとする報告はありません。ナトリウム (Na) の紫外線域における反射率の低下を示す研究は 1930 年代にさかのぼります。1960 年代には蒸着により作成した厚さ 1 μm 未満の薄膜を用いた透過率の測定が行われています。Na は単純な構造の原子ですが空気中の水分と激しく反応して短時間で性質が変わるため、化学的に安定した分厚い純粋な試料の作成が難しいという特徴があります。光学定数をまとめた

ハンドブックによりますと、とりわけ Na は正確な透過率の取得が困難であるとされています。

これらを踏まえ私たちは Na 専用グローブボックス内でフッ化マグネシウム (MgF_2) という紫外線を通す特殊な窓材と金属容器で Na を挟み込むことで化学的に安定な分厚い試料の作成に成功し透過率の正確な計測を可能にしました。その結果、波長 115 ~ 170 nm の光が厚さ数 mm の固体 Na や温度を 150 $^{\circ}\text{C}$ まで高くしたときの液体 Na を透過することが明らかになりました。透過率を調べることで、可視光における金属光沢が紫外線中の上記波長域では消え去り、光が Na 中に侵入し、数 mm 以上にわたり透過することが明らかになりました。確証のため厚さ 8 mm の Na を透過した紫外線を照明に用いた金属メッシュのイメージングを行いました。実験配置を図 5-31、Na サンプルとイメージング装置の写真を図 5-32 に示します。また Na を透過した紫外線の照明により取得したメッシュ像を図 5-33 に示します。この実験においても上記波長域における高い透過率が示されました。今後は物理的メカニズムの解明、この現象の原子力分野や工業への利用を目指します。

●参考文献

Daido, H. et al., Demonstration of Partially Transparent Thick Metallic Sodium in the Vacuum Ultraviolet Spectral Range, Optics Express, vol.21, issue 23, 2013, p.28182-28188.

5-13 物質中の拡散現象の解明を目指して — 中性子準弾性散乱の新たな解析法の開発 —

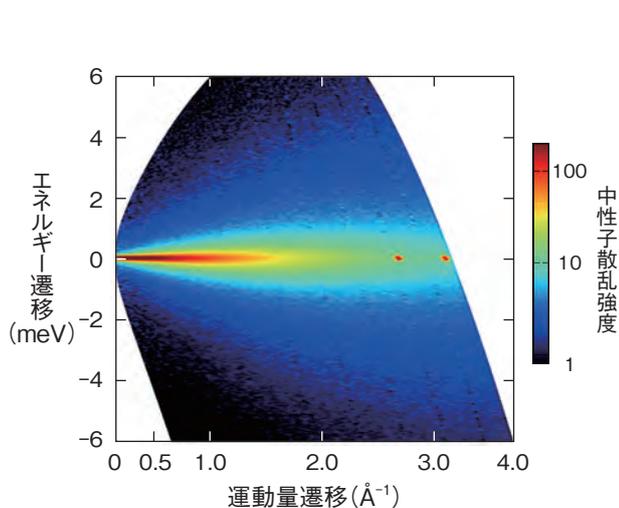


図 5-34 水の中性子準弾性散乱

中性子散乱実験で得られる準弾性散乱スペクトルは、弾性散乱（エネルギー遷移が0）を中心として山型に広がったシグナルをしています。複数の拡散運動が存在する場合、それらのシグナルが重なって表現されるため、運動の種類や速さ・経路などを直接特定することは困難です。図中の赤い点は試料容器によるシグナルです。

拡散は、電池材料として注目されているイオン・プロトン伝導材料の性能やタンパク質等の生体物質の機能発現メカニズムに大きくかわる現象です。拡散現象の解明は、これらの性能や機能の原理を理解し制御することにつながるのでも重要です。中性子準弾性散乱法は、物質中の原子・分子の拡散運動の時間（速さ）と空間（距離、範囲）の関係を調べることできる数少ない手法で、ほかの手法では難しい拡散現象の詳細な解明が可能です。しかし、従来の準弾性散乱のデータ解析では、本来ならば最終的に知りたいはずの拡散運動のモデルを先に仮定する必要があるために、そのモデル自体の正しさを証明するのが困難でした。その解析は複雑で時間を要することもあって、中性子準弾性散乱の利用は少数の専門家に限られていました。

このような状況を解決するため、私たちはモデル仮定の必要のない汎用解析法、すなわち得られた結果からモデルを推定する「普通の」解析の流れを実現できる方法を開発しました。この解析法では、物質の全拡散過程を単純な拡散現象の集合体として扱います。単純な拡散とは、平均した場合に一定の緩和時間（拡散にかかる時間）で後戻りすることなく徐々に拡散する現象のことです。

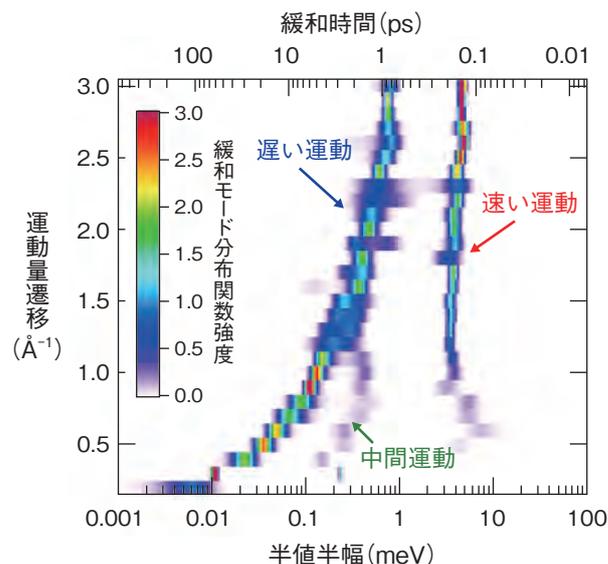


図 5-35 解析により得られた水の緩和モード分布関数

新たに開発した解析法により得られる緩和モード分布関数では、各拡散運動が独立して表されます。そのため、運動の種類数や速さなどを直接知ることが可能になります。

この場合、拡散過程は時空間における緩和時間ごとの強度（存在密度）分布という形に変換できます。この分布関数を緩和モード分布関数と呼び、拡散運動の数や種類、速さなどを直接知ることができます。変換には最大エントロピー法という情報理論に基づいた計算法を使用しています。

この解析法を水の研究で初めて適用しました。測定にはJ-PARCのアマテラス分光器を用いました。この分光器は高分解能で広領域な測定が可能でこの解析法に非常に適しています。図 5-34 は得られた室温の水の準弾性散乱スペクトルです。この図から直接的に拡散運動の特徴を捉えることは困難です。このスペクトルに新しい解析法を適用すると、図 5-35 の緩和モード分布関数が得られます。この結果では三つの独立した拡散運動の存在が明確で、詳細に見るとそれらの特徴も明らかにすることができます。このうち中間に存在する運動は、新しい解析法により発見できたもので、水の拡散現象の全容解明につながる重要な結果です。

この新しい解析法を普及させていくことで、材料・生物を含む広い分野で拡散現象の研究が進み、科学技術の発展に資する新しい発見につながると期待されます。

●参考文献

Kikuchi, T. et al., Mode-Distribution Analysis of Quasielastic Neutron Scattering and Application to Liquid Water, Physical Review E, vol.87, no.6, 2013, p.062314-1-062314-8.

5-14 極低温水素減速材で高品位のパルス冷中性子を実現 — J-PARC パルス核破砕中性子源の極低温水素システムの性能評価 —

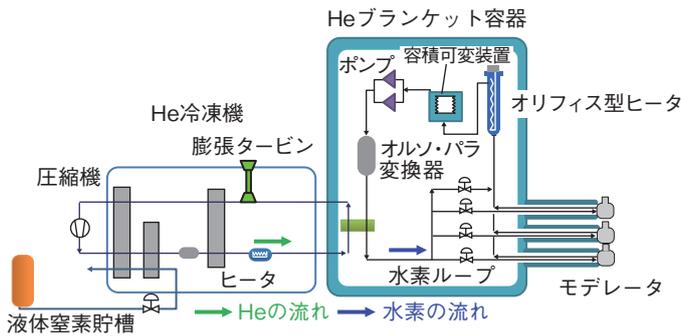


図 5-36 J-PARC 核破砕中性子源用極低温水素システム減速材として超臨界圧の極低温水素 (1.5 MPa, 20 K) を強制循環させ、核破砕反応により発生した高速中性子を冷中性子に冷却します。

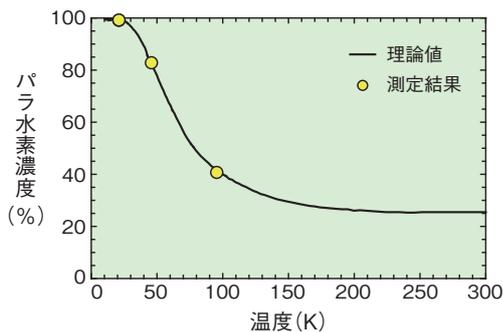


図 5-37 パラ水素濃度測定結果

常温でパラとオルソ水素は 1 : 3 の存在比ですが、この比率は温度に依存し、温度が下がるとパラ水素の比率は増加します。測定結果は理論値と一致し、20 K で 99% 以上のパラ水素が存在していることを確認できました。

J-PARC のパルス中性子源は 3 GeV に加速された陽子 (繰り返し 25 Hz, 定格出力 1 MW) を水銀ターゲットに入射させ、核破砕反応で生じる高速中性子を超臨界圧の極低温水素 (1.5 MPa, 20 K 以下) で、熱・冷中性子まで減速 (冷却) します。この減速材ではパラ水素濃度を 99% 以上とし、中性子との衝突でパラ水素がエネルギー準位の高いオルソ水素に励起される、オルソ水素に比べパラ水素の冷中性子散乱断面積は 2 桁も低く透過性がある、という性質を最大限に活かし、結晶構造解析や磁気構造解析等の時間分解能の高い実験に適した半値幅 100 μ s 程度で立下り時間が速い冷中性子パルスを効率良く得ることが特長です。

オルソ水素の混在や核発熱に伴う熱負荷による温度変動はパルス形状を劣化させるので、パラ水素濃度を保持し、温度変動を 3 K 以内に抑えることが必要でした。同時に、過渡熱負荷変動に伴う圧力上昇を 100 kPa 以下に抑えることも課題でした。私たちは、世界最大級の流量約 9.5 m^3/h で超臨界圧の極低温水素を強制循環させることにより、上記の条件を満足する冷凍システムを開発しました (図 5-36)。

パラ水素濃度の維持には水酸化鉄 (III) を触媒としたオルソ・パラ水素変換器を導入しており、ビーム出力

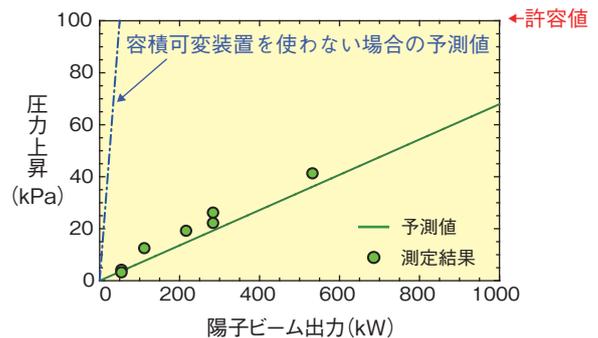


図 5-38 陽子ビーム出力に伴う圧力上昇の測定結果

ベローズ構造の容積可変装置を用いた圧力調整機構を用いると、1 MW の陽子ビーム出力の圧力上昇は許容値 (100 kPa) 以下と予測できる結果が得られました。

300 kW の時点でその性能を評価しました。このとき、水素を高圧で極低温の環境から常温の気体としてガラスセルに安全に採取するためのシステムを構築しました。循環系が常温から定格状態 (20 K) に至る過程で水素を採取し、ラマン分光法でパラ水素濃度を分析した結果、その値は理論値と良く一致し、定格運転状態で 99% であることを確認できました (図 5-37)。

一方、熱負荷に伴う圧力上昇に関しては、超臨界圧の極低温水素は非圧縮性で、液体水素と異なり明確な気液界面がないため、温度上昇に伴う水素の膨張で圧力が上昇します。私たちは、4 K まで気相であるヘリウム (He) に水素の圧力を伝播・緩和させるという着想で、He を満たしたステンレス製の蛇腹 (ベローズ) 構造の容積可変装置を考案しました。

ビーム出力 532 kW までの運転で測定された圧力上昇値は設計値と良く一致し、1 MW 時に許容値 (100 kPa) を超えない見通しを得ました (図 5-38)。

この技術開発によって定格出力時に高品質な中性子ビームを安定に供給でき、中性子利用研究の推進を通じて科学技術の発展・産業の振興に資する成果創出に貢献できます。

●参考文献

Tatsumoto, H. et al., Operational Characteristics of the J-PARC Cryogenic Hydrogen System for a Spallation Neutron Source, AIP Conference Proceedings 1573, 2014, p.66-73.

5-15 J-PARC 3 GeV シンクロトロン の 運転後の線量率 — 大強度出力達成のための加速器内に生成された放射性物質による線量率分布の把握と対策 —

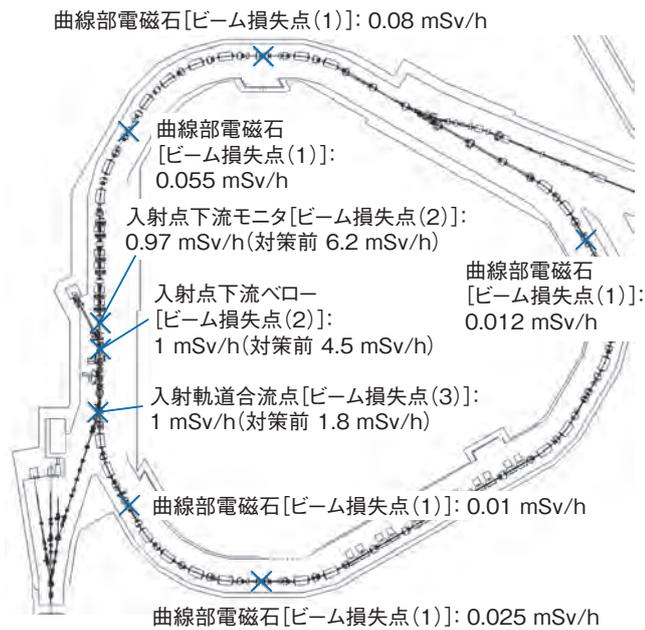


図 5-39 J-PARC 3 GeV シンクロトロン の 残留線量分布
トンネル内に設置した電磁石等の機器表面の運転停止後の線量を示しています。条件は 200 kW 出力で 1 ヶ月、300 kW で 3 日間連続運転したあと、停止 4 時間後の測定結果です。(図中各値は [ビーム損失点(3)] を除き 2012 年 7 月の測定値を示しています。[ビーム損失点(3)] のみビーム損失対策後の 2014 年 3 月の測定値を記載しています。)

大強度陽子加速器施設 (J-PARC) の 3 GeV シンクロトロンは、1 MW という既存加速器より 1 桁以上大きな出力の陽子ビームを物質生命科学実験施設及び主リングシンクロトロンに供給するため、2007 年より運転が行われています。3 GeV シンクロトロンでは、リニアックで 400 MeV まで加速した負水素イオンを炭素薄膜を通して陽子に変換して入射し、これを 20 ms かけて 1 万回以上周回しながら 3 GeV まで加速したあとに取り出します。

J-PARC のような陽子加速器では、運転中のビーム損失による機器の放射化を許容できるレベルに抑えなければなりません。過去の加速器の知見や 3 GeV シンクロトロンでの経験から、停止直後の機器表面での線量率が 1 mSv/h 程度であれば保守作業時の被ばく量を数 100 μ Sv 以下に抑えられることが分かっています。そのため、ビーム損失で生成される放射性物質による線量率の分布状況を把握し、それが上記 1 mSv/h 程度に収まるよう対策を講じながらビーム強度を上げていく必要があります。そこで私たちは、運転が停止される度に機器表面の線量率を測定し、運転条件ごとの線量率の状態を把握、原因の究明と対策を講じてきました。図 5-39

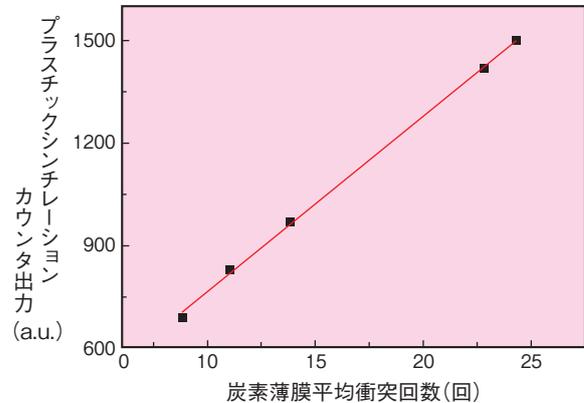


図 5-40 ビーム損失の炭素薄膜衝突回数依存性
シンクロトロン内を周回するビームが入射に使用する炭素薄膜に衝突する平均回数を変えた際の、炭素薄膜下流のプラスチックシンチレーションカウンタの出力を示しています。平均衝突回数は入射ビーム軌道や炭素薄膜の位置を変えることで変化させます。衝突回数が増加するほど、炭素薄膜と周回ビームの相互作用で発生する放射線量も増え、プラスチックシンチレーションカウンタの出力も大きくなっています。

は、運転後の機器表面の線量率の測定例を示しています。3 GeV シンクロトロンでは機器の放射化はほとんど入射部 (図 5-39 左側の直線状の範囲) に集中し、それ以外の領域 [ビーム損失点 (1)] では、機器表面の線量率は 0.1 mSv/h 以下に抑えられています。

入射部の中では、特に入射点下流 [ビーム損失点(2)] 及び 3 GeV シンクロトロンに入射するビームと周回しているビームが合流する点 [ビーム損失点(3)] に局所的な放射化のピークが存在していました。ビーム試験の結果、[ビーム損失点(2)] に関してはビーム入射に使用している炭素薄膜によるビーム散乱が原因であること (図 5-40) を、[ビーム損失点(3)] に関しては入射ビームラインの圧力が高いことが原因であることを突き止め、対策を講じ線量率をそれぞれ目標値である 1 mSv/h 程度まで低減することに成功しました。これらの現象は、ビーム強度が増加し、かつほかの原因で発生していたビーム損失を低減した結果、初めて顕在化しました。

このように、3 GeV シンクロトロンでは線量率の分布状況から問題となる箇所を見つけ出し、事前に対策を行うことで順調にビーム出力を上昇しています。

●参考文献

Yamamoto, K. et al., Beam Power and Residual Dose History of J-PARC RCS, Progress in Nuclear Science and Technology, vol.4, 2014, p.238-242.

5-16 真空容器で磁場を遮へいし加速器ビーム軌道を安定化 — J-PARC における漏えい磁場遮へいのための磁性材料製真空容器の開発 —

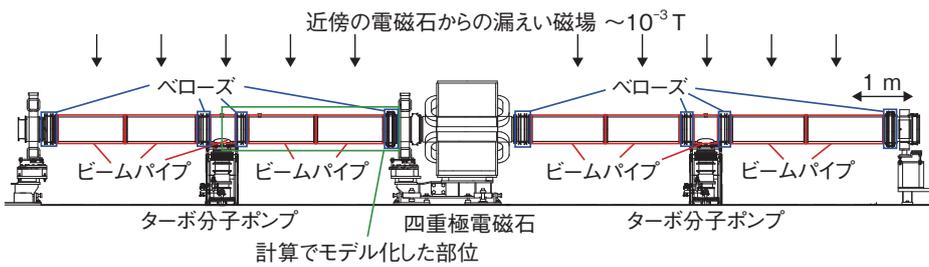


図 5-41 J-PARC の 3 GeV シンクロトロンにおける磁性材料製真空容器の設置想定箇所。シンクロトロン出射部では、隣接する電磁石からの漏えい磁場がビーム軌道へ影響を与え、外部からの不要な磁場となっています。そのような磁場を遮へいするために磁性材料製真空容器(ビームパイプ、ベローズ)の開発を実施しました。

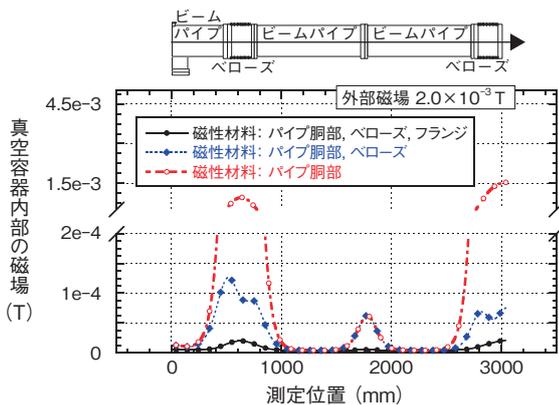


図 5-42 真空容器各部品を磁性材料にしたときの磁気遮へい性能 (計算値)

図 5-41 □ 枠の部位をモデル化して計算した結果です。真空容器のすべての部品を磁性材料にすることで、効果的な磁気遮へいができることを示しています。

加速器において真空容器外部からの不要な磁場はビーム軌道のずれの原因となるので、そのような磁場をいかにして遮へいするかは、安定なビーム軌道をつくるうえで大きな課題です。J-PARC の 3 台の加速器群のうち の 3 GeV シンクロトロン加速器 (以下、シンクロトロン) では、ビーム出射部に隣接する電磁石からの 10^{-3} T 程度の漏えい磁場によりビーム重心軌道がビームパイプの中心から 10 mm 程度ずれ、ビームロスが発生するという事象が生じました。私たちは、ビームから最も近い場所で、周りを高い透磁率を持った磁性材料で完全に覆うこと、すなわち真空容器を磁性材料化することが、最善の磁場遮へいであるとの着想の下、磁気遮へい性能及び高真空性能を兼ね備えた真空容器の開発を行いました。

図 5-41 に磁性材料製真空容器を設置するシンクロトロン出射部ビームラインのレイアウトを示します。ビーム軌道の計算から、この領域への漏えい磁場 (外部からの不要な磁場) を真空容器内部で 10 分の 1 に遮へいする必要があることがわかりました。図 5-42 に真空容器の各部を磁性材料に変えたときの容器内部の磁場分布の磁場計算コードを用いた計算結果を示します。より効果的な磁気遮へいをするためには、ビームパイプ胴部だけ

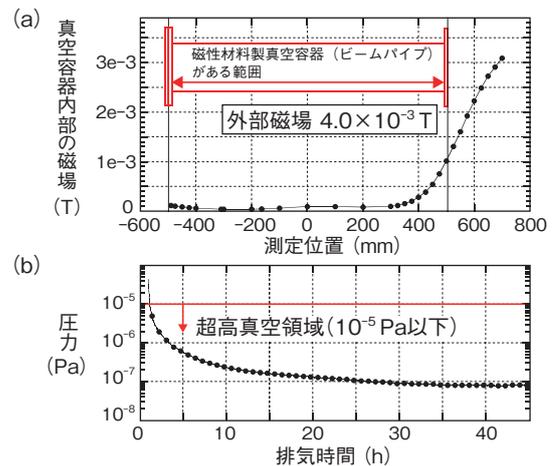


図 5-43 ビームパイプの磁気遮へい性能と真空性能 (実測値)

(a) 磁性材料製真空容器により外部からの不要な磁場を大幅に遮へいできました。

(b) 磁性材料製真空容器においても超高真空を達成できることがわかりました。

でなく、フランジやベローズといったすべての部品を磁性材料にする必要があることがわかりました。そこで、薄肉のビームパイプ胴部及びベローズに透磁率の高いパーマロイを、厚肉のフランジにフェライト系ステンレス鋼を用いることとしました。

磁性材料は加工時に発生する内部応力によって透磁率の減少が起きます。磁気性能を回復させるためには、一般的に熱処理 (磁気焼鈍) を行います。一方、超高真空を達成するためには真空容器に用いる材料を高真空下で熱処理し、脱ガスをします。私たちは、磁気焼鈍及び脱ガスの両目的を同時に達成するために、製作の最終段階で真空容器を高真空化で熱処理を行いました。図 5-43 に熱処理をした磁性材料製真空容器 (ビームパイプ) の磁気遮へい性能及び真空排気性能の測定結果を示します。外部からの不要な磁場を真空容器内で 10 分の 1 以下に遮へいするという目標を達成できました。また、これまで真空性能が未知であった磁性材料の真空容器においても、超高真空を達成できることがわかりました。このように、優れた磁気遮へい性能と超高真空性能を兼ね備えた磁性材料製真空容器の採用によって、シンクロトロンのビーム軌道の安定化に見通しを得ることができました。

●参考文献

Kamiya, J. et al., Vacuum Chamber Made of Soft Magnetic Material with High Permeability, Vacuum, vol.98, 2013, p.12-17.

5-17 サイクロトロン加速領域に入射するビームを観る —エミッタンス・アクセプタンス測定装置の開発—

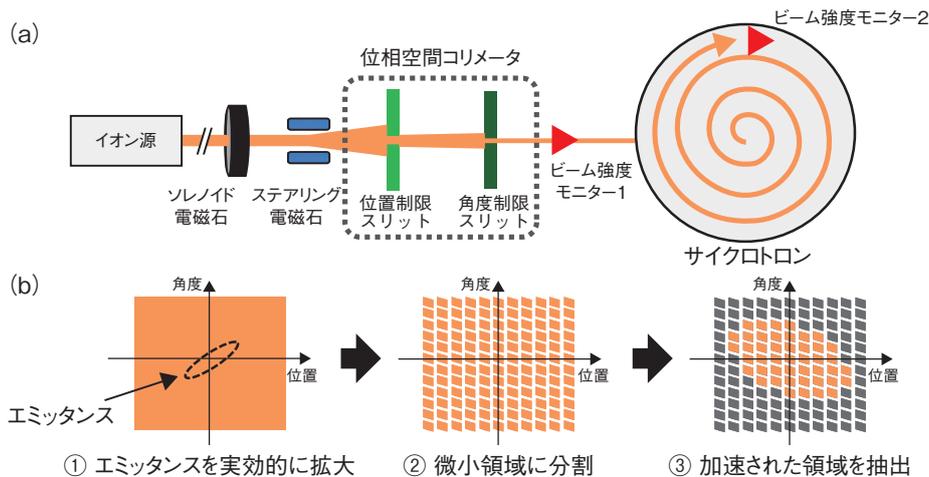


図5-44 (a)エミッタンス・アクセプタンス測定システム (b)アクセプタンス測定手順

イオン源から発生したビームのエミッタンスを実効的に拡大する電磁石、ビームの位置角度範囲を制限する位相空間コリメータ、そして二つのビーム強度モニターで構成されています。

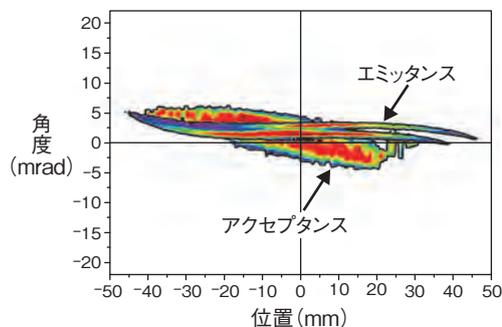


図5-45 エミッタンス・アクセプタンス測定結果

(Kashiwagi, H. et al., Rev. Sci. Instrum., vol.85, no.2, 2014, p.02A735-1-02A735-5, より一部加筆して転載)

測定したエミッタンスとアクセプタンスをひとつの図に表示することで、加速領域と入射するビームの領域の位置関係を可視化できました。

高崎量子応用研究所イオン照射研究施設 (TIARA) のサイクロトロン加速器 (以下、サイクロトロン) では、バイオ技術や材料科学研究等で求められる様々な種類のイオンビームを実験ごとに切り替えて提供しています。ビームの種類の変更に伴って、照射に必要なビーム量を得るため、サイクロトロンに入射したビームに対して加速されて出射するビームの割合を最大にする調整が求められます。この調整は加速器が加速することのできる範囲 (アクセプタンス) に入射ビームの位置と角度の範囲 (エミッタンス) を重ね合わせることに相当します。アクセプタンスの範囲外に入射したビームは加速できないので、アクセプタンスの中にビームのエミッタンスを取めなければなりません。しかし、これまで入射ビームのエミッタンスの測定方法はありましたが、サイクロトロンのアクセプタンスの測定方法はありませんでした。そこで、サイクロトロンのアクセプタンスの測定方法を考案し、エミッタンスとの重なりが一目で分かる、エミッタンス・アクセプタンス測定装置を新たに開発しました。

開発した測定システムを図5-44(a)、測定手順を図5-44(b)に示しました。アクセプタンス測定では最初に、

ソレノイド・ステアリング電磁石を用いてイオン源からのビームのエミッタンスを実効的に拡大し、広い計測範囲を確保します (図5-44(b)①)。次に、位相空間コリメータと呼ばれる二つのスリットでビームの位置範囲と角度範囲を制限することで、このエミッタンスを多数の微小領域に分割し (図5-44(b)②)、それを一つずつサイクロトロンに入射します。そして、サイクロトロン内部のビーム強度モニター2で加速されたビームを検出し、加速された領域のみを抽出することでアクセプタンスを求めます (図5-44(b)③の橙色領域)。一方、エミッタンスは拡大操作を行わずに、位相空間コリメータと直後のビーム強度モニター1を用いて分割した入射ビームの各領域の強度を計測することで求めます。

実際に測定したエミッタンス・アクセプタンスを同一平面上に表示した例を図5-45に示しました。このように、本装置の開発により、加速領域であるアクセプタンスと入射ビームの領域であるエミッタンスの相互関係を可視化できるようになりました。

今後は本装置による計測結果を基に、アクセプタンスにエミッタンスを重ね合わせて出射ビームの割合を最大にする調整システムの開発を進めていきます。

●参考文献

Kashiwagi, H. et al., A Transverse Emittance and Acceptance Measurement System in a Low-Energy Beam Transport Line, Review of Scientific Instruments, vol.85, no.2, 2014, p.02A735-1-02A735-5.

高温ガス炉と原子力水素・熱利用技術の研究開発



図 6-1 高温ガス炉の概要: 特長, 利用, HTTR の主要な仕様及び技術

高温ガス炉は、ヘリウムガス冷却、黒鉛減速の熱中性子炉で、水素製造、発電などの多様な熱利用に応えることができます。また、固有の安全性により、原子力に対する信頼を獲得できる炉型として大いに期待されています。

海外からの化石資源に過度に依存する我が国のエネルギー需給構造の脆弱性を変革し、かつ温室効果ガスの排出削減を同時に達成していくことが求められています。そのためには、原子力を発電だけでなく様々な熱需要へ利用することが効果的です。高温ガス炉は多様な産業利用が見込まれ、優れた固有の安全性を有することから、2014年に閣議決定されたエネルギー基本計画や骨太の方針、日本再興戦略において、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ました。

高温ガス炉がヘリウムガスを冷却材として950℃の高温熱を取り出すことができるのは、主に三つの世界最先端の国産技術によります。一つ目は、ウラン燃料の核分裂で生成される放射性物質を閉じ込める燃料被覆材に2500℃でも溶融しないセラミックスを用い、ウラン燃料をセラミックスで四重に包み、直径約1mmの小さな燃料粒子を作る技術です。二つ目は、すべての方向に優れた材料特性及び耐照射性を有する大きな黒鉛ブロックを製造する技術です。三つ目の技術は、耐熱性・耐腐食性の超合金技術です。これら核となる技術と高温構造設計技術等により、原子力機構は高温工学試験研究炉(HTTR)の運転において、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ています(図6-1)。

また、安全性については、事故が起きても特段の機器・設備なしで、燃料被覆材の異常な温度上昇、腐食、可燃性気体の爆発による破損を抑える物理現象が自然に働くことによって、つまり、固有の安全性によって、公衆・社会・環境への有害な影響を及ぼさないことが可能です。

高温ガス炉の熱利用については、発電のみならず、燃料電池自動車や製鉄還元の水素供給源として、更に廃熱を海水淡水化等の多様な産業利用に応えることができます。水素製造については、化学反応を利用した水の熱分解で水素を製造する熱化学法ISプロセスの研究開発を行っています。工業プラントとしての技術を確立するため、金属やセラミックス製の機器を用いた試験装置を完成させ、連続水素製造試験を進めています。

高温ガス炉実用化に向けて、HTTRと熱利用設備(発電、水素製造など)の接続試験を目指すとともに、安全性の高度化などの研究開発を着実に進めていきます(トピックス6-1~6-4)。

6-1 世界初 HTTR を用いた熱利用試験計画 —原子力エネルギーの多様な産業利用に向けて—

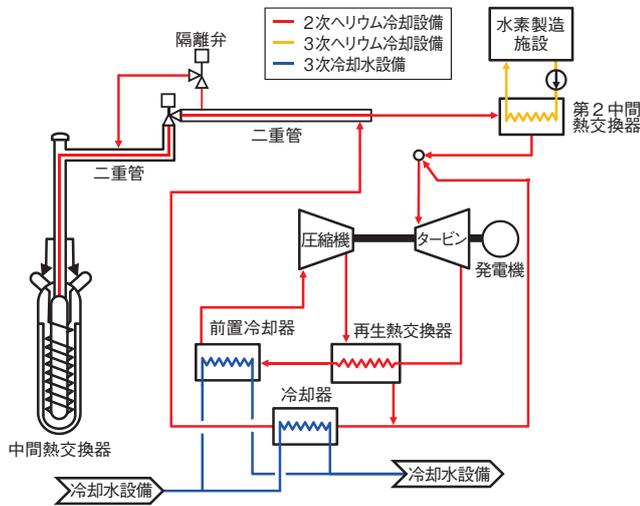


図6-2 HTTRに接続する熱利用システムの系統候補

中間熱交換器を介して原子炉の熱により加熱された2次ヘリウムガスは、カスケード的に配置された水素製造施設とヘリウムガスタービン発電設備に輸送され、水素製造や発電の熱源として用いられます。

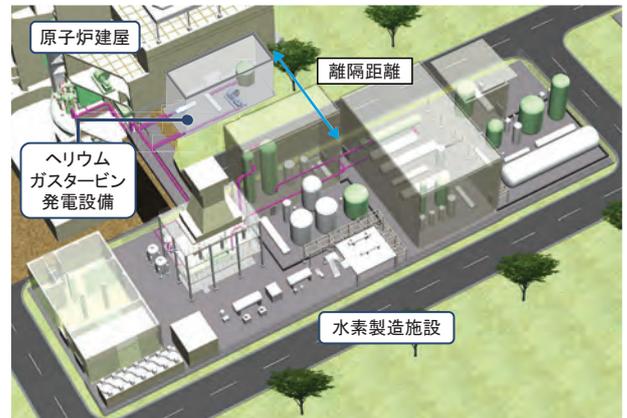


図6-3 HTTRに接続する熱利用システムの配置候補

原子炉建屋と水素製造施設は、水素製造施設からの可燃性ガスの火災・爆発による安全上重要な機器を格納する原子炉建屋等の損傷や、有毒ガスによる原子炉運転員の被毒防止に必要な隔離距離を確保して配置します。

水素製造や高効率発電等の高温ガス炉の多様な産業利用には、高温ガス炉技術の実用化に向けた技術課題である原子炉施設と水素製造施設の接続時の安全基準とその設計対策の確立及びヘリウムガスタービン発電設備の総合性能検証の解決が必要です。本研究では、これらの技術課題の解決に向けた技術実証項目を提案するとともに、熱利用システムのプラント概念を提示しました。

原子炉施設と水素製造施設の接続時の安全基準とその設計対策の確立に向けては、水素製造に必要な高温を安定して供給可能な高温工学試験研究炉（HTTR）と水素製造施設の接続に係る設置変更許可申請を通した安全基準の策定や水素製造施設の異常模擬試験による設計対策の確立を技術実証項目として選定しました。また、ヘリウムガスタービン発電設備の総合性能検証に向けては、HTTRに接続したヘリウムガスタービン発電設備の起動停止や定格連続運転を実施し、実用炉の使用条件下で想定される軸系の振動や温度過渡変化に対するタービンの性能や運転の安定性を確認するこ

とを技術実証項目として選定しました。

これらの技術実証を実施可能なプラント概念の候補として、HTTR 既設設備の改造や移設を最小限にすることに加え、実用高温ガス炉システムを可能な限り模擬可能な系統概念を検討しました。熱利用システムは2次ヘリウム冷却設備に設置し、タービンや圧縮機、発電機、再生熱交換器、前置冷却器から構成されるヘリウムガスタービン発電設備と水素製造施設に熱供給する第2中間熱交換器をカスケード的に配置しました(図6-2)。また、水素製造施設からの可燃性ガスの火災・爆発に対する安全上重要な機器を格納する原子炉建屋等の損傷や有毒ガス漏えいに対する原子炉の運転員の被毒の防止に必要な隔離距離を、原子炉建屋と水素製造施設の間に確保した熱利用システムの配置概念を示しました(図6-3)。

今後は、提示したプラント概念の系統設計、機器設計及び配置設計を実施し、技術的成立性を確認するとともに、HTTR を用いた熱利用試験計画の実現に向けて、安全評価等を進めていきます。

●参考文献

佐藤博之ほか, 高温ガス炉の多様な産業利用に向けた HTTR 熱利用試験計画, JAEA-Technology 2014-031, 2014, 30p.

