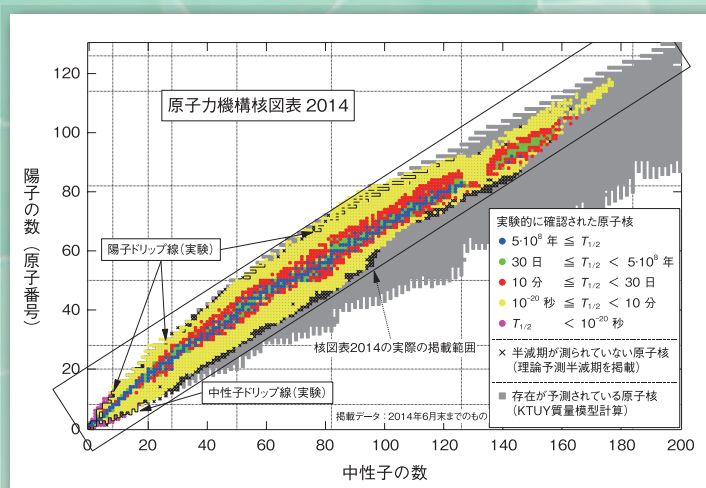
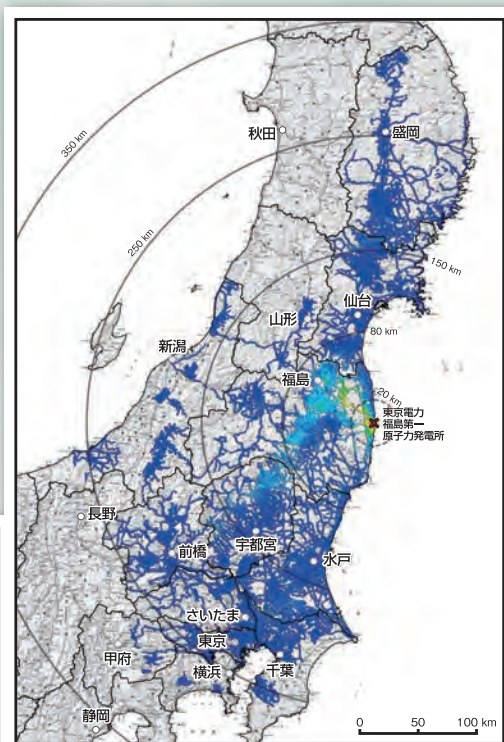


原子力機構の研究開発成果 2015



原子力機構核図表 2014 の概観図
(トピックス 3-7)



第8次走行サーベイによる空間線量率分布
(トピックス 1-1)

はじめに



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

本誌は、国立研究開発法人日本原子力研究開発機構（原子力機構）が日々取り組んでいる研究開発で得られた最新の成果を皆様に広く知っていただくため、発足以来毎年発行している成果普及情報誌です。

原子力機構は我が国で唯一の原子力に関する総合的研究開発機関であり、その使命は「原子力科学技術を通じて人類社会の福祉と繁栄に貢献する」ことです。私どもは本年4月より、新たな第3期中長期目標に従い、東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故への最優先での対応、原子力の安全性向上のための研究、核燃料サイクルの研究開発、放射性廃棄物処理・処分の技術開発といった分野に重点的に取り組むとともに、これらの研究開発を支え、新たな原子力利用技術を創出する基礎基盤研究と人材育成に取り組んでおります。

中でも、核燃料サイクルの要となる高速増殖原型炉「もんじゅ」の運転再開は喫緊の最重要課題であり、最大限の努力を傾注します。

研究開発を進めるに当たっては、これまで進めてきた原子力機構改革を着実に根付かせ、安全文化のさらなる醸成に努めます。また、社会から負託された使命を常に意識し、優れた成果を生み出すことによって、研究開発機関としての責任を果たしてまいります。

こうして得られた原子力機構の成果について、本誌を通じて一層のご理解をいただくとともに、引き続き私どもの研究開発活動にご指導とご鞭撻を賜りますよう、よろしくお願いいたします。

2015年11月

国立研究開発法人
日本原子力研究開発機構

理事長

児玉敏雄

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

1 福島第一原子力発電所事故の対処に係る研究開発

復興及び廃炉に役立つ研究開発成果の提供を目指す	10
-------------------------	----

1. 土地利用形態により異なる空間線量率の変化 ー空間線量率の減少傾向を示す環境半減期の導出ー	13
2. 放射性セシウムによる被ばく線量を予測する ー年齢別の外部被ばく線量換算係数データの整備ー	14
3. フォールアウトを記録する生物・地衣類 ー事故後初期の放射性セシウム降下量推定への利用ー	15
4. イオン交換樹脂で水中ストロンチウムを現地で効率的に回収 ー淡水中の低濃度放射性ストロンチウム分析法の開発ー	16
5. 海底土中放射性核種の濃度を探る ー茨城県周辺海域の海底土中放射性核種の詳細分布調査ー	17
6. 除染効果の予測と可視化 ー除染活動支援システム（RESET）を用いた福島の除染活動支援ー	18
7. スパコンで究明する土がセシウムを取り込む仕組み ー第一原理計算が明らかにしたセシウム特異吸着のメカニズムー	19
8. セシウムの風化黒雲母への選択的吸着 ードミノ倒しのように連鎖的吸着が起こるメカニズムー	20
9. 鉄分を溶かして指定廃棄物基準以下に ーセシウムの化学状態を解明し効率的に除去することに成功ー	21
10. 海水注入後の燃料被覆管の健全性を評価する ー電気化学測定で孔食発生条件を探るー	22
11. 燃料集合体の構造健全性を確認する ー海水浸漬したジルカロイ製燃料被覆管の強度評価ー	23
12. 被覆管成分が増えると燃料デブリはどうか ー燃料デブリ取出しのために役立つ硬さ等の特性評価ー	24
13. 微細な燃料デブリは水中でどう変化するか ー過酸化水素やホウ酸の化学的影響を調べるー	25
14. 海水注入が炉心の冷却へ与えた影響を調べる ー原子炉炉心模擬試験体による海水熱流動挙動評価ー	26
15. 事故時の燃料棒の壊れ方を計算機で予測する ー粒子法に基づく燃料熔融崩壊挙動解析手法の開発ー	27
16. 原子炉事故時の压力容器下部の破損箇所を推定する ー压力容器下部ヘッド破損挙動評価手法の開発ー	28
17. 原子炉事故時の压力容器下部の破損箇所を推定する ー高温クリープ試験とクリープ構成則の検討ー	29
18. 原子炉事故時に放出される放射性物質の性状を予測する ー核分裂生成物の化学挙動に与える BWR 制御材ホウ素の影響評価ー	30
19. 廃棄物が含む放射線を正確に推定する ー分析が難しい試料や核種を対象として評価する方法ー	31
20. 汚染水処理後のセシウム吸着材を安全に保管する ー小規模実験から吸着塔内の水素発生量を評価する技術ー	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. 冷却材喪失事故後の燃料被覆管の強度を調べる ー4点曲げ試験による破裂・急冷後の被覆管強度評価ー	34
---	----

2. シビアアクシデント解析における不確かさの分布とその支配因子を探る	35
ーソースタームの不確かさ／感度解析手法の開発ー	
3. 原子力発電所事故での予防的防護措置範囲を評価	36
ー確率論的事故影響評価手法に基づく評価方法の開発ー	
4. 再処理施設の重大事故評価方法の改良	37
ー臨界事故時の最大出力を瞬時に評価可能にー	
5. 放射性ヨウ素の岩石への収着を調べる	38
ー試験による収着分配係数の評価ー	
6. サイト解放のための放射能濃度を評価する	39
ー空間的相関を考慮した平均放射能濃度評価にかかわるクリギングの適用ー	

3 先端原子力科学研究

未来を拓く先端原子力科学研究	40
1. 103 番元素で見つけた周期表の綻び	41
ー103 番元素ローレンシウムの第一イオン化エネルギー測定に成功ー	
2. 原子核の新たな形態の解明を目指して	42
ーK 中間子が原子核を形成する可能性を裏付けー	
3. 世界最高磁場で探るウラン化合物の新奇な磁性	43
ー核磁気共鳴で明らかにした URu_2Si_2 の高磁場磁気構造ー	
4. 金属中の磁気・電気の流れを切り替える	44
ー原子力分野での熱電発電利用に向けてー	
5. ポジトロニウムで観測した最表面のスピンの偏極	45
ーBi/Ag 二層膜のラッシュバ効果による電流誘起スピン偏極ー	
6. 放射線照射細胞の示す“デジタル”応答特性	46
ー放射線照射による細胞周期の変化を単一細胞で追跡ー	
7. 最新の原子核壊変データを手の中に	47
ー原子核の世界地図「原子力機構核図表 2014」の完成ー	

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. 原子炉核特性パラメータの高精度評価を目指して	49
ーモンテカルロ法による原子炉動特性パラメータの新しい計算手法の開発ー	
2. 二つの非破壊元素分析法の有機的融合	50
ー大強度パルス中性子による新しい元素分析法開発ー	
3. 再処理硝酸溶液中での腐食挙動を予測する	51
ーセルオートマトン法を用いたステンレス鋼粒界腐食形態のシミュレーションー	
4. 陽電子消滅寿命と吸蔵水素量による空孔形成評価	52
ー弾性応力下における高強度鋼の水素脆化研究ー	
5. マイナーアクチノイド核変換用燃料の挙動評価に向けて	53
ーミリグラム規模の高純度キュリウム試料の分離精製回収に成功ー	
6. 簡便・低コストと高性能が両立した放射性廃液の処理技術	54
ー“エマルションフロー法”による除染廃液からのウラン除去ー	
7. ウラン鉱石中の不純物組成を簡便・確実に分析する	55
ー不純物を濃縮した吸着体を利用する固体試料質量分析ー	
8. 再処理技術の基盤強化に貢献するデータ集の完成	56
ー再処理プロセス・化学ハンドブック第3版ー	
9. 大気拡散シミュレーションの性能を向上させる	57
ー ^{85}Kr 測定データを用いた中距離スケールでの WSPEEDI-II の性能改善ー	

10.	太平洋上の環境負荷物質を追跡する	58
	ー東日本大震災により流出した震災漂流物の予測シミュレーションー	
11.	全ての放射線の動きを計算コードで再現	59
	ー国産の汎用放射線輸送計算コード PHITS の完成ー	

5 量子ビーム応用研究

量子ビーム応用研究と研究拠点	60
ー量子ビームテクノロジーを駆使した研究開発ー	

1.	光で鉄原子を完全電離し GeV まで一気に加速	62
	ーレーザー駆動型重イオン加速技術とその応用ー	
2.	使用済み核燃料キャニスターの非破壊核種分析	63
	ー γ 線透過 NRF 法の 1F 事故熔融燃料への適用可能性を実証ー	
3.	放射光でマクロ磁性を原子レベルに切り分ける	64
	ー内殻吸収磁気円二色性による元素ごとの磁化測定ー	
4.	量子ビームの合わせ技で電子の動きを捉える	65
	ー3種の非弾性散乱による銅酸化物超伝導体のスピン・電荷励起ー	
5.	鉄中に高濃度に溶け込んだ水素の占有状態を解明	66
	ー高温高圧力下中性子回折によるその場観察に成功ー	
6.	従来膜を凌駕するグラフト型電解質膜の燃料電池特性	67
	ー階層構造の解析から明らかにした高イオン伝導性の起源ー	
7.	X線及び中性子で構造材料の残留応力を観る	68
	ー表面から内部までの残留応力を評価し、機械・構造物の強度信頼性向上に資するー	
8.	遺伝子発現の仕組みを DNA の曲がりやすさから理解する	69
	ー中性子準弾性散乱で配列依存的な DNA の揺らぎを観測ー	
9.	DNA にできた傷の「かたまり具合」を探る	70
	ー重粒子線がん治療効果をもたらす「クラスター DNA 損傷」を発見ー	
10.	放射線がん治療の副作用低減に新たな道筋	71
	ー放射線が当たっていない細胞で起こるバイスタンダー効果の特徴を発見ー	
11.	ヨシはなぜ塩水でも育つのか	72
	ー植物ポジトロンイメージング技術で根の中のナトリウム排除を可視化ー	
12.	高感度かつ高精度に中性子の二次元分布を計る	73
	ーHe-3 ガスを用いた新方式の二次元検出器を開発ー	
13.	地球マントルにおける“水”の役割の解明を目指して	74
	ーJ-PARC での中性子実験のための高温高圧発生装置を開発ー	
14.	中性子回折による鉄鋼の相変態の解明	75
	ーナノベイナイト鋼の変態挙動に及ぼす部分焼入れの効果ー	
15.	ビームを走査しない大面積の均一イオン照射	76
	ー非線形力でビーム強度分布を均一化ー	
16.	高温配管の歪みを常時監視する技術を実現	77
	ー超短パルスレーザー加工により製作した歪みセンサの活用ー	

6 高温ガス炉水素・熱利用研究

高温ガス炉とこれによる水素製造・熱利用技術の研究開発	78
----------------------------	----

1.	世界初の商用高温ガス炉燃料の実用化を目指して	79
	ー高燃焼度化燃料の照射性能に関するカザフスタン共和国との協力研究ー	
2.	廃棄物問題の解決及び安全性・持続性・経済性の両立を目指して	80
	ー高温ガス炉を用いた原子力システムの開発ー	
3.	水素製造プロセス用の工業材料製反応器の開発	81
	ー苛酷環境に耐えるセラミックス製硫酸分解器の開発ー	

4. 高温ガス炉の多様な熱利用システムの確立に向けて	82
ー廃熱を利用した淡水製造コストの検討ー	
5. 高温ガス炉の熱を一般産業へ提供するために	83
ー高温ガス炉熱利用施設接続の安全評価技術の開発ー	

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	84
1. 「常陽」における高速炉の炉容器内補修技術の実証	85
ー大型構造物の交換と変形した実験装置の回収ー	
2. 高速炉の耐震性評価技術の高度化を目指して	86
ー巨大地震時における高速炉配管の挙動の解明ー	
3. 燃料集合体内の狭く複雑な流路の冷却材流れを視る	87
ーインデックスマッチングにより高精度な PIV 計測を実現ー	
4. 気液界面運動の物理ベースシミュレーションを実現	88
ー高速炉ガス巻き込み現象の機構論的解析評価システム開発ー	
5. 分離核変換に貢献する抽出クロマトグラフィ技術の安全性を向上	89
ー吸着材充てんカラム内での崩壊熱、放射線分解生成物の挙動評価研究ー	
6. 核燃料中の酸素の振る舞いを定量化する	90
ー酸化燃料における酸素拡散係数の測定ー	
7. 高速炉機器内部の熱流動解析技術の向上を目指して	91
ー「もんじゅ」原子炉上部プレナム熱流動解析による温度分布評価ー	

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	92
1. 原子炉施設解体物へのクリアランス制度の適用に向けて	94
ー「ふげん」タービン設備の放射能濃度評価手法の確立ー	
2. 休止ウラン鉱山における鉱さいの積場の跡措置	95
ー長期的に安定な天然材料を用いた覆土の設置ー	
3. 放射性廃棄物の核種組成の把握を迅速に	96
ーキャピラリー電気泳動法を用いた分析法の開発ー	
4. 廃棄物処分にに向けた簡便な廃棄体確認手法の開発	97
ー研究炉廃棄物の放射能評価手法の検討ー	
5. 瑞浪超深地層研究所の建設が周辺の地下水に与えた影響	98
ー主にこの 10 年間の水質変化についてー	
6. 大深度地下において坑道への湧水を抑制する	99
ー瑞浪超深地層研究所の施工対策技術についてー	
7. 岩盤中の物質移動特性をどのように評価するか	100
ー幌延深地層研究所を活用した原位置試験と室内試験に基づく検討ー	
8. 地下の断層帯亀裂の透水性を予測する	101
ー断層帯の水理地質学的調査技術の開発ー	
9. 海拔マイナス 1000 メートルの世界を覗く	102
ー日本列島の地下地質図ー	
10. 地質環境の変遷を考慮してシステムの性能を評価する	103
ー隆起速度と侵食速度の違いに着目した核種移行解析ー	
11. 岩に含まれる水分で大きく強度が変わる泥岩	104
ー地下深部から採取した稚内層珪質泥岩の力学特性の評価ー	
12. 緩衝材中の放射性核種の移行を予測する	105
ー圧縮ベントナイト中の統合収着・拡散モデルの開発ー	
13. マイクロ流路を利用してプルトニウムの速度定数を求める	106
ーマイクロ化学チップが拓くプルトニウムの分離・分析化学ー	

9 核融合研究開発

核融合エネルギーの実用化に向けて	107
1. 三極管ジャイロトロンにおける高速出力変調法の開発 ー ITER 電子サイクロトロン共鳴加熱・電流駆動システム要求性能を達成ー	108
2. ダイバータ製作に向けた最初のステップを達成 ー ITER フルタングステンダイバータの実規模プロトタイプ開発ー	109
3. ITER 超伝導導体の燃りピッチの変化 ー トロイダル磁場コイル用超伝導燃線の振る舞いー	110
4. 世界最大の大電流負イオンビーム生成に成功 ー ビームの一様性を改善して JT-60SA 要求値以上の電流生成 (32A) を達成ー	111
5. 超伝導マグネット用サーマルシールドの製作 ー 現地組立てに対応したサーマルシールドの製作法を確立ー	112
6. プラズマ計測でのノイズ効果軽減の新しい手法 ー 往復するレーザー光による信号を分離ー	113
7. 核融合原型炉の冷却材喪失事象の研究 ー 原型炉概念設計のための安全設計指針の確立に向けた取組みー	114
8. 炉心プラズマの動的制御に向けて ー 炉心プラズマの非局所応答のシミュレーション研究ー	115
9. 核融合燃料の安定供給を実現するリチウム回収技術 ー 海水中のリチウムを回収する世界初の元素分離技術を確立ー	116
10. 高温プラズマ対向耐熱被覆を強化する ー プラズマ溶射タングステンの摩擦攪拌処理による強化ー	117
11. わずかな酸素が腐食を抑える ー ブランケット構造材の腐食特性への溶存酸素の影響ー	118

10 システム計算科学研究

原子力研究開発の共通基盤としての計算科学技術	119
1. 金属材料を強くする添加元素を探索する ー 量子計算による金属材料の割れの予測ー	120
2. スパコンが解き明かす不純物に強い超伝導体の謎 ー 固体中電子の持つ相対論性と超伝導の関係の解明ー	121
3. スーパーコンピュータ上の大規模データを可視化 ー 粒子ベースボリュームレンダリングに基づく遠隔可視化システムの開発ー	122
4. スーパーコンピュータ「京」で構造物の健全性を分析 ー 組立構造解析により耐震性の高いインフラ整備に貢献ー	123

11 核不拡散・核セキュリティ科学技術開発

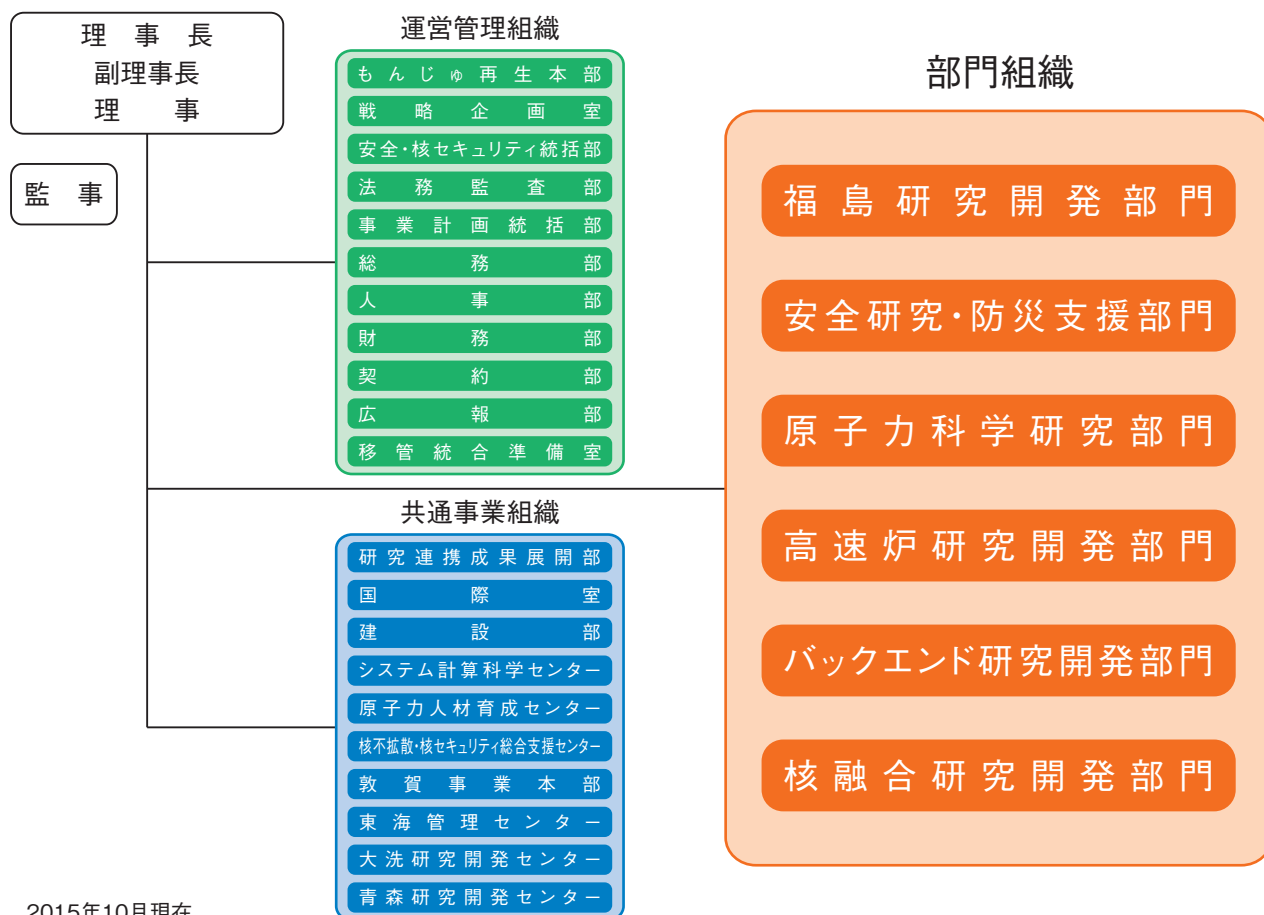
原子力平和利用を支える核不拡散・核セキュリティに関する技術開発・人材育成	124
1. 不法な核物質・放射性物質を特定する情報基盤 ー 核鑑識ライブラリと核鑑識属性評価ツールの開発ー	125
外部連携の推進ー原子力機構の保有する知的財産ー	126

原子力機構の研究開発体制と本誌の構成について

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

1. **福島研究開発部門**は、東京電力株式会社福島第一原子力発電所による原子力事故への対応として、廃止措置及び環境回復に向けた研究開発を行っています。「福島環境安全センター」では、住民が安心して生活できる環境の実現等に貢献するため、環境モニタリングや環境中での放射性セシウムの移行挙動、除染・減容技術に関する研究開発などを行っています。「廃炉国際共同研究センター」では、東京電力株式会社福島第一原子力発電所の廃止措置等に向けた中長期ロードマップに基づき、燃料デブリの性状把握、炉内状況の解析や放射性物質の処理・処分に係る研究開発に取り組んでいます。また、「福島研究基盤創生センター」では、廃止措置の推進のために必要不可欠な研究開発拠点の整備として、櫛葉遠隔技術開発センター及び大熊分析・研究センターの設置を進めています。
2. **安全研究・防災支援部門 安全研究センター**は、原子力科学研究所において原子力発電所、核燃料サイクル施設及び放射性廃棄物処分施設に関する国の安全規制を支援する研究を進めています。
3. **原子力科学研究部門 先端基礎研究センター**は、原子力科学研究所を中心に、先端原子力科学における未踏分野の開拓を進め、新原理、新現象の発見、新物質の創生、新技術の創出を目指して、「アクチノイド先端基礎科学」と「原子力先端材料科学」の2分野を設定し、6研究テーマを展開しています。
4. **原子力科学研究部門 原子力基礎工学研究センター**は、原子力科学研究所及び大洗研究開発センターにおいて原子力利用を支える様々な要素技術の基礎・基盤的な研究を進めています。
5. **原子力科学研究部門 量子ビーム応用研究センター**は、原子力科学研究所及びJ-PARCセンターにおいて中性子を利用する研究を、高崎量子応用研究所において電子線、 γ 線、イオンビーム等を用いた研究を、関西光科学研究所においてレーザー、放射光を用いた研究を進めています。

組 織 体 制 図



2015年10月現在

6. **原子力科学研究部門 高温ガス炉水素・熱利用研究センター**は、大洗研究開発センターにおいて、高温ガス炉の技術開発と熱化学法による水素製造技術等の多目的利用の研究開発を実施しています。
7. **高速炉研究開発部門**は、長期的エネルギー安全保障・地球環境問題に対応するため高速炉を中核とする核燃料サイクルの確立に向けた研究開発を行っています。敦賀の高速増殖原型炉もんじゅ及びもんじゅ運営計画・研究開発センターにおいて「もんじゅ」に係る研究開発を、大洗研究開発センターにおいて高速炉システムの安全性強化を目指した研究開発を、核燃料サイクル工学研究所においてプルトニウム燃料の製造、使用済燃料の再処理に係る研究開発などを進めています。
8. **バックエンド研究開発部門**は、それぞれの研究開発拠点において安全かつ合理的な原子力施設の廃止措置及び放射性廃棄物の処理処分対策について技術開発を進めています。その中で高レベル放射性廃棄物の地層処分については、幌延深地層研究センターと東濃地科学センターにおいて深地層を総合的に調べる技術の整備を、核燃料サイクル工学研究所において処分場の設計や安全評価を行う技術の高度化を進めています。さらにこれらを体系的に管理・継承する知識マネジメントシステムの開発にも取り組んでいます。また、核燃料サイクル工学研究所において軽水炉サイクルに関する技術開発を行っています。
9. **核融合研究開発部門**は、国際熱核融合実験炉（ITER）計画の国内機関及び幅広いアプローチ（BA）活動の実施機関として核融合研究開発を遂行しています。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、柏地区と原子力科学研究所を中心に先端シミュレーション技術開発、計算科学基盤技術開発及び計算機の運用・保守を行っています。
11. **核不拡散・核セキュリティ総合支援センター**は、本部及び原子力科学研究所を拠点として、国際原子力機関（IAEA）等の国際機関や各国の核不拡散・核セキュリティ分野で活用される技術開発、核物質の管理と利用に係る透明性確保に資する活動及び政策調査研究を行っています。また、アジア諸国に対して、能力構築に貢献する人材育成支援事業を継続しています。

研究開発拠点



復興及び廃炉に役立つ研究開発成果の提供を目指す

環境創造センター三春町施設イメージパース



環境創造センター南相馬市施設イメージパース



図 1-1 2015 年度から開所する環境回復研究の発信地となる環境創造センター

三春町施設は、モニタリング、調査・研究、情報収集・発信、教育・研修・交流の四つの機能を有します。私たちは、環境動態研究などをここで実施します。なお、福島県と国立環境研究所とこれらの施設を共有し、研究開発を連携して進めます。南相馬市施設は、原子力発電所周辺のモニタリングや安全監視の機能を担う施設で、ここを利用して隣接する浜地域農業再生研究センター(仮称)や福島第一オフサイトセンター(仮称)と調査研究や安全監視の連携を図ります。私たちは、放射線計測技術の開発をここで実施します。

環境回復にかかわる研究開発で住民の安全・安心に貢献

「福島復興再生基本方針」(2012 年 7 月閣議決定)に基づく取組みを的確に推進するための「環境創造センター中長期取組方針」(福島県環境創造センター運営戦略会議)や同方針で策定される方針等に基づいて、住民が安全で安心な生活を取り戻すために必要な環境回復にかかわる研究開発を進めています(図 1-1)。

生活圏のモニタリング、個人線量評価技術の提供を行うとともに、森林、河川、沿岸海域等の線量評価手法の確立を目指す環境モニタリング・マッピング技術開発を行っています。

放射性セシウムの物理的減衰による影響を除いた、人為的な影響を含む実際の環境における移行挙動の影響をひとまとめにして評価した空間線量率の半減期を「環境半減期」と呼びます。この半減期を考慮したシミュレーションモデルを利用して様々な土地利用での線量率変化を評価しました(トピックス 1-1)。東京電力株式会社福島第一原子力発電所(1F)事故で、土壌に広範囲にわたって沈着した放射性セシウムによる被ばく線量を評価する解析方法を開発しました(トピックス 1-2)。

農業・林業等の再生や避難指示解除及び住民の帰還を進める各自治体に、環境中の放射性セシウムの挙動を評価し、その結果を提供することで貢献する環境動態研究を進めています。

日本に生育する地衣類中の放射性セシウム濃度を指標として、環境中に放出された放射性セシウムの初期降下量を推定する研究に取り組んでいます(トピックス 1-3)。

淡水中の放射性ストロンチウムは、低濃度であるため、その放射能を精度良く測定するには大容量(100 ℓ 以上)の水試料を濃縮して分析する必要があります。これを解消する効率的な分析方法を見いだしました。この分析法を住民のより詳細な被ばく評価や環境モニタリング、環境中の核種移行評価等の研究に役立てます(トピックス 1-4)。また、1F 事故による海洋への影響を詳細に把握することを目的に、茨城県沿岸で採取した海底土について、放射性物質の濃度測定を行いました(トピックス 1-5)。

除染で発生する除去土壌等の管理にかかわる負担低減に貢献するために、放射性セシウムの移行メカニズムの解明等を行うとともに、その成果を活かした合理的な減容方法及び再利用方策の検討を行っています。

効率的・効果的な除染の実施を支援することを目的として開発した除染活動支援システム(RESET)は、国や自治体が策定する除染計画の立案に利用されています(トピックス 1-6)。土壌中のセシウムは、主に雲母類粘土鉱物に強く吸着されており、雲母類粘土鉱物からセシウムを分離できれば、除染で発生する廃棄土壌の減容化が可能です。そこで、第一原理計算手法と呼ばれる計算科学手法を用いて、吸着形態を解明しました(トピックス 1-7)。さらに、私たちは福島県内でも広く見られる粘土鉱物の一つであるパーミキュライトに放射性セシウムが吸着しやすいことを突き止め、ナノメートルレベルでパーミキュライトにセシウムが吸着するメカニズムを観察しました(トピックス 1-8)。放射性セシウムに汚染した下水汚泥焼却灰が大量に発生しました。放射性セシウムなどを含む指定廃棄物扱いの下水汚泥焼却灰の適切な処理と、その容積を減少させる方法について検討しました(トピックス 1-9)。

廃炉国際共同研究センター

国内外の研究者等100～150人規模の参画を想定

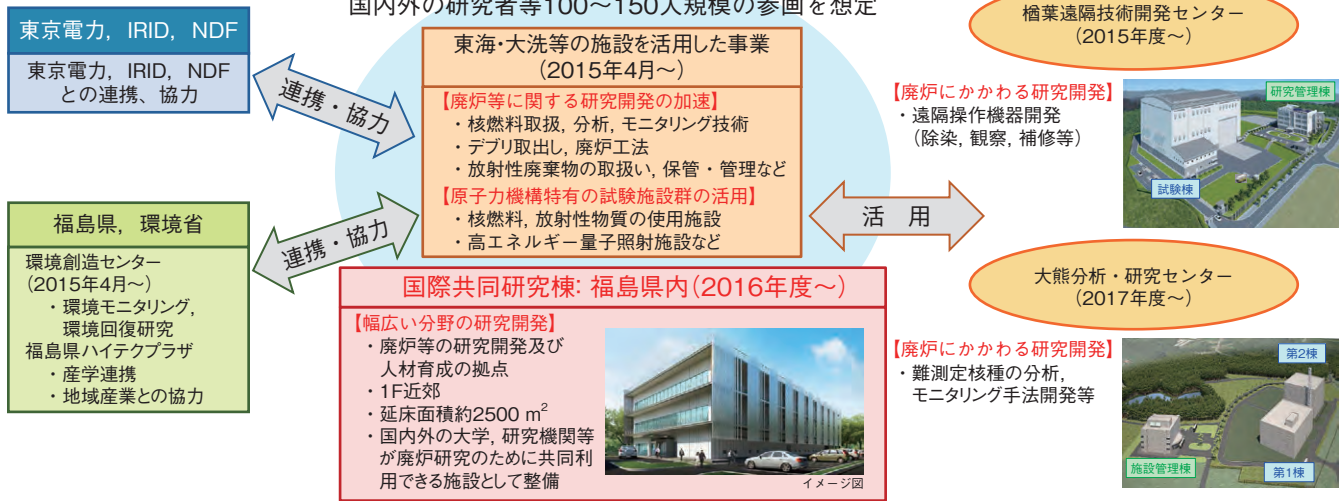


図 1-2 廃炉国際共同研究センターの機能

2015 年 4 月に廃炉研究の中核として廃炉国際共同研究センターを設置しました。東海, 大洗等の施設や原子力機構が福島県に整備中の各施設を活用し、東京電力, 国際廃炉研究開発機構 (IRID), 原子力損害賠償・廃炉等支援機構 (NDF) 及び環境省, 福島県と連携して研究を進めることとしています。

廃止措置に向けた取組み

原子力機構では、国内外の大学, 研究機関, 産業界等の人材が交流するネットワークを形成, 産学官による研究開発と人材育成を一体的に進める体制を構築するために、国際的な研究開発拠点として 2015 年 4 月に廃炉国際共同研究センターを設置して廃炉に向けた研究開発に取り組んでいます (図 1-2)。廃炉国際共同研究センターでの具体的な取組みとして、国内外の英知を結集する場の整備, 国内外の廃炉研究の強化, 中期的な人材育成機能の強化, 情報発信機能の整備を掲げており、廃炉に向けた研究開発の中核としての役割を担っています。当面は、東海, 大洗地区の既存の施設を活用して研究開発を進めますが、福島での研究開発拠点として原子力機構が整備中の「櫛葉遠隔技術開発センター (2015 年度～)」、「大熊分析・研究センター (2017 年度～)」を活用した共同研究事業を順次開始する予定です。また、多様な分野の基盤的な研究開発に関し、外部の研究者が自由に共用できる研究開発拠点として福島県内に「国際共同研究棟」を整備し、基盤的な研究開発と現場での技術の連携を図り、大学等の参画により人材育成の場として活用していきます。

プール燃料及びデブリ取出し準備

1F 事故では使用済燃料の冷却のために大量の海水が注入され燃料集合体の構成材料の腐食が懸念されます。使用済燃料を共用プールで保管していく上で必要となる強度や腐食に関する健全性確認を行っています (トピックス 1-10, 1-11)。

炉内に残っている燃料デブリを安全に取り出す際に、

燃料デブリがどのような状態になっているのかは取出し工具や装置の選定を行う上でとても重要な情報であり、あらかじめ把握しておくことが必要不可欠です。燃料に対して溶け込んだ被覆管の成分が変わったときに硬度がどのように変化するか (トピックス 1-12) や炉内で冷却水に長期間浸漬しているとどのように変化するのか (トピックス 1-13) を把握するための試験を行っています。

事故進展評価

炉心溶融がどのように進展したのかを詳細に把握するために、解析により事故時の燃料棒の破損プロセスや压力容器下部の破損部分を解析や試験により評価等を行っています (トピックス 1-14～1-17)。また、事故時に放出される放射性物質の性状の評価を行っています (トピックス 1-18)。

放射性廃棄物の処理・処分

事故に伴い発生した廃棄物を安全に保管, 処理, 処分していくことは廃炉に向けて非常に重要な取組みであり、このためには放射性廃棄物がどのような状態で発生したかを把握する必要があります。現時点では直接的に試料採取・分析を行えず正確なデータを揃えることが困難な廃棄物が多くありますが、これらに対しても放射能量を推定することを可能にする方法の検討を進めています (トピックス 1-19)。また、高放射線量の廃棄物では内蔵している水分が放射線分解することにより水素が発生することは知られていますが、実験的に水素の発生量を評価してこれらの廃棄物を安全に保管できることを示しています (トピックス 1-20)。

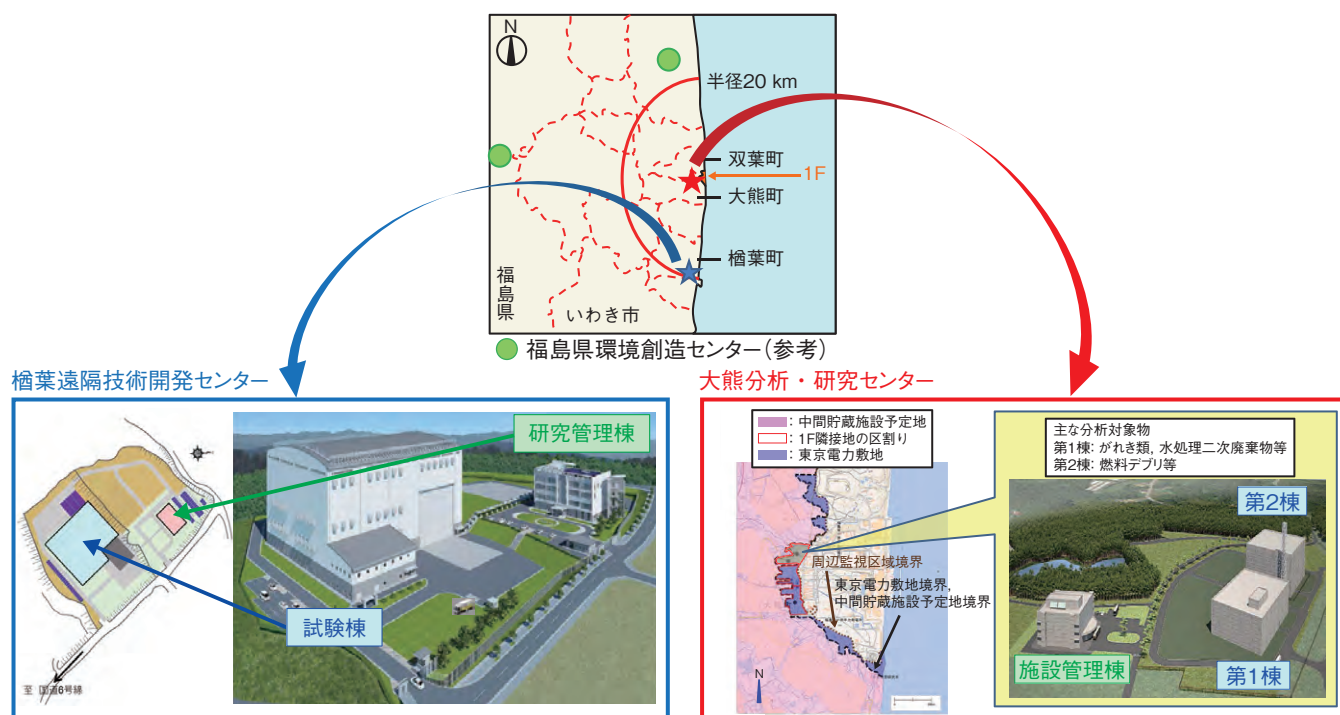


図 1-3 櫛葉遠隔技術開発センター及び大熊分析・研究センターの立地場所

櫛葉遠隔技術開発センターは、研究管理棟（4 階建て：幅 35 m × 奥行 25 m × 高さ 20 m）と試験棟（1 階建て：幅 60 m × 奥行 80 m × 高さ 40 m）から構成され 2016 年度に本格運用します。大熊分析・研究センターは、「施設管理棟」、低放射線量のがれき類、汚染水二次廃棄物等を扱う「第 1 棟」及び高放射線量の汚染水二次廃棄物、燃料デブリ等を扱う「第 2 棟」から構成され、2017 年度内の運用開始を目指します。

福島研究基盤創生センターでは、1F の廃止措置に向けて、原子炉からの燃料デブリの取出し準備にかかわる技術開発と、1F の廃止措置に伴って発生する放射性廃棄物の処理・処分に必要な技術開発を担う研究拠点の整備を行っています。図 1-3 に示すように、「遠隔操作機器・装置の開発・実証試験施設」（以下、櫛葉遠隔技術開発センター）は福島県櫛葉町、「放射性物質の分析・研究施設」（以下、大熊分析・研究センター）は同大熊町に整備を進めています。各拠点について、以下に概要と状況を示します。

櫛葉遠隔技術開発センター

研究管理棟には、事業管理や会議を行うほかに「仮想現実空間の中で計画した作業を実施することによる作業方法・手順等の確認」及び「容易に立ち入れない現場での作業を体験することによる作業員の教育や遠隔操作機器の操作訓練の実施」が可能な没入型のバーチャルリアリティ（VR）システムを開発・導入します。試験棟には、原子炉格納容器下部の漏えい箇所の補修・止水技術や 1F 建屋内での調査、除染等のために必要な遠隔操作機器の開発実証試験を実施するための試験設備等の整備がほぼ完了し、2016 年度の本格運用の準備が間もなく整う状況です。

大熊分析・研究センター

1F 内の放射性廃棄物の処理・処分にに関して、放射性

核種の種類や物理特性といった放射性物質の性状の分析・評価や放射性廃棄物保管中の安全性評価、放射性廃棄物の廃棄体化のための試験、処分の安全性を評価する技術等が必要となります。これらの技術開発では、以下の事項に留意しながら、外部専門家による検討会を設置するなど取組みを加速しています。

- 分析にかかわるルーチン業務と研究開発の同時実施
- 多様な試験への柔軟性
- 施設利用性の向上
- 迅速かつ信頼性の高い測定・評価

現在、「東京電力(株)福島第一原子力発電所の廃止措置等に向けた中長期ロードマップ」の運用時期を念頭に、大熊分析・研究センターの設計を着実に進めています。

研究拠点の目指すもの

国内外の英知を結集するため、国内では、大学・企業等との連携を実現するイノベーションハブの形成を進めるとともに、国外では、テキサス A&M 大学との遠隔操作機器の実証試験の将来の協力のための覚書締結をはじめ、国際ネットワークの構築や施設利用に供する協力協定を結ぶなど、研究開発の資源が有機的に機能する拠点を目指しています。1F から 20 km 圏内に位置する研究拠点は唯一であり、研究開発とその成果の発信により施設利用の促進と魅力ある拠点を確立し、地域産業の創生への貢献を実現します。

1-1

土地利用形態により異なる空間線量率の変化

ー空間線量率の減少傾向を示す環境半減期の導出ー

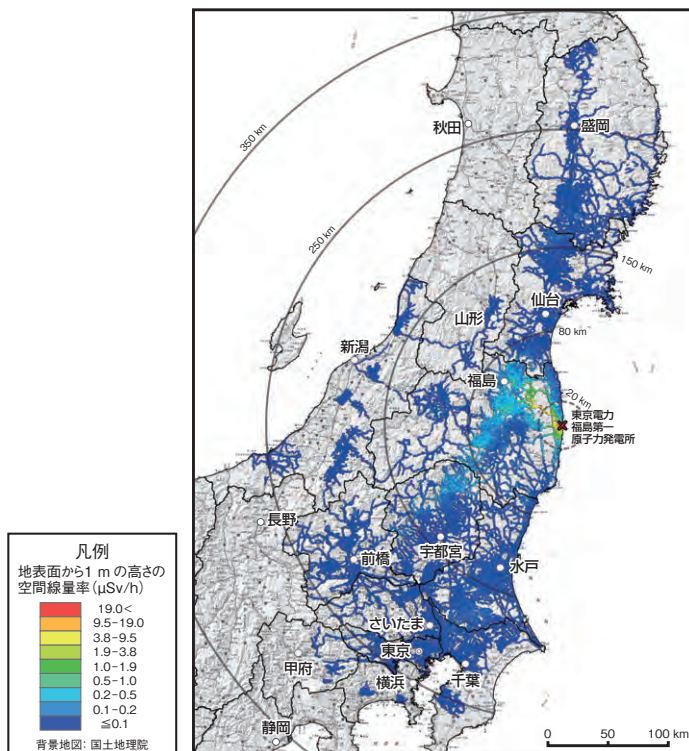


図 1-4 走行サーベイによる空間線量率測定結果の例
(第 8 次測定期間: 2014 年 6 月 23 日～8 月 8 日)

住民帰還などの復興に役立てるため、東京電力福島第一原子力発電所(1F)から放出された環境中の放射性セシウム(Cs)に起因する空間線量率の予測モデルを開発しました。この予測モデルでは、環境中における空間線量率の減少傾向には速い成分と遅い成分があるとして、その減少の程度を土地利用形態ごとに「環境半減期」というパラメータで表現します。このモデルにより、任意の時点の空間線量率を予測することができます。環境半減期とは、放射性 Cs の物理的減衰による影響を取り除き、放射性 Cs の環境中での挙動に影響を及ぼす様々な要因(人為的な影響、風雨などの気象条件、土地利用形態等)により、環境中の空間線量率が半分の値になるまでの時間を意味します。

先行研究において、大気圏内核実験やチェルノブイリ原子力発電所事故後の環境半減期が欧州などで求められています。土地利用形態が異なる我が国にそのまま適用できるのかわかりません。そこで私たちは、2011 年 6 月から 2014 年 8 月までの期間に 1F から 80 km 圏内において計 8 回実施した走行サーベイ等による空間線量率の実測結果(図 1-4)について、水域、都市などの土地利用形態ごとにデータ解析を行い、統計処理により、福島県における減少の速い成分の環境半減期を求めました。

表 1-1 減少の速い成分の環境半減期(中央値)

統計処理によって得られた土地利用形態ごとの減少の速い成分の環境半減期の中央値を示しました。中央値とは、幅のあるデータを小さい順に並べた際に中央に位置する値を意味します。

土地利用形態	減少の速い成分の環境半減期(年)
水域	0.56
都市	0.60
水田	0.55
畑地	0.63
草地	0.58
落葉樹	0.66
常緑樹	0.94
裸地	0.62

なお、減少の遅い成分の環境半減期は、45～135 年と非常に長くなることが知られており、事故後数年間のデータからこれを明確に推定することは困難であるため、予測モデルに用いる減少の遅い成分の環境半減期は土地利用形態にかかわらず同一であると仮定しました。

その結果、落葉樹や常緑樹の土地利用形態では、水域や都市部と比較して、減少の速い成分の環境半減期が長いことが分かりました。また、落葉樹や常緑樹を除いたほかの土地利用形態では、利用形態による環境半減期(中央値)の相違が顕著でなく、0.55～0.63 年程度になることが分かりました(表 1-1)。今回求めた減少の速い成分の環境半減期は、放射性 Cs の物理的半減期より短いものの、落葉樹や常緑樹などの森林で環境半減期が比較的長いことは、森林における放射性 Cs の流出が極めて少ないこと等を示唆すると考えられます。福島県の大部分は森林であるため、森林における環境回復が今後の重要な課題と考えられます。

本研究は、平成 26 年度原子力規制庁受託事業「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分布データの集約及び移行モデルの開発」の成果の一部です。

●参考文献

Kinase, S. et al., Development of Prediction Models for Radioactive Caesium Distribution within the 80-km Radius of the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant, Radiation Protection Dosimetry, vol.160, no.4, 2014, p.318-321.

木名瀬栄, 空間線量率分布の予測モデルの開発、実測データとの比較及び検証, 平成 26 年度放射性物質測定調査委託費(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分布データの集約及び移行モデルの開発) 事業成果報告書, 日本原子力研究開発機構, 2014, p.217-238, <http://fukushima.jaea.go.jp/initiatives/cat03/entry07.html>

1-2 放射性セシウムによる被ばく線量を予測する — 年齢別の外部被ばく線量換算係数データの整備 —

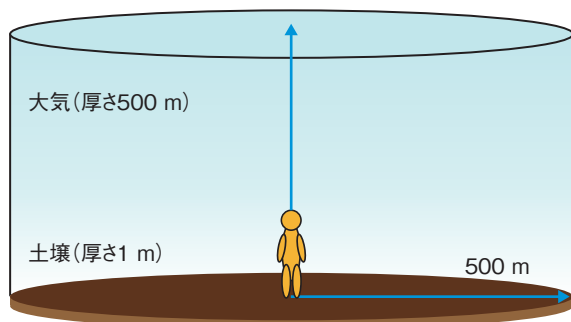


図 1-5 線量換算係数の計算に用いた体系の模式図

放射線輸送計算コード PHITS において図で示したサイズの計算体系を構築し、土壌中に分布した放射性 Cs から放出される γ 線の環境中での挙動及び体系中心に配置した人体数値モデルの組織・臓器における吸収線量を解析しました。

東京電力福島第一原子力発電所（1F）事故で土壌に沈着した放射性セシウム（ ^{134}Cs 及び ^{137}Cs ）による被ばく線量の評価は、住民への放射線防護対策の立案で重要です。現在も放射線モニタリングが継続的に行われていますが、今後の中長期的な線量予測では、放射性 Cs の土壌中分布の経時変化などを考慮する必要があります。そこで私たちは、土壌中の放射性 Cs の放射能濃度から被ばく線量の指標となる実効線量率への換算係数を年齢ごとに整備し、1F 事故後の任意の時期での被ばく線量を予測する手法を開発しました。

換算係数は、公衆を代表する 6 種類の年齢（新生児、1 歳、5 歳、10 歳、15 歳及び成人）に対して計算しました。この計算には、放射線輸送計算コード PHITS と各年齢の身体形状や内部構造を精密に再現した人体数値モデルを用いました。図 1-5 に示す計算体系のサイズは、放射性 Cs からの γ 線が大気中を相互作用なしに進む距離の平均値の約 5 倍で、遠方からの寄与も適切に解析できます。計算では、土壌中の特定の深さに平板一様分布している ^{134}Cs または ^{137}Cs からの放出 γ 線の環境中での挙動を追跡して、体系中央の地上に置いた人体数値モデルの組織・臓器の吸収線量を求めました。

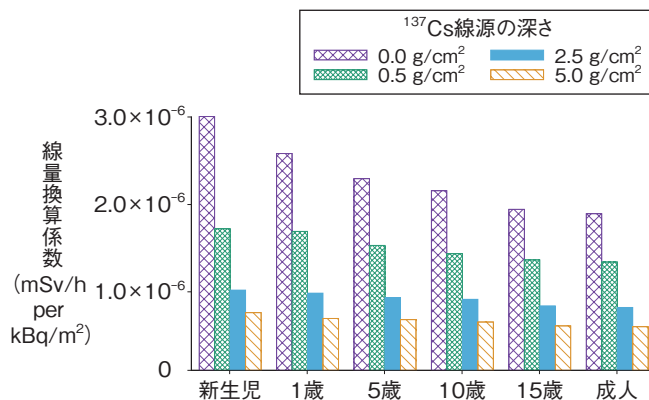


図 1-6 ^{137}Cs に対する線量換算係数

土壌に平板一様分布した ^{137}Cs 線源の放射能濃度 (kBq/m^2) から実効線量率 (mSv/h) への換算係数を年齢別に示しています。線源の深さは、異なる密度の土壌に適用するため、表面からの深さ (cm) に密度 (g/cm^3) を乗じた値 (g/cm^2) で与えています。

計算した吸収線量を基に国際放射線防護委員会 (ICRP) の 2007 年勧告の定義に従い実効線量を算出し、土壌中の放射能濃度から実効線量率への換算係数を整備しました。放射能濃度の深度分布を考慮した換算係数は、各深さに対する換算係数を重みづけ積分することで導出できます。さらに、1F 事故発生時の ^{134}Cs と ^{137}Cs の放射能比を初期条件とし、それぞれの減衰を考慮することで、任意の時期の線量評価を可能としました。

図 1-6 に、 ^{137}Cs の放射能濃度から各年齢の実効線量率への換算係数を示します。計算では幼児も含めて地上に直立していると仮定したため、低年齢ほど体全体が線源である土壌に近くなり、実効線量率が大きくなっています。また、土壌中の放射性 Cs の位置が深くなるにつれ、 γ 線はより遮へいされるため、実効線量率は小さくなります。

整備した換算係数により、放射性 Cs の深度分布や放射能比の経時変化を考慮して、実効線量率を迅速に評価することが可能になりました。本成果は、除染等を行った土地への帰還に向けた住民の線量推定や予測に役立つことが期待できます。

●参考文献

Satoh, D. et al., Age-Dependent Dose Conversion Coefficients for External Exposure to Radioactive Cesium in Soil, Journal of Nuclear Science and Technology, vol.53, issue 1, 2016, p.69-81.