6-2 プルトニウムの効率的な燃焼と核拡散抵抗性の両立 —プルトニウム燃焼高温ガス炉システムの概念検討—

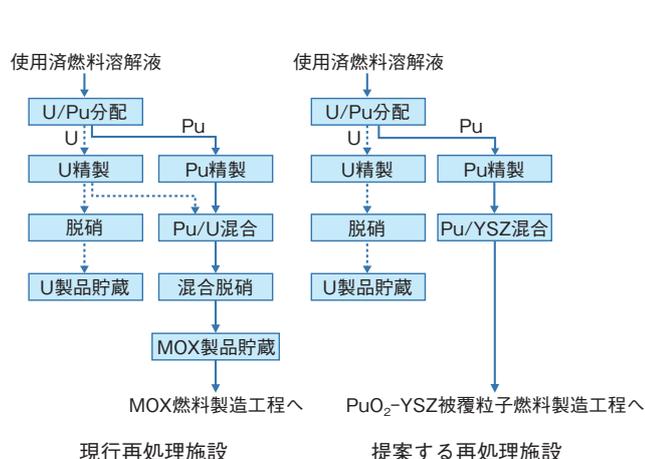


図 6-4 再処理施設における Pu のフロー

再処理施設で回収される Pu 硝酸溶液を直接、燃料製造工程に送ることで、現行再処理施設の脱硝工程及び貯蔵施設を省くことができます。

軽水炉の使用済燃料から回収したプルトニウム (Pu) のうち、長期間にわたり核拡散抵抗性の観点から問題となる ²³⁹Pu を効率良く燃焼できる Pu 燃焼高温ガス炉システムの研究を進めています。我が国の再処理施設では、Pu が単体で存在することによる核拡散抵抗性の低下を防ぐため、使用済燃料から回収した Pu はウラン (U) と混合して脱硝工程に送り、その後 U/Pu 混合酸化物燃料 (MOX 燃料) に加工します。MOX 燃料の場合、U から新たに Pu が生成するため、Pu を効率良く燃焼するには、再処理施設の核拡散抵抗性を低下させることなく U を含まない Pu 燃料を製造することが課題でした。提案する再処理施設 (図 6-4) では、Pu に化学的に不活性な YSZ (イットリア安定化ジルコニア) を混合し、その硝酸溶液を Pu 燃焼高温ガス炉の燃料である PuO₂-YSZ 被覆粒子燃料の製造工程に直接送ります。米国 AFCI (Advanced Fuel Cycle Initiative) の評価手法により、提案する再処理施設は現行再処理施設に比べて核拡散抵抗性に優れることを示しました (図 6-5)。また、PuO₂-YSZ 被覆粒子燃料の製造は、U 硝酸溶液を用いる HTTR 燃料 (UO₂ 被覆粒子燃料) の製造技術を利用できるため、

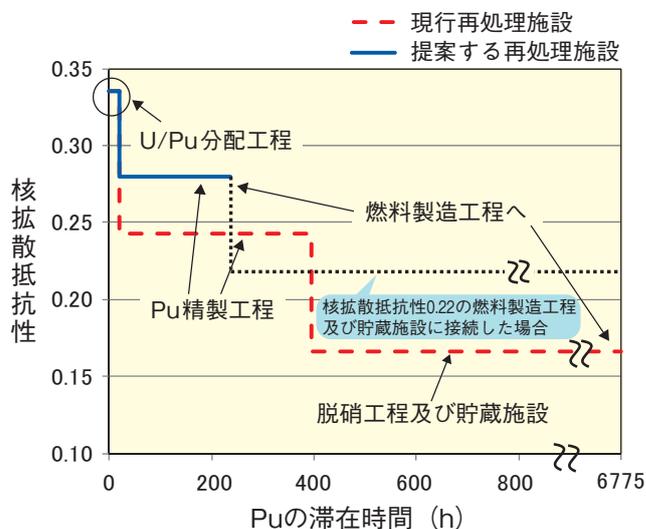


図 6-5 再処理施設の核拡散抵抗性の評価

提案する再処理施設は、核拡散抵抗性が 0.28 で現行施設に比べて高く、U/Pu 分配工程出口を起点とする Pu の滞在時間も短いことから、核拡散抵抗性に優れるといえます。

大きな技術開発なしに実現可能です。

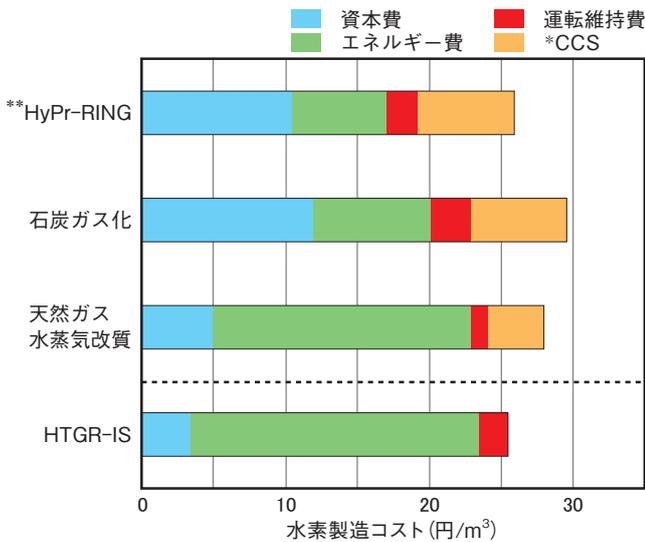
PuO₂-YSZ 被覆粒子燃料は PuO₂-YSZ 燃料核 (直径約 0.5 mm) を熱分解炭素及び炭化ケイ素で四重に被覆したものです。YSZ を燃料母材に用いるため、燃料の製造、運転、処分のすべての状況において Pu の回収は極めて困難です。したがって、PuO₂-YSZ 被覆粒子燃料は核拡散抵抗性に優れた燃料です。また、直接処分時の使用済 YSZ 母材燃料から地下水への核分裂生成物 (FP) 浸出率は、ガラス固化体として処分する場合の 1/100 以下と報告されています。したがって、PuO₂-YSZ 燃料は直接処分時の安全性にも優れています。

熱出力 600 MWt の実用規模の Pu 燃焼高温ガス炉について、炉心燃焼解析を行って ²³⁹Pu をどの程度燃焼できるか検討しました。その結果、燃焼に応じて炉内の燃料配置を適切に変更することにより、²³⁹Pu の 95% を燃焼できることが分かりました。今後は、燃料、制御棒、可燃性毒物の最適な炉心配置の検討及び超高燃焼 (500 GWd/t 程度) が可能な PuO₂-YSZ 被覆粒子燃料の設計を進める予定です。

●参考文献

Fukaya, Y., Goto, M. et al., Proposal of a Plutonium Burner System Based on HTGR with High Proliferation Resistance, Journal of Nuclear Science and Technology, vol.51, issue 6, 2014, p.818-831.

6-3 高温ガス炉水素製造システムの経済性評価 —水素製造コスト評価と競合可能性の検討—



* CCS (Carbon dioxide Capture and Storage): 二酸化炭素の回収・貯留

** HyPr-RING法: 石炭ガス化炉内に直接CO₂吸収材であるCaOを添加し、生成するCO₂をCaCO₃として固定することで、ひとつの炉内で水素を生成する方法

図 6-6 化石資源を原料とする水素製造法と HTGR-IS との水素製造コストの比較

HTGR-IS では CCS が不要なこともあり、HTGR-IS が将来的に既存の水素製造法と競合できる可能性を示しました。

きたるべき低炭素社会へ向けてクリーンなエネルギー媒体である水素の需要増が見込まれており、安定かつ大量に水素を供給できる水素製造技術の速やかな開発が求められています。高温ガス炉の熱エネルギーを用いることにより、水から水素を製造する熱化学法 IS プロセスは、CO₂を排出することなく、安定かつ大量に水素を生産でき得る、将来の水素製造技術のひとつとして、水素・燃料電池戦略ロードマップに記載されるなど、大きな期待が寄せられています。

私たちは現在、原子炉施設と水素製造施設の接続時の安全基準策定や安全基準に適合する設計対策の確立を目的とした高温工学試験研究炉 (HTTR) 接続試験に向け、工業用材料を用いた機器・設備の信頼性を確認中です。今後、その実用化に向けた経済性評価が必要ですが、最適化された大型商用プラントの経済性を精度良く評価することは現段階では困難です。

そこで、既存の化石資源を用いた大型商用水素製造プラントの経済性評価データを基にして、将来の商用高温ガス炉 IS プロセス水素製造システム (HTGR-IS) の経済性を評価しました。本評価 (評価条件: 水素製造効率 50%, 稼働率 80%, 水素製造設備は 10 年ごとに更新,

表 6-1 産業分野における水素製造コストの競合性

熱効率 40% 以上、稼働率 80% 以上のケースで、HTGR-IS の水素製造コストは FCV 用水素燃料などに求められる水素製造コストを満足できるので、このコストを目標値として研究開発を進めていきます。

HTGR-IS 水素製造コスト (円/Nm ³)	熱効率 (%)	稼働率 (%)	水素還元製鉄における競合可能な水素製造コスト (円/Nm ³)	FCV における競合可能な水素製造コスト (円/Nm ³)
45.2	30	70	33	39 ~ 48
41.4	30	80		
31.4	40	80		
25.4	50	80		

水素製造設備の建設費は同規模のナフサ改質プラントの 2 倍 (技術開発により機器合理化, 材料廉価化が達成できると想定), エネルギー費における単位量当たりの熱費 = 0.7 円/MJ 及び電力費 5.8 円/kWh) において、水素製造コストは 25.4 円/Nm³ であり、それに占める水素製造設備の資本費の割合は 13%、エネルギー費が占める割合は 78% でした。よって、エネルギー源である高温ガス炉の建設コストの削減、稼働率の向上が水素製造コストの削減に大きく寄与することが分かりました。また、本評価と既存の化石資源を原料とする水素製造法の水素製造コストを比較しました (図 6-6)。CCS (二酸化炭素の回収・貯留) が不要なこともあり、化石資源を必要としない HTGR-IS が、化石資源を原料とする方法と将来的に競合できる可能性を示しました。また、産業分野におけるニーズに対しての水素製造コストの競合性を検討すると (表 6-1)、熱効率 40% 以上、稼働率 80% 以上の場合に、燃料電池自動車 (FCV) 用水素燃料などに求められる水素製造コストを満足できるので、これを HTGR-IS による水素製造コストの目標値として今後の研究開発を進めていきます。

●参考文献

岩月仁ほか, 高温ガス炉 IS プロセス水素製造システムの経済性評価, JAEA-Review 2014-037, 2014, 14p.

6-4 自然現象による原子炉の安全確保の実証に向けて —再稼働後直ちに実施するための試験手順を確立—

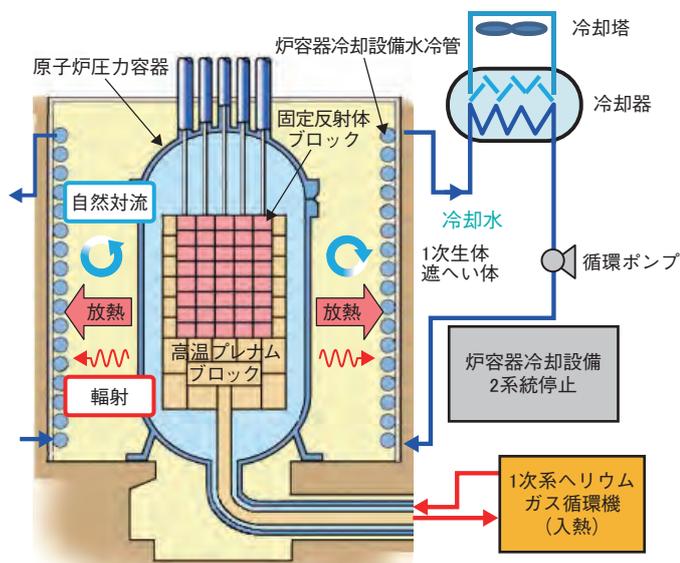


図6-7 炉容器冷却設備

炉容器冷却設備は、炉心の保有熱、崩壊熱を原子炉圧力容器からの自然対流、輻射伝熱によって受動的に除去するために、原子炉圧力容器を取り囲むコンクリート製の1次生体遮へい体の表面に水冷パネルを設けたものです。

高温工学試験研究炉（HTTR）による安全性実証試験のひとつである炉心冷却喪失試験では、制御棒を挿入させずに原子炉冷却材の強制循環を停止させ、炉容器冷却設備の冷却水を停止させます（図6-7）。これにより、自然現象のみで高温ガス炉の固有の安全性を確保できることを、実際の原子炉を使って実証することで、原子炉を止める機能や冷やす機能が働かない場合でもシビアアクシデントに至らない原子炉を設計できることを示すことができます。

一方、炉容器冷却設備水冷管の熱反射板のない部分に原子炉から直接入熱することから、原子炉の安全性は確保できるものの、財産保護の観点から局所的な温度上昇が懸念されました。万が一、水冷管温度が運転管理上の制限値を超えるおそれがある場合には、炉容器冷却設備の循環ポンプを短時間起動させれば温度上昇が抑制できます。しかし、短時間起動によって固定反射体ブロック等炉内構造物の温度に影響するかどうかについては、水冷管の形状が複雑なため計算による予測は困難でした。

そこで、現在は新規規制基準適合確認のため原子炉を起動することはできませんが、安全・確実な試験手順を確立するため、ガス循環機からの入熱のみの非核加熱により原子炉を加熱し、炉容器冷却設備を停止させる試験を

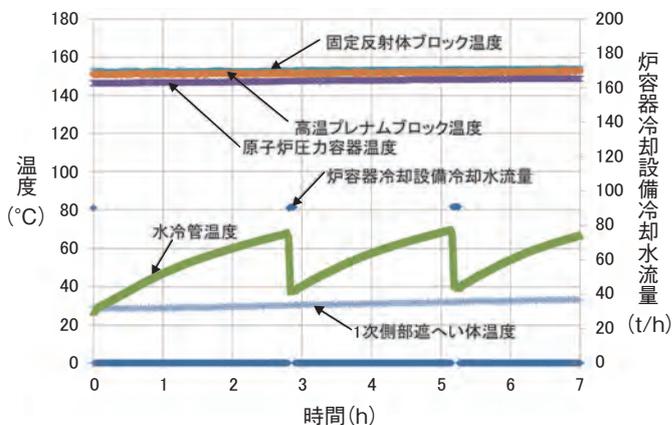


図6-8 水冷管昇温防止対策の有効性

約3時間及び5時間経過後に循環ポンプを数分起動させましたが、水冷管の温度変化に対して、固定反射体ブロック、高温プレナムブロック、原子炉圧力容器、1次生体遮へい体の温度変化が十分小さいことがわかりました。

実施しました。水冷管の局所的な温度上昇箇所を特定するため、複数の熱電対を設置して水冷管温度を実測しました。

試験の結果、最高使用温度以下であるものの、運転管理上の温度制限を超えるおそれのある箇所を特定できました。炉心冷却喪失試験で着目すべき固定反射体ブロック、高温プレナムブロック、原子炉圧力容器、1次生体遮へい体の実測温度と並行して実施した数値解析結果との比較検討から、試験時間（7時間）に対して十分短い時間（5分）、循環ポンプを起動させたところ、水冷管の局所的な温度上昇を抑制でき、かつ水冷管の大きな温度変化に対して上記構造物温度への影響がほとんどないことがわかりました（図6-8）。

また、高精度な電磁流量計を設置して自然循環流量を計測したところ、一時的に増加したあと、減少に転じ、水冷管の冷却に効果がないことがわかりました。

本成果により、HTTRの再稼働後、直ちに本試験を実施するための試験手順を確立できました。高温ガス炉の固有の安全性を自然現象により確保できることをHTTRを用いて実証する安全性実証試験は、世界に注目されており、現在、国際協力研究として実施されています。

●参考文献

高田昌二ほか、炉心冷却喪失コールド試験による高温工学試験研究炉(HTTR)の安全性実証試験計画の立案, JAEA-Technology 2014-001, 2014, 34p.

高速増殖炉サイクル技術に関する研究開発



図 7-1 高速増殖炉サイクル技術に関する研究開発の概要

国の政策の見直し議論の結果を踏まえ、2014年度以降は、廃棄物の減容・有害度低減を目指した研究開発及び高速増殖炉／高速炉の安全性強化を目指した研究開発を国際協力を積極的に活用し実施する予定です。

原子力機構では、酸化物燃料を用いたナトリウム (Na) 冷却高速増殖炉、簡素化ペレット法燃料製造及び先進湿式法再処理を組み合わせた概念を主な対象として、電気事業者の協力も得つつ高速増殖炉サイクル技術の実用化を目指した研究開発を2010年度まで進めてきました。東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故以降のエネルギー・原子力政策が定まるまでは、技術基盤の維持や安全性向上等に重点化した取組みを進めてきましたが、当該政策の見直し議論の結果を踏まえ、2014年度以降は、廃棄物の減容・有害度低減を目指した研究開発及び高速増殖炉／高速炉の安全性強化を目指した研究開発を国際協力を積極的に活用し実施する予定です。後者の安全性強化のため、既にNa冷却高速炉の安全設計要求の国際標準化に向けた活動を進めており、2013年5月には第四世代原子力システム国際フォーラム (GIF) で安全設計クライテリア (SDC) を構築し、現在はSDCに対応した具体的な設計方針を与えるための安全設計ガイドライン (SDG) の構築を行っています (図7-1)。本章では、高速増殖炉／高速炉の特徴を踏まえた安全性・信頼性の向上及び燃料サイクルの技術基盤に関する成果について紹介します。

仮に高速増殖炉／高速炉で炉心損傷事故が発生した際にも、損傷した炉心物質を原子炉容器内で保持し続けられる可能性を示すデータを取得しました (トピックス7-1)。

我が国が開発を進める Japan Sodium-cooled Fast Reactor (JSFR) の建屋は、地震・津波はもとより、異常な強風、降雪、火災等に対しても高い耐性を確保しています (トピックス7-2)。

蒸気発生器の安全性確保の観点から重要な伝熱管破損時のNa-水反応現象については、反応ジェットの影響による破損伝播の発生可能性を評価する解析評価システムを構築しました (トピックス7-3)。

伝熱管探傷技術では、大型計算機を利用して、代表的な構造物である支持板と伝熱管に生じる磁場をシミュレーションする技術を開発しています (トピックス7-4)。

組成と製造方法を工夫し、高温強度と靱性、耐食性に優れた長寿命燃料被覆管として有望な材料を開発しています (トピックス7-5)。

高速増殖炉サイクルにおいて高速増殖炉／高速炉と軽水炉との併用期間の次世代再処理プロセスの確立に向けた基礎データを取得しています (トピックス7-6)。

7-1 熔融炉心物質のふるまいを明らかにする

— 炉心崩壊事故の影響を原子炉容器内に閉じ込めるための実験的研究 —

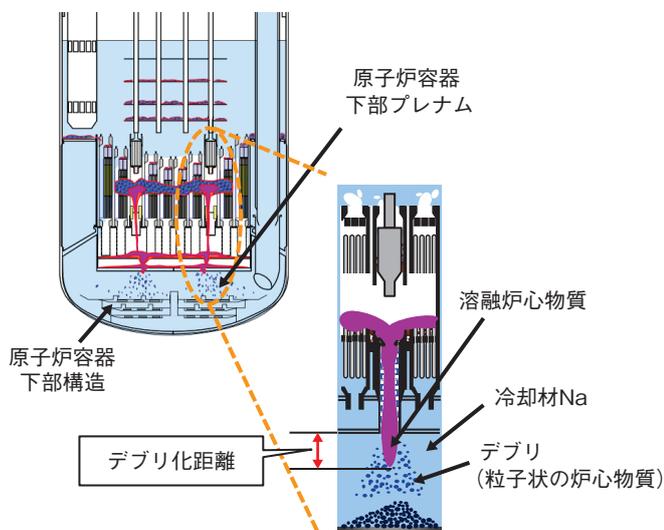


図 7-2 熔融炉心物質の原子炉容器内保持

熔融炉心物質が液柱状のまま原子炉容器下部構造に到達した場合、当該下部構造に大きな熱的負荷が生じて原子炉容器の破損に至る可能性があります。デブリ化することによってこのような熱的負荷が大きく低減され、熔融炉心物質を原子炉容器内で保持することが容易になります。

ナトリウム (Na) 冷却型高速増殖炉で炉心燃料が熔融して崩れる事故 (炉心崩壊事故) が発生してもその影響を原子炉容器内に閉じ込めておくには、原子炉容器の破損を防止して熔融炉心物質を原子炉容器内で保持し続けること (原子炉容器内保持) が不可欠です。

熔融炉心物質は制御棒案内管等を通じて原子炉容器底部へ向かって落下し、原子炉容器下部構造に大きな熱的負荷を与えて原子炉容器を破損させる可能性があります。これに対し、図 7-2 に示すように、熔融炉心物質が原子炉容器下部プレナムを落下する過程で Na との混合によって細かく破碎され、粒子状の固化物 (デブリ) となって当該下部構造上に堆積すれば、このような熱的負荷が低減され原子炉容器内保持が容易になります。このため、熔融炉心物質が Na 中でデブリ化するまでに必要な Na の深さ (デブリ化距離) を予測する手法の確立が重要な課題となっています。

本研究では、デブリ化距離に関する試験データベースを得るため、広範囲な試験条件 (熔融炉心物質の直径等) の設定と可視化観察が容易な模擬物質を用いて、Na 冷却条件での熔融炉心物質の落下挙動を模擬した実験を行

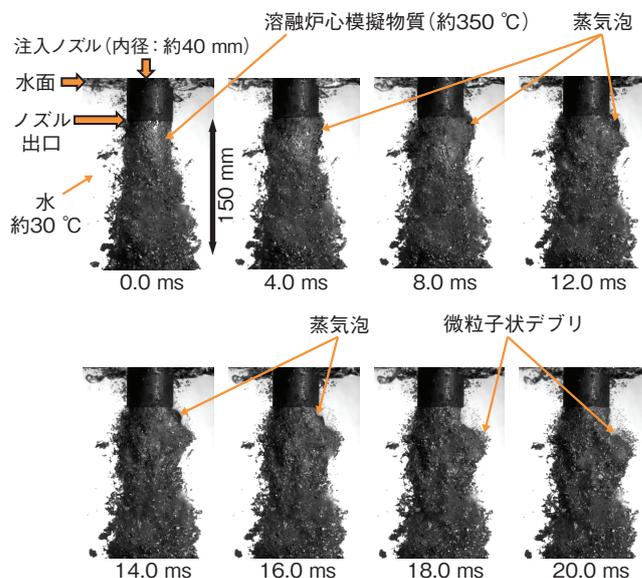


図 7-3 熔融炉心模擬物質のデブリ化挙動の連続画像

熔融炉心物質と Na の模擬物質としてそれぞれ高密度低融点合金の溶融物と水を用いた可視化実験を行い、溶融物表面近傍での局所的な冷却材の沸騰と蒸気膨張によって溶融物が急速にデブリ化される挙動を明らかにしました。

いました。Na 冷却条件では、熔融炉心物質と Na の接触界面で Na の蒸気は発生しますが、接触界面を覆う蒸気膜が形成されることなく直接接触伝熱が維持されると考えられます。図 7-3 は、熔融炉心模擬物質 (高密度低融点合金の溶融物) と水の組合せによってこのような伝熱条件を設定した環境において、水の中へ落下した熔融炉心模擬物質がデブリ化される様子です。本実験により、Na 冷却条件でのデブリ化は、軽水炉条件での流体力学的な原因によるデブリ化と異なり、熱的な原因、すなわち溶融物表面近傍での冷却材の沸騰と蒸気膨張によって溶融物が急速にデブリ化されることを明らかにしました。さらに、Na 冷却条件でのデブリ化距離は、この熱的な原因によるデブリ化促進のため、従来の軽水炉条件と比べ 1/10 程度に短くなることを把握しました。

本成果は、Na が有する高い冷却性が原子炉容器内保持の達成に極めて有効であることを示すとともに、デブリ化距離の予測手法確立に大きく貢献するものです。

本研究は、文部科学省原子力システム研究開発事業「炉心損傷時の炉心物質再配置挙動評価手法の開発」の成果の一部です。

●参考文献

Matsuba, K. et al., Fundamental Experiment on the Distance for Fragmentation of Molten Core Material during Core Disruptive Accidents in Sodium-Cooled Fast Reactors, International Electronic Journal of Nuclear Safety and Simulation, vol.4, no.4, 2013, p.272-277.

7-2 過酷な自然災害にも耐える原子炉建屋を目指して — 建屋に対する外的事象評価 —

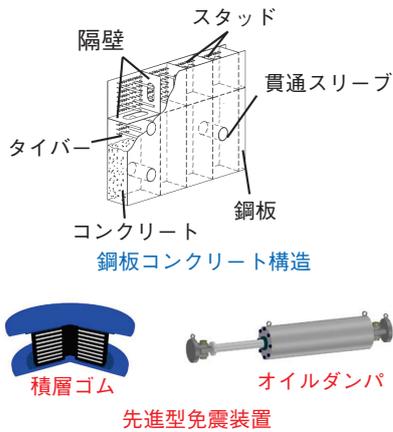


図 7-4 鋼板コンクリート構造と先進型免震装置
2枚の鋼板間にコンクリートを充てんする鋼板コンクリート構造と積層ゴム・オイルダンパを用いた免震装置を原子炉建屋に採用することを検討しています。

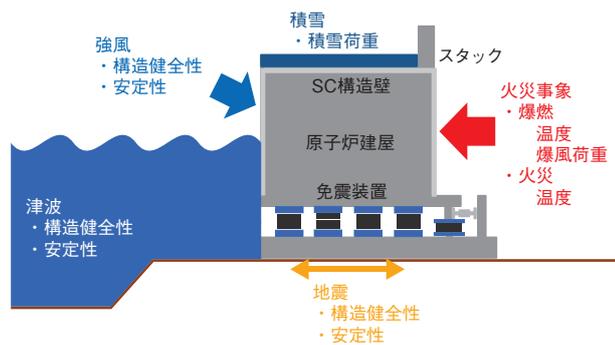


図 7-5 評価対象の外的事象
地震・津波といった事象のほかにも積雪・強風・火災事象について評価を実施しました。

ナトリウム冷却型高速炉 (Sodium-cooled Fast Reactor: SFR) では、原子炉建屋に鋼板コンクリート (Steel plate reinforced Concrete: SC) 構造の採用を検討しています。SC 構造は2枚の鋼板間にコンクリートを充てんさせ、スタッド等によって結合されています。また、地震に対しては、積層ゴムとオイルダンパを用いた免震装置の採用を検討しています(図7-4)。

2011年3月の東日本大震災による東京電力福島第一原子力発電所事故を受け、建屋への外的事象に対する構造健全性や安定性の評価を実施しました。

評価を実施した外的事象について図7-5に示します。評価対象とした外的事象は「地震・津波・積雪・強風・火災事象」としました。評価対象の外的事象は、原子炉建屋の構造健全性や安定性を損なう可能性のある事象であり、それらの事象に耐えられる原子炉建屋を建設する

表 7-1 地震に対する原子炉建屋及び免震装置の構造健全性評価結果

地震荷重に対して評価を実施した結果、すべての項目で裕度(評価値/要求値)を2以上確保できる結果となりました。

原子炉建屋	評価項目		裕度
	構造健全性	曲げモーメント(NS/EW)	
せん断力(NS/EW)			2.2/3.6
安定性	回転		7.7
	滑動		6.5
	鉛直支持力		7.8
免震装置	積層ゴム	せん断ひずみ	2.1
		引張ひずみ	9.7
		圧縮ひずみ	2.4
	オイルダンパ	変位	2.3

表 7-2 津波に対する原子炉建屋及び免震装置の構造健全性評価結果

津波荷重に対して評価を実施した結果、適切な壁厚を設定することで、裕度を確保できる結果となりました。

SC構造	評価項目		裕度
	部材	壁部材 (壁厚1250 mm)	曲げモーメント
せん断力			1.3
建屋全体		曲げモーメント(NS/EW)	471/286
		せん断力(NS/EW)	32/16
安定性	回転		20
	滑動		22
	鉛直支持力		11
免震装置	積層ゴム	せん断ひずみ	3.2
		引張ひずみ	402
		圧縮ひずみ	-(生じないため)
	オイルダンパ	変位	1.8

ことが原子炉の安全を守ることになります。具体的には、原子炉建屋に対して地震や津波の荷重がかかった際に、原子炉建屋の外壁が破損することなく、内包する原子炉容器などに影響を与えないことが求められます。

地震に対する評価結果を表7-1に、津波に対する評価結果を表7-2に示します。評価の結果、適切な壁厚を設定すれば地震荷重及び津波荷重に対して原子炉建屋が破損することなく構造健全性を確保できる見通しを得ることができました。

その他の評価事象である「積雪・強風・火災事象」に対しても原子炉建屋の構造健全性は確保できる評価結果を得ることができました。

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

●参考文献

Yamamoto, T. et al., Evaluation of External Hazard on JSFR Reactor Building, Proceedings of 2013 International Congress on Advances in Nuclear Power Plants (ICAPP 2013), Jeju Island, Korea, 2013, paper FD211, 9p., in USB Flash Drive.

7-3 シミュレーションで評価する高速炉 SG の安全性 - SG 伝熱管破損時のマルチフィジックス解析評価システム -

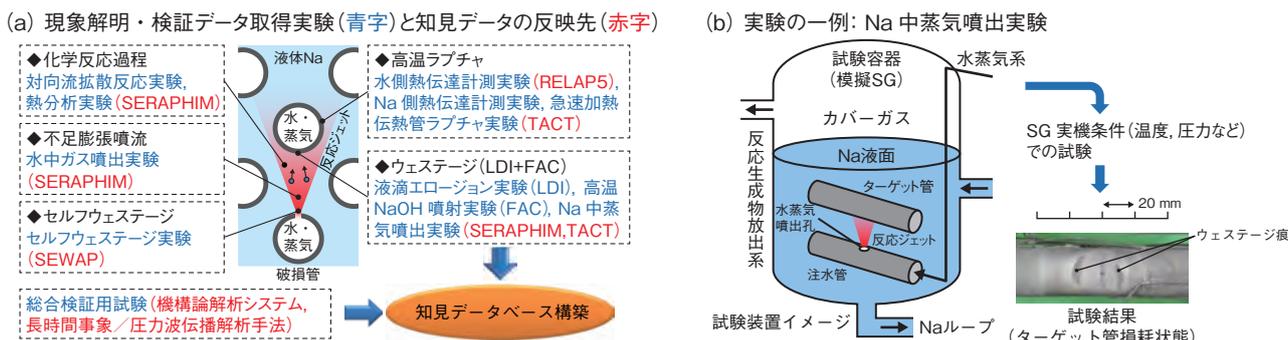


図 7-6 SG 伝熱管破損時に生じる現象とその説明実験及び実験結果例

SG 伝熱管破損時には様々な現象が複合して発生します (マルチフィジックス)。それらの説明実験や SG 実機条件での Na 中蒸気噴出実験を実施し、得られた知見を解析手法の整備や検証に役立てました。

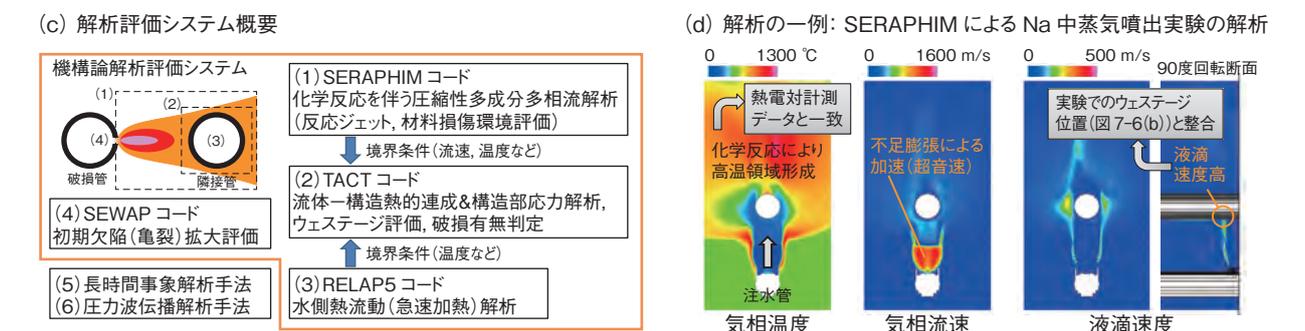


図 7-7 マルチフィジックス解析評価システムと解析結果例

SG 伝熱管破損時の現象を評価するため、複数の数値解析コードを組み合わせた解析評価システムを開発し妥当性を確認しました。例えば SERAPHIM コードにより Na 中蒸気噴出実験を解析し、温度分布やウエステージ発生位置が実験結果と整合することを確認しました。

ナトリウム (Na) 冷却高速炉の蒸気発生器 (SG) 内で伝熱管が破損すると、Na 中に高压の水・蒸気が漏えいして高速高温の反応ジェットを形成します (図 7-6)。SG は計器により漏えいを検出し Na-水反応を停止するよう設計されますが、それまでの間に反応ジェットが隣接する伝熱管に当たり、管壁の損耗 (ウエステージ) や内圧破裂 (高温ラプチャ) が発生して破損伝播 (周囲の伝熱管が次々と破損) に至る可能性を評価することが重要となっています。実証試験を積み上げる旧来の評価方法は汎用性に欠け、経済性向上と安全性確保の両立を目指す設計最適化には不向きです。そこで本研究では様々な運転条件や設計オプションに対応可能な解析評価システムの構築に取り組みました。

現象説明とコード検証用データ取得のため、図 7-6 に示す体系的な実験を実施しました。これにより、支配的な反応素過程の同定、高温ラプチャ評価に関連する Na 側/水側の熱伝達データや急速加熱時内圧破裂データの取得、液滴衝突エロージョンと流動加速型コロージョンの両者を考慮した局所ウエステージ相関式の導出等に成功しました。実機条件での現象説明としては図 7-6 に示す Na 中蒸気噴出実験を実施し、ウエステージ環境やター

ゲット管損耗状況に関するデータを取得しました。また、実験結果の不確かさを定量評価し、それを含めた知見データベースを構築しました。実験結果を活用し、図 7-7 に示すように (1) 反応ジェット (2) 伝熱管 (3) 伝熱管内の 3 領域に対して可能な限り機構論に基づく解析手法を整備し、これらを組み合わせた解析評価システムを構築しました。(1)についてはウエステージ環境評価モデルを組み込んだ SERAPHIM コードを整備しました。SERAPHIM で Na 中蒸気噴出実験を解析し、温度分布やウエステージ発生位置が実験結果と整合することを確認しました (図 7-7)。その他、(2) 流体から伝熱管への熱移行と構造部応力評価及び破損判定モデルを導入した TACT コード (3) 急速加熱条件に適用できるよう伝熱相関式を修正した RELAP5 コード等を構築し、実験解析からシステムの妥当性を確認しました。構築した解析評価システムは安全裕度適正化を図った SG の実現に寄与することができます。

本研究は、文部科学省からの受託研究「蒸気発生器伝熱管破損伝播に係るマルチフィジックス評価システムの開発」の成果です。

●参考文献

内堀昭寛ほか, 高速炉蒸気発生器の伝熱管破損時事象に対する解析評価手法の開発, 日本機械学会論文集, B 編, vol.79, no.808, 2013, p.2635-2639.