1-3 フォールアウトを記録する生物・地衣類 —事故後初期の放射性セシウム降下量推定への利用—

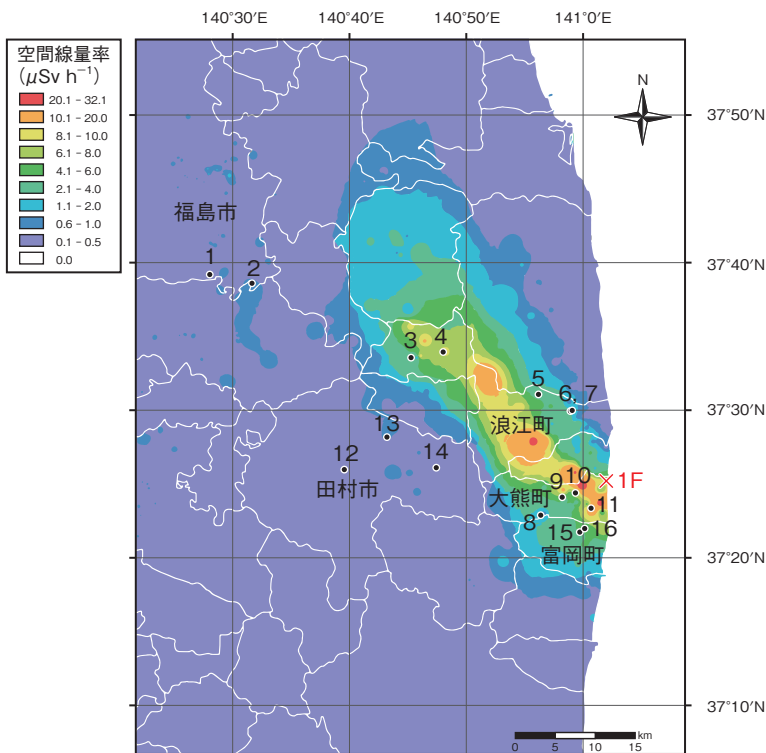


図1-7 調査地点と空間線量率分布

空間線量率は、文部科学省の測定による2011年6～7月時点の値です。各調査地点では複数の地衣類試料を採取しました。

地衣類は、菌類と藻類の共生体で、菌類の仲間です。樹皮や岩石など様々な基物上に生育し、陸上生態系に広く分布しています。寿命が数十年と長く、植物のような根系を持たないため、体表面から大気中の水分や浮遊物を直接取り込みます。このような特性から、ヨーロッパや北米を中心に、大気圏核実験やチェルノブイリ原子力発電所事故による放射性物質の汚染状況の把握や長期モニタリングに、地衣類が活用されるようになりました。

私たちは、東京電力福島第一原子力発電所(1F)事故により放射性セシウム(Cs)が沈着した地域で、日本に生育する地衣類中の放射性Cs濃度を指標として、環境中に放出された放射性Csの初期降下量を推定する手法の開発に取り組んでいます。その指標となる地衣類種の選定にあたっては、①広く生育すること、②地衣類中の放射性Cs濃度が放射性Cs降下量を反映すること、③長期間にわたって地衣類中の放射性Cs濃度の変化を調べることができることなどの条件を満たすことが必要と考えられます。私たちは、2012年12月より1F周辺(半径約60 km圏内)の16地点で調査を行ってきました(図1-7)。その際、日本国内の広い範囲でこの手法が適用できるよう、公共用地に広く分布するサクラに着



図1-8 サクラに着生する地衣類(ウメノキゴケ類)
ウメノキゴケ類は国内で普通に見られる地衣類です。

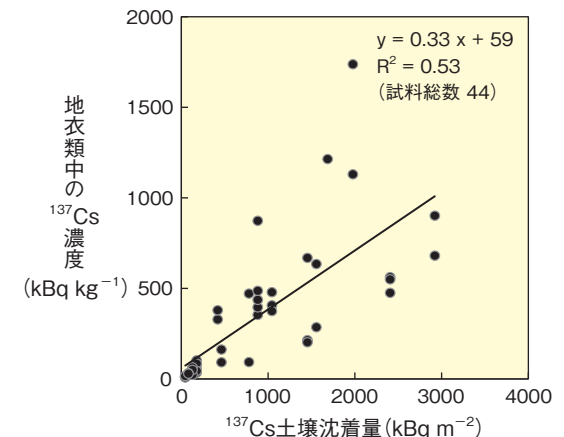


図1-9 地衣類(ウメノキゴケ類)中の放射性セシウム(^{137}Cs)濃度と土壌中の放射性セシウム(^{137}Cs)沈着量との関係

地衣類中の ^{137}Cs 濃度と土壌中の ^{137}Cs 沈着量との間に正の相関関係が見られます。

生する地衣類のうち、ウメノキゴケ類を対象としました(図1-8)。地衣類中の放射性Cs濃度は、CsIシンチレーション検出器を用いて測定しました。また、1F事故から約3か月後に文部科学省により採取・測定された土壌中の ^{137}Cs 沈着量から、試料採取地点の ^{137}Cs 沈着量を推定し、地衣類中の ^{137}Cs 濃度との関係を調べました。

その結果、調査地域から採取した9種のウメノキゴケ類の ^{137}Cs 濃度と、土壌中の ^{137}Cs 沈着量との間に良好な相関関係があることを見だしました(図1-9)。これは、1F事故から約2年経過しても、地衣類に取り込まれた放射性Csが保持され続け、その濃度が1F事故当初の放射性Cs降下状況を反映しているためと考えられます。さらに、「キウメノキゴケ」、「マツゲゴケ」の2種が調査地点で優占的であったことから、これらの種を指標種として活用していくことが期待できます。今後は、地衣類中の放射性Cs濃度の時間変化を調べ、1F事故後初期の降下量の推定に役立てていきます。

本研究は、国立科学博物館との共同研究「地衣類を用いた環境中放射性セシウムの生物指標適用性に係る基礎研究」の成果です。

●参考文献

Dohi, T. et al., Radiocaesium Activity Concentrations in Parmelioid Lichens within a 60 km Radius of the Fukushima Dai-Ichi Nuclear Power Plant, Journal of Environmental Radioactivity, vol.146, 2015, p.125-133.

1-4 イオン交換樹脂で水中ストロンチウムを現地で効率的に回収 ー淡水中の低濃度放射性ストロンチウム分析法の開発ー

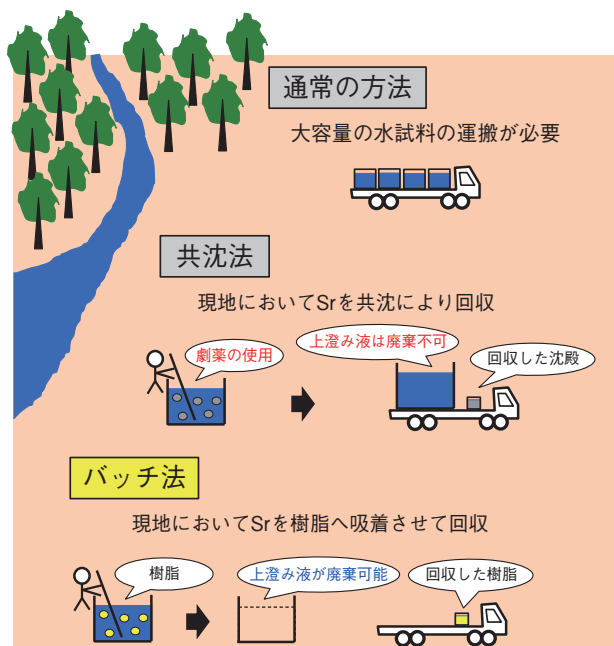


図1-10 現地における試料採取時の作業（前処理）の比較
大容量の水試料から分析する場合、通常は水試料をそのまま実験室へ運搬します。また、現地において目的元素を回収する方法として、共沈法及びバッチ法があります。

淡水中の ^{90}Sr は通常、極低濃度(数 $\text{mBq } \ell^{-1}$ 程度)であるため、その放射能を精度良く測定するには大容量(100 ℓ 以上)の水試料を濃縮して分析する必要があります。しかし、試料ごとに大容量の水試料を運搬しては、一度に多地点での試料採取を行うことは困難です。また、現地における劇薬等の使用や実験廃液の廃棄問題を伴う共沈法も望ましくありません。本研究では、現地において劇薬等を使用せずにストロンチウム(Sr)を回収でき、水試料量の減容も可能な方法として、イオン交換樹脂(Powdex 樹脂)を用いたバッチ法を採用し、多地点における試料採取を可能にする方法を開発しました(図1-10)。

バッチ法は、現地において大容量の水試料が入った容器に直接樹脂を入れて一定時間攪拌し、目的成分を樹脂に吸着させる方法です。本研究の課題は、溶存物質が様々である天然水に対し、Srを回収するために必要な樹脂量を現地で決定する方法でした。様々な淡水試料について、バッチ法で処理した上澄み液の電気伝導度(EC)と水試料のEC、陽イオン交換樹脂量及び水量の関係を調べた結果、試料の種類によらず、上澄み液のECは、樹脂量、水量及び試料のECからなる式で

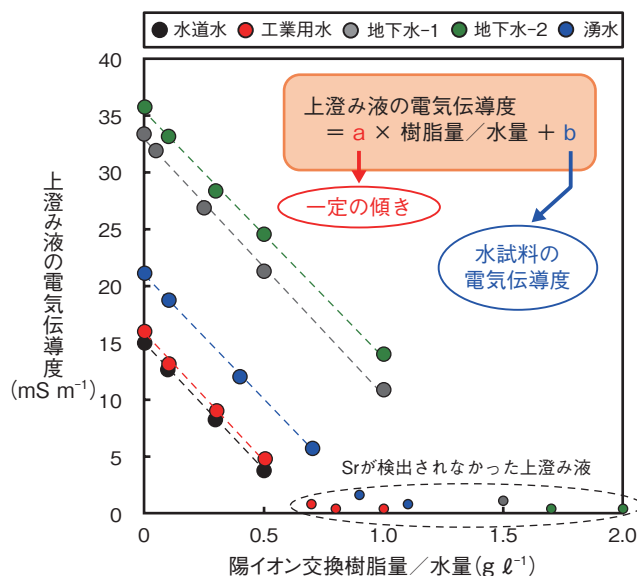


図1-11 バッチ法による上澄み液の電気伝導度と陽イオン交換樹脂量／水量の関係

いずれの水試料においても、水試料の電気伝導度を切片として、樹脂量を増加させると上澄み液の電気伝導度が一定の傾きで減少しました。

決定できることが分かりました(図1-11)。水中のSrを全て回収した場合の上澄み液のECはゼロとみなせるため、Srの回収に必要な樹脂量は、採取した水試料のECの測定値と水量で決定できるようになりました。また、陰イオン交換樹脂も同時に加えることで、中性に維持した上澄み液を現地で廃棄でき、効率的な試料の減容及び一度に多地点での試料採取が可能となりました。

持ち帰った樹脂については、吸着成分を抽出した後、カルシウムや ^{90}Sr 測定の妨害となる放射性鉛やラジウム等の不純物からSrを化学的に分離しました。

本手法を水道水170 ℓ に適用したところ、高いSr回収率(平均88%)を得ました。また、既知量の ^{90}Sr を含むECの異なる複数の水(170 ℓ)に本手法を適用したところ、得られた ^{90}Sr 濃度と良く一致したことから、手法の妥当性が確認できました。本手法では、水試料170 ℓ から分析した場合、約0.1 $\text{mBq } \ell^{-1}$ という低濃度まで測定可能です。

本研究で確立した分析法は、汚染地域へ帰還した住民のより詳細な被ばく評価を可能にし、住民の安全・安心の確保に役立ちます。

●参考文献

Tomita, J. et al., Determination of Low-Level Radiostromtium, with Emphasis on *in situ* Pre-Concentration of Sr from Large Volume of Freshwater Sample using Powdex Resin, Journal of Environmental Radioactivity, vol.146, 2015, p.88-93.

1-5 海底土中放射性核種の濃度を探る ー茨城県周辺海域の海底土中放射性核種の詳細分布調査ー

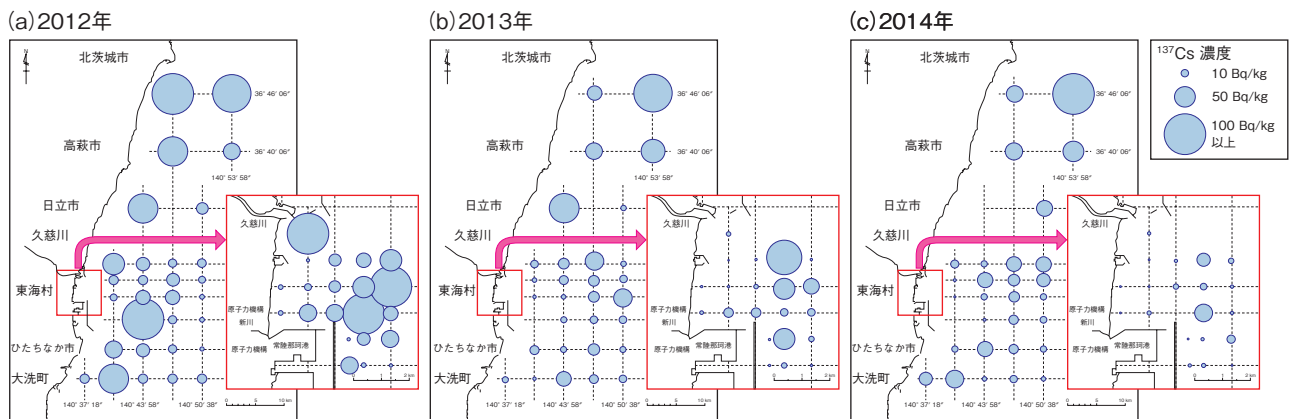


図1-12 茨城県周辺海域における海底土中 ^{137}Cs 濃度の経時変化

茨城県北茨城市沖から大洗町沖の南北約50 km、沖合約20 kmの範囲内51地点で2012年から3年間継続して海底土を採取しました。(a)2012年、(b)2013年、(c)2014年の各地点における海底土中 ^{137}Cs 濃度を円の大きさで表しました。これにより、 ^{137}Cs 濃度の分布とその時間変化を知ることができます。

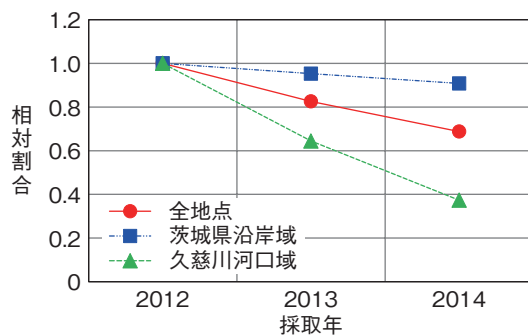


図1-13 海底土中 ^{137}Cs 濃度の経時変化

2012年の ^{137}Cs 濃度を1として、2013年及び2014年の各濃度変化を示しました。茨城県周辺海域の全地点と、それらを茨城県沿岸域及び久慈川河口域に分け、それぞれの平均値で示しました。

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環境へ放出されました。私たちは、1F事故前から継続して、茨城県沿岸での海底土、海水、海産生物等に含まれる放射能調査を行っており、これらの調査結果で、1F事故の影響を確認しています。このため、1F事故による海洋への影響を詳細に把握することを目的に、茨城県周辺海域で51地点の海底土を採取し、乾燥した後、それらに含まれる放射性核種(セシウム-134(^{134}Cs)、セシウム-137(^{137}Cs)、ストロンチウム-90(^{90}Sr)、プルトニウム(^{238}Pu , $^{239,240}\text{Pu}$))濃度を調査しました。

私たちは、2012年5～7月、2013年6～7月及び2014年5～7月にかけて3年間同じ地点で海底土を採取し、まず ^{134}Cs 及び ^{137}Cs 濃度を定量しました。次に ^{137}Cs 濃度の高い地点を中心に ^{90}Sr 及びPuを分析しました。

^{137}Cs 濃度の3年間の濃度変化を図1-12に示します。時間が経つにつれて全体的に ^{137}Cs 濃度は減少しました。 ^{137}Cs の最大濃度地点の海底土では、2012年には1F事

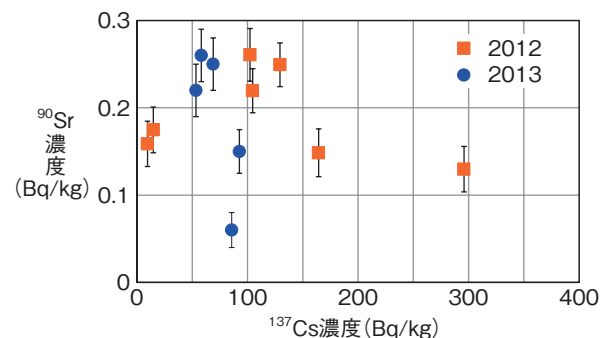


図1-14 海底土中 ^{137}Cs 濃度と ^{90}Sr 濃度の相関性

2012年と2013年に採取した海底土の中で ^{137}Cs 濃度が高い海底土について ^{90}Sr 濃度の調査を行い、それらの相関性を調べました。

故前の濃度(約1 Bq/kg)の約百倍でしたが、2013年及び2014年では数十倍にまで減少しました。中には、2014年に ^{137}Cs 濃度が1F事故以前の濃度範囲にまで減少した地点もありました。また、全地点とそれらを茨城県沿岸域(30地点)と久慈川河口域(21地点)に分け、 ^{137}Cs 濃度の3年間の減少の推移を調べたところ、違いが見られました(図1-13)。これは、地形や海底土の砂質等が影響していると考えています。

海底土中の ^{90}Sr 濃度は、2012年と2013年とともにND(検出下限値未満)～0.26 Bq/kgでした。また、 ^{137}Cs 濃度と ^{90}Sr 濃度との相関性は本研究結果からは確認できませんでした(図1-14)。このため、茨城県周辺海域の海底土において、 ^{90}Sr 濃度の1F事故による影響は、 ^{134}Cs 及び ^{137}Cs 濃度に比べて小さいと推測されました。また、Puは、その濃度がとても低く、本研究では1F事故の影響は認められませんでした。

今後も引き続き同海域におけるモニタリングを実施して、1F事故の影響を調査していく予定です。

●参考文献

Nagaoka, M. et al., Spatial Distribution of Radionuclides in Seabed Sediments off Ibaraki Coast after the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant Accident, Journal of Radioanalytical and Nuclear Chemistry, vol.303, issue 2, 2015, p.1305-1308.

1-6 除染効果の予測と可視化

ー除染活動支援システム（RESET）を用いた福島の除染活動支援ー

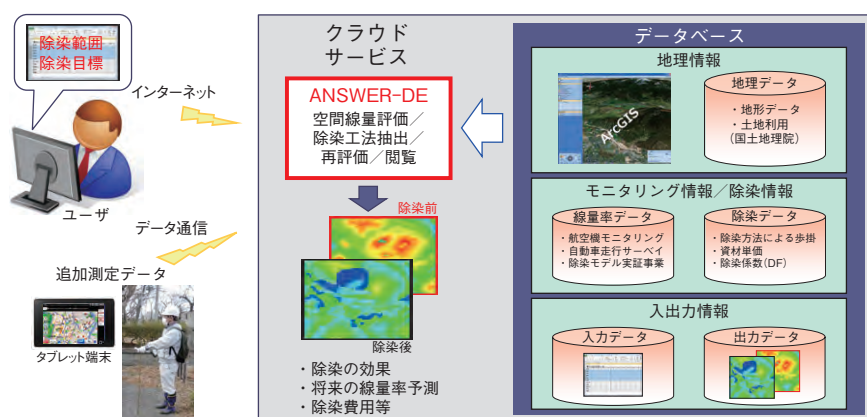


図1-15 除染活動支援システム（RESET）

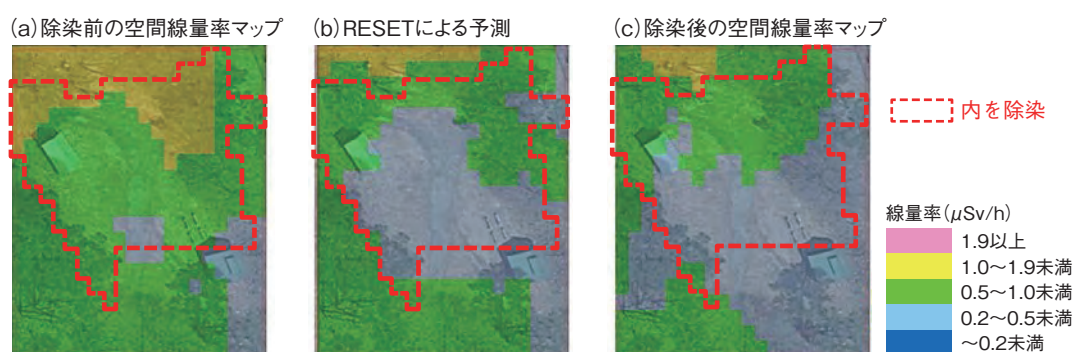


図1-16 RESETによる予測と除染結果の比較

(a)除染前に測定された空間線量率と(b)RESETによる予測の比較から、除染の実施により空間線量率が低減するのが確認できます。また、(b)RESETによる予測と(c)除染後に測定された空間線量率の比較から、RESETによる予測は実測された除染後の空間線量率と良く一致していることが確認できます。

東京電力福島第一原子力発電所事故により放射性物質に汚染された環境を回復するため、空間線量率の高い除染特別地域11市町村と年間の追加被ばく線量が1 mSvを超える汚染状況重点調査地域97市町村では精力的な除染が進められています。原子力機構は、2011年6月に福島市内に拠点を構え、環境省や自治体に対して除染に関する技術的な支援を行っています。

除染活動支援システム(RESET)(図1-15)は、国や自治体が策定する除染計画の立案や効率的・効果的な除染の実施を支援することを目的に開発したシステムです。RESETは、クラウドコンピュータ上に構築されているため、WEBブラウザを使ってインターネットに接続できる環境があれば、PCの種類や性能によらず、迅速かつ精度の高い予測計算ができます。また、RESETは、原子力規制委員会が公開している航空機モニタリングや走行サーベイ等のモニタリング情報に加え、国土地理院の電子地形データや土地利用データ等を有しており、これらを活用することによりデータの入力作業が容易に行えます。除染前に測定された1 m高さの空間線量率をRESETに入力すると、RESETに組み込まれた広域環

境放射能除染効果予測システム(ANSWER-DE)の三次元地形の効果を考慮したシミュレーション解析により、除染対象の表面汚染密度分布と除染後の空間線量率を精度良く予測することができます。

一例として、福島県のキャンプ場で実施された除染のシミュレーション結果を紹介します。図1-16は(a)除染前に実測した空間線量率マップ、(b)RESETによる予測、(c)除染後に実測した空間線量率マップを比較したものです。このように除染の効果が分かりやすく可視化できるため、効果的な除染方法や除染範囲の検討のほか、住民への理解活動等にも活用できます。

RESETは現在、環境省の福島環境再生事務所、福島県の除染対策課及び避難地域復興課、福島県内の除染特別地域及び汚染状況重点調査地域の12市町村で利用されているほか、原子力機構が国や自治体等の依頼を受けて効果的な除染方法や除染範囲の検討、将来の線量率の予測等を行い、除染実施にかかわる助言や技術指導に活用しています。今後は、より線量の高い居住制限区域や帰還困難区域の除染、福島県の面積の7割を占める森林等に対するRESETの活用を予定しています。

●参考文献

田川明広, 山下卓哉, 帰還困難区域における路面除染の予測と実証, 日本保全学会第10回学術講演会要旨集, 吹田, 日本, 2013, p.699-702.
住宅除染における除染対象等別の効果検証, 平成26年度福島県市町村除染技術支援事業実施結果報告書, 福島県生活環境部, 2014, p.57-77.
<http://www.pref.fukushima.lg.jp/uploaded/attachment/116502.pdf>

1-7 スパコンで究明する土がセシウムを取り込む仕組み ー第一原理計算が明らかにしたセシウム特異吸着のメカニズムー

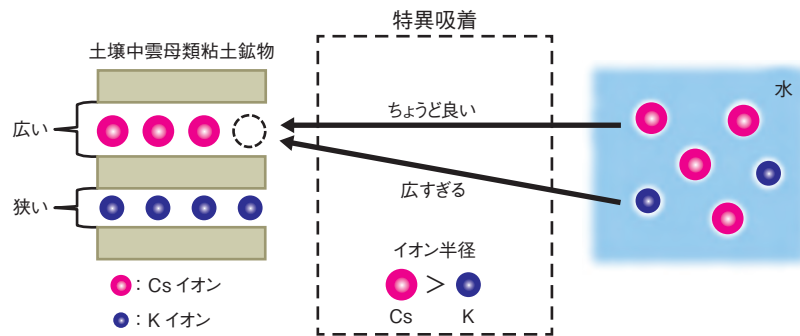


図1-17 雲母類粘土鉱物のCs吸着反応モデルと特異吸着のメカニズム

雲母類粘土鉱物による水溶Csイオンの吸着モデル模式図です。雲母類粘土鉱物は層構造を持ち、層間イオンによって層間距離が変化します。この性質により、Csイオンが多くなった層間にはCsイオンが吸着しやすくなります。

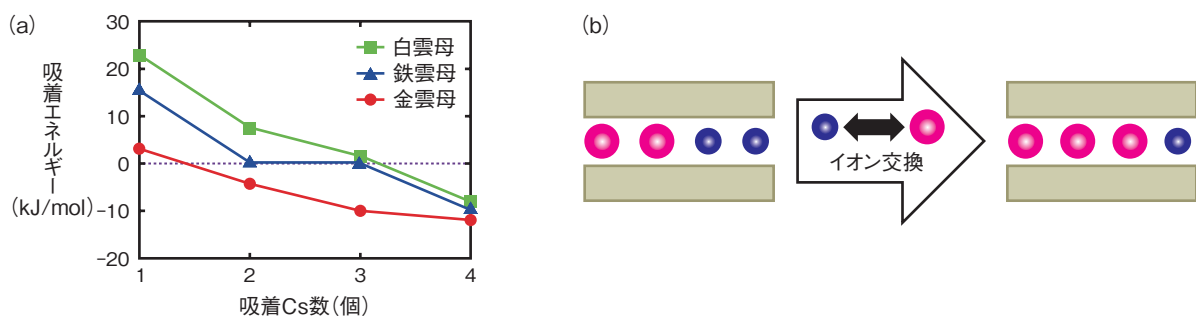


図1-18 雲母類粘土鉱物のCs吸着エネルギー

(a) 第一原理計算による吸着エネルギーの計算結果です。吸着エネルギーとは、吸着反応に必要なエネルギーであり、これが負であれば吸着が起り、値が小さいほど吸着されやすいことを意味します。結果は、粘土鉱物にCsが吸着されればされるほど、よりCsが吸着されやすいことを示しています。(b) 吸着過程の例です。吸着Csが3個の場合の吸着過程を示しています。

東京電力福島第一原子力発電所事故により多量の放射性物質が環境中に放出されましたが、なかでもセシウム(Cs)は半減期が長く、現在も表層土壌に留まり、放射線を放出しています。住民帰還のために大規模な除染作業が続けられ、放射能の低減に成功しています。しかし、除染によって排出された膨大な量の廃棄土壌の処理が新たな問題となっています。

土壌中のCsは、主に雲母類粘土鉱物に強く吸着されていることが知られており、雲母類粘土鉱物からCsを分離できれば、廃棄土壌の減容化が可能です。しかし、Csが雲母類粘土鉱物のどこにどのように吸着しているのか未知の部分が多く、効率的、経済的な分離法はまだ確立されていません。Csの雲母類粘土鉱物における吸着様態を解明することにより、効果的な分離法開発が可能になると期待されます。

環境中に放出されたCsは、陽イオンとして水に溶け、その後、土壌中雲母類粘土鉱物中のカリウム(K)イオンとのイオン交換によって吸着されたものと考えられています。さらに、福島県の土壌をサンプリング・解析した最新の実験・観測結果から、Csは雲母類粘土鉱物の

一種である黒雲母に集中して特異的に吸着していることが分かりました(トピックス1-8)。これは、Csは広く薄く分布しているとの予想を覆す結果です。しかし、その吸着機構は未知であり、これが一般的な吸着様態か否かは不明なままでした。

そこで私たちは、黒雲母の端成分である金雲母と鉄雲母、そして白雲母についてイオン交換反応をスーパーコンピュータ上でモデル化し(図1-17)、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吸着エネルギーを計算し、比較しました(図1-18)。その結果、粘土鉱物はCsを吸着すればするほど吸着力が強くなることが分かりました。なかでも、黒雲母の端成分である金雲母は特にCsを吸着しやすくなることが分かりました。さらに、この傾向は層間距離とイオン半径の関係で説明できることを明らかにしました(図1-17)。この結果は、上記観測・実験結果が一般的な現象を捉えたものであることを示唆しています。今後は、特異吸着したCsを粘土鉱物からいかに分離するか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

Okumura, M. et al., Energetics of Atomic Level Serial Ion Exchange for Cesium in Micaceous Clay Minerals, Clay Science, vol.18, no.3, 2014, p.53-61.

1-8 セシウムの風化黒雲母への選択的吸着 —ドミノ倒しのように連鎖的吸着が起こるメカニズム—

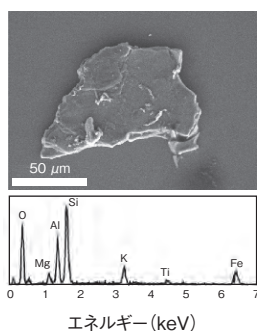


図1-19 放射性微粒子の電子顕微鏡像(上図)とそこから放出されるX線が示す微粒子の化学組成(下図)



図1-20 福島県内で広く見られる粘土鉱物バーミキュライト

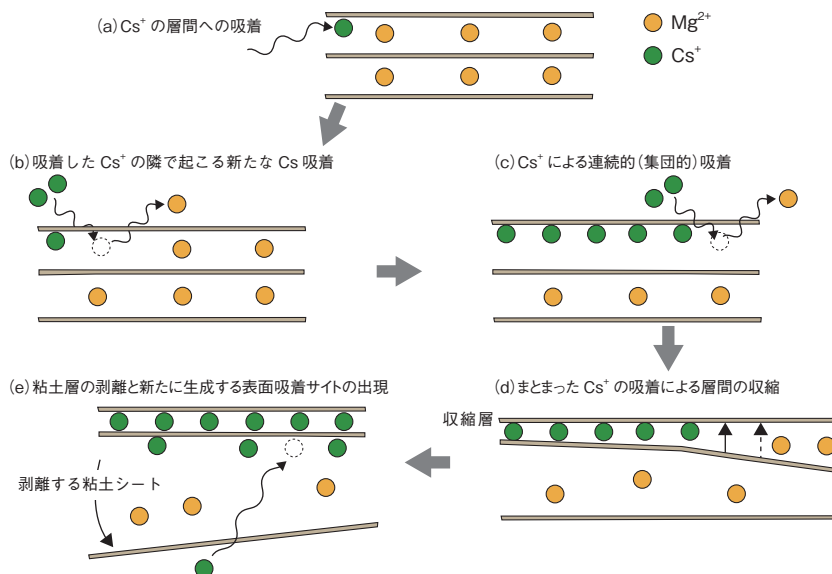


図1-21 ドミノ倒しの様に吸着するCsイオン(Cs^+)とバーミキュライトの構造変化層状構造を示すバーミキュライトのような粘土鉱物の膨潤層に存在するマグネシウムイオン(Mg^{2+})が、 Cs^+ と置き換わる過程を示しています。一つの Cs^+ の侵入は、さらなる Cs^+ の侵入を助ける環境をつくるとともに、効果的に局所的な粘土の電荷を中和する働きをします。

東京電力福島第一原子力発電所事故に伴い放出された放射性セシウム(Cs)は、その周辺地域において深刻な環境汚染をもたらしています。私たちは、福島県内でも広く見られる放射性微粒子が風化黒雲母(図1-19)であり、またそのさらなる風化物であるバーミキュライト(図1-20)に放射性Csが吸着しやすいことを突き止めました。

私たちは、放射線記録媒体や電子顕微鏡を使って、実土壤中で放射性Csがどのような鉱物粒子に吸着しているかを明らかにしました。まず、福島県飯舘村で放射能に汚染されている土壌を採取し、その土壌粒子をイメージングプレートと呼ばれる放射線記録媒体の上に乘せて、各粒子から発せられる放射線を記録しました。これによって放射性微粒子を特定し、これを電子顕微鏡内に移動させてその形態や化学組成、微粒子内の構造を調べました。その結果、放射性Csは風化黒雲母やバーミキュライト(図1-20)に多く固定されており、さらに福島県の土壌では、室内実験で提案されたような雲母微粒子の表面や端面への凝集をそれほど起こしておらず、Csはこの鉱物中に均一に分布していることが明らかになりました。なお、この風化黒雲母は、福島県東部の地

質である花崗岩体の長年の風化によって、そこでの土壌に大量に含まれており、森林や水田などの土壌中の放射性Csのかなりの量は、この鉱物に強く固定されている可能性が高いと考えられます。

また、私たちはX線を物質に照射した際に散乱されるX線を計測することで、物質の構造を調べるX線小角散乱法を用いて、バーミキュライトにCsが吸着するメカニズムをナノメートルレベルで観察しました。その結果、バーミキュライトのある場所に放射性Csが1個だけ吸着すると、その隣にもCsや化学的性質の類似したイオンが吸着しやすくなるため、その粘土層に多くのCsが取り込まれることを明らかにしました。さらに、粘土層に入ったCsは、粘土の酸素と直接結合し、層の反対面では負の電荷が弱まることから剥離が生じやすくなります。これにより二つの粘土層が剥がれ、それぞれの粘土層の表面にもCsが吸着しやすくなり、バーミキュライトに対してドミノ倒しのように、次々とCsが吸着していくことを見いだしました(図1-21)。これまで、 Cs^+ の吸着による粘土鉱物の構造変化を定量的に明らかにした例はなく、今回の解明は福島県の環境回復に有用な知見を与えると期待されます。

●参考文献

- Motokawa, R., Yaita, T. et al., Collective Structural Changes in Vermiculite Clay Suspensions Induced by Cesium Ions, Scientific Reports, vol.4, 2014, p.6585-1-6585-6.
Mukai, H., Yaita, T. et al., Speciation of Radioactive Soil Particles in the Fukushima Contaminated Area by IP Autoradiography and Microanalyses, Environmental Science & Technology, vol.48, issue 22, 2014, p.13053-13059.

1-9 鉄分を溶かして指定廃棄物基準以下に —セシウムの化学状態を解明し効率的に除去することに成功—

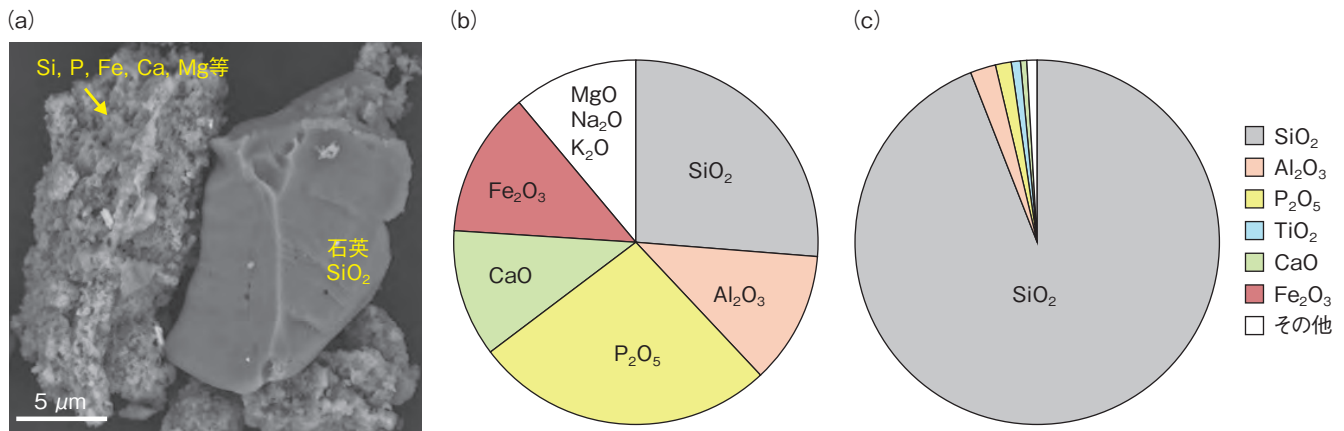


図1-22 下水污泥焼却灰の (a) 電子顕微鏡写真, (b) 焼却灰全体の元素組成(酸化物換算), (c) 下水污泥焼却灰を粉碎した後に塩酸溶液で処理して得た残渣の元素組成
微細粒子が凝集した粒子 (a) の左にある粒子に鉄が含まれています。その鉄を全て溶かすことによって、污泥焼却灰の¹³⁷Cs濃度が23000 Bq/kgから4800 Bq/kgに減少しました。

東京電力福島第一原子力発電所(1F)事故後、東日本各地の下水処理場で、放射性セシウム(Cs)に汚染した下水污泥焼却灰(污泥焼却灰)が大量に発生しました。そのほとんどは現在も各地の下水処理場に保管されています。このうち放射性Cs濃度が1 kgあたり8000 Bq(基準値)を超えるものは、特別な管理が必要な指定廃棄物とされています。污泥焼却灰の放射性Csによる汚染は世界初の事例であるため、汚染した污泥焼却灰の処理処分方策の策定に必要な科学的知識が全くありませんでした。

污泥焼却灰はケイ素とリンを最も多く含み、アルミニウム、鉄も多く含みます(図1-22(a))。污泥焼却灰は、天然の鉱物(石英、長石)と、污泥の焼却によって生成したと思われる微細な粒子が凝集した大きな粒子の2種類からなります(図1-22(b))。この大きな凝集粒子は、酸化鉄、リン酸塩鉱物のほかに二酸化ケイ素と考えられる成分(以下、二酸化ケイ素)からなります。私たちは、基準値を超える放射性Csを含む実際の污泥焼却灰を様々な種類・濃度の酸溶液に入れ、溶解する放射性Csと污泥焼却灰の主要成分元素を分析し、污泥焼却灰

のどの鉱物に放射性Csが含まれているかを調べました。その結果、放射性Csの数%は水に溶けやすい塩として含まれ、約10%がケイ酸塩(石英、長石、二酸化ケイ素)に、残りが酸化鉄に含まれることが分かりました。一部の酸化鉄は酸溶液に非常に溶けにくく、酸溶液で処理した後の残渣に鉄が残っていると、残渣の放射性Cs濃度は基準値以下に低下しませんでした。これは、二酸化ケイ素が骨格を作る数ミクロンメートルの粒子の内部にそのような酸化鉄があり、そこまで酸溶液が到達しないためでした。そこで、污泥焼却灰をあらかじめ数百ナノメートルに粉碎した後に塩酸溶液中で加熱することで、ほぼ全ての酸化鉄を溶解することに成功しました(図1-22(c))。鉄がなくなった結果、残渣物(ケイ酸塩)の放射性Cs濃度は基準値以下に低下しました。また、残渣物に含まれる放射性Csは、加熱した純水や海水に長期間浸しても、全く溶け出さないことを確認しました。

これらの結果は、1Fから放出された放射性Csなどを含む指定廃棄物の適切な処理と、その容積を減少させることに大きく貢献するものと期待されます。

●参考文献

Kozai, N. et al., Radioactive Fallout Cesium in Sewage Sludge Ash Produced after the Fukushima Daiichi Nuclear Accident, Water Research, vol.68, 2015, p.616-626.

1-10 海水注入後の燃料被覆管の健全性を評価する ー電気化学測定で孔食発生条件を探るー

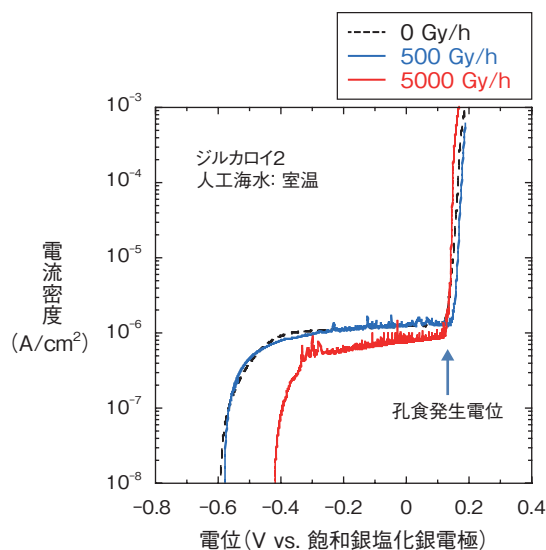


図1-23 室温の人工海水中で測定したジルカロイ2の分極曲線

ジルカロイ2に孔食が発生する条件を電気化学測定により調べました。電流が急上昇する電位を、孔食発生電位と呼びますが、孔食発生電位は γ 線照射の有無にかかわらず、ほぼ一定でした。

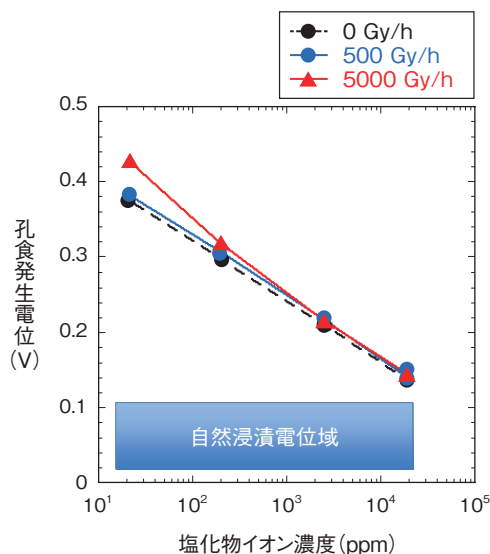


図1-24 ジルカロイ2の孔食発生電位と希釈人工海水中の塩化物イオン濃度の関係

ジルカロイ2の孔食発生電位を、人工海水を希釈して調べました。希釈人工海水では、自然浸漬電位が孔食発生電位より低く、孔食発生の可能性は低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）では、電源喪失により使用済燃料プール（燃料プール）の冷却が不十分となり、燃料露出を回避する緊急措置として、2～4号機の燃料プールに海水が注入されました。通常、燃料プールでは精製水が循環しており、燃料プール内の金属材料が腐食する心配はありませんが、海水混入水では腐食が懸念されます。燃料被覆管材料のジルカロイ2に孔状の腐食（孔食）が進行した場合、燃料被覆管から放射性物質が漏れ出る可能性があります。

そのため1Fでは、腐食防止策として、孔食要因となる燃料プール水中の海水成分（特に塩化物イオン）の除去を行い、塩化物イオン濃度数十ppm以下の浄化水で燃料が冷却されています。

ジルカロイ2製燃料被覆管はきれいな水環境での使用を前提としているため、高塩分濃度でかつ強放射線の水環境の腐食特性データが不足しており、事故直後の被覆管の健全性を評価すること、すなわち高塩化物イオン濃度時に孔食が発生した可能性について確認することが必要です。

そこで、人工海水を純水で希釈して、ジルカロイ2の放射線下での腐食特性を調べました。使用済燃料から放出される γ 線を模擬するため、コバルト60線源を利用

しました。腐食特性データとして、ジルカロイ2の孔食発生電位を測定しました。この測定には電気化学測定を適用しました。これは、強制的に金属材料に孔食を発生させる方法であり、電位を加えた際の電流の変化を測定します。図1-23のように、電位を大きくした際に電流が急上昇したときの電位が、孔食が発生する電位（孔食発生電位）です。放射線の強さを0, 500, 5000 Gy/hと変化させましたが、孔食発生電位はほぼ同じで、放射線の影響により孔食が発生しやすくなることはないことが分かりました。図1-24は、孔食発生電位と塩化物イオン濃度の関係図です。孔食が発生するためには、材料を水溶液につけたときに自然に発生する電位（自然浸漬電位）が孔食発生電位より高くなる必要がありますが、図1-24は、塩化物イオン濃度が非常に高い場合でも、ジルカロイ2には孔食が起こりづらいことを示しています。すなわち、調べた範囲において、海水を注入した燃料プールにおいてジルカロイ2製燃料被覆管で孔食が発生した可能性は低いことが分かりました。

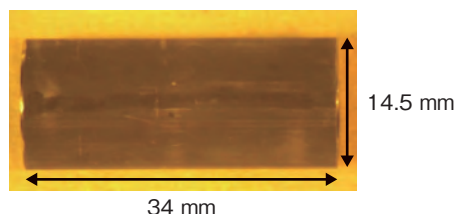
現在の燃料プール水は、塩化物イオン濃度が10ppm以下に浄化されていることから、燃料被覆管に孔食発生の懸念はなく、被覆管から放射性物質が漏れ出る可能性はないものと考えられます。

●参考文献

Motooka, T. et al., Effect of Gamma Radiolysis on Pit Initiation of Zircaloy-2 in Water Containing Sea Salt, Journal of Nuclear Science and Technology, vol.51, issues 7-8, 2014, p.987-995.

1-11 燃料集合体の構造健全性を確認する ー海水浸漬したジルカロイ製燃料被覆管の強度評価ー

(a) 燃料除去済のジルカロイ製被覆管



(b) 浸漬試験及び試料調製フロー

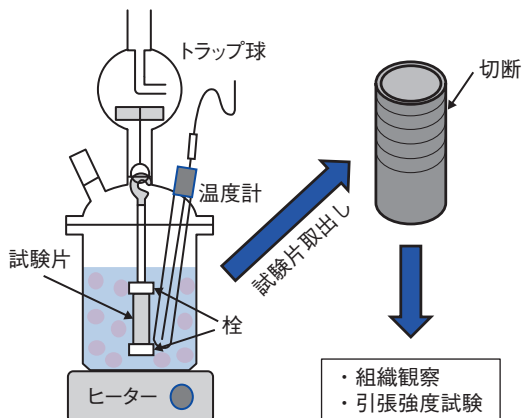


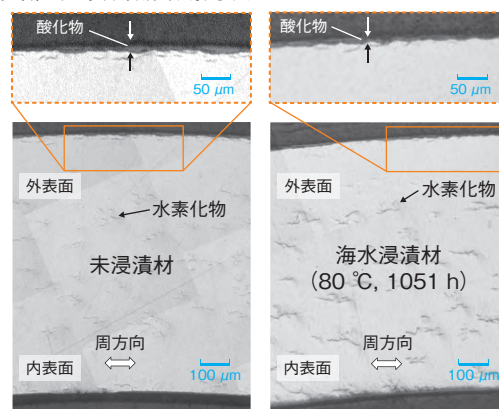
図 1-25 浸漬試験方法と試料調製

(a) の燃料除去済ジルカロイ製被覆管を用いて、(b) に示すように海水浸漬試験(温度: 80 °C, 時間: 1051 h (1.5 ヶ月相当))を行いました。浸漬試験後は被覆管試料を断面切断し、組織観察及び引張強度試験に供しました。

東京電力福島第一原子力発電所(1F)の廃止措置にかかわる研究開発の一環として、1F 各号機の使用済燃料プール内に保管されている燃料集合体についての構造健全性評価を行っています。その一例を以下に示します。

1F 事故においては、使用済燃料プール内に保管されていた燃料集合体を冷却するために海水による注水が行われ、一時的に 70～90 °C 程度の高温にさらされました。今後これらの燃料集合体は発電所内の共用プールに順次移動・保管することとなり、保管後も燃料集合体の構造健全性の維持及び燃料破損の防止が求められています。しかしながら、これらの燃料集合体は一度海水にさらされたことから、塩化物イオン及びほかの混濁物等による表面腐食やそれに伴う強度低下が懸念され、特に燃料破損に対する第一壁として機能する燃料被覆管の健全性を確認しておくことが重要です。そこで、軽水炉と同等の環境で使用された新型転換炉「ふげん」のジルカロイ製燃料被覆管を用いて、1F 事故当初の 4 号機使用済燃料プール内の水質環境を模擬した条件で海水浸漬試験を行い、浸漬後試料に対して引張強度試験を実施しました(図 1-25)。

(c) 断面組織の光学顕微鏡観察写真



(d) リング引張試験による引張強度

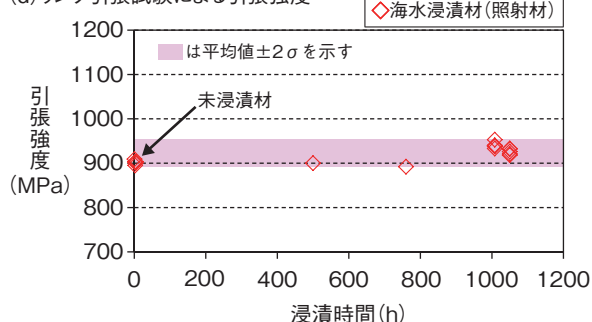


図 1-26 未浸漬材と海水浸漬材の断面組織写真と強度試験結果
ジルカロイ製被覆管を断面切断し、(c) 光学顕微鏡観察と(d) リング引張試験を行いました。海水浸漬による酸化物及び水素化物の状態変化や強度の低下は認められませんでした。

図 1-26(c) に未浸漬材と海水浸漬材のジルカロイ被覆管断面組織写真を示します。外表面に着目すると、原子炉運転中に形成された酸化物は浸漬後についても存在し、孔食などの著しい減肉事象は認められませんでした。また、原子炉運転中に粗大化した被覆管内面の水素化物については、海水浸漬による配向性の変化等(周方向から径方向への再配向など)は認められませんでした。これらの結果は、強度劣化をもたらすような組織変化は生じていないことを意味しています。次に、図 1-26(d) にリング引張試験結果(周方向の引張強度)を示します。浸漬時間 1051 h までの浸漬条件では、引張強度はほぼ一定となり、図 1-26(c) の組織観察結果からも予想されるように、著しい強度低下などの異常は認められませんでした。

以上のことから、燃料集合体の一部である燃料被覆管の強度特性に及ぼす海水浸漬の影響は小さいと考えられます。今後も様々な浸漬試験条件での強度特性評価に加え、燃料集合体の他部位や実機材料の強度評価等を実施し、実機の燃料集合体の構造健全性評価に資するデータ取得を予定しています。

●参考文献

大洗研福島技術開発特別チームほか、福島第一原子力発電所の使用済燃料プールにおける特異な環境履歴を経験した使用済燃料集合体部材の長期健全性に及ぼす腐食の影響評価, JAEA-Technology 2014-020, 2014, 52p.

1-12 被覆管成分が増えると燃料デブリはどうなるか ー燃料デブリ取出しのために役立つ硬さ等の特性評価ー

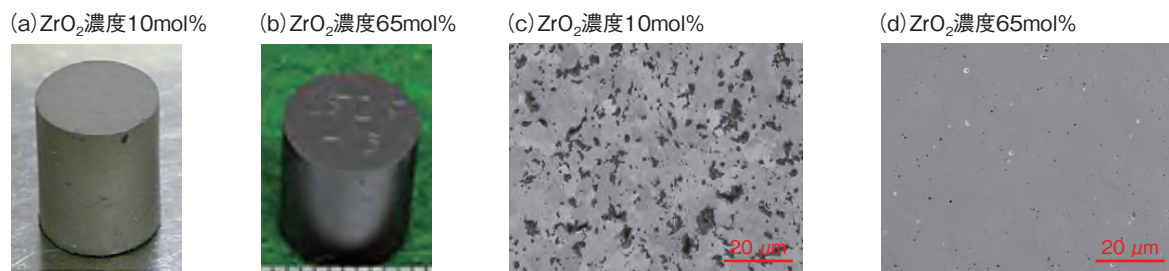


図1-27 模擬デブリ試料の外観及び断面

(a), (b) は被覆管成分である ZrO_2 濃度が 10mol%, 65mol% の模擬デブリ試料の外観です。(c), (d) は電子顕微鏡によるそれらの断面の観察画像です。外観に大きなひび割れ等はなく、断面には斑点状に 10 ~ 40 μm 程度の結晶粒が確認できます。

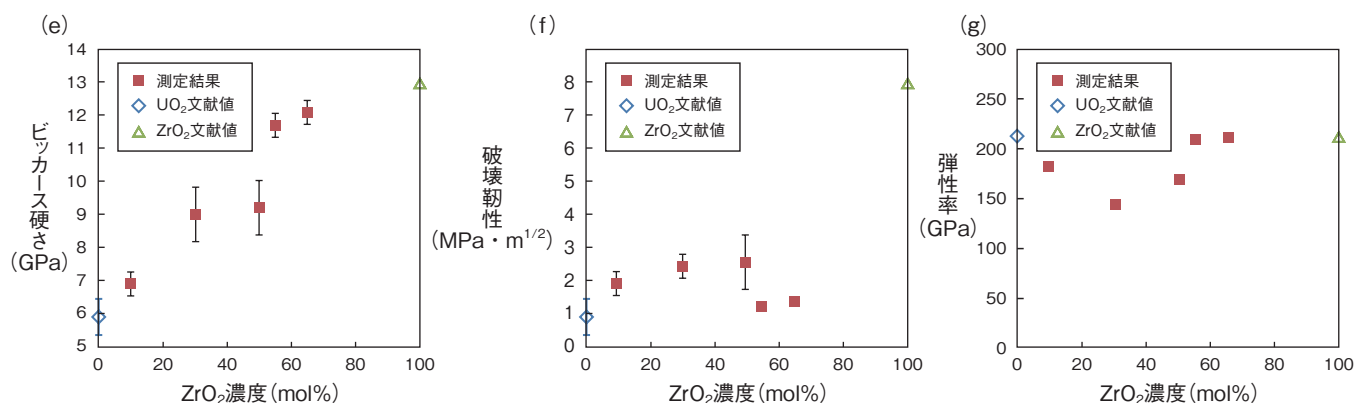


図1-28 ZrO_2 濃度と各物性値の関係

(e) ビッカース硬さ, (f) 破壊靱性, (g) 弾性率と ZrO_2 濃度の関係を示したグラフです。特に、ビッカース硬さは被覆管成分である ZrO_2 濃度の影響を大きく受けており、この濃度が増加すると硬くなる傾向があることが分かります。

東京電力福島第一原子力発電所 (1F) の廃炉に向けた重要な課題の一つは、安全かつ確実に溶けた燃料等 (燃料デブリ) を取り出すことです。1F 内における燃料デブリの取出し作業に着手する前には、その工法・装置を検討するために核物質を含まない材料を用いた試験等の実施が想定されます。その際に用いる材料を適切に選定するため、燃料デブリの特性をあらかじめ推定しておくことが重要となります。本研究では、米国スリーマイル島原子力発電所 2 号機 (TMI-2) 事故の経験を参考に、取出し装置として有効なものの一つと想定されるコアボーリング装置に着目し、その動作原理から掘削性に影響を及ぼすと考えられるビッカース硬さ、破壊靱性、弾性率を燃料デブリの特性として実験的に評価しました。

燃料デブリの主要な成分は、過去の過酷事故研究や TMI-2 事故の事例から、燃料中の酸化ウラン (UO_2) と被覆管の主要な材料であるジルコニウム (Zr) の酸化物 (ZrO_2) の混合酸化物 (U,ZrO_2) と考えています。沸騰水型原子炉 (BWR) である 1F では、炉内の構成材料における Zr の割合が高く、加圧水型原子炉 (PWR) である TMI-2 に比べて燃料デブリ (U,ZrO_2) 中の ZrO_2 濃度は値に幅が出ることが予想されるため、この濃度をパラメータとした模擬燃料デブリ試料を電気炉で作製し

(図 1-27)、その物性値を測定しました (図 1-28)。

その結果、 ZrO_2 濃度が 50mol% 以下の範囲では、酸化物 (U,ZrO_2) のビッカース硬さ (図 1-28 の (e)) 及び破壊靱性 (図 1-28 の (f)) は、 ZrO_2 濃度とともに増加することを確認しました。弾性率 (図 1-28 の (g)) については、 ZrO_2 濃度の増加に対してわずかな減少傾向を示しました。 ZrO_2 濃度が 50mol% を超えた場合、全ての物性値が ZrO_2 濃度とともにわずかに増加しました。以上の結果をまとめると、 ZrO_2 濃度が 50mol% 以下では、 ZrO_2 濃度が機械的物性に与える影響が大きく、一方それ以上では ZrO_2 濃度とともにわずかに増加する傾向であることが分かりました。

今後も上記以外にも炉内に存在すると推定される様々な物質について、硬さ等の物性に関するデータを蓄積していく計画です。これらの情報は、燃料デブリの取出しに使用する装置の開発や試験に使用する核物質を含まない模擬燃料デブリの選択等に活用される予定です。

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

●参考文献

Hoshino, T. et al., Mechanical Properties of Fuel Debris for Defueling Toward Decommissioning, Proceedings of 23rd International Conference on Nuclear Engineering (ICONE 23), Chiba, Japan, 2015, ICONE23-2111, 6p., in DVD-ROM.

1-13 微細な燃料デブリは水中でどう変化するか ー過酸化水素やホウ酸の化学的影響を調べるー

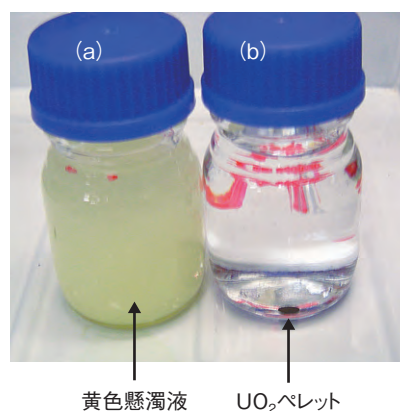


図 1-29 (a) 過酸化ウラン四水和物の黄色懸濁液と(b)純水に浸漬した UO₂ ペレットの観察像
(a) は 10 重量% 過酸化水素水に浸漬した UO₂ ペレットから生成した過酸化ウラン四水和物の黄色懸濁液, (b) は純水に同期間浸漬した UO₂ ペレットの観察像です。UO₂ ペレットも、粉末と同様に過酸化水素により全量酸化されました。

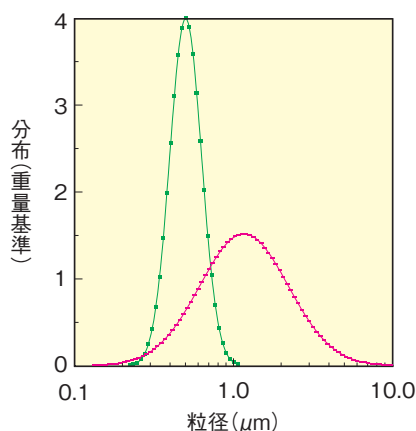


図 1-30 黄色懸濁液中の過酸化ウラン四水和物の粒度分布
---線は生成した過酸化ウラン四水和物 (pH5.6), ---線は塩酸を加えた後 (pH2.8) の粒度分布です。液の酸性度が強くなって、粒子が凝集して粒度が大きくなることは、粒子がコロイド的性質を持つことを示します。

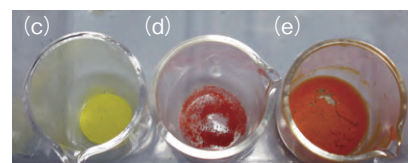


図 1-31 三酸化ウラン水和物の観察像
(c) 三酸化ウラン二水和物 (UO₃·2H₂O), (d) 三酸化ウラン一水和物 (UO₃·H₂O), (e) 無水三酸化ウラン (UO₃) の観察像です。UO₃·2H₂O は、UO₃ の吸湿によって生成しますが、300 °C でも完全に脱水せずに UO₃·H₂O になります。

東京電力福島第一原子力発電所事故では、高温になった燃料が被覆管や構造材とともに溶融し、一部は冷却水中に落下したと予想されます。このような急冷条件では、燃料デブリは細粒化する可能性があり、さらに酸化などで細粒化は一層進むとされています。また、燃料デブリ取出し作業の際の切削などでも微細な粉末が発生します。しかし、水中で細粒になった場合の化学的挙動はこれまで明らかにされていませんでした。

燃料デブリを冷却水中に長期間浸漬した際の化学変化と微細化の現象を検討するため、燃料デブリ成分を模擬した UO₂ を、純水、海水成分の NaCl 水溶液 (26wt%), 水の放射線分解で生成する過酸化水素水 (10wt%), 制御棒由来及び臨界防止のため添加するホウ酸水溶液 (1.64wt%) にそれぞれ浸漬し、50 °C で 1 ヶ月間静置しました。その結果、化学的变化には過酸化水素水が最も影響し、図 1-29 に示すように、全量の UO₂ が酸化して、過酸化ウラン四水和物 (UO₄·4H₂O) を含む黄色懸濁液が生成しました。図 1-30 に示すように、この懸濁液中の粒子の粒径は 1 μm 以下と微細で、コロイド的性質を示すことが分かりました。一方、ほかの水溶液中では

UO₂ の化学変化や微細化がほとんど起こりませんでした。

次に、赤外吸収法により浸漬物とホウ酸との化学結合性を調べました。その結果から、ホウ酸成分はデブリ取出し時にほとんど付随しないことが予想されます。さらに加熱温度や湿度による水和水変化について調べた結果、過酸化ウラン四水和物は、300 °C での加熱処理で水和水を失って橙色の三酸化ウラン (UO₃) になるものの、UO₃ は室温での吸湿により容易に水和水を持つことが分かりました (図 1-31)。

以上のように、微細な燃料デブリについて、中性子吸収材であるホウ酸との化学的親和性が低く、中性子減速材である水と結合しやすい性質があることが分かりました。なお、収納保管時等の未臨界評価は、燃料デブリに付随するホウ酸は考慮しないなど、保守的に行う予定となっています。

本研究は、原子力機構が国際廃炉研究開発機構の組合員として実施した経済産業省資源エネルギー庁からの受託事業「平成 25 年度発電用原子炉等廃炉・安全技術基盤整備事業」及び平成 25 年度補正予算「廃炉・汚染水対策事業費補助金」補助事業の成果の一部を含みます。

●参考文献

Otobe, H. et al., Corrosion of Uranium and Plutonium Dioxides in Aqueous Solutions, Proceedings of 2014 Nuclear Plant Chemistry Conference (NPC 2014), Sapporo, Japan, 2014, paper 10173, 11p., in USB Flash Drive.

1-14 海水注入が炉心の冷却へ与えた影響を調べる —原子炉炉心模擬試験体による海水熱流動挙動評価—

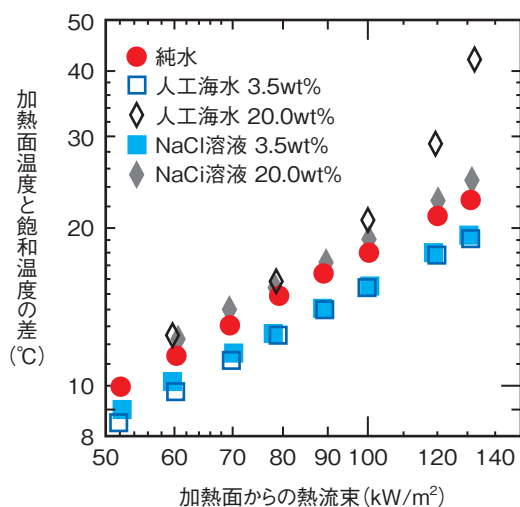


図 1-32 飽和沸騰時の伝熱特性

純水を用いた既存研究と同様に、NaCl 溶液や低濃度の人工海水の、加熱面温度と飽和温度の差と熱流束の関係は、通常両対数グラフ上に直線で示されますが、高濃度の 20wt% の海水はこの傾向から外れ、加熱面温度がより高くなることが分かりました。

東京電力福島第一原子力発電所事故では、電源喪失等によって炉心冷却機能を失ったため、真水の代わりに比較的確保が容易であった海水が注入されました。しかし、炉心への海水の注入は世界的にも例がなく、海水が炉心の冷却へ与える影響は十分に把握されていません。海水は、その物性値が真水と異なるとともに、ミネラル等が多く含まれているため、結晶の析出による伝熱面表面状態の変化や流路閉塞の発生など、冷却能力への悪影響が考えられます。

そこで私たちは、海水注入による冷却能力への影響の把握を目的として、原子炉炉心を模擬した試験体を用いた実験を行いました。使用した流体は、天然海水中に含まれるミネラルを模擬した人工海水と、比較対象として純水と NaCl 溶液を使用しました。日本近海と同様の 3.5wt% (流体中に含まれる海水成分の重さの割合 (%)) から、炉内における濃縮も考慮した 20wt% までの濃度で試験を実施しました。

図 1-32 は飽和沸騰 (流体の平均温度が飽和温度での沸騰) 時の加熱面温度と飽和温度の差を、熱流束 (単位面積あたりの加熱量) に対して、両対数グラフとして示した結果の一例です。純水、人工海水 (3.5wt%)、NaCl 溶液 (3.5wt%)、NaCl 溶液 (20wt%) は、グラフ上に直線で示されており、熱流束のべき乗に、加熱面温度と流体の

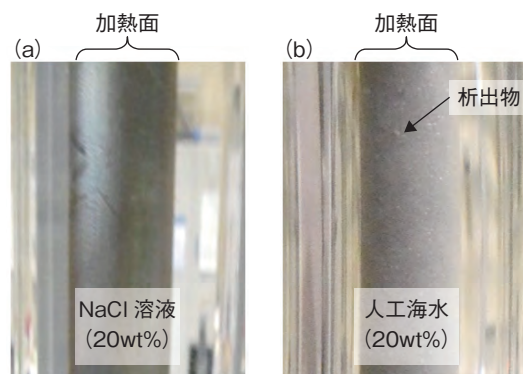


図 1-33 試験後の加熱面の様子

(a) は 20wt% の NaCl 溶液、(b) は 20wt% の人工海水を用いたときの試験終了後の加熱面の写真です。高濃度の人工海水を使用したとき、加熱面を覆うように白い物質が析出しました。

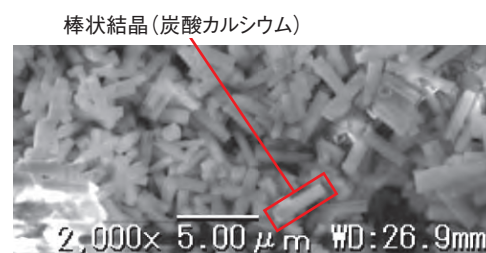


図 1-34 析出物の電子顕微鏡画像

棒状に見えるのが結晶です。特性 X 線スペクトルによる組成分析の結果、炭酸カルシウムであることが分かりました。

飽和温度の差が比例していることが分かります。しかし、20wt% の人工海水の結果は、この傾向から外れ、高い熱流束では加熱面温度が上昇しており、加熱面の冷却能力が低下しました。この原因として、加熱面での結晶の析出が考えられます。図 1-33 は 20wt% の NaCl 溶液と人工海水を用いたときの、実験終了後の加熱面の写真です。NaCl 溶液を用いた場合は変化が見られませんが、人工海水では白色の析出物が加熱面を覆う様子が確認されました。このように析出物が確認されたのは 20wt% の人工海水のみであり、ほかの流体では確認されませんでした。図 1-34 は析出物の電子顕微鏡画像です。3 ~ 4 μm 長の多数の棒状結晶が見えます。特性 X 線スペクトルを確認したところ、この結晶は炭酸カルシウムでした。これらの結果から、加熱面に炭酸カルシウムが析出した場合、冷却能力が低下することが確認されました。これらの結果は、今後、炉内状況を把握するための数値シミュレーションに取り入れられる予定です。

本研究は、原子力機構が国際廃炉研究開発機構の組合員として実施した経済産業省資源エネルギー庁からの受託事業「平成 25 年度発電用原子炉等廃炉・安全技術基盤整備事業」及び平成 25 年度補正予算「廃炉・汚染水対策事業費補助金」補助事業の成果の一部です。

●参考文献

Uesawa, S. et al., The Thermal-Hydraulic Behavior of Seawater in an Internally Heated Annulus, Proceedings of 23rd International Conference on Nuclear Engineering (ICONE 23), Chiba, Japan, 2015, ICONE23-1367, 8p., in DVD-ROM.

1-15 事故時の燃料棒の壊れ方を計算機で予測する —粒子法に基づく燃料溶融崩壊挙動解析手法の開発—

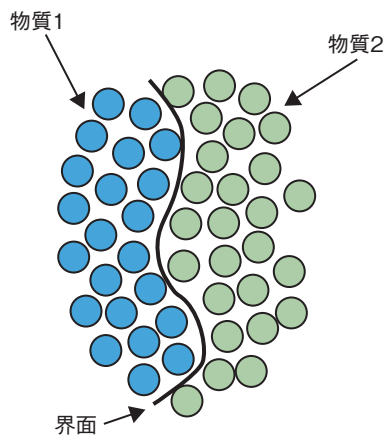


図1-35 粒子法における界面
異なる物質である物質1と物質2が接触している様子を表しています。物質1と物質2の界面では摩擦や表面張力が働きます。この力を計算するために新たなモデルを導入し、界面を安定して計算できるようになりました。

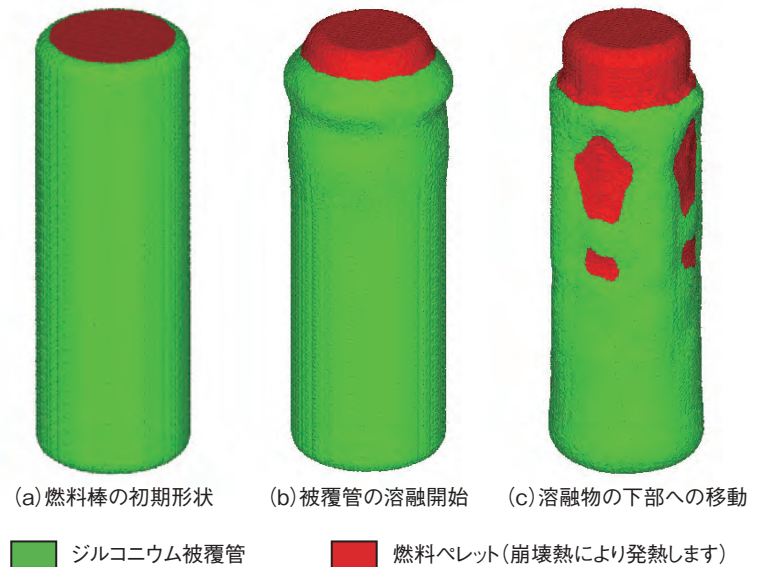


図1-36 燃料棒の溶融

金属の管（ジルコニウム被覆管）と燃料ペレットで構成される燃料棒（a）が、燃料ペレット中の崩壊熱により加熱され、燃料ペレットよりも融点の低い被覆管が溶融しはじめます（b）。溶融部分が徐々に広がり重力により落下しますが、融点の高い UO_2 は溶け残ります（c）。

原子力発電所の安全性を評価するため、様々な条件の過酷事故時の挙動のシミュレーションが過酷事故解析コードにより行われています。過酷事故解析コードでは、過酷事故時に起きる複雑かつ多様な現象を詳細に取り扱うと計算負荷が大きくなり解析が不可能となるため、これらの現象を実験結果を基にした数値モデルを使い簡略化することにより取り扱っています。このため、実験で考慮されていない現象や状況が起こった場合、解析コードでは想定されていない事象を取り扱うこととなり、解析の精度が低下したり、解析の結果が正しいことを示すことができなくなったりします。過酷事故時を模擬した実験は、費用や放射性物質の取扱いなどの課題のため実施が容易ではなく、過酷事故解析コードよりも詳細なシミュレーションで実験の代わりとすることが期待されています。

そこで私たちは、過酷事故時に原子炉内で発生する燃料が溶けながら壊れていく（溶融崩壊）過程を詳細に再現できる解析コード（POPCORN）の開発を行っています。溶融崩壊過程では、燃料の溶融や凝固に加え、破壊や崩落などの様々な現象が起こることが想定されます。私たちは、溶融崩壊過程を計算するため、粒子法と呼ばれる、液体や固体などの計算対象を小さな粒の動きで表

現する手法を使うことにしました。粒子法は液体や固体などの動きを小さな粒の動きで表現するため、燃料が溶けてできる液体や壊れて落下する固体を同一の方法で計算できたり、原子炉内に存在する様々な物質を異なる粒子として表現できたりするなどの点で、溶融崩壊過程を計算する方法として優れています。

POPCORNの開発について、溶融過程に関しては溶融しかけの状態における粘性を大きくすることで流れにくさを表現し、異なる流体間の表面張力や摩擦等の相互作用についてもモデルの導入や計算方法の改良を行いました（図1-35）。確認のための計算の一例として、燃料棒の一部が核分裂生成物の崩壊熱により溶融崩壊する過程を模擬し、開発中のPOPCORNを用いて計算した結果を図1-36に示します。金属の管（ジルコニウム被覆管）が二酸化ウランや核分裂生成物を含む燃料ペレットからの熱により溶融し、重力により落下していく過程が計算されています。

今後は、実際の過酷事故時に起こると思われる化学反応や共晶反応を計算できる機能の導入や実験データにより開発したコードが正しい結果を与えるかの確認などを行い、過酷事故時の溶融崩壊過程を再現できる解析コードの開発を行っていきます。

●参考文献

Nagatake, T. et al., Development of POPCORN Code for Simulating Melting Behavior of Fuel Element: Fundamental Validation and Simulation for Melting Behavior of Simulated Fuel Rod, Proceedings of 23rd International Conference on Nuclear Engineering (ICONE 23), Chiba, Japan, 2015, ICONE23-1914, 6p., in DVD-ROM.

1-16 原子炉事故時の压力容器下部の破損箇所を推定する — 压力容器下部ヘッド破損挙動評価手法の開発 —

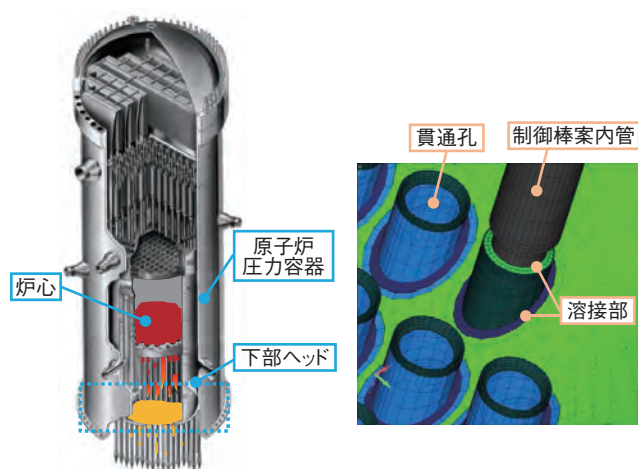


図 1-37 压力容器下部ヘッドの解析モデル

1FのようなBWRの压力容器下部ヘッドは、制御棒を通すための貫通孔や制御棒案内管と压力容器をつなぐための溶接部が多数存在し、とても形状が複雑です。溶融燃料が落下した場合の下部ヘッドの破損箇所や破損時間は、このような複雑な形状の影響を受けると予想されます。そこで、事故時の下部ヘッドの破損挙動を詳細に評価するため、溶接部を含む詳細な三次元モデルを作成しました。

東京電力福島第一原子力発電所（1F）における事故進展や炉内状況の推定に役立てるとともに、現在のシビアアクシデント（SA）解析コード（例えば原子力機構が開発している THALES2 等）の高度化に資するため、私たちは溶融燃料が落下した際の压力容器下部ヘッドの破損挙動を評価するための研究開発を進めています。現在の SA 解析コードでは、溶融した炉心燃料と材料が下部ヘッドに移行し堆積した後の下部ヘッドの温度や応力などの時間変化やその破損を、単純な形状のモデルや評価手法を使って評価しています。このため、下部ヘッドの破損時間やその後の事故進展の推定には、大きな不確かさ（ばらつき）が含まれます。1Fのような沸騰水型原子炉（BWR）の压力容器下部ヘッドは、多数の制御棒案内管等が貫通し、構造が複雑であることから、より局所的な破損箇所や破損に至るまでの時間を推定するための手法の開発が必要であると考えられます。

本研究では、溶融燃料の挙動を把握するための数値流体力学に基づく熱流動解析及び熱流動解析により得られる表面温度や圧力等を境界条件とする構造解析（熱弾塑性クリープ解析）を組み合わせた熱流動・構造連成解析手法の整備と、破損箇所や時間を推定する手法として、

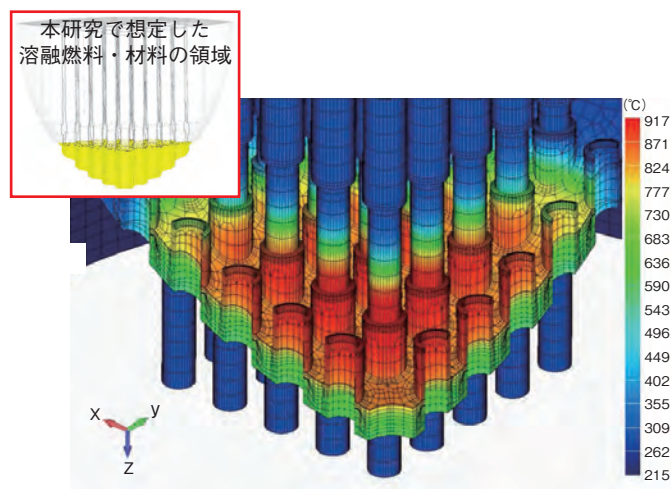


図 1-38 解析で得られる温度分布の例

詳細な三次元モデルを用いた熱流動解析による温度分布の一例です。左上の図の黄色の部分は、溶融した燃料と材料が移行した領域です。ここが加熱されることにより、下部ヘッドを構成する材料の温度も高くなり、クリープによる変形が生じるものと考えられます。

クリープ変形に伴う材料の損傷程度を評価する手法の整備を進めています。

BWRを対象とした場合に重要となる制御棒等の貫通部を考慮した三次元モデル（図 1-37）を用いて得られた解析結果の例を図 1-38 に示します。この例は 1F 事故のシナリオとは一致していませんが、炉心で溶融した燃料と材料のうち 10% が下部ヘッドに落下し、冷却水により冷却され固化した状態を初期状態として解析を行った結果です。崩壊熱により落下した燃料と材料が再び加熱されるため、下部ヘッドを構成する材料の温度も高くなっている様子が見て取れます。クリープ変形による損傷基準を用いて、温度分布や圧力などの影響を考慮して材料の壊れやすさ（損傷指数）を評価したところ、損傷指数が最大となる貫通部近傍で破損することが推定されました。

今後、試験（トピックス 1-17）との比較を通じてクリープ変形に伴う破損時間の推定精度を向上させるとともに、異なる事故シナリオに対する評価を行うことで、1Fの压力容器下部ヘッドの破損箇所の推定や SA 解析コードの高度化に役立つ知見を得ることを目指します。

●参考文献

Katsuyama, J. et al., Development of Failure Evaluation Method for BWR Lower Head in Severe Accident; (3) Creep Damage Evaluation Based on Thermal-Hydraulics and Structural Analyses, Proceedings of 23rd International Conference on Nuclear Engineering (ICONE 23), Chiba, Japan, 2015, ICONE23-1534, 7p., in DVD-ROM.

1-17 原子炉事故時の压力容器下部の破損箇所を推定する —高温クリープ試験とクリープ構成則の検討—

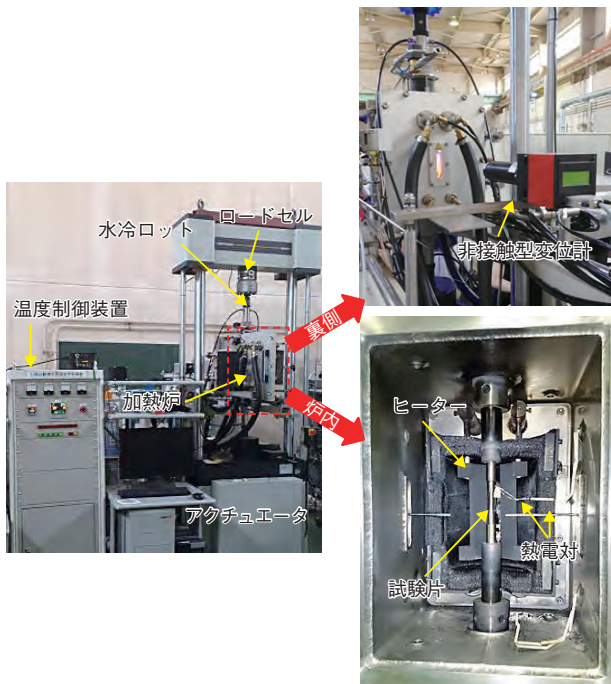


図 1-39 高温材料特性試験機

金属が溶ける温度近くまでの材料特性データを取得するため、1600℃まで加熱して引張試験やクリープ試験を行うことのできる高温材料特性試験機を整備しました。従来のクリップゲージなどを用いた測定では不可能だった試験片の変位（長さの変化）を、並行な光線を用いて非接触で測定することで、高温域での測定が可能となりました。

私たちは、東京電力福島第一原子力発電所事故を受けて、炉心熔融後のデブリ等の落下に伴う压力容器下部ヘッ드의破損を数値解析により評価する研究を進めています。事故時に高温にさらされる下部ヘッ드의解析を行うためには、金属が溶ける温度（融点）近くまでの材料特性が必要です。特に、高温で圧力などの荷重がかかる場合には、時間の経過とともに進行するクリープ変形が顕著になるため、高温域のクリープ特性やそれを数値解析で再現するためのクリープ構成則が必要となります。下部ヘッ드를構成する材料に関する既存のデータベースでは、1100℃を超える高温域のデータが不足していたため、それらの材料を融点近くまで加熱して引張試験やクリープ試験を行うことのできる高温材料特性試験機を整備し（図 1-39）、材料特性データを取得しました。その結果、引張特性やクリープ特性のデータベースについて、1300℃まで拡充することができました。

また、取得したクリープ特性のデータベースを基に、クリープ構成則に関する検討を行いました。図 1-40 の——線は、1300℃のクリープ試験によって得られた時間とクリープ変形の関係です。試験片は、約 4.5 時間後に約 50% 伸びて破断しており、その直前に急激に伸びる

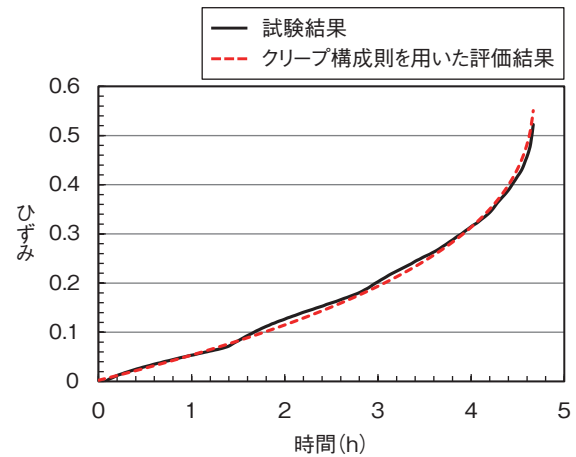


図 1-40 高温クリープ試験結果とクリープ構成則の検討

高温下で生じるクリープ変形の結果の一例です。約 4.5 時間後の破断の直前で、ひずみが急激に増加しています。これは、クリープ変形に伴って、材料中に損傷が蓄えられるためと考えられます。この損傷を考慮したクリープ構成則を用いることで、試験結果を精度良く再現できることを確認しました。

速さが増加していることが分かります。この現象は高温になるほど顕著であることから、この現象を踏まえて高温域のクリープ構成則を検討しました。その結果、クリープ変形に伴って蓄積すると考えられる材料中の損傷の程度（損傷指数）と、材料にかかる荷重の両者をパラメータとしてクリープ変形を評価するクリープ構成則を用いることで、試験結果を精度良く再現できることを確認しました（図 1-40 の --- 線）。また、このクリープ構成則により、破断時間を精度良く推定できることを確認しました。同様にほかの材料や温度に対して、このクリープ構成則の適用性を確認し、高温域までのクリープ構成則のデータベースを整備しました。以上により、数値解析によって、ある時間における温度や荷重が分かれば、クリープ構成則を用いて損傷指数を求めることができ、クリープ変形により破損に至るまでの時間を推定できる見通しを得ることができました。

今後、事故時の压力容器下部ヘッ드의破損箇所や破損に至るまでの時間の推定を行うため、別途開発している評価手法（トピックス 1-16）に本研究で整備したクリープ構成則を適用する予定です。

●参考文献

Yamaguchi, Y. et al., Development of Failure Evaluation Method for BWR Lower Head in Severe Accident; (1) High Temperature Creep Test and Creep Damage Model, Proceedings of 23rd International Conference on Nuclear Engineering (ICONE 23), Chiba, Japan, 2015, ICONE23-1533, 7p., in DVD-ROM.

1-18 原子炉事故時に放出される放射性物質の性状を予測する —核分裂生成物の化学挙動に与える BWR 制御材ホウ素の影響評価—

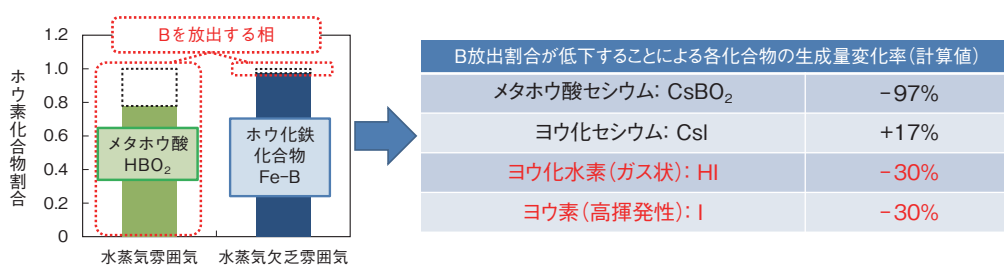


図 1-41 B の放出割合予測とセシウム及びヨウ素の化学形への影響

放出されたホウ素(B)とヨウ化セシウムが反応することによりメタホウ酸セシウムが生成され、余剰となったヨウ素がガス状／揮発性化合物を形成します。水蒸気が欠乏する雰囲気においては、BWR 制御ブレードの溶融・崩落時に B とステンレス鋼からなる安定な化合物が生成され、B の放出が抑制されることにより、ガス状／高揮発性ヨウ素の生成が抑制される可能性があることを示しました。

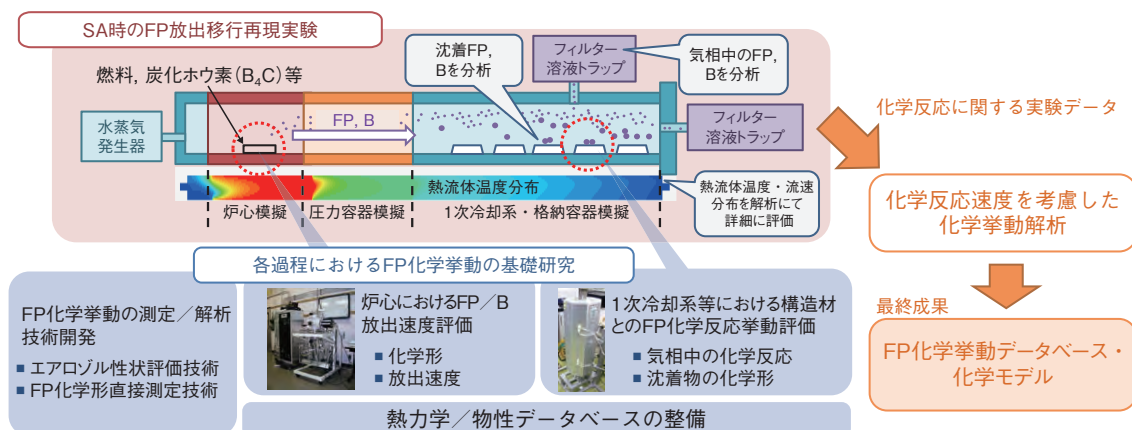


図 1-42 FP 化学挙動説明のための研究の進め方

シビアアクシデント (SA) 時における核分裂生成物 (FP) の燃料からの放出や炉内の移行を再現する実験や FP 化学挙動の基礎研究を行い、FP の化学反応に関するデータを取得します。得られたデータに対する化学反応速度を考慮した解析により FP 化学挙動を評価してデータベース化し、モデルの高度化に反映します。

東京電力福島第一原子力発電所廃止措置の技術開発や軽水炉のシビアアクシデント (SA) 時の安全性向上への貢献を目指して、SA 時の核分裂生成物 (FP) の燃料からの放出や炉内の移行挙動の評価手法高度化のための研究を行っています。SA 時に燃料温度の上昇により FP は燃料から放出され、压力容器や 1 次冷却系配管の破損部を通じて格納容器に移行し、環境に放出されます。この放出移行挙動は FP の化学的变化や制御材等との相互作用、すなわち化学挙動に支配されることから、本研究では、FP 化学挙動を解明することを目的としました。

FP 放出移行挙動に関しては、これまでに多くの知見が得られてきているものの、例えば、環境に放出されやすいガス状ヨウ素の生成割合が沸騰水型原子炉 (BWR) に特有の炭化ホウ素 (B_4C) 制御材存在下で変化すること等、未解明の挙動も多く残されています。このため、本研究では、BWR の SA において想定される制御ブレードの溶融・崩落や冷却水減圧沸騰ロスによる水蒸気欠乏雰囲気に着目して、これらが FP の化学挙

動に与える影響を評価しています。これまでに、BWR 制御ブレードの溶融・崩落時に形成すると考えられる B_4C とステンレス鋼の反応物からのホウ素 (B) 放出割合を計算により評価しました (図 1-41)。評価の結果、水蒸気欠乏雰囲気においては熱力学的に安定なホウ化鉄化合物が形成され、B 放出割合が大きく低下する可能性があること、また、これによりガス状／高揮発性ヨウ素の生成量が約 30% 低下し、FP の化学挙動に有意な影響を与える可能性があることが分かりました。

今後は、B 放出割合に関する実験データを取得し、計算結果の検証を実施する予定です。また、SA 時の FP 放出移行挙動を再現する実験装置を製作して実験を行うとともに、FP や B の放出挙動等、各過程における FP 化学挙動の基礎研究を行い、FP の化学反応に関する実験データや知見を整備していきます。さらに、取得したデータに対しては、化学反応速度論を考慮した解析を行うことにより、FP 放出移行に関する化学挙動データベースの構築と化学モデルの高度化を進めていく予定です (図 1-42)。

●参考文献

Miwa, S. et al., Research Program for the Evaluation of Fission Product and Actinide Release Behaviour, Focusing on Their Chemical Forms, Energy Procedia, vol.71, 2015, p.168-181.

1-19 廃棄物を含む放射エネルギーを正確に推定する —分析が難しい試料や核種を対象として評価する方法—

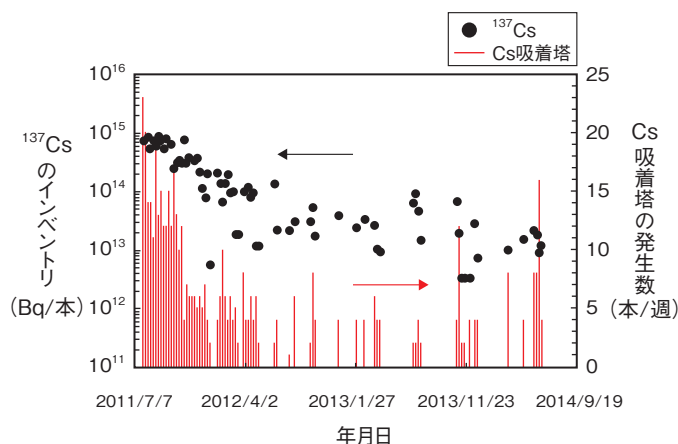


図 1-43 Cs 吸着塔のインベントリ評価

Cs 吸着装置の運転開始から 2014 年 8 月までに発生した 514 本の Cs 吸着塔のそれぞれに含まれる ^{137}Cs の放射エネルギー (Bq) を推定しました。初期には、Cs を高濃度を含む吸着塔が多数発生しました。その後、滞留水の処理が進み、本数とともに濃度も低下しています。

東京電力福島第一原子力発電所では、燃料デブリの取出しや廃止措置に向けた対応が進められ、多種多様な放射能廃棄物が発生しています。廃棄物を適切に処理・処分するために、必要な基本的な情報として各廃棄物を含む放射エネルギー (インベントリ) があります。インベントリを正確に推定することによって、廃止措置をより合理的に行うことができることから、重要な開発課題です。しかし、廃棄物そのものの採取が難しい場合、放射能の濃度がごく低い場合などには、分析により直接に放射エネルギーを測定することができません。廃棄物の放射エネルギーを推定するための方法を確認する必要があり、二つの試みからの成果を紹介します。

一つ目の試料採取が難しい場合の例としては、汚染水処理で生じる二次廃棄物であるセシウム (Cs) 吸着塔があります。原子炉建屋等に滞留している汚染水は Cs 吸着装置などの設備により除染されますが、その際、放射性物質が吸着された Cs 吸着塔やスラッジが発生します。これらは放射線量が高く分析試料を採取できないため現在のところ分析ができません。そこで、Cs 吸着装置が処理する前後の水を分析した結果を用いて ^{137}Cs のインベントリを評価しました (図 1-43)。スラッジについても同様に装置前後の水の分析結果からインベントリを評価しました。分析値とともに設備の運転情報を利用し、評価期間は設備の使用開始から 2014 年 8 月までとしました。週ごとに発生する Cs 吸着塔 1 本あたりの ^{137}Cs のインベントリは、滞留水から除染された総 ^{137}Cs 量の推定にも役立ちます。結果として、1～3 号機の燃

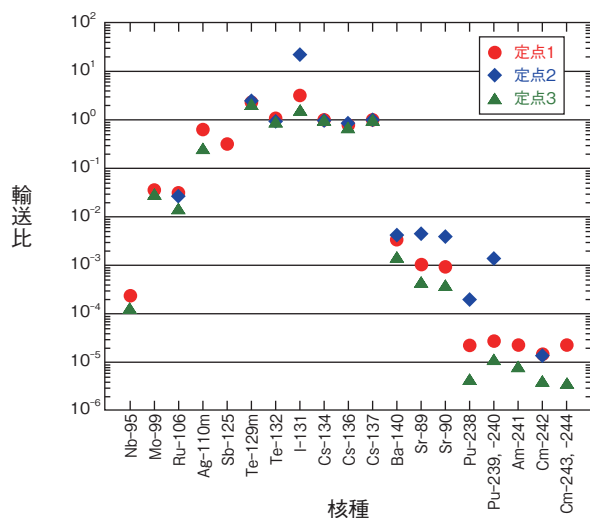


図 1-44 燃料から発電所内土壌への核種の移行しやすさ

^{137}Cs を基準として、分析値と燃料組成の計算値 (1～3 号機の合計) を用いて「輸送比」を計算しました。同位体は同じ値を取ります。1 を超える値は、燃料から土壌へ移行した割合が大きいことを表します。(放射エネルギーが大きいわけではありません)

料に含まれていた ^{137}Cs はその約 37% が汚染水処理によって除染されたことが分かりました。

二つ目の検出が難しい場合に関して、元素の化学的な性質の類似性を利用する方法を検討しています。汚染挙動と化学的性質の関係について基礎的な知見を得るために、分析により求めた放射能濃度から、放射性物質が汚染する振る舞いを検討しました。元素による違いが重要なので、これを示す量として、濃度と元の燃料インベントリの比を求め (規格化し)、さらに検出しやすい核種との比を求めることとしました。次の式のように表し、ここでは便宜的に「輸送比」と呼びます。

$$\text{「輸送比」} = \frac{\text{目的の核種と } ^{137}\text{Cs の放射能濃度比}}{\text{目的の核種と } ^{137}\text{Cs の燃料組成比}}$$

土壌の分析値から「輸送比」を求めたところ (図 1-44)、同位体の値は互いに同様となり元素としての振る舞いを比較できることが分かりました。また、燃料からの移行しやすさは、ヨウ素、Cs、銀、ストロンチウム、プルトニウムなどのアクチノイドの順であり、核燃料物質の放出が相対的に小さかったことが明らかになりました。

これらの手法をほかの廃棄物にも応用して、放射エネルギーの正確な評価を進めています。

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

●参考文献

Kato, J. et al., Inventory Estimation of ^{137}Cs in Radioactive Wastes Generated from Contaminated Water Treatment System in Fukushima Daiichi Nuclear Power Station, E-Journal of Advanced Maintenance, vol.7, no.2, 2015, p.138-144.
駒義和, 福島第一原子力発電所内の土壌への放射性核種の移行, JAEA-Data/Code 2014-015, 2014, 23p.

1-20 汚染水処理後のセシウム吸着材を安全に保管する —小規模実験から吸着塔内の水素発生量を評価する技術—

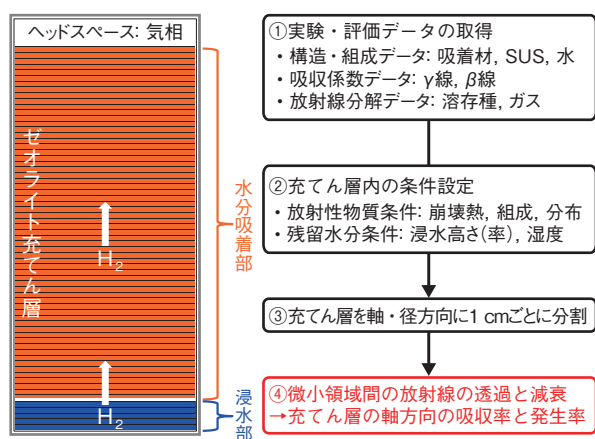


表1-2 東京電力福島第一原子力発電所（1F）と米国スリーマイル島原子力発電所2号機（TMI-2）での汚染水処理

	1F	TMI-2
汚染水処理装置	セシウム吸着装置 第二セシウム吸着装置	水没式脱塩システム (Submerged Demineralizer System)
処理開始時期	事故から約3ヶ月後	事故から約2年後
汚染水への海水成分の混入	有	無
ゼオライト吸着材	1種類単独(Cs用)	2種類混合(Cs用とSr用)
処理量(崩壊熱)	最大504 W / 1基	300 W 未満 / 1基

東京電力福島第一原子力発電所（1F）事故の汚染水処理では、セシウム吸着装置（KURION）及び第二セシウム吸着装置（SARRY）で使用済みの吸着塔の長期保管を達成するため、これまでに吸着塔内で起こる放射線エネルギーの吸収やそれに続く残留水の放射線分解による水素発生の評価を、パイアルサイズのサンプルを用いた小規模な実験を基に行ってきました（図1-45）。ここで、「小さなサンプルで得た実験データで、吸着塔のような大きなサイズでの現象を正しく評価できるのか？」という疑問が生じます。

そこで、1F事故と同様な事例の米国スリーマイル島原子力発電所2号機（TMI-2）事故時の汚染水処理に適用して、小規模実験データを基にした評価方法の検証を試みました。TMI-2事故時での1F事故時との主な違い（表1-2）は、事故から約2年後に汚染水処理を開始したこと、汚染水に海水成分が混入しなかったこと、吸着材としてセシウム(Cs)用とストロンチウム(Sr)用の2種類のゼオライトを混合して使ったことです。

実験では、評価に必要なデータを取得する中でいくつかの重要な事実を明らかにしました。例えば、水素発生

図1-45 使用済み吸着塔内の残留水分状況（模式）と評価手順
処理後に吸着塔内の水洗や脱水を行います、ゼオライト充てん層には水分が一部残留します。このため、ゼオライトに水分子が吸着した部分と、ゼオライトが浸水した部分に充てん層を分けることができます。評価は①～④の手順で行いました。

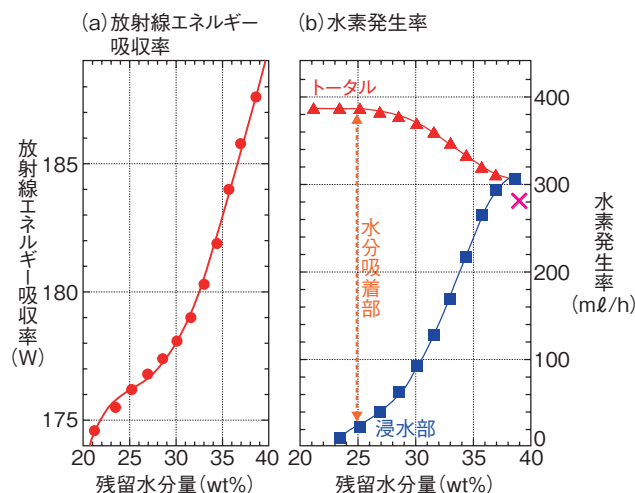


図1-46 吸着塔内の(a)放射線エネルギー吸収率と(b)水素発生率の評価例

崩壊熱 225 W、室温の条件で、湿度 100% の浸水部がない状態から完全に浸水した状態まで残留水分量を変えて評価した結果です。

に関する実験では、水のみサンプルに比べて水とゼオライトが共存するサンプルでは水素が発生しやすいこと、ゼオライトへの水分吸着に関する実験では、水分子と強く結合する吸着表面がナノサイズの細孔中に多く存在することなど長期保管にとっても、重要な知見を得ました。

評価結果の一例を図1-46に示します。放射線エネルギー吸収率は吸着塔内の水分量とともに上昇して、ゼオライト充てん層が完全に浸水した条件では、吸着した放射性物質の崩壊熱（W）の84%に達していることが分かりました（図1-46(a)）。この吸収率を基に評価した水素発生率では、浸水部からの発生率が水分量とともに増加するのに対して、充てん層全てからの発生率は減少していますが、これが吸着塔のサイズの影響を表しています（図1-46(b)）。TMI-2事故時には吸着塔内で発生したガスを直接測定していましたが、処理直後の完全に浸水した条件での測定値（図1-46の×）が今回の評価値と良く一致していることが確かめられました。

現在、さらに高精度な評価を実現するため、長期保管時の温度分布を考慮した評価、放射線分解挙動の詳細な解明等の研究開発を進めています。

●参考文献

Nagaishi, R. et al., Revaluation of Hydrogen Generation by Water Radiolysis in SDS Vessels at TMI-2 Accident, Proceedings of 2014 Nuclear Plant Chemistry Conference (NPC 2014), Sapporo, Japan, 2014, paper 10224, 9p., in USB Flash Drive.