7-4 SG 伝熱管の検査技術の向上を目指して —有限要素法による「もんじゅ」SG 伝熱管の 3D 渦電流探傷シミュレーション—

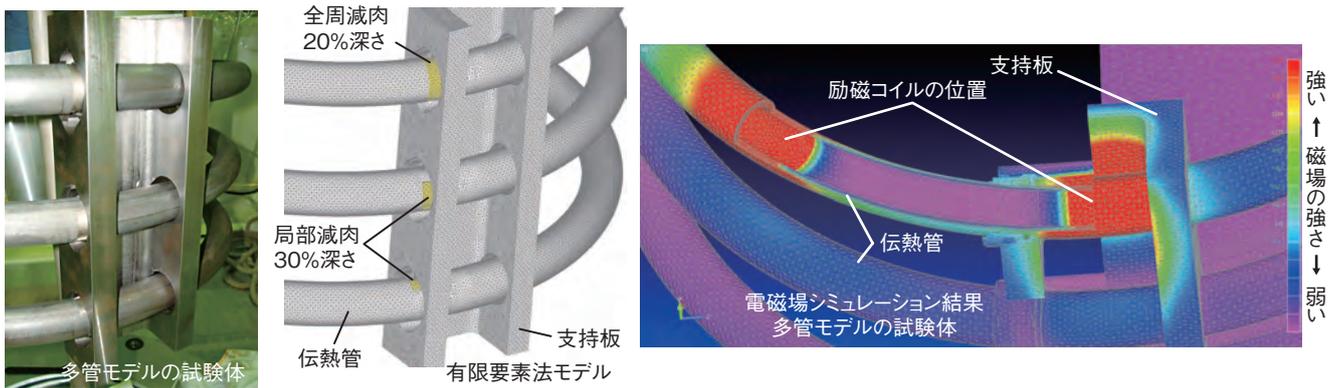
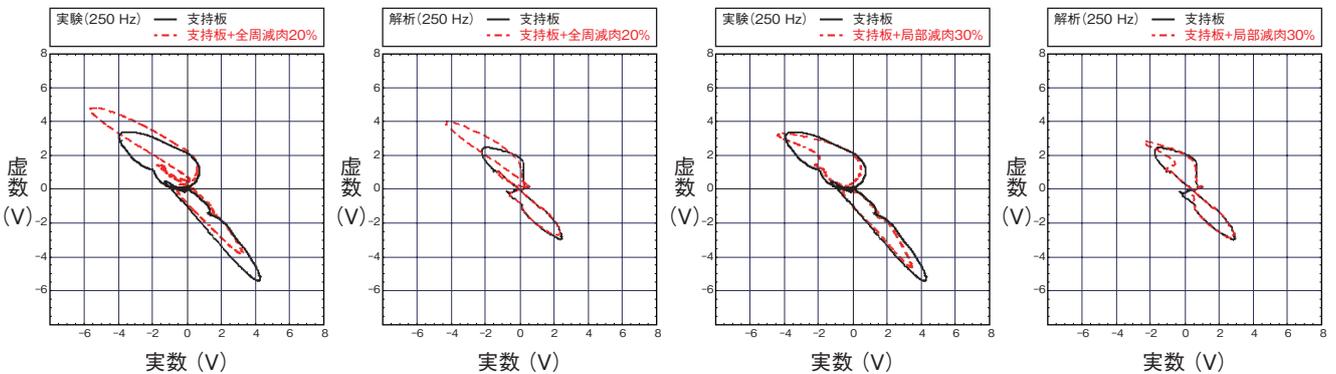


図 7-8 多管モデルの試験体とその有限要素法モデル及び電磁場シミュレーション結果
 実際の支持板を模擬した試験体を製作し、支持板が ECT に与える影響を実験とシミュレーションで調べることが可能になりました。
 更に従来の直管モデルから、より実機に近いヘリカル形状のモデルでのシミュレーションに進化しました。



検出コイル信号の複素表示(電圧ベクトル図)(8 字パターンの Peak-to-peak が信号強度に相当)

図 7-9 支持板とキズによる ECT 信号の比較結果
 支持板の下にキズがある場合の信号とキズがない場合の信号を比較したもので、解析結果が実験の探傷信号の特徴を上手く捉えています。
 (全周減肉とは管の周方向に全周に、局部とは 1/4 周にキズを付与することをそれぞれ示します。また管板厚に対して 20%、30% に相当する深さのキズを付与しています。また、今回の実験・解析ともに、交流電流の周波数は 250 Hz の結果です。)

高速増殖原型炉「もんじゅ」の蒸気発生器 (SG) 伝熱管は、水とナトリウムとを隔てるバウンダリの役割を持ち、高い信頼性が求められます。そのため、定期的に健全性を確認する方法として渦電流探傷 (ECT) 技術を開発しています。ECT は、伝熱管の内側に励磁コイルと検出コイルから成るプローブを挿入して、励磁コイルに交流電流を流すことで、伝熱管に渦電流を発生させ、減肉などのキズがあると、伝熱管の導電率や透磁率が健全部と異なるため、その違いを検出コイルで検知します。キズ信号は、キズの種類や大きさ以外に伝熱管を支持する支持板などが近くにあると影響を受けます。

そのため、プローブやキズの評価方法の開発には、より実際に近い条件での実験やシミュレーションが求められ、シミュレーションモデルの大型化や高精度化に対応する必要があります。そこで精度良く高速に処理を行う

ために、シミュレーションコードの三次元化や並列処理の開発を行いスーパーコンピュータで計算しています。

図 7-8 は代表的な構造物である支持板の多管モデルの試験体と有限要素法モデル及び磁場の強さをシミュレーションしたものです。伝熱管以外に支持板にも磁場が形成され支持板下のキズの検出に影響が懸念されます。図 7-9 は、支持板との摩擦で伝熱管にキズが存在した場合の信号変化を示したもので、実験とシミュレーションの結果を比較しています。信号強度に差はあるものの、波形の特徴はほぼ一致する結果となっています。

このように大規模かつ複雑なシミュレーションにより、様々な形状のキズを短時間かつ高精度に評価が行え、検査技術開発に大きく貢献することができます。また、検査データからキズを識別し、キズ (大きさなど) を評価する信号処理アルゴリズムの開発への寄与が期待されます。

●参考文献

Mihalache, O. et al., Large Scale 3D FEM Electromagnetic Simulations and Validations for FBR Steam Generator Tubes, Studies in Applied Electromagnetics and Mechanics, vol.38, 2014, p.94-102.

7-5 長寿命燃料被覆管の実用化を目指して —強度と靱性、耐食性に優れた11Cr-ODS鋼の開発—

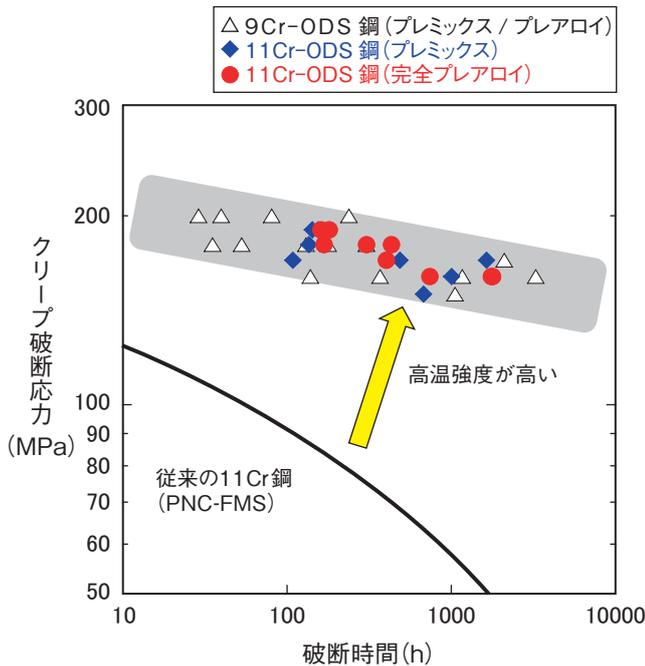


図 7-10 9Cr, 11Cr-ODS 鋼のクリープ強度 (700 °C)
11Cr-ODS 鋼と9Cr-ODS 鋼のクリープ強度は同程度であり、高 Cr 化の影響は小さいことがわかりました。これは酸化物粒子を材料中に分散させる工夫により材料が十分強化されているためと考えられます。

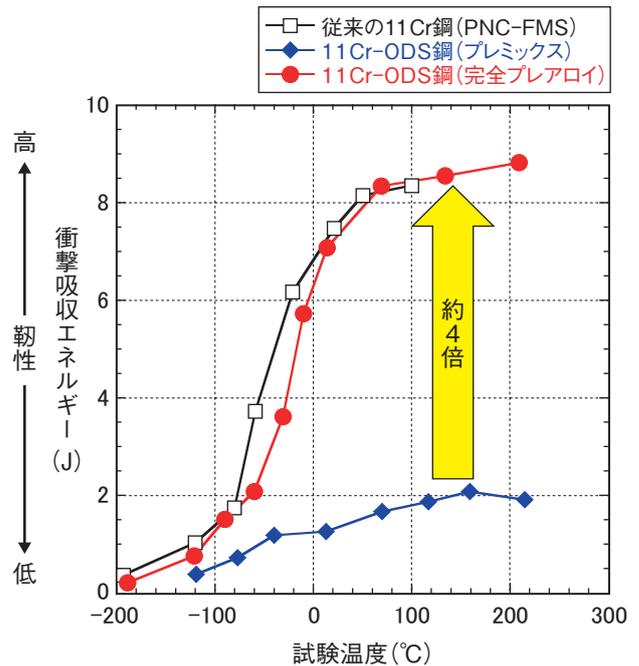


図 7-11 完全プレアロイ ODS 鋼とプレミックス ODS 鋼の靱性
完全プレアロイ法を適用することで、靱性の高い ODS 鋼の製造に成功しました。その特性は酸化物による強化を行って、おらず靱性に優れた従来の 11Cr マルテンサイト鋼 (PNC-FMS) に匹敵します。

安全性及び経済性に優れた高速炉を実用化するためには、高温で中性子照射を受ける過酷な使用環境下における強度特性や形状安定性（体積膨張が小さい）に優れた長寿命燃料被覆管の開発が不可欠です。そのため、私たちは酸化物分散強化型（ODS: Oxide Dispersion Strengthened）鋼の研究開発を進め、第一候補として上記の要求を満足する9クロム（Cr）-ODS マルテンサイト鋼被覆管を製造し、より大規模に製造するための検討を行っています。

一方、再処理工程で使用済燃料を硝酸に溶解する際、被覆管の溶出量が大きいと、廃棄物（ガラス固化体）の発生量の増加を招き、燃料サイクル全体のコストが増加してしまいます。そこで、硝酸に対する耐食性を向上させるために新たに Cr 量を増加した高 Cr-ODS 鋼の開発も並行して進めています。

高 Cr-ODS 鋼の開発では、9Cr-ODS 鋼の優れた特性を維持することが重要であることから、母相の組織をマルテンサイトにする必要があります。このため、Cr 量を 11% 程度までに抑えるとともに、これまで進めてきた ODS 鋼の組織（結晶の種類や大きさ）制御及び強化機構に関わる研究成果に基づき、化学組成を最適化し

た 11Cr-ODS マルテンサイト鋼を製造しました。その 11Cr-ODS 鋼について高温・長時間の強度を評価するため、実際に使用する際の最高温度として想定される 700 °C でクリープ試験を実施し、図 7-10 に示すように 11Cr-ODS 鋼のクリープ強度が 9Cr-ODS 鋼と同等に優れていることを確認できました。

しかしながら、一般に強度の高い材料はそれと引き換えに靱性が低い（き裂や衝撃力に弱い）傾向があります。更に粉末冶金で製造する ODS 鋼は、内部に粗大な酸化物や窒化物といった介在物等の欠陥が生じやすく、靱性低下が助長されます。そこで、製造方法として比較的簡易なプレミックス法に代えて、破壊の原因となる介在物の発生を可能な限り抑えた完全プレアロイ法を適用して 11Cr-ODS 鋼の製造を行いました。その結果、図 7-11 に示すようにプレミックス法で製造した 11Cr-ODS 鋼と比較して靱性が大きく向上しました。

耐食性の高い 11Cr で開発した ODS 鋼の高温強度と靱性にも優れた燃料被覆管材料としての可能性が示されたことから、次のステップとして、この完全プレアロイ 11Cr-ODS 鋼を加工した被覆管での試験準備を進めています。

●参考文献

Tanno, T. et al., Evaluation of Mechanical Properties and Nano-Meso Structures of 9-11%Cr ODS Steels, Journal of Nuclear Materials, vol.440, issues 1-3, 2013, p.568-574.

7-6 高速炉サイクル移行期の再処理プロセスの確立に向けて - U, Pu 共回収プロセス (コプロセッシング法) の開発 -

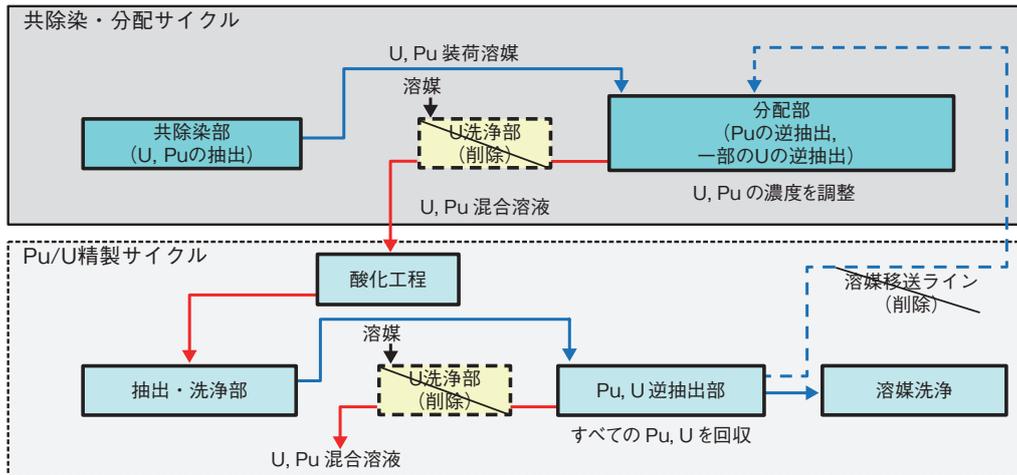


図 7-12 コプロセッシング法のプロセス構成

従来プロセス (PUREX 法) に見られる U 洗浄部及び溶媒の移送ラインの一部を削除することで、常に Pu に U が同伴した状態で回収し、核拡散抵抗性を向上します。

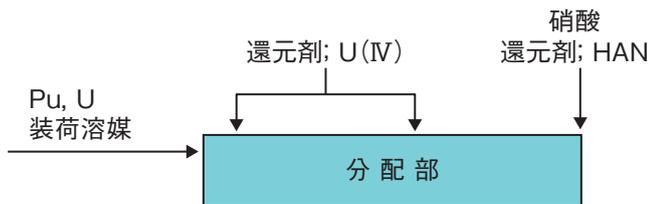


図 7-13 分配部への還元剤供給方法

分配部にて Pu を四価から三価に還元して逆抽出を行うため、還元剤として U (IV) 及び HAN を適切な位置に供給します。

現在の軽水炉サイクルから将来の高速炉サイクルへの移行には数 10 年という期間を要し、この間軽水炉ウラン使用済燃料のほか、軽水炉 MOX (プルサーマル) 使用済燃料、高速炉使用済燃料といった Pu 含有率の異なる様々な使用済燃料が発生します。私たちは、この移行期の様々な使用済燃料を取り扱う再処理プロセスとして U, Pu 共回収プロセス (コプロセッシング法) の開発を行っています。現行の再処理プロセスである PUREX 法では U 及び Pu をそれぞれ単独に回収しますが、コプロセッシング法では、プロセス内で Pu に常に U が同伴した状態で Pu の回収を行うことで核拡散抵抗性を向上させます (図 7-12)。

コプロセッシング法の開発は、東海再処理施設小型試験設備において、U/Pu 溶液と小型ミキサセトラを用いた試験により行っています。試験では、共除染・分配サイクル分配部での U と Pu の分配に焦点を当て、ここ

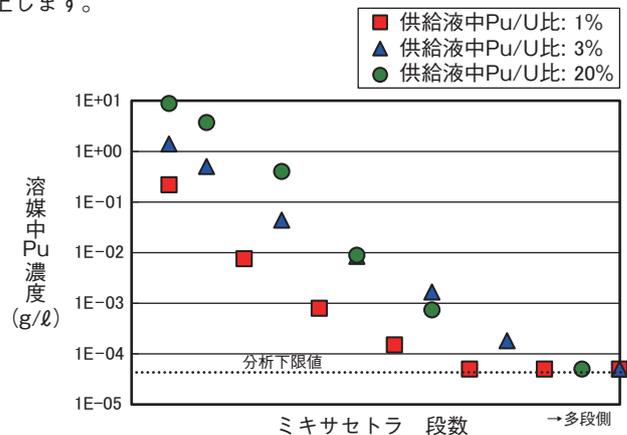


図 7-14 分配部溶媒中での Pu 濃度分布

溶媒出口 (上図右端) にて Pu 濃度が検出下限値 ($5 \times 10^{-5} \text{ g/l}$) 以下となっており、すべての Pu が回収されています。

で Pu を回収するために供給する還元剤 (U (IV) (ウラナス), HAN (硝酸ヒドロキシルアミン)) の最適な供給方法等の評価を行っています (図 7-13)。

これまで、軽水炉ウラン使用済燃料、軽水炉 MOX 使用済燃料及び高速炉使用済燃料の再処理を想定した供給液中 Pu/U 比; 1%, 3% 及び 20% の条件での試験を実施しており、すべての条件において分配部で Pu が U と共に良好に回収できることを確認しました (図 7-14)。また、回収される溶液中の Pu/U 比は、MOX 燃料製造に適した値 (Pu/U 比; 0.5 ~ 2.0) に調整できることを確認しています。今後はプロセスの更なる最適化や遠心抽出器を用いた条件でのプロセス成立性の確認を行っていく予定です。

本研究は、経済産業省からの平成 22 年度及び平成 23 年度受託研究「高速炉再処理回収ウラン等除染技術開発」の成果の一部です。

●参考文献

Yamamoto, K., Ohbu, T. et al., Development of U and Pu Co-Recovery Process (Co-Processing) for Future Reprocessing, Proceedings of International Nuclear Fuel Cycle Conference (GLOBAL 2013), Salt Lake City, USA, 2013, paper 7797, 4p., in CD-ROM.

原子力施設の廃止措置及び廃棄物の処理処分に向けて

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

原子力施設の廃止措置に関する技術開発

原子力機構では、廃止措置計画の立案を支援する廃止措置エンジニアリングシステム及び廃棄物のクリアランスに向けた検認評価システムの開発を行っており、新型転換炉ふげん発電所や原子力科学研究所等の実施設への適用性評価を進めてきました。

廃止措置エンジニアリングシステムについては、これまでに小規模な原子炉施設の廃止措置に対して有効であることが確認されています。そこで人形峠環境技術センターの製錬転換施設を対象としてウランを取り扱う核燃料施設への適用性の検証を行い、適用可能であるとの結果を得ました(トピックス8-1)。

放射性廃棄物の処理処分に関する技術開発

ウランを含んだスラッジ状の廃棄物については、ウラン含有量が多く、その化学形態が多様であることから多くの化学形態に対応できるウランの分離法を選定する必要があります。そこで無機酸によるスラッジからのウラン分離技術の開発に取り組み、塩酸によるウラン分離プロセスがフッ化カルシウム系及び珪藻土系のスラッジに適用できることを確認しました(トピックス8-2)。

放射性廃棄物等の分析に関する技術開発

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

要不可欠です。そのために原子力機構では、合理的で効率的な分析手法の開発を進めています。しかし、放射性廃棄物に含まれており評価対象となる放射性核種の中には測定が難しい核種があります。そのひとつであるアメリカシウム^{242m}について、新たな分析手法を開発しました(トピックス8-3)。

また、東京電力株式会社福島第一原子力発電所(1F)事故の復旧・復興に貢献するために、バックエンド研究開発部門では滞留水中の放射性核種分析において新たな分析手法を開発するとともにがれき試料の放射能分析にこれまで開発してきた体系的な放射性廃棄物の分析法を適用しています(第1章トピックス1-20, 1-21)。

放射性廃棄物の埋設処分への取組み

低レベル放射性廃棄物の埋設方法のうちトレンチ型埋設とは地下数メートルの位置に人工構築物を設けないで、放射性廃棄物を埋設する方法です。トレンチ型埋設処分施設の安全性を向上させるためには上部覆土内の層構成により廃棄物層への浸透水量を抑制することが重要となります。そこで上部覆土内に遮水シートや低透水土壤層を設置し、それらの層の透水性を考慮した浸透水量解析を行いました。その結果、浸透水量を抑制するためには、遮水シートや低透水土壤層が有効であることが分かりました(トピックス8-4)。

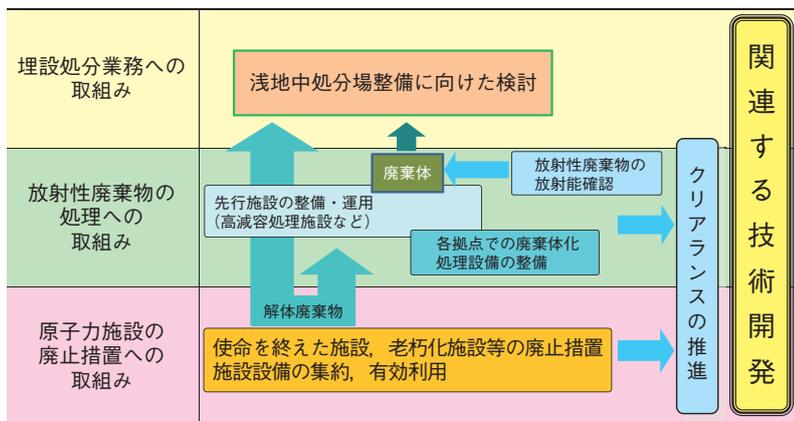


図8-1 低レベル放射性廃棄物対策の概要
低レベル放射性廃棄物対策として、原子力施設の廃止措置や放射性廃棄物の処理、放射能確認等の放射性廃棄物の発生から処分に至るプロセスに関連する技術開発を進めています。

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

性廃液は、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年程度冷却のため貯蔵したあと、金属製のオーバーパックに封入したうえで、地下300 m以深の安定な岩盤の中に、粘土を主成分とする緩衝材を周囲に敷設して埋設することになっています(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、継続的に国が責任を持って地層処分の技術基盤を強化し、事業主体と安全規制の双方に適切に提供していくことにより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、私たちは様々な最新の知見を取り入れながら地層処分技術の信頼性を高めていくための研究開発に取り組んでいます。

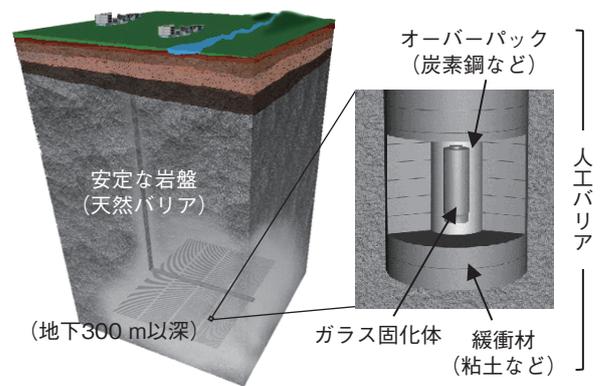


図8-2 地層処分システムの基本概念

深地層の研究施設における研究開発

まず、地層処分が行われる地下深部の環境について総合的に研究するため、花崗岩と堆積岩を対象に二つの深地層の研究施設計画を進めています(図8-3)。2013年度末現在、東濃地科学センターでは深度500 m、幌延深地層研究センターでは深度350 mまでの水平坑道の掘削をそれぞれ終了しています。そして、地下深部の岩盤や地下水を調べる技術や手法を整備するため、多岐にわたる分野の研究を進めています(トピックス8-5, 8-6, 8-7)。また、何万年という長期間にわたる地質環境の変化を考慮するため、火山や活断層などに関する研究を併せて行っています(トピックス8-8, 8-9)。

地層処分システムに関する研究開発

茨城県東海村の研究施設では、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や、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8-10, 8-11, 8-12)。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しています。

安全で安心な地層処分の実現に向けて、私たちは研究開発を着実に進めると同時に、分かりやすい情報の発信や研究施設の公開などを通じて、地層処分についての理解と協力を得るための相互理解活動の促進にも努めていきます。



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

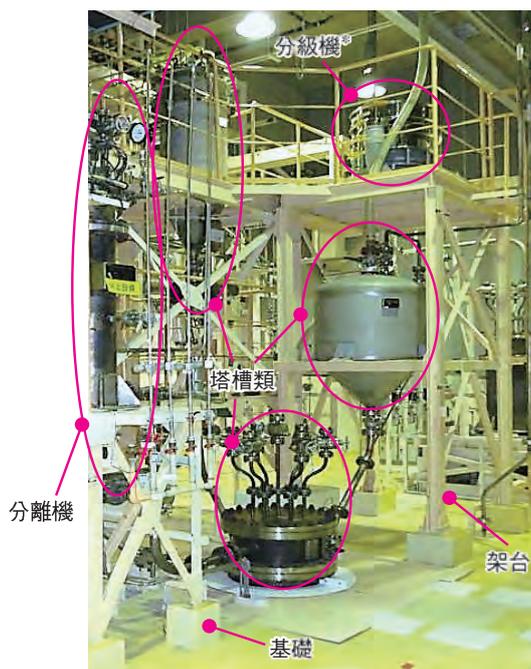
再処理施設の安全性向上と再処理技術の高度化を目指して

東海再処理施設では、東日本大震災及び1F事故を踏まえた安全強化のための取組みを継続するとともに、溶液状態で貯蔵している放射性物質をより安定な形にするため、高放射性廃液のガラス固化とプルトニウム溶液のMOX粉末化処理をできる限り早期に進めることとしています。特に、高放射性廃液のガラス固化については約20年間の長期間を要する見込みであることから、これを着実に進めるため溶融炉の高度化技術開

発に取り組んでいます。また、低放射性廃液の固化処理技術開発についても、環境への影響に配慮した硝酸分解処理技術開発や新しいセメント固化技術開発を進めています。

更に将来の再処理技術として、高放射性廃液からのルテニウム除去に関する試験(トピックス8-13)や核拡散抵抗性の向上を目指しウランとプルトニウムを共に回収するプロセスの開発等に取り組んでいます。

8-1 最適な廃止措置計画を立案するために —ウランを取り扱う核燃料施設の解体実績に基づく人工数の評価式の検討—



* 分級機は本検討では粉砕機の1種として分類しています。

図 8-4 解体の対象となるプロセス機器類の代表例と設置状況
解体の対象となる機器類のうち、プロセス機器類は内部が放射性物質で汚染されており、いずれも架台や基礎で支持固定されていました。

役割を終えた原子力施設では、放射性物質による汚染を除去し、施設を解体撤去するための廃止措置が行われます。私たちは、廃止措置エンジニアリングシステムの一部として、様々な原子力施設の廃止措置計画立案に必要なコスト、人工数、被ばく線量、廃棄物発生量などのプロジェクト管理データを、過去の廃止措置の実績データに基づいて予測する「管理データ評価システム」を開発しています。

同システムによるプロジェクト管理データの予測方法は、例えば機器の解体に係る人工数を予測する場合、対象機器の重量から、機器種類と解体手順ごとに定めた評価式を用いて計算します。この予測方法及び評価式は、小規模な原子炉施設に対して有効であることが確認されています。しかし、大規模な原子炉施設や原子炉以外の核燃料施設等への適用性については検証が必要です。このため、ウラン(U)を取り扱う核燃料施設である人形峠環境技術センターの製錬転換施設の実績データを分析し、適用性を検証しました。

製錬転換施設で解体された機器類の種類は、塔槽類、トラップ、粉砕機、分離機、圧縮機等です。機器種類ごとに機器重量と解体にかかった人工数との相関を分析した結果、いずれも相関が見られ、Uを取り扱う核燃

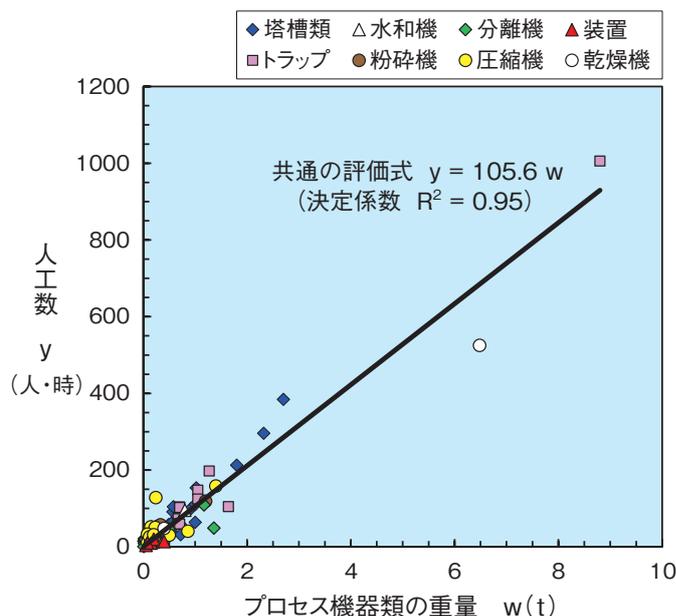


図 8-5 プロセス機器類の重量と解体に要した人工数との相関
機器種類ごとの実績データは取得範囲や点数が限定されていますが、解体手順が類似した複数種のプロセス機器類をまとめると、共通の評価式を用いて精度良く人工数を予測できることが分かります。

料施設についても原子炉施設と同様、機器種類ごとの評価式による人工数の予測は可能と分かりました。しかし、原子炉施設に比べ軽量の機器類が多く実績データの取得範囲が狭い、同種の機器数が少なく取得データが数点しかないなど、機器種類ごとの実績データは限定されているため、高精度の評価式は作成が困難でした。

そこで、機器種類ごとの評価式ではなく、設置状況と解体手順が類似する機器種類については同一分類としてまとめ、共通の評価式で予測することを検討しました。その結果、内部が放射性物質で汚染された複数のプロセス機器類は、いずれも架台や基礎で支持固定されており、解体手順もおおむね共通していることが分かりました(図 8-4)。このことから、プロセス機器類の実績データをまとめたところ、機器重量と人工数との間に高い相関が見られ、ひとつの共通の評価式が作成できました(図 8-5)。将来、Uを取り扱うほかの核燃料施設において、プロセス機器類を製錬転換施設と類似の解体手順で解体する際、その人工数は図 8-5 の評価式から精度良く予測できます。

今後も、原子力施設の種類や規模に応じた適切なプロジェクト管理データの予測方法を構築し、最適な廃止措置計画の立案に役立つシステムにしていく予定です。

●参考文献

Izumo, S. et al., Development of Evaluation Models of Manpower Needs for Dismantling the Dry Conversion Process-Related Equipment in Uranium Refining and Conversion Plant (URCP), Proceedings of the ASME 2013 15th International Conference on Environmental Remediation and Radioactive Waste Management (ICEM 2013), Brussels, Belgium, 2013, ICEM2013-96097, 9p., in CD-ROM.

8-2 廃棄物からの効率的なウランの分離

—塩酸によるスラッジからのウランの選択的分離プロセスの開発—



図 8-6 スラッジ、廃吸着剤等を保管しているドラム缶



CaF₂ 珪藻土 廃吸着剤
スラッジ

図 8-7 スラッジ及び廃吸着剤の外観

人形峠環境技術センターでは、鉱石から抽出したウラン(U)や使用済燃料を再処理して回収したUを用いて、六フッ化ウラン(UF₆)を製造する技術開発を1964年から2001年まで実施しました。この結果、スラッジや廃吸着剤などUを含んだ廃棄物がおよそ1500 t発生しました。これらは現在ドラム缶に収納し、安全な状態で管理・保管しています(図8-6)。

これらの廃棄物はU含有量が多いもの、不溶解成分が多いもの、有害物質を含むもの、小粒状のものなど様々な性状のものがあります(図8-7)。様々な性状の廃棄物からUや有害物質を分離する方法として、塩酸を用いた手法を提案しています(図8-8)。この手法では、塩酸でUを溶解(溶解工程)し、その後、過酸化水素を添加して、溶液からUのみを選択的に沈澱・分離し(沈澱工程)、残った溶液中の微量のUや有害物質は、目的のイオンを選択的に吸着する樹脂(キレート樹脂)で除去します(微量U除去工程、有害物質除去工程)。分離したUへの不純物混入を低減するため、溶解工程では塩化アルミニウム(Al)を添加しますが、添加したAlは、後の

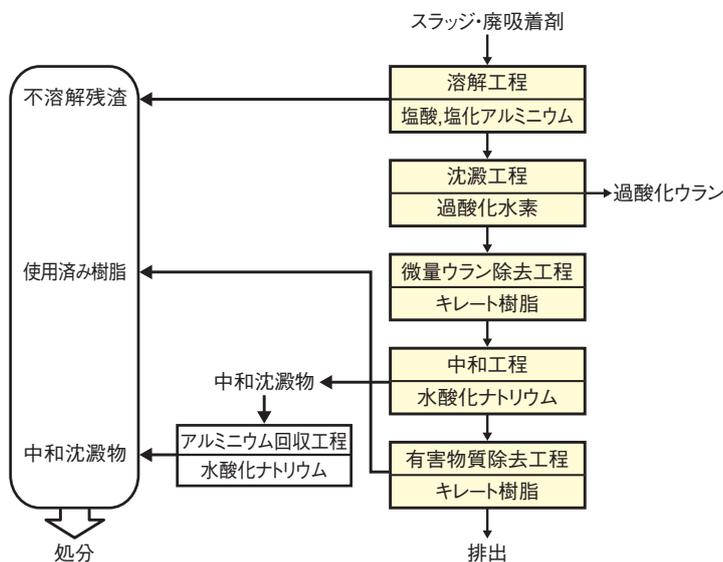


図 8-8 塩酸によるU分離プロセス

Al回収工程で選択的に回収し、溶解工程で再利用します。溶解工程で塩酸に溶解しなかった不溶解残渣、微量U除去工程、有害物質除去工程の使用済みのキレート樹脂、中和工程の中和沈澱物は、将来的に廃棄物として処分することになります。

今回、Uを含んだ廃棄物のうち、フッ化カルシウム(CaF₂)系及び珪藻土系のスラッジについて試験しました。沈澱工程で90%以上のUが分離できること、資源として活用できる可能性のある60~70重量%の高濃度のUが分離できることなどが分かりました。また、微量U除去工程により、溶液中のUの放射能濃度を排出可能なレベルまで低減できることが分かりました。中和工程から発生する中和沈澱物も十分低い濃度になります。

本試験結果により、CaF₂系及び珪藻土系のスラッジを塩酸で処理することによって、Uを高い割合で分離でき、最終的な中和沈澱物は、処分可能なU濃度に低減できることが示唆されました。今後は、ほかの形態のスラッジ、廃吸着剤への適用を検討していく計画です。

●参考文献

Ohashi, Y. et al., Technique for Recovering Uranium from Sludge-Like Uranium-Bearing Wastes using Hydrochloric Acid, Journal of Nuclear Science and Technology, vol.51, issue 2, 2014, p.251-265.

8-3 廃棄物の放射能確認を迅速化する新規分析法の開発 —低レベル放射性廃棄物中の ^{242m}Am 測定法の開発—

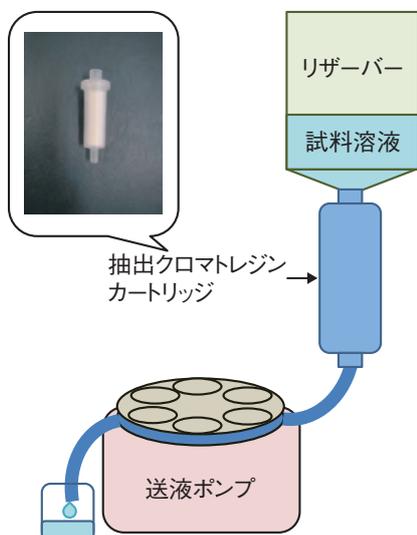


図 8-9 抽出クロマトグラフィーのシステム
カートリッジタイプの抽出クロマトレジンを使用し、レジンの上流のリザーバーに加えた溶液を下流から送液ポンプで引いて通液を行いました。

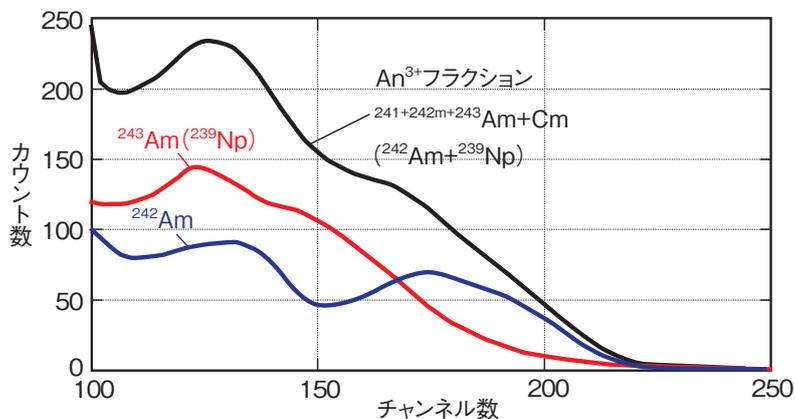


図 8-10 ^{242m}Am 等のβ線スペクトル
An³⁺ フラクシオンでは、 ^{242m}Am と ^{243}Am の子孫核種の ^{242}Am と ^{239}Np のβ線が計測されます。 ^{239}Np のカウントを見積り、 ^{242}Am のみのものを算出しました。

低レベル放射性廃棄物（LLW）を処分するためには、LLWに含まれる放射性核種の濃度評価が必要です。評価対象核種の中には測定が難しい核種があり、アメリシウム ^{242m}Am もその一つです。 ^{242m}Am の測定法として、表面電離型質量分析装置（TIMS）を用いた測定法と、 ^{242m}Am の子孫核種である ^{242}Am がβ壊変することで生成するキュリウム ^{242}Cm のα線を測定する手法（ ^{242}Cm 測定法）があります。TIMS測定法では測定時間は短いのですが、 ^{242}Cm 測定法よりも多量の試料が必要です。一方、 ^{242}Cm 測定法では少量の試料で定量可能ですが、定量に数ヶ月を要します。また、いずれの測定法でもAmとCmの精密な化学分離が必要です。

そこで、新規測定法として ^{242m}Am の子孫核種である ^{242}Am のβ線測定により ^{242m}Am を定量する手法を開発しました。 ^{242}Am のβ線測定のためには、LLWに含まれるほかのβ線放出核種の化学分離が必須です。そのため、図8-9に示すようなシステムを用い、抽出クロマトグラフィーによる分離を実施しました。はじめに、超ウラン元素の選択的分離が可能なTRUレジン（Eichrom Technologies社製）により三価のアクチノイド（An³⁺）

とランタノイド（Ln³⁺）をLLWの主な元素などから粗分離したあと、TEVA[®]レジン（Eichrom Technologies社製）により化学的性質が類似し、β線を放出するLn³⁺とAn³⁺を分離しました。このAn³⁺フラクシオンにはCmも含まれますが、LLWに含まれるCmにはβ線放出核種が存在しないため、β線測定での影響は無視できます。しかし、 ^{242m}Am と同じ元素である ^{243}Am の子孫核種のネプツニウム ^{239}Np がβ線を放出するため、その影響を見積もる必要があります。そこで、図8-10に示すように、 ^{243}Am の標準線源を作製して ^{239}Np のβ線スペクトルを取得し、An³⁺フラクシオンのβ線スペクトルから差し引くことで ^{242}Am の放射エネルギーを算出しました。その定量結果を ^{242}Cm 測定法による定量結果と比較することにより、新規分析法が妥当であることを確認しました。

新規分析法では、簡易な化学操作で定量可能です。必要な試料はTIMS測定法より少量であり、定量に要する時間を ^{242}Cm 測定法と比べ数ヶ月から約2週間に短縮することができました。

●参考文献

Shimada, A. et al., A New Method to Analyze ^{242m}Am in Low-Level Radioactive Waste Based on Extraction Chromatography and β-ray Spectrometry, Analytical Chemistry, vol.85, no.16, 2013, p.7726-7731.