安全性の継続的改善を実現するために

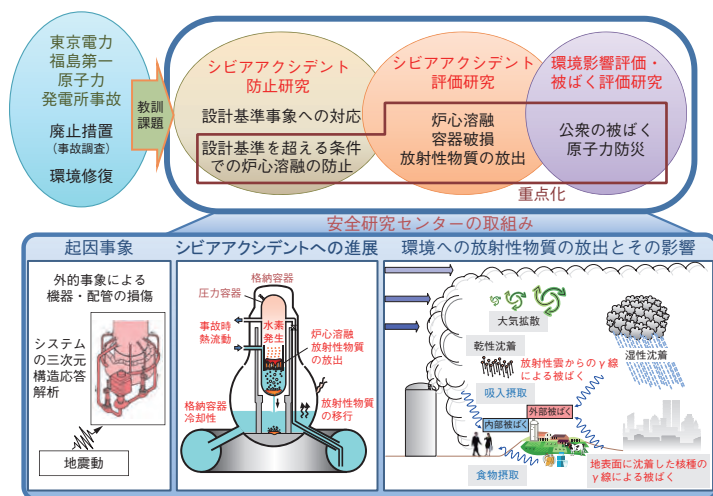


図2-1 安全研究センターにおける安全研究の取組み

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

安全研究センターでは、原子力施設で深刻な事故が起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、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對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ていかなければなりません。1F事故の調査を行った国際原子力機関や原子力規制委員会も継続的改善の重要性を指摘しています。このため私たちは、「合理的に達成できる安全の最高水準を目指した継続的改善の追求」に貢献するため、安全研究に取り組んで参ります。

特に、図2-1に示すように、原子力施設等のリスクを低減するため、シビアアクシデント（SA）の防止及び評価に関する研究並びに環境影響評価等の原子力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

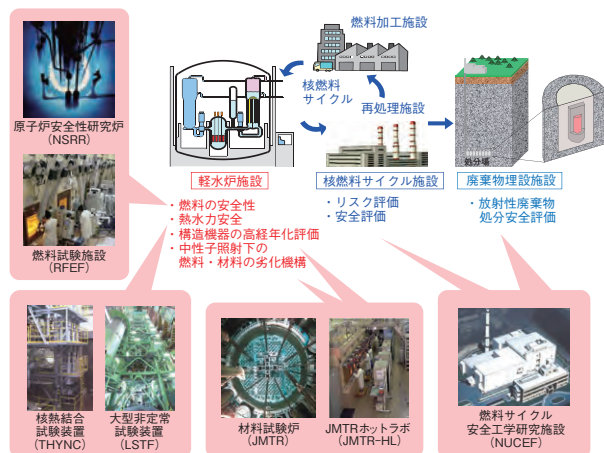


図2-2 安全研究と関連する原子力機構の主な施設

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

高度化並びにSAを想定した緊急時への準備の充実を図るための研究を重点的に進めています。

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

本章では、最近の研究成果から、曲げ試験による冷却材喪失事故後の燃料被覆管強度評価（トピックス2-1）、SA解析におけるソースタームの不確かさ解析手法の開発（トピックス2-2）、確率論的事故影響評価コードを用いた予防的防護措置を準備する区域の評価（トピックス2-3）、再処理施設の臨界事故時の最大出力の評価手法の改良（トピックス2-4）、試験による放射性ヨウ素の岩石への取着分配係数の評価（トピックス2-5）、クリギング手法を適用したサイト解放のための放射能濃度評価（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事故対応について、压力容器下部ヘッドを対象としたクリープ試験及びクリープ構成則による評価（第1章トピックス1-17）に関する成果を紹介しています。

2-1 冷却材喪失事故後の燃料被覆管の強度を調べる — 4点曲げ試験による破裂・急冷後の被覆管強度評価 —

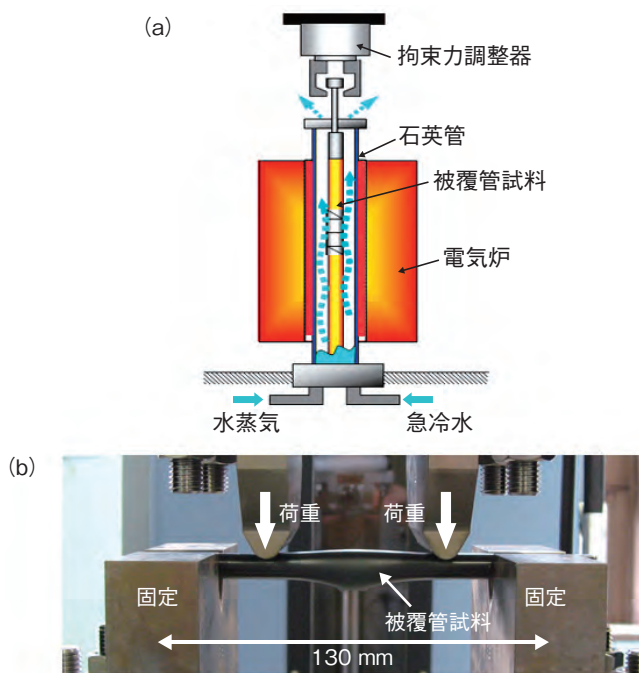


図2-3 (a) LOCA 模擬試験装置 (b) 4点曲げ試験装置
(a) 石英管内に水蒸気を流し、電気炉を用いて被覆管を加熱します。一定時間加熱後に石英管下端より冷却水を導入することで急冷します。被覆管内部は加圧されており、昇温に伴い変形・破裂します。(b) 4点曲げ試験装置は、LOCA 模擬試験に供した被覆管試料の破裂側に引張応力が生じるように設計しており、破裂・変形領域に均一な曲げモーメントが加わります。

発電用軽水炉施設が安全に設計されていることを確認するために、想定される事故の一つとして、一次系配管の破断等により原子炉から冷却材が流出する冷却材喪失事故 (LOCA) があります。LOCA 時には、炉心水位の低下に伴い燃料棒の温度が上昇しますが、高温にさらされた燃料は、非常用炉心冷却系 (ECCS) の作動により炉心に冷却水が注入されることで冷却されます。燃料棒を構成する被覆管はジルコニウム合金であり、炉内の高温水蒸気に長時間さらされた場合には酸化によって脆化し、ECCS からの冷却水で急冷された場合などに破断する可能性があります。

LOCA 時に酸化した被覆管の健全性に関しては、急冷時の熱衝撃に耐えられるように、規制基準 (旧原子力安全委員会策定・ECCS 性能評価指針) によって被覆管の最高温度と酸化される厚さの割合 (酸化量) がそれぞれ 1200 °C 及び 15% を超えてはならないと定められています。しかし、LOCA 後の炉心冷却を長期間維持するためには、長期冷却中に発生し得る地震等の外力に耐えられるように被覆管の機械的強度を確保することが重要です。

そのため、被覆管試料 (図 2-3(a)) に対して温度調

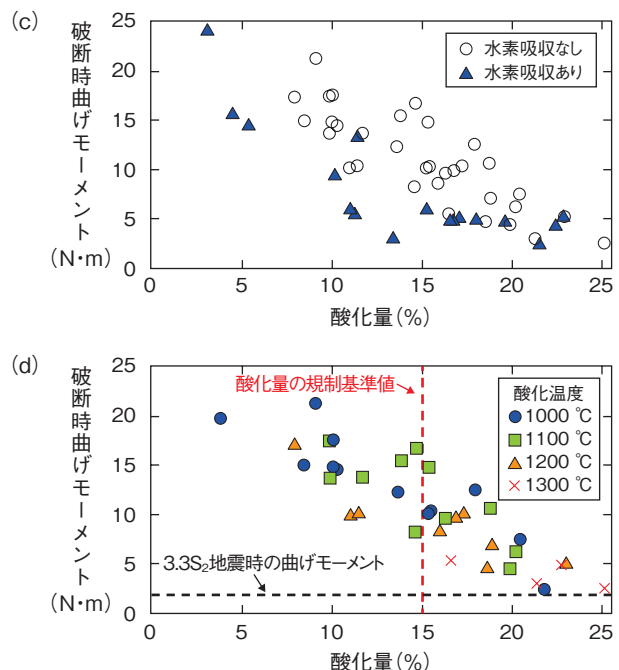


図2-4 LOCA 模擬被覆管試料を用いた 4点曲げ試験の結果
LOCA 模擬試験での酸化量と 4点曲げ試験での破断時曲げモーメントの結果です。(c) 水素を吸収した試料 (～ 800 ppm) や、(d) 酸化量が多い試料で破断時曲げモーメントが小さくなりました。LOCA 後の長期冷却時に、耐震設計審査指針 (旧) における基準地震動 (S₂) の 3.3 倍相当の地震があった場合でさえも、1300 °C 以下の酸化温度でかつ 15% 以下の酸化量で被覆管は破断しないと考えられます。

整により膨れ、破裂、高温酸化 (1000 ～ 1300 °C)、急冷を模擬した LOCA 試験を実施後、被覆管の強度評価試験を行うことで、LOCA 後の被覆管の外力に対する健全性を評価しました。

強度評価試験の方法としては、LOCA 時に破裂及び変形した領域に対して均一な曲げモーメントが働くように設計した 4点曲げ試験 (図 2-3(b)) を採用しました。

得られた結果の例を図 2-4 に示します。破断時曲げモーメント (破断に至るまでに加えた曲げモーメント) は、長期間原子炉において照射された被覆管を想定した水素の吸収により低下すること (図 2-4(c))、酸化量の増加に伴い低下すること (図 2-4(d)) が分かりました。地震時の被覆管に加わる曲げモーメントは耐震設計審査指針 (旧) における地震動を基に評価し、4点曲げ試験結果と比較しました。その結果、規制基準を満たす酸化温度及び酸化量の範囲内であれば、LOCA 後の長期冷却時に基準地震動 (S₂) の 3.3 倍相当の地震が生じた場合でさえも被覆管は破断しないと考えられます。

本研究を通じて、LOCA 後の燃料の長期冷却維持を評価する上で有用な知見を取得することができました。

●参考文献

Yamato, M. et al., Evaluation of Fracture Resistance of Ruptured, Oxidized, and Quenched Zircaloy Cladding by Four-Point-Bend Tests, Journal of Nuclear Science and Technology, vol.51, issue 9, 2014, p.1125-1132.

2-2 シビアアクシデント解析における不確かさの分布とその支配因子を探る —ソースタームの不確かさ／感度解析手法の開発—

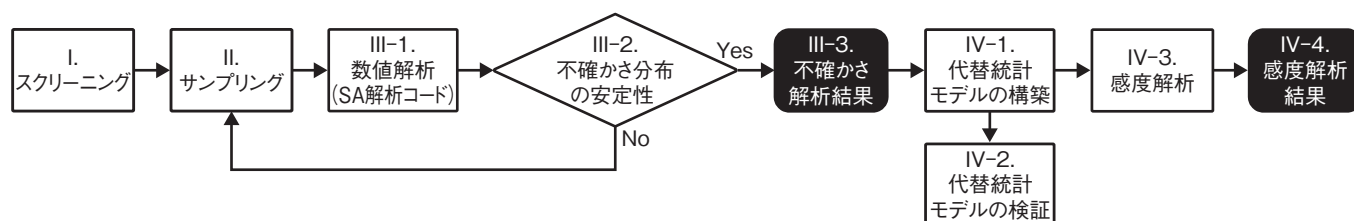


図2-5 開発した不確かさ及び感度解析手法の流れ

本解析手法は、(I) 不確かさ解析において考慮すべき解析モデル等にかかわるパラメータの抽出、(II) 抽出したパラメータに対する不確かさ分布の設定とその分布に従ったサンプリングによる入力データセットの作成、(III) SA 解析コードによる多ケース解析及び(IV) 重要なパラメータを同定する感度解析から構成されます。不確かさ解析は、着目する出力値の不確かさ分布が安定するまで繰り返します。感度解析では不確かさ解析を大幅に上回る解析ケースを必要とするため、計算コストの高い SA 解析コードの代わりに統計モデルを利用します。

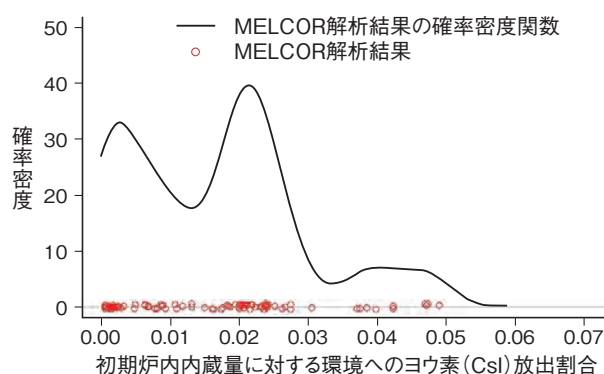


図2-6 MELCOR コードを用いた不確かさ解析の結果

被覆管破損、燃料棒の崩壊及び水相内の放射性物質除去にかかわるパラメータの不確かさを考慮した 90 ケースの解析から得られたヨウ化セシウム (CsI) 放出割合の不確かさ分布です。パラメータの不確かさは正規分布や一様分布で与えていますが、出力値の分布はこのような複数のピークを有する複雑な混合分布となります。

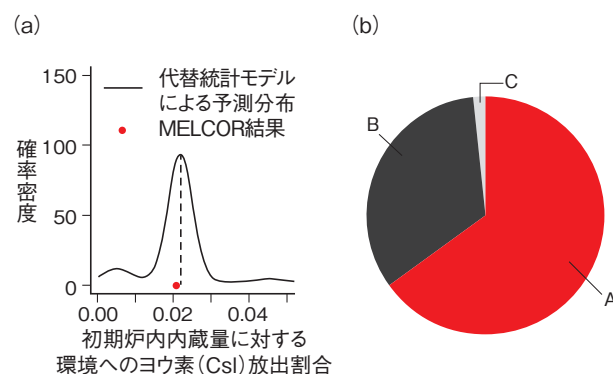


図2-7 代替統計モデルの検証及び感度解析の結果

(a) 統計モデルによる予測分布の最頻値は MELCOR コードによる解析結果と良好に一致しました。(b) 統計モデルによる多ケースの解析を基に重要度指標を算出することで、出力値の不確かさへの(A)被覆管破損、(B)燃料棒の崩壊及び(C)水相内の放射性物質除去にかかわるパラメータの寄与を定量的に評価しました。

東京電力福島第一原子力発電所事故のようなシビアアクシデント (SA) では、原子炉容器内外において複雑で多様な物理・化学現象が発生します。一般的に、SA 進展の解析には、このような現象をモデル化している解析コードを用いますが、現象の理解が不十分であること等に起因して、出力値には大きな不確かさが含まれます。不確かさ解析により不確かさの程度を把握し、感度解析により不確かさの支配的要因を同定することは、出力値の信頼性を高めるとともに、SA 解析コードの高度化を効果的・効率的に進める上で非常に重要です。

本研究において開発した解析手法を図 2-5 に示します。四つのステップを経て出力値の不確かさ分布と不確かさの支配因子を評価します。一例として、米国の SA 進展解析コード MELCOR を用いたソースターム (環境中に放出される放射性物質の量や放出のタイミング) に関する不確かさ解析を行いました。図 2-6 に示す解析結果から、初期炉内内蔵量に対する環境へのヨウ化セシウム (CsI)

放出割合はほとんど 0 から 0.06 程度の範囲にあり、ソースターム解析から得られる出力値には、この程度の不確かさを含むことが示唆されます。

膨大な解析ケースを要する感度解析で利用する代替統計モデルは、図 2-6 のような複雑な分布にも対応できる統計手法を用いて構築しました。代替統計モデルを用いた約 16000 ケースの感度解析から得られた結果の例を代替統計モデルの検証結果と合わせて図 2-7 に示します。重要度指標の比較から、パラメータ (A) 被覆管破損が出力値の不確かさに最も大きく影響を及ぼすことが分かりました。

上記の解析を通じて、SA 時のソースターム評価に本手法が適用できることを確認しました。今後、ヨウ素の化学反応モデルを有し CsI 以外の様々なヨウ素の化学形を考慮できる原子力機構の SA 進展解析コード THALES2 と連携して、多様な SA シナリオにおけるソースタームの不確かさを評価するとともに、感度解析の結果を参考にして不確かさの低減を図っていきます。

●参考文献

Zheng, X. et al., Application of Bayesian Nonparametric Models to the Uncertainty and Sensitivity Analysis of Source Term in a BWR Severe Accident, Reliability Engineering & System Safety, vol.138, 2015, p.253-262.

2-3 原子力発電所事故での予防的防護措置範囲を評価 —確率論的事故影響評価手法に基づく評価方法の開発—

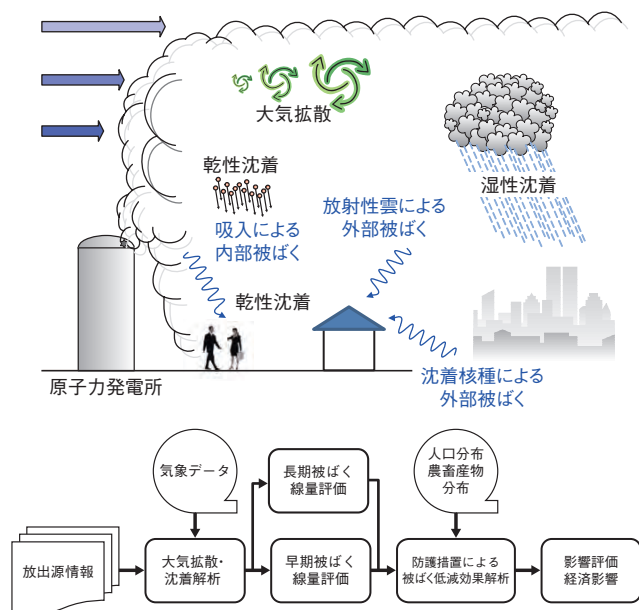


図2-8 確率論的事故影響評価コード OSCAAR

OSCAAR は事故時に大気中に放出された放射性物質の環境中移行、それに続く公衆の被ばく線量、防護措置による被ばく低減、被ばく集団の健康影響等を推定するための計算コードです。

国際原子力機関（IAEA）は、防災対策を重点的に充実すべき地域の範囲に代わる新たな緊急時対策区域の概念として、予防的防護措置範囲（PAZ）を提案しました。PAZ は、早期死亡等の重篤な確定的影響を防止するため、放射性物質が環境に放出される前からあらかじめ緊急防護措置（屋内退避や避難）を準備する区域です。しかし IAEA は、PAZ の設定に関する基本的な考え方と目安範囲を提示したのみでした。そのため、我が国に PAZ を導入するにあたり科学的根拠に基づく具体的な設定方法が必要となります。

そこで最新のリスク情報を活用して沸騰水型原子炉（BWR）及び加圧水型原子炉（PWR）で想定される様々な事故シナリオを対象に、原子力機構が開発を進めてきた確率論的事故影響評価コード OSCAAR（図2-8）を用いて環境影響評価を実施し、放射性物質の放出に伴う被ばく線量の観点から PAZ の目安範囲の評価を行いました。

具体的には、まず、対象とする事故シナリオは多種多様であることから、格納容器破損頻度、放射性物質の環境への放出割合、放出開始までの時間に着目し、PAZ の評価のための事故シナリオを選定しました。次に、これらの事故シナリオに対し OSCAAR を用いて被ばく

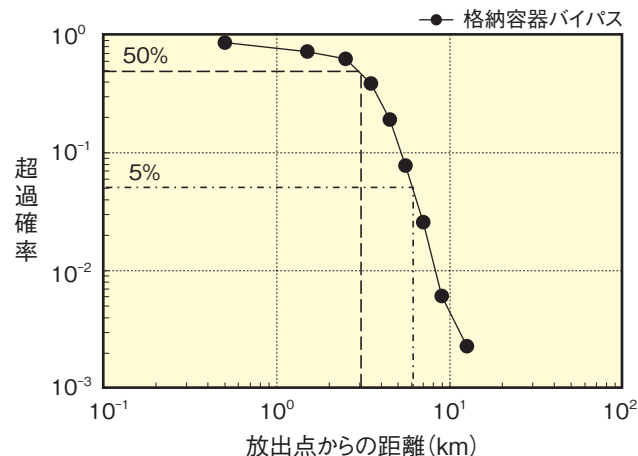


図2-9 PAZ の目安範囲の評価例

選定した BWR での事故シナリオのうち、格納容器バイパス事故の場合、平均的な気象条件（超過確率 50%）の場合に放出点から約 3 km、影響が厳しい気象条件（超過確率 5%）の場合に放出点から約 6 km という評価結果が得られました。

線量を評価しました。ここでは、重篤な確定的影響の主たる要因となる赤色骨髓線量に着目しました。また、放出される放射性物質の時間的・空間的な分布は放出時の気象条件に大きく左右されるので、季節及び昼夜の気象変動を考慮し、1時間ごとの1年分の気象条件(8760通り)全てに対して評価しました。この方法では、まず、一つの気象条件に対し、被ばく経路ごとの線量を方位別・距離別に計算し、距離ごとに全方位における最大の被ばく線量を求めました。これを全ての気象条件に対して繰り返し行います。次に、この計算結果を基に、全ての気象条件のうち、指標線量（IAEA が示した急性被ばくの対策レベルである赤色骨髓線量 1 Gy）を超える気象条件の出現確率（超過確率）を距離ごとに求めました。

図2-9は、選定した BWR での事故シナリオのうち、格納容器バイパス事故の場合における放出点からの距離と超過確率との関係を示したものです。平均的な気象条件（超過確率 50%）の場合に放出点から約 3 km、影響が厳しい気象条件（超過確率 5%）の場合に放出点から約 6 km という評価結果が得られました。これより PAZ の目安範囲を 3～6 km と設定できることを明らかにし、PAZ 設定に関する科学的根拠を明確にしました。

●参考文献

Kimura, M. et al., Evaluation of the Precautionary Action Zone using a Probabilistic Consequence Analysis, Journal of Nuclear Science and Technology, vol.50, issue 3, 2013, p.296-303.

2-4 再処理施設の重大事故評価方法の改良

— 臨界事故時の最大出力を瞬時に評価可能に —

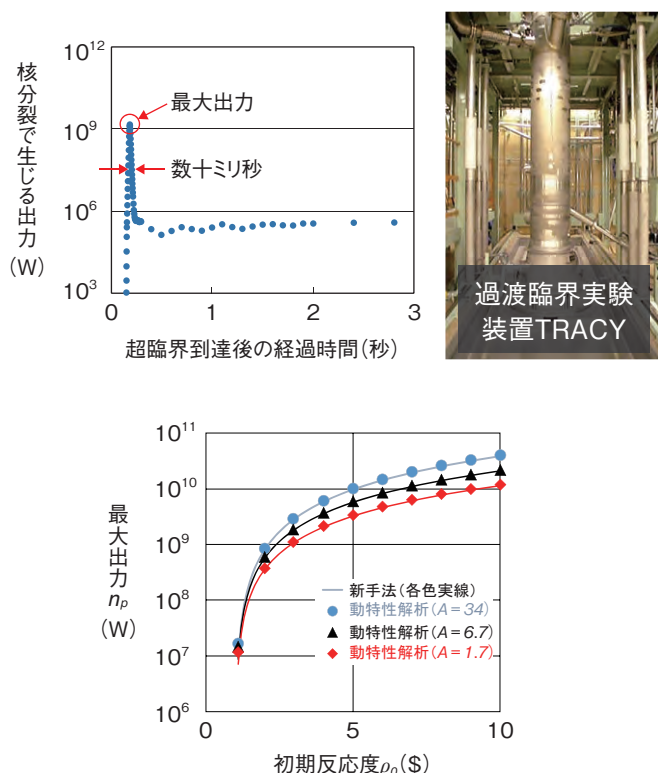


図2-11 新手法の評価精度

新手法による最大出力の評価結果は様々な核燃料の組成（ A の値で表している）に対しても動特性解析と良く一致します。

再処理施設は、核燃料が臨界にならないように設計されていますが、仮に臨界事故が生じても公衆と従業員が安全であることが重要です。臨界事故が発生すると図2-10のように瞬時に多量のエネルギーと放射線が放出されます。エネルギーの多くは核燃料などの温度を上昇させることに消費されますが、放射線は従業員の被ばくの原因となります。単位時間あたりに生じる核分裂エネルギー（出力）の最大値から放射線の強度の最大値を求めることができ、従業員の被ばく量の評価に必要な情報が得られます。臨界事故時の出力の変化は一点炉動特性方程式で表すことができますが、この方程式は複雑なので、従来は動特性解析コードで数値計算を行って、出力の値を求めていました。初期反応度（臨界をどれくらい超えているかを示す量）等のパラメータを変更するたびに数値計算が必要で、結果を得るのに相当の時間が必要でした。

私たちは、出力が最大となるまでの時間が非常に短いことに着目し、そこでは方程式が単純な形で表せることを利用して、この方程式を解析的に解いて、最大出力を初期反応度等の関数として表すことに成功しました。この関数は初期反応度 ρ_0 、反応度温度フィードバック係数（主に核燃料の組成により決まる値で、温度上昇が核

図2-10 臨界事故を模擬した実験（TRACY実験）のデータ時刻ゼロにおいて瞬時に中性子吸収材を取り除くことでウランの溶液を超臨界状態にすると、単位時間あたりに核分裂で生じるエネルギー（出力）は、短い時間（数十ミリ秒程度）の間に大きく上下し、多量のエネルギーが放出されることが分かっています。

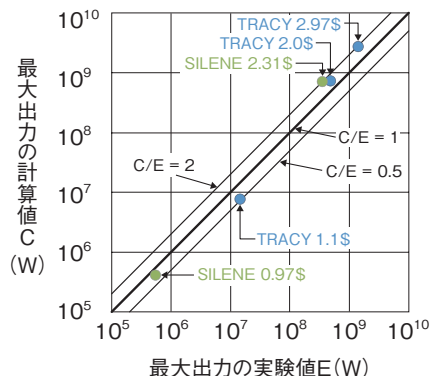


図2-12 実験データとの比較

新手法による計算値は実験値を良く再現しています。臨界事故を模擬した実験で、TRACY（日本）は低濃縮ウラン（10%）、SILENE（仏国）は高濃縮ウラン（93%）の溶液を用いています。図中の「数字\$」は、各実験での初期反応度を表しています。

燃料を未臨界にする効果の大きさを表す α_1 、 α_2 、熱容量の逆数 K 、遅発中性子割合 β などを用いて、以下のよう

$$n_p = \frac{2\alpha_2 A^3}{3K\ell} \left(X^3 - \frac{3}{2} X^2 + \frac{1}{2} \right), \quad X = \sqrt{\frac{\rho_0 - \beta}{\alpha_2 A^2} + 1},$$

ここで $A = \alpha_1 / (2\alpha_2)$ です。この式で計算した値は、図2-11に示すように動特性解析コードの結果と一致します。このため、数値計算の代わりにこの関数を用いて、簡単に素早く最大出力を計算することができるようになりました。

計算方法が明白なので結果の検証も容易です。実験との比較でも図2-12に示すように、広い桁数の範囲で実験値に近い値を示します。従業員の被ばく影響評価を容易にすることで早く安全対策を講じることが期待できます。

公衆の被ばくについては、臨界が終息するまでに生じた核分裂生成物の量が重要であり、その評価のためには核分裂で生じたエネルギーの総量を求める必要があります。今後、同様の手法でエネルギーを初期反応度等の関数として表し、公衆の被ばく影響評価を簡単に素早く行えるようにしていくことを計画しています。

●参考文献

Yamane, Y., Improvement in Estimation of First Peak Power Based on Non-Linear Temperature Feedback Reactivity in Criticality Accident with Instantaneous Reactivity Insertion, Journal of Nuclear Science and Technology, vol.52, issue 11, 2015, p.1425-1435.

2-5 放射性ヨウ素の岩石への収着を調べる ー試験による収着分配係数の評価ー

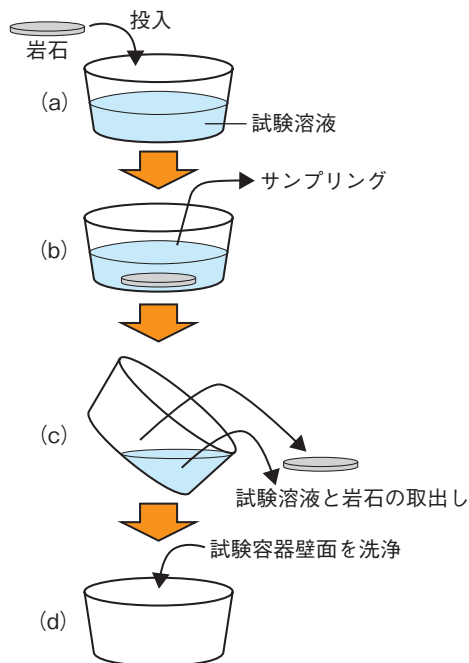


図2-13 収着試験のフロー

(a) 岩石を試験溶液に投入し、収着試験を開始します。(b) 濃度変化が見られなくなるまでサンプリングと濃度測定を行います。(c) 試験溶液と岩石を取り出します。(d) 洗浄液の濃度を測定し、ヨウ素の壁面吸着量を評価します。

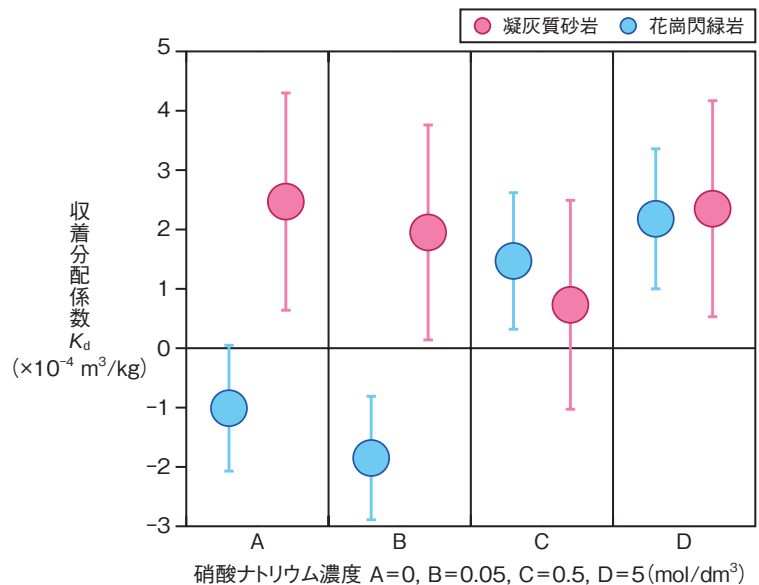


図2-14 ヨウ素の花崗閃緑岩及び凝灰質砂岩への収着分配係数と硝酸ナトリウム濃度との関係

ヨウ素の収着分配係数 K_d は花崗閃緑岩については硝酸ナトリウム濃度が $0 \text{ mol}/\text{dm}^3$ の条件、一方、凝灰質砂岩については $0.5 \text{ mol}/\text{dm}^3$ の条件で誤差範囲がゼロを含んでおり、有意な K_d が得られませんでした。その他の条件では K_d は非常に小さいものの有意な値となることが分かりました。このように、ゼロに近い状態でもデータの有意性が判断できるようになりました。

使用済燃料の再処理工場から発生する放射性廃棄物には、ヨウ素-129（半減期 1.6×10^7 年）等の長寿命放射性核種が含まれます。そのような廃棄物を地層処分する場合、長い時間が経つと地下水と廃棄物が接触することで核種が溶け出し、岩盤中を移動する可能性があります。移動する際に核種が岩石に収着することで動きが遅くなり、核種の移動を遅延する効果が岩盤に期待できます。核種の岩石への収着のしやすさを評価する指標として収着分配係数 (K_d) が用いられています。

K_d は岩石中と液中の元素濃度比であり、負の値になることはありません。 K_d を試験で取得する際、岩石中の元素濃度を精度良く直接測定することが難しいので、図2-13に示すように岩石に接触させる前と後の液中の元素濃度をそれぞれ求め、それらの濃度差から岩石に収着した元素の量を求めます。しかし、液中の元素濃度の測定値には分析や操作による誤差が含まれ、岩石中の元素量は大きな誤差を含む値や、負の値となる場合があります。このような問題は、ヨウ素のようにほとんど収着しない元素の場合、 K_d が非常に小さくゼロに近いために顕在化します。そうした元素に対して、収着によって岩盤

中での移動を少しでも遅延する効果が期待できるか否かを知るためには、これらの誤差を適切に評価して、得られた K_d がゼロを含むか否かを明らかにすることが必要です。

本研究では、廃棄物から溶け出る硝酸ナトリウムの影響を考慮し、様々な濃度条件に対して、放射性ヨウ素と凝灰質砂岩及び花崗閃緑岩の収着試験を実施しました。ヨウ素の岩石への収着量がわずかなため、試験容器壁面への吸着量を差し引いて K_d を評価する際、試験溶液の調整等の過程で生じる種々の誤差伝播を考慮しました。その結果、図2-14に示すようにヨウ素は岩石にほとんど収着せず、 K_d は非常に小さいものの、条件によってはゼロではない有意な値を持つことが分かりました。この成果により、廃棄物処分の安全性の評価上重要な核種で、非常に小さい K_d が見込まれる場合の適切な試験及び評価手法を提示できました。

本研究は、原子力規制委員会原子力規制庁（旧 独立行政法人原子力安全基盤機構（平成19年度）及び旧 経済産業省原子力安全・保安院（平成20, 21年度））からの受託研究「放射性廃棄物処分の長期的評価手法の調査」の成果の一部です。

●参考文献

邊見光ほか、花崗閃緑岩、凝灰質砂岩試験片に対するヨウ素、スズの分配係数、原子力バックエンド研究, vol.22, no.1, 2015, p.3-10.

2-6 サイト解放のための放射能濃度を評価する

—空間的相関を考慮した平均放射能濃度評価にかかわるクリギングの適用—

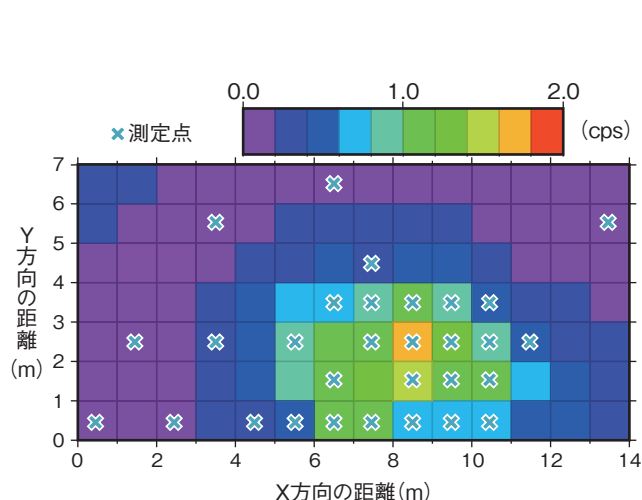


図2-15 クリギングによって推定した放射線計数率分布の例
高計数率領域で重点的に行われた30点の測定データをもとに、クリギングにより空間的な相関を考慮して残りの68点の計数率を推定した計数率の分布です。クリギングによって推定された全ての点の計数率を用いて求められた平均計数率は0.41 cpsであり、従来の統計的手法によって求められる平均計数率(0.71 cps)よりも小さくなります。

使命を終えた原子力施設が解体された後、そのサイト(敷地及び建屋等)は解放され一般利用に供されます。これをサイト解放と呼んでいます。原子力発電所などの廃止措置が増加すると見込まれる近い将来には、重要な課題となります。現在、我が国ではこのサイト解放に関する具体的な基準や手順は確立していませんが、サイト解放の際、敷地に有意な放射性物質が残存していないことを確認する必要があります。米国ではサイト解放のための標準的な測定・評価マニュアルが整備されています。その中では敷地内の限られた地点で測定された放射能濃度をもとに平均放射能濃度が評価され、それが基準となる放射能濃度以下であるか否かを判定します。この平均放射能濃度評価には、異なる地点間での放射能濃度の相関(空間的な相関)を考慮しない従来の統計的手法が採用されています。しかし、敷地内の各地点の放射能濃度には一般に空間的な相関があることが想定され、それを考慮して平均放射能濃度を評価して判断することが望ましいと考えられます。地球統計学の一つであるクリギングは、未測定地点における値を既存の測定データから空間的な相関を考慮して推定する手法です。

そこで、本研究では、サイト解放における測定・評価を支援するため、クリギングの手法を導入して、限られた測定点数の放射能濃度をもとに測定されていない点を

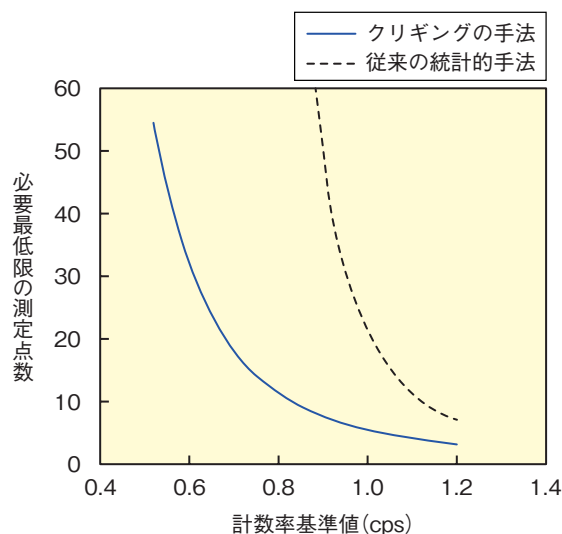


図2-16 図2-15を対象として計数率基準値を変化させた場合の必要最低限の測定点数

クリギングの手法の方が従来の統計的手法に比べて必要最低限の測定点数が少なくなります。また、計数率基準値が小さくなると推定した平均計数率との差が小さくなり、不確かさを含む平均計数率が基準値以下であると判定するためには、必要最低限の測定点数を増やして推定平均計数率に含まれる不確かさを小さくする必要があります。

含めた放射能濃度分布とその平均放射能濃度を推定できるようにしました。図2-15では放射能濃度評価のもととなる放射線計数率について、限られた測定データから推定した分布の例を示しています。

一方、推定した平均放射能濃度には不確かさが含まれており、この不確かさによって、実際にはサイト解放基準を満たしていないのに満たしていると判定するような過誤が発生し得ることになります。不確かさは測定点数を増やすことにより小さくなります。そして、サイト解放における安全確保を高めるためには、この過誤の確率を小さく設定した上で、それに見合う不確かさ及び必要最低限の測定点数を設定する必要があります。そこで、推定平均放射能濃度に含まれる不確かさを測定点数の関数として計算する方法及び過誤の確率に応じた必要最低限の測定点数を計算する方法を提案しました。

図2-16に図2-15を対象として計数率基準値を変化させた場合の必要最低限の測定点数を示します。クリギングの手法を適用することにより、従来の統計的手法に比べて必要最低限の測定点数が少なくなることが分かります。

本研究で得られた知見は、将来我が国のサイト解放にかかわる基準整備に貢献するものです。

●参考文献

Ishigami, T., Shimada, T., Study on Application of Kriging to Evaluation of Radioactivity Concentration for Ensuring Compliance with the Criterion of Site Release, Journal of Nuclear Science and Technology, vol.52, issue 9, 2015, p.1186-1204.

未来を拓く先端原子力科学研究

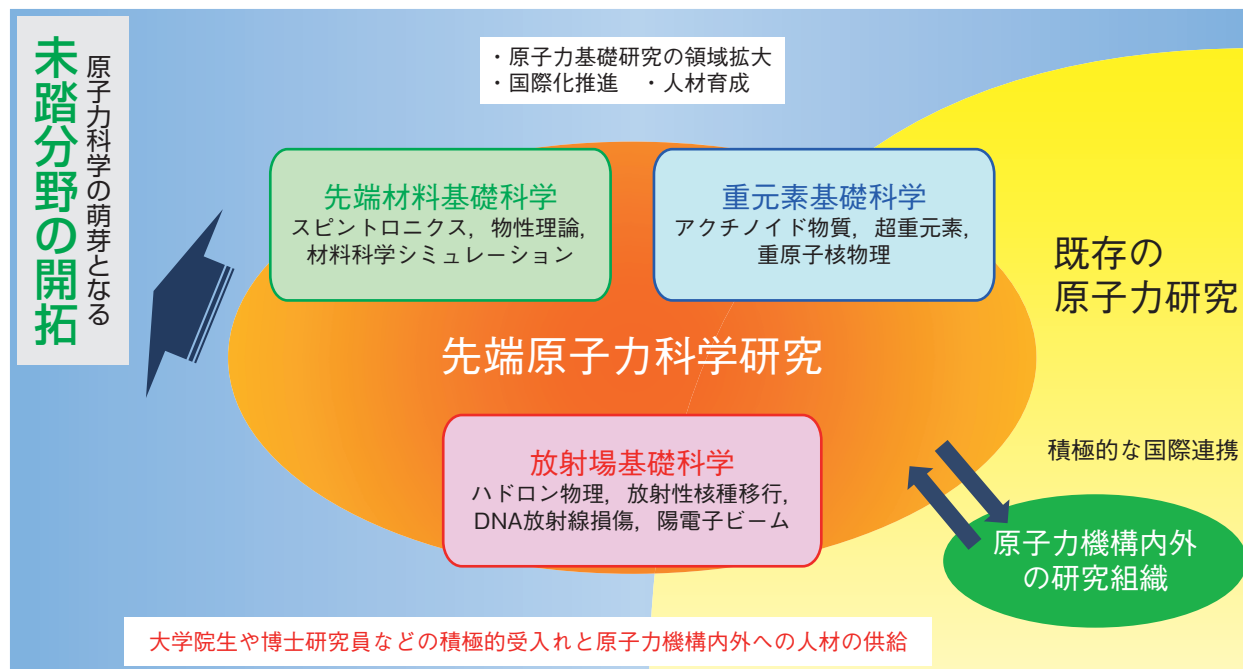


図3-1 先端原子力科学研究の位置づけ
原子力科学の萌芽となる未踏分野の開拓を目指しています。

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

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

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きました（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を、重元素基礎科学では、アクチノイド化合物が示す多様な物性の研究と新物質の開発及び超重元素や重核の化学的・核的特質を、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、原子力機構内外の研究組織等との協力を通じ、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）。

2014年度は、先端材料基礎科学では、金属中の磁気・電気の流れを切り替える－原子力分野での熱電発電利用に向けて－（トピックス3-4）というエネルギー変換効率の向上に向けた理論的成果を得ました。重元素基礎科学では、103番元素で見つけた周期表の綻び－103番元素

ローレンシウムの第一イオン化エネルギー測定に成功－（トピックス3-1）、世界最高磁場で探るウラン化合物の新奇な磁性－核磁気共鳴で明らかにした URu_2Si_2 の高磁場磁気構造－（トピックス3-3）などの興味ある成果があります。なかでもローレンシウムのイオン化エネルギー測定に関する成果は、Nature誌にExtreme Chemistryとして表紙にも紹介されました。一方、放射場基礎科学では、放射線の生態影響の解明に向けた課題で、放射線照射細胞の示す“デジタル”応答特性－放射線照射による細胞周期の変化を単一細胞で追跡－（トピックス3-6）という成果を得ました。また、ポジトロニウムで観測した最表面のスピン偏極－Bi/Ag二層膜のラシュバ効果による電流誘起スピン偏極－（トピックス3-5）という新しい物質表面分析法を用いたユニークな成果もあります。J-PARCを用いたハドロン物理では、原子核の新たな形態の解明を目指して－K中間子が原子核を形成する可能性を裏付け－（トピックス3-2）という物質の極限探究に向けた研究成果を得ています。

また、アウトリーチ活動の一環として、原子核の世界を広く社会に普及するため、「原子力機構核図表2014」を作成し、公開しました。詳細は、最新の原子核壊変データを手中に－原子核の世界地図「原子力機構核図表2014」の完成－（トピックス3-7）で紹介しています。

先端基礎研究センターでは、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。

3-1 103 番元素で見つけた周期表の綻び

— 103 番元素ローレンシウムの第一イオン化エネルギー測定に成功 —

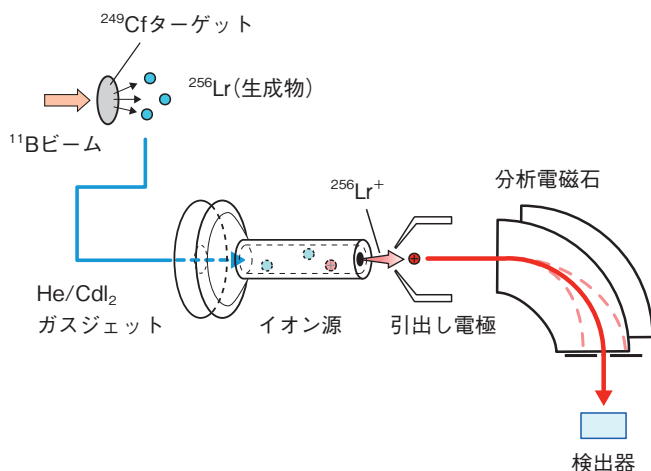


図3-2 実験装置図

核反応によって合成された ^{256}Lr は、 He/CdI_2 ガスジェット搬送法によって、迅速にイオン源へと運ばれ、イオン化されます。目的のイオンのみを分離・測定することで、イオン化効率を決定します。得られたイオン化効率から、第一イオン化エネルギー (IP_1) が決定されます。

中学・高校の教科書にも載せられている元素周期表は、元素を原子番号の順に並べると、その化学的性質が周期性を示すことを表しています。ところが、原子番号が大きくなると、この周期性が成り立たなくなる可能性が指摘されています。

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

元素の化学的性質を決定付ける原子の電子配置の情報は、第一イオン化エネルギー（以下、 IP_1 ）を実験的に決定することで得ることができます。私たちは、このような元素の IP_1 を決定するため、高温の金属表面で起こる表面電離イオン化過程を応用した新しい手法を開発し、数秒に1個程度しか得ることのできない103番元素ローレンシウム (Lr) の IP_1 の決定を可能にしました。

本研究は原子力機構タンデム加速器実験施設で行いました。カリホルニウム標的 (^{249}Cf) へのホウ素ビーム (^{11}B) 照射によって合成した Lr 同位体 ^{256}Lr (半減期 27 秒)

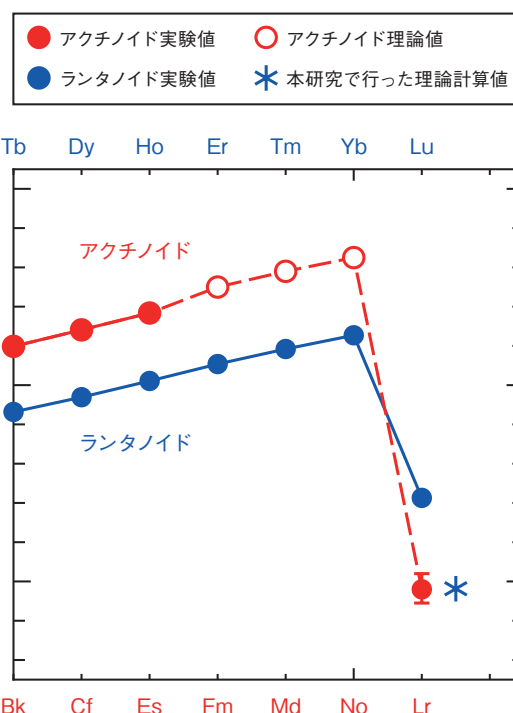


図3-3 ランタノイド及びアクチノイドの第一イオン化エネルギー (IP_1) の推移

ランタノイドの最後の元素であるLuと同様、Lrで IP_1 が小さくなることが示されました。

をタンタル表面（温度 2500 °C）でイオン化し、このときのイオン化効率を調べることで、 IP_1 を求めることができます（図3-2）。

本実験により得られた IP_1 は、 $4.96^{+0.08}_{-0.07}$ eVでした。この値は、アクチノイドの中で最も低く、アルカリ金属であるナトリウム (5.1391 eV) にも匹敵するものでした。アクチノイドの IP_1 の推移を、ランタノイドと比較したものを図3-3に示します。ランタノイドでは、テルビウム (Tb) からイッテルビウム (Yb) まで単調に IP_1 が増加し、最後のルテチウム (Lu) で小さくなることが知られています。今回、Lrの IP_1 がほかのアクチノイドに比べて大幅に低いことを示したことから、Lrがアクチノイド最後の元素であることを、初めて実験的に証明することができました。

さらに国際共同研究のもと、超重元素の原子における電子の運動を考慮した最新の理論計算を行ったところ、理論計算値 4.963 ± 0.015 eV が得られ、実験値を良く再現することが確かめられました。この一致は、元素の化学的性質を決める電子の配置が、Lrでは周期表からの予想と異なることを示唆するものでした。

本研究は、アクチノイドの化学的性質のより深い理解に大きく貢献することが期待できます。

●参考文献

Sato, T. K. et al., Measurement of the First Ionization Potential of Lawrencium, Element 103, Nature, vol.520, issue 7546, 2015, p.209-211.

3-2 原子核の新たな形態の解明を目指して — K^- 中間子が原子核を形成する可能性を裏付け —

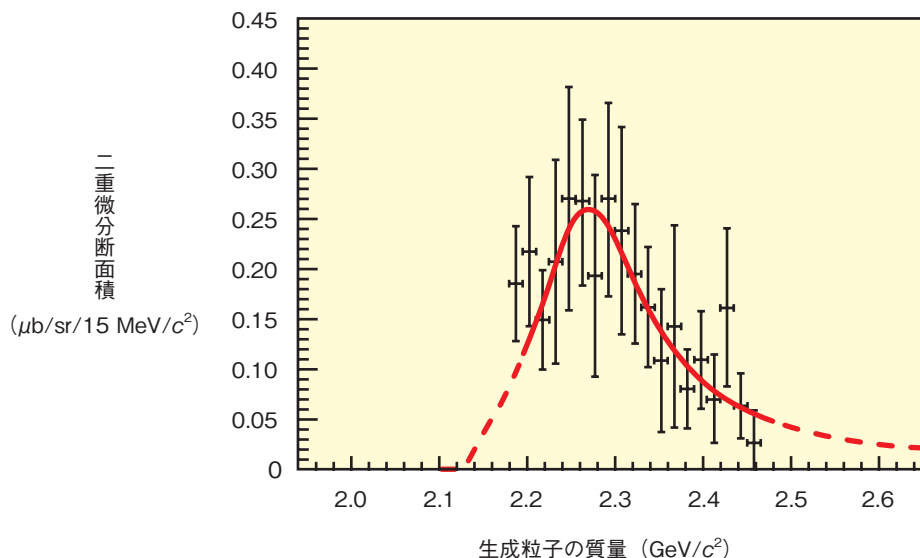


図3-4 “ K^-pp ”らしき状態の質量分布

π^+ 中間子を重陽子標的に照射した際に K^+ 中間子とともに生成された粒子の質量分布です。 π^+ 及び K^+ 中間子の測定に加えて、バックグラウンドからは放出され得ない二つの陽子を検出することから、生成粒子の質量が 2.3 GeV 付近に二重微分断面積のピークが得られました。この結果は “ K^-pp ” らしき状態が Σ^0 粒子と陽子に崩壊した事象を示唆しています。

私たちは大強度陽子加速器施設 (J-PARC) のハドロン実験施設における実験で、 K^- 中間子原子核と呼ばれる全く新しい種類の原子核と考えられる信号を検出しました。原子核の構成要素となっている陽子や中性子は三つのクォークが集まってできているバリオンと呼ばれる仲間の粒子です。一方、 K^- 中間子原子核は K^- 中間子と呼ばれるクォークと反クォーク対から成る中間子が、原子核の構成要素に含まれる全く新しい状態の原子核です。 K^- 中間子原子核は原子核との間にとっても強い引力を生む K^- 中間子が含まれるため、原子核密度の数倍の高密度状態が形成されるなど、通常の原子核とは異なるエキゾチックな性質が予言されています。そのため、これまでも K^- 中間子原子核をとらえる実験が行われてきました。

特に、実験的にも理論的にも扱いが比較的容易な最も単純な K^- 中間子原子核 “ K^-pp ” (K^- 中間子と二つの陽子から成る K^- 中間子原子核) が、 K^- 中間子原子核研究の先駆けとして、近年熱心に研究されています。しかしながら、イタリアのフラスカッティ研究所やフランスのサチューン研究所など過去に行われた実験には “ K^-pp ” の存在を必要としない解釈も提唱されており、新しい実験

による確認が待たれていました。

私たちは、 π^+ 中間子ビームを重陽子標的に照射し、その反応で放出される K^+ 中間子を測定し、質量欠損法で生成粒子の質量スペクトルを世界で初めて測定しました。本実験では標的に原子番号の小さい重陽子を用いることで、これまでの実験で議論されている “ K^-pp ” の存在を必要としない解釈で測定されたスペクトルを理解することを難しくしています。さらに、“ K^-pp ” の崩壊から運動学的に放出可能な二つの陽子を検出することで、バックグラウンドの寄与を抑制しました。

ハドロン実験施設での実験で、“ K^-pp ” が Σ^0 粒子と陽子に崩壊する際に放出される二つの陽子をとらえたときの質量スペクトル (図3-4) から “ K^-pp ” らしき状態を検出しました。スペクトル解析 (図3-4の—線) の結果、この “ K^-pp ” の結合エネルギーは通常の原子核における結合エネルギーの約 10 倍に相当することが分かりました。この異常に大きな結合エネルギーは、現在提唱されている単純な “ K^-pp ” に対する理論計算では再現できません。今後の理論及び実験的な追研究により得られた “ K^-pp ” らしき状態の起源やその構造の研究の進展が期待されます。

●参考文献

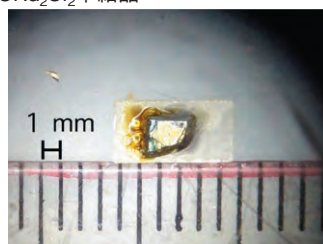
Ichikawa, Y. et al., Observation of the “ K^-pp ”-like Structure in the $d(\pi^+, K^+)$ Reaction at 1.69 GeV/c, Progress of Theoretical and Experimental Physics, vol.2015, issue 2, 2015, p.021D01-1-021D01-8.

3-3 世界最高磁場で探るウラン化合物の新奇な磁性 —核磁気共鳴で明らかにした URu_2Si_2 の高磁場磁気構造—

(a) 米国フロリダ州タラハシーにある国立強磁場研究所 (NHMFL)
45 T ハイブリッド磁石



(b) ^{29}Si 濃縮 URu_2Si_2 単結晶



ロスアラモス国立研究所 (米国) より提供

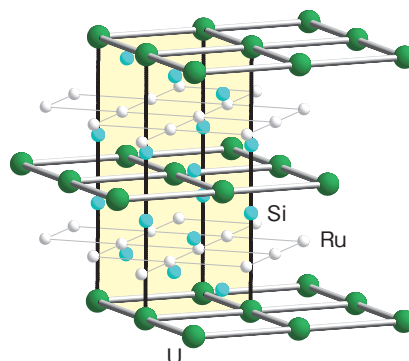
図 3-5 NMR 実験に用いたハイブリッド磁石と ^{29}Si 濃縮 URu_2Si_2 単結晶の写真

(a) 大きな 11.5 T の超伝導磁石に 33.5 T の水冷電磁石を内蔵させたハイブリッド磁石は、世界最高 45 T を発生させることができます。写真にある大きなタンクは、超伝導磁石部分を冷却するための液体ヘリウムを貯めていて、周囲に張り巡らされたパイプには、電磁石部分の電力消費に伴う熱を取り去るために、大量の水が流れています。電力消費は、33 MW にも達します。(b) ^{29}Si 核を 99% 以上濃縮した URu_2Si_2 単結晶の写真です。

ウラン化合物 URu_2Si_2 は、17.5 K で大きな比熱異常を伴う転移を示し、さらに極低温 1.5 K において超伝導を同時に示す面白い物質です。この 17.5 K での相転移は、通常の磁気転移ではなく、30 年来、正体が明らかになっていません。現在も多くの科学者が実験・理論両面でこの相転移の正体に取り組んでいます。外部磁場をかけると、この相転移は徐々に低温で発現するようになり、約 35 T の強磁場下において、ほとんど 0 K にまで抑えられて、新しい磁気状態が現れます。この磁気状態の正体も掴めていませんでした。私たちは、医療分野で広く応用されている核磁気共鳴 (Nuclear Magnetic Resonance: NMR) 法を用いて、この磁気状態をミクロに明らかにする実験を提案しました。その結果、米国の国立強磁場研究所 (フロリダ州タラハシー市) にある世界最高磁場 45 T を発生できるハイブリッド磁石を利用する機会を得ました。米国ロスアラモス国立研究所の協力も得て、NMR に適した安定同位体 ^{29}Si 核を 99% 以上も濃縮した単結晶を準備しました。そのハイブリッド磁石と単結晶の写真を図 3-5 に示しました。

実験の結果、約 35 T 以上で現れた磁気状態について

(c) URu_2Si_2 の単位格子



(d) U 原子の磁気モーメント配列

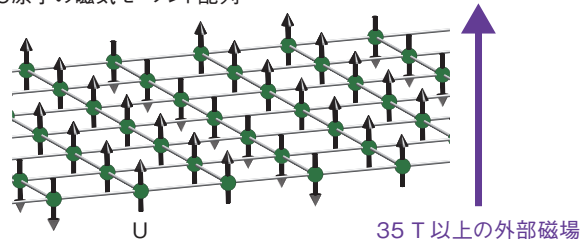


図 3-6 ウラン化合物 URu_2Si_2 の結晶構造と ^{29}Si 核 NMR 法によって明らかにした強磁場中の特異な磁気構造

(c) 黄色で示したのが単位格子で、U 原子は正方格子を形成します。約 35 T までの外部磁場をかけても、U 原子位置に磁気モーメントは発生しません。(d) 35 T 以上の外部磁場をかけると現れる U 原子の磁気モーメントを上向き、下向きの矢印で示しています。

て ^{29}Si 核の NMR 測定に成功し、その NMR スペクトルの解析から、新しく現れた磁気状態において、図 3-6 に示したように、ウラン (U) は一定の磁気モーメントを持っていて、磁場をかけた方向とは垂直方向に上、下と縞状に並んでいることが明らかになりました。一方、35 T 以下では、磁気モーメントは現れず、非磁性状態のままであることも分かりました。U 原子の価電子である 5f 電子は、低磁場の秩序状態においては、U 原子位置から結晶中へ金属バンド電子として染み出して磁性を示さない一方、35 T 以上で U 原子位置に束縛されて磁気モーメントを発生させ、磁場平行方向ではなく、磁場垂直方向にストライプ状に整列することが分かりました。強磁場で現れる準安定磁気状態において U 5f 電子が示す特異な指向性は、元の秩序を理論的に理解するための大きな手がかりとなります。

また、本研究は U 原子の 5f 電子が、外部から加えた磁場や温度などの影響で大きく性質を変えることを示しており、新しい機能を持った U 化合物を作るための原理解明にも貢献するものです。

●参考文献

Sakai, H. et al., Emergent Antiferromagnetism Out of the “Hidden-Order” State in URu_2Si_2 : High Magnetic Field Nuclear Magnetic Resonance to 40 T, Physical Review Letters, vol.112, issue 23, 2014, p.236401-1-236401-5.

3-4 金属中の磁気・電気の流れを切り替える ー原子力分野での熱発電利用に向けてー

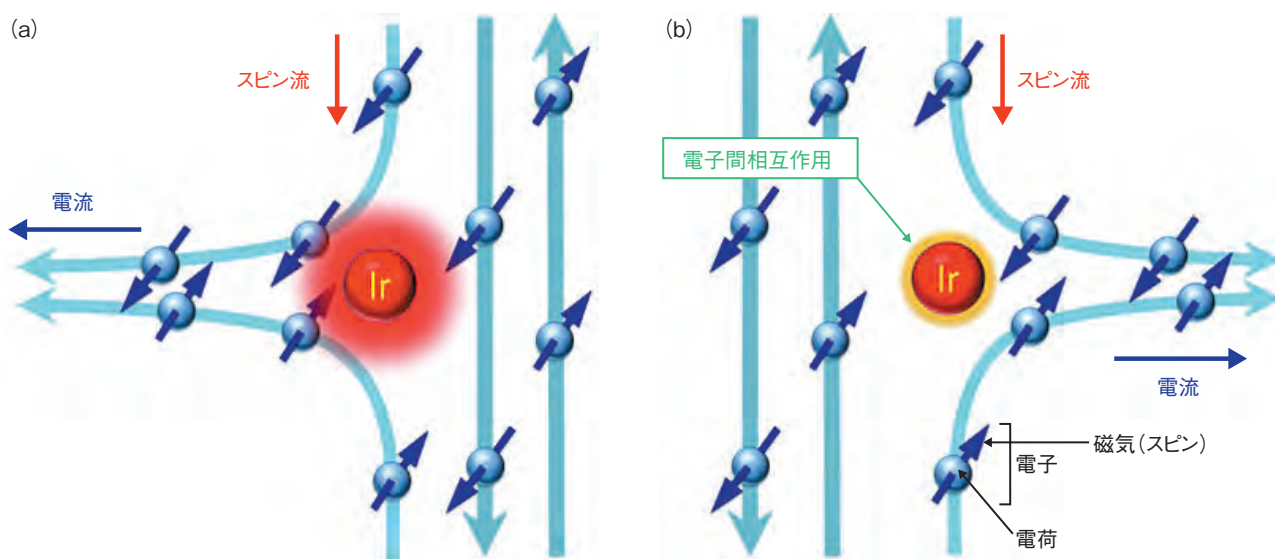


図3-7 スピンホール効果の概念図

(a) 磁気の流れが電気の流れに変換される様子です。(b) 電子同士の反発しあう力によって電圧の符号が反転する様子です。図 (a) 中央の赤色の部分と図 (b) 中央の黄色の部分、電子間相互作用によって電子分布の広がりが増加したことを模式的に表しています。電子間相互作用自体は物質によって決まっているもので変えられませんが、電場や光によって同様な電子分布の変化を作り出せる可能性があります。したがって、スピン流によって引き起こされた電流の向きが、電場や光によって制御できることが期待されます。図中の矢印の付いた球全体が電子で、中心の球が電荷、矢印が磁気（スピン）を表しています。矢印の頭と尾を N 極や S 極として考えることもできます。

近年、電子の電荷の流れである電流の代わりに、電子の磁気の流れであるスピン流を利用するスピントロニクスが次世代の省エネルギー電子デバイスとして期待されています。このスピントロニクスの実用化には、スピン流を電流に、あるいは電流をスピン流に変換する「スピンホール効果」(図 3-7) を用いてスピン流を制御することが重要な課題となっています。

本研究では、極わずかにイリジウム (Ir) を添加した銅のスピンホール効果で生じる電圧の符号に着目して理論研究を行いました。この物質の測定は既に行われていますが、これまでの密度汎関数法（結晶を構成する原子と構造を基に、全ての物理量が電子密度の関数で表されるとして結晶の電子状態を計算する手法）を用いた理論研究では、実際の実験で表れた符号とは異なる結果しか得られませんでした。そこで私たちは、電子間相互作用という電子同士が互いに反発しあう力を計算に取り込むことで、実験と理論との食い違いを解決できるのではないかと考えました。

まず、私たちは密度汎関数法を用いて Ir を添加した銅の電子状態を求め、Ir とその周りを取り囲む銅との結びつきを推定しました。さらに、電子間相互作用のある系の物理量を求める数値計算手法である量子モンテカルロ法を用いて、Ir 上の電子相互作用を取り込んだ計算を行いました。この方法の長所は、それまでの密度汎関数法では取り扱うことができない、Ir 原子のスピンや軌道に関する状態の複雑な組み合わせを取り扱える点にあります。その結果、電子間相互作用によって Ir 上の電子配置が変化するため、スピンホール効果によって生じた電圧の符号が正から負に反転し、実験と一致した結果が得られることが分かりました。

本研究で得られた結果と確立した計算手法を駆使すれば、スピンホール効果を増強できる可能性があります。さらに研究が進展すれば、磁石と金属の積層構造に温度勾配を与えると発電する「スピン熱発電」を原子力分野へ応用し、原子炉や放射性廃棄物からの排熱を電気に変換して利用することが期待されます。

●参考文献

Xu, Z., Mori, M. et al., Sign Change of the Spin Hall Effect due to Electron Correlation in Nonmagnetic CuIr Alloys, Physical Review Letters, vol.114, issue 1, 2015, p.017202-1-017202-5.

3-5 ポジトロニウムで観測した最表面のスピンの偏極 ー Bi/Ag 二層膜のラシュバ効果による電流誘起スピン偏極 ー

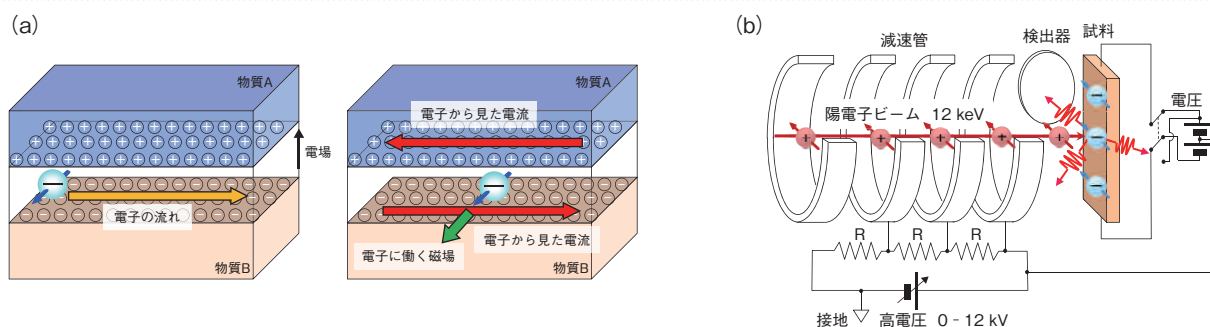


図3-8 (a)ラシュバ効果の概略図 (b) スピン偏極陽電子ビーム測定 of 概略図

(a) 物質 A と B の電位差のため、界面を運動する電子に磁場が作用し結果的にスピン偏極が生じます。(b) スピン偏極陽電子を通電下にある試料に打ち込み、最表面で生成されるポジトロニウムの消滅 γ 線強度を検出器で計測し、そのスピン反転効果から電子スピン偏極率を決定します。陽電子エネルギーは減速管により調節します。

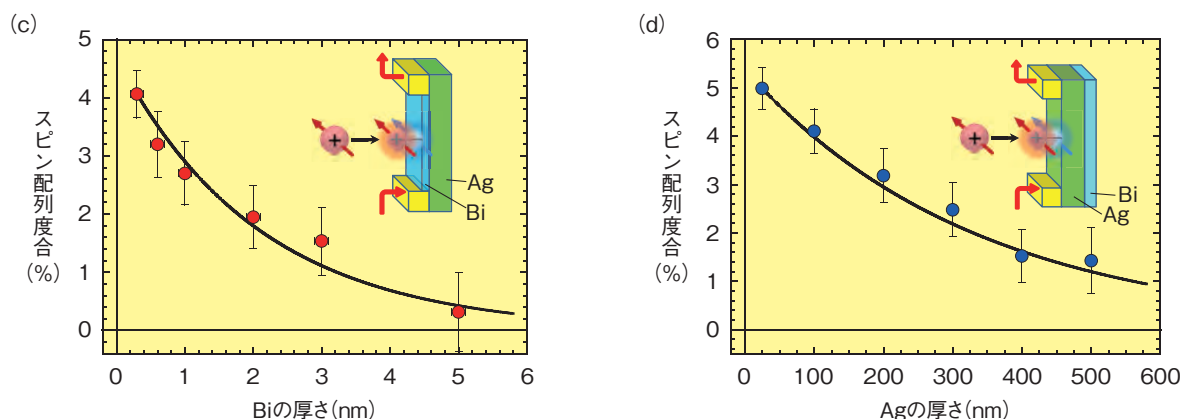


図3-9 (c) ビスマス (Bi) と (d) 銀 (Ag) の表面において観測された電子スピン偏極率 (配列度合) と厚さとの関係データの縦・横棒は誤差です。

近年、電子デバイスの省電力化のために、電子の電気的性質を利用する「エレクトロニクス」に対し、磁気的性質であるスピンを融合した「スピントロニクス」が有望視されています。その実用化には、物質中の電子スピンを観測し、電気的に電子スピンを制御することが課題となっています。「エレクトロニクス」が磁性体を使わないことから、「スピントロニクス」においても磁性体を用いることなくスピンを制御することが求められます。本研究で取り上げた「ラシュバ効果」はそのような電気的スピン制御法の手法として利用できると考えられており、電界効果トランジスタへの応用などを視野に入れた研究開発が精力的に行われています。図3-8(a)はラシュバ効果の概略図です。異なる物質の界面には面直方向に電界が存在します。この界面に電流を印加した場合、電流の担い手の電子からは、上下の物質に反対方向の電流が流れているように見えます。そうすると、電子には面内方向に磁場が発生し、これにより電子のスピンの配列します。これまでの研究から、ビスマスと銀 (Bi-Ag) の接合体において、大きなラシュバ効果が生ずると考えられていましたが、電流を流した状態でのスピン制御につ

いて実験的検証はなされていませんでした。

今回私たちは、図3-8(b)に示す独自に開発した「スピン偏極陽電子ビーム」という研究手法を用いて、Bi-Ag デバイスに電流を流した状態で電子スピンを観測しました。この方法では、物質の最表面に存在する電子のスピンの配列状態を非破壊で観測することができます。従来の方法では、電子スピンを電気信号に変換するための電極を試料の表面に取り付けるため、表面の状態が変わってしまう可能性がありましたが、「スピン偏極陽電子ビーム」は自然な状態で表面にある電子スピンを直接観測できます。

その結果、図3-9に示すように、Bi-Ag 接合体の表面において、電流に対して垂直に電子スピンの配列していること及びスピンの配列度合が Bi と Ag の膜の厚さとともに減少することを見いだしました。これは、Bi と Ag の界面でスピンの発生し、それが各膜中を拡散して表面に現れたことを示しています。また、これらの結果からスピンの伝達度合 (スピン拡散長) も決定できました。

本研究は、スピン偏極陽電子ビームがスピントロニクスの材料研究の分析手段として有用であることを示しています。

●参考文献

Zhang, H. J., Kawasuso, A. et al., Charge-to-Spin Conversion and Spin Diffusion in Bi/Ag Bilayers Observed by Spin-Polarized Positron Beam, Physical Review Letters, vol.114, issue 16, 2015, p.166602-1-166602-5.

3-6 放射線照射細胞の示す“デジタル”応答特性 —放射線照射による細胞周期の変化を単一細胞で追跡—

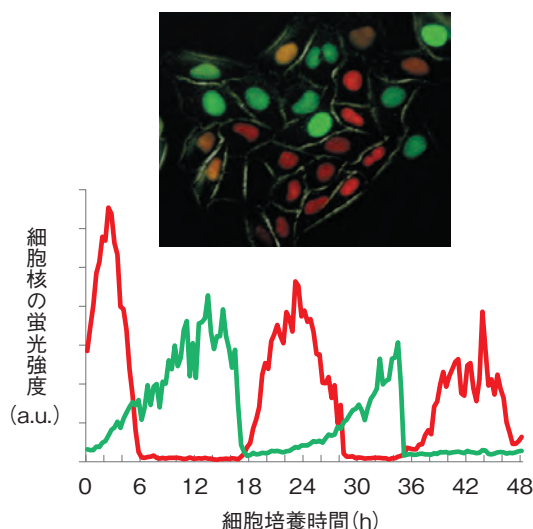


図 3-10 HeLa-Fucci 細胞の蛍光強度の時間変化
HeLa-Fucci 細胞集団 (写真) のうちの細胞を一つだけ選び、その細胞核の蛍光強度の時間変化をプロットしたものです。—線及び—線はそれぞれ、G1 期及び G2 期に細胞があることを示しています。第 1 回目の細胞分裂を示す—線の強度が急速に減少する時点 (約 18 時間) 以降は、二つに分裂した細胞の片方の蛍光強度のみをプロットしています。

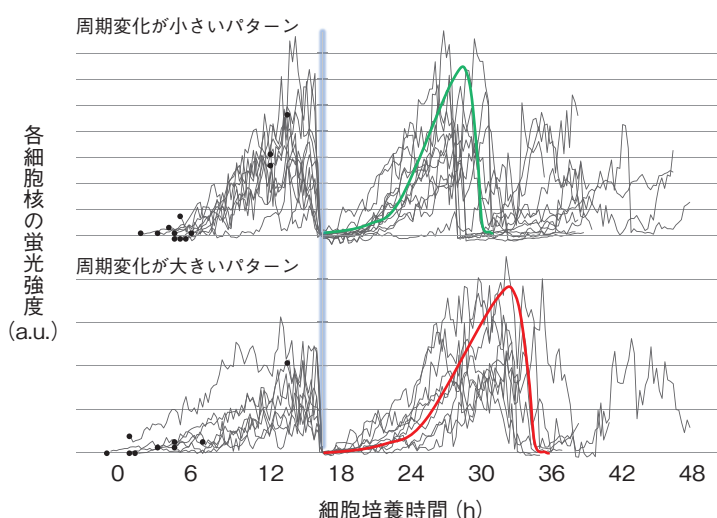


図 3-11 照射細胞の周期の進行に応じた蛍光強度の変化
照射した細胞ごとに図 3-10 で示した—線の蛍光強度の時間変化を調べると、細胞周期変化が非照射細胞のそれとほとんど変わらない群 (上図) と、遅延する群 (下図) の 2 群に大別されることが明らかになりました。—線及び—線は、それぞれの群の平均的な蛍光強度変化を示しています。

細胞標識技術の最近の急速な発展に伴い、生きている細胞の様々な活動が比較的容易に経時観察できるようになりました。これらの実験により得られた動画像データは、従来の静止画像データや細胞集団全体から生化学的に抽出された生体分子に関する平均化された値からは得ることができない豊富なダイナミクス情報を含みます。私たちは生きたままの細胞 (ライブセル) を経時観察することにより、放射線照射された細胞にどのような変化が生じるのかを研究してきました。

細胞分裂能を有するヒトを含めた動物細胞は、ほぼ一定の時間 (細胞周期) で分裂しますが、放射線を照射すると細胞周期が遅延したり停止したりすることが知られています。この現象はチェックポイント機構と呼ばれ、様々なタンパク質間の反応による放射線 DNA 損傷の修復のための時間稼ぎであると推測されています。しかし、照射された全ての細胞に等しい時間の細胞周期遅延が生じるのか、あるいはどのように遅延・停止した細胞周期が再開するのかなど、そのメカニズムの詳細についてはほとんど明らかにされていませんでした。

私たちは、細胞周期に依存して細胞核が異なる蛍光を

発色するように処理をした HeLa-Fucci 細胞 (図 3-10) を試料とし、5 Gy の X 線を培養ディッシュ上の細胞集団に均一に照射した後に個々の細胞の細胞周期をライブセル観察しました。従来の研究により、5 Gy の X 線照射ではおよそ 99% の細胞が分裂能を失うことが報告されています。しかし、本研究で観察した 48 時間では、2 回程度細胞分裂することが分かりました。さらに 20 個以上の照射細胞の核の蛍光強度を個々に追跡した結果、細胞周期がほとんど影響を受けない群 (図 3-11 の上図) と遅延する群 (図 3-11 の下図) の二つの細胞集団に分かれることを見いだしました。これらの結果から、細胞周期の進行を制御するチェックポイント機構に、スイッチの ON/OFF に相当し 0 か 1 かの細胞応答を出力するメカニズムがあることが予測されます。このような“デジタル”的な細胞特性の理解が進むことで、分裂停止に至るか、あるいは突然変異しつつも生き残るかなど、細胞運命の分岐点の解明が進むと期待されます。

本研究成果の一部は、原子力機構と茨城大学の連携大学院 (総合原子科学プログラム) における人材育成の一環として得られたものです。

●参考文献

Kaminaga, K., Yokoya, A. et al., Visualization of Cell Cycle Modifications by X-Ray Irradiation of Single HeLa Cells using Fluorescent Ubiquitination-Based Cell Cycle Indicators, Radiation Protection Dosimetry, vol.166, issues 1-4, 2015, p.91-94.

3-7 最新の原子核壊変データを手の中に —原子核の世界地図「原子力機構核図表 2014」の完成—

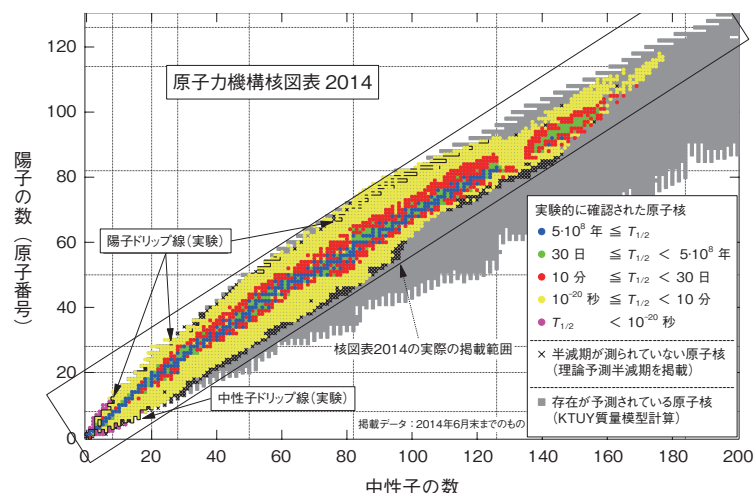


図3-12 原子力機構核図表 2014 の概観図

縦軸が陽子の数（原子番号）、横軸が中性子の数を表示しています。縦軸と横軸を世界地図の緯度、経度のようにみなして各位置に対応する原子核の性質を与えています。灰色以外の色の付いている核種は実験的に存在が確認された原子核(3150核種)です。斜めに傾いた長方形で囲まれた領域が、今回数値を掲載した核図表の領域です。その斜めの長方形をはみ出す形で薄い灰色が図中右側に広く歯の歯状に広がっていますが、これは理論予想による原子核が存在し得る領域（先端基礎研究センターを中心に開発した小浦-橋-宇野-山田（KTUY）質量模型計算による）です。

私たちの身の回りにある物質は全て原子からできていますが、原子はその1万分の1の大きさの原子核とその周りを取り巻く電子からなっています。原子核は陽子と中性子という2種類の核子からできていて、その組合せ方で原子核の種類と性質（安定に存在するか、放射線を出すかなど）が定まるのです。では、組合せと性質の関係はどのようになっているのでしょうか。また、その組合せはどこまで可能でしょうか。

そのような疑問に答えるべく原子核研究者は様々な組合せの原子核を合成し、その性質を調べてきました。しかしその数が年々増え、現在極めて多くのデータとなっています。そこで、原子核研究者はその性質を俯瞰的に見るため、陽子の数と中性子の数を縦軸と横軸にとって、あたかも地図のように原子核の性質を表す方法を作り出しました。これを核図表と呼びます。

原子力機構では、1977年以来、原子力の基礎データである原子核壊変データの最新知見を反映した「原子力機構核図表」を約4年ごとに更新してきました。そして今回、大幅な改訂とともに「原子力機構核図表 2014」を公開しました（図3-12、図3-13）。

今回作成した核図表 2014 は、これまで実験的に存在

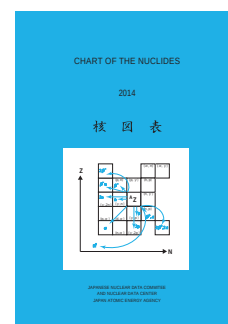


図3-13 核図表 2014 の表紙

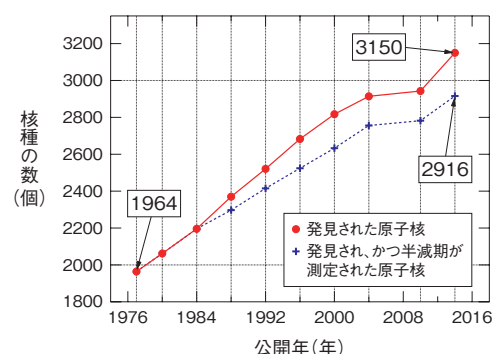


図3-14 発見された核種数の変遷

図中の縦線は原子力機構核図表が公開された年（1977, 1980, 1984, 1988, 1992, 1996, 2000, 2004, 2010, 2014）を表しています。

が確認された 3150 核種を掲載し、そのうち 9 割を超える 2916 核種の壊変半減期の評価値を掲載しました。実験的に確認された核種数は前回 2010 年版から約 200 個の増加となります。また、1977 年から 40 年弱の間に約 1000 個の同位体が新たに合成、発見されたことが分かりました（図3-14）。

ほかの核図表に見られない原子力機構核図表の大きな特徴の一つは、未発見原子核の性質までも、原子核の理論予測の成果を用いて収録していることです。本核図表では 1578 核種の未知の半減期及び壊変様式について理論予測値を収録しています。また、今回より、極短寿命（ 10^{-20} 秒以下）の原子核の新たな追加や、原子核の存在限界の目安となる境界線（ドリップ線）などを新たに掲載しています。これにより未知元素・同位体合成実験の最先端研究ツールとして国内外の研究者に広く利用できます。

また、本核図表は高校生や一般の方々に対し、宇宙における元素の起源や原子炉における放射性核種の生成や変換についてなど、原子核に関する様々な現象を理解するための教材として親しみながら利用できます。今後より多く利用されることを期待しています。

●参考文献

Koura, H. et al., Chart of the Nuclides 2014, Japanese Nuclear Data Committee and Nuclear Data Center, Japan Atomic Energy Agency, 2015.

社会ニーズを踏まえ、原子力の基礎・基盤研究を総合的に推進

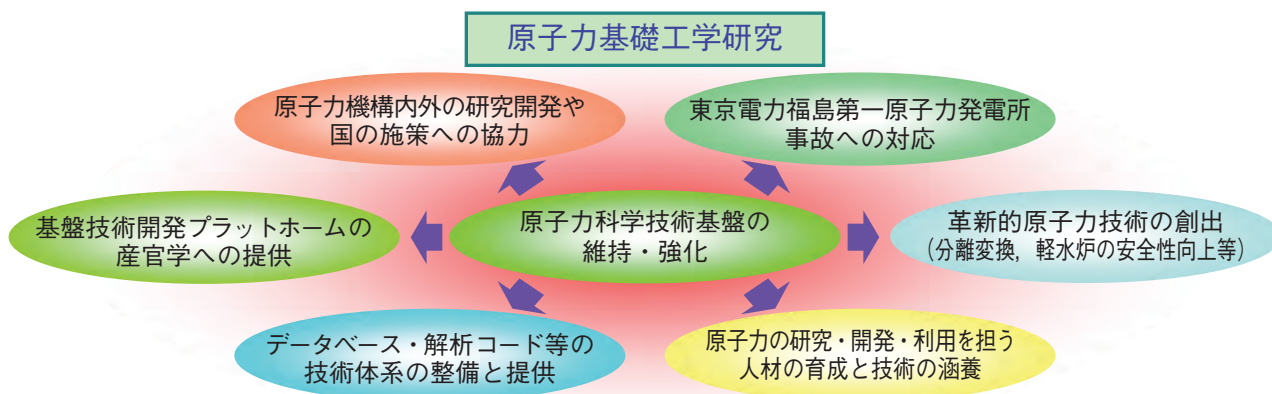


図4-1 原子力基礎工学研究の役割

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

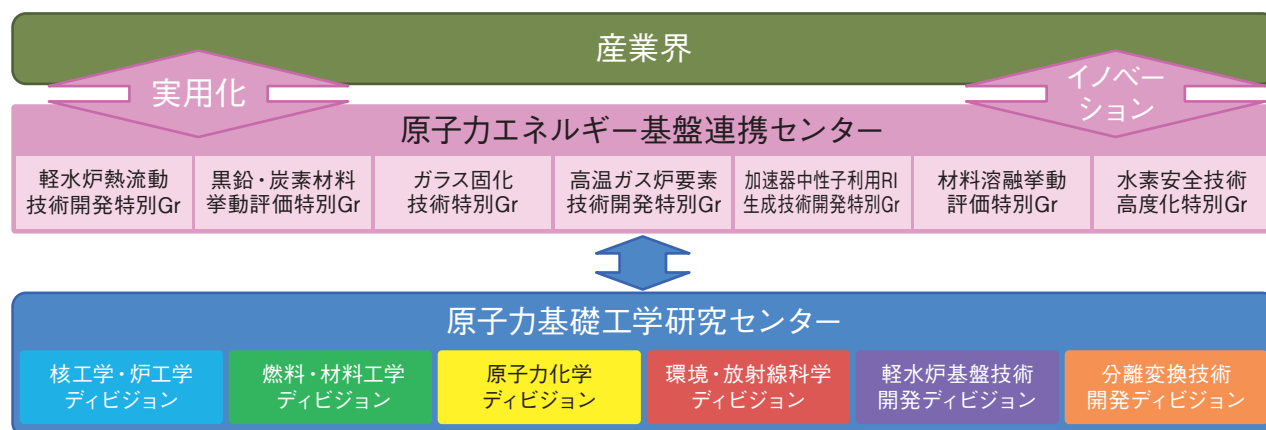


図4-2 原子力エネルギー基盤連携センター

産業界と連携して、基盤技術に関する研究成果の実用化を進めています。

原子力基礎工学研究センターでは、我が国の原子力研究開発の科学技術基盤を長期的な視点に立って維持・強化し、新たな原子力利用技術を創出することを使命とし、さらに、東京電力福島第一原子力発電所(1F)事故からの復旧にかかわる基礎基盤研究、高レベル放射性廃棄物処分の負担軽減に貢献する分離変換技術開発及び軽水炉の安全性向上に関する基盤研究をはじめとする社会の様々なニーズに的確に応えることを目指しています(図4-1)。核工学・炉工学研究では、最先端の理論・実験・計算シミュレーションを駆使し、評価済み核データファイル JENDL の整備やγ線や中性子線の計測技術開発、原子炉の設計・挙動解析手法の高精度化を進めています(トピックス4-1, 4-2)。燃料・材料工学研究では、原子炉や核燃料サイクル施設における核燃料や構造材料の振る舞いに関する研究を進めています(トピックス4-3～4-5)。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を進めるとともに、これらを利用した産業応用研究も実施しています(トピックス4-6～4-8)。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を進めています(トピックス4-9～4-11)。また、原子力エネルギー基盤連携センター(図4-2)では、産業界と連携し、上記研究成果を活用したイノベーションを通して社会へ貢献しています。

1F 復旧にかかわる研究では、放射性セシウムによる年齢別被ばく線量推定及び建屋内の線量分布予測、事故時に放出される放射性物質の化学的振る舞い及び燃料棒の壊れ方の推定シミュレーション、原子炉への海水注入により材料及び冷却に与えた影響の実験的検証、原子炉下部の破損箇所の状態の推定等についての基盤技術開発に力を入れています(第1章トピックス1-2, 1-10, 1-14～1-16, 1-18)。

放射性廃棄物の有害度低減にかかわる分離変換技術開発の基盤研究では、ネプツニウムやアメリシウムなどのマイナーアクチノイド(MA)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(加速器駆動システム, Accelerator-Driven System: ADS)によってMAを核変換する方法を中心にシステム設計及び燃料製造にかかわる検討を進めています。

4-1 原子炉核特性パラメータの高精度評価を目指して ーモンテカルロ法による原子炉動特性パラメータの新しい計算手法の開発ー

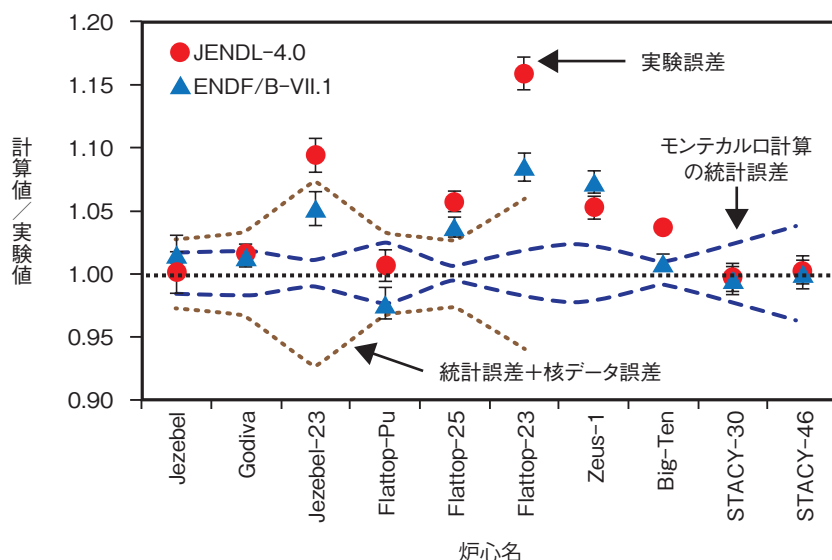


図4-3 計算結果と実験値の比較

種々の臨界集合体（表4-1）に対して、実験で得られた遅発臨界時の α 値とMVPコードによる計算値の比を示しています。●は原子力機構で開発した核データライブラリ JENDL-4.0 を用いた結果、▲は米国の ENDF/B-VII.1 ライブラリの結果で、誤差バーは実験誤差を示しています。核データ誤差は、核データの持つ誤差が計算結果にもたらす誤差で、図の左側六つの臨界集合体に対して評価しました。

表4-1 原子炉動特性パラメータを計算した臨界集合体

炉心名	種別	燃料
Jezebel	高速炉	Pu
Godiva	高速炉	高濃縮U
Jezebel-23	高速炉	U-233
Flattop-Pu	高速炉	Pu
Flattop-25	高速炉	高濃縮U
Flattop-23	高速炉	U-233
Zeus-1	高速炉	高濃縮U
Big-Ten	高速炉	濃縮(10%)U
STACY-30	熱中性子炉	低濃縮U
STACY-46	熱中性子炉	低濃縮U

炉心解析におけるモンテカルロ法は、中性子の振る舞いを忠実にシミュレーションすることによって、原子炉の核特性パラメータを計算する手法です。この手法は、原子炉設計計算でよく用いられている決定論的手法と比べると、非常に正確に炉心体系を表現することができます。さらに、中性子が原子核と衝突するときの断面積を連続的に取り扱うことができます。すなわち、モンテカルロ法を用いますと、ほとんど近似の入らない高精度の計算が可能となります。

このように大きな利点のあるモンテカルロ法ですが、原子炉の炉心解析で必要となる全ての核特性パラメータを計算することはできません。これまでモンテカルロ法で計算できなかったパラメータの一つが原子炉動特性パラメータ、すなわち実効遅発中性子割合と中性子生成時間です。これらは、原子炉の出力変動に直接関係する核的安全性パラメータです。これらの値が少し異なるだけで、原子炉出力に対し、指数関数的に影響を及ぼすことになりますので、できるだけ正確に計算したいという要求があります。

私たちは、これらの原子炉動特性パラメータをモンテ

カルロ法で計算する新しい手法を開発しました。計算が困難であった理由は、これらのパラメータが随伴中性子束で重みづけられた反応率の比で定義されていたからですが、新しい手法では随伴中性子束を用いることなく、実効増倍率の微分係数から厳密に動特性パラメータを計算することができます。新手法を検証するため、私たちが開発しているモンテカルロコード MVP にこの手法を実装し、種々の臨界集合体（表4-1）に対して遅発臨界時の α 値を比較しました。図4-3は、その結果を示したものです。遅発臨界時の α 値は、実効遅発中性子割合を中性子生成時間で割った値に-1をかけた値として定義され、臨界実験で精度良く測定できる核特性パラメータです。体系によっては大きくずれているものも見られますが、おおむね、モンテカルロ計算の統計誤差と使用した核データの誤差に起因する誤差の範囲内で実験値を再現できることが分かります。

モンテカルロ法で精度良く動特性パラメータを計算できるようになり、燃料デブリ体系や新型炉に対して動特性パラメータの参照解を与えることができると期待されています。

●参考文献

Nagaya, Y., Calculation of Reactor Kinetics Parameters with Monte Carlo Differential Operator Sampling, Annals of Nuclear Energy, vol.82, 2015, p.226-229.

4-2 二つの非破壊元素分析法の有機的融合 —大強度パルス中性子による新しい元素分析法開発—

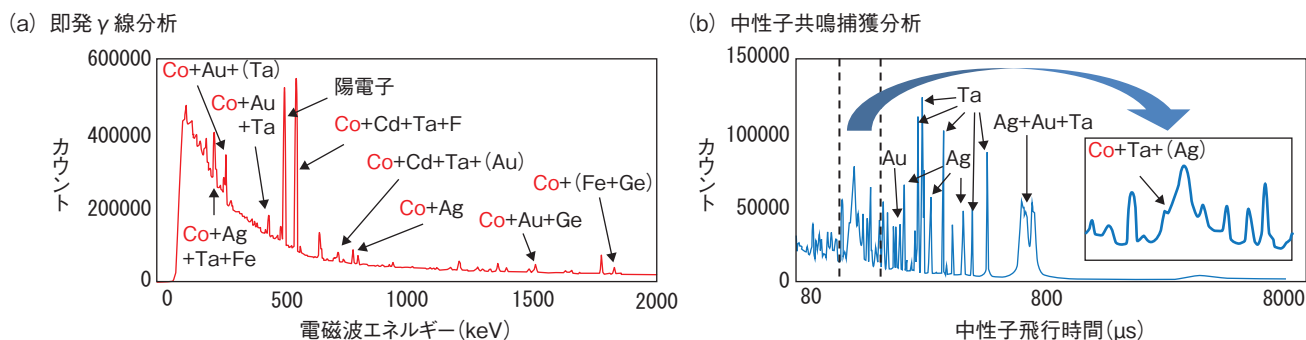


図4-4 従来の元素分析法で得られるスペクトル

(a) 即発γ線分析、(b) 中性子共鳴捕獲分析において Co, Ag, Au, Cd, Ta の混合試料を測定した際に得られるスペクトルを示しています。ここで Co に着目すると、どちらの分析法でも他の元素とピークが重なってしまい、正確な分析値を得ることが困難になっています。

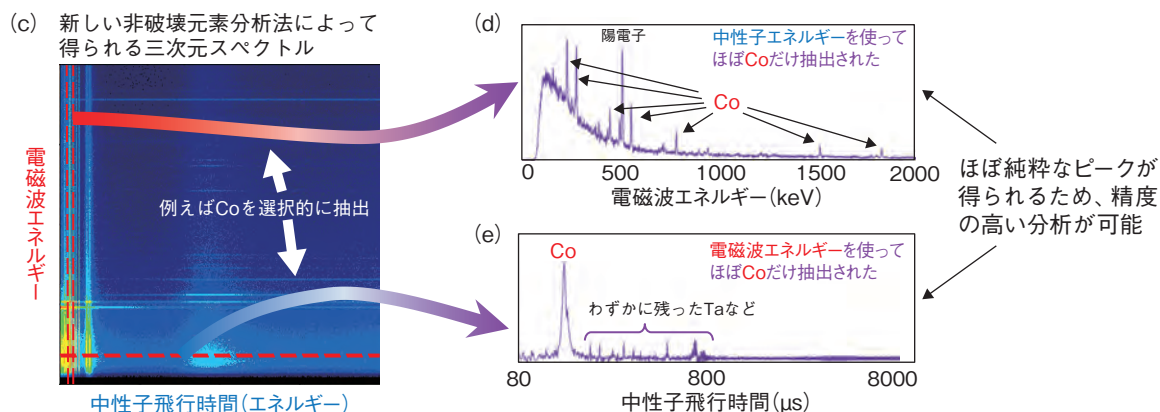


図4-5 新しい元素分析法で得られるスペクトル

(c) は混合試料を新しく開発した分析法で測定した際に得られる三次元スペクトルです。(d) と (e) は、二つの分析法から得られるデータの相関を用いて Co を抽出することができ、ほぼ純粋なピークが現れることを示しています。このピークを解析することによって正確な分析値が得られます。

非破壊元素分析は、試料がそのまま再利用でき、余計な手間をかけずに短時間で結果が得られる等の利点があるため、放射性物質や科学的に重要な試料、希少価値の高い試料を分析する際に欠くことのできないツールとなっています。それらの試料は多くの研究成果をもたらすと期待されていますが、元素構成が複雑な混合試料などの場合に、従来法では分析できないことも多く、非破壊分析法のブレークスルーが切望されていました(図4-4)。

即発γ線分析は、中性子が捕獲される際に放出される電磁波のエネルギーとその強度を測定することによって元素の種類と含有量を知ることができる手法です。中性子共鳴捕獲分析も非破壊分析法ですが、こちらは中性子が元素ごとに異なるある特定のエネルギーを持つときに、非常に良く中性子を捕獲する特性を利用した手法です。二つの分析を同時に行うことができれば、それらの結果を一度に得ることができるだけでなく、融合による相乗効果を利用することによって、どちらの手法を用いても分析が困難である元素でも測定できるようになると期待されます。二つの分析法の融合のためには同一の検出器で電磁波の

エネルギーと中性子のエネルギーを同時に測定しなければなりません。しかし、即発γ線分析に用いられるゲルマニウム検出器は、時間特性が悪く中性子損傷に弱いなどの理由から中性子エネルギーの測定に用いることが困難でした。

私たちは、大強度陽子加速器施設(J-PARC)物質・生命科学実験施設(MLF)中性子核反応測定装置(ANNRI)において得られる世界最高強度のパルス中性子ビームを利用することに加えて、検出器の高効率化及び高速・高機能データ収集系等の開発によりゲルマニウム検出器の時間特性を補い、さらに高性能遮へいによって損傷を最小限に抑えた結果、ゲルマニウム検出器による高精度中性子エネルギー測定を可能とし、二つの分析の融合に世界で初めて成功しました。また、期待された融合による相乗効果を、混合試料を用いた実験により実証し、高精度な分析が可能であることを示しました(図4-5)。

今回開発した分析法は、放射性物質の分析や、宇宙化学、考古学、地質学、環境などの分野における試料(例えば、隕石、土器、金属器、深海試料など)に有効であると考えています。

●参考文献

Toh, Y. et al., Synergistic Effect of Combining Two Nondestructive Analytical Methods for Multielemental Analysis, Analytical Chemistry, vol.86, issue 24, 2014, p.12030-12036.

4-3 再処理硝酸溶液中での腐食挙動を予測する セルオートマトン法を用いたステンレス鋼粒界腐食形態のシミュレーション

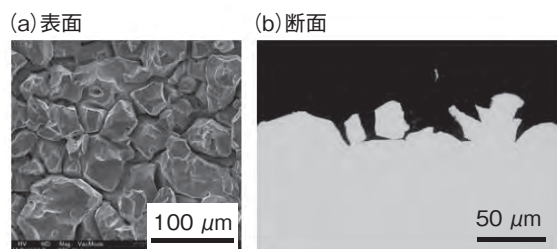


図4-6 硝酸溶液中ステンレス鋼の粒界腐食の例
高温高濃度の硝酸溶液中にあるステンレス鋼は、(a)のように結晶粒間にある粒界が優先的に腐食する粒界腐食が発生します。断面を見ると(b)のような複雑な凹凸形状になっています。

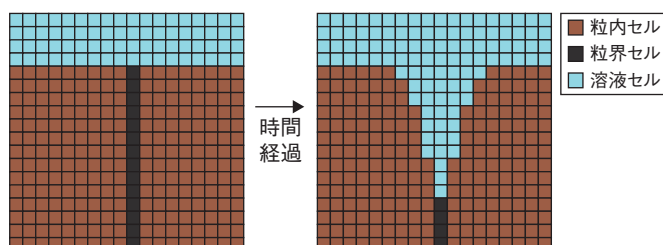


図4-7 セルオートマトン粒界腐食モデルの概念図
本モデルでは、格子状に分割したセルに対して粒内、粒界、溶液セルを設定して初期形状を作成し、溶液セルに接する粒内、粒界セルを溶液セルに変換することで粒界腐食を模擬します。

使用済み核燃料の再処理機器にはステンレス鋼が多く用いられており、再処理工程では高温、高濃度で酸化力の高い硝酸溶液が使用されます。このような溶液中にあるステンレス鋼は、ステンレス鋼を形成する結晶粒間の粒界が優先的に腐食される粒界腐食が発生することが知られています(図4-6)。粒界腐食が進展すると結晶粒の脱落が発生し、腐食速度が増大すると考えられます。それゆえに、再処理機器の健全性を確保するためには、粒界腐食の進展挙動を知ることが重要であるといえます。粒界腐食を引き起こす要因の一つとして、鋼中に混入したリンや炭素などからなる不純物の存在が考えられていますが、不純物と腐食進展挙動との関係についてはいまだ明確になっていません。

私たちは粒界腐食の要因となる不純物の存在が腐食進展形態に及ぼす影響を明確にすることを目的として、セルオートマトン粒界腐食モデルの開発を行いました。セルオートマトン法とは、系を格子状セルに分割してセル間の単純な規則に従って状態変化を表現する計算法です。本モデルでは結晶粒、粒界、溶液をセルモデル化することで単純形状だけでなく複雑形状の粒界腐食形態を

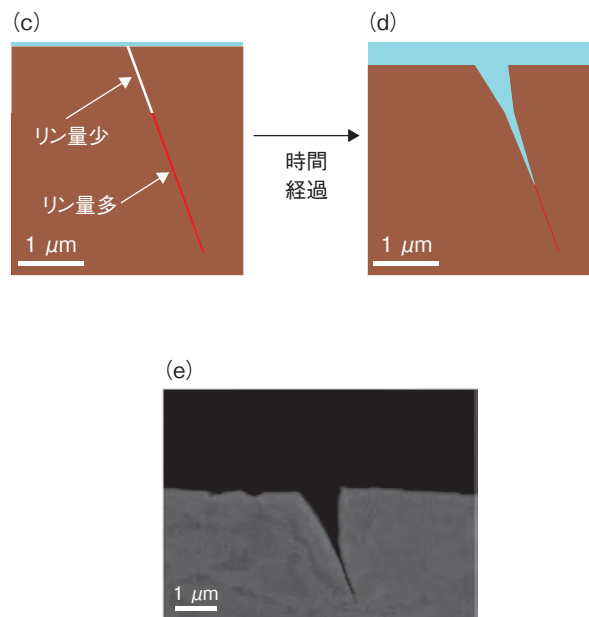


図4-8 リン化合物の濃縮がある場合の粒界腐食形態
(c), (d)は本モデルによるシミュレーション結果です。リン量が増える領域から粒界腐食幅が狭くなる結果となりました。シミュレーション結果(d)は、腐食試験で見られた複雑形状の腐食形態(e)を模擬できていることが分かりました。

も表現することが可能です(図4-7)。また、粒内及び粒界の腐食速度のみをパラメータとしているため、扱いやすく汎用性が高いことが特徴です。今回、不純物の濃度によって粒界の腐食速度に変化を与えた粒界腐食シミュレーションを行い、高純度 SUS310 ステンレス鋼に不純物としてリンを添加した材料についての腐食試験に見られる複雑形状の腐食形態を模擬できることを確認しました(図4-8)。この結果は、硝酸溶液中ステンレス鋼の粒界腐食に見られる複雑形状は不純物の存在が関係していることを示しています。また得られた結果から逆問題的に考えると、リンは化合物として粒界近傍に濃縮する傾向があること、濃縮したリン化合物は粒界腐食の速度を速くする効果があることが示唆されます。

本モデルは汎用性の高さから、粒界腐食の進展による結晶粒の脱落など、より現実に近いシミュレーションを行うことが可能です。現実に近いシミュレーションを行い、腐食進展挙動の時間変化を見ることで、不純物の存在状態と腐食形状、腐食減量との関係など、様々な腐食現象の理解につながるものが期待されます。

●参考文献

五十嵐誉廣ほか, セルオートマトン法を用いたステンレス鋼粒界腐食形態のシミュレーション, 材料と環境, vol.63, no.7, 2014, p.431-437.