8-4 トレンチ型処分施設の安全性向上のための検討 —放射性物質の移行量低減のための施設への降水浸透抑制方策—

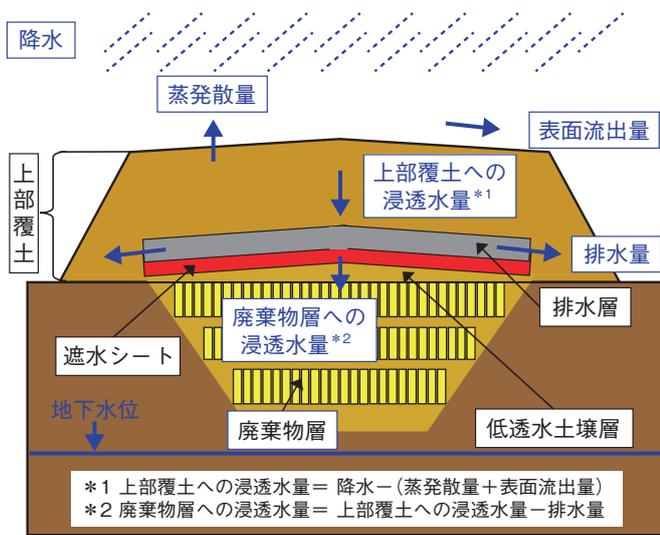


図 8-11 トレンチ型処分施設の上部覆土内での水の流動モデル図
上部覆土条件として、Model 1 は厚さ 25 cm の低透水土壤層の上部に遮水シートを設置し、Model 2 は遮水シートを設置せず低透水土壤層の厚さを 50 cm に設定しました。

トレンチ型処分施設では、放射能レベルが極めて低い金属、コンクリート及び充てん・均質固化体を埋設することを検討しています。施設は地下水位より上部に設置するため、施設の安全性では、降雨が廃棄物層へ浸透し放射性物質が環境中へ移行するのを抑制することが重要となり、廃棄物層への浸透水量を適切に評価することが重要となります。

そのため、図 8-11 に示すようにトレンチ型処分施設の上部覆土内に排水層、遮水シート及び低透水土壤層を設置した Model 1、遮水シートを設置せず低透水土壤層を厚くした Model 2 を想定して廃棄物層への浸透水量を評価しました。具体的には、国内の気象条件を用いて上部覆土への浸透水量を評価するとともに、上部覆土内の遮水シートの設置条件及び低透水土壤層の透水係数を変化させることにより、廃棄物層への浸透水量を評価しました。

気象条件は関東地方の 1 地点で年間降水量が約 1200 mm の地点を選定し、日単位の気象データ（降水量、日射量、気温）を取得しました。取得した気象データからガンマ分布及びフーリエ級数により気象データの統計情報を関数化して 100 年間の疑似気象データを作成して用いました。遮水シートは標準的な透水係数 (1×10^{-11} m/sec)

表 8-1 表面流出量／蒸発散量／上部覆土への浸透水量の評価結果
年間平均降水量の約 44% の水量が上部覆土へ浸透していく結果となりました。

降水量	表面流出量	蒸発散量	上部覆土への浸透水量
1264	85	627	552

(単位: mm/年)

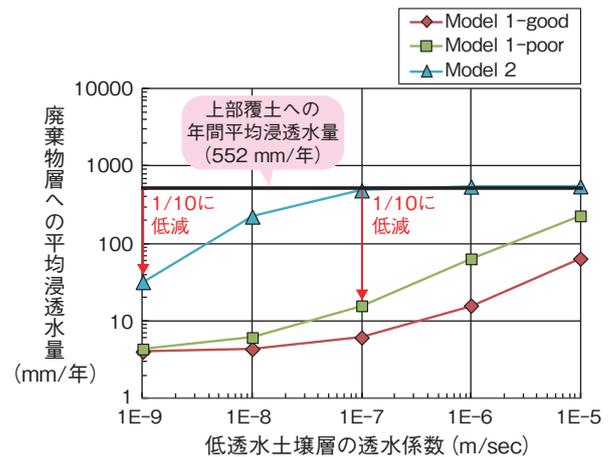


図 8-12 廃棄物層への浸透水量評価結果
低透水土壤層を透水性が十分低いものとするることにより、廃棄物層への浸透水量を十分に低減する効果があることが分かります。

を設定し、設置条件は、遮水シートにおける 1 ha 当たりの傷の個数と遮水シートに若干のたわみがある状態 (good) と一定のたわみがある状態 (poor) を考慮しました。また、低透水土壤層の透水係数を砂質土から粘土にあたる値に変化させて評価しました。

これらの条件に基づいて、トレンチ型処分施設における表面流出量、蒸発散量、上部覆土への浸透水量、排水量、廃棄物層への浸透水量を求めました。

解析の結果、表 8-1 に示すように年間平均降水量約 1200 mm に対して、上部覆土への年間平均浸透水量は約 550 mm と評価されました。これに対し廃棄物層への年間平均浸透水量は、低透水土壤層の透水係数を Model 1 では 1×10^{-7} m/sec 以下、Model 2 では 1×10^{-9} m/sec とした場合、図 8-12 に示すように上部覆土への年間平均浸透水量の 1/10 以下に低減することを確認しました。また、排水量は、上部覆土への浸透水量から廃棄物層への浸透水量を引いた量のため、低透水土壤層が低透水性になると排水量が多くなることを確認しました。

以上の結果より、トレンチ型処分施設の廃棄物層への浸透水量を抑制するためには、低透水土壤層を設置することが有効であり、更に遮水シートを設置することにより浸透水量の抑制効果が一層高まると考えられます。

●参考文献

黒澤亮平, 坂井章浩ほか, 研究施設等廃棄物のトレンチ処分施設の上部覆土内への浸透水量の評価, JAEA-Technology 2014-013, 2014, 89p.

8-5 地質環境調査から解析までのデータの流れを可視化 —統合化データフローの構築(研究坑道の掘削を伴う研究段階: 第2段階)—

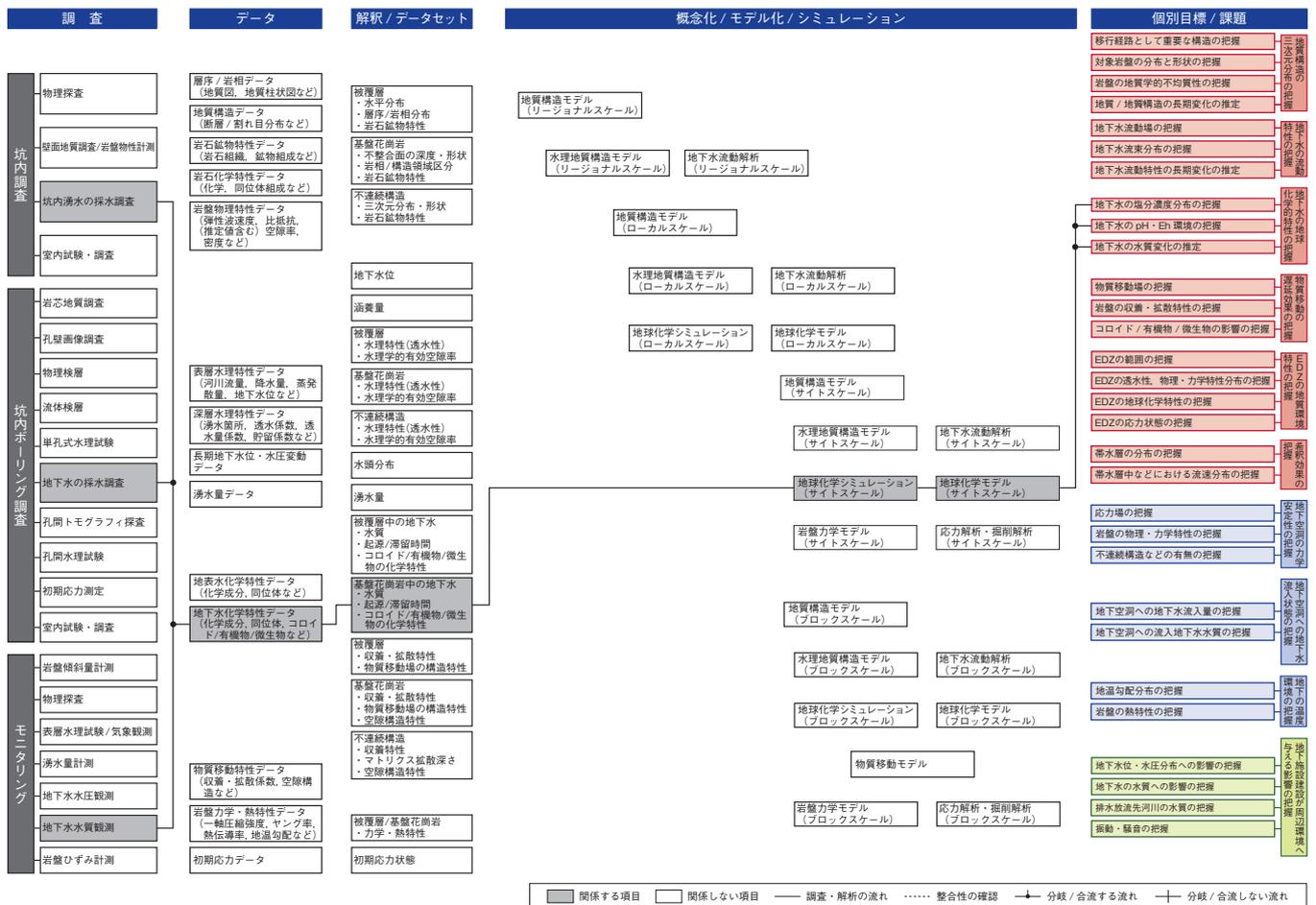


図 8-13 統合化データフローの例 (地下水の地球化学的の把握: サイトスケール)

統合化データフローは、地質環境調査・評価から地層処分場の設計・性能評価への情報の流れを示し、地質環境調査・評価の計画を管理するうえで有効な方法であると考えられます(図 8-13)。超深地層研究所計画においてもこの方法を用いて地質環境の調査・評価を進めてきました。この統合化データフローは、地下施設の設計・施工及び安全評価の観点から整理した調査研究の個別目標と課題(図 8-13: 右端カラム)に対して、研究坑道内で実施する調査の種類と組合せ、取得するデータの種類の、データの解釈及び異なる分野で得られた情報の統合など、実際の作業の流れを示したものです。

地質環境調査・評価では、複数の研究者・技術者が解析やモデル化を数年間にわたって実施することが多く、調査からモデル化・解析までの流れについては、研究者間での理解度の差や、モデル化などの考え方に違いが生じることがあります。統合化データフローを構築し、それに従い個別目標/課題を達成するための調査や解析を実施すれば、データの流れや解析に至る考え方を可視化して整理することができ、将来同様の調査などを実施す

る際に、考え方などをトレースすることができるようになります。また、調査を進める過程で、得られた地質環境情報や社会情勢の変化などによって調査・評価計画を見直した際に、その結果を統合化データフローの更新によって記録することができます。このように更新した履歴についても、それを分析することにより、地質環境調査の進展などに応じて、調査計画を最適化するための要因、判断とその根拠についてのルールや事例といった知識として利用することができると考えられます。

統合化データフローについては、調査研究の進展に伴って蓄積された科学的・技術的知見を踏まえて、統合化の妥当性を評価し、更にはその最適化及び詳細化を段階的に図ることにより、地層処分にとって重要な地質環境特性を理解するための体系化された調査・評価技術を整備することに反映していきます。

今後も、地質環境調査・評価を通じて得た経験や知識を統合化データフローなどを活用して整理し、地層処分事業及び安全規制に反映していきます。

●参考文献

濱克宏ほか, 超深地層研究所計画; 統合化データフローの構築(研究坑道の掘削を伴う研究段階: 第2段階), JAEA-Data/Code 2013-010, 2013, 58p.

8-6 泥火山現象の形成メカニズムの解明を目指して —上幌延泥火山噴出物の起源の解明—

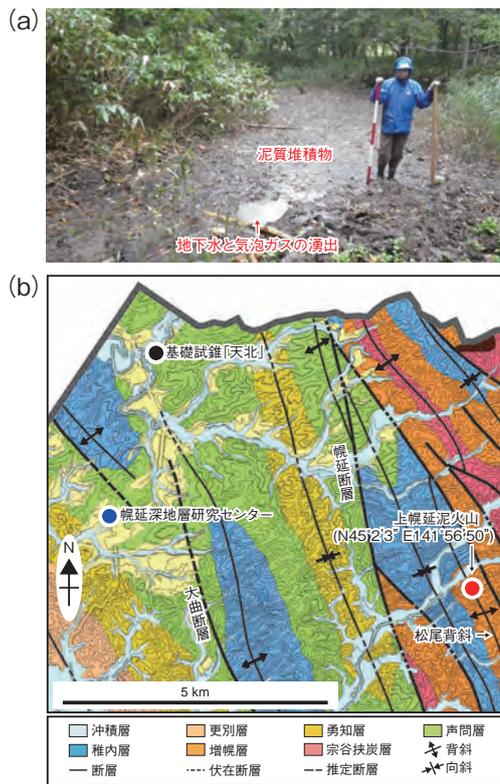


図 8-14 (a) 上幌延泥火山の泥質堆積物の産状と地下水及び気泡ガスの湧出 (b) 本調査地域の表層地質図
(Miyakawa, K. et al., G³, vol.14, no.12, 2013, p.4980-4988., より一部加筆して転載)

近年、地下空間の利用、防災、温室効果ガスなどの観点から、泥火山の応用地球科学的研究が着目されています。泥火山とは、一般に地下で高い間隙水圧を持つ地下水やガスが泥を伴って地表に噴出して生じた地形の高まりなどの変形地形のことをいい、泥火山を形成するこのプロセスのことを泥火山現象と呼びます。

高レベル放射性廃棄物の地層処分の安全性の検討として、地質環境の長期安定性を評価する必要があります。これに関する研究開発課題としては、異常間隙水圧と泥火山現象との関連性を明らかにし、それに基づいて泥火山現象の発生し得る地質条件を絞り込み、泥火山現象が発生した場合の影響範囲などを明らかにすることが挙げられます。しかしながら、我が国の陸域における泥火山については、北海道の新冠泥火山、新潟県の松代泥火山のわずか 2 例しかなく、更なる事例の蓄積が必要です。そこで、北海道幌延町の上幌延地域において泥火山の可能性が報告されている泥質堆積物 (図 8-14) を対象に、その起源の解明を行いました。以降、これを「上幌延泥火山」と呼びます。

泥質堆積物の化学組成を調べ、既存の大深度ボーリング調査 (基礎試錐「天北」、図 8-14 (b)) から得られて

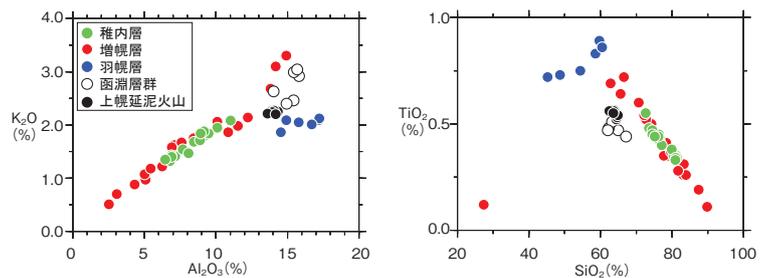


図 8-15 上幌延泥火山の泥質堆積物 (●) と本地域の各地層 (●, ●, ●, ○) の化学組成 (K₂O, Al₂O₃, TiO₂, SiO₂)
(Miyakawa, K. et al., G³, vol.14, no.12, 2013, p.4980-4988., より一部加筆して転載)

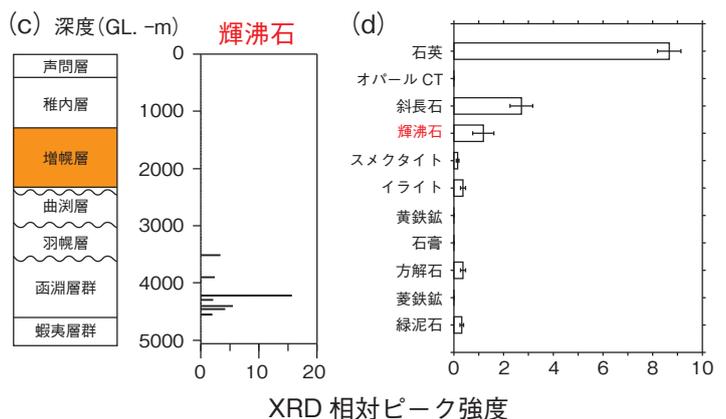


図 8-16 (c) 輝沸石の深度分布 (基礎試錐「天北」の報告より) (d) 上幌延泥火山の泥質堆積物に含まれる鉱物
(Miyakawa, K. et al., G³, vol.14, no.12, 2013, p.4980-4988., より一部加筆して転載)
XRD 相対ピーク強度 = (試料のピーク強度 / 石英標準試料のピーク強度) × 100
上幌延泥火山の表層には増幌層が分布 (オレンジ色)

いる本調査地域に分布する各地層を構成する主要な岩石の化学組成の報告値と比較を行いました (図 8-15)。その結果、上幌延泥火山で見られる泥質堆積物は、表層の増幌層を含め、羽幌層、函淵層群の混合物と推定されました。また、泥質堆積物に含まれる鉱物を X 線回折分析 (XRD) によって調べ、基礎試錐「天北」の報告結果と比較を行いました (図 8-16)。結果、本地域では函淵層群にしか見られない特徴的な鉱物である輝沸石という粘土鉱物 (図 8-16 (c)) が、泥質堆積物に含まれることが分かりました (図 8-16 (d))。上幌延泥火山の表層には増幌層が分布しているため、図 8-16 (c) を参考に上幌延泥火山における函淵層群の深度分布を推定すると、地下約 2.2 ~ 2.4 km になります。以上の結果から、上幌延泥火山に見られる泥質堆積物は、少なくとも地下約 2.2 ~ 2.4 km にある函淵層群から地表へと周囲の岩石を巻き込みながら噴出した物であることが分かりました。

これまでの研究によって、上幌延泥火山において地下深部からの物質移動が生じていたことは明らかになりましたが、今後は、泥火山現象を生じさせる要因や、泥火山現象の寿命あるいは、活動周期などを明らかにしていく必要があります。この課題の解決に向かって取り組んでいます。

●参考文献

Miyakawa, K., Tokiwa, T. et al., The Origin of Muddy Sand Sediments Associated with Mud Volcanism in the Horonobe Area of Northern Hokkaido, Japan, *Geochemistry Geophysics Geosystems*, vol.14, no.12, 2013, p.4980-4988.

8-7 地下坑道掘削時の岩盤の損傷状態を探る 一弾性波速度構造と岩盤壁面の観察による割れ目分布に基づく損傷の把握一

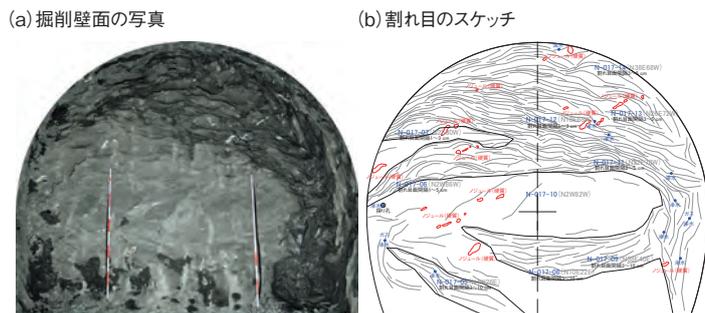


図 8-17 掘削により生じた割れ目の例 (350 m 調査坑道)
(b) に示す灰色の直線は、掘削により生じた割れ目を示しています。

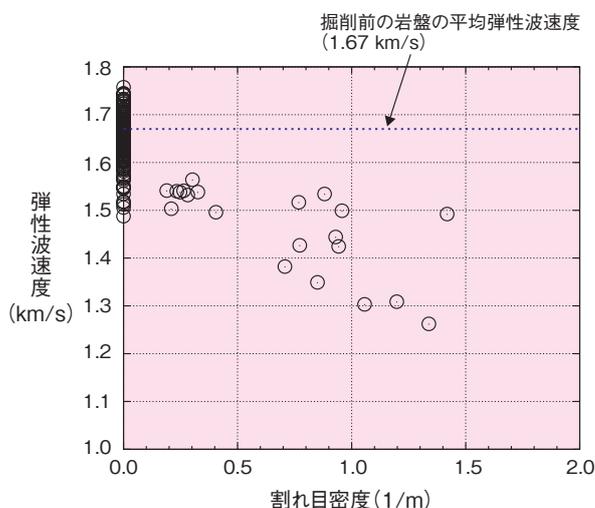


図 8-19 弾性波速度と割れ目密度の関係
グラフ中のプロットは、弾性波トモグラフィ調査のそれぞれの波線（発振器と受振器を結ぶ測線）における弾性波速度と波線を横切る割れ目本数から計算される割れ目密度との関係を示しています。

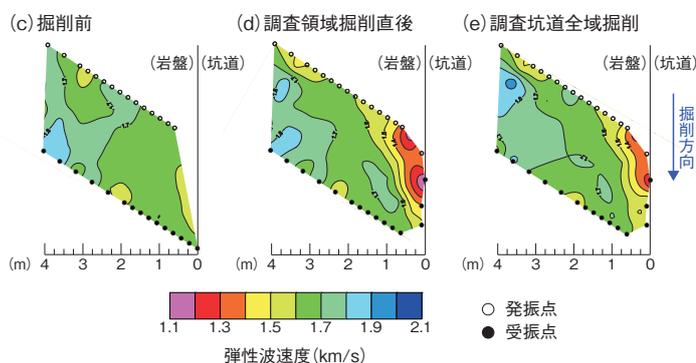


図 8-18 弾性波トモグラフィ調査結果
調査坑道掘削前後の坑道周辺岩盤の弾性波速度をコンター図に示したもので、調査坑道を上から見た図です。

地下に坑道を掘削すると、坑道掘削に伴う応力再配分により、図 8-17 に示すように坑道周辺の岩盤に新たに割れ目が発生します。このように生じた割れ目が、ほかの掘削により生じた割れ目や、天然の割れ目とつながりあうことで、岩盤の透水性の増大を引き起こすような領域が発生します。このような領域は、掘削損傷領域 (Excavation Damaged Zone: EDZ) と呼ばれています。地層処分においては、処分坑道に廃棄体を埋設したあと、EDZ が長期的な核種移行経路になる可能性があるため、EDZ の定量的な評価手法の確立が、地層処分の安全性の評価のために重要となります。

幌延深地層研究センターでは、各深度 (深度 140 m, 250 m, 350 m) の調査坑道及び東立坑 350 m 以深において、EDZ 評価の一環として、掘削による岩盤の損傷度合いや損傷の幅を、弾性波速度の変化から推定することができる弾性波トモグラフィ調査を実施しています。図 8-18 に、250 m 調査坑道において測定した結果を示します。(c) は掘削前 (d) は調査領域掘削直後 (e) は調査坑道全域掘削終了後の弾性波速度の分布です。(c) より、初期の弾性波速度は 1.6 ~ 1.8 km/s 程度であることが

分かります。また (d) (e) より、坑道掘削後は坑道から最大約 1.0 m 以内の範囲で、弾性波速度が初期値に対して顕著に低下した領域が存在します。このような弾性波速度の低下に関して、掘削ごとに実施される掘削壁面の観察により得られた割れ目の長さや座標を基に、割れ目を円盤と仮定したときの弾性波トモグラフィの観測線 (受発振器間で弾性波の伝播する経路) が横切る割れ目の本数を計算し、調査領域内部の割れ目の密度と弾性波速度の傾向を調べました。図 8-19 にその結果を示します。本図より、割れ目密度の増大とともに弾性波速度がほぼ線形に低下することが分かりました。このことから、弾性波速度の低下から、調査領域内部の割れ目の密度を推定できる可能性があることが示されました。また、弾性波トモグラフィ調査領域付近で別途実施した透水試験では、壁面から約 0.2 ~ 1.2 m の範囲で、割れ目の発達に起因する高い透水性が確認されたことから、250 m 調査坑道における EDZ は、およそ 1.2 m 程度と推定されます。今後は、350 m 調査坑道や東立坑で実施された原位試験や数値解析の結果を基に、幌延深地層研究センターにおける EDZ の概念モデルを構築していきます。

●参考文献

Aoyagi, K. et al., Quantitative Assessment of an Excavation Damaged Zone from Variations in Seismic Velocity and Fracture Distribution around a Gallery in the Horonobe Underground Research Laboratory, Rock Engineering and Rock Mechanics; Structures in and on Rock Masses, p.487-492.

8-8 砂粒から未知の火山活動を検出する —堆積岩の砂粒の鉱物・化学分析を用いた火山活動検出手法の開発—

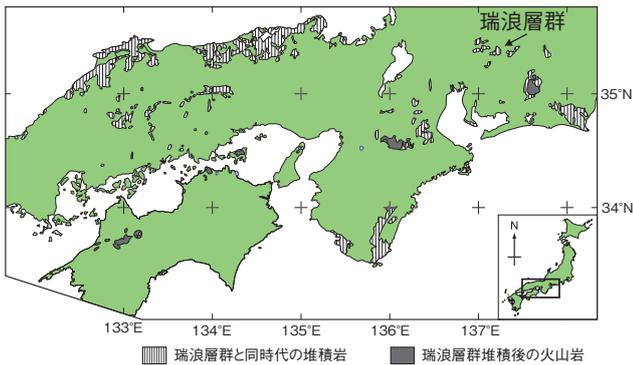
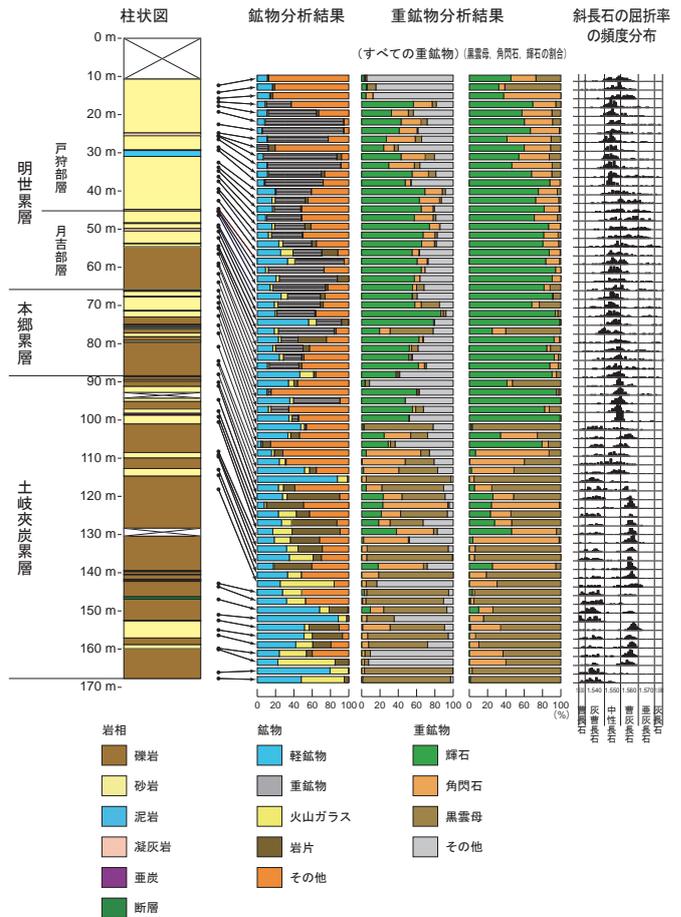


図 8-20 西日本における瑞浪層群と同時代の堆積岩及び瑞浪層群堆積後の火山岩の分布

瑞浪層群は日本海の拡大とほぼ同時期に堆積しました。瑞浪層群と同時代の地層は瀬戸内海周辺から山陰地方、そして中部地方に広く分布しますが、これらの地層には火山岩は含まれておらず、この地域では、この時期に大規模な火山活動がなかったと考えられてきました。

図 8-21 瑞浪層群を掘削したボーリングコアの岩相柱状図と顕微鏡観察に基づく鉱物組成の垂直変化及び岩石に含まれる斜長石の屈折率の頻度分布

斜長石は屈折率の違いから成分を特定することができ、個々の鉱物に細分できます。瑞浪層群では、上部には火山ガラスが多量に含まれており、下部には火山ガラスから形成された沸石が多く含まれていることから、瑞浪層群には多量の火山ガラスが含まれていることが分かりました。



瑞浪超深地層研究所の周辺には今から約 2000 万年前から 1500 万年前に瑞浪層群と呼ばれる地層が堆積しました。日本列島はかつてアジア大陸と陸続きでしたが、瑞浪層群の堆積とほぼ同時期に日本海が形成され、西南日本は時計回りに、東北日本が反時計回りに回転して現在のような配列になりました。このときには日本海沿岸では火山活動が生じましたが、瑞浪層群と同時期の地層が分布する岐阜県から瀬戸内海沿岸の地域では火山活動はなかったとされていました(図 8-20)。

私たちは以前、瑞浪層群が堆積した年代を調べる研究を行った際に、地層中に火山灰が含まれることを見いだしました。しかし、限られた時期の情報であったため、瑞浪層群の広い層準を掘削したボーリングコアから砂岩を採取し、火山灰の混入を探る研究を行いました。

火山灰は一般には鉱物と火山ガラスで形成されます。しかし、古い時代の地層では火山ガラスは沸石などの鉱物に変化してしまいます。そこで、火山灰起源の鉱物を探すわけですが、瑞浪層群は多くが花崗岩やより古い時代の堆積岩から供給された砂や泥で形成されているので、その他の岩石から供給された鉱物を探すことにしま

した。具体的には、重鉱物と斜長石です。

分析の結果、瑞浪層群の砂岩は最下部の一部を除いて火山ガラス若しくはその変質物を含むこと、鉱物組成から (1) 黒雲母と曹長石及び灰曹長石が卓越するタイプ (2) 角閃石と曹灰長石が卓越するタイプ (3) 輝石と中性長石が卓越するタイプに分類できることが分かりました(図 8-21)。花崗岩には重鉱物として黒雲母、斜長石としては曹長石が含まれることから、(1) は基盤の花崗岩から、(2) と (3) は火山灰として供給されたと考えられます。また、岩石の化学組成も考慮すると、瑞浪層群に火山灰を供給した火山活動は二つのフェーズに区分でき、この変化は火山活動の変遷を示すと考えられます。

瑞浪層群中の火山灰は、鉱物組成が異なることから、日本海沿岸の火山から運ばれたものではないと考えられます。また、瑞浪層群には多量の火山灰が含まれていることから、火山の場所は特定できていないものの、火山活動は瑞浪地域の近傍で生じたと考えられます。この研究によって、これまで知られていなかった中部日本～西日本にかけての地域で、日本海の形成と同時期に火山活動が生じていたことが分かりました。

●参考文献

Sasao, E., Petrographic Study of the Miocene Mizunami Group, Central Japan; Detection of Unrecognized Volcanic Activity in the Setouchi Province, Island Arc, vol.22, issue 2, 2013, p.170-184.

8-9 地下のマグマが引き起こした内陸大地震 —ヘリウム同位体比を用いた隠れた活断層の調査手法の開発—

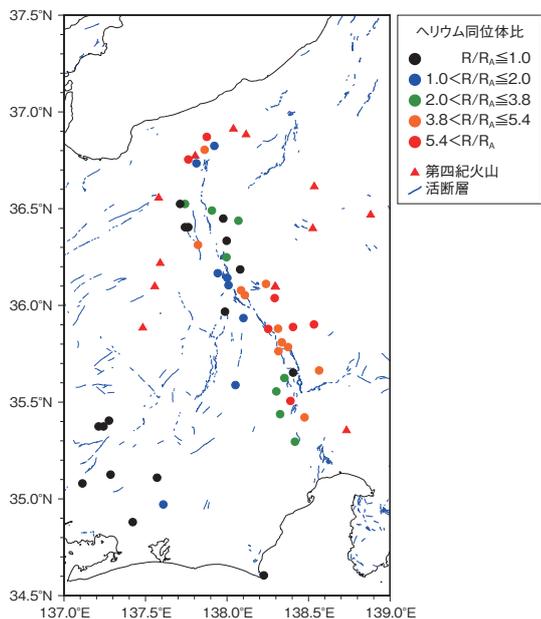


図 8-22 糸魚川—静岡構造線周辺のヘリウム同位体比
糸魚川—静岡構造線（活断層帯）周辺のヘリウム同位体比 ($R=^3\text{He}/^4\text{He}$) は、火山のない場所でも大気のヘリウム同位体比 (R_A) 以上の高い値を示します。

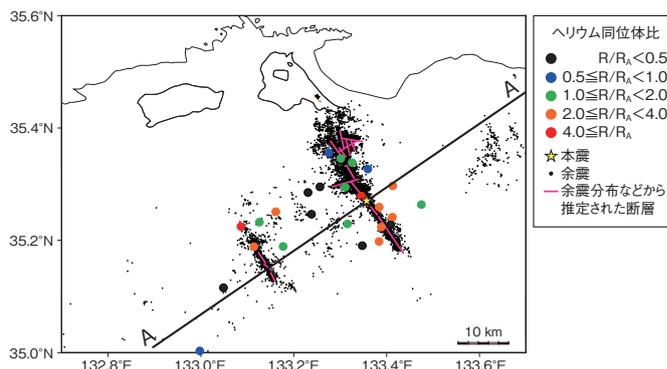


図 8-23 鳥取県西部地震余震域のヘリウム同位体比
ヘリウム同位体比は、本震や多くの余震を引き起こした地下に潜む断層の周辺で高く、離れるにつれて低下する傾向を示します。

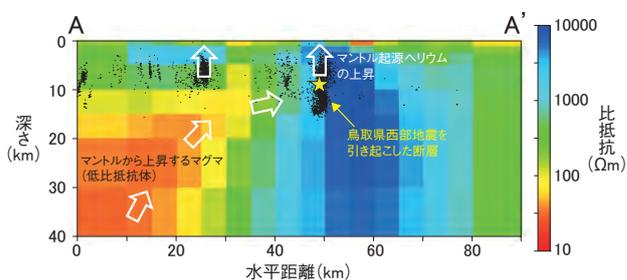


図 8-24 鳥取県西部地震の余震域 A-A' (図 8-23) における比抵抗断面図

地下約 30 km よりも深いマントルから余震が多く発生した断層の近傍まで伸びる低比抵抗体（電気の流れやすい領域）は、地下深部に潜むマグマの存在を示します。震源分布の凡例は、図 8-23 と同様です。

地層処分には、将来にわたって断層運動などが生じるおそれのない安定な地域を選定する必要があります。そのため、過去の地震活動の痕跡として地表に現れている活断層を避けることが基本となります。しかし、それまで活断層が認定されていなかった地域で、近年、いくつかの内陸大地震が発生しています。その原因のひとつとして、従来から行われている活断層の調査では見つけにくい、地下に隠れた活断層が存在すると言われています。そのため、私たちはこのような活断層を見出すための新たな方法の開発を進めています。

ここで注目したのが、地下水または温泉の井戸で採取した地下水溶存ガスや遊離ガスのヘリウム同位体比 ($^3\text{He}/^4\text{He}$) です。大気ではある一定の値をもつヘリウム同位体比は、火山のように地下約 30 km よりも深いマントルから地殻を通してマグマが上昇する場所では、数倍も高い値を示します。そこで、地下に断層がある場合も、これと似たメカニズムによって、高いヘリウム同位体比が観測されるのではないかと考えました。

これを確かめるため、国内で代表的な活断層帯である糸魚川—静岡構造線の周辺で観測を行ったところ、活断

層付近では大気の数倍高いヘリウム同位体比を示すことが明らかになりました(図 8-22)。このことは、マントル起源のヘリウムが、活断層を通じて地表近くまで上昇したことを表していると考えられます。

さらに、2000 年に発生した鳥取県西部地震（マグニチュード 7.3）の震源域でも観測を行いました。この地震は、それまで活断層が認定されていなかった地域で発生し、地震の発生に伴った断層も地表に現れなかったことから、活断層が地下に潜んでいると考えられます。観測の結果によると、余震の分布から推定された地下の断層の近傍ではヘリウム同位体比が大気の数倍高く、そこから遠ざかるにつれて徐々に値が下がっています(図 8-23)。また、地磁気と地電流の観測によって、地下の比抵抗（電気の流れにくさ）を調べたところ、この付近にはマグマ（低比抵抗体）が潜んでいることも分かりました(図 8-24)。これらのことは、隠れた活断層を見出すために、ヘリウム同位体比の観測が有効であることを示しています。また、この大地震は、マントルから上昇したマグマやそれに付随する水が断層内に侵入し、その摩擦抵抗を下げた結果、断層が大きく動いたことによると考えられます。

●参考文献

Umeda, K., Asamori, K. et al., Release of Mantle and Crustal Helium from a Fault Following an Inland Earthquake, Applied Geochemistry, vol.37, 2013, p.134-141.