4-4 陽電子消滅寿命と吸蔵水素量による空孔形成評価 —弾性応力下における高強度鋼の水素脆化研究—

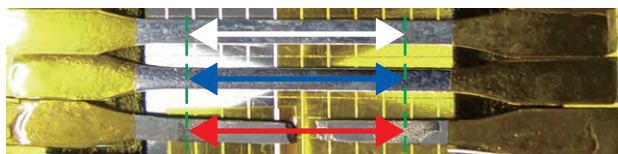


図4-9 陽電子消滅寿命測定に用いた試料
それぞれの試料の矢印の部分で測定しました。矢印の色は
図4-10 のプロットの色に対応しています。

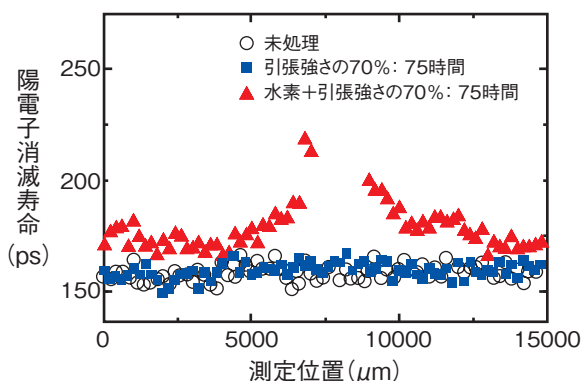


図4-10 陽電子消滅寿命による評価結果

○：未処理，■：水素なしで75時間力を加えた場合，▲：水素ありで75時間力を加えた場合（破断）の各位置における陽電子消滅寿命です。▲の破断部付近の長い寿命は、穴（空孔）が集まった大きな穴（空孔クラスター）によるものです。

自動車用の鋼板などにも用いられている高強度鋼（焼戻しマルテンサイト鋼）は、変形が残らない程度の力では通常破壊しませんが、多量の水素が存在すると100時間程度でも破壊してしまいます。この水素によって脆くなる現象を水素脆化と呼びますが、その機構の解明は進んでいません。それは、水素の挙動に関する実験が難しいことが一つの要因です。破壊までの過程で鋼中の原子の並び方（結晶構造）に変化が生じ、原子が並んでいる面にしわ（転位）がよったり、原子が抜けてできる穴（空孔）が開いたりします。これらを総称して欠陥と呼びます。今回、欠陥の測定に用いたのは、陽電子が鋼中の電子と消滅するまでの時間を測定する陽電子消滅寿命測定法と、鋼中に浸み込んでいる水素（吸蔵水素）の量で評価する昇温脱離分析法です。

陽電子は効率良く欠陥を見つけて、欠陥の部分に広い空間があるほど、消滅までの時間（寿命）が長くなります。その結果、転位のようなものよりも、空孔が開いている方が寿命が長くなり、空孔が集まって大きな穴（空孔クラスター）になると、さらに寿命は長くなります。水素が鋼中にあるときとないときに、引張強さの70%の力を75時間かけたもの（図4-9）を陽電子消滅寿命で評

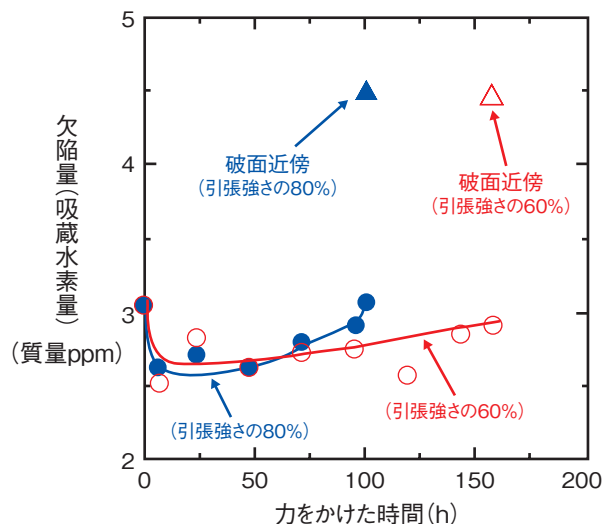


図4-11 吸蔵水素量による評価結果

力をかけた時間に対する欠陥量（吸蔵水素量）の変化です。●、○の測定は中央約30mm程度、▲、△は破面から約1mm切り出した試料で測定しています。図4-10の試料よりも長時間破壊しない理由は、試料の形状に違いがあるためと考えられます。

価しました。図4-10のように、水素があるときだけ陽電子消滅寿命が長くなり、空孔ができていることが分かりました。また破断部付近ではさらに陽電子消滅寿命が長くなることから、さらに大きな空孔クラスターができていることが分かりました。

一方、鋼中の水素は、欠陥がなければ外に出て行ってしまいますが、欠陥が存在するとそこに吸着されなかなか出て来なくなります。転位や空孔などに吸着された水素も、温度を高くすると出てきますので、温度を上げたときに出てくる水素の量は、そのまま、鋼中の欠陥量を示します。図4-11に示すように、力をかけ始めたときに、最初からあった転位の一部が消えることで欠陥量の減少が見られますが、その後、破壊までの間、単調に欠陥が増えていることが分かります。

本研究により、水素脆化による破壊現象が空孔などの欠陥形成に支配されていることが示されました。本研究は産業技術総合研究所、上智大学とともに行ったものであり、日本鉄鋼協会平成25年度澤村論文賞、文部科学省ナノテクノロジープラットフォーム平成25年度秀でた6大利用成果の優秀賞を受賞しました。

●参考文献

Doshida, T., Hirade, T. et al., Enhanced Lattice Defect Formation Associated with Hydrogen and Hydrogen Embrittlement under Elastic Stress of a Tempered Martensitic Steel, ISIJ International, vol.52, no.2, 2012, p.198-207.

4-5 マイナーアクチノイド核変換用燃料の挙動評価に向けて —ミリグラム規模の高純度キュリウム試料の分離精製回収に成功—

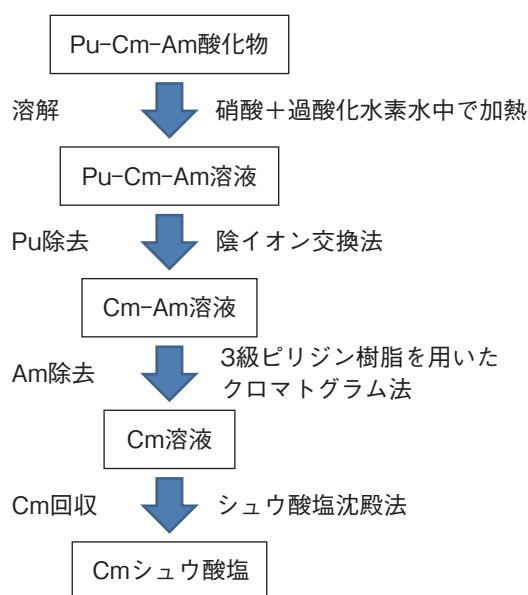


図4-12 調製後約40年経過した ^{244}Cm 酸化物試料を原料とした高純度Cm試料の調製方法の概略

^{243}Am 不純物を約1%含む20% ^{244}Cm -80% ^{240}Pu 混合酸化物を硝酸＋過酸化水素水中で加熱溶解し、陰イオン交換法によるPu除去、3級ピリジン樹脂を用いたクロマトグラム法によるAm除去によって得られたCm溶液を用いて、高純度Cmシュウ酸塩試料を調製しました。

現在の核燃料サイクルにおいて高レベル放射性廃棄物に分類されている核分裂生成物やマイナーアクチノイド(MA: ネプツニウム(Np)、アメリシウム(Am)、キュリウム(Cm))などの元素を化学的性質及び利用目的に応じて分離し、長半減期核種を短寿命核種あるいは安定核種に核変換することによって地層処分負担を軽減するための研究開発が国内外で実施されています。長寿命核種の核変換は、発電用高速炉若しくは核変換専用のシステム(加速器駆動システム(ADS)など)において、対象元素を含む燃料を燃焼させることによって行うことが提案されています。

核変換用MA含有燃料の開発においては、燃料として使用するMA含有化合物の熱物性・機械物性・化学反応などの挙動を理解し制御する必要があります。これまでに、私たちはNp及びAm化合物の挙動に関する研究を進めてきました。しかし、Cm化合物については、研究に必要なミリグラム規模以上の高純度試料の調製が困難という課題がありました。その原因は、最も入手しやすい同位体 ^{244}Cm は半減期が比較的短く(18.1年)、取扱いが難しい上に、精製後短期間で娘核種 ^{240}Pu が生成するためです。

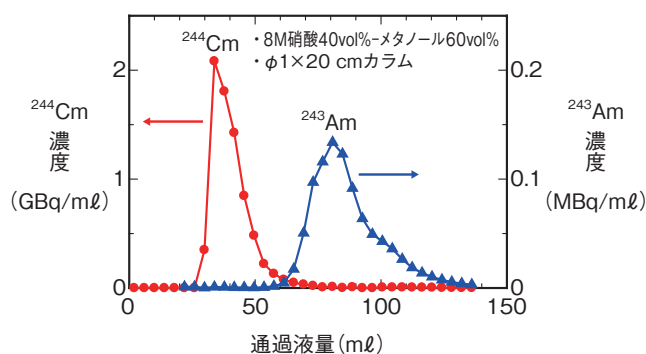


図4-13 3級ピリジン樹脂を用いたクロマトグラム法によるAm/Cm分離

東京工業大学が開発・製造した3級ピリジン樹脂を充てんしたクロマトグラム用カラムに、Cm-Am溶液を注入してから、8M硝酸-メタノールを連続的に通液し、流出液を分画回収しました。3級ピリジン樹脂への吸着性がわずかに異なることを利用して、CmとAmを分離することができました。



図4-14 調製したCmシュウ酸塩分離精製したCm溶液にシュウ酸を添加し、約10 mgのCmシュウ酸塩を調製しました。

Cmシュウ酸塩沈殿生成物

私たちは、調製後長時間経過した ^{244}Cm 酸化物を原料として高純度Cm試料を調製することにしました。この原料は ^{243}Am 不純物を約1%含む20% ^{244}Cm -80% ^{240}Pu 混合酸化物であり、高純度Cm試料を得るためには、Pu及びAmを除去することが必要でした(図4-12)。このため、最初に原料を酸化剤である過酸化水素水を少量加えた硝酸中で加熱溶解して溶液にし、陰イオン交換法によりPuを除去しました。次に、Pu除去後の試料を硝酸-メタノール溶液にして、3級ピリジン樹脂を用いたクロマトグラム法によって、AmとCmを分離しました(図4-13)。そして、分離精製したCm溶液にシュウ酸を添加することによって、Cmシュウ酸塩沈殿生成物を得ることに成功しました(図4-14)。

これまでに、本法で得られた高純度Cm試料を用いてCm酸化物及びCm窒化物を調製し、その熱物性データを取得しました。また、核変換用MA高含有燃料として使用する化合物の挙動評価用のCm原料を調製するための技術が確立されました。

本研究は、文部科学省からの受託研究「広域連携ホットラボ利用によるアクチノイド研究」の成果を含みます。

●参考文献

Hayashi, H. et al., Separation and Recovery of Cm from Cm-Pu Mixed Oxide Samples Containing Am Impurity, Journal of Radioanalytical and Nuclear Chemistry, vol.296, issue 3, 2013, p.1275-1286.

4-6 簡便・低コストと高性能が両立した放射性廃液の処理技術 ー“エマルションフロー法”による除染廃液からのウラン除去ー

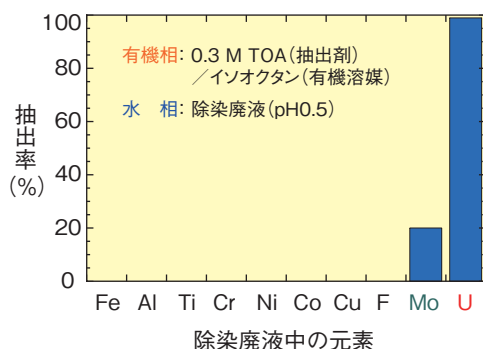


図4-15 除染廃液からのUの高選択的な抽出

適切な抽出剤（この場合は、トリオクチルアミン：TOA）を用いることで、様々な種類の金属元素が共存する中から、Uだけを高選択的に抽出・除去することができます。



図4-16 除染廃液中の固形成分が除去される様子
水の中に浮遊している固形成分が液液界面に吸着されることにより、除染廃液中の固形成分が回収・除去されます。

人形峠環境技術センターでは、設備・機器のクリアランス等に伴う除染によってウラン（U）を含んだ多量の廃液が発生しています。廃液処理によって、Uは放射性スラッジ（汚泥）に移行することから、スラッジ中のU量を低減して処分しやすくするために、除染廃液から高選択的にUを除去する必要があります。これまでは、イオン交換樹脂やキレート樹脂などによるU除去を検討してきましたが、処理速度や経済性が課題となっていました。

ここで紹介する“エマルションフロー法”とは、処理対象となる廃液（水相）の中に、抽出剤を含む有機溶媒（有機相）を微細な液滴として噴出させることで、両相が混合・乳濁したエマルション流を発生させることを原理とする簡便・安全・低コストな溶媒抽出の新技术です。両相をエマルションに至るまで十分に混合できるため、抽出率が高く、相分離能が高いため、小型・シンプルな装置で迅速に廃液等を浄化処理できます。この方法により、様々な種類の金属元素が共存する中から、Uだけを除去できます（図4-15）。また、エマルションフロー法では、水に溶けている成分を溶媒抽出によって回収するとともに、水に溶けずに浮遊している固形成分（粒子

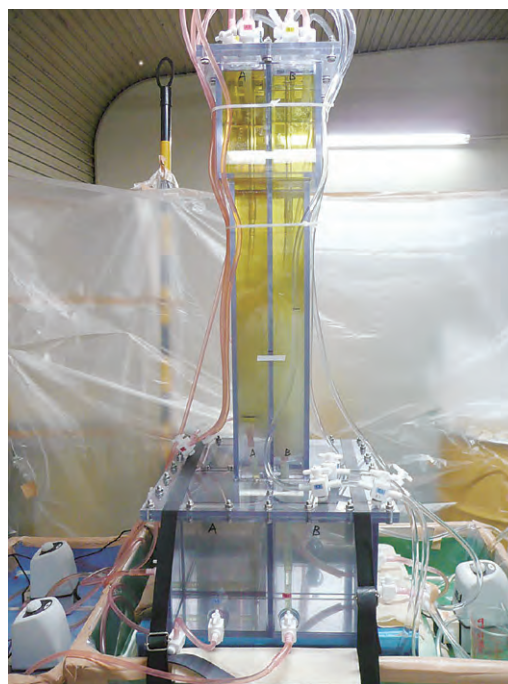


図4-17 エマルションフロー装置による除染廃液中Uの除去試験の様子

人形峠環境技術センターにて、設備・機器のクリアランス等に伴う除染によって発生したU含有除染廃液を浄化するための試験を行っているときの様子です。有機相の黄色は、Uの抽出による着色です。

成分等）も、水相と有機相の間の液液界面に凝集させることで回収・除去できます（図4-16）。この方法では、イオン交換樹脂等を用いる従来法よりも格段に迅速（10倍以上）・高効率に、小型・シンプルな装置で簡便・低コスト（5分の1以下）に、除染廃液を処理できます。

実用規模の約半分の大きさのエマルションフロー装置（図4-17）を用いて、1時間に60～90ℓの除染廃液（人形峠環境技術センターでの実廃液）を処理する試験を行った結果、除染廃液中のU（3 Bq/cm³）を排出基準値（0.0022 Bq/cm³）のU濃度以下にまで迅速に除去すること、及び除染廃液に含まれる固形成分を装置内の浮遊物トラップに集めて同時除去することに成功しました。また、同じ装置を3段つなげれば、除染廃液中の99.9%以上のUを回収可能であることも分かりました。

エマルションフロー法は、国内のUを含む廃液の処理に広く役立つと期待できます。この新技術は、原子力分野以外にも、工場からの排水の浄化や廃液からのレアメタルの回収などに利用できることから、様々な産業分野で注目を集めています。

本研究は、第47回（平成26年度）日本原子力学会賞技術賞を受賞しました。

●参考文献

永野哲志ほか，エマルションフロー法による人形峠ウラン廃液からのウランの連続抽出，日本原子力学会和文論文誌，vol.12，no.4，2013，p.277-285。

4-7 ウラン鉱石中の不純物組成を簡便・確実に分析する ー不純物を濃縮した吸着体を利用する固体試料質量分析ー

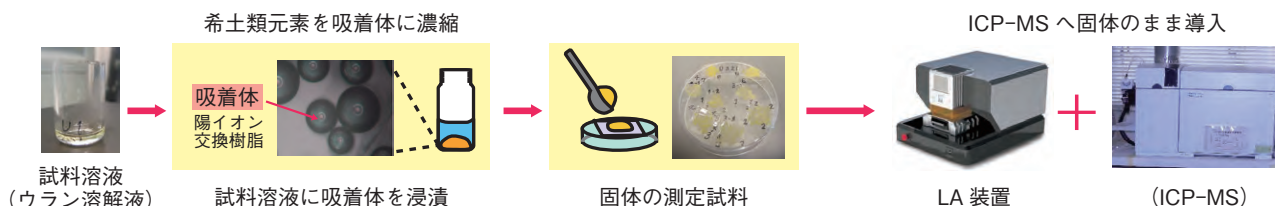


図 4-18 レーザーアブレーション (LA) 装置による分析前処理の迅速・簡便化

U 鉱石中に不純物として含まれる希土類元素の分析には、一般に誘導結合プラズマ質量分析計 (ICP-MS) が用いられます。通常は、試料を溶液化した後、化学分離によって測定妨害成分を除去し溶液状態で測定します。この方法では、希土類元素をイオン交換樹脂に濃縮し、LA 装置により樹脂を微粒子化して ICP-MS に導入することで前処理の迅速・簡便化を実現しました。

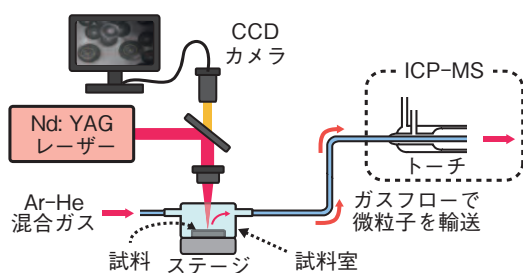


図 4-19 LA 装置の原理

固体試料の一部をレーザー照射により蒸発・微粒子化し、アルゴン-ヘリウム (Ar-He) 混合ガスフローにのせて ICP-MS まで効率良く輸送することによって固体試料中の微量元素を直接分析します。

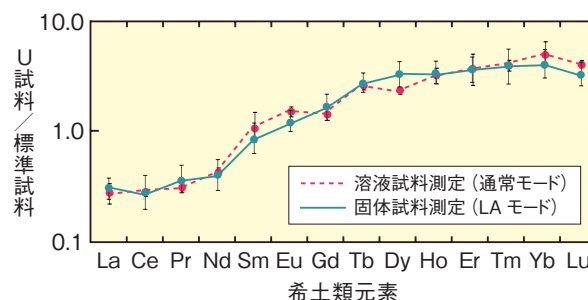


図 4-20 固体試料測定により得られた希土類元素存在度パターン
固体試料測定 (LA モード) と溶液試料測定 (通常モード) で得られた U 試料中希土類元素存在度パターンの分析結果は互いに一致し、LA モードで正確な分析ができることが実証されました。

希土類元素群 (Sc, Y, 及びランタノイド 15 元素) は、産地ごとに特徴的な存在度パターンを示すため、様々な地球科学的活動の解明に利用されています。また、ウラン (U) 鉱石や U 精製加工物に不純物として含まれ、その存在度パターンによって U の産地を特定できることから、核物質規制の観点からも注目を集めています。本研究では、希土類 14 元素を対象とし、迅速に存在度パターンを得るための分析法を開発しました。

極低濃度の希土類元素分析には、一般に誘導結合プラズマ質量分析計 (ICP-MS) が用いられます。ICP-MS は、液体試料中に 10^{-9} g/l レベルで存在する多数の元素や同位体を同時に検出することができます。しかし、試料溶液中に測定対象元素 (同位体) と同じ質量数のイオンが存在若しくは装置内部で結合生成される場合、質量スペクトルの干渉が起こり正しい分析値が得られないことがあります。特に極微量の希土類元素分析では、バリウム等が装置内部で酸化物を生成し、希土類元素に干渉することが問題となります (例: $^{135}\text{Ba}^{16}\text{O} \rightarrow ^{151}\text{Eu}$)。このような酸化物生成による干渉は、固体試料の導入を可能とするレーザーアブレーション (LA) 装置を用いることで回避できます。

本研究では、U 試料溶液中の希土類元素を陽イオン交換樹脂に濃縮し、U やその他の共存成分が除去された状態の樹脂を直接測定するという従来にない手法を適用しました (図 4-18)。これにより、U 試料中に極低濃度で存在する希土類元素を効率良く迅速に測定できるようになります。また、LA ではレーザー照射によって試料表面の一部を蒸発・微粒子化して直接 ICP-MS へ送る (図 4-19) ため、 ^{16}O 供給源となる溶媒が存在しない状態で測定でき、酸化物の生成が抑制されます。ウラン試料中の希土類元素分析結果 (図 4-20) から、固体試料測定 (LA モード) では、希土類元素を精製した溶液を用いた溶液試料測定 (通常モード) と同様の存在度パターンが得られることが分かりました。したがって、LA によって溶液試料測定で必要な化学分離操作を省略だけでなく、酸化物による干渉が大幅に低減され正確な分析値が得られることが実証されました。

本研究で開発した方法は、核鑑識 (科学分析に基づき核物質の密輸や不正取引を探知して核テロ等の犯罪行為を抑止するための手段) にも応用可能で、核物質の産地や移送ルートを特定するための有力な情報を提供する新しい技術として期待されます。

●参考文献

Asai, S. et al., LA-ICP-MS of Rare Earth Elements Concentrated in Cation-Exchange Resin Particles for Origin Attribution of Uranium Ore Concentrate, Talanta, vol.135, 2015, p.41-49.

4-8 再処理技術の基盤強化に貢献するデータ集の完成 ー再処理プロセス・化学ハンドブック第3版ー

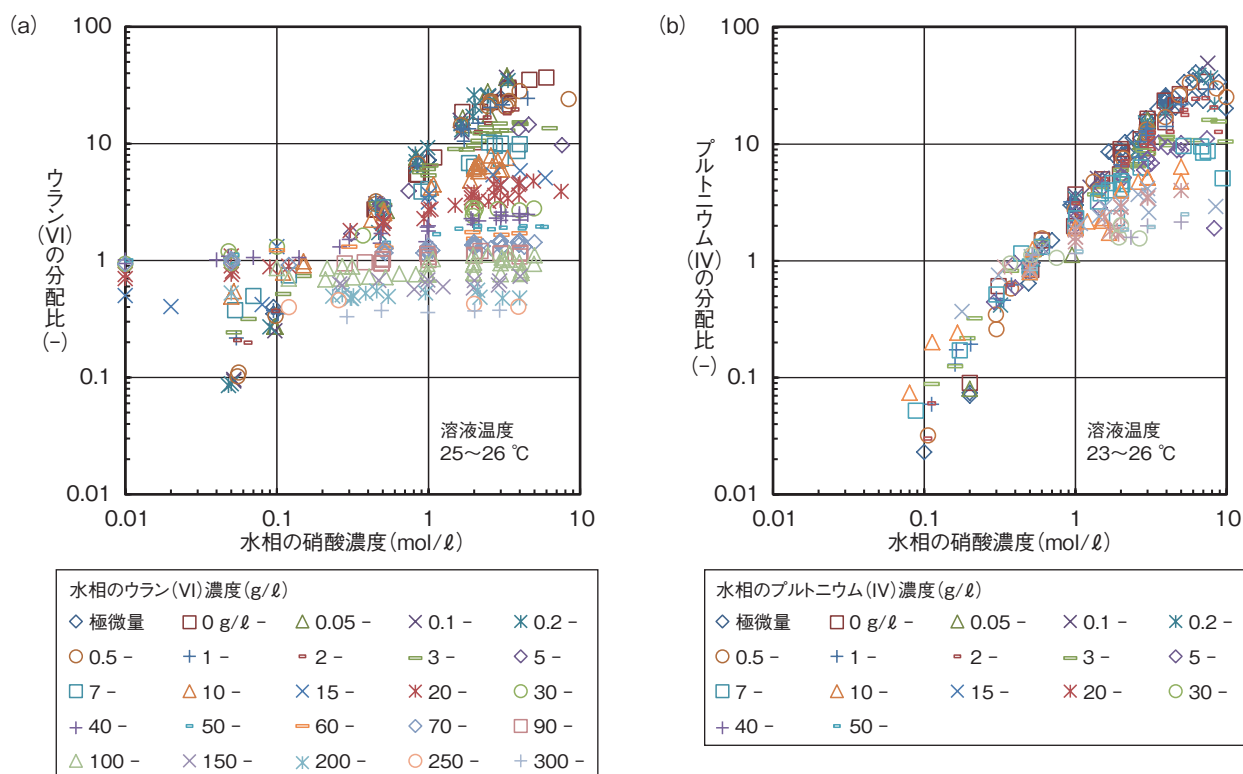


図4-21 硝酸水溶液／30vol% リン酸トリブチルー炭化水素希釈剤系での (a)ウラン(VI), (b)プルトニウム(IV) の分配比
再処理で重要な主要元素について、各国で報告された分配比データをまとめて可視化しました。これにより硝酸濃度、元素濃度等に対する分配比の依存性が容易に把握できるようになり、元素ごとの分配挙動の違いも明らかになりました。

原子力発電所から排出される使用済ウラン燃料の再処理法として、これまで多くの実績を有するピューレックス法があります。青森県六ヶ所村では、この方法を適用した大型再処理工場の操業運転に向けた準備が進められています。

将来想定される高燃焼度燃料や混合酸化物 (MOX) 燃料の再処理では、核分裂生成物やプルトニウムの取扱量がこれまでよりも多くなり、また放射線量も高くなることから、溶解、抽出分離、高レベル廃液の処理等、各工程における影響を十分に考慮することが重要であり、技術基盤をさらに強化することが必要です。

私たちは、再処理技術基盤強化に貢献するため、ピューレックス法に関する様々なデータ及び燃料サイクル安全工学研究施設 (NUCEF) での使用済燃料を用いた試験から得た知見を取りまとめ、「再処理プロセス・化学ハンドブック」として、これまで2001年に第1版、2008年に第2版を原子力機構の研究開発報告書類として刊行してきました。これらは多くの再処理分野の研究者、技術者に利用されてきました。そして、この度、ハンドブックのさらなる信頼性、有用性の向上を目指し、2015年3月に第3版を刊行しました。作成にあたっては、国内の大学、

企業、原子力機構の有識者からなるオールジャパン体制の検討委員会を設け、特に学生や若手の研究者、技術者にとって利用しやすいものとなるよう議論を進めました。

第3版の狙いとしては、主に文献調査によって技術情報の大幅な拡充と信頼性を向上させたほか、東日本大震災の教訓を踏まえ、プラントの平常運転時に加えて異常時の放射性物質の挙動評価にも利用できる情報を追加しました。

具体的には、冒頭にピューレックス法再処理の概要説明の追加、固体析出物や不溶解残渣、高レベル放射性廃液のデータの充実、高温条件での物質の移行挙動や引火点等の熱的性質の追加、溶媒抽出工程において重要なウラン(VI)、プルトニウム(IV)等の主要元素の分配データの整理と可視化 (図4-21)、軽水炉使用済燃料による試験に加えて高速炉燃料による試験研究に関する記述の追加が挙げられます。

湿式再処理技術の知識と経験はこれまで各国で蓄積されてきており、それらを整理し次世代へ継承していくことが核燃料サイクルの推進にとって重要と考えています。このハンドブックが広く活用され、今後の技術開発に役立てられることを期待します。

●参考文献

再処理プロセス・化学ハンドブック検討委員会, 再処理プロセス・化学ハンドブック第3版, JAEA-Review 2015-002, 2015, 726p.

4-9 大気拡散シミュレーションの性能を向上させる

— ^{85}Kr 測定データを用いた中距離スケールでの WSPEEDI-II の性能改善 —

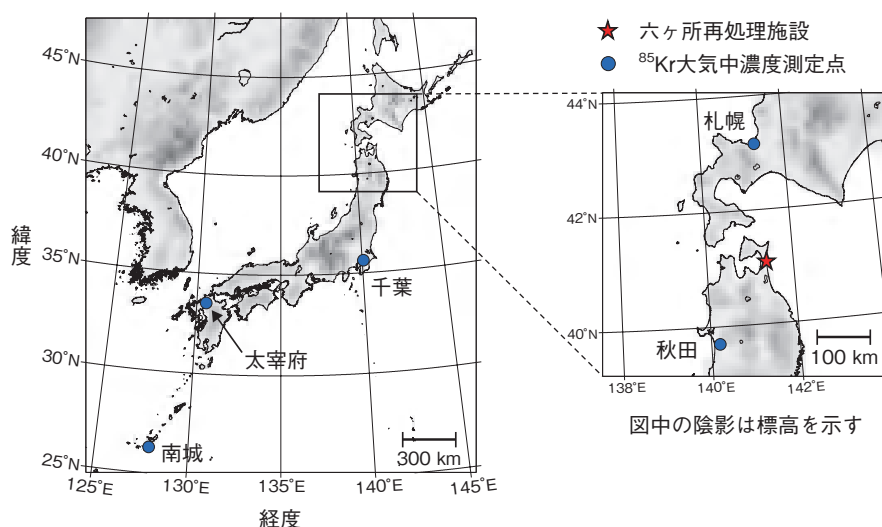


図4-22 計算対象領域と ^{85}Kr 大気中濃度測定点

日本原子力提供による ^{85}Kr 実放出データに基づく大気拡散の再現計算は、図に示す日本全域(左)と六ヶ所再処理施設周辺域(右)について、それぞれ 18 km, 6 km の水平格子解像度で行いました。 ^{85}Kr 大気中濃度の観測は、日本分析センターにより実施されています。

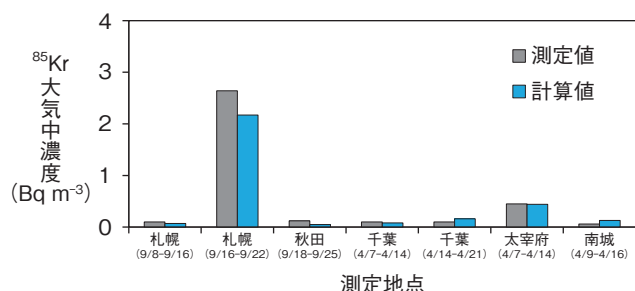


図4-23 WSPEEDI-II による ^{85}Kr 大気中濃度の再現結果

本研究で考案した手法により修正した GFD を用いた大気拡散シミュレーションは、観測された 1 週間あたりで平均した ^{85}Kr 地上大気中濃度の変動を再現しました。測定地点名の括弧内は測定期間(2008 年の測定開始 - 終了月日)であり、測定値はバックグラウンド値からの上昇分を示しています。

原子力施設での事故等により放射性物質が大気放出された際、大気拡散計算は放射性物質の拡散状況を把握し、公衆の防護対策及び緊急時モニタリングを検討する上で極めて重要です。計算対象範囲は、事故規模により幅広く変わるため、精度の良い計算を行うためには、対象範囲のスケールに応じて現象を的確に再現できる計算モデルパラメータの設定が重要になります。大気拡散モデルでは、気流場の乱れによる水平方向の拡散効果を拡散係数で表現します。水平距離で数千 km の長距離拡散計算では、Gifford が 1982 年に報告した拡散係数(GFD)が一般的に使用されますが、数百 km 程度の中距離スケールへの GFD の適用性は、利用可能なデータが限られるため、これまでほとんど検証されていませんでした。

本研究では、私たちが開発した世界版緊急時環境線量情報予測システム WSPEEDI-II の中距離スケールにおける性能評価のため、青森県六ヶ所村の核燃料再処理施設 (RRP) の試験運転で放出された放射性希ガスのクリプトン-85 (^{85}Kr) の大気拡散解析を、GFD を用いて実施しました。 ^{85}Kr 大気中濃度は、バックグラウンドレベル把握のため国内数地点で測定されており (図 4-22)、

RRP から 200 ~ 2000 km 地点で施設起源の ^{85}Kr が検出されています。既知の点源から放出された半減期 10.76 年で反応性が低い ^{85}Kr の測定値は、拡散過程の検証に特に有用です。

WSPEEDI-II は、1 週間あたりで平均した地上大気中濃度を測定値の 0.5 ~ 2 倍以内で再現しましたが、局地域~全球スケール計算で使用される 2 ~ 54 km の気象計算の水平格子の大きさ (解像度) に対する感度解析から、高解像度ほど計算値が低下する傾向が示されました。これは、高解像度計算では格子で解像される気流場で表される拡散効果の一部を GFD で重複して考慮することにより、分布の中心付近の濃度を過小評価していると考えられます。そこで、感度解析結果の考察から、GFD を基に格子解像度に応じて適切な拡散係数を求める方法を考案しました。この方法により中距離スケールの実測値の再現性が向上し、本手法の有用性と妥当性を実証できました (図 4-23)。本手法で修正した GFD を用いることで、計算の格子解像度の選び方により濃度計算値が異なる問題が改善され、従来困難であった局地域から全球スケールまで一貫性のある計算が可能となります。

●参考文献

Terada, H. et al., Validation of a Lagrangian Atmospheric Dispersion Model Against Middle-Range Scale Measurements of ^{85}Kr Concentration in Japan, Journal of Nuclear Science and Technology, vol.50, issue 12, 2013, p.1198-1212.

4-10 太平洋上の環境負荷物質を追跡する ー東日本大震災により流出した震災漂流物の予測シミュレーションー

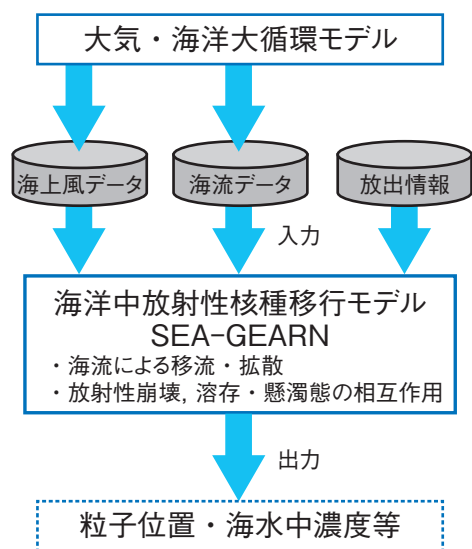


図 4-24 SEA-GEARN の概念図

SEA-GEARN は大気・海洋大循環モデルで計算された海上風や海流のデータを入力し、海流による移流・拡散や放射性崩壊を計算し、放射性核種や震災漂流物を模擬した粒子の位置や海水中濃度を出力するモデルです。

私たちは、放射性核種等の環境負荷物質が海洋環境に与える影響を考慮するため、海洋中放射性核種移行モデル（SEA-GEARN）（図 4-24）の開発を進めています。これを活用して、国内の研究機関等と協力し、東日本大震災に伴う津波により流出した木材やプラスチック等の大量の震災漂流物の予測シミュレーションを実施しました。震災漂流物は、太平洋上を長期間漂うことが予想され、海洋の生態系や海岸の環境に悪影響を与える可能性があります。そのため、震災漂流物の分布を把握することは、海洋環境に与える影響を評価するとともに、予想される環境汚染を事前に防ぐ上で重要です。

宇宙航空研究開発機構による陸域観測技術衛星の画像解析から得られた震災漂流物の分布を予測シミュレーションの初期条件としました。2011 年 3 月から 2013 年 9 月までは、気象庁気象研究所の海洋データ同化システムにより得られた海流と海上風のデータを入力データとした予測シミュレーションを実施しました。本研究では、2013 年 10 月から 2016 年 6 月が将来予測となっており、海洋研究開発機構により計算された将来の海流と海上風の予測データを入力データとしました。震災漂流物には

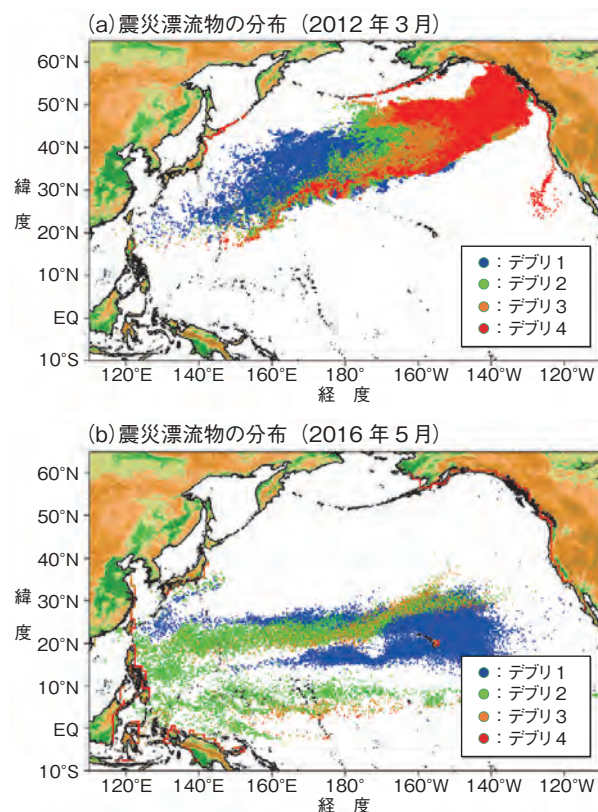


図 4-25 (a) 2012 年 3 月と (b) 2016 年 5 月の震災漂流物の分布
デブリ 1 は完全に水没している震災漂流物で、デブリ 2, 3, 4 はそれぞれ海面下の体積に対する海面上の体積比が 1, 2, 4 の震災漂流物です。

木材やプラスチック等の浮力が異なる様々な物が含まれており、海面から露出している部分は海上風の影響を直接受けます。この効果を考慮するため、震災漂流物を海面上と海面下の体積比が異なる四つの種類に分けました。

震災漂流物は、震災直後は主に南東方向に流され、黒潮に続く強い東向きの海流により、北太平洋上を東向きに流されたと考えられます（図 4-25 (a)）。震災漂流物の分布は、日本政府が収集した震災漂流物の目視情報と良い一致を示しました。また、主に 2012 年に報道されたカナダ沖の漁船等の漂着情報とも良い一致を示しました。一方、将来予測により、アメリカ合衆国西海岸沖に到達した震災漂流物は、その後は主に南西方向に流され、北太平洋南部に広く分布し、特にハワイ諸島付近に集まる傾向があることが予測されました（図 4-25 (b)）。今後は、数種類の海流と海上風の将来予測データを使用して、震災漂流物の将来予測シミュレーションの信頼性を高める予定です。

本研究は、環境省からの受託研究「平成 25 年度東日本大震災に伴う洋上漂流物に係る緊急海洋表層環境モニタリング調査業務」の成果の一部です。

●参考文献

Kawamura, H. et al., Drift Simulation of Tsunami Debris in the North Pacific, Global Environmental Research, vol.18, no.1, 2014, p.81-96.

4-11 全ての放射線の動きを計算コードで再現 —国産の汎用放射線輸送計算コード PHITS の完成—

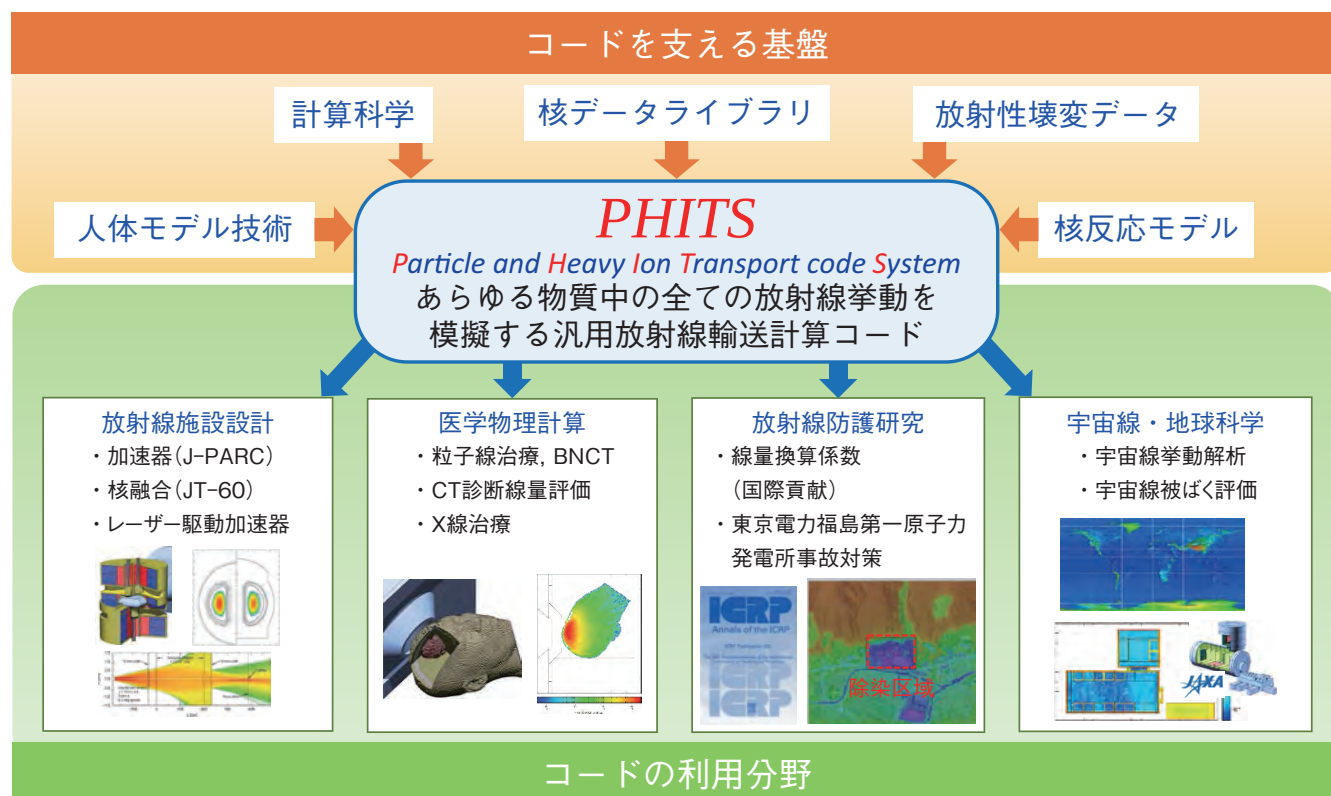


図4-26 PHITS 開発の概要とその応用先

放射線は、物質中で核反応や電離を起こしながら複雑な動きをします。それらの振る舞いを正確に模擬することは、原子炉・加速器など放射線施設の設計や放射線治療の治療計画などで極めて重要となります。このような背景から、放射線の挙動を模擬する計算コード（放射線輸送計算コード）が国内でいくつか開発されてきましたが、それらは、扱える放射線の種類や計算機能が限定されており、様々な目的に対して利用するには不十分でした。

そこで私たちは、国内外の複数機関と組織横断型の開発体制を構築し、主に国内で開発された放射線輸送にかかわる様々な基盤技術を統合してそれらを大幅に発展させることにより、国産の汎用放射線輸送計算コード PHITS を完成させました（図4-26）。PHITS コードの主な開発内容は、以下のとおりです。

- (1) 原子力分野で重要となる低エネルギー中性子や光子のみならず、加速器、医療、宇宙開発分野で重要となる高エネルギー陽子や重イオンなど、様々な放射線について幅広いエネルギー範囲での挙動を解析可能としました。
- (2) 計算精度の高い最新の核反応モデルや核データライブラリなどをコードに組み込み、測定値を精度良

く再現できる信頼性の高い計算を可能としました。

- (3) 大型計算機など特殊な計算環境でのみ利用可能な並列機能のみならず、計算環境に依存しない汎用型の並列計算機能も導入し、Windows[®] PC など一般的な計算機でも効率的に計算可能としました。
- (4) コードのインストールや利用が簡単にできる機能を開発し、従来の計算コードよりも操作性を格段に向上させました。また、幅広い分野の利用者を対象とした講習会を年10回程度開催するなど、充実したサポート体制を確立しました。

以上の特徴により、PHITS は、放射線施設設計、医学物理計算、放射線防護研究、宇宙線・地球科学分野など、工学・医学・理学の様々な分野で利用されています。また、講習会の開催やホームページなどによる積極的な情報発信の結果、PHITS の国内登録ユーザー数は、公開からわずか5年で1600名を超えるに至り、その数は現在も年間約300名のペースで増え続けています。PHITS の入手方法など、より詳細な情報は、PHITS ホームページ（<http://phits.jaea.go.jp/indexj.html>）から入手できます。

●参考文献

Sato, T. et al., Particle and Heavy Ion Transport Code System, PHITS, Version 2.52, Journal of Nuclear Science and Technology, vol.50, issue 9, 2013, p.913-923.

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います。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（1. 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（2. 量子ビームを応用した先端的な研究開発）を紹介します。

1. 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

(1) 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・材料研究に関する実験を行う物質・生命科学実験施設（MLF）、K 中間子等を用いた原子核・素粒子実験を行うハドロン実験施設及びニュートリノを発生させるニュートリノ実験施設からなり、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、所期性能である 1 MW での運転の実現に向けて、高強度化やビームロス低減等を進めました。2014 年度、リニアックでは初段加速部（図 5-1）を構成する負水素イオン源と高周波四重極リニアックの入れ替えを行うことで、ビーム電流を 30 mA から 50 mA に向上させました。そして、2015 年 1 月に 3 GeV シンクロトロンで 1 MW 相当のパルスビームを加速し、これを MLF の中性子源標的まで輸送することに初めて成功しました。MLF では、前年度に続き 300 kW の陽子ビーム強度で安定な利用運転を行い、3 月からは強度を 400 kW に増強しました。利用に供する中性子

実験装置に、物質内部の非破壊観察に優れた、エネルギー分析型中性子イメージング装置が加わり、19 台となりました。そして、ミュオン実験装置 2 台と併せて、物質科学、磁性・強相関、ソフトマター、基礎物理、電子物性、水素関連物性など幅広い研究分野に関する 422 件の実験課題を実施しました。本章では、MLF に関する成果（トピックス 5-12～5-14）を紹介します。

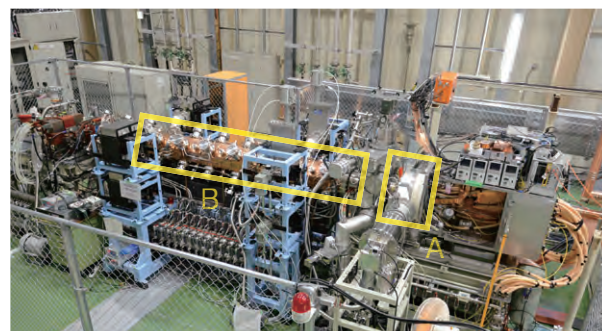


図 5-1 リニアック初段加速部
高周波駆動型負水素イオン源 (A) と高周波四重極リニアック (B) により、3 MeV、50 mA の陽子ビームを発生します。

(2) 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・バイオ技術及びイオン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、イオンビーム照射及び加速器技術の高度化及びこれらの関連技術として、イオンビームを効率的に加速するためのビーム診断機器、大面積均一ビーム（図 5-2 並びにトピックス 5-15）やマイクロビーム等のイオンビームの形成・照射にかかわる技術等を開発するとともに、三次元大気 μ PIXE 分析や三次元微細加工等のイオンビーム応用技術の開発も行っています。

2014 年度は、穿孔膜作製等の産業利用への展開の一環として、研究利用の利便性を高めるために、ビーム調整時間の短縮化に取り組みました。これには粒子トラッキングシミュレーションに基づいたビーム輸送及び形成の手順の知見に加えて、実際のビーム輸送で問題となるビーム

位置の軸ずれを偏向電磁石とその近傍のステアリング電磁石を組み合わせることで修正する条件を実験的に見だし、効率的な調整手順を確立しました。その結果、サイクロトロンで加速したイオンビームによりこれまで 3 時間程度の調整時間を要して $10 \times 10 \text{ cm}^2$ 程度の均一ビームを形成していたのを 1 時間程度に短縮することに成功しました。これによりビーム調整を含めた実験時間の大幅な短縮が可能となり、より多くの利用研究に供されると期待されます。

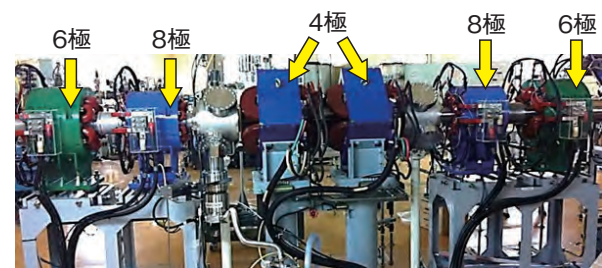


図 5-2 大面積均一ビーム形成のための多重極電磁石群
図中の数は、それぞれの電磁石の極数を表しています。

(3) 高強度短パルスレーザー・放射光施設の高度化

関西光科学研究所（木津）は、高性能なレーザー装置の研究開発とそれらを用いた電子ビーム、イオンビーム、X線、テラヘルツ波のための新しい量子ビーム源開発及びその利用研究などに取り組んでいます。2014年度には、J-KAREN レーザー装置の高度化のための最終増幅器の励起用光源を実装し、各励起光源がレーザー発振器のマスタークロックに同期、連動できるよう制御系を構築するとともに、増幅光の実験室への供給に向けた伝送ラインの整備などを進めました（図5-3）。また、文部科学省からの委託に基づく大阪大学からの再委託事業「融合光新創生ネットワーク」にて開発したレーザー実験装置（QUADRA-T レーザーシステム）の施設供用を2014年度より開始しました。

関西光科学研究所（播磨）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）事故の対処にかかわる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、外部研究者による量子ビームテクノロジー分野の研究開発も支援しています。2014年度は全ユーザータイムの28%を外部利用に供与しました。



図5-3 高強度レーザー装置(J-KAREN)
破線部は新規に導入した部分を示しています。

2. 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、原子力だけではなく、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います。

量子ビームは、物質を構成する原子や分子と様々な相互作用をしますので、物質状態を原子や分子のレベルで観察する手段として有効です（「観る」機能）。また、原子や分子の配列や組成、結合状態や電子状態を変化させることから、原子・分子レベルの加工も得意としています（「創る」機能）。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5-4）。

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、健康寿命の増進、環境・エネルギー技術の向上、福島復興再生、地域資源の創生等へ貢

献する科学・技術イノベーションの創出を目指しています（図5-5）。

本章では、量子ビームを用いた最近の代表的な研究成果を紹介します。トピックス5-1はレーザーによる加速器技術の開発、トピックス5-2は γ 線による非破壊分析技術、トピックス5-3～5-7、5-16は環境・エネルギーに関する物質・材料技術、トピックス5-8～5-11は医療・農業への応用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。こうした福島復興再生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1-8を参照してください。



図5-4 量子ビームが有する優れた機能

図5-5 原子力機構の量子ビーム施設群と研究開発分野

5-1 光で鉄原子を完全電離し GeV まで一気に加速 ーレーザー駆動型重イオン加速技術とその応用ー

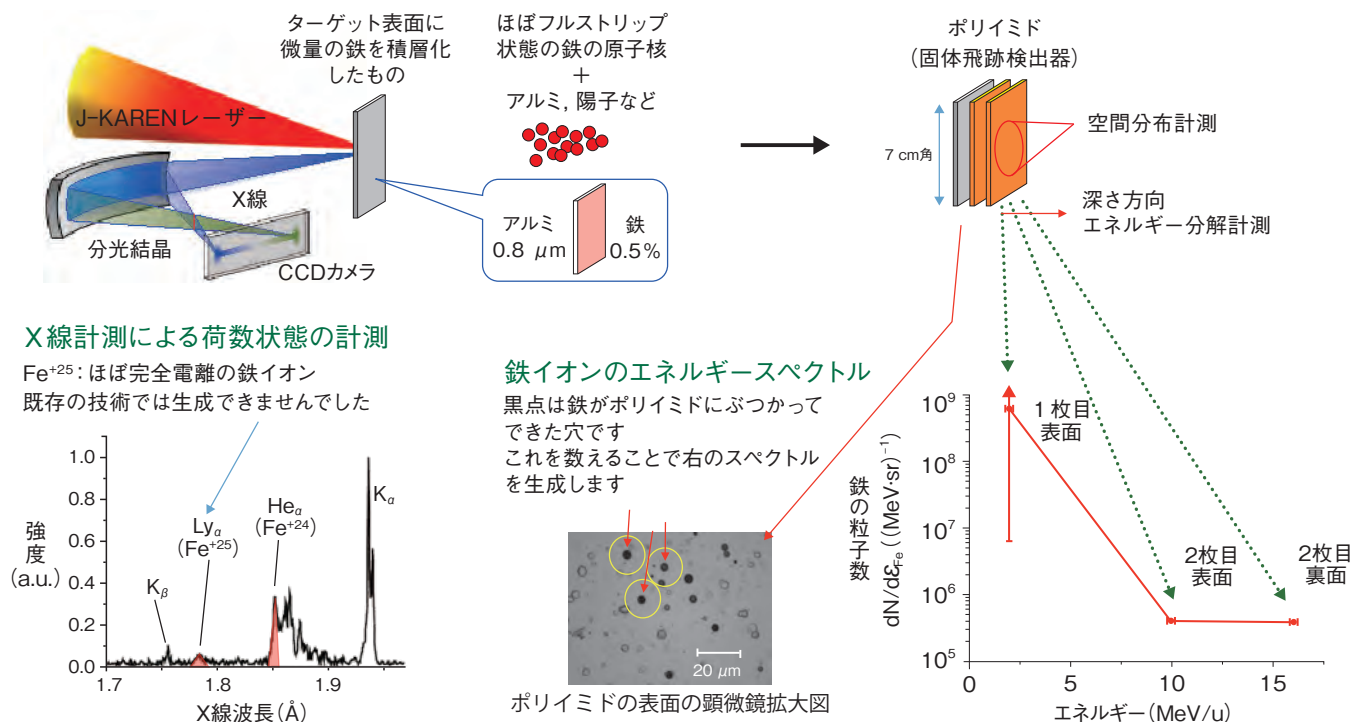


図 5-6 レーザー駆動型重イオン加速実験

200 TW の J-KAREN レーザーを、被加速粒子である鉄を粒子数の比で 0.5% 表面に塗布した厚さ 0.8 μm のアルミニウムターゲットに照射しました。加速された鉄を固体飛跡検出器及び X 線分光装置で計測した結果、ほぼ完全電離に近い鉄イオン (Fe^{+25}) を最高で 16 MeV/u まで加速できたことを確認しました。

レーザー駆動型粒子線加速は、一般的な高周波加速電場に比べ、6 桁程度高い加速電場強度を達成できるため、加速器を圧倒的に小型化できる技術として国内外において精力的に開発が進められています。

関西光科学研究所の J-KAREN レーザーは、ペタワット (10^{15} W/cm^2) 級の強いレーザー光を出射でき、直径数ミクロンの小さな領域に集光すれば、発生する光強度は 10^{21} W/cm^2 を超え、光電場強度は $\sim 100 \text{ TV/m}$ に達します。固体薄膜がそのような強い光電場にさらされると、瞬時にプラズマ化されるとともにプラズマ中の高密度電子が光の強力な輻射圧でレーザー進行方向にほぼ光速で押し出されます。その結果、薄膜裏面にはプラスの電荷を持つポテンシャルにより、強い電場（シース電場）が形成されます。このシース電場は原子内の核と束縛電子（軌道電子）の間のクーロン引力より強いため、たとえ重原子や重イオンであってもその束縛電子を一気に剥がされ、ほぼ完全電離されるとともに高エネルギーにまで加速されます。すなわち、既存技術では困難な多価状態の重イオンの加速が可能です。

私たちは、図 5-6 に示すように 200 TW の J-KAREN レーザーを 10^{21} W/cm^2 の強度でターゲット上に集光す

ることにより、重イオンを GeV 領域の高エネルギーまで加速することを目的として研究を行いました。この研究では、原子核として安定な鉄イオンを用いて実験を行いました。具体的には、厚さ 0.8 μm のアルミ基板の表面に被加速粒子である鉄を粒子数の比で 0.5% 塗布したものをターゲットとして用いました。基板の厚さは、同時に加速される陽子線の最大加速エネルギーをモニターし、ターゲット裏面に形成される電場強度が最大になるよう、あらかじめ実験的に評価して採用しました。加速された鉄のエネルギースペクトルは、ネオンより重い核種のみ感度がある固体飛跡検出器（ポリイミド薄膜）を積層したものを採用し、ほかのイオンとの峻別を図りました。また、鉄イオンの電荷状態は、X 線分光装置によって計測しました。この結果、世界で初めて全ての電子を剥がされた状態（完全電離）に近い鉄のイオン (Fe^{+25}) を 16 MeV/u のエネルギーにまで加速することに成功しました。

この研究結果は、コンパクト・高効率なレーザー駆動型重イオン加速器確立へ向け大きな前進を遂げたことを意味しています。

●参考文献

Nishiuchi, M. et al., Acceleration of Highly Charged GeV Fe Ions from a Low-Z Substrate by Intense Femtosecond Laser, Physics of Plasmas, vol.22, issue 3, 2015, p.033107-1-033107-8.

5-2 使用済み核燃料キャニスターの非破壊核種分析 ー γ 線透過 NRF 法の 1F 事故溶融燃料への適用可能性を実証ー

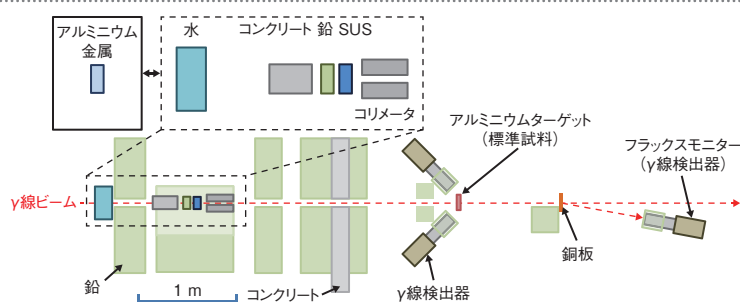


図 5-7 TMI-2 キャニスターに対する吸収 NRF 分析実験の図面

実験では、 γ 線ビームが水、コンクリート、鉛（ウランを模擬）、SUS の被測定物を透過した後、アルミニウム標準試料による γ 線の NRF の強さを測定しました。透過 γ 線ビームのフラックスは、銅板からのコンプトン散乱を測定することで求めました。被測定物をアルミニウム金属に交換し、アルミニウムの共鳴吸収量を校正しました。

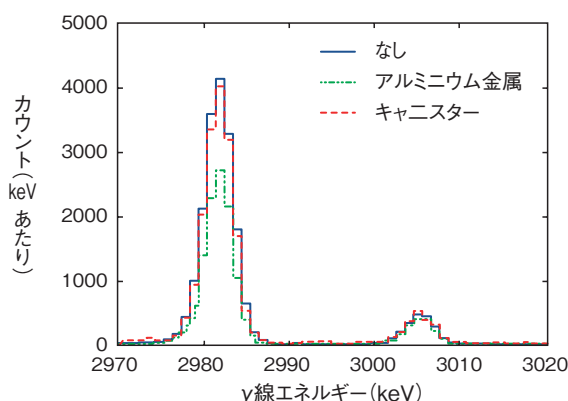


図 5-8 ^{27}Al の NRF ピーク

標準試料からの NRF のピーク面積は、被測定物なしの場合を基準として、被測定物中のアルミニウムの量に比例して減少します。アルミニウム（Pu を模擬）及びキャニスターを被測定物とした場合の測定結果を示しています。

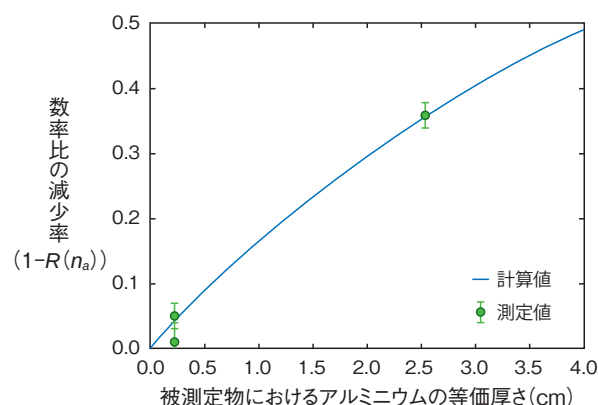


図 5-9 2982 keV 核状態の吸収量

被測定物中のアルミニウムの等価厚さと 2982 keV γ 線の吸収率（被測定物の有無の計数率の比、 $1-R(n_a)$ ）の計算値（—線）及び測定値（●）です。測定値は、キャニスター及びコンクリート（厚さ 0.2 cm）とアルミニウム金属（厚さ 2.5 cm）におけるものです。

γ 線透過原子核共鳴蛍光散乱法（transmission Nuclear Resonance Fluorescence: γ 線透過 NRF 法）は使用済み燃料中の ^{239}Pu 量をはじめとした核物質を精密に非破壊分析するための有望な方法です。原子核共鳴蛍光散乱（NRF）は原子核が γ 線を共鳴吸収して励起し、直後に一つ以上の γ 線を放出して脱励起する現象です。米国スリーマイル島原子力発電所 2 号機（TMI-2）事故では、取り出した溶融燃料をキャニスターに収納し将来の再汚染の可能性を最小にする措置が取られました。そこで用いられた TMI-2 キャニスターは、東京電力福島第一原子力発電所（1F）の廃止措置においても溶融燃料収納容器として用いられる可能性があります。私たちは、TMI-2 キャニスター内の物質（例: Pu）の非破壊分析に対して透過 NRF 法の適用可能性を実証するために、米国ノースカロライナ州のデューク大学 HI γ S（レーザー・コンプトン・ γ 線施設）で実験を行いました（図 5-7）。

実証実験では ^{239}Pu と同様の共鳴特性を持つ ^{27}Al を模擬物質とし、TMI-2 キャニスターと等価なコンクリート、鉛、ステンレス鋼（SUS）を γ 線ビームライン上に

並べました。キャニスター内の物質に対して、鉛（ウランを模擬）と水も並べました。 γ 線透過 NRF 法では、ビームライン上流の被測定物における共鳴吸収の大きさを、下流に配置した標準試料（ここでは ^{27}Al ）からの共鳴散乱の減少量により評価します。共鳴散乱の減少量は、被測定物内部の γ 線経路上の対象核種の量に比例します。模擬 TMI-2 キャニスター及びコンクリートやアルミニウム金属等、複数の同位体を含んだ被測定物について、アルミニウムによる γ 線吸収量を 2980 keV の γ 線エネルギーにて測定しました。

図 5-8 は、 γ 線フラックスで規格化した標準試料からの散乱 γ 線スペクトルです。上流の被測定物の違いによる共鳴散乱ピークの減少が確認できます。被測定物の有無の計数率の比 ($R(n_a)$) は、被測定物の組成と核データから予想した値と一致しています（図 5-9）。TMI-2 キャニスターに γ 線透過 NRF 法による核種分析を適用する場合、複数核種の共鳴の重複が分析の妨げとならないことを実証しました。これは、Pu を測定するときに、ほかの物質の存在が測定の妨害とならないことを示しています。

●参考文献

Angell, C. T. et al., Demonstration of a Transmission Nuclear Resonance Fluorescence Measurement for a Realistic Radioactive Waste Canister Scenario, Nuclear Instruments and Methods in Physics Research B, vol.347, 2015, p.11-19.

5-3 放射光でマクロ磁性を原子レベルに切り分ける ー内殻吸収磁気円二色性による元素ごとの磁化測定ー

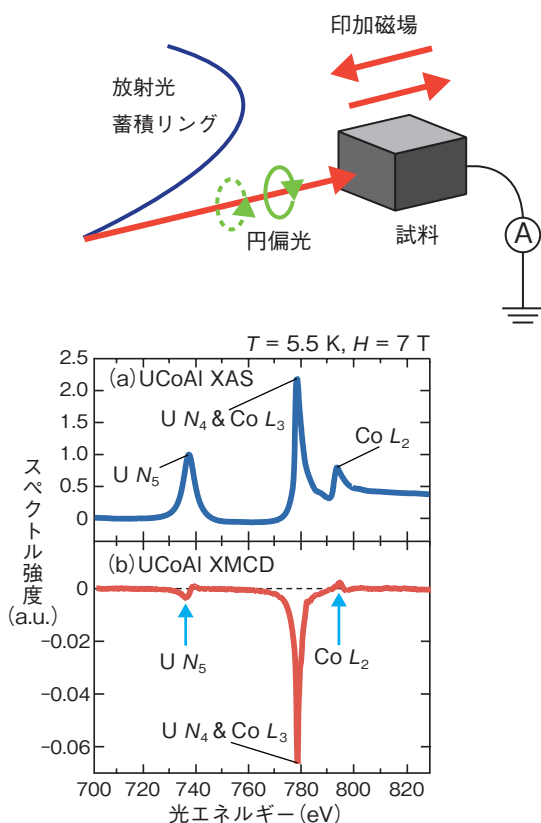


図5-11 UCoAlのU 4d-5f($N_{4,5}$)とCo 2p-3d($L_{2,3}$)吸収端での実験スペクトル

(a)XAS, (b)XMCDです。温度は5.5 K, 磁場7 Tです。→については本文を参照してください。

磁石の性質は、磁性元素と呼ばれる遷移金属元素や希土類元素、そしてアクチノイド元素が担っています。アクチノイド元素は放射性元素であるため応用は困難ですが、実に多彩な磁性を示します。

ウラン (U) とコバルト (Co) の二つの磁性元素とアルミニウム (Al) により構成されたUCoAlは、低温において磁場 (H) を印加すると、常磁性から強磁性に転移 (メタ磁性転移) します。このメタ磁性転移機構の解明には、UサイトとCoサイトそれぞれの磁気的性質を把握することが重要です。

軟X線内殻吸収磁気円二色性(XMCD)とは、左・右円偏光に対する吸収(XAS)強度の差として定義され(図5-10)、原理的に元素及び電子軌道選択性を有し、その強度は対象元素の持つ磁気モーメントの大きさに比例します。

UCoAl試料は先端基礎研究センターにて育成されました。実験は大型放射光施設SPring-8のBL23SUで行いました。図5-11にUCoAlのU 4d-5f($N_{4,5}$)及びCo 2p-3d($L_{2,3}$)吸収端でのXASとXMCDスペクトルを示します。778 eVのピークはU N_4 とCo L_3 が重なっており、

図5-10 内殻吸収磁気円二色性測定概念図

外部磁場により試料を磁化させ、その磁化方向に対して平行または反平行に左・右円偏光をそれぞれ照射します。そのときの光吸収強度を測定し、その差を取ったものがXMCDです。

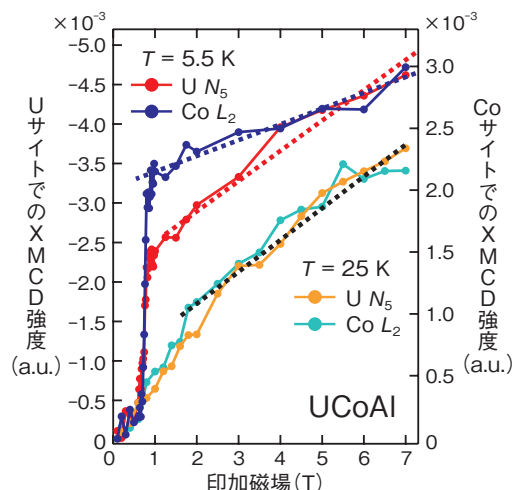


図5-12 UとCoサイトでのXMCD強度の磁場依存性

図5-11(b)の→で示したXMCD強度の磁場による変化の様子で、UとCoの元素ごとの磁化曲線に対応します。測定温度は25 Kと5.5 Kです。

両元素の情報が混じっています。一方、735 eV(U N_5)と795 eV(Co L_2)のピーク(図5-11(b)の→)からは、UサイトとCoサイトの磁性情報を個別に抜き出すことができます。

図5-12に、温度 $T = 5.5$ K, 25 Kで測定したUサイトとCoサイトにおけるXMCD強度(磁気モーメント)の磁場依存性を示します。25 Kでは両サイトともに同様な振る舞いを示します(---線)。5.5 Kでは0.7 Tで急峻なメタ磁性転移が両サイトで観測されています。そして、0.7 T以上の磁場に対する磁気モーメントの増加率(傾き)は、Coサイトの方がUサイトよりも小さくなっていることが分かります(---線と---線)。また、25 Kから5.5 Kになったときの傾きは、Uサイトではほぼ同じ(---線と---線)ですが、Coサイトでは小さくなっています(---線と---線)。つまり、UサイトよりCoサイトの傾きの方が強い温度依存性を示しています。これまでUCoAlの磁性は、U元素が支配していると考えられてきましたが、元素別に磁性を調べることで、Co元素の磁性への寄与の重要性を明確に示すことができました。これは、ウラン化合物の示す強磁性のメカニズム理解に資する成果です。

●参考文献

Takeda, Y. et al., Separation of Magnetic Properties at Uranium and Cobalt Sites in UCoAl using Soft X-Ray Magnetic Circular Dichroism, Physical Review B, vol.88, issue 7, 2013, p.075108-1-075108-6.

5-4 量子ビームの合わせ技で電子の動きを捉える — 3 種の非弾性散乱による銅酸化物超伝導体のスピン・電荷励起 —

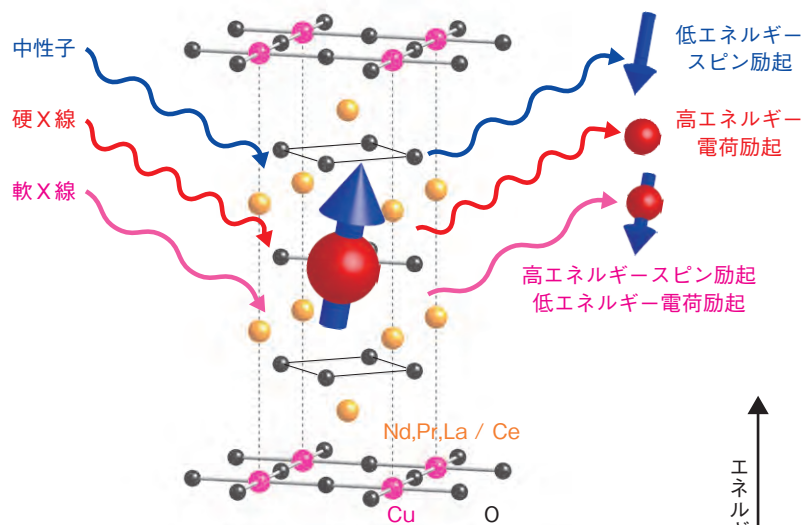


図 5-13 3 種の量子ビームによる電子励起の役割分担
電子の電荷（●）とスピン（→）の励起に対して 3 種の量子ビーム非弾性散乱に役割分担させました。背景にあるのは、測定試料である電子ドーピング型銅酸化物超伝導体 $(\text{Nd, Pr, La})_{2-x}\text{Ce}_x\text{CuO}_4$ の結晶構造です。

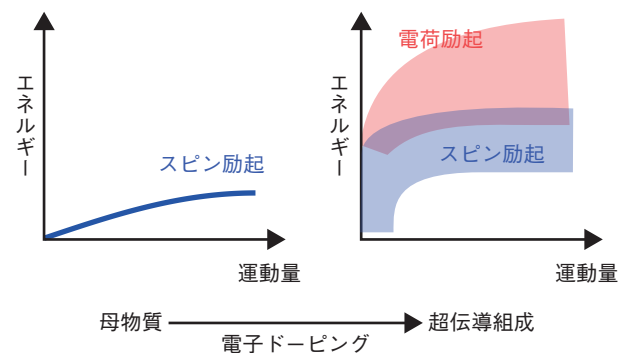


図 5-14 実験結果の概略図

母物質では鋭いスピン励起のみが観測されるのに対し、電子をドーピングした超伝導組成では、幅が広がり高エネルギーにシフトしたスピン励起に加え、電荷励起が観測されました。

銅酸化物超伝導体は、現在知られている中では最も高い温度で超伝導体となる物質であり、発見から 25 年以上を経た今もなおその発現機構解明を目指した研究が続けられています。銅酸化物超伝導体の母物質は隣り合うスピンの逆向きに整列した反強磁性の絶縁体であり、そのような母物質に電荷（電子またはホール）をドーピングすることで超伝導が発現します。したがって、電荷をドーピングするにつれて反強磁性を担っていた電子のスピンやドーピングされた電荷の動きがどのように変遷して行き、さらにその結果として超伝導となるか、また、それらの電子ドーピングとホールドーピングでの類似点、相違点を知ることが銅酸化物の超伝導を理解する鍵となります。

本研究では、図 5-13 に示すように 3 種の量子ビーム（J-PARC の中性子、ESRF の軟 X 線、SPRING-8 の硬 X 線）を利用した非弾性散乱実験を相補的に行うことで幅広いエネルギー・運動量空間にわたるスピン・電荷励起を観測し、電子ドーピングした銅酸化物超伝導体 $(\text{Nd, Pr, La})_{2-x}\text{Ce}_x\text{CuO}_4$ における電子の動きの全体像を解明することができました。実験結果の概略を図 5-14 に示します。絶縁体の母物質ではスピン励起のみが観測

されサイン波型の分散を示します。電子をドーピングするとスピン励起は高エネルギーにシフトし、幅が広がります。このようなスピン励起の変化は、励起エネルギーがほとんど変わらないホールドーピングとは全く異なる結果です。また、スピン励起の高エネルギー側には理論的に予想されていた電荷励起が存在しており、その一部がスピン励起と同じエネルギーで重なり合っていることも分かりました。このようなスピン励起の高エネルギーへのシフトや電荷励起との重畳といった特徴は、ホールドーピング型に比べて電子ドーピング型銅酸化物中の電子がより動きやすい（遍歴的）状態であることを反映したものと考えられます。

今後、このような電子とホールの動きを統一的に記述するような理論モデルを構築することが銅酸化物における超伝導の議論の出発点となり、その結果として、超伝導の発現機構解明に近づくものと期待されます。また、本研究では、電子の動きを調べるための非弾性散乱において、放射光 X 線と中性子を相補利用した研究が有用であることを初めて示すことができました。

●参考文献

Ishii, K. et al., High-Energy Spin and Charge Excitations in Electron-Doped Copper Oxide Superconductors, Nature Communications, vol.5, 2014, p.3714-1-3714-8.

5-5 鉄中に高濃度に溶け込んだ水素の占有状態を解明 —高温高圧力下中性子回折によるその場観察に成功—

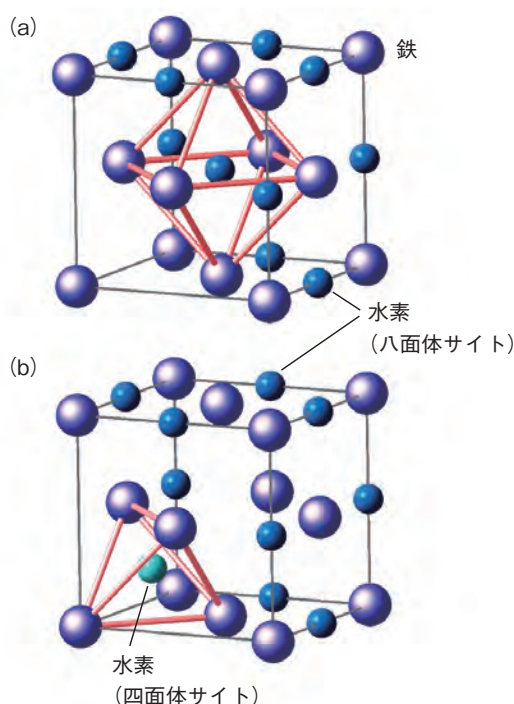


図5-15 面心立方構造を持つ重水素化鉄の構造モデル
(a) 水素が八面体サイトのみに位置している構造モデル、(b) 八面体と四面体の両方のサイトに存在するモデルです。八面体サイトと四面体サイトの一つを赤で示しています。

金属に溶け込んだ水素の量やその占有位置は、材料中の水素拡散や水素化物の安定性など金属-水素系の特性を理解する上で基本的な情報です。特に鉄などの金属中の水素は、微量でもその機械的性質を変え、また、高濃度になると結晶構造や物性を変えることが古くから知られています。しかし、鉄に水素が高濃度に存在する状態は数 GPa の高水素圧力下でのみ実現されるため、結晶格子中の水素の占有状態を実験的に調べるのが困難でした。私たちは水素を直接観察することができる中性子を利用して、鉄中に高濃度に存在する水素の状態をその場観察しました。

J-PARC 物質・生命科学実験施設の BL11 超高压中性子回折装置 PLANET では、数 GPa、数百 K を超える高温高圧力下でのその場中性子回折測定が実施可能です。これまでに私たちが培った放射光 X 線を利用した高温高圧力下水素化反応測定技術を基にして、PLANET に設置されている大型プレス装置で使用する中性子回折用試料容器を開発しました。中性子回折実験では水素よりも重水素の方が構造解析に適した回折プロフィールが得られるため、鉄中に重水素が溶け込み、重水素化鉄を形成する過程のその場中性子回折測定を実施しました。

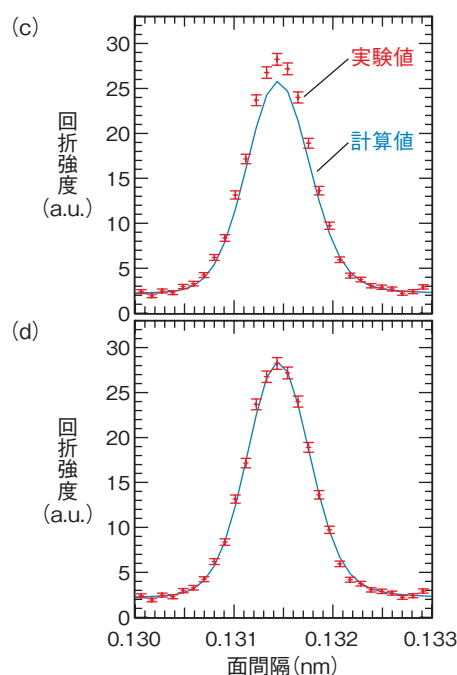


図5-16 988 K, 6.3 GPa における中性子回折プロファイル
特徴的なピークのみを抜き出して表示しています。(c) 八面体サイトのみに占有した構造モデル(図5-15(a))に比べ、(d) 八面体サイトと四面体サイトを占有した構造モデル(図5-15(b))での計算強度は実験値を再現していることが分かります。

鉄は高温高圧力下で面心立方構造となりますが、この構造を持つ鉄が重水素化鉄になる様子を観測することに成功しました。金属格子中には金属原子が四面体に配置したサイトと八面体に配置したサイトが存在し、そこに水素が侵入します。面心立方構造の鉄では、八面体サイトのみに水素が存在していると考えられていましたが、988 K, 6.3 GPa において測定した重水素化鉄の中性子回折プロフィールでは、定説の構造モデル(図5-15(a))から得られる回折強度の計算値と、実験値が合わないピークがあることが確認されました(図5-16(c))。そのため、八面体サイトに加えて四面体サイトにも重水素が存在している構造モデル(図5-15(b))で解析したところ、八面体サイトに鉄原子1個あたり0.532個、四面体サイトに0.056個の重水素が存在しているモデルで強度を良く再現できました(図5-16(d))。定説とは異なり、2種類の格子間サイトに重水素が存在していることになります。本研究の成果によって、鉄と水素の関係に新しい知見をもたらし、水素による鉄の特性変化に対する理解がより一層進むと期待されます。

本研究は、日本学術振興会科学研究費補助金(No.24241032)「量子ビームを利用した高水素組成の金属水素化物研究」の成果の一部です。

●参考文献

Machida, A. et al., Site Occupancy of Interstitial Deuterium Atoms in Face-Centered Cubic Iron, Nature Communications, vol.5, 2014, p.5063-1-5063-6.

5-6 従来膜を凌駕するグラフト型電解質膜の燃料電池特性 — 階層構造の解析から明らかにした高イオン伝導性の起源 —

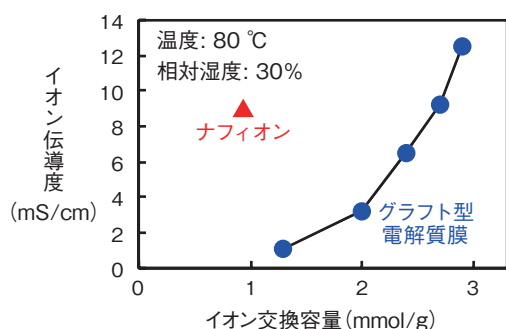


図5-17 グラフト型電解質膜のイオン伝導度
グラフト型電解質膜のイオン伝導度はイオン交換容量とともに上昇し、2.9 mmol/g において最大値 13 mS/cm に達しました。

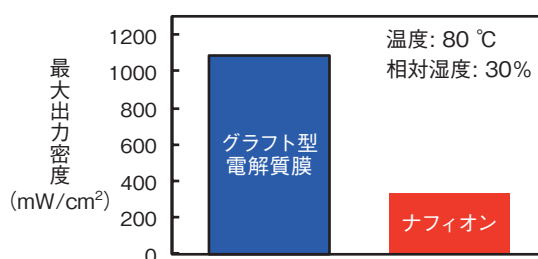


図5-18 グラフト型電解質膜の燃料電池特性
グラフト型電解質膜を用いた燃料電池の最大出力密度は、1085 mW/cm² に達しました。これはナフィオンの場合の3倍以上に相当する非常に高い性能です。

固体高分子型燃料電池(PEFC)は、次世代のクリーンなエネルギー変換システムとして自動車の電源などへの応用が期待されています。PEFCの中核部材は、イオン伝導性を有する高分子電解質膜です。イオン伝導には水分子が必要なことから、出力密度が低下する高温(80℃以上)、低湿度(相対湿度(RH)30%程度)の環境下でも高いイオン伝導性を持つ電解質膜の開発が急がれています。私たちは、放射線グラフト重合法を駆使することで新規高性能電解質膜の研究開発を進めています。この手法の特長は、グラフト重合の条件に応じて電解質膜のイオン交換容量(IEC)を広範囲で制御できることです。

エチレン・テトラフルオロエチレン共重合体(ETFE)を基材として、イオン伝導性のポリスチレンスルホン酸をグラフト鎖に持つ電解質膜を作製できました。グラフト率の上昇とともに、IECは1.3から2.9 mmol/gに増加することで、30%RHと低湿度条件で13 mS/cmと高いイオン伝導性が得られました(図5-17)。これは代表的な燃料電池膜であるナフィオン(Nafion® 212)の9.1 mS/cmを大きく上回る値です。

IECが2.4 mmol/gのグラフト型電解質膜を用いてPEFC単層セルを作製し、その発電特性を調べました。

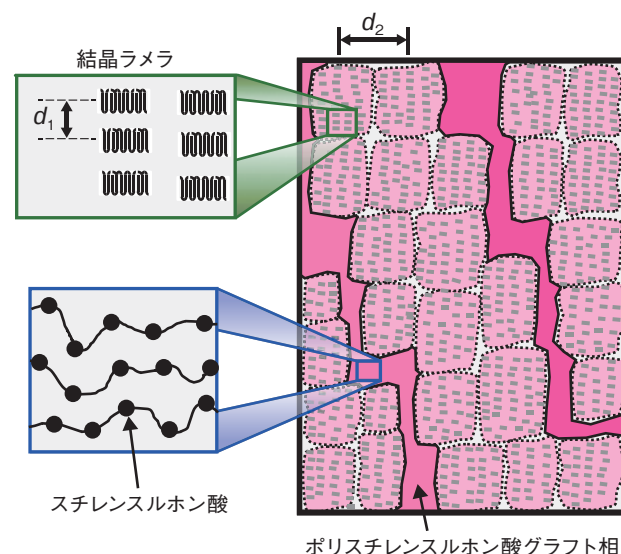


図5-19 グラフト型電解質膜の階層構造
小角X線散乱測定により、結晶ラメラの間隔(相関長 d_1)と結晶相の間隔(相関長 d_2)を求めることができました。高いイオン交換容量を持つ電解質膜では、イオン伝導性を担うポリスチレンスルホン酸グラフト相が結晶相の間隙に新たに形成されるため、水分子の少ない低RH条件下でも高い電池出力が得られることが明らかになりました。

80℃, 30%RHという含水が抑制される環境下にもかかわらず、最大出力密度は1085 mW/cm²に達しました(図5-18)。これはナフィオンを用いたPEFCセルの約3倍という極めて高い出力性能です。

このような優れた膜特性の発現機構に迫るため、小角X線散乱(SAXS)法によって、グラフト型電解質膜における結晶相やイオンチャンネル相などの階層構造を解析しました。SAXSプロファイルでは、相関長 $d_1 = 19 \sim 29$ nm及び $d_2 = 225 \sim 300$ nmの位置に特徴的なピークが観察されました。前者のピークはラメラ結晶間の間隔、後者のピークはラメラ結晶を含む結晶領域の間隔に由来すると考えられます(図5-19)。 d_2 はIECとともに上昇傾向を示しますが、2.4 mmol/g以上になると低下しました。これは電解質膜内で相分離が生じた結果であると考えられます。すなわち図5-19に示すように、高IEC電解質膜では、イオンチャンネルを形成するポリスチレンスルホン酸グラフト相が結晶相の間隙に形成され、結晶相は凝縮するので d_2 は低下したと解釈できます。その結果、結晶相間のグラフト相はイオン伝導経路として機能するため、低RH環境での水不足の状態でも、高IEC電解質膜は高いイオン伝導性を維持できることが明らかになりました。

●参考文献

Tran, D. T., Sawada, S. et al., Hierarchical Structure-Property Relationships in Graft-Type Fluorinated Polymer Electrolyte Membranes using Small- and Ultrasmall-Angle X-Ray Scattering Analysis, *Macromolecules*, vol.47, issue 7, 2014, p.2373-2383.

5-7 X線及び中性子で構造材料の残留応力を観る

—表面から内部までの残留応力を評価し、機械・構造物の強度信頼性向上に資する—

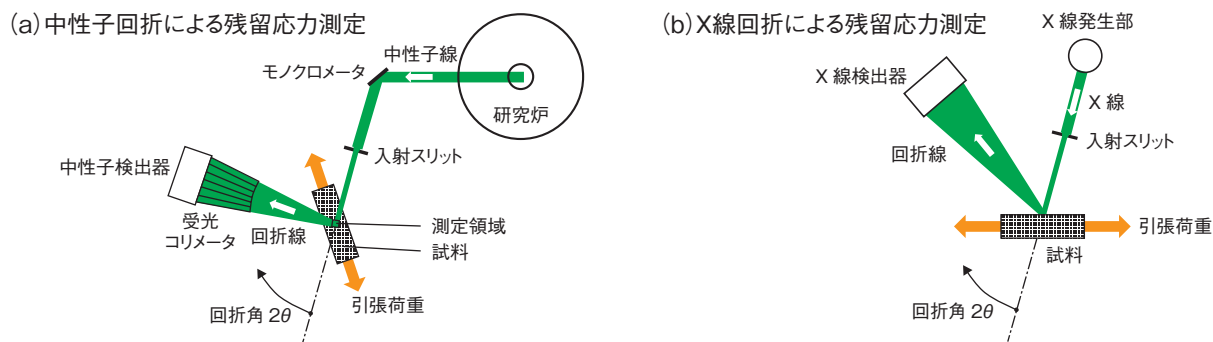


図 5-20 残留応力測定の実験レイアウト

(a) 研究炉で発生した中性子から必要なエネルギーの中性子をモノクロメータによって取り出し、試験片に照射します。回折線を中性子検出器でとらえて、回折角 2θ を決定し、そこから残留応力を求めます。測定領域は入射スリットと受光コリメータで規定し、また、試験片を走査することで試料内の三次元的残留応力分布が得られます。(b) X線回折では応力測定原理は同様ですが、X線は試料表層内で回折するため、試料表面の応力が測定されます。

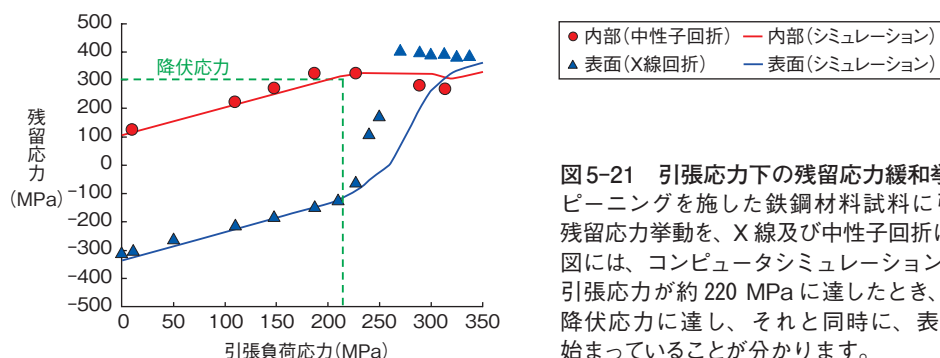


図 5-21 引張応力下の残留応力緩和挙動

ピーニングを施した鉄鋼材料試料に引張応力を負荷した際の残留応力挙動を、X線及び中性子回折によって測定した結果です。図には、コンピュータシミュレーションの結果も併せて示します。引張応力が約 220 MPa に達したとき、内部の引張応力が材料の降伏応力に達し、それと同時に、表面圧縮残留応力の緩和が始まっていることが分かります。

機械・構造物の典型的な損傷形態である疲労き裂や応力腐食割れなどの“割れ”は、あらかじめ部材の表層に圧縮力(=圧縮残留応力)を導入しておくことで防止できます。ピーニング法は、代表的な圧縮残留応力導入技術の一つであり、原子炉各部の溶接部や自動車部品などの強度向上のために適用されています。しかし、そうして導入した圧縮残留応力は、機械が稼働中に受ける外部からの荷重や熱の作用で緩和する可能性があり、その場合、割れ防止効果は低下し、破壊事故のリスクが増加します。したがって、圧縮残留応力の緩和過程を理解することは、機械・構造物の強度信頼性評価の上で大変重要です。

残留応力の測定にはX線や中性子を用いた回折法が適しています。X線では表面下 10 μm 程度の極表面層内の測定が可能で、一方、中性子線を用いると、その物体透過能の高さから、例えば数 cm 厚さの鉄鋼材料内部の残留応力分布が数 mm の空間分解能で非破壊的に測定できます。そのため、X線と中性子線の両者を利用することで、物体表面から内部にかけての残留応力分布評価が可能です。

本研究では、ピーニングにより表面に圧縮残留応力を

導入した鉄鋼製試験片に、引張荷重を負荷しながらX線と中性子によって残留応力を測定しました。中性子及びX線回折装置のレイアウトを図 5-20 に、また、測定結果を図 5-21 に示します。引張応力の増加とともに、表面と内部の残留応力が増加していき、引張応力が約 220 MPa に達したとき、内部の残留応力(●)が材料の降伏応力に達します。そして、それと同時に表面層内の圧縮残留応力(▲)の緩和が始まります。すなわち、表面の圧縮残留応力緩和は、内部の降伏によって引き起こされていることが明確に示されました。また、その緩和開始条件は、コンピュータシミュレーションの結果と一致することが確認されました。

以上の検討に引き続き、現在では熱負荷に起因する残留応力緩和挙動を検討しています。このような、残留応力緩和に関する知見を応用することで、機械・構造物の強度信頼性評価精度の向上が可能であり、また、今後、より安全で高性能な機械・構造物の開発につながるものと期待されます。

本研究は、日本学術振興会科学研究費補助金(No.23360061)「残留応力緩和に及ぼす結晶学的微視構造の影響」の成果の一部です。

●参考文献

Akita, K. et al., Relaxation Behavior of Laser-Peening Residual Stress under Tensile Loading Investigated by X-Ray and Neutron Diffraction, Mechanical Engineering Journal, vol.1, no.4, 2014, p.14-00183-1-14-00183-8.

5-8 遺伝子発現の仕組みを DNA の曲がりやすさから理解する —中性子準弾性散乱で配列依存的な DNA の揺らぎを観測—

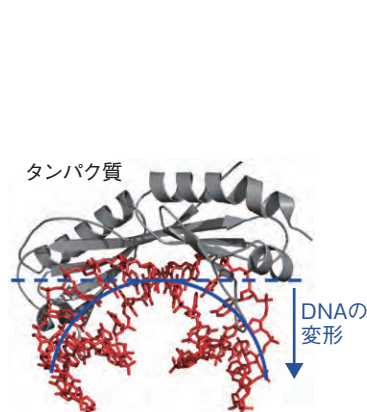


図 5-22 タンパク質との結合による DNA の変形

DNA は点線のようなまっすぐな構造が最も安定ですが、塩基配列によっては大きく曲がります。

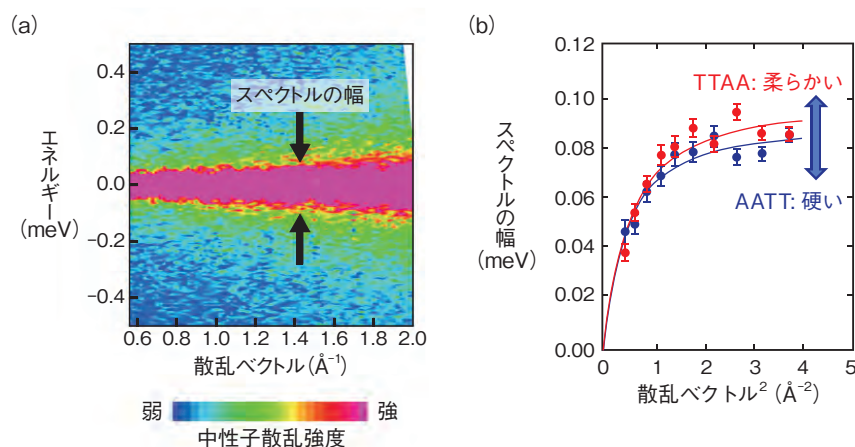


図 5-23 (a) DNA の中性子準弾性散乱スペクトル (b) スペクトルの幅

(a) 中性子準弾性散乱スペクトルは、エネルギー変化が 0 の弾性散乱に対して対称的に広がったシグナルをしています。(b) スペクトルの幅の解析から、分子の柔らかさが分かります。

生命の設計図であるゲノム (DNA 配列) が多くの生物種で明らかにされ、ゲノムから生命機能を解析・予測する研究基盤が整ってきました。しかし、遺伝子発現の過程で形成されるタンパク質と DNA の複合体の立体構造からは、アミノ酸と塩基の相互作用には必ずしも明確な配列の対応関係が見られず、このことがゲノムから機能を予測することを困難にしていました。最近の研究では、“直接認識”と呼ばれるタンパク質と DNA の直接的な相互作用だけでなく、“間接認識”と呼ばれる、DNA の配列依存的な構造の変形のしやすさ (図 5-22) が、ゲノムにコードされている情報として重要であることが分かってきました。“間接認識”では、配列依存的な DNA 構造の揺らぎを解析することが重要であることから、DNA の運動を直接的に観測できる実験的手法で実証することが求められていました。分子構造の熱揺らぎを測定できる中性子準弾性散乱は、このような目的に最適です。

本研究では、これまで行われてきた系統的なコンピュータシミュレーション計算結果の解析で、最も硬いと予測されている 5'CGCGAATTCGCG3' と最も柔らかいと予測されている 5'CGCGTTAACGCG3' の 2 種類の DNA 配列を研究対象とし、J-PARC の物質・生命科学実験施設 (MLF) の AMATERAS 装置を用いて DNA 分子の中性子準弾性散乱実験を実施しました。その結果、精度の良い DNA の中性子準弾性散乱スペクトルを取得できました (図 5-23)。そして、中性子準

弾性散乱実験データを詳細に解析した結果、DNA 構造の運動性の指標となるスペクトルの幅は AATT よりも TTAA の方が広いことが分かり、DNA の分子構造の柔らかさの違いを観測できました。この結果は、シミュレーション計算による予測を実証するもので、これまでシミュレーションや結晶構造の統計的な解析から提唱されてきた、DNA の認識機構における DNA 構造の変形しやすさという間接的な相互作用の重要性を裏付ける実験結果です。今回は二つの DNA 配列について比較しましたが、今後、様々な配列について系統的に調べていくことで、例えば新たな DNA 結合タンパク質の分子設計などが可能になると期待できます。

本成果は、DNA 配列には塩基の情報だけではなく、曲がりやすさという情報も含んでいることを実証したものです。今回明らかにした DNA の構造特性の情報は、遺伝子のオン、オフを制御する仕組みの解明に貢献だけでなく、特定の遺伝子を発現させたり、細胞分化を誘導させたりするような遺伝子治療や再生医療を実現するための基礎になると期待されます。今後も J-PARC/MLF での中性子実験によって、DNA やタンパク質など生命活動の根幹として働いている分子の機能発現の仕組みが明らかになると期待されます。

本研究は、文部科学省科学研究費補助金 (No.18031042) 「中性子散乱実験と分子動力学計算による蛋白質—DNA 認識機構における水の挙動解析」の成果の一部です。

●参考文献

Nakagawa, H. et al., Local Dynamics Coupled to Hydration Water Determines DNA-Sequence-Dependent Deformability, Physical Review E, vol.90, issue 2, 2014, p.022723-1-022723-11.

5-9 DNAにできた傷の「かたまり具合」を探る —重粒子線がん治療効果をもたらす「クラスター DNA 損傷」を発見—

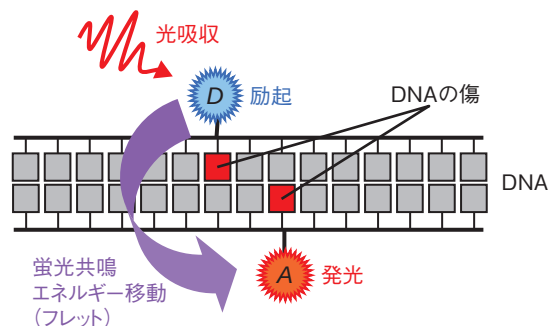


図 5-24 フレットを利用したクラスター DNA 損傷の検出原理
DNA の傷を 2 種類の蛍光分子 D あるいは A で標識しておく、蛍光分子 D に光エネルギーを吸収させます (励起)。もし、近くに蛍光分子 A で標識された損傷があれば、D が吸収した光エネルギーが A に移動し発光します (フレット)。A に移動したエネルギー量から D と A の距離、そして損傷間の距離を知ることができます。

放射線は、宇宙を含めたあらゆる環境中に常に存在し、生物の遺伝をつかさどる重要な物質である DNA を傷つけます。幸い、私たち人間を含めた動植物は、生命誕生以来数億年の歴史の中で、傷ついた DNA を元通りに修復し遺伝情報を守る手段を獲得しています。ただ、放射線が短時間に大量に当たった場合、修復機能の限界を超え、壊れた DNA は元通りに戻らなくなってしまいます。一方、このことは放射線がん治療の観点からすると、がん細胞の DNA に選択的に「元に戻らない損傷」を与えることで、副作用の少ない効果的な治療が可能となることを意味しています。では、「元に戻らない損傷」とは一体どのようなものなのでしょう。

放射線によって DNA に生じた傷 (DNA 損傷) の構造はこれまでに 100 種類程度知られていますが、それらのほとんどは元の状態に戻されることも分かってきました。これは個々の損傷が「元に戻らない損傷」にはなりにくいことを示しています。私たちは、元に戻らない要因として損傷と損傷の位置関係が重要であると考えました。実際、細胞を用いた実験では、損傷間隔が狭いあるいは損傷が「かたまっ」ところ (クラスター DNA 損傷) は修復がうまくいかないことが知られています。

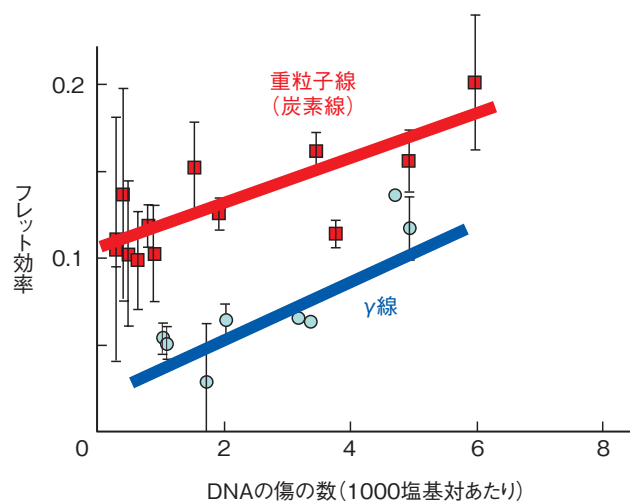


図 5-25 放射線照射 DNA のフレット実験結果
横軸は DNA の 1000 塩基対 (約 340 nm) あたりの平均損傷数
を表しており、放射線の量に比例します。縦軸はフレット効率
と呼ばれる量で、この効率が高いほど損傷が「かたまっている」
ことを意味します。このグラフから炭素線は γ 線と比較して、
かたまっ損傷 (クラスター DNA 損傷) を生じやすいことが分
かります。

しかし、そもそも放射線によって実際にクラスター DNA 損傷が生じるかどうか、生じるとすればどのような構造なのかについて有用な知見はありませんでした。そこで私たちは、クラスター DNA 損傷の実体を調べるための新しい研究方法を開発しました。ここで着目したのが「蛍光共鳴エネルギー移動」(FRET: フレット) と呼ばれる物理現象です (図 5-24)。かたまっている損傷があるとフレット効率は増加します。図 5-25 は DNA に 2 種類の放射線 (γ 線と炭素線) を照射した場合のフレット測定実験結果です。炭素線の結果 (—線) が γ 線の結果 (—線) よりフレット効率が高いことから、炭素線が γ 線と比較してクラスター DNA 損傷を生じやすいことが分かりました。さらに、炭素線では、横軸がゼロ、すなわち線量がゼロに近いところでも、フレット効率が一定の値を持つことから、炭素線 1 本が DNA に当たると、一気にクラスター DNA 損傷ができることも分かりました。炭素線などの重粒子線がん治療効果の根拠を示すことができたといえます。今後さらなるフレット実験で解明されるクラスター DNA 損傷に関する知見は、医学への応用のみならず未来の宇宙開拓時代における放射線防護の評価にも役立つと考えています。

●参考文献

Akamatsu, K. et al., Localization Estimation of Ionizing Radiation-Induced Abasic Sites in DNA in the Solid State using Fluorescence Resonance Energy Transfer, Radiation Research, vol.183, issue 1, 2015, p.105-113.