8-10 放射性核種の地下水中の化学形及び濃度を予測する —電子授受速度が遅い Se(VI)/(IV)系の標準熱力学データの取得—

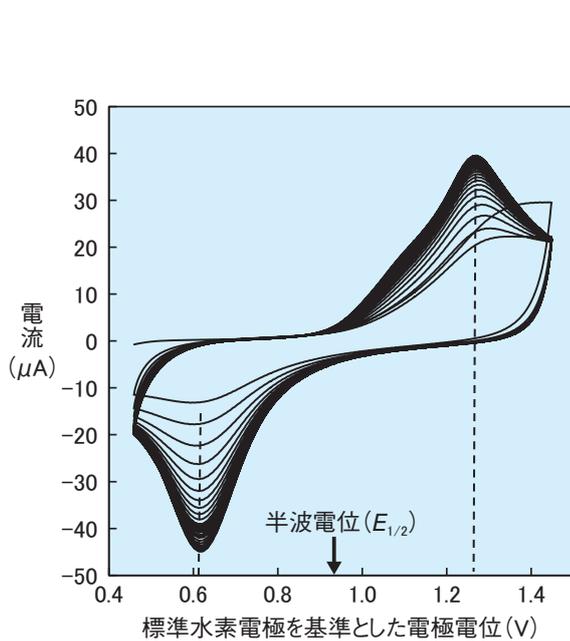


図 8-25 Se(VI)/(IV)系の CV 曲線

電極上の不動態皮膜を多重サイクルにより除去し、電子授受が行われる電極面積を増加させると、Se(IV)の酸化及び Se(VI)の還元による電流値のピークが現れます。

高レベル放射性廃棄物であるガラス固化体（以下、固化体）を地下に処分することの安全性は、固化体中の放射性核種が地下水によって地表まで運ばれることを想定して評価されます。この評価に必要なデータを本研究により取得しました。

固化体に含まれる長半減期のセレン-79 (^{79}Se) は、酸化還元電位 (E) の変化に応じて様々な化学形になります。放射性核種が緩衝材及び岩盤等の中を移行していく過程で、核種はこれらに到着することで移行は遅延されます。到着の程度は化学形により異なるため、Se の移行挙動は E の変化に応じて敏感に変化します。そのため、処分場深度の減少に伴う酸化性地下水の流入や水の放射線分解に伴う過酸化水素の発生により、本来還元性の地下水が酸化されるケースを想定しました。この場合の Se の原子価は四価あるいは六価で、Se(IV)と Se(VI)とでは到着挙動が異なるため、Se(IV)/Se(VI)の存在比を求める必要があります。地下水中の化学形とその濃度の評価(化学種分配評価)において、298.15 Kにおけるこの存在比を与えるデータは Se(VI)/(IV)系の標準電極電位 (E^0) です。同電位値が従来から取得

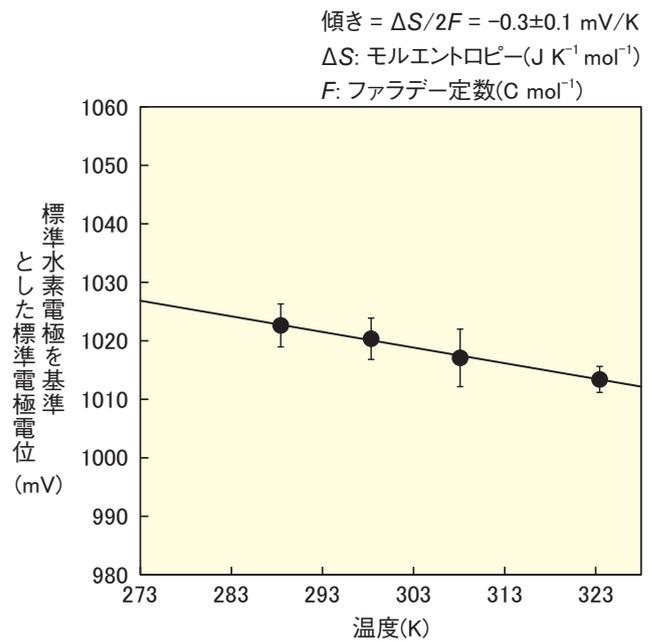


図 8-26 Se(VI)/(IV)系のモルエントロピーの決定

$\text{HSeO}_4^-/\text{H}_2\text{SeO}_3$ 系の E^0 の温度依存性を示しています。重み付線形回帰により引いた直線の傾きが、同系のモルエントロピーを与えます。

困難とされていたのは、Se(VI)/(IV)系は電子授受速度の遅さ故に平衡到達を確認しにくく、Se(IV)/Se(VI)の存在比に応じる E を測定しにくいからです。そこで、電子授受速度が遅い系に対しても、酸化体と還元体の濃度が等しくなる時の E を半波電位 ($E_{1/2}$) として測定可能なサイクリックボルタンメトリー (CV) を利用しました。図 8-25 が Se(VI)/(IV)系の CV 曲線で、酸化電流がピーク値をとる E と還元電流がピーク値をとる E の中点が $E_{1/2}$ です。Se(VI)/(IV)系の $E_{1/2}$ のイオン濃度依存性から同系の E^0 を取得しました。

処分場温度は 298.15 K 以上で、 E^0 の温度依存性を与えるのはモルエントロピー変化 (ΔS) であるため、298.15 K 以上における Se(IV)/Se(VI)の存在比を求めるには Se(VI)/(IV)系の ΔS も必要です。そこで、 E^0 の温度依存性 (図 8-26) から ΔS を実験により初めて取得しました。取得した E^0 及び ΔS は、エンタルピーの報告値と整合がとれていて、様々な環境下の化学種分配評価に役立つデータであるため、原子力機構が開発している熱力学データベースに取り込まれる予定です。

●参考文献

- Doi, R., Determination of the Selenium (VI)/(IV) Standard Redox Potential by Cyclic Voltammetry, Journal of Nuclear Science and Technology, vol.51, issue 1, 2014, p.56-63.
Doi, R., Molar Entropy of the Selenium (VI)/(IV) Couple Obtained by Cyclic Voltammetry, Journal of Nuclear Science and Technology, vol.51, issue 3, 2014, p.359-368.

8-11 低アルカリ性セメントの長期変質挙動を把握する —低 pH 発現メカニズムの解明と変質モデルの構築—

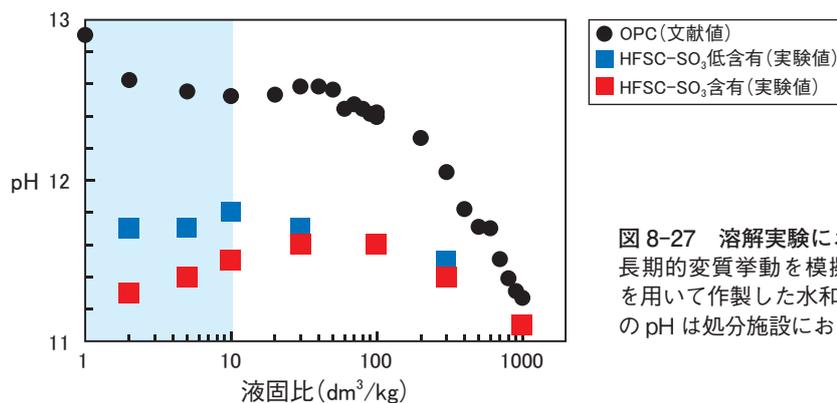
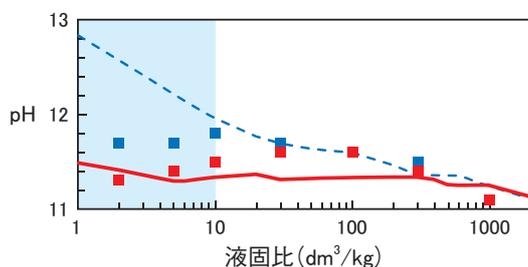


図 8-27 溶解実験における液相の pH 測定
長期的変質挙動を模擬するため、SO₃含有量の異なる HFSC を用いて作製した水和物をイオン交換水に浸漬しました。液相の pH は処分施設における間隙水の pH の代替指標です。

(a) 溶解沈澱挙動のみモデル化



(b) 溶解沈澱挙動とアルカリ吸着挙動とをモデル化

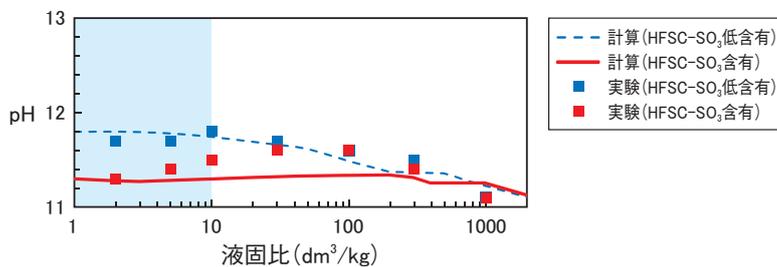


図 8-28 溶解実験における液相の pH; 計算値と測定値の比較

構築した化学平衡モデルによる計算値と測定値を比較しました。溶解沈澱挙動に加えて、アルカリ成分の固相への吸着挙動をモデルに反映することで、再現性が高まりました。

放射性廃棄物の地層処分施設には、支保工などにセメント系材料の使用が想定されます。セメント系材料として従来、土木・建築分野で広く使用されている普通ポルトランドセメント (OPC) を用いた場合、セメント起源の高アルカリ性間隙水 (pH = 12.5 以上) により、周辺の緩衝材や岩盤が長期的に変質する可能性があります。そこで私たちは、低アルカリ性セメント (間隙水の pH が OPC に比べて低いセメント) としてフライアッシュ高含有シリカフェームセメント (HFSC) を開発してきました。

処分施設閉鎖後の安全評価では、数万年以上の長期にわたる HFSC の変質挙動を評価する必要があります。実験的な検討などに基づき HFSC の化学反応を明らかにしたうえで変質評価モデルを開発します。これまで不十分であった HFSC の低アルカリ性発現機構を解明し、長期的変質挙動を把握することを目的として、溶解実験及び化学平衡計算を行いました。

HFSC の pH が OPC に比べて低い原因は、硬化体中に水酸化カルシウムが存在せず、かつ C-S-H の Ca/Si 比が低いこととする従来の説明のみでは、実験結果を化学平衡計算によって再現することができませんでした。私たちは、セメント中のアルカリ (Na, K) 溶出に伴うカウンターイオンとしての硫酸イオン (SO₄²⁻) に着目し、

硫酸化物 (SO₃) の含有量の異なる HFSC を作製し、イオン交換水への浸漬試験を実施しました。長期にわたる変質を模擬するために浸漬時の液固比を変化させ、液相組成の結果を代表として検討しました。その結果、液固比 10 以下では、固相中の SO₃ 量が少ない HFSC に比較して、SO₃ 量が多い HFSC の場合の pH は低いことが分かりました (図 8-27)。この溶解実験について、HFSC に含まれる固相の溶解沈澱挙動を考慮した化学平衡モデルを構築し再現計算を行いました。低液固比条件での計算結果は実験結果と乖離しました (図 8-28(a))。これは、固相中の SO₃ は液相に溶出して pH の低下に一部寄与するものの、その作用のみでは pH の変化を説明できないことを示します。

そこで溶解沈澱挙動に加えて、アルカリ成分の固相への吸着挙動を反映した化学平衡モデルを構築して計算した結果、実験結果を良好に再現しました (図 8-28(b))。したがって、本検討により HFSC の低 pH 発現機構を解明するとともに、適切な変質モデルを構築できたものと考えられます。

本研究は、経済産業省からの平成 23 年度及び平成 24 年度受託事業「セメント材料影響評価技術高度化開発」の成果の一部です。

●参考文献

星野清一, 本田明ほか, フライアッシュ高含有シリカフェームセメントの低アルカリ性発現機構と化学平衡モデル, コンクリート工学論文集, vol.25, 2014, p.97-107.

8-12 地質環境の長期変動を考慮して安全性を評価する —地層処分の安全評価における隆起侵食の影響評価技術の検討—

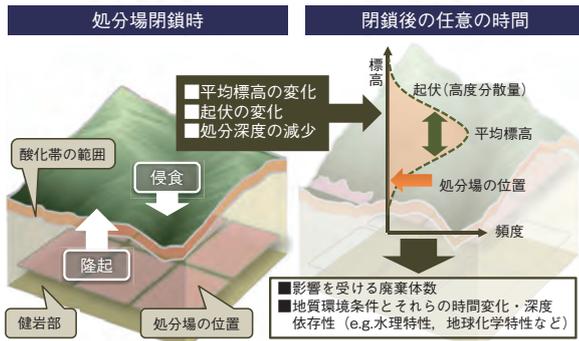


図 8-29 隆起侵食に伴う起伏の時間変化を考慮した処分場の状態設定

隆起侵食とそれに伴う起伏の時間変化を既往の地形発達モデルを用いて定量化することにより、処分場が地表付近に到達する時期や地表に到達する廃棄体の数などのパラメータを時間の関数として評価することが可能になりました。

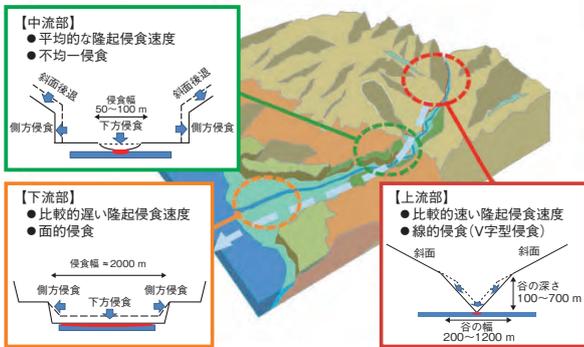


図 8-30 河川の流域区分に応じた侵食形態の概念モデル

我が国は変動帯に位置しているため、高レベル放射性廃棄物の地層処分では、長期にわたり安定な地質環境を選定することが不可欠です。このため局所的かつ突発的な地質環境の変動(断層や火山活動)が想定される地域は綿密な調査により回避されますが、我が国の幅広い地域で確認されている緩慢な現象(気候変動や隆起侵食)の影響については、サイト選定で回避することが難しいため、その影響をあらかじめ評価しておくことが重要です。このうち、隆起侵食については、数10万年を超える継続性を考慮すると、地下300m以深に建設される処分施設と人間の生活圏との離間距離が徐々に短縮し、極端な想定の場合として処分場が地表に接近することが考えられます。このため本研究では、隆起侵食の長期的な影響を考慮して地層処分の安全性を評価するための技術を開発しました。

従来は、隆起速度と侵食速度が等しいとの仮定のもと、処分場が一定の速度で地表に接近し、地表に到達した時点で処分場全体が平面的に一律に削剥されるという簡易な仮定に基づく評価が行われていました。しかしながら、現実的には、隆起速度と侵食速度が異なるケースが多数存在していることから、これらを考慮したモデルを開発し、評価に必要なパラメータを時間の関数として系統

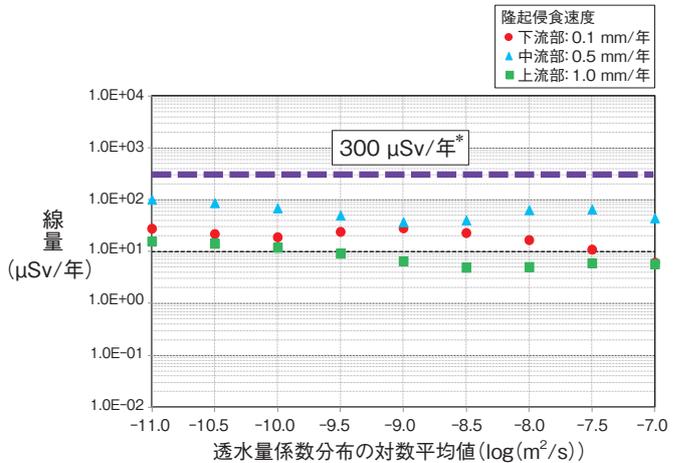


図 8-31 隆起侵食による処分場の地表到達を想定した影響評価結果

様々な地質環境条件を考慮するために透水量係数を変化させ、処分場に起因する人間への影響を評価しました。この結果、万が一処分場が地表へ接近する場合でも、ICRPで示されている放射線防護基準の目安値を下回ることが示されました。

的に設定できる手法を開発しました(図8-29)。さらに、処分場が地表に接近した際の評価技術として、我が国の主要な侵食プロセスである河川侵食に着目し、地形学の研究等に基づいて河川侵食の形態や隆起侵食速度との関係などを流域区分ごとに整理しモデル化しました(図8-30)。これにより、従来のモデルに比べ、侵食形態や処分場の地表到達までの時間を現象に則して評価する事が可能となりました。本技術を用いて、遠い将来に隆起侵食により処分場が地表に到達し、侵食により処分場が削剥され放射性核種が人間環境に放出されるという想定のもと、廃棄物に起因する人間への影響を評価しました。この結果、隆起侵食速度の速い河川上流部では侵食量(処分場を削剥する量)が少ないため、人間環境への放射性物質の放出量が少ないこと、一方幅広い領域が一律に侵食される下流部では、処分場の削剥量が多くなるものの、隆起侵食速度が遅いため処分場の地表到達までの時間が長く、その間に多くの核種が崩壊すること、更に中流部では地表到達の時期も削剥量も上述の2ケースの設定を超えないことから、いずれのケースにおいても、国際放射線防護委員会(ICRP)で示されている放射線防護基準の目安値を下回りました(図8-31)。

●参考文献

Wakasugi, K. et al., Bounding Analysis of Uplift and Erosion Scenario for an HLW Repository, Proceedings of 21st International Conference on Nuclear Engineering (ICONE 21), Chengdu, China, 2013, ICONE21-16724, 9p., in DVD-ROM.

8-13 電解酸化によるルテニウム除去時間の短縮 —ガラス固化工程の安定化を目指して—

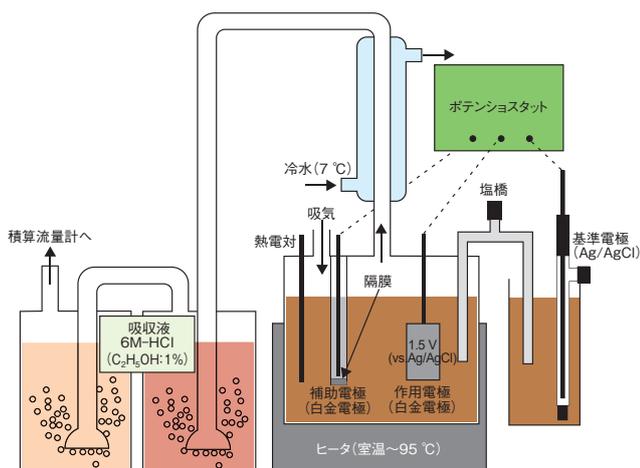


図 8-32 Ru の電解酸化装置の概要

表 8-2 電解酸化試験条件

	電解温度 (°C)	Ce濃度 (mg/l)	蒸留・還流	隔膜の有無
A	95	0	還流	有
B	50	0	還流	有
C	95	3.0×10^3	還流	有
D	95	0	蒸留	有
E	95	0	還流	無

ルテニウム (Ru) は白金族元素で主要な核分裂生成物のひとつです。高放射性廃液 (HLLW) は最終処分のためにガラス固化しますが、白金族元素は熔融ガラスの流動性や通電性に影響を与えるため、事前に HLLW から除去することでこれらの影響をなくし、熔融炉の運転をより容易にすることができます。

Ru の四酸化物 (RuO₄) の沸点は金属酸化物の中でも特異的に低いため、室温でも高い蒸気圧を持ちます。この性質を用いて、HLLW 中に存在する Ru をこの四酸化物まで酸化することで気相へ移動させることなどにより、液中から除去することができます。Ru を酸化する方法として、試薬等を使用せずに Ru を電解し酸化する方法 (図 8-32) があります。この方法の有利な点は、分離のために Ru の原子価を調製したり、化学薬品を添加する必要がないことですが、欠点としては電解酸化に時間がかかることがあげられます。そこで、電解速度を向上させることを目的に、電解条件として基本的な四つの条件 (表 8-2) について実験を行い結果を図 8-33 に示しました。

(1) 温度の影響 (条件 A と B の比較)

電解液の温度を上げることで、イオンの移動が容易になるため、温度が高いほど電解時間を短縮することができました。

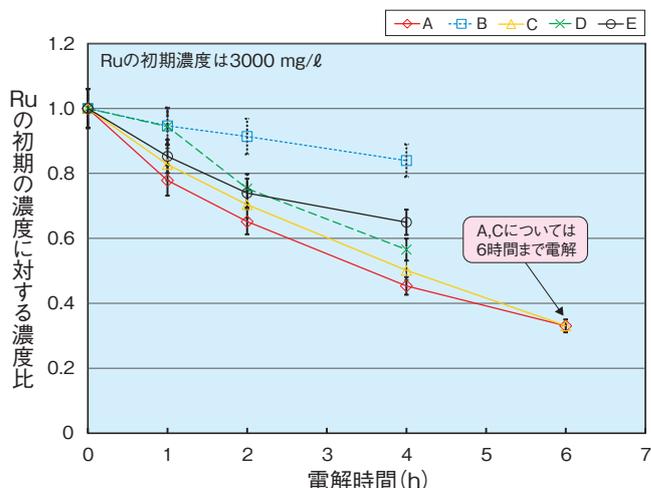


図 8-33 各電解酸化条件における Ru 濃度の時間変化

Ru の約 3000 mg/l の溶液を、表 8-2 の A ~ E に示した条件で電解実験を行った結果を示しました。横軸の電解時間に対して、縦軸は初期濃度を 1.0 とした時の濃度を示したものです。A と C の条件の時に短い時間で、より早く電解ができることが分かりました。

(2) 促進剤の影響 (条件 A と C の比較)

HLLW 中に存在するセリウム (Ce) により、効率的に Ru を気相へ移動させることができました。これは、Ru の電解酸化と並行して、比較的安定な酸化性の高い四価の Ce が生成することから RuO₄ の溶液中での還元が抑制されるためと考えられます。

(3) 蒸留・還流 (条件 A と D の比較)

温度を上昇させて電解を実施した場合に、蒸発した水分を電解液に戻さない場合 (蒸留) と電解液の系に戻す場合 (還流) について試験を行いました。その結果、還流・蒸留ともに電解にはほとんど影響を与えないことが分かりました。

(4) 隔膜 (条件 A と E の比較)

対象とする溶液が HLLW であることから、装置のメンテナンス性等を考慮して、装置はなるべく簡素にすることを考え、電解槽に隔膜を用いない状態での実験を行いました。電解時間を短縮するためには隔膜が必要であることが分かりました。

以上の結果から、温度を高くし、Ce の存在下で、隔膜を用いることにより電解時間の短縮 (約 1/3 倍) を図れることが分かりました。

本研究は、文部科学省からの受託研究「次世代燃料サイクルのための高レベル廃液調整技術開発」の成果の一部です。

●参考文献

Sato, S. et al., Optimization for Removal of Ruthenium from Nitric Acid Solution by Volatilizing with Electrochemical Oxidation, Journal of Nuclear Science and Technology, vol.49, issue 2, 2012, p.182-188.

核融合エネルギーの実用化に向けて



図9-1 核融合原型炉開発への展開

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

核融合エネルギーの実用化に向けて、国際熱核融合実験炉(ITER)計画、幅広いアプローチ(Broad Approach: BA)活動等の国際協力を積極的に推進しつつ、那珂核融合研究所では主に核融合プラズマ研究、六ヶ所核融合研究所では原型炉のための技術基盤の構築を目指した研究開発(核融合フロンティア研究)を総合的に進め、原型炉の実現(図9-1)を目指しています。

ITER計画

ITER計画は、実験炉の建設・運転を通じて核融合エネルギーの科学的・技術的実現可能性を実証する国際協力プロジェクトです。2007年10月にITER協定が発効し、原子力機構は我が国の国内機関に指定されました。現在、我が国が分担する機器の調達活動を進め、種々の技術開発成果(トピックス9-1, 9-2)を挙げるとともに、ほかのITER参加極に先駆けて超伝導コイルの実機製作に着手しました。

BA活動

BA活動は、核融合の早期実現を目指し、ITERの支援やITERの次のステップである原型炉の開発のための研究開発を行う日欧の共同事業です。2007年6月にBA協定が発効し、原子力機構は我が国の実施機関に指定されました。BA活動は、国際核融合エネルギー研

究センター(IFERC)事業、国際核融合材料照射施設の工学実証・工学設計(IFMIF/EVEDA)事業、サテライト・トカマク計画(STP)事業の三つのプロジェクトから構成されます。トピックス9-3はIFERCの原型炉R&D活動で得られた成果です。また、トピックス9-4は、IFMIF/EVEDAにおいて得られた成果です。STPにおいては、JT-60SAの日欧共同建設が順調に進展しています(トピックス9-5, 9-6)。トピックス9-7もJT-60SAに資する成果です。

核融合プラズマ研究

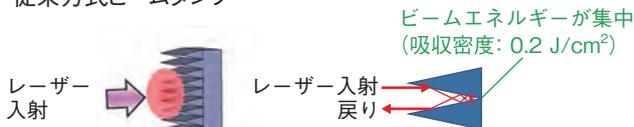
JT-60の実験データ解析を更に進めるとともに国際装置間比較実験等を行い、高いプラズマ圧力を実現して核融合炉の経済性を高めるための研究を続けています。トピックス9-8は、高プラズマ圧力の形成を妨げる不安定性を克服するための指針を示唆する成果です。

核融合フロンティア研究

原型炉のための技術基盤の構築に向けて、種々の研究開発を実施しています。トピックス9-9はIFERCの高性能計算機を使用した理論シミュレーション研究であり、核融合炉の安全な運転停止シナリオの確立を目指した成果です。トピックス9-10, 9-11は増殖ブランケットの開発に不可欠の成果です。

9-1 レーザー光の吸収を空間的に分散させ機器を長寿命化 - ITER トムソン散乱計測用高耐力レーザービームダンプの開発 -

(a) 従来方式ビームダンプ



(b) 新方式ビームダンプ

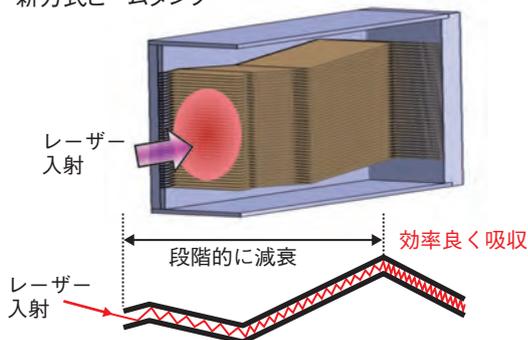


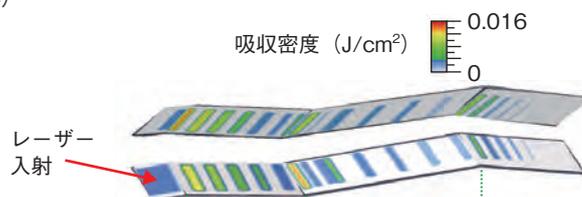
図9-2 ビームダンプ形状

(a) 従来方式では、ビームエネルギーを吸収するための面積が小さく、エネルギーの集中も懸念されます。(b) 新方式では、板を平行に並べることで、ビームを奥に導きながら徐々に吸収します。

核融合プラズマの計測手法のひとつとして、トムソン散乱計測があります。プラズマ中に単色のレーザー光を入射すると、電子の熱運動によりドップラーシフトした散乱光が発生します。散乱光のスペクトル形状から電子温度を散乱光強度から電子密度を測定できます。しかし、磁場閉じ込め核融合プラズマでのトムソン散乱強度は弱く、通常、入射レーザー強度に対して 10^{-14} 程度の散乱光しか検出できません。そのため、強力なレーザービームの核融合装置内壁等での反射及び乱散乱(迷光)を抑えることが、S/Nの低下を抑え精度良い測定の鍵となります。

迷光を小さくするためにレーザービームを吸収する機器は、ビームダンプと呼ばれます。ITERでは、20年にわたる実験期間中に、5 Jのレーザーを 10^9 パルス程度入射します。従来方式のビームダンプ(図9-2(a))では、レーザーエネルギーが集中して、損傷が生じることが懸念されます。損傷箇所に入射を続けると、迷光の増加により測定精度が悪化し、最悪の場合測定不能となります。単位面積当たりのレーザーエネルギーの吸収を小さくして損傷を避けると同時に、レーザーエネルギーをできるだけ吸収して迷光を小さくする必要があります。そこで、ビームエネルギーを集中させ

(c)



(d)

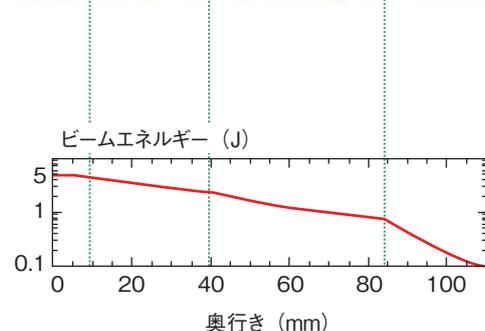


図9-3 ビームエネルギー吸収分布

(c) 多数並べた板のうち、2枚についてビームエネルギーの吸収分布を示しています。(d) 限られた奥行きを有効に使用するため、後段のセクションほどビームエネルギーを急激に吸収します。

ないビームダンプ構造を考案しました。

本研究では、物質表面での光の吸収率が偏光と入射角に依存することに着目し、被照射面に対して平行な偏光(S偏光)で大きな入射角とすることにより吸収率を下げ、多数回の反射を通じて徐々にビームエネルギーを吸収することを着想しました(図9-2(b))。徐々にビームエネルギーを吸収するためには奥行きが必要ですが、ITERでビームダンプを設置できる空間は、最大でも125 mm程度の奥行きしかありません。そこで、厚さ0.5 mmのモリブデン薄板を1 mm間隔で密に並べ、ビームエネルギーの吸収分布が分散するように、最適な折り曲げ位置及び角度を求めました(図9-3)。

その結果、従来型では 10^4 回(100秒)程度のレーザーパルス入射で損傷が生じると見積られるのに対し、新方式では 10^9 回程度の入射に耐えられる見通しを得ました。また、ITERでの熱負荷及び電磁的な応力などに耐えることを熱構造解析によって明らかにしました。これらに基づき、ITERでの使用条件、設置環境及び空間的制約に適合するトムソン散乱計測用ビームダンプを世界で初めて具体的に提案しました。本方式は、ITER用のビームダンプとして採用されました。

●参考文献

Yatsuka, E., Hatae, T. et al., Chevron Beam Dump for ITER Edge Thomson Scattering System, Review of Scientific Instruments, vol.84, no.10, 2013, p.103503-1-103503-6.

9-2 中性子回折で超伝導体内の素線の歪状態を調べる — ITER 用超伝導導体の性能向上の礎 —

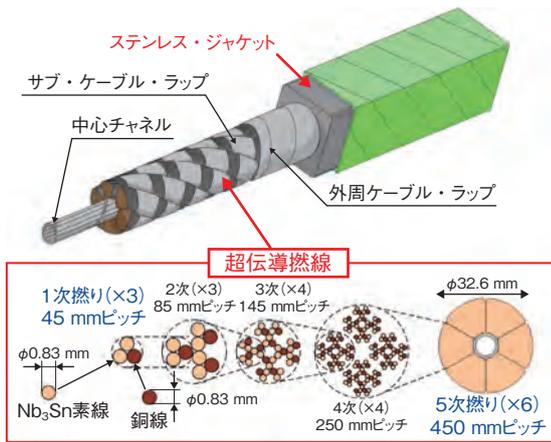


図9-4 ITER CS 導体の構造
導体は燃線とジャケットから構成されます。燃線は5回の燃り合わせにより作られます。

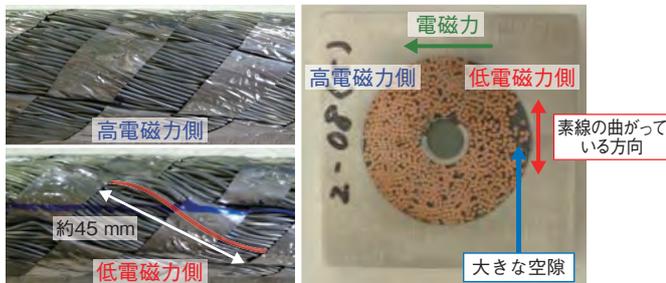
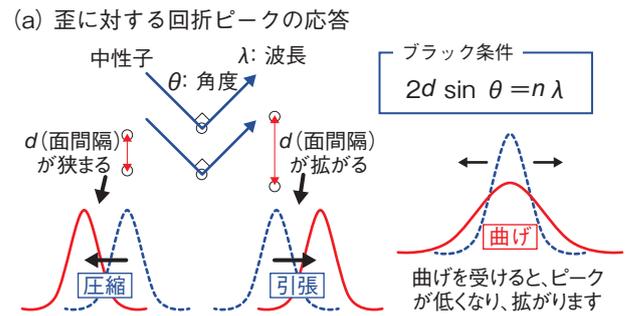


図9-5 性能試験後の燃線の変形
サンプルを試験後に解体し、燃線の変形を観察した結果です。

国際熱核融合実験炉 (ITER) 中心ソレノイド (CS) 導体 (図9-4) は、磁場 13 T、電流 45 kA で運転され、導体 1 m 当たり 50 t の電磁力に 6 万回耐えることが求められます。短尺試験の結果から、電磁力の繰り返し回数に比例して、性能が低下する現象が発見され、要求される性能を満足できないと予想されました。設計改良を進めるにあたり、導体性能の劣化機構を解明することが求められました。

CS 導体で使用される Nb_3Sn 素線は歪に敏感で、歪が加わると簡単に劣化します。そこで、試験後のサンプルを解体し、燃線を観察しました。図9-5の結果から、素線に大きな電磁力がかかる側 (高電磁力側) ではなく、反対側の隙間が生じる側 (低電磁力側) で素線が大きく変形していました。従来、考えられてきた物理機構は、電磁力が燃線断面の横方向に重畳され、素線間の接触が支点 (約 5 mm) となる高電磁力側の短周期の曲げでした。観察した変形から考察した結果、ジャケットと燃線の熱収縮の差によって燃線が圧縮力を受け、電磁力によって生じた隙間により素線同士の支持が弱くなり、素線が座屈するという物理機構を考案しました。



(b) 中性子回折で得られた回折プロファイル

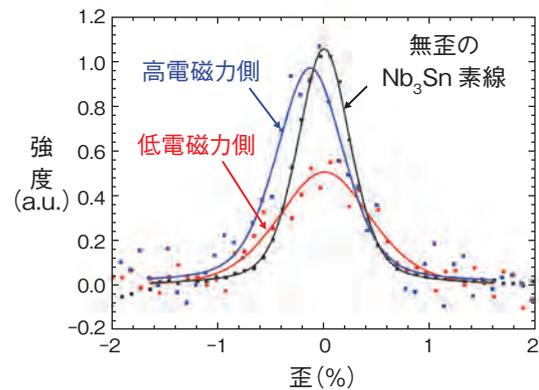


図9-6 中性子回折による歪の評価

中性子はブラック条件を満たすと回折します。結晶の間隔が変化すると回折する中性子の波長が変化するため、歪を評価することが可能となります。

観察結果から低電磁力側の曲げ歪は約 0.6% と評価しましたが、従来の物理機構に基づく高電磁力側の曲げ歪は評価できず、定量的な歪の評価法が必要でした。そこで、中性子回折による歪評価法に着目し、大強度陽子加速器施設 (J-PARC) の工学材料回折装置を用いて曲げ歪を評価しました。透過性が高い中性子を用いても、厚いジャケットによる減衰のため、得られる信号が不十分でしたが、ノイズの低減等の対策を行い、 Nb_3Sn 素線の回折ピークの観測に成功しました。その結果、図9-6に示す回折プロファイルの変化から、平均的な曲げ歪として、高電磁力側で 0.32%、低電磁力側で 0.63% の曲げ歪が発生していることが分かりました。これより、高電磁力側の短周期曲げが支配的ではないことが明らかになり、低電磁力側での曲げ歪の評価では、中性子回折による結果と目視による結果が一致しました。

曲げのピッチを短くすることで曲げ剛性が大きくなり、座屈を防ぐことができるため、燃りピッチを最適化することで燃線の変形を防止することができます。この知見に基づいて、燃りピッチを改良した CS 導体は、要求される 6 万回の運転にも耐えることが実証されました。

●参考文献

Hemmi, T. et al., Neutron Diffraction Measurement of Internal Strain in the First Japanese ITER CS Conductor Sample, Superconductor Science and Technology, vol.26, no.8, 2013, p.084002-1-084002-6.

9-3 実構造体 HIP 接合部の破壊挙動を追う

—核融合原型炉開発で進められている低放射化フェライト鋼研究の最前線—

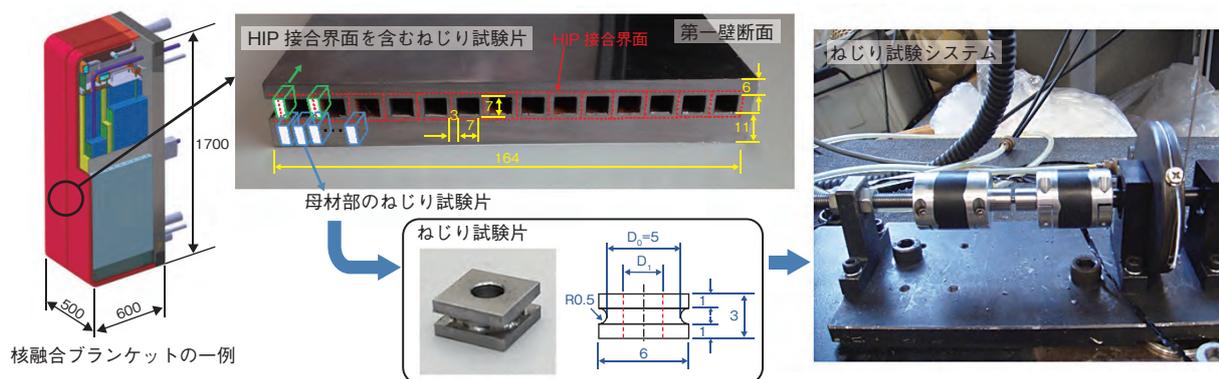


図9-7 微小試験片を用いたねじり試験法 (単位: mm)

ねじり試験法は、核融合ブランケット第一壁薄肉冷却管部のHIP接合部の健全性評価のために開発した新しい破壊試験法です。

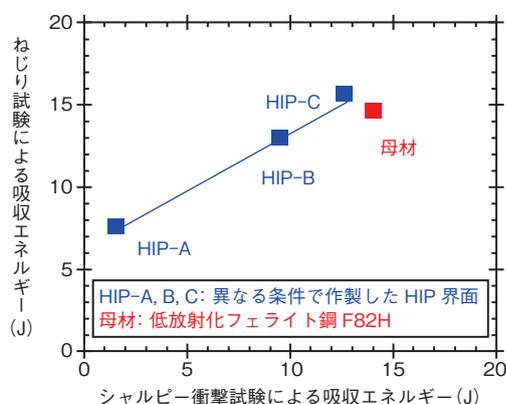


図9-8 ねじり試験法とシャルピー衝撃試験法との比較
ねじり試験法において、異なる条件で作製したHIP接合界面の品質を従来試験法と同様に評価することが可能になりました。

熱間等方圧加圧(HIP)接合法は、核融合ブランケット第一壁冷却管の主要な製作技術です。核融合プラズマからの高エネルギー中性子・熱負荷にさらされる過酷な条件で使用される第一壁HIP接合界面の健全性を明らかにすることは実用化に向けて非常に重要な課題となります。

従来幅広く利用されるシャルピー衝撃試験法は、既に確立された技術で多くの利点がありますが、評価に必要な試験片サイズが大きいこと、HIP界面を含む薄肉冷却管部の評価には適用することができませんでした。そのため、新たな評価手法の開発が重要課題のひとつでした。

そこで私たちは、新たに微小試験片を用いたねじり強度試験法を考案(図9-7)し、HIP接合部の破壊検査技術の開発を進めてきました。これまでに、ねじり試験より推定される破壊エネルギーとシャルピー衝撃試験より得られる靱性に良い相関関係(図9-8)があることを明らかにしました。一方、ねじり試験によるHIP界面の破壊

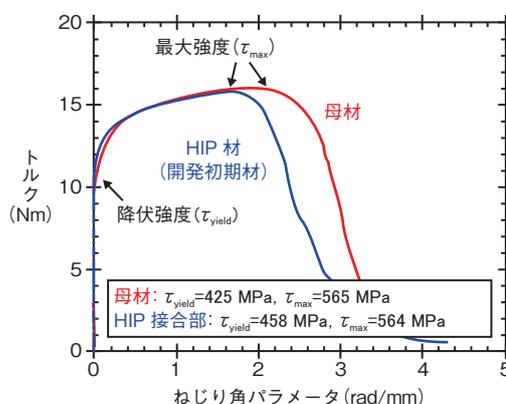


図9-9 ブランケット模擬構造体HIP接合部の健全性評価
ブランケット模擬構造体HIP接合部の降伏強度及び最大強度が母材並みであることを初めて実証しました。

強度の解析手法を考案し、HIP界面の健全性を多角的に評価することを可能にしました。特に、最適な試験片サイズ・形状を見だし、本技術の実用部材評価への適用性についても、十分な見通しを得ることができました。

本成果を足掛かりに、今回、開発したねじり試験法を実機サイズのブランケット模擬構造体のHIP接合界面に初めて適用し、その強度特性を評価しました(図9-9)。その結果、HIP接合界面において、母材並みの強度特性を示すことが明らかとなり、ブランケット模擬構造体HIP接合界面の健全性を初めて実証することに成功しました。

本研究成果は、これまで困難であったHIP接合部の健全性を直に評価することが可能になっただけでなく、将来の核融合原型炉の構造設計規格・基準を作り上げていくための重要な指針を与えるものです。

●参考文献

Nozawa, T. et al., Determining the Shear Fracture Properties of HIP Joints of Reduced-Activation Ferritic/Martensitic Steel by a Torsion Test, Journal of Nuclear Materials, vol.427, issues 1-3, 2012, p.282-289.

9-4 核融合炉条件を作り出す強力中性子源の建設に向けて —リチウム施設の工学実証研究と工学設計の構築—

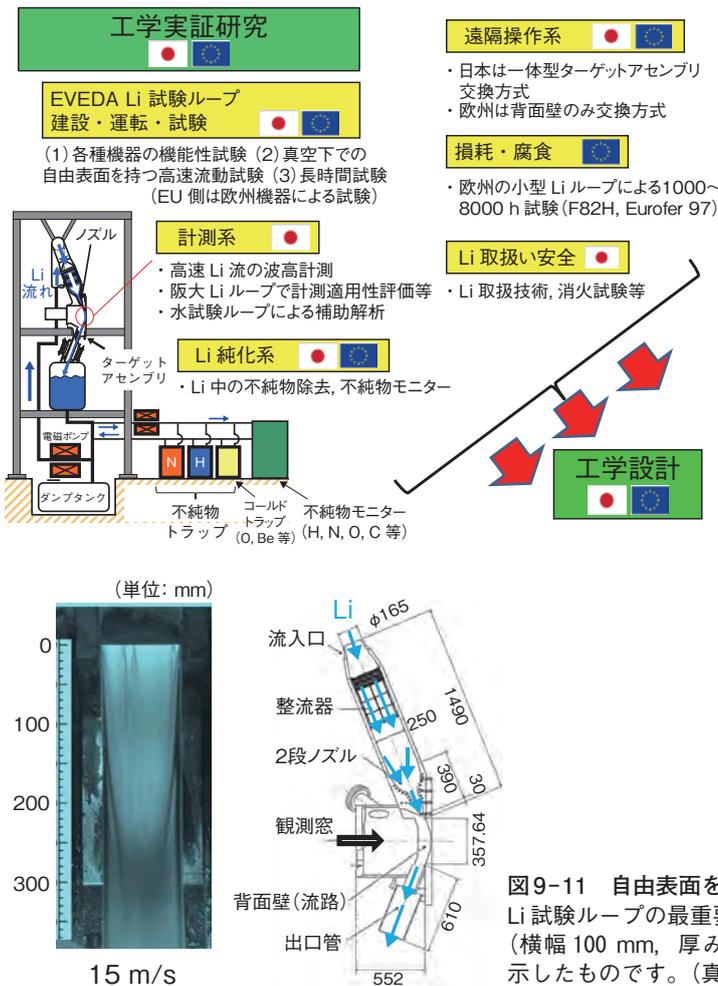


図9-10 IFMIF の Li 施設の工学実証と工学設計活動の内容
Li 施設の工学実証としてプロトタイプのリチウム試験ループの建設と運転及び試験などの実証試験を実施し、これを基に IFMIF の中間工学設計書を作成しました。

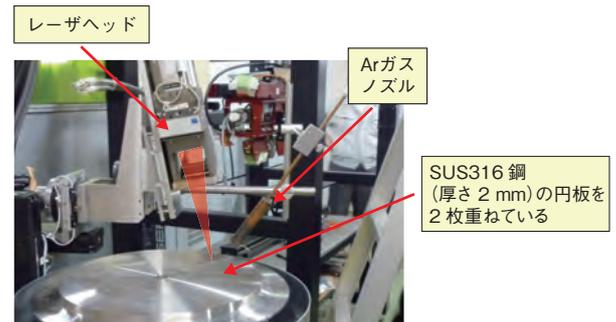


図9-12 ファイバーレーザーによる溶接と切断の実証
大阪大学接合研との協力下で、ファイバーレーザーによる溶接の実証試験を実施した様子です。この時のレーザーの出力は 5 kW で、溶接速度は毎分 3 m で制御しました。

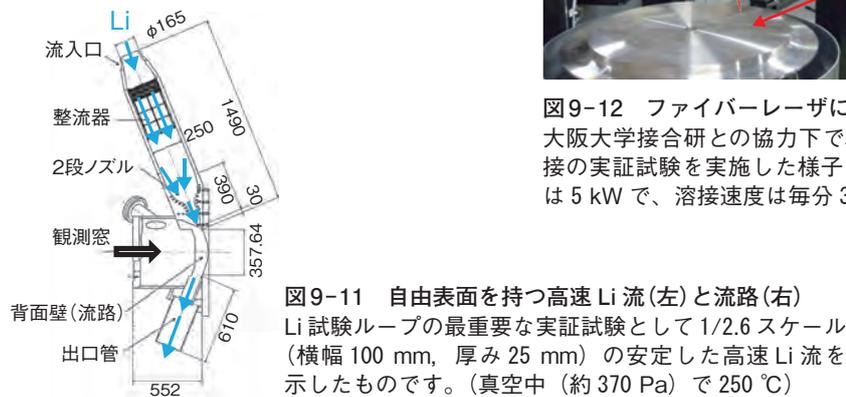


図9-11 自由表面を持つ高速 Li 流(左)と流路(右)
Li 試験ループの最重要な実証試験として 1/2.6 スケール (横幅 100 mm, 厚み 25 mm) の安定した高速 Li 流を示したものです。(真空中 (約 370 Pa) で 250 °C)

核融合炉では、核融合反応 (D-T 反応) により生成した 14 MeV 中性子によって材料中では弾き出し損傷や核変換生成物 (H や He 等) により、材料の照射硬化や照射脆化などの現象が生じます。現在、建設が進められている国際熱核融合実験炉 (ITER) による材料への中性子照射量は原型炉目標の数 % 以下のため、原型炉の材料開発の評価には十分ではありません。このため、核融合原型炉の材料開発には、国際核融合材料照射施設 (IFMIF) のような高強度の 14 MeV 中性子相当の照射環境場で、材料やコンポーネント等の照射量依存性評価が不可欠です。

IFMIF では 40 MeV, 125 mA の 2 本の重陽子ビーム (形状: 横幅 200 mm, 縦幅 50 mm) を、真空中 (約 10^{-3} Pa) で自由表面を持つ 250 °C の液体リチウム (Li) ターゲット (横幅 260 mm, 厚み 25 mm) に入射させ、中性子を発生させるシステムです。現在、IFMIF の工学実証・工学設計活動 (EVEDA) が、日欧協力のもと幅広いアプローチ活動のひとつとして実施されています。

私たちは、図 9-10 に示すような IFMIF の Li 施設の工学実証試験の課題評価とその工学設計を実施しています。この中で IFMIF の Li 施設のプロトタイプである世界最大の流量 (3000 l/min) を持つ EVEDA Li 試験ループを建設・運転し、IFMIF の建設などの判断に必要な Li 施設の工学実証試験データの取得を積み重ねているところです。この高速 Li 流の評価においては、図 9-11 に示すようなビデオカメラによる高速観察法や、開発を進めてきた非接触型のレーザー波高計測器による計測によって正圧だけでなく、負圧においても安定した流れを形成することが分かりました。また、遠隔操作系技術の工学実証試験として、Li 施設の構成要素であるターゲットアセンブリと呼ばれる機器の交換方法に対して、ファイバーレーザーを利用した切断と溶接の適用性試験 (図 9-12) を実施し、良好な結果を得ています。そして、これらの工学実証試験を基にして、IFMIF 施設全体として約 6500 ページにも及ぶ中間工学設計書を 2013 年度に作成しました。

●参考文献

Wakai, E. et al., Engineering Validation and Engineering Design of Lithium Target Facility in IFMIF/EVEDA Project, Fusion Science and Technology, vol.66, no.1, 2014, p.46-56.

9-5 JT-60SA に向けた JT-60 トカマクの解体 —放射化大型構造体の解体—

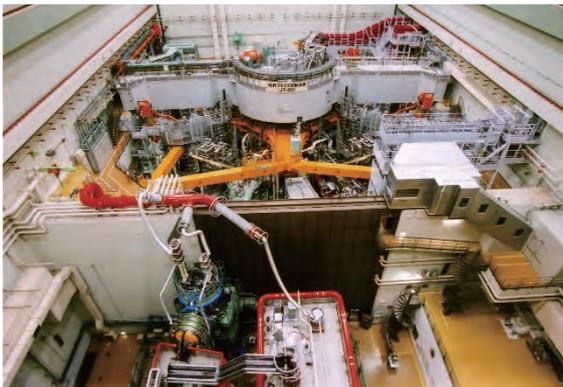


図9-13 JT-60 解体前の本体室

JT-60 トカマク本体を中心に本体付帯設備、計測装置、加熱装置等の周辺設備があり、狭隘複雑な空間を形成しています。



図9-14 JT-60 解体後の本体室

2012年10月、JT-60 トカマクの解体が無事故・無災害で完遂され、2013年1月からJT-60SAの建設が開始しました。

臨界プラズマ試験装置(JT-60)は、日欧共同で進めるサテライト・トカマク計画として、長パルス化と高圧力プラズマを目指す超伝導核融合実験装置(JT-60SA)に改修するため、解体・撤去する必要がありました。

JT-60は、放射線障害防止法に基づく国内唯一の大型核融合実験装置であり、1991年から2008年の18年間の重水素実験で発生した中性子によりトカマク本体及び周辺機器は放射化していました。そのため、今回の解体は、核融合実験装置の解体として放射線障害防止法に基づいて行う国内初の試みであるとともに、将来のクリアランス制度の適用を考慮して行うものとして世界的にも類がないものでした。JT-60 トカマクの解体は、2009年から着手し、2012年10月に完遂し、その総重量は約5400 tに達しました。図9-13、9-14に解体前後の本体室を示します。

この解体においては、トロイダル磁場コイル(TFコイル)の補強部の切断方法と真空容器とポロイダル磁場コイル(PFコイル)の一体構造体を分割する切断方法の二つが大きな技術的課題でした。

TFコイルは、大電流化改造時に電磁力や転倒力により掛かる力を抑えるために、2個1組で上下2箇所の狭隘部で補強溶接が施されていました。TFコイルの解体

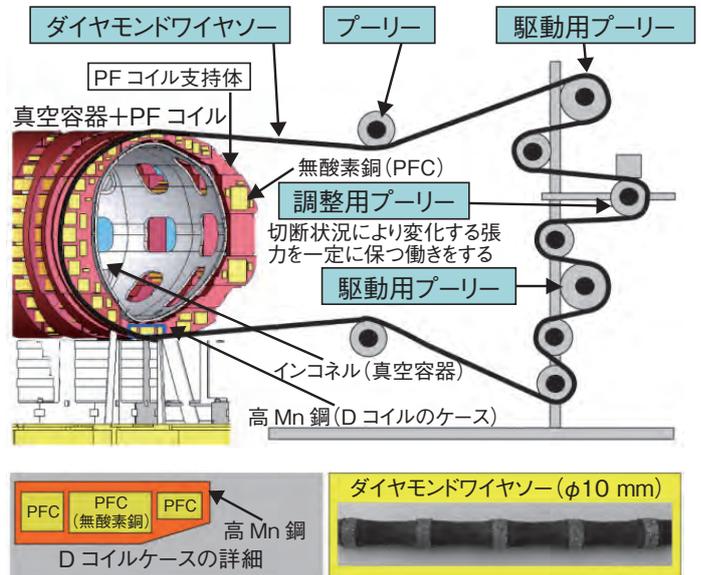


図9-15 ダイヤモンドワイヤソーシステム

ダイヤモンドワイヤソーはダイヤモンドチップが埋め込まれたφ10mmのワイヤです。冷却水を用いることなく、汚染水がない乾式で、異種金属を効率良く切断できました。

にはこの補強溶接部を切断する必要があり、この狭隘な場所で難削材の高マンガン(Mn)鋼を切断するため、小型でかつ分解して持ち込んだあと、狭隘部での再組立てが可能な専用のフライス加工機を開発し、この課題を解決しました。一方、TFコイルを撤去した真空容器とPFコイルの一体構造体の重量は約320 tもありました。建屋クレーンの定格荷重は250 tであり、この制限を超えないように、この一体構造体を二分割する必要がありました。真空容器の材質は、難削材のインコネル、PFコイルは無酸素銅と高Mn鋼の固定材からなる複雑な構造体であり、二分割のためには、異種金属を同時に切断する必要がありました。3種類の金属と同じ試験体の切断を実施した結果、冷却水を用いない乾式ダイヤモンドワイヤソーにより、一括切断が可能であることを見だし、汚染水を発生しないで、この二分割を実現しました(図9-15)。

これらの解体工法を用いることによりTFコイルの吊り出しや真空容器の切断等の主要作業を効率良く安全に行うことができました。このJT-60 トカマクの解体の実績は、核融合研究施設以外の原子力関連施設の解体に対してもノウハウになると考えております。

●参考文献

Ikeda, Y., Okano, F. et al., Safe Disassembly and Storage of Radioactive Components of JT-60U Torus, Fusion Engineering and Design, vol.89, issues 9-10, 2014, p.2018-2023.

9-6 高精度な Nb₃Sn 超伝導コイルの製作方法を確立 — プラズマの精密制御に向けた JT-60SA 用中心ソレノイドの開発 —

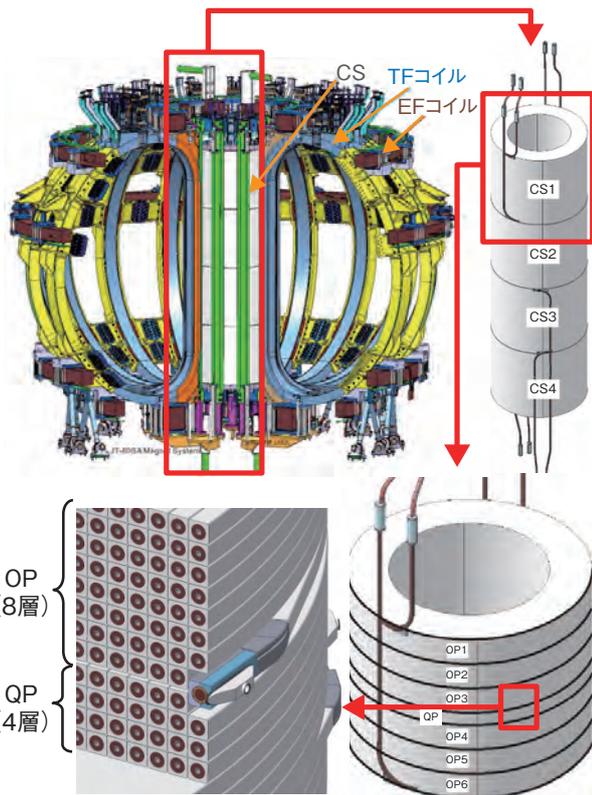


図9-16 JT-60SA 用中心ソレノイド

JT-60SA の中心ソレノイド (CS) は、四つのモジュール (CS1 ~ 4) から成り、各モジュールは六つの 8 層コイル (OP1 ~ 6) と一つの 4 層コイル (QP) で構成されます。

JT-60SA 装置の開発の一環として、超伝導コイルの製作を進めています。JT-60SA は D 型のトロイダル磁場 (TF) コイル、同心円状の中心ソレノイド (CS) 及び平衡磁場 (EF) コイルから構成され (図 9-16)、TF コイルは欧州、CS と EF コイルは日本でそれぞれ製作が進められています。

TF コイルと EF コイルは、発生磁場が約 6 T と低いいためニオブチタン (NbTi) 導体を使用されています。NbTi は変形に強く加工性が高いという長所を持つ一方、高磁場の環境では使用できません。そのため、約 9 T と高磁場で運転される CS はニオブスズ (Nb₃Sn) 導体を用いて製作されます。

Nb₃Sn は非常に脆く変形により超伝導特性を失うため、超伝導体となった Nb₃Sn 導体を曲げてコイルに成形することはできません。そこで、ニオブ (Nb) とスズ (Sn) の化合前に所定の形状に成形し、その後熱処理を実施し超伝導体である Nb₃Sn を生成します。加えて熱処理後に行う電気絶縁処理は導体に過度な変形を加えずに実施しなければなりません。また、プラズマを精密に制御するためには、CS は直径 2 m に対し半径の誤差が 4 mm 以内

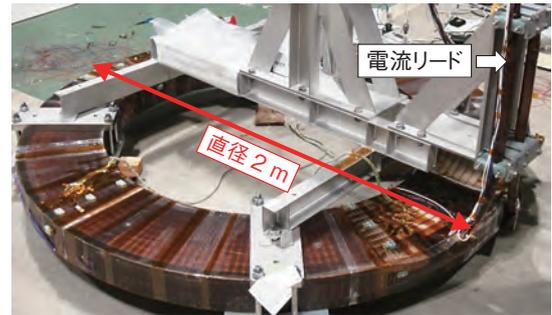


図9-17 CS モデルコイル

CS モデルコイルは、実機 QP と同じ形状の試作コイルです。直径 2 m, 4 層 40 ターンのコイルで性能確認試験に使用しました。

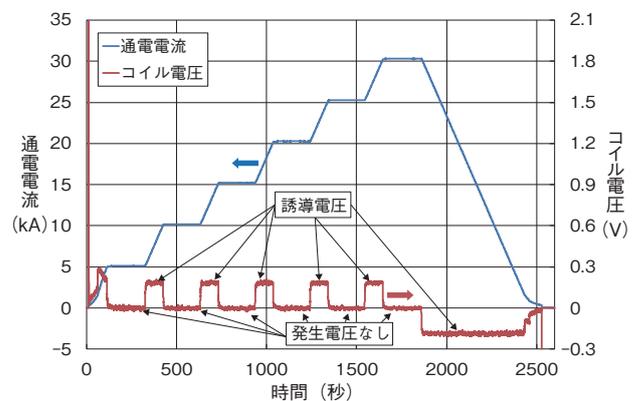


図9-18 CS モデルコイル発生電圧測定

電流変化に伴う誘導電圧のみ観測され、超伝導状態 (発生電圧なし) を維持したまま、最大 30 kA までの通電に成功しました。

の真円度で製作する必要があります。このように、CS 製作には Nb₃Sn 導体を扱う特有の高い技術力に加えて、高精度でコイルを製作する方法の開発が要求されました。

そこで、導体剛性と曲率から必要な加工量を決定し曲げ加工を行う巻線装置、導体剛性のばらつきに起因する曲率のずれを逐次補正する巻線手順により精度良く導体成形する方法を開発しました。また、熱処理したコイルを上下方向に広げることで、導体に過度な変形を加えずに絶縁処理のスペースを確保する装置を開発し、加えて絶縁厚さを適正に管理することにより、巻線精度を保ったまま絶縁処理を行うことを可能にし、許容誤差 (4 mm) を満たす 1.6 mm の巻線精度でコイルを製作する方法を確立しました。これらの装置・手順を用いて、CS モデルコイル (図 9-17) を製作し、その性能確認試験を実施しました。

この結果、JT-60SA で要求される定格 20 kA の 1.5 倍である 30 kA までの電流を超伝導状態を維持したまま通電することに成功しました (図 9-18)。すなわち、開発した製作装置・製作手順により JT-60SA の CS が製作できることを確認しました。今回の成果を受けて、JT-60SA の CS 実機製作を開始しました。

●参考文献

Murakami, H. et al., Development and Test of JT-60SA Central Solenoid Model Coil, IEEE Transactions on Applied Superconductivity, vol.24, no.3, 2014, p.4200205-1-4200205-5.

9-7 2周波数ジャイロトロンの世界最高性能を実現 — JT-60SA 電子サイクロトロン共鳴加熱装置向けに開発 —

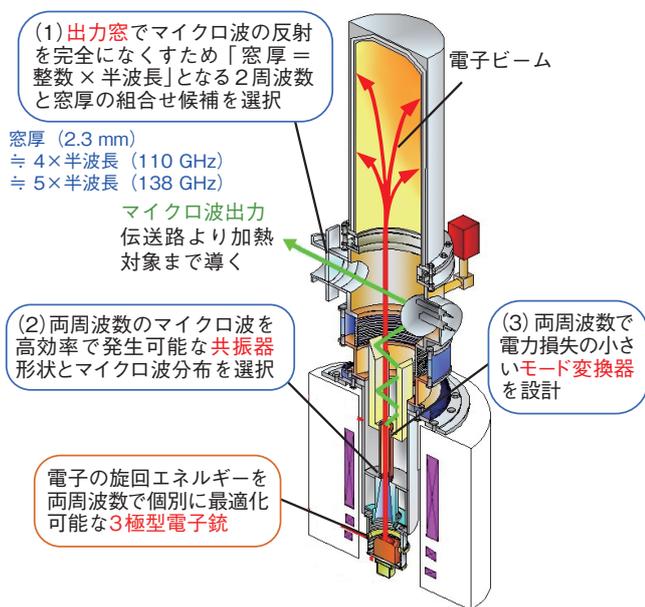


図9-19 2周波数で高性能を得るジャイロトロン設計のポイント
三つの工夫（ 枠）により二つの周波数の両方で高効率と低損失を実現し、3極型電子銃で最適な電子の旋回エネルギーを見いだしました。

臨界プラズマ試験装置（JT-60）を超伝導化改修するJT-60SAでは、マイクロ波をプラズマに入射し、電子サイクロトロン共鳴加熱（ECH）により、高性能プラズマの生成・維持の研究を行います。ECHでは、マイクロ波の周波数に対応した磁場強度の位置で局所的な加熱が可能です。従来、大電力マイクロ波源ジャイロトロンは、単一周波数でのみ長時間出力が可能で、プラズマを閉じ込める磁場強度を変化させた場合に、適切な加熱位置を選べませんでした。そこで、2周波数を切り替え可能なジャイロトロンを開発しています。

今回、三つのポイントに着目して2周波数ジャイロトロンを設計しました（図9-19）。(1)出力窓で反射するマイクロ波を完全になくすため、窓厚を半波長の整数倍とし(2)共振器で、電子銃から出力した電子ビームのエネルギーを高い効率でマイクロ波に変換できる周波数とマイクロ波分布の組を選択する必要があります。この条件を2周波数で満たす組み合わせとして、窓厚2.3 mmとし、周波数110 GHzと138 GHzを選択し、共振器形状を最適化した結果、両周波数で高い効率を得られる条件を見つけました。さらに、(3)発生したマイクロ波

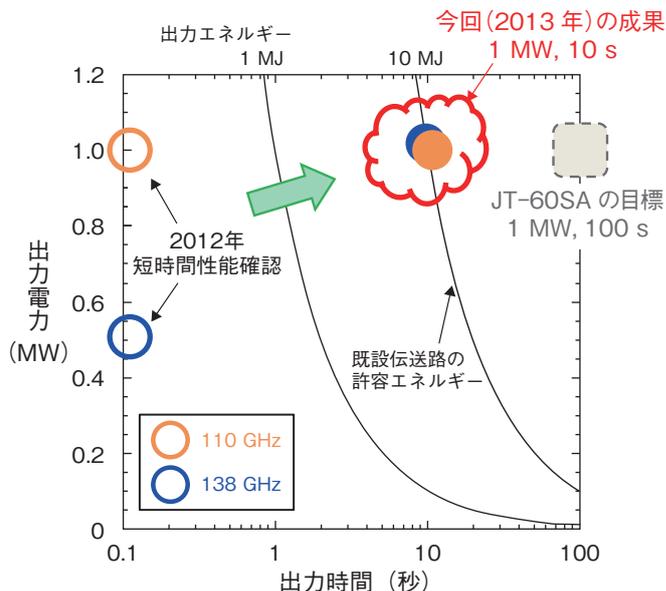


図9-20 高出力長時間化の進展と目標値
2周波数ジャイロトロンとして世界最高性能となる両周波数で1 MW、10秒のマイクロ波出力を実現しました。

を送りに適した分布に変換するモード変換器の形状を工夫し、変換損失を低減しました。以上により、損失電力による機器の過熱を起こすことなく、長時間高出力が見込める設計ができました。

また、設計どおりの高いマイクロ波発生効率を得るには、電子ビーム中の電子の旋回エネルギーを最適な条件とする必要があります。今回開発したジャイロトロンは、3極型と呼ばれる電子銃を用いることで、周波数ごとに電子の旋回エネルギーを調整できる特徴を有します。これにより、2極型電子銃（実績 ロシア, 0.95 MW/140 GHz, 0.85 MW/105 GHz）では実現できなかった高い効率が、両方の周波数で得られました。その結果、定格出力電力（1 MW）を二つの周波数で10秒間出力することに成功し（図9-20）、世界最高性能を実現しました。

さらに、モード変換器での損失とそれによる発熱が設計通り小さいことを確認しました。今回は伝送路（出力窓から出力したマイクロ波を加熱対象まで導く機器）の冷却能力不足で出力時間が制限されましたが、今後、JT-60SAに向けて伝送路の改良を行うことで、目標である1 MWで100秒間の出力を達成できる見通しを得ました。

●参考文献

Kobayashi, T. et al., Dual Frequency ECRF System Development for JT-60SA, Fusion Science and Technology, vol.63, no.1T, 2013, p.160-163.

9-8 回転するプラズマの安定性解析モデルの精密化 —運動論的電磁流体力学モデルへの回転効果の導入—

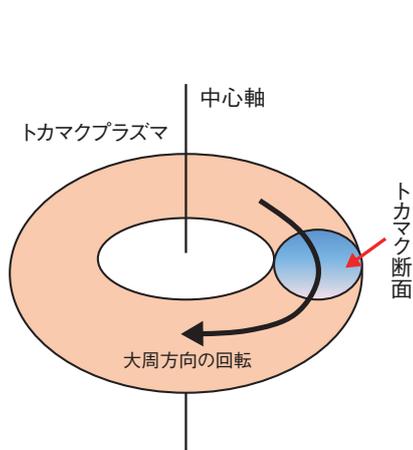


図9-21 トカマクプラズマの概観図とプラズマの回転
大周方向へ回転しているトカマクプラズマを表しています。トカマクプラズマは中心軸に対し回転対称性をもちますので、トカマク断面に着目します。

ITER 研究を補完しトカマク型原型炉実現の基盤を構築すべく、那珂核融合研究所において JT-60SA 装置の建設が進められています。トカマクプラズマの圧力が高いほど核融合出力が大きくなるため、JT-60SA 装置では高圧力プラズマの閉じ込めを目指しています。しかし、圧力を上げていくと、抵抗性壁モード (RWM: Resistive Wall Mode) が不安定になるため、到達できる圧力が制限されます。ドーナツ状プラズマの大周方向の回転 (図 9-21) が RWM を安定化させることが知られていますが、回転に加えて、プラズマを構成する各粒子の運動に起因する効果が重要であることが明らかになっています。

粒子運動の効果を解析するための理論的枠組のひとつに、運動論的 MHD モデルがあります。従来の運動論的 MHD モデルでは粒子運動を記述する際に、プラズマが止まっていると仮定していましたので、粒子運動も回転するプラズマの影響を受けることに着目しました。例えば、回転している円盤の中心から外にボールを転がすと、ボールにあたかも力が働いているように見えるコリオリ力や、カーブを曲がるときに感じる遠心力が粒子運動に影響を与えます。上記の効果を考慮して運動論的 MHD モデルの再定式化を行ったところ、粒子運動が回

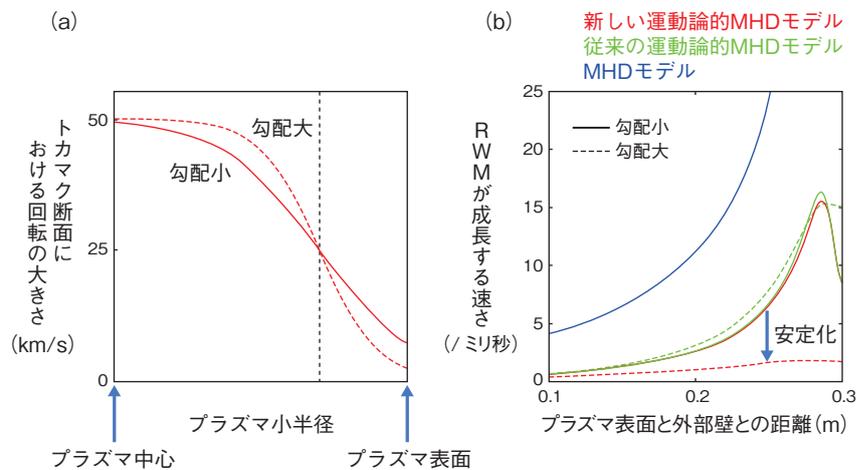


図9-22 (a) トカマク断面における回転分布 (b) RWM が成長する速さ
様々なモデルによる RWM が成長する速さを表します。新しい運動論的 MHD モデルでは、回転の勾配増加に伴い RWM が安定化されています。

転するプラズマの影響を受けることにより、RWM のエネルギーが粒子運動と共鳴して減少することが明らかになりました。

新しく導出したモデルを用いて RWM の安定性を調べました。図 9-22(a) は、トカマク断面における回転の分布を表しており、RWM と粒子運動のエネルギーのやり取りが多いところの回転の大きさは一定にしつつ、回転の勾配を増やしている様子を示しています。図 9-22(b) は、プラズマと外部壁の間の距離を変えて、RWM が成長する速さを様々なモデルに対して調べた結果を表しています。図 9-22(b) の \rightarrow は図 9-22(a) の回転勾配の増加に対応していますので、新しい運動論的 MHD モデルでは、回転の勾配が増加することにより RWM が安定化されていることが分かります。本成果により、RWM を安定化するために最適な回転分布を設計することが可能になり、高圧力プラズマ閉じ込め研究に貢献することができます。

本研究は、独立行政法人日本学術振興会科学研究費補助金 (No.24760708) 「高ベータ・プラズマにおける抵抗性壁モードに対する運動論効果の解明」の成果の一部です。

●参考文献

Shiraishi, J. et al., On Kinetic Resistive Wall Mode Theory with Sheared Rotation, Plasma and Fusion Research, vol.9, 2014, p.3403027-1-3403027-4.

9-9 核融合炉の安全な運転停止シナリオの確立を目指して —高エネルギー逃走電子のシミュレーションコードの開発—

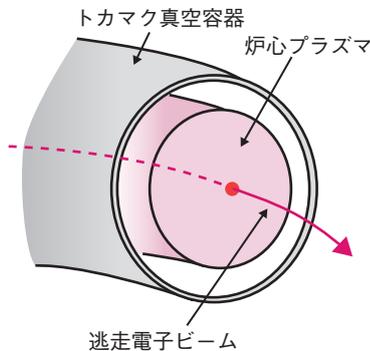


図9-23 炉心プラズマと逃走電子ビームの模式図

トカマク装置のディスラプション時に、炉心プラズマ内部に強い電圧が発生し、電子が加速されることにより、「逃走電子」と呼ばれる高エネルギー電子ビームが観測されることがあります。

トカマク方式の核融合炉では、炉心プラズマの閉じ込めに不可欠な電流が何らかの原因で遮断される「ディスラプション」と呼ばれる現象を生ずることがあります。将来の原型炉や商業炉ではディスラプションがほぼ生じない条件で運転されますが、既存の実験装置では、高性能の運転手法の開発にチャレンジする結果、意図しないディスラプションが起こることがあります。

ディスラプション時には、通常のプラズマ放電では見られない多様な現象が起こるため、それらの現象を物理的に理解することが重要です。特に、プラズマの磁気エネルギーが電子の運動エネルギーに変換されて数1000万 eVまで加速される、「逃走電子」と呼ばれる電子ビーム(図9-23)は、炉壁の損傷を招くおそれがあるためトカマク炉の安全な停止手法を確立するための喫緊の研究課題です。しかし、その発生メカニズムに関する研究はまだまだ緒に就いたところです。従来の研究では、ディスラプション時に生ずる磁場の乱れを比較的単純なモデルで扱って逃走電子との相互作用を調べてきました。本研究では、ディスラプション時に生ずる磁場の乱れの空間構造を考慮した精緻なモデルに基づいて高エ

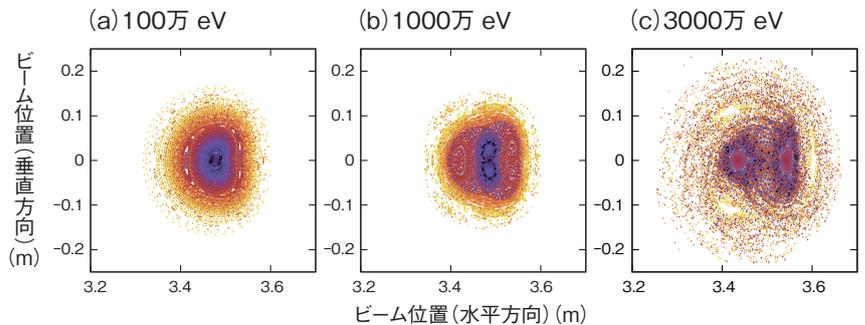


図9-24 磁場の乱れを加えたときの高エネルギー電子軌道のシミュレーション
各点は、電子がトカマク装置のある小断面を通過する位置をトーラスを周回するたびにプロットしたもので、電子と軸の距離で色分けしています。(a)磁場の乱れがあっても同心円状の構造を保っており、電子軌道があまりずれないことを示します。(b)磁場の乱れの効果により、不安定な軌道が形成されます。(c)エネルギーが高まると、不安定性により軌道がランダムになり、軸から大きく外れた電子軌道が生じます。

ネルギー電子の軌道を解析するシミュレーションコードを開発し、逃走電子の振るまいを調べました。

開発したコードを用いてJT-60U装置クラスのディスラプションで発生する逃走電子の振るまいを解析した結果、ビームを構成する電子のエネルギーが数1000万 eVを超えると、電子の軌道が不安定になって散逸するメカニズムが存在することが明らかになりました(図9-24)。従来の研究では、電子が高エネルギーになるほど遠心力によって磁力線から外れた軌道をとるため磁場の乱れを感じにくく、電子の軌道はほぼ同じところに留まると考えられてきましたが、今回、ディスラプション時の磁場の乱れの空間構造を考慮した計算により、電子が高エネルギーになるほどその軌道が大きく乱れて散乱するという新たな知見を得ました。このような大ききずれは、乱れた磁場のゆらぎの周波数と高エネルギー逃走電子の運動の周波数の違いから生ずる干渉によるものです。

以上の知見は、ディスラプション時の逃走電子発生メカニズムの解明の足掛かりになるもので、ITERや原型炉におけるディスラプション・逃走電子制御の物理的基盤の構築に貢献する成果です。

●参考文献

Matsuyama, A., Yagi, M. et al., Stochastic Transport of Runaway Electrons due to Low-Order Perturbations in Tokamak Disruption, JPS Conference Proceedings, vol.1, 2014, p.015037-1-015037-4.

9-10 核融合炉の燃料をどうやって取り出すか —核融合炉ブランケットにおけるトリチウム回収の研究—

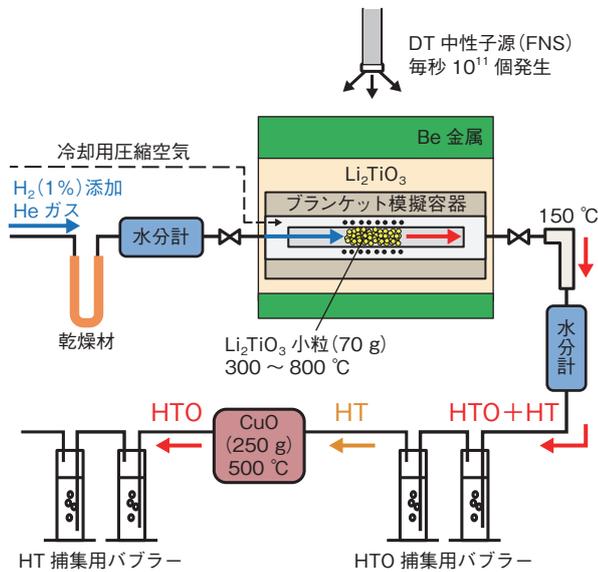


図9-25 FNSのトリチウム回収実験体系

ブランケット模擬体系内に Li_2TiO_3 小粒を充てんしたブランケット模擬容器を挿入し、DT中性子を照射しながら Li_2TiO_3 小粒内に生成したトリチウムをスイープガスで回収しました。

核融合炉では、重水素(D)と三重水素(トリチウム:T)の核融合反応によって発生するDT中性子のエネルギーを熱に変換します。核融合炉では炉心プラズマ周囲にリチウム(Li)化合物を装荷したブランケットを設置し、中性子とLiとの核反応により燃料であるトリチウムを作り出します。ブランケット内のトリチウムをどうやって取り出すか、取り出されたトリチウムがどのような化学形になっているかを明らかにすることが、核融合炉の開発において重要な課題のひとつになっています。

原子力機構の核融合中性子源施設(FNS)では実際の核融合炉ブランケットで使用するのと同じLi化合物を充てんしたブランケット模擬容器をDT中性子で照射し、作り出されたトリチウムの回収特性に関する研究を行っています。

チタン酸リチウム(Li_2TiO_3)とベリリウム(Be)金属のブロックで組み立てたブランケット模擬体系の中に70gの Li_2TiO_3 小粒を充てんしたブランケット模擬容器を挿入し、体系の外側からDT中性子を照射しました(図9-25)。照射によって作り出されたトリチウムを含んでいる Li_2TiO_3 小粒に1%程度軽水素が含まれている(H_2 -1%)ヘリウム(He)ガス(スイープガス)を吹き流し、

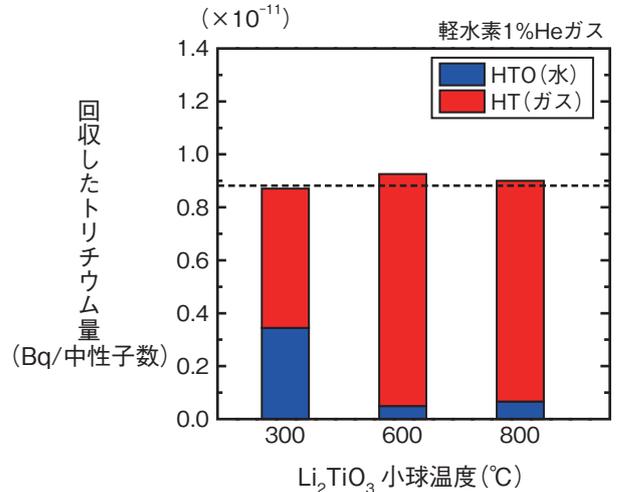


図9-26 トリチウム回収実験結果

Li_2TiO_3 小粒を加熱したときのHTとHTOの回収量の結果です。シミュレーションの結果(-----)と良く一致し、ブランケット内のトリチウムは全量回収できることを世界で初めて明らかにしました。

Li_2TiO_3 小粒内で作り出されたトリチウムを照射しながら取り出しました。スイープガス中の水蒸気濃度を極力低減するため、模擬容器直前にスイープガスを乾燥材に通し、水分計で水蒸気濃度をモニターしました。模擬容器内に取り付けたヒーターで、核融合炉ブランケットで想定される温度範囲まで Li_2TiO_3 小粒を加熱し、温度に対するトリチウム回収特性の違いを調べるとともに、スイープガスを二つの水(バブラー)に通すことにより、ガス成分(HT)と水成分(HTO)に分けて回収しました。

図9-26は Li_2TiO_3 小粒の温度に対する回収したHTとHTOの量を示しています。また点線で示した値は計算機シミュレーションによって求めた Li_2TiO_3 小粒内で作り出されたトリチウム量の値です。実験によるトリチウム生成量とシミュレーションによるそれとは良く一致することから、ブランケット内のトリチウムは乾燥水素ガスを含んだHeガスでほぼ全量回収できることを世界で初めて明らかにしました。また小粒の温度が上がるとともにHTの回収率が上がり、600°C以上ではHTとしての回収が全体の95%以上になることも分かりました。

●参考文献

Ochiai, K. et al., DT Neutron Irradiation Experiment for Evaluation of Tritium Recovery from WCCB Blanket, Fusion Engineering and Design, vol.89, issues 7-8, 2014, p.1464-1468.

9-11 核融合燃料トリチウムの安定供給を目指して —トリチウム増殖材リチウム微小球の新たな大量製造法を確立—

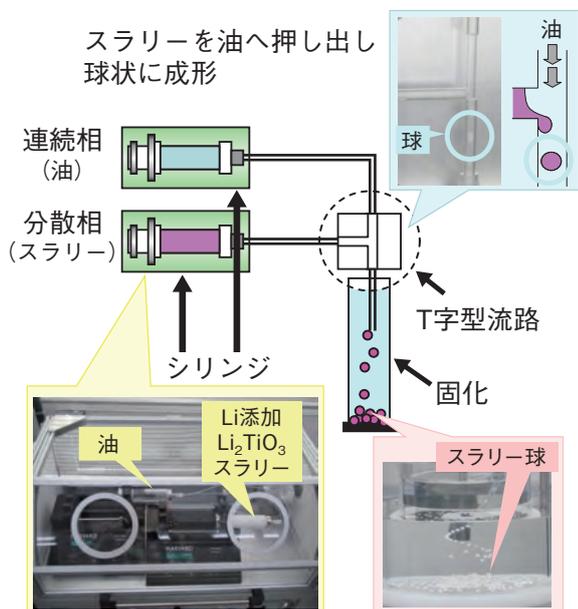


図 9-27 エマルジョン法による増殖材料微小球の製造試験
Li 添加 Li_2TiO_3 原料の粉末を含む液体（スラリー）をゆっくり流れる油の流れの中に押し出して、マヨネーズやボンドの様な粘性を持つスライム状のスラリー球を作ること、微小球を大量製造する手法です。

核融合炉用燃料のトリチウムは、自然界にほとんど存在しないため、トリチウム増殖材料であるリチウム (Li) を含むセラミックスの微小球に中性子を当てて、人工的に製造する必要があります。トリチウム増殖材料としては、トリチウムを取り出しやすいチタン酸リチウム (Li_2TiO_3) が日本の第 1 候補材料です。この Li_2TiO_3 は、高温下で蒸発等により Li が減少して、トリチウムの放出速度が低下する等の材料安定性に課題がありました。

そこで、高温下で長時間使用しても化学的に安定な、あらかじめ Li 含有量を多くした Li 添加 Li_2TiO_3 の微小球製造技術開発を、幅広いアプローチ活動を中心として実施しました。微小球製造法としては、セラミックスのミクロンサイズ微粒子の大量製造法として様々な造粒法を試行した結果、エマルジョン法に着目し、世界で初めてミリサイズの微小球製造に成功しました(図 9-27)。

シリンジ (注射器) の一方には油を、もう一方には原料となるスラリー (Li 添加 Li_2TiO_3 原料粉末を含む液体) を充てんします。スラリーの流速を油より遅くすることで、T 字流路でスラリーを油により球状にせん断します。このスラリー球を不活性ガス雰囲気中で、

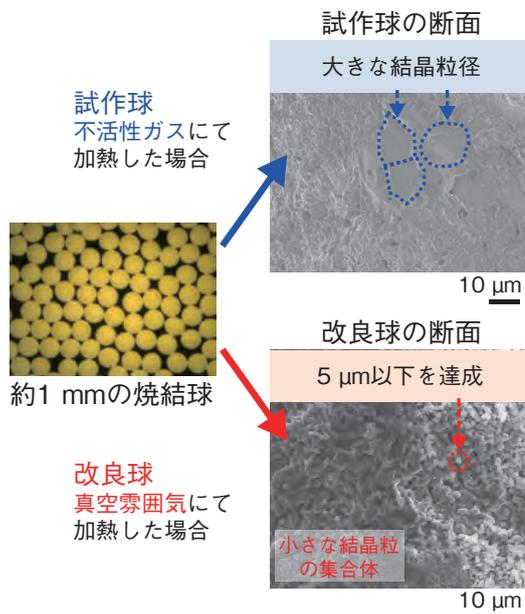


図 9-28 焼結雰囲気の違いによる微小球の結晶粒径の改善
焼結球は小さな結晶 (粒) の集合体で、結晶粒径はその大きさを示します。試作球は大きな結晶粒でしたが、真空雰囲気にて焼結球を作ること、トリチウム放出特性に優れている結晶粒径 $5 \mu\text{m}$ 以下の微小球製造に成功しました。

約 $1100 \text{ }^\circ\text{C}$ で焼結し、目標とする直径約 1 mm の試作球を得ることに成功しました。

トリチウムを放出しやすくするため、目標とする結晶の大きさ (結晶粒径) を $5 \mu\text{m}$ 以下としています。この試作球を電子顕微鏡で観察したところ、 $10 \mu\text{m}$ 以上と大きくなっていったことから、次のステップとして、製造条件の最適化を行いました。

結晶粒径が大きくなる原因を調べた結果、エマルジョン法では、スライム状のスラリー球を加熱してセラミックス球にする際に、スラリー球の液体成分から発生する炭酸ガスが作用して結晶粒径が大きくなることが明らかになりました。そこで、加熱時に発生する炭酸ガスを効率的に除去できるように、真空中での加熱処理にプロセスを変更しました。その結果、図 9-28 の写真からも分かる通り、結晶粒径が $5 \mu\text{m}$ 以下の小さな結晶が集まった微小球製造に成功し、製造条件の最適化を達成しました。

本製造法は様々な直径の微小球製造が容易で、真球度が高く、結晶粒径が均一などの優れた特徴を有しており、核融合炉の早期実現に向け、微小球の大量製造技術を確立しました。

●参考文献

Hoshino, T. et al., Development of Fabrication Technologies for Advanced Breeding Functional Materials for DEMO Reactors, Fusion Engineering and Design, vol.87, issues 5-6, 2012, p.486-492.

原子力研究開発を支える計算科学技術

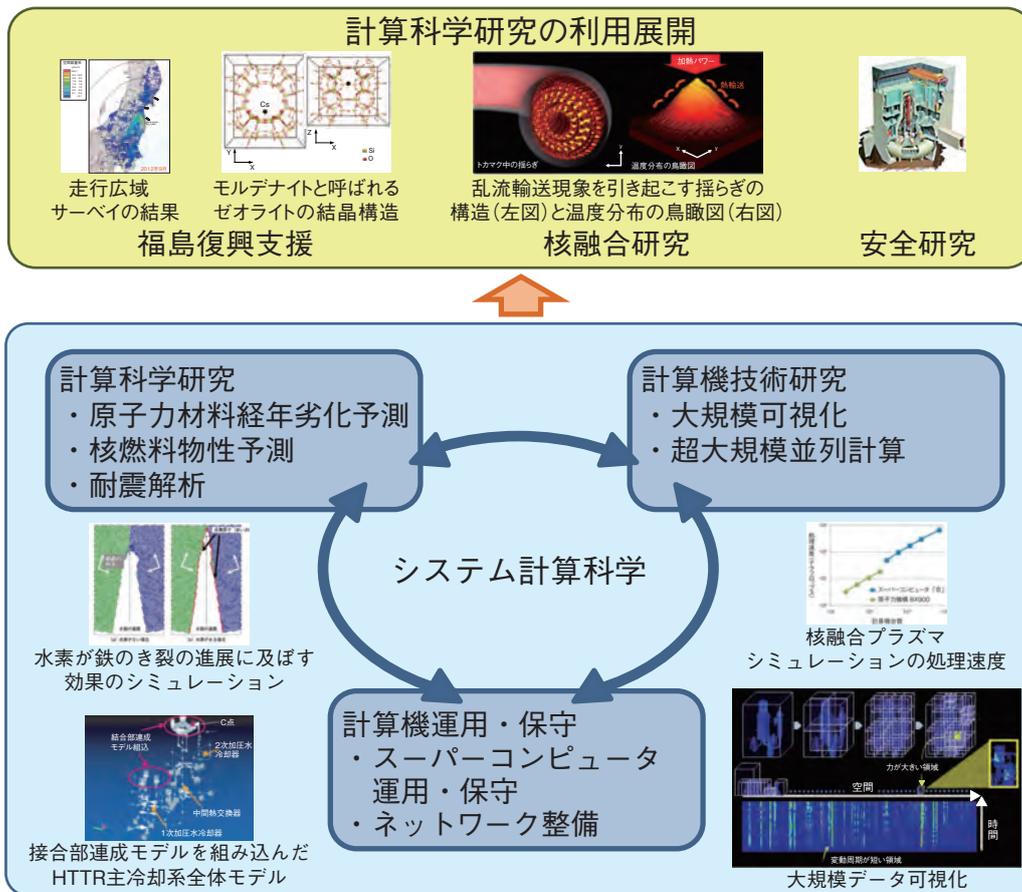


図10-1 計算科学研究と原子力研究開発への成果展開

計算科学研究， 計算機技術研究， 計算機運用・保守を一体として推進し、 成果を福島復興支援や原子力研究に展開しています。

実験や観測が困難な現象の解明や予測に不可欠な計算科学は、理論・実験に次ぐ第三の科学としての役割が期待されています。システム計算科学センターでは、原子力材料経年劣化予測、核燃料物性予測、耐震解析等、最先端計算科学技術を駆使しなければ解決できない原子力分野の重要課題に係る研究を進めるとともに、それら研究に必要となる計算機技術として、大規模可視化や超大規模並列計算等の研究を進めています。また、スーパーコンピュータの運用・保守、ネットワーク整備等、計算機運用・保守も研究と一体となって推進しています。さらに、得られた研究成果は、原子力機構内外機関との連携を通じて、福島復興支援や核融合研究、安全研究などに展開しています(図10-1)。

最初に、研究の成果を福島復興支援のために利用展開している事例を紹介します。第1章トピックス1-5では、地域住民の方々や行政担当者への詳細な情報提供を目指して、環境モニタリング等によって得られた汚染状況の情報を集約、公開する仕組みを構築しています。また、第1章トピックス1-7では、除染の効率化や汚染土壌の減容化に向け、粘土鉱物と放射性セシウム(Cs)の吸着様態及び吸着機構をスーパーコンピュータを用い

たシミュレーションによって明らかにします。

次に、計算科学研究の成果を紹介します。トピックス10-1では、原子炉材料の経年劣化の解析に、計算科学技術を取り入れたことで得られた新しい知見を示します。トピックス10-2では、モンテカルロシミュレーションを用いた新しい原子力施設の地震リスク評価手法に関する研究の紹介をします。計算機技術研究成果としては、新しい高速計算手法を提案した事例をトピックス10-3、10-4に示します。トピックス10-3では、超伝導体が示す熱伝導特性の振る舞いについて、従来は膨大な計算時間が必要なために不可能だった実物スケールのシミュレーションを実施し、トピックス10-4では、超並列計算機の性能を最大限引き出せる手法の開発により、プラズマ乱流の評価・予測に必要なマルチスケールのシミュレーションを実施できるようになりました。

このように私たちは、最先端計算科学研究を原子力研究開発へ展開するとともに、それらを支える計算機技術の研究開発に取組み、分野横断的な研究成果の展開を推進してきました。今後も引き続き原子力分野における計算科学研究を牽引していきます。

10-1 ヘリウムが鉄の粒界割れを促進する —スパコンを用いて粒界結合力低下の法則性を発見—

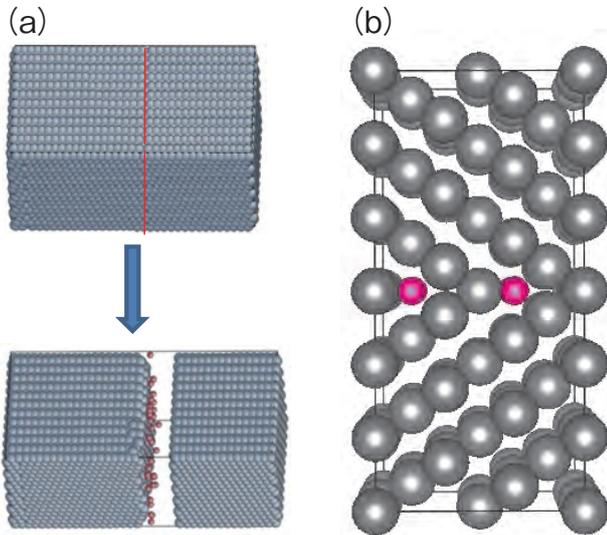


図10-2 粒界結合力の計算手法

粒界結合力は(a)のようにHeが蓄積した粒界面で分離したときの単位面積当たりのエネルギー増加量です。用いた粒界は(b)のように粒界面で対称で対称傾角粒界と呼ばれています。

将来の核融合炉では低放射化フェライト鋼の使用が検討されています。しかしながら、鉄鋼材料を核融合炉の条件下で長い間使用しますと、材料が脆くなることが分かっています。その原因のひとつとして材料の結晶粒と結晶粒の間、すなわち粒界の結合する力が弱くなる現象が挙げられています。核融合炉では高エネルギー中性子が発生します。その中性子と物質の核変換反応によってヘリウム(He)が生成され、それらが粒界にたまと粒界が弱くなるという原因が考えられます。

Heは、バブルとして粒界にたまる場合と、バブルを伴わずに原子としてたまる場合に大別できます。前者は比較的高温の場合に起き、電子顕微鏡で観測できます。後者は比較的低温の場合に起きると考えられますが、実験によってHe原子の位置や量を正確に特定するのは困難です。このような理由から、私たちはバブルが発生しない低温でのHeによる粒界脆化に、原子論的計算科学手法を適用し研究を行っています。

私たちは図10-2(a)に示されたように鉄の粒界が破壊される前後でのシステムの全エネルギーの差を粒界面積

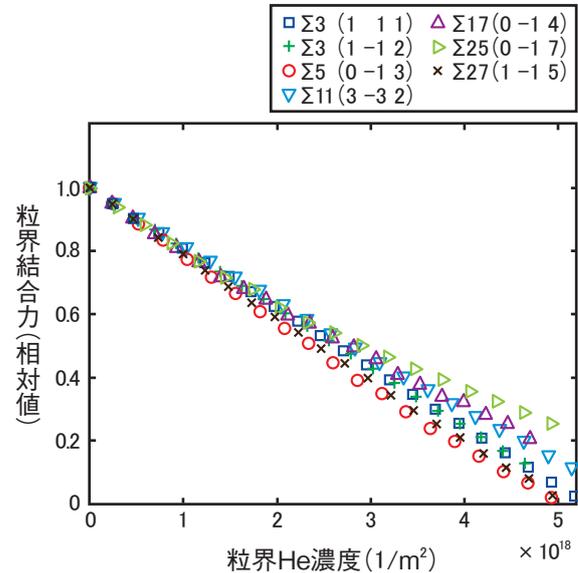


図10-3 粒界結合力とHe量の関係に法則性が現れる

Heが蓄積されるにつれ粒界の結合力は落ちていきます。図はHeがない場合の結合力を1.0とした場合の相対粒界結合力を様々な種類の粒界で計算した結果です。

で割った値を粒界結合力と定義しました。破壊された後のエネルギーが高ければ結合力は高く破壊は起こりにくく、そうでなければ起きやすいこととなります。私たちは計算科学手法でこの粒界結合力を計算しました。

粒界には様々な種類があります。本研究では計算科学に適用しやすい対称傾角粒界(図10-2(b))を用いました。Heがたまりやすい場所やそのHe形成エネルギーは粒界種ごとに異なっています。粒界結合力は、これらの位置にHe(図10-2(b)の●)を人工的に挿入することにより計算しました。図10-3はその結果を示しています。He形成エネルギーは粒界結合力に大きく影響することが分かっていますが、粒界に入っているHeの量が同じであれば、粒界の種類にかかわらずほぼ同様に粒界結合力が低下していくことが分かりました。この結果は非常に重要です。なぜなら様々な物質において粒界がHeによって弱くなる現象を解析するとき、一つの粒界だけを調べておけば近似的にはすべての粒界を解析したことに相当するからです。粒界の種類は無限にありますので、研究を効率的に進められるという点でこの恩恵は大きいと思われま

●参考文献

Suzudo, T. et al., Atomistic Modeling of He Embrittlement at Grain Boundaries of α -Fe: a Common Feature over Different Grain Boundaries, Modelling and Simulation in Materials Science and Engineering, vol.21, no.8, 2013, p.085013-1-085013-8.

10-2 原子力施設の地震リスク評価手法の高度化に向けて —断層モデルと発生頻度予測を組み合わせた地震動生成法の提案—

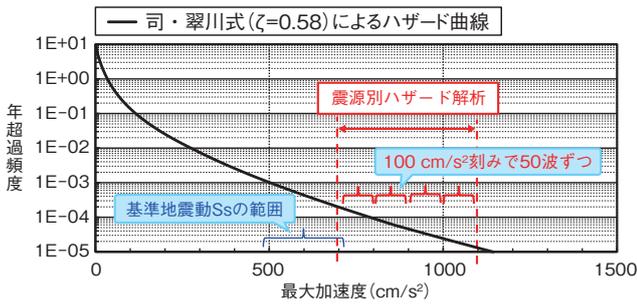


図10-4 距離減衰式に基づく地震ハザード曲線
地震ハザード解析は地震調査研究推進本部の手法に基づいて行い、対象敷地は大洗地区、地震動強さの指標は解放基盤面上の最大加速度としました。地震波作成の対象とするハザードレベルは、設計用の基準地震動Ssを上回り、原子力施設の安全目標である年超過頻度 10^{-5} 程度となる最大加速度 1100 cm/s^2 までの範囲としています。

平均応力降下量	$\Delta\sigma$
ライズタイム比	α_{tr}
高振動数遮断フィルタ	f_{max}
媒質のQ値	C_{Qc}, C_{Qp}
アスペリティ面積比	C_{Sa}
アスペリティ位置	aspX, aspY
破壊開始点位置	startX

表10-1 不確かさを考慮した震源特性
感度解析で最大加速度への影響が大きいことが確認された平均応力降下量や高振動数遮断フィルタを中心に不確かさの大きさを設定しばらつき解析を実施しました。

原子力施設の地震リスク評価は、設計想定を超える地震動の発生可能性を考慮して安全を一層確実にするための強化策として有力な手段であることが期待されています。これまでに私たちが開発してきた三次元詳細解析技術を活用した地震リスク評価手法の高度化の試みとして、モンテカルロシミュレーション (MCS) を用いた地震リスク評価手法の提案を目的とし、研究開発に着手しました。従来の専門分野で分離された評価ではなく、一貫通貫で個々の地震動に対するシミュレーションにより機器の損傷を評価することを目標としています。本手法のメリットは、対象とする機器が損傷しやすい地震動の震源特性の同定、また、機器間の損傷の相関などを直接評価できること等にあります。

はじめに、入力となる地震動の生成法の検討に着手しました。従来の地震リスク評価における地震動生成法は、距離減衰式による地震ハザード等に基づく経験的手法と断層モデルによる物理的手法の大きく二つに分けることができます。前者では地震動の震源特性を十分に反映できないという課題があり、後者では地震動の発生頻度を考慮できないという課題がありました。そこで、これら

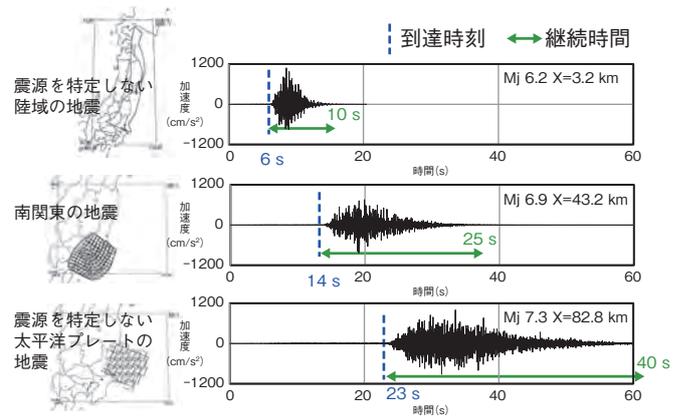


図10-5 採取した地震波の時刻歴波形の例
異なる断層から得られた地震波は互いに異なる地震動特性を有しています。(Mj: マグニチュード, X: 震源からの距離)

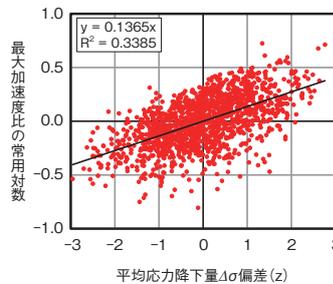


図10-6 震源特性と最大加速度比の関係の例(平均応力降下量)
横軸は震源特性の偏差、縦軸は各地震波の最大加速度の加速度中央値に対する比の常用対数です。勾配が大きいほど最大加速度に対する震源特性の影響が大きいことを示しています。

の課題を解決するために、両者を組み合わせた手法を考案しました。すなわち、対象敷地の距離減衰式による地震ハザードに調和し、かつ断層モデルを考慮した多数の時刻歴波形の集合(地震波群)を作成する手法を提案しました。対象敷地の地震ハザードと地震波作成範囲を図10-4に示します。作成した地震波群は、地震ハザードとの関係が明確であり、更に地震波群の各地震波は互いに異なる震源特性を有しているため、地震波の時刻歴波形と震源特性を結びつけることができるという点で地震リスク評価の精度向上に資することが期待されます。作成した地震波の例を図10-5に示します。

これまでに、原子力機構の大洗地区周辺で起こり得る地震動をMCSで発生させ、発生頻度に応じた地震波を抽出する試みを行いました。不確かさを考慮した震源特性を表10-1に示します。その結果、図10-6に示すように震源特性のうち平均応力降下量や高振動数遮断フィルタは入力の最大加速度への影響が大きいという知見が得られました。このように、震源特性が明らかな地震波群の生成により、原子力施設に影響を及ぼす地震動特性とその要因となる震源特性の分析が可能となりました。

●参考文献

Nishida, A. et al., Characteristics of Simulated Ground Motions Consistent with Seismic Hazard, Transactions of 22nd International Conference on Structural Mechanics in Reactor Technology (SMiRT-22), San Francisco, California, USA, 2013, 10p., in CD-ROM.

10-3 超高速固有値計算による超伝導シミュレーション —実物大シミュレーションを目指して—

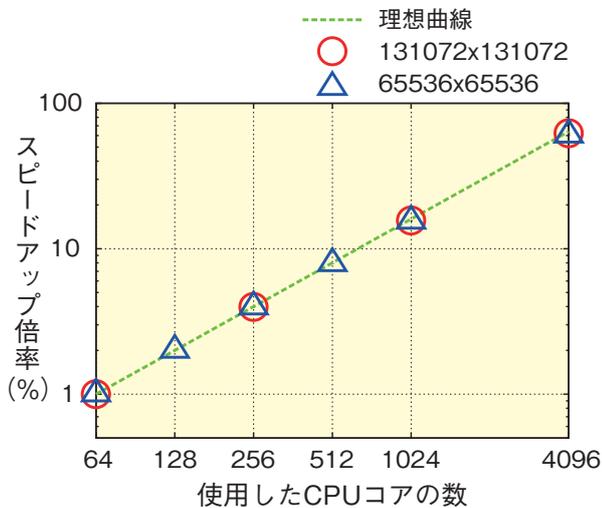


図10-7 超伝導自己無撞着計算コードのスピードアップ倍率。理想曲線と行列サイズ依存性
4096CPU コアを用いてもほとんど理想どおりの並列化効率を有しています。

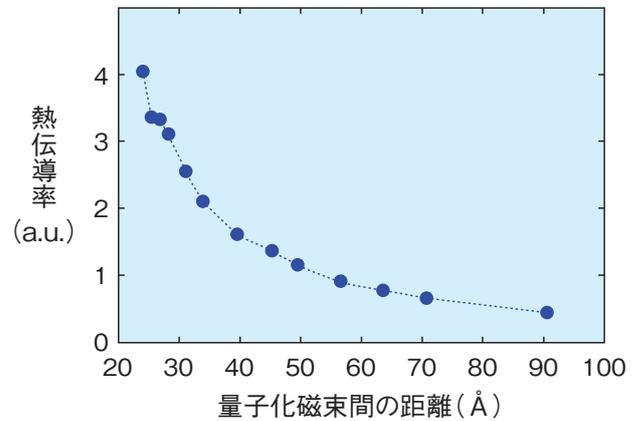


図10-8 超高速な固有値計算によって得られた超伝導体における熱伝導率の磁場依存性
磁場を上げると磁束と磁束の間が狭まっていき、熱伝導率が上昇します。

超伝導とは、ある温度以下で電気抵抗が突然ゼロとなる劇的な現象です。原子力分野では、この特性を活かして核融合炉や加速器等の巨大磁場発生コイル等に应用され、研究開発が盛んに行われています。超伝導を利用したデバイスでは、低損失化や高効率化、更には宇宙空間の強い放射線下等の極限的環境下で長時間動作するなどの自立化が可能になると考えられます。

ナノ超伝導体は、シリコン半導体に替わる新しいデバイスの舞台として注目されており、微小磁場を検出するマイクロ SQUID、単一光子検出器等、様々な応用が考えられています。そのため、超伝導現象を量子力学的に取り扱うシミュレーション技術が重要です。超伝導シミュレーションでは、ハミルトニアン行列の固有値を求めて超伝導秩序変数を自己無撞着に決定する必要があります。しかしながら、実物大のナノ超伝導体の行列サイズは非常に大きく、計算量が膨大になり従来の手法では計算できませんでした。そこで私たちは、最新の大規模並列計算機に特化したアルゴリズムを組み合わせ、超高速に固有値を求めるシミュレーション技術を開発しました。

私たちは、自己無撞着計算には超並列版チェビシェフ多項式展開法、物理量計算には櫻井一杉浦法を用いて、世界最大級のサイズの超伝導シミュレーションを実施することに成功しました。その際、並列数が大きいときに

表れてくる律速箇所を特に考慮して高速化及び並列化を行い、4096CPU コア並列においてもパフォーマンスの落ちない(図10-7)コードの開発を行いました。このコードを用いることで、従来の方法では非常に時間がかかる熱伝導率の磁場依存性を高速に求めることができました(図10-8)。

私たちは、ナノ超伝導体のような物理量の計算には、指定した範囲の固有値を高速に求めることのできる櫻井一杉浦法が非常に有用であることを明らかにしました。私たちのシミュレーションコードは、その高並列性からスーパーコンピュータ「京」を超えるエクサスケールの次世代スーパーコンピュータにおいても性能を発揮するであろうと予想されます。

本研究成果で開発した計算コードとスーパーコンピュータを組み合わせることで、今後実物大の超伝導デバイスのシミュレーションが可能となり、効率の良いデバイス形状探索や新しいデバイスの提案等が行われることで機能材料研究の幅が大きく広がることが期待されます。

本研究は、独立行政法人日本学術振興会科学研究費補助金 (No.24340079) 「フェルミ面トポロジーが生み出す非従来型超伝導の最適化に関する理論研究」の成果の一部です。

●参考文献

Nagai, Y. et al., Numerical Construction of a Low-Energy Effective Hamiltonian in a Self-Consistent Bogoliubov-de Gennes Approach of Superconductivity, Journal of the Physical Society of Japan, vol.82, no.9, 2013, p.094701-1-094701-10.

10-4 10万倍の時空間分解能を実現する超並列計算手法 —「京」が切り拓くマルチスケール核融合プラズマ乱流—

二次元空間に関する転置通信は一つのセグメント内で行う

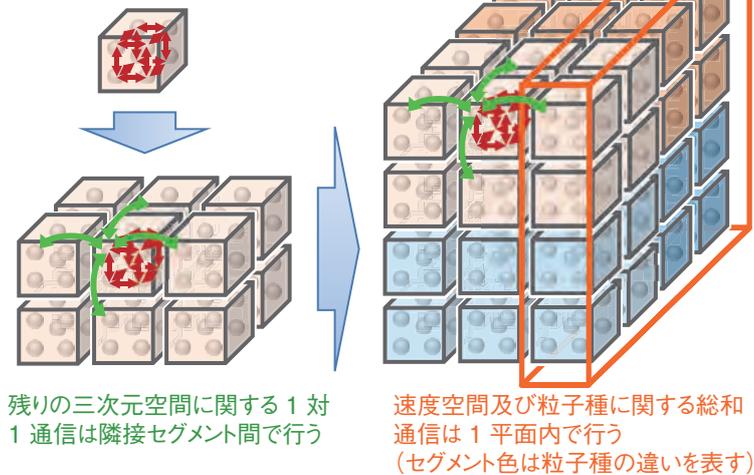


図10-9 「京」の三次元ネットワークにおける五次元空間通信最適化核融合プラズマ乱流の五次元空間計算における転置・1対1・総和といった様々な計算機間通信を最小化するために、五次元空間をいくつかのセグメントに区分けして三次元ネットワーク上に配置する手法を開発しました。これにより、通信時間の大幅な改善に成功しました。

核融合プラズマの性能は電磁的な揺らぎが引き起こす乱流輸送に大きく左右されるため、その解析は核融合研究の中心的課題のひとつです。プラズマ乱流の数値解析では、五次元位相空間（三次元位置×二次元速度）における燃料プラズマの時間発展を追跡するため大規模計算が必要です。

従来は、電子系揺らぎ（波長約0.5 mm，周波数約400 kHz）とイオン系揺らぎ（波長約20 mm，周波数約10 kHz）を別々に扱えると仮定した単一スケール解析が行われてきましたが、その仮定は自明ではなく、両スケール間の相互作用の有無を明らかにすることが課題でした。両者の波長，周波数を同時に取り扱うマルチスケール解析では、約10万倍の時空間分解能が必要とされます。このマルチスケール解析を実現するためには、スーパーコンピュータ「京」（以下、「京」）のようなペタスケール超並列計算機の登場を待たなければなりません。さらに、「京」の演算性能を最大限に引き出す超並列計算手法を開発する必要性がありました。

「京」は複数の計算機をネットワークで接続した分散型並列計算機のため、ボトルネックとなる計算機間通信の効率化が重要となります。プラズマ乱流の五次元空間計算を並列実行するには様々な種類の通信が発生します。これらの異なる通信パターンに対しネットワーク配置のトレードオフを調査し、「京」における通信最適化

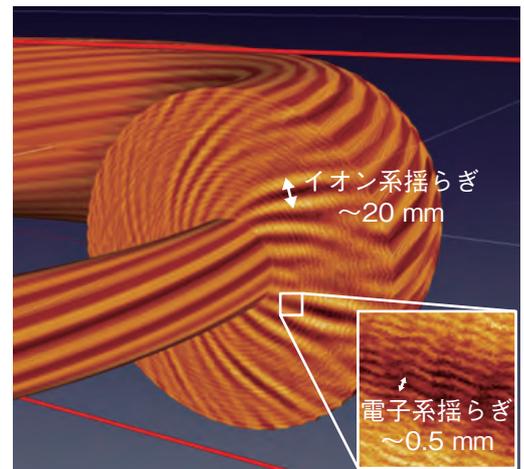


図10-10 マルチスケール核融合プラズマ乱流における静電ポテンシャル揺らぎ
従来は解析不可能だった、電子系揺らぎ（拡大図中に表示）とイオン系揺らぎ（全体図中に表示）を統一的に扱うマルチスケール乱流シミュレーションを実現し、二つの揺らぎ間の相互作用の解析を可能としました。

手法を新たに開発しました。鍵となる着想は、それぞれの通信に関与する計算機を近接かつ独立になるように五次元空間を複数のセグメントに区分けしてネットワーク上に配置すること（図10-9）で、これにより60%超の大幅な通信時間削減に成功しました。さらに、「京」全システム規模の60万並列における0.78ペタフロップス（＝1秒間に 7.8×10^{14} 回の演算）という高い演算性能を達成し、電子/イオン系乱流を同時に扱うマルチスケール核融合プラズマ乱流解析を実現しました（図10-10）。これより、従来は別々に扱えると考えられてきた電子/イオン系乱流において、両スケール間の相互作用が存在し、それにより単一スケール解析とは異なる波長の揺らぎが乱流輸送を支配することが明らかになりました。本成果は国際会議（The International Conference for High Performance Computing, Networking, Storage and Analysis: SC13）におけるベストポスター賞をはじめ、国際的に高く評価されています。

本研究は、文部科学省「HPCI戦略プログラム分野4次世代ものづくり」の一部として実施した「次世代計算科学ソフトウェアの革新的アルゴリズムの創生と核融合プラズマ流体解析への応用」及びG8多国間国際研究協力事業「エクサスケール・コンピューティングにおける核融合シミュレーション(NuFuSE)」の支援に基づく成果です。

●参考文献

Maeyama, S., Idomura, Y. et al., Computation-Communication Overlap Techniques for Parallel Spectral Calculations in Gyrokinetic Vlasov Simulations, Plasma and Fusion Research, vol.8, 2013, p.1403150-1-1403150-8.

原子力平和利用を支える核不拡散・核セキュリティに関する技術開発・人材育成

原子力機構は、国内外の関係機関と連携し、核不拡散・核セキュリティに関し、以下の技術開発・人材育成を実施しています（図11-1）。

日本のための、そして世界のための核不拡散技術開発

革新的原子炉及び燃料サイクルに関する国際プロジェクトや第四世代原子力システム国際フォーラムに参加し、核拡散抵抗性の概念や評価手法の検討を実施しています。米国エネルギー省（DOE）と核不拡散・核セキュリティの高度化に向けた共同研究を実施しており、第26回年次調整会合（2014年3月）では新規プロジェクトの署名、新たな研究テーマの検討を行いました。東京電力株式会社福島第一原子力発電所（1F）事故で溶融した炉心燃料等に対して、核物質と随伴する核分裂生成物の γ 線測定による核物質質量間接測定技術の開発を実施しています。シミュレーション解析によって溶融燃料を収納した容器から漏れいする γ 線特性解析などを実施しました。また、最終処分の幅広い選択肢を確保する観点から高レベル放射性廃棄物の代替処分オプションとしての使用済燃料直接処分施設に適用される保障措置技術開発についても実施しています。

技術的知見・経験をベースとした国際貢献

国際的な核実験監視体制の確立に向けて、包括的核実験禁止条約（CTBT）国際監視制度施設や国内データセンター（NDC）の暫定運用を実施しています。北朝鮮の核実験由来と考えられる放射性セシウムを2013年4月に高崎観測所で検出した際には、NDC独自の解析によりCTBT国内運用体制に基づく政府の評価に貢献しました。

技術的知見に基づいた政策立案支援

我が国における本分野のシンクタンクとして、核燃料

サイクルのバックエンドにおける核不拡散・核セキュリティの検討を実施しています。特に、使用済燃料の直接処分オプションに関して、処分計画が先行しているフィンランド及び国際原子力機関（IAEA）における保障措置・核セキュリティ対応について往訪調査及び文献調査を実施し、最終処分場で検討されている保障措置等の制度面での課題について検討を行いました。

原子力機構が計画する核物質輸送及び研究炉燃料に係る業務支援

各拠点が行う核物質輸送を的確に支援するとともに、自らの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。こうした活動の中で、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。

核セキュリティに係る新たな取組みの実施

2010年4月の核セキュリティ・サミットでの政府表明に基づき、アジア地域を中心とした人材育成支援、基盤整備支援を行う当時の核不拡散・核セキュリティ総合支援センターを原子力機構内に設置しており、核セキュリティや保障措置に関するトレーニング等には、2013年度は国内外から約500名（うちアジア諸国等からの参加者は約320名）が参加しました。

また、日米協力も活用し、核物質計量管理の高度化に資する測定技術や核検知・核鑑識技術の開発を継続し、より正確で信頼性の高い技術を確立することにより、国際貢献を支援していきます。なお、トピックス11-1は、核セキュリティに関して、より効果的に核物質防護対策を行うための研究についての一例です。

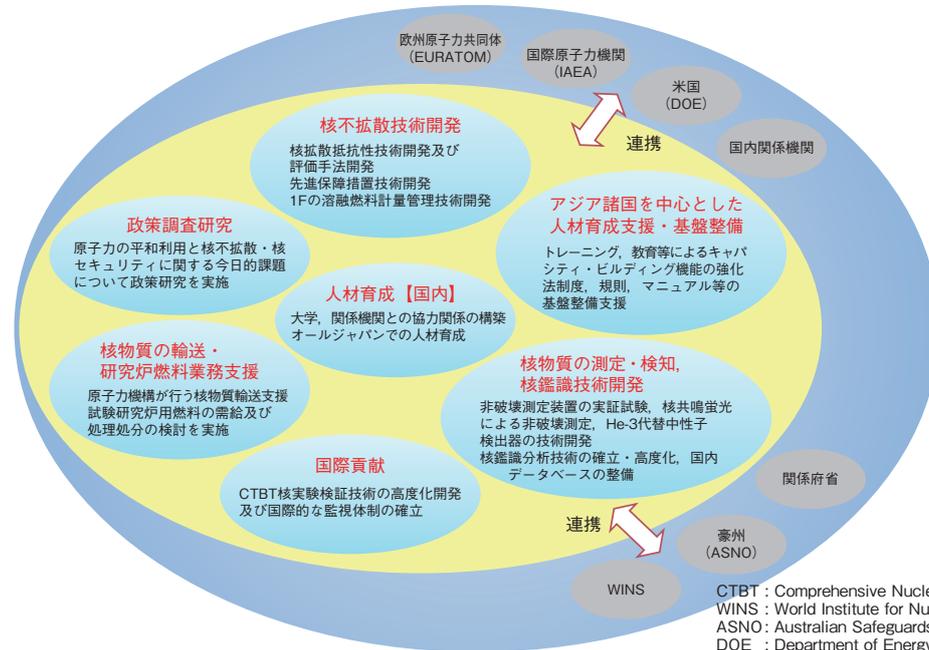


図11-1 核不拡散科学技術開発分野
保障措置や核鑑識・検知技術開発、政策的な調査・分析、アジア地域を中心とした人材育成・基盤整備支援及びCTBT国際監視施設等の暫定運用等を通じて国内外の核不拡散・核セキュリティの強化に一層、貢献していきます。

CTBT：Comprehensive Nuclear-Test-Ban Treaty（包括的核実験禁止条約）
WINS：World Institute for Nuclear Security（世界核セキュリティ協会）
ASNO：Australian Safeguards and Non-proliferation Office（豪州保障措置・核不拡散局）
DOE：Department of Energy（米国エネルギー省）

11-1 原子力施設の核物質防護性能を確率的に表現する — 敵対者の行動を考慮した原子力施設の防護性能の定量化手法 —

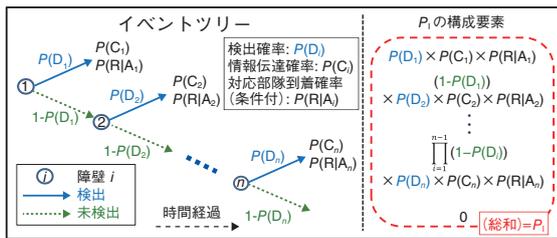


図 11-2 EASI での P_1 の計算イメージ
 n 個の障壁での敵対者の行動シナリオを示したイベントツリーと各障壁で敵対者を検知した際の P_1 の構成要素です。 P_1 はすべての障壁で対応部隊が異常事態に対応する総確率です。

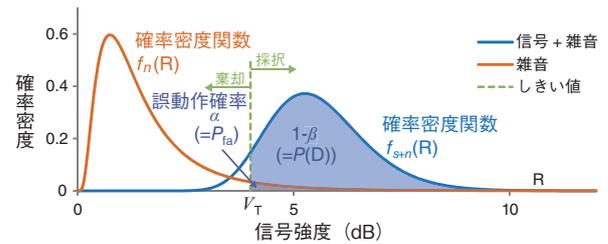
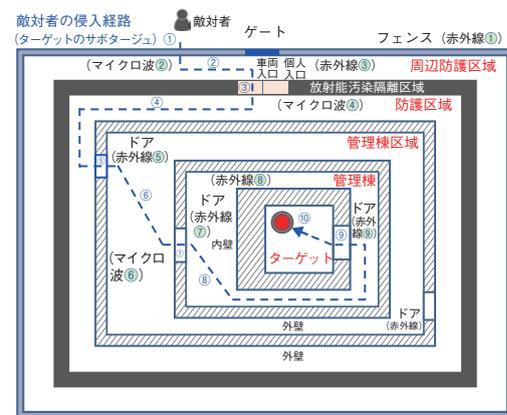


図 11-3 仮想のセンサの動作イメージ
しきい値を超える信号強度の領域では、敵対者が居るとしてセンサが作動します。第 2 種過誤 (β) を用いると、 $P(D)$ は $1-\beta$ となります。ここで、 β はしきい値までの信号 + 雑音の分布関数で表現されます。

(a) 敵対者による仮想の原子力施設に対する攻撃シナリオを設計
①-⑩は PP 障壁 ($i=1-10$)



5000 回試行
(b) P_1 の各要素 ($P(D_i)$, $P(C_j)$, $P(R|A_j)$) の確率分布を、シナリオに基づくデータから計算

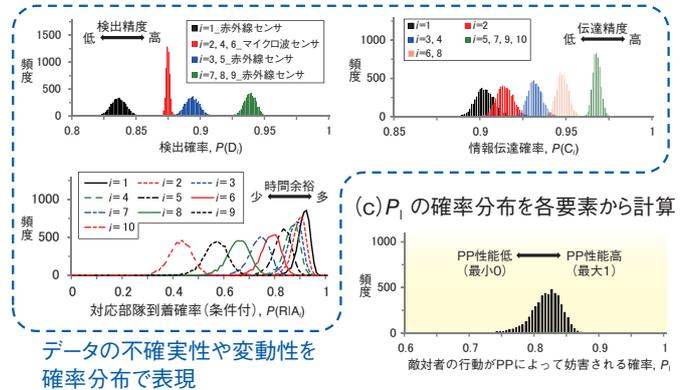


図 11-4 敵対者の攻撃シナリオ及び P_1 の評価例

(a) 仮想の原子力施設に対する攻撃シナリオに従って (b) 各障壁 ($i=1-10$) での P_1 の各要素 ($P(D_i)$, $P(C_j)$, $P(R|A_j)$) の性能を求めることによって (c) PP 設備で敵対者の攻撃を防ぐことのできる割合 (P_1) が評価できます。

アメリカ同時多発テロ事件以降、核セキュリティが注目され、悪意を持った敵対者による原子力施設内の核燃料物質に対するサボタージュ (妨害破壊行為) を考慮する必要性が増しました。一般的に、敵対者の行動を考慮した原子力施設の核物質防護 (Physical Protection: PP) 性能を定性的に評価しますが、これを変動性や不確実性を含めて定量的に分析・評価することで、より効果的に PP 対策を行うことができます。

PP 性能を評価するために、敵対者の行動が PP によって妨害される確率 (P_1) に着目しました。 P_1 を計算するツール (Estimate of Adversary Sequence Interruption: EASI) のイメージを図 11-2 に示します。この図では、 n 個の障壁での敵対者の行動シナリオと各障壁で敵対者を検知した際の P_1 の構成要素を描いています。ここで、 $P(D)$ はセンサ等の施設設備による検出警報の確率、 $P(C)$ は施設の警備員が施設設備の警報状態を正しく理解し、対応部隊への情報伝達を正しく行う確率、 $P(R|A)$ は警報によって、敵対者の一連の行動が完了する前に対応部隊が到着する条件付確率です。

EASI では、 $P(D)$ 及び $P(C)$ の値は不確実性や変動性によるばらつきを含まない評価値であり、 $P(R|A)$ の値

は正規分布を用いて計算されます。 PP 性能をより現実的に評価するために、不確実性や変動性の影響を確率分布で表現し、EASI を拡張した P_1 の定量化手法を新たに考案しました。

まず、統計学の第 1 種過誤 (α)、第 2 種過誤 (β) を用いることで、図 11-3 に示すように $P(D)$ を表現しました。信号と雑音の確率密度関数 (f_{s+n}) のうち、しきい値 V_T を超えた領域の分布関数が $P(D)$ です。次に、対数正規分布を用いて、 $P(C)$ に影響を与えるヒューマンエラーを表現しました。また、不確実性や変動性による対応部隊の到着の幅をポアソン分布で表現し、新たな $P(R|A)$ としました。

セキュリティ上の理由で、実際の施設のデータを用いた評価を公表することはできません。そこで、仮想の攻撃シナリオを設計し、図 11-4 で示すように P_1 の評価を行いました。ここで、 P_1 の各要素はシナリオに基づくデータを用いて計算し、更に正規乱数を用いることによってこれらのデータの不確実性や変動性を表現しました。このように、新たに考案した定量化手法を用いることで、 P_1 を定量的に評価できます。

●参考文献

Terao, N., Suzuki, M., A Probabilistic Extension of the EASI Model, Journal of Physical Security, vol.7, issue 2, 2014, p.12-29.

私たちは、原子力機構の技術や特許などの研究成果と保有する施設・設備を広く社会に役立てていくために、「産学連携」「知財活用」「施設利用」の三つの活動を推進しています。また、原子力機構が保有する特許・知的財産情報をデータベース化するとともに、成果事例をホームページ (<http://sangaku.jaea.go.jp/index.html>) から公開しています。

2013年度に権利化された知的財産（国内特許・外国特許・育成者権）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

No.	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	テラヘルツ測定装置、時間波形取得法及び検査装置	量子ビーム応用研究部門	関西光科学研究所	5213167	2013年 3月 8日	無
2	放射線架橋含フッ素共重合体	量子ビーム応用研究部門	高崎量子応用研究所	5224314	2013年 3月22日	有
3	放射線架橋含フッ素共重合体	量子ビーム応用研究部門	高崎量子応用研究所	5224315	2013年 3月22日	有
4	造影剤の製造方法	量子ビーム応用研究部門	原子力科学研究所	5224461	2013年 3月22日	無
5	高機能性消臭和紙およびその製造方法	経営企画部	敦賀本部	5229829	2013年 3月29日	有
6	コンプトンカメラ	量子ビーム応用研究部門	高崎量子応用研究所	5233029	2013年 4月 5日	有
7	ガス量測定装置	産学連携推進部	原子力科学研究所	5234636	2013年 4月 5日	有
8	生体分子の大型結晶育成のための方法および装置	量子ビーム応用研究部門	原子力科学研究所	5234654	2013年 4月 5日	無
9	白金族ナノ粒子担持材料とその製造方法、白金族ナノ粒子の析出方法、触媒材料	先端基礎研究センター	原子力科学研究所	5235140	2013年 4月 5日	無
10	流動性測定装置及び流動性測定方法	次世代原子カシステム研究開発部門	核燃料サイクル工学研究所	5244747	2013年 4月12日	無
11	高周波加熱式焼却炉	環境保全部	大洗研究開発センター	5245035	2013年 4月19日	有
12	平準化磁界形成機構を有する磁場回転式電磁ポンプ	J- PARCセンター	原子力科学研究所	5245172	2013年 4月19日	有
13	現場作業支援システムにおけるマーカ配置方法	原子炉廃止措置研究開発センター	敦賀本部	5256330	2013年 4月26日	無
14	高吸水性ゲルの生分解性制御方法及びその生分解性が制御された生分解性ゲル	量子ビーム応用研究部門	高崎量子応用研究所	5257878	2013年 5月 2日	無
15	中空金属焼結体、それを利用した中性子源液体金属ターゲット用パプラー及びその製造方法	J- PARCセンター	原子力科学研究所	5257881	2013年 5月 2日	有
16	高分子型燃料電池セル	量子ビーム応用研究部門	高崎量子応用研究所	5273541	2013年 5月24日	無
17	孔内起振源	地層処分研究開発部門	幌延深地層研究センター	5273568	2013年 5月24日	有
18	モジュール型高温ガス炉用原子炉圧力容器	原子力水素・熱利用研究センター	大洗研究開発センター	5288394	2013年 6月14日	有
19	立坑用型枠清掃装置	施設建設課	幌延深地層研究センター	5294269	2013年 6月21日	有
20	希土類元素の抽出・分離方法	原子力基礎工学研究部門	原子力科学研究所	5299914	2013年 6月28日	有
21	燃料電池用高分子電解質膜の製造方法、その電解質膜及びその膜を使用した燃料電池用膜電極接合体	量子ビーム応用研究部門	高崎量子応用研究所	5305283	2013年 7月 5日	有
22	核出力計測装置	照射試験炉センター	大洗研究開発センター	5305335	2013年 7月 5日	無
23	プラズマ平衡磁場コイルの支持構造	核融合研究開発部門	那珂核融合研究所	5305336	2013年 7月 5日	無
24	温度・熱流束測定装置	原子力基礎工学研究部門	原子力科学研究所	5305354	2013年 7月 5日	無
25	向流方式エマルションフロー連続液液抽出装置	原子力基礎工学研究部門	原子力科学研究所	5305382	2013年 7月 5日	無
26	照明ランプ交換方法及び交換治具	再処理技術開発センター 処理部	核燃料サイクル工学研究所	5305417	2013年 7月 5日	無

No.	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
27	オフィス型温度調節用ヒーター	J- PARCセンター	原子力科学研究所	5305437	2013年 7月 5日	無
28	磁気ヘッド及び磁気記憶装置	先端基礎研究センター	原子力科学研究所	5305547	2013年 7月 5日	有
29	陰イオン交換体、その前処理方法及び再生方法並びにアルカリ水溶液の精製方法及び精製装置	量子ビーム応用研究部門	高崎量子応用研究所	5311227	2013年 7月12日	有
30	ペローズ型差圧式圧カススイッチ及び圧力検出システム	再処理技術開発センター施設管理部	核燃料サイクル工学研究所	5311568	2013年 7月12日	有
31	抽出剤及び抽出分離方法、並びにN, N, N', N''-テトラキス(2-メチルピリジル)エチレンジアミン誘導体及びその製造方法	原子力基礎工学研究部門	原子力科学研究所	5317256	2013年 7月19日	無
32	ベリリウム材充填体およびベリリウム材充填体の成形方法	核融合研究開発部門	那珂核融合研究所	5322049	2013年 7月26日	無
33	マーカの3次元位置計測方法及びシステム	原子炉廃止措置研究開発センター	敦賀本部	5322050	2013年 7月26日	無
34	アモルファス炭化ケイ素ナノチューブの製造方法	量子ビーム応用研究部門	原子力科学研究所	5322054	2013年 7月26日	無
35	プラスチック光学部材の着色方法およびこの方法により着色したプラスチック光学部材	経営企画部	敦賀本部	5322063	2013年 7月26日	有
36	プラズマ対向材およびその製造方法	核融合研究開発部門	那珂核融合研究所	5322093	2013年 7月26日	有
37	亀裂開口幅と亀裂形状の同時測定方法及び装置	地層処分研究開発部門	核燃料サイクル工学研究所	5326174	2013年 8月 2日	無
38	レーザ共鳴イオン化質量分析装置	高速実験炉部	大洗研究開発センター	5327678	2013年 8月 2日	無
39	青色発光部材の製造方法	量子ビーム応用研究部門	高崎量子応用研究所	5331961	2013年 8月 9日	有
40	アルキルエーテルグラフト鎖からなる高分子電解質膜、及び、その製造方法	量子ビーム応用研究部門	高崎量子応用研究所	5333913	2013年 8月 9日	有
41	ワイパブレード用のラバー、ワイパブレード用のラバーの製造方法、およびワイパ装置	量子ビーム応用研究部門	高崎量子応用研究所	5339030	2013年 8月16日	有
42	スーパーODS鋼	次世代原子カシステム研究開発部門	大洗研究開発センター	5339503	2013年 8月16日	有
43	オーステナイトステンレス鋼の中性子照射による照射誘起応力腐食割れの予兆診断方法	原子力基礎工学研究部門	原子力科学研究所	5347102	2013年 8月30日	有
44	リチウム造粒体製造用粉末の製造方法	核融合研究開発部門	那珂核融合研究所	5354148	2013年 9月 6日	有
45	チタンクラッド鋼刃物及びその製造方法	経営企画部	敦賀本部	5354202	2013年 9月 6日	有
46	N, N, N', N'-テトラアルキル-3, 6-ジオキサオクタン-1, 8-ジアミド及びN, N, N', N'-テトラアルキル-3, 6-ジオキサオクタン-1, 8-ジアミドからなる高レベル放射性廃液からアクチニド元素及びランタニド元素を溶媒抽出する抽出剤	原子力基礎工学研究部門	原子力科学研究所	5354586	2013年 9月 6日	無
47	観測データ処理方法	地層処分研究開発部門	幌延深地層研究センター	5360742	2013年 9月13日	有
48	配管洗浄方法及び配管洗浄治具	再処理技術開発センター処理部	核燃料サイクル工学研究所	5360773	2013年 9月13日	無
49	溶解槽配管洗浄装置	再処理技術開発センター処理部	核燃料サイクル工学研究所	5360777	2013年 9月13日	無
50	チャープパルス増幅を利用した光発振器内での強光電磁場発生器	量子ビーム応用研究部門	関西光科学研究所	5361054	2013年 9月13日	無
51	ヒト病原体に対する抗菌剤	量子ビーム応用研究部門	高崎量子応用研究所	5364883	2013年 9月20日	有
52	ナノ粒子分散アルカリ液体金属の製造方法	次世代原子カシステム研究開発部門	大洗研究開発センター	5364948	2013年 9月20日	有
53	高圧放電ランプおよび高圧放電ランプの製造方法	量子ビーム応用研究部門	関西光科学研究所	5365799	2013年 9月20日	有
54	高温ガス炉用制御棒	原子力基礎工学研究部門	大洗研究開発センター	5370763	2013年 9月27日	有
55	レーザー駆動粒子線照射装置およびレーザー駆動粒子線照射装置の動作方法	量子ビーム応用研究部門	関西光科学研究所	5374731	2013年10月 4日	有
56	抗体標識が可能な無担体 177 Luの分離精製法	量子ビーム応用研究部門	原子力科学研究所	5376130	2013年10月 4日	有
57	和紙被覆建築資材の製造方法及び和紙被覆建築資材	経営企画部	敦賀本部	5376337	2013年10月 4日	無
58	アルキルグラフト鎖からなる高分子電解質膜、及び、その製造方法	量子ビーム応用研究部門	高崎量子応用研究所	5376485	2013年10月 4日	無

No.	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
59	放射線および中性子イメージ検出器	J- PARCセンター	原子力科学研究所	5376528	2013年10月 4日	無
60	レーザー装置及びレーザー増幅方法	量子ビーム応用研究部門	関西光科学研究所	5376652	2013年10月 4日	無
61	逆ミセル抽出系において逆ミセルサイズを制御する方法	原子力基礎工学研究部門	原子力科学研究所	5382563	2013年10月11日	無
62	和紙立体形状物の製造方法及び和紙立体形状物	経営企画部	敦賀本部	5386741	2013年10月18日	無
63	レーザー駆動の小型・高コントラスト・コヒーレントX線発生装置及びその発生方法	量子ビーム応用研究部門	関西光科学研究所	5388018	2013年10月18日	無
64	金属粒子製造方法	核融合研究開発部門	那珂核融合研究所	5388272	2013年10月18日	無
65	中性子照射量測定方法及び中性子照射量測定装置	高速実験炉部	大洗研究開発センター	5388288	2013年10月18日	無
66	希土類元素の抽出・分離方法	原子力基礎工学研究部門	原子力科学研究所	5392828	2013年10月25日	有
67	各RFステーションでの受信位相を一定にする方法	量子ビーム応用研究部門	関西光科学研究所	5397799	2013年11月 1日	無
68	ブロックサンプリング方法およびそれを使用したトレーサー試験方法	地層処分研究開発部門	核燃料サイクル工学研究所	5398006	2013年11月 1日	有
69	注入材の施工方法	地層処分研究開発部門	核燃料サイクル工学研究所	5401664	2013年11月 8日	有
70	微量金属捕集用液体濾過フィルタ	量子ビーム応用研究部門	高崎量子応用研究所	5403467	2013年11月 8日	有
71	放射線照射装置	照射試験炉センター	大洗研究開発センター	5403605	2013年11月 8日	無
72	原子核共鳴蛍光散乱を用いた非破壊検査システム	量子ビーム応用研究部門	関西光科学研究所	5403767	2013年11月 8日	有
73	坩堝カバー及び合金燃料製造装置	燃料材料試験部	大洗研究開発センター	5408622	2013年11月15日	有
74	原子核分析方法及び原子核分析装置	量子ビーム応用研究部門	関西光科学研究所	5414033	2013年11月22日	無
75	ナノファイバーの製造方法	量子ビーム応用研究部門	高崎量子応用研究所	5419001	2013年11月29日	無
76	地形変化シミュレーション方法	地層処分研究開発部門	東濃地科学センター	5422833	2013年12月 6日	有
77	TRU合金燃料製造工程の模擬方法	燃料材料試験部	大洗研究開発センター	5424275	2013年12月 6日	無
78	貴金属の回収方法及び機能材料の製造方法、並びに機能材料を用いた強酸化性金属イオン含有水溶液の処理方法	原子力基礎工学研究部門	原子力科学研究所	5424297	2013年12月 6日	無
79	カルボキシメチルセルロースアルカリ金属塩のゲルの製造方法	量子ビーム応用研究部門	高崎量子応用研究所	5429527	2013年12月13日	有
80	リチウム同位体分離濃縮法および装置、並びに ⁶ Li 同位体または ⁷ Li 同位体高濃縮回収システムおよび回収方法	核融合研究開発部門	那珂核融合研究所	5429658	2013年12月13日	有
81	ラジオアイソトープシートの製造方法	照射試験炉センター	大洗研究開発センター	5441096	2013年12月27日	無
82	オーステナイト系ステンレス鋼からなる溶接材料およびそれを用いた応力腐食割れ予防保全方法ならびに粒界腐食予防保全方法	原子力基礎工学研究部門	原子力科学研究所	5463527	2014年 1月31日	有
83	核種分析方法、核種分析装置	量子ビーム応用研究部門	関西光科学研究所	5464366	2014年 1月31日	有
84	中性子遮蔽材、その製造方法及び中性子遮蔽材製造用ストック	核融合研究開発部門	那珂核融合研究所	5472695	2014年 2月14日	無
85	分子の選択的励起方法およびこれを用いた同位体分離方法、同位体分析方法、分子の選択的励起装置、同位体分離装置	量子ビーム応用研究部門	関西光科学研究所	5476596	2014年 2月21日	無
86	放射線架橋フッ素系固体高分子電解質とその製造方法	核融合研究開発部門	那珂核融合研究所	5477583	2014年 2月21日	無
87	高分子形燃料電池用電極の製造方法及び、その高分子形燃料電池用電極の製造方法で作られた高分子形燃料電池用電極	量子ビーム応用研究部門	高崎量子応用研究所	5483002	2014年 2月28日	無
88	荷電粒子加速方法及び荷電粒子加速装置、粒子線照射装置、医療用粒子線照射装置	量子ビーム応用研究部門	関西光科学研究所	5483175	2014年 2月28日	無
89	希土類金属抽出剤の合成方法	原子力基礎工学研究部門	原子力科学研究所	5487506	2014年 3月 7日	有

(2) 外国特許登録

No.	登録国	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	仏国	メチルイミノビスジアルキルアセトアミドの製造方法	原子力基礎工学研究部門	原子力科学研究所	1250176	2013年 2月 8日	無
2	英国	使用済核燃料の脱被覆方法及び脱被覆装置	サイクル工学試験部	核燃料サイクル工学研究所	1496520	2013年 9月11日	無
3	仏国	使用済核燃料の脱被覆方法及び脱被覆装置	サイクル工学試験部	核燃料サイクル工学研究所	1496520	2013年 9月11日	無
4	仏国	多層膜型回折格子	量子ビーム応用研究部門	関西光科学研究所	2009470	2013年 1月23日	有
5	英国	耐粒界腐食性および耐応力腐食割れ性に優れたオーステナイト系ステンレス鋼およびその製造方法	原子力基礎工学研究部門	原子力科学研究所	2143815	2014年 1月 8日	有
6	仏国	耐粒界腐食性および耐応力腐食割れ性に優れたオーステナイト系ステンレス鋼およびその製造方法	原子力基礎工学研究部門	原子力科学研究所	2143815	2014年 1月 8日	有
7	露西亜	水素燃焼触媒及びその製造方法並びに水素燃焼方法	核融合研究開発部門	那珂核融合研究所	2494811	2013年10月10日	有
8	米国	ナノ空間制御高分子イオン交換膜の製造方法	量子ビーム応用研究部門	高崎量子応用研究所	8232353	2012年 7月31日	無
9	米国	機械的強度に優れる高プロトン伝導性高分子電解質膜、及びその製造方法	量子ビーム応用研究部門	高崎量子応用研究所	8372558	2013年 2月12日	無
10	米国	給電制御装置及び充電システム	安全統括部	本部	8421278	2013年 4月16日	有
11	米国	リン酸基を有するジルコニウム担持繊維状吸着材の合成方法及びそれを用いた環境有害物質の除去	量子ビーム応用研究部門	高崎量子応用研究所	8445404	2013年 5月21日	無
12	米国	アルキルエーテルグラフト鎖からなる高分子電解質膜、及び、その製造方法	量子ビーム応用研究部門	高崎量子応用研究所	8470895	2013年 6月25日	有
13	米国	布状の放射性物質吸着材及びその製造方法	量子ビーム応用研究部門	高崎量子応用研究所	8476188	2013年 7月 2日	無
14	米国	多糖類を原料とするゲルの製造方法	量子ビーム応用研究部門	高崎量子応用研究所	8481718	2013年 7月 9日	無
15	米国	多糖類を原料とするゲルの製造方法	量子ビーム応用研究部門	高崎量子応用研究所	8481719	2013年 7月 9日	無
16	米国	放射性同位元素に汚染された表面近傍部位を非熱的レーザー剥離を用いて再溶融無く、再拡散無く、且つ再汚染無く除染する方法とその装置	量子ビーム応用研究部門	関西光科学研究所	8518331	2013年 8月27日	有
17	米国	撮像素子、半導体装置、及び撮像方法	原子力基礎工学研究部門	原子力科学研究所	8576319	2013年11月 5日	有
18	米国	放射線線量計用ゲル、及びそれを用いた放射線線量計	量子ビーム応用研究部門	高崎量子応用研究所	8586366	2013年11月19日	無
19	米国	水素ガス検知膜	量子ビーム応用研究部門	高崎量子応用研究所	8591828	2013年11月26日	無
20	米国	CMCゲルの製造方法	量子ビーム応用研究部門	高崎量子応用研究所	8633254	2014年 1月21日	有
21	米国	キレート交換樹脂を用いた放射性銅の分離方法	量子ビーム応用研究部門	高崎量子応用研究所	8647595	2014年 2月11日	無

(3) 育成者権

No.	登録国	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	日本	イオンの黄彩	量子ビーム応用研究部門	高崎量子応用研究所	22634	2013年 9月 4日	有

◆表紙デザインと画像◆

色彩は日本原子力研究開発機構のロゴマークに合わせた青を基調とし、澄んだ青空から光（明るい未来）が差し込む様子をイメージしました。デザイン要素に取り入れています「正六角形」は玄武すなわち亀の甲羅を表し、長寿のシンボルとして古来より尊ばれた紋様です。なお、高速増殖原型炉「もんじゅ」と高温工学試験研究炉「HTTR」の燃料体も正六角形です。

画像は、無人飛行機を用いた空からの放射線モニタリングの試験の様子（左上）と模擬溶融物の移行挙動に関する簡略シミュレーションの結果（右下）です。

前者は、私たちが開発した放射線検出器を独立行政法人宇宙航空研究開発機構（JAXA）の開発した無人飛行機に搭載した放射線測定システムで、地上局から約 100 km の遠隔操作と約 6 時間のフライトが可能です。飛行試験を実施し、地上の空間線量率分布を測定できることを確認しました（第 1 章概況, p.10）。

後者は、炉内を簡略模擬した体系において、燃料と構造物を模擬した物質が複雑に相互作用しながら下部プレナムに移行し、蓄積する様子の概略を解析した結果です（第 4 章トピックス 4-2, p.50）。



原子力機構の研究開発成果 2014

発行 2014年11月

編集・発行 独立行政法人 日本原子力研究開発機構

成果普及情報誌『原子力機構の研究開発成果』編集委員会

委員長 茅野 政道

副委員長 五十嵐 寛

委員	小川 和彦	鈴木 喜雄	富川 裕文	田中 真	志風 義明
	勝山 仁哉	丸山 敏毅	森 貴正	安田 良	河内 哲哉
	石井 保行	沢 和弘	坂場 成昭	高田 弘	宇都 成昭
	永沼 正行	中谷 隆良	小田 治恵	高下 浩文	石森 有
	見掛信一郎	大越 実	菊池 満	小西 賢介	

印刷 松枝印刷株式会社

本誌は、独立行政法人日本原子力研究開発機構が年に一回発行する研究開発の成果普及情報誌です。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。

独立行政法人 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白方白根 2-4

TEL 029-282-6387

FAX 029-282-5920

e-mail ird-seika_shi@jaea.go.jp