5-10 放射線がん治療の副作用低減に新たな道筋

—放射線が当たっていない細胞で起こるバイスタンダー効果の特徴を発見—

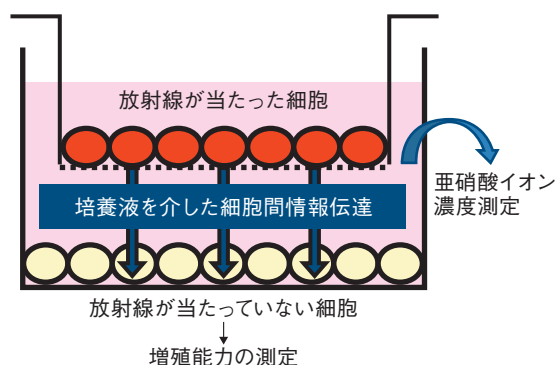


図 5-26 バイスタンダー効果の検出方法

γ線あるいは炭素イオンビームを照射した細胞(上側)と照射していない細胞(下側)を、同じ容器の中で培養液を共有させながら多孔膜で隔てて培養しました。培養後、照射していない細胞の増殖能力と培養液中の一酸化窒素が酸化して生じる亜硝酸イオン濃度を測定しました。

バイスタンダー効果とは、放射線が当たった細胞で生じる何らかの作用により、周囲の放射線が当たっていない細胞が放射線に当たったかのような反応を示す現象です。

私たちは、高崎量子応用研究所のコバルト 60 ガンマ線照射施設とイオン照射研究施設を用いて、培養したヒト肺由来の正常線維芽細胞(WI-38 株)集団の一部にγ線あるいは重粒子線の一種である炭素イオンビームを照射した後、照射していない(放射線が当たっていない)細胞の増殖能力を詳細に調べました(図 5-26)。

その結果、放射線が当たっていない細胞の増殖能力は、γ線でも炭素イオンでも、細胞に与えられるエネルギーの量(吸収線量)に応じて、しかし放射線の種類によらず、同じように低下することを見いだしました(図 5-27)。また、実験系内の一酸化窒素を意図的に消去した実験では、γ線あるいは炭素イオンビームのどちらの場合でも、照射していない細胞の増殖能力は全く低下しないことが分かり、バイスタンダー効果が伝わるためには、一酸化窒素の生物学的な合成が必要であることを突き止めました。一方、培養液中の一酸化窒素が酸化して生じる亜硝酸イオンの濃度を測定したところ、亜硝酸イオンの濃度

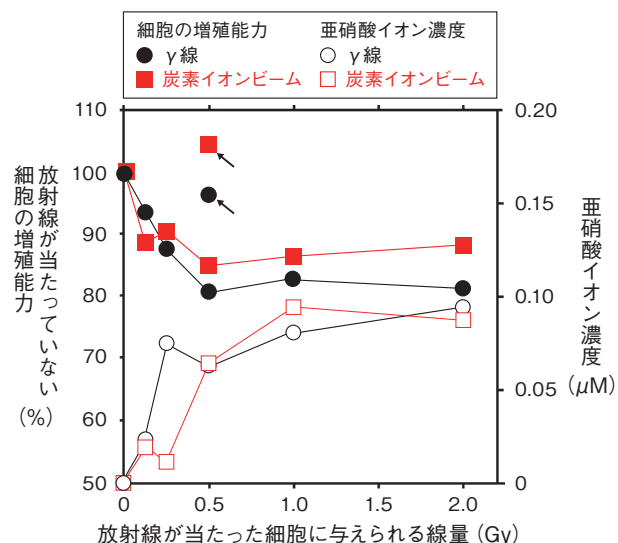


図 5-27 放射線が当たっていない細胞の増殖能力の低下と培養液中の亜硝酸イオン濃度の上昇の関係

△は実験系内の一酸化窒素を意図的に消去した場合の増殖能力を示します。

の上昇(すなわち、一酸化窒素の合成量の増加)と細胞の増殖能力の低下(バイスタンダー効果)に相関があり、一酸化窒素の合成がバイスタンダー効果の重要なメカニズムであることを世界で初めて発見しました。細胞内で多様なストレスに応答する核内因子 κB などの転写因子とその下流の一酸化窒素合成酵素が放射線的作用により活性化されるのではないかと考えています。

近年、がん患部に集中して放射線のエネルギーを与えて治療する重粒子線がん治療に期待が集まっていますが、重粒子線でも、皮膚とがん患部の間に存在する正常組織の被ばくは避けられません。この正常組織の被ばくにおいて、放射線が当たった細胞から当たっていない細胞へのバイスタンダー効果が影響する可能性があります。本成果によりそのメカニズムの一端を明らかにしました。今後、ヒトの正常組織で一酸化窒素の消去あるいは生成の抑制に有効な薬剤が開発されれば、放射線がん治療の副作用低減に役立つことが期待できます。

本研究は、日本学術振興会科学研究費補助金(No.25740019)「重イオン誘発バイスタンダー効果の時空間依存性の解析」の成果の一部です。

●参考文献

Yokota, Y. et al., The Bystander Cell-Killing Effect Mediated by Nitric Oxide in Normal Human Fibroblasts Varies with Irradiation Dose but not with Radiation Quality, International Journal of Radiation Biology, vol.91, issue 5, 2015, p.383-388.

5-11 ヨシはなぜ塩水でも育つのか

—植物ポジトロンイメージング技術で根の中のナトリウム排除を可視化—

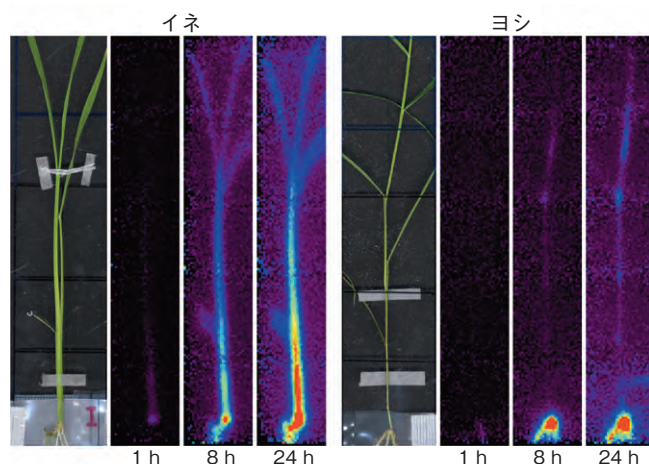


図 5-28 水耕液に ^{22}Na を添加した後の Na の分布画像
イネでは Na が地上部に移行しているのに対し（左図）、ヨシでは Na が茎の付け根に留まっていた（右図）。色の違いは Na 濃度の差で、赤色が高く、青色が低いことを表します。

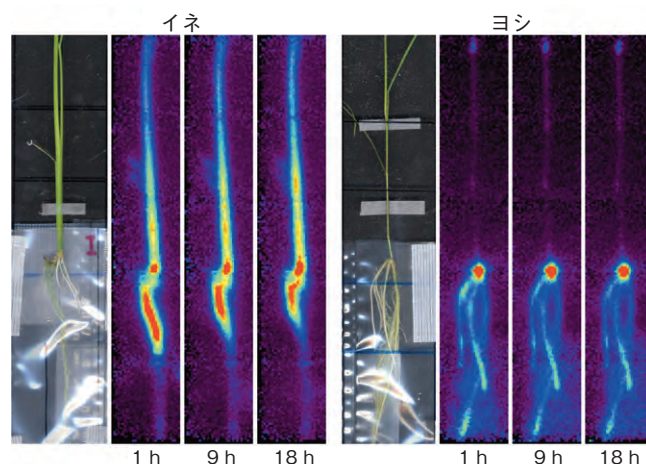


図 5-29 水耕液から ^{22}Na を除去した後の Na の分布画像
イネでは根の中の Na が上方に移行し続けているのに対し（左図）、ヨシでは根の中を下方に向かって Na が排出されていました（右図）。

多くの植物種にとって、ナトリウム（Na）は生存に必要な元素ではなく、むしろ有害な元素です。そのため、津波や台風によって海水を被った水田では、イネの生育が阻害されます。一方、ヨシは河口付近の淡水と海水が混じる場所（汽水域）でよく見かける植物で、同じイネ科でありながら、Na に弱いイネとは対照的に、高い Na 濃度に耐えられる能力（耐塩性）を持っています。

これまでのヨシの耐塩性機構に関する研究において、導管（根から吸収した水と養分を地上部に送るための管）の中を流れる液体（導管液）をヨシの根と地上部から採取したところ、地上部の導管液に含まれる Na 濃度が根の導管液に比べて極めて低いことが見いだされました。この結果から、ヨシには根と地上部の間で導管から Na を引き抜く能力が存在することが推測されていましたが、直接的に証明する方法がありませんでした。そこで私たちは、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」を用いて、ヨシにおける Na の動きを直接可視化することを試みました。

海水の約 10 分の 1 の濃度の Na を含む水耕液でイネとヨシを生育させ、さらに、Na の放射性トレーサである ^{22}Na をこの水耕液に添加した後、植物ポジトロンイメージング技術により、水耕液中の放射性 Na が植物の地上部に移行していく様子を 24 時間にわたり撮影しました。その結果、イネでは Na が留まることなく上方の

葉に移行していくのに対し、ヨシでは Na が茎の付け根に集まり、それより上の茎や葉にはほとんど移行しないという対照的な画像が得られました（図 5-28）。その後、水耕液中から ^{22}Na だけを抜き、植物体内の放射性 Na がほかの部位へと移行していく様子を 18 時間にわたり追跡しました。得られた画像データ（図 5-29）上の詳細な部位ごとに放射性 Na 濃度の増減を解析したところ、イネでは根の中の Na が上方の葉に移行し続けたのに対し、ヨシでは逆に根の中を下方（根の先端方向）に向かって Na が排除されていたことが分かりました。これらの結果から、「根から吸収した Na を茎の付け根から下方に送り返すことにより地上部の Na 濃度を低く保つ」というヨシの耐塩性機構が明らかになりました。

本研究で解明されたヨシに特有の Na 排出メカニズムに関して、現在、導管から Na を引き抜く遺伝子や根から Na を排出する遺伝子の探索をしています。将来的には、それをイネに導入することにより、Na を地上部に移行させない、耐塩性の高いイネの品種を作出することが可能になると期待されます。

本研究は、東京農業大学先端研究タイプ A，日本学術振興会科学研究費補助金（No.18658028）「金属を捕集するヨシ茎基部グルカン顆粒の構造・機能の解析およびその利用」及び（No.21380049）「不良環境適応植物ヨシの有害金属動態と糖代謝の関係」の成果の一部です。

●参考文献

Fujimaki, S., Suzui, N. et al., Base to Tip and Long-Distance Transport of Sodium in the Root of Common Reed [*Phragmites australis* (Cav.) Trin. ex Steud.] at Steady State under Constant High-Salt Conditions, *Plant and Cell Physiology*, vol.56, issue 5, 2015, p.943-950.

5-12 高感度かつ高精度に中性子の二次元分布を計る ー He-3 ガスを用いた新方式の二次元検出器を開発ー

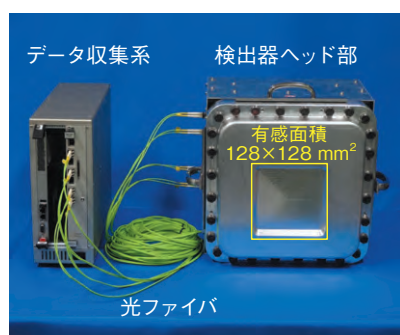
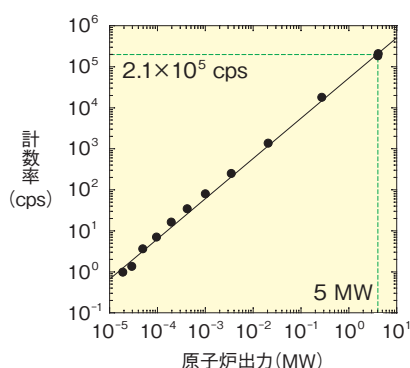


図 5-30 個別読み出し法、光信号伝送を用いたガス型二次元中性子検出器

検出器ヘッド部とデータ収集系が光ファイバでつながっています。光ファイバによって長距離信号伝送を可能にし、さらに検出器ヘッド部とデータ収集系を電氣的に絶縁しています。

(a) 計数率特性



(b) 位置分解能特性

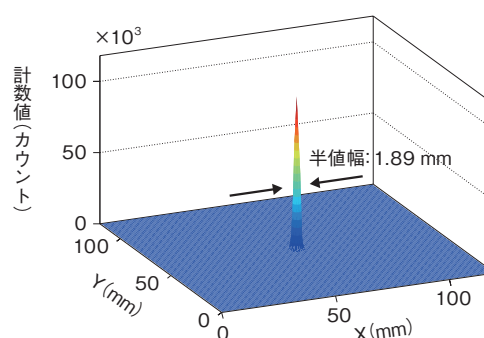


図 5-31 中性子による試験結果 (a) 計数率特性 (b) 位置分解能特性

原子炉からの定常中性子ビームによって 210 kcps までの直線性を持つ計数率特性、約 1.0 mm 角の中性子ビームによって位置分解能 1.89 mm 半値幅を確認しました。

J-PARC で行われている、大強度中性子パルスを用いた散乱実験で使用するための高性能 He-3 ガス型二次元中性子検出器システムを開発しました (図 5-30)。開発したシステムは検出感度 80 %、計数率数百 kcps、位置分解能 2 mm 半値幅 (0.85 mm 標準偏差) 等の優れた性能を同時に満たすことができる唯一の二次元中性子検出器です。

一般的に二次元中性子検出器では、位置決めのために縦軸、横軸方向に信号線が多数配置されています。軸ごとにまとめて信号処理する方法が従来広く使われてきましたが、本検出器では個別読み出し法を新たに開発し、全ての信号線からの微弱電気パルスを個々に増幅・波形整形・波高弁別することで中性子の入射位置を高速でしかも高位置分解能に決定しています。検出器の感度を上げるためには、ガスの圧力を上げる必要がありますが、圧力を上げると中性子による信号が小さくなり雑音との識別が困難になるため、これまで高感度かつ高速、高位置分解能な二次元中性子検出器はありませんでした。私たちは、個別読み出し法に特化した高密度マルチワイヤ素子、压力容器及び多チャンネル電子回路基板を開発し、検出器の低雑音化を実現することでこの課題を克服しました。

J-PARC のような大型実験施設では、試料照射室からデータ収集室までの信号伝送距離が数十 m になり、従来の電気信号線では電磁波による雑音が生じやすいという問題もありました。このため、本検出器では新たに光信号伝送方式を採用しています。電磁波の影響を受けにくい光ファイバを用いることで低雑音な長距離信号伝送が容易になるだけでなく、検出器ヘッド部とデータ収集系が電氣的に絶縁されるという特徴も持っています。

開発した検出器の有感面積は $128 \times 128 \text{ mm}^2$ 、ピクセルサイズは $0.5 \times 0.5 \text{ mm}^2$ です。市販の検出器はピクセルサイズ $2.5 \times 2.5 \text{ mm}^2$ で、計数率が数 kcps、検出感度 50 % 以下の性能ですが、本検出器は 200 kcps 以上の計数率、1.9 mm 半値幅以下の位置分解能で動作することを確認しました (図 5-31)。また、压力容器に充てんするガスを 8 気圧にすることで 80 % 以上の検出感度を実現することができます。

今回の検出器開発によって、J-PARC の大強度中性子パルスを用いた高性能な中性子散乱実験が可能になります。高精度かつ短時間に物質の構造解析が可能になることで、例えば表面科学の分野では、斜入射中性子小角散乱法を用いた薄膜中の面内構造の解析に役立つことが期待されます。

●参考文献

Toh, K. et al., Development of Two-Dimensional Multiwire-Type Neutron Detector System with Individual Line Readout and Optical Signal Transmission, Nuclear Instruments and Methods in Physics Research A, vol.726, 2013, p.169-174.

5-13 地球マントルにおける“水”の役割の解明を目指して — J-PARC での中性子実験のための高温高压発生装置を開発 —

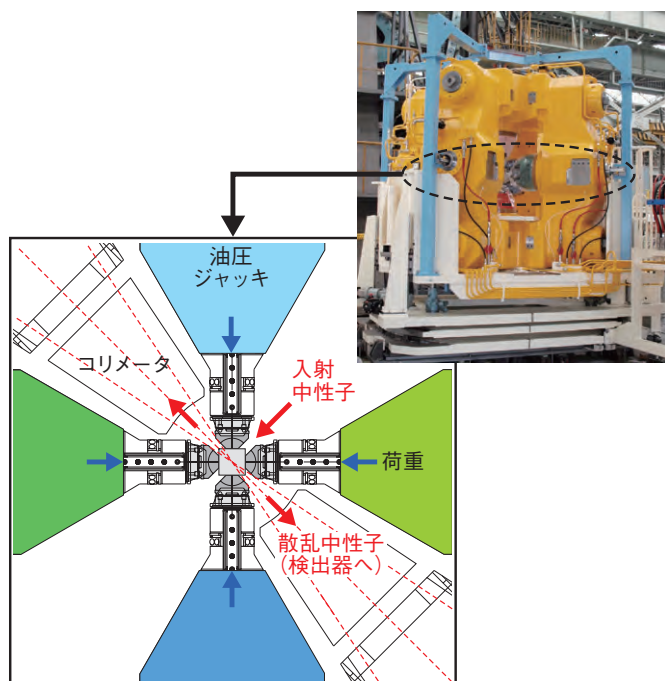


図 5-32 6軸型マルチアンビルプレス“圧姫”

地球深部条件を再現するために6軸型マルチアンビルプレスを開発しました。油圧ジャッキにより中心の試料に荷重を加え高压を発生します。試料で散乱した中性子は装置の隙間の“窓”(---線で示した角度範囲)を通して検出されます。

地球深部は高温・高压の極限環境であり、鉱物やマグマの構造・物性は、地表とは大きく変わります。そのため、高温高压環境を実験室に再現しその場観察を行うことは、地球の構造や進化を議論する上で欠かせません。その場観察の手段として中性子を利用することにより、X線では難しい鉱物中の水素など軽元素の位置を求めることができます。

高温高压実験では、測定試料を入れたセルに荷重を加えて高压を発生させ、試料セルの中に組み込んだヒーターに通電して高温を発生します。従来の装置は、1台の油圧ジャッキで一对の金型に荷重を加えるものでしたが、この方式では試料が大きな金型に囲まれているために、散乱中性子を検出するための“窓”を確保することが困難でした。また、高温を発生するために必要な断熱の確保が難しく、実験可能な条件は7 GPa, 1000 °C以下に限られていました。

これらの課題を克服するために、6軸型マルチアンビルプレス（高温高压発生装置）“圧姫”を開発しました（図 5-32）。本装置は、互いに直交する6台の油圧ジャッキにより、中心の試料セルに等方的に荷重を加えます。金型を使用しないため、散乱中性子を検出する“窓”を

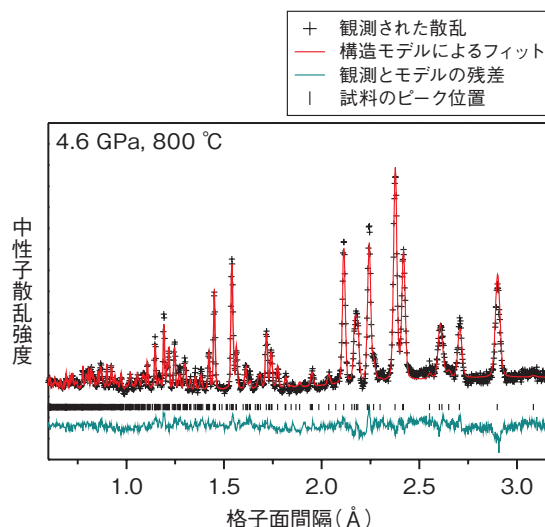


図 5-33 含水鉱物ローソナイトの中性子散乱パターン
海洋プレート中で主要な水のキャリアである含水鉱物ローソナイトについて、高温高压下における中性子回折パターンの取得に初めて成功しました。観測された散乱(+)を構造モデルでフィット(—線)することにより、水素位置を含めた鉱物の結晶構造を求めます。

確保すると同時に、試料以外の散乱の混入を防ぐコリメータを直近に配することができました。また、試料セルの容積を確保、セラミックスを媒体として用いることにより断熱を確保しています。

装置はJ-PARC物質・生命科学実験施設の超高压中性子回折装置 PLANET に導入され、試験では最高で16 GPa, 1000 °Cの発生を確認しました。これは地球の深さ470 kmに相当し、特に水素が多く存在すると考えられているマントル遷移層上部の条件に初めて手が届いたことになります。またヒーターや試料セルの散乱を除き試料のみの情報を取り出すことにも成功し、精密な構造解析に欠かせない、質の高いデータを取得することができるようになりました（図 5-33）。

本装置と中性子散乱を組み合わせることにより、地球マントルの鉱物やマグマ物性における水や水素の役割を、原子レベルから解明することなどに資すると期待されます。

本研究は、文部科学省科学研究費補助金新学術領域研究（研究領域提案型）(No.20103001)「高温高压中性子実験で拓く地球の物質科学」及び学術創成研究費(No.19GS0205)「強力パルス中性子源を活用した超高压物質科学の開拓」による成果の一部です。

●参考文献

Sano-Furukawa, A. et al., Six-Axis Multi-Anvil Press for High-Pressure, High-Temperature Neutron Diffraction Experiments, Review of Scientific Instruments, vol.85, issue 11, 2014, p.113905-1-113905-8.

5-14 中性子回折による鉄鋼の相変態の解明 ーナノベイナイト鋼の変態挙動に及ぼす部分焼入れの効果ー

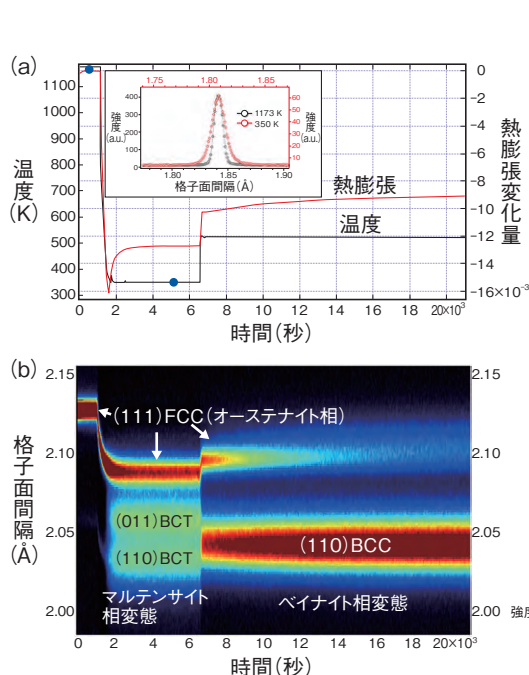


図 5-34 部分焼入れベイナイト変態処理中の測定結果
(a) 温度履歴、熱膨張・収縮曲線及びオーステナイトピークブロードニング、(b) 中性子回折プロファイルの変化です。

ナノベイナイト鋼は、加熱してオーステナイト化した鋼を低温まで急冷して等温保持することにより製造する鉄鋼の一種です。この鉄鋼はフェライトと高炭素オーステナイトからなる超微細ラメラ組織を有するため、引張強度 2 GPa 以上及び破壊靱性 $30 \text{ MPa} \cdot \text{m}^{1/2}$ の優れた機械的特性を示すことから実用化が期待されています。しかし、オーステナイトからベイナイトへの変態速度が非常に遅いため、効率的に製造するためにはベイナイト変態を加速させる方法を確立することが課題となっています。

私たちはベイナイト変態を促進させることを狙って、部分焼入れベイナイト変態 (QB) 処理を考案し、その場中性子回折法を用いて検討しました。具体的には、J-PARC に設置した工学材料回折装置「匠」を用いて QB 処理を施しながらその場中性子回折測定を行いました。実験に用いた鋼の化学組成は、Fe-0.79C-1.98Mn-1.51Si-0.98Cr-0.24Mo-1.06Al-1.58Co (重量 %) です。得られた時分割中性子回折プロファイルを粉末結晶構造解析ソフトウェア Z-Rietveld を用いて解析し、構成相の体積率、格子定数等を求めるとともに、組織構造解析ソフトウェア CMWP-fit を用いて転位密度、転位構造を解析し、変態機構について検討しました。

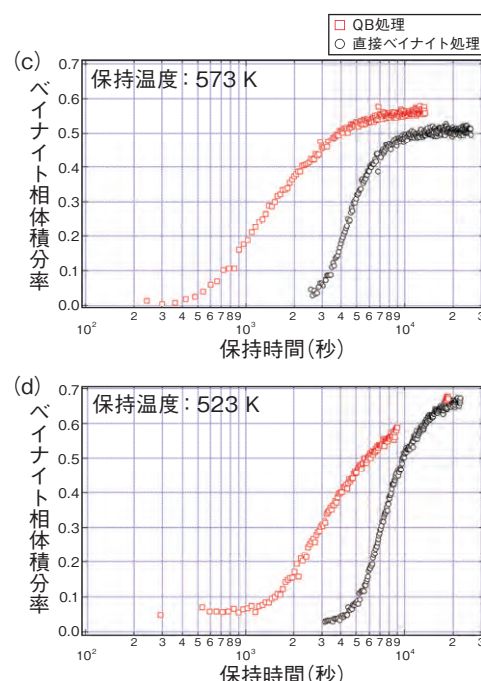


図 5-35 バイナイト相変態速度に及ぼす QB 処理の影響
(c) 573 K と (d) 523 K のデータから、QB 処理では、直接ベイナイト処理する場合に比べてベイナイト相体積分率が短時間で増加しており、ベイナイト変態速度が大きく加速されます。

熱処理の温度履歴、熱膨張・収縮曲線及びその場中性子回折プロファイル変化を図 5-34 に示します。試験片を 1173 K から一旦 350 K に冷却すると、高温オーステナイト相 (面心立方構造, FCC) がマルテンサイト相 (体心正方構造, BCT) に変態し、523 K に加熱・恒温保持するとベイナイト相変態が始まり、ベイナイト相 (体心立方構造, BCC) が増えるとともに部分微細化オーステナイトが残留しました。また、変態前 (1173 K での●) とマルテンサイト相変態中 (350 K での●) のオーステナイトプロファイルを比較すると、明らかにピークブロードニングしており (図 5-34 (a))、CMWP-fit を用いた解析により、マルテンサイト変態に伴いオーステナイト中の転位密度が増加することが捉えられました。また QB 処理では、直接ベイナイト相変態法と比べて短時間でベイナイト相体積分率が増加し、ベイナイト変態速度が大きく加速されることを見いだしました (図 5-35)。このことから、マルテンサイト変態ひずみを緩和するためオーステナイト界面に導入された転位がベイナイト変態を促進させることが明らかになりました。

本研究で用いたその場中性子回折法は、従来法では、測定が難しい相変態中の微小な組織変化を追跡することが可能なため、今後、新規鉄鋼材料等の研究開発に役立つと期待されます。

●参考文献

Gong, W. et al., Effect of Prior Martensite on Bainite Transformation in Nanobainite Steel, Acta Materialia, vol.85, 2015, p.243-249.

5-15 ビームを走査しない大面積の均一イオン照射 ー非線形力でビーム強度分布を均一化ー

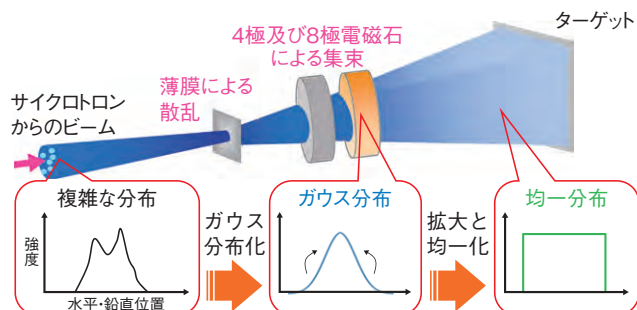


図 5-36 TIARA サイクロトロンにおける大面積均一ビームの形成手順

サイクロトロンから引き出されたビームの強度分布は、まず金属薄膜での散乱によりガウス分布へと変換されます。その後、4極及び8極電磁石を組み合わせた非線形形のビーム集束により、照射野が拡大されるとともに裾野が折り畳まれて均一になります。

イオンビームを利用する研究開発や産業応用では、大面積の試料や多数の試料にむらなく均一にビームを照射することが求められています。高崎量子応用研究所イオン照射研究施設 TIARA のサイクロトロンでは、量子ビーム応用研究の一層の進展のため、従来のビーム走査方式とは異なる大面積均一照射技術を開発しました。本技術は、ガウス型の強度分布を有するビームに8極電磁石が及ぼす非線形力作用をさせることによって、分布の裾野が内側へ折り畳まれ、強度分布が均一分布へ変換されるという原理に基づいています。ビーム自体が大面積で均一な強度分布を有するため、従来は困難または非効率であった、極短時間照射や超低フルエンス照射等の高度な均一照射が可能になります。

このような大面積均一ビームの形成・照射を実現するため、磁場中における荷電粒子の運動力学に基づいた理論解析や数値シミュレーションを行い、適切なビーム輸送条件や8極電磁石の磁場強度を求め、実験において以下のように均一ビームの形成手順を確立しました。

図 5-36 に示すように、まずサイクロトロンから取り出された複雑な分布のビームを金属薄膜に透過させ、散乱によって均一ビーム形成の前提となるガウス分布へ変換します。続いて、4極電磁石と8極電磁石を組み合わせ

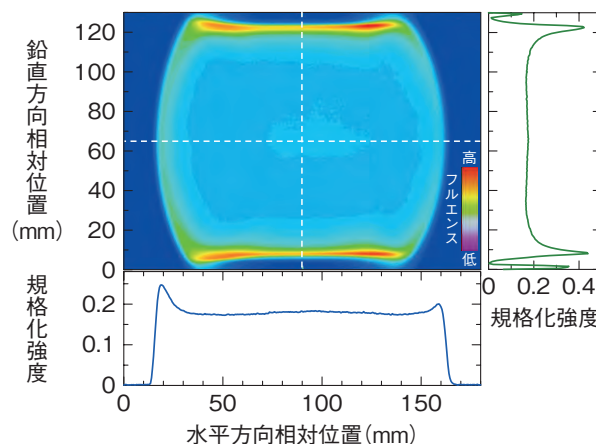


図 5-37 大面積均一ビームの強度分布計測結果

大面積均一化した520 MeVのアルゴンイオンビームをラジオクロミックフィルムに照射し、着色度合いを解析して相対強度分布を求めました。右及び下のグラフはビーム中心軸を通る線(-----線)上の断面の強度分布です。

てビームを集束・均一化します。

薄膜による散乱では、薄膜の材料と厚さの最適な組み合わせを見だし、利用上の制約となるビームエネルギー損失を低減し、必要なガウス分布化を達成しました。均一化においては、水平・鉛直2方向について独立に調整でき、照射野の縦横比を大きく変えることもできました。このようにして、陽子からキセノンの種々のイオンで大面積均一ビーム形成・照射を実現しました。その一例を図 5-37 に示します。形成した均一ビームをラジオクロミックフィルム（放射線にさらされることにより着色する線量計）に照射し、その強度分布を求めたものです。均一化された中央部分120 cm²の均一度（フルエンスのばらつきの標準偏差）は7%でした。

開発した均一ビームは研究利用に供しています。大面積試料全体への同時照射によって実宇宙環境により近い放射線場が模擬できることを利用した、宇宙用太陽電池の耐放射線性試験及び短時間照射や大気圧中照射による、難加工材料であるフッ素系高分子膜の穿孔化等に関する研究が進められています。

今後は産業応用も視野に、利用できるイオンの種類の拡張やビームの高品質化（照射野拡大、均一性向上等）を目指します。

●参考文献

Yuri, Y. et al., Transformation of the Beam Intensity Distribution and Formation of a Uniform Ion Beam by Means of Nonlinear Focusing, Plasma and Fusion Research, vol.9, 2014, p.4406106-1-4406106-4.

5-16 高温配管の歪みを常時監視する技術を実現 —超短パルスレーザ加工により製作した歪みセンサの活用—

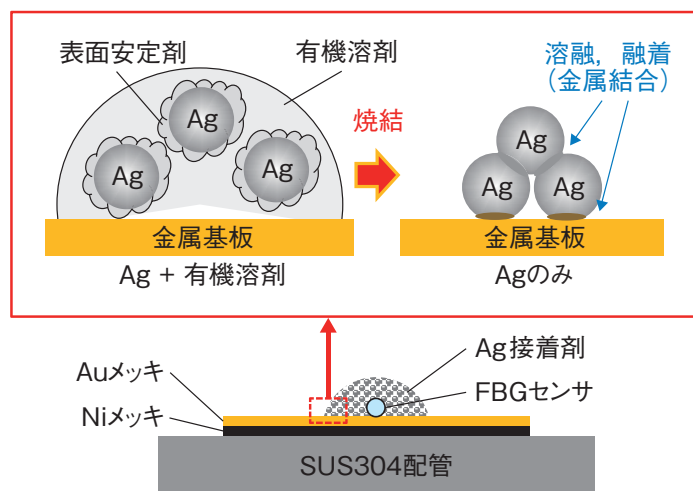


図 5-38 FBG センサの配管への実装方法（ナノ金属微粒子接着剤）
表面安定剤で覆われた銀粒子は、加熱により安定剤が分解し酸化のない活性な銀表面が現れます。活性な表面は溶融し接触部が融着、粒子同士が金属結合した立体構造を形成します。この接着剤はステンレス（SUS）との接着力は弱いため、配管表面にニッケル（Ni）と金（Au）のメッキを施し、接着力を向上させました。

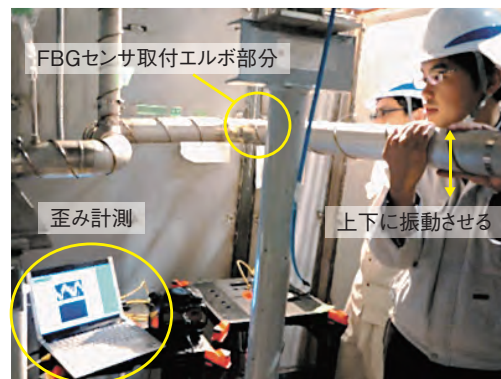


図 5-39 FBG センサのナトリウム工学研究施設配管への実装

原子力施設の冷却配管系において、エルボ部分は繰り返しの熱収縮や振動の影響を受けやすい箇所の一つです。そこで、流れ方向に対して側面にあたるエルボ上下部分にそれぞれ FBG センサを実装しました。

原子炉や加速器など中性子照射環境では金属は徐々に弾性を失うため、ボルトナットによる締め付け組立ては役に立たず、溶接を採用しています。しかし、母材としては優秀な性能を持つ金属も、溶接部分では溶融と凝固の過程を経るためその優秀な性能は失われがちです。とりわけ溶接部分に繰り返し応力が加わる場合、破断等の危険性は高まります。したがって、そのような箇所は、そこに発生する歪みを常時監視することが求められます。

しかしながら、量産に適した市販の歪みセンサは高温では使えません。私たちは、超短パルスレーザ加工によって光ファイバコア内部に周期的な屈折率構造を半永久的に書き込むことに成功しました。これは Fiber Bragg Grating (FBG) と呼ばれ、高温で使える歪みセンサとなります。コア内部の周期的な屈折率の変化は、周期に対応する特定の波長の光を反射します。光ファイバを配管に密着して沿わせることにより、配管の変形がコアの周期的な屈折率構造を歪ませ、反射するレーザ光の中心波長が変化します。これにより高温配管の歪みの状態監視に可能性が開けました。

このセンサを高温配管に実装するために最も重要な

技術は、ナノ粒子金属接着剤を用いる接着技術です。約 200℃で溶剤が焼結し接着力を発現、約 900℃まで接着力を維持します。これにより配管からナノ粒子の立体構造を通じて光ファイバまで滑りなく力が伝達されます（図 5-38）。私たちは、実験室におけるレーザ加工による FBG センサの製作だけでなく、プラントの施工現場における配管表面のメッキ技術と金属接着剤による FBG センサの固定技術及び光ファイバのステンレス管による保護など、製作から実装に至る全ての技術を自主開発しました。

以上の FBG センサの実装工程を、2014 年度に敦賀市白木地区に建設されたナトリウム工学研究施設の配管エルボ部分に施しました。接続配管を上下に振動させることで、エルボ部分に生じるかすかな歪みを測定することに成功しました（図 5-39）。

私たちは「もんじゅ」の冷却系や J-PARC の中性子発生ターゲットなど、高温の液体金属が循環する施設を運転しています。これらの施設の配管溶接部の歪みを常時監視する技術を確認し、実証することは、将来炉に向けた保守保全技術の確立に役立つものと期待されます。

●参考文献

Nishimura, A. et al., Demonstration of Heat Resistant Fiber Bragg Grating Sensors Based on Femtosecond Laser Processing for Vibration Monitoring and Temperature Change, Journal of Laser Micro/Nanoengineering, vol.9, no.3, 2014, p.221-224.

高温ガス炉とこれによる水素製造・熱利用技術の研究開発



図6-1 高温ガス炉の概要：特長，利用，HTTRの主要仕様及び主要技術

高温ガス炉は、ヘリウムガス冷却、黒鉛減速の熱中性子炉で、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量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。これを受けて、高温ガス炉の実用化戦略の策定について高温ガス炉産学官協議会で検討が行われています。

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、(1)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被覆燃料粒子の製造技術、(2)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の製造技術、(3)耐腐食性の超合金技術によります。これら核となる技術と高温構造設計技術等により、私たち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、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、ヘリウムガスタービンによる高効率発電や燃料電池自動車や製鉄還元の水素供給源として、さらに、廃熱を海水淡水化など、多様な産業利用に応えることができます。

高温ガス炉の経済性向上や廃棄物量の大幅低減を目指して、現在、最高燃焼度160 GWd/tを目指してカザフスタン共和国と協力研究を行うとともに(トピックス6-1)、高濃縮ウラン(93%濃縮)を利用することで、使用済燃料の潜在的有害度を大幅に低減する燃料の研究を進めています(トピックス6-2)。

熱利用の研究では、水から水素を製造する熱化学法ISプロセスについて、耐熱性、耐食性を有する工業材料製反応器を開発しました(トピックス6-3)。また、多様な熱利用システムの確立に向けてヘリウムガスタービンの廃熱を利用した海水淡水化システムの設計研究を行っています(トピックス6-4)。さらに、水素製造などの熱利用施設を一般産業法の下で建設できるようにするため、HTTRを用いて高温ガス炉に熱利用施設を接続するための安全評価技術の開発を行っています(トピックス6-5)。東日本大震災以降、HTTRは運転を停止していますが、再稼働に向けて準備を進めています。

6-1 世界初の商用高温ガス炉燃料の実用化を目指して —高燃焼度化燃料の照射性能に関するカザフスタン共和国との協力研究—

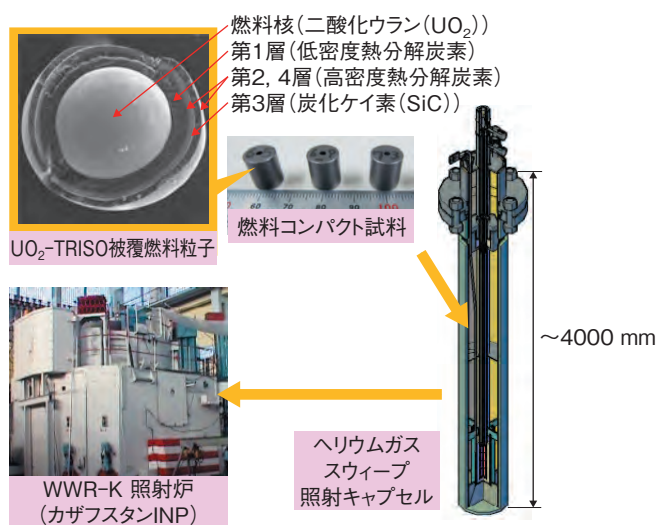


図 6-2 カザフスタン共和国の核物理研究所 (INP) における高温ガス炉燃料のキャプセル照射試験

新設計の二酸化ウラン 3 重 4 層 (UO₂-TRISO) 被覆燃料粒子の照射性能を把握するため、原子燃料工業が製造した燃料試料を、高温ガス炉と同じヘリウムガス雰囲気中で照射できる金属製キャプセルに装荷して中性子照射しました。

高温ガス炉の実用化に向けた経済性向上や廃棄物量の大幅低減を目指して、最高燃焼度 160 GWd/t を目標とする高燃焼度化燃料の研究開発を進めています。実用高温ガス炉燃料の平均燃焼度に相当する 100 GWd/t 規模の照射データは過去に独国や米国などで取得され、また日本でも高温工学試験研究炉 (HTTR) 開発における先行研究で 90 GWd/t までの照射データが得られましたが、いずれも商用燃料設備で製造された高品質な燃料のものではありませんでした。そこで私たちは、HTTR 燃料を製造した原子燃料工業と共同で高燃焼度化燃料を設計・製造し、その照射データを取得するため、高温ガス炉の開発を国家計画として進めているカザフスタン共和国との間で、核物理研究所 (INP) が所有する WWR-K 照射炉を用いた中性子照射試験を行いました。

照射試験は 2012 年 10 月に開始され、照射温度 1050 ± 100 °C、照射期間約 400 日、燃焼度 100 GWd/t を目指して行われました。WWR-K 照射炉に装荷する照射キャプセル (図 6-2) は INP が設計・製作しました。また照射中の燃料の健全性を評価するため、燃料から

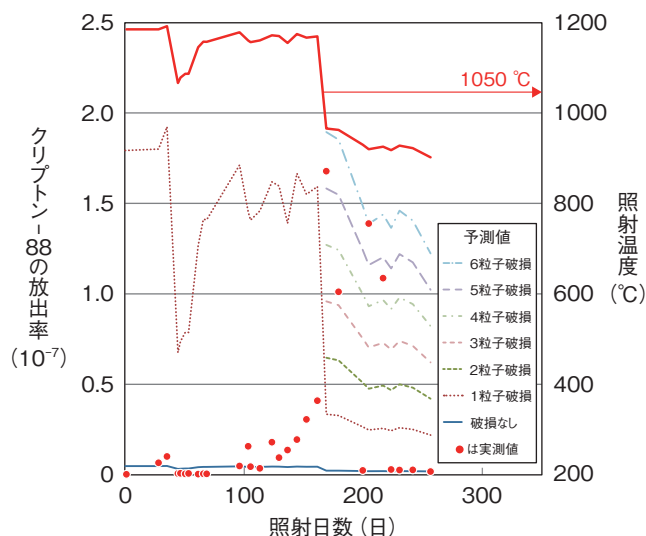


図 6-3 中性子照射中に放出されたクリプトン-88 の放出率から評価した被覆燃料粒子の健全性評価の結果

照射温度の低下とともに実測値は上昇しましたが、初期破損 (製造時に生じたわずかな燃料破損: 多くとも 6 粒子程度) のレベルを超えず、期待通りに高い照射性能を有することが示されました。

キャプセル内をスウィープしているヘリウムガス中に放出される核分裂生成物 (FP) ガスのうち先行核種の影響を受けないクリプトン-88 を INP が定量分析しました。私たちは HTTR 運転データ等に基づき FP ガスの放出挙動をモデル化した評価式から求めたクリプトンの放出率予測値を測定値と比較する方法で、照射中の被覆燃料粒子の追加破損の割合を評価し健全性を確認しました。

照射日数 260 日 (約 70 GWd/t) 到達時点でのクリプトン放出率の実測値を予測値と比較した結果 (図 6-3)、燃料破損ゼロから初期破損 (製造時に生じたわずかな燃料破損) のレベルの範囲に収まり、燃料健全性が設計通りであることが示されました。最終的に 2015 年 2 月までに燃焼度 90 GWd/t を超える照射に成功し、商用設備で製造された高品質な高温ガス炉燃料では世界で初めて、実用炉レベルの高燃焼度下での健全性を確認し、将来の 160 GWd/t に向けた高燃焼度化燃料の開発に弾みをつけました。

今後、照射後試験を通じて燃料の燃焼度分析等を行い、燃料の照射特性をより詳しく調べる計画です。

●参考文献

Ueta, S. et al., Irradiation Performance of HTGR Fuel in WWR-K Research Reactor, Proceedings of 7th International Topical Meeting on High Temperature Reactor Technology (HTR 2014), Weihai, China, 2014, paper HTR2014-31213, 7p., in USB Flash Drive.

6-2 廃棄物問題の解決及び安全性・持続性・経済性の両立を目指して —高温ガス炉を用いた原子力システムの開発—

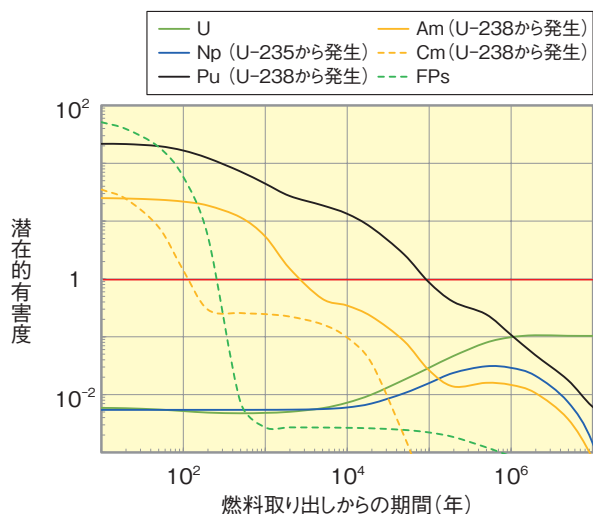


図 6-4 軽水炉使用済燃料の潜在的有害度

天然 U レベル（—線）まで潜在的有害度が低減する期間は Pu が最も長く、10 万年程度で、次いで Am が長く 3000 年程度です。Np 及び核分裂生成物 (FP) よりも冷却期間が短くて済む Cm は問題になりません。再処理を行う場合は、Pu は回収されるため除外されます。

原子炉から取り出された使用済燃料は再処理され、高レベル放射性廃棄物は地層深く処理されます。その公衆被ばくは自然の被ばくレベルより十分に低い値に抑えられます。一方で、日本学術会議が高レベル放射性廃棄物の放射性毒性を総量管理すべきとの新たな基準を示しました。そして、核変換技術の研究が推奨されました。

私たちは、優れた固有の安全性を有し、電気及び高温の熱を供給できる高温ガス炉で、核変換自体が不要な、放射性毒性の発生自体を抑える研究を行いました。

放射性毒性は潜在的有害度で表されます。この概念自体が総量管理の考え方に則ったものです。潜在的有害度が天然ウラン (U) レベルまで減衰するまで、放射性廃棄物は管理されるべきです。

図 6-4 に軽水炉使用済燃料の潜在的有害度を示します。特に、プルトニウム (Pu) とアメリシウム (Am) の有害度が問題です。これらは U-238 から発生します。核分裂する U-235 だけの燃料を作れば、有害度発生が抑えられます。そこで、現実的に製造できる 93% 濃縮の高濃縮 U の利用を提案しました。また、イットリウム・安定化・ジルコニア (YSZ) と呼ばれる化学的に安定な物質で固化し、さらに、被覆粒子燃料に加工すること

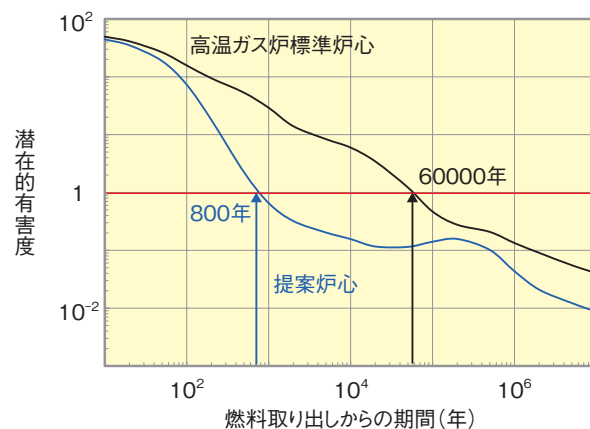


図 6-5 高温ガス炉標準炉心と提案炉心の使用済燃料の潜在的有害度（全核種）

高温ガス炉標準炉心では、潜在的有害度が天然 U レベルまで低減するには 6 万年程度必要ですが、提案炉心では U-238 が少ないため、800 年程度に低減します。レーザー濃縮技術が発展した場合は、さらに、濃縮度を上げることができると 500 年程度となります。

などで、核拡散に対する抵抗性を極めて高くしました。

結果を図 6-5 に示します。高温ガス炉標準炉心と提案した高濃縮 U・YSZ 固化被覆粒子燃料炉心(提案炉心)の使用済燃料の潜在的有害度です。天然 U レベルまで減衰する期間が 800 年程度に激減しており、十分に管理が可能であると考えます。

また、被覆粒子燃料は地下水に対し 100 万年程度の耐久性を示し、YSZ の浸出率はガラス固化体の 100 分の 1 との報告があり、直接処分に向けた燃料です。また、提案炉心は革新技術を必要としません。さらに、経済性に関しても検討した結果、発電原価の増加は 5% に収まることが分かりました。

次に、このシステムの持続性について検討しました。U は海水中にほぼ無尽蔵に存在し、その存在量は 7000 万年分の発電量に匹敵します。その一方で、回収費用は U の市場価格の 2 倍程度になると評価されています。しかし、海水 U 利用による発電原価に対する増加は 6% と低い値です。高温ガス炉は直接ガスタービン発電システムの効率の高さと簡素さにより高い経済性が得られます。本提案と海水 U の利用の両者のコスト増を合わせても、軽水炉より安価な発電原価が得られます。

●参考文献

深谷裕司ほか, 高温ガス炉を用いた使用済み燃料の放射性潜在的有害度の低減に関する研究, 日本原子力学会論文誌, vol.14, no.3, 2015, p.189-201.

Fukaya, Y. et al., Sustainability and Economy of Energy Supply with HTGR Fueled by Uranium from Seawater, Proceedings of 2014 International Congress on Advances in Nuclear Power Plants (ICAPP 2014), Charlotte, North Carolina, USA, 2014, paper 14299, 7p., in CD-ROM.

6-3 水素製造プロセス用の工業材料製反応器の開発 — 苛酷環境に耐えるセラミックス製硫酸分解器の開発 —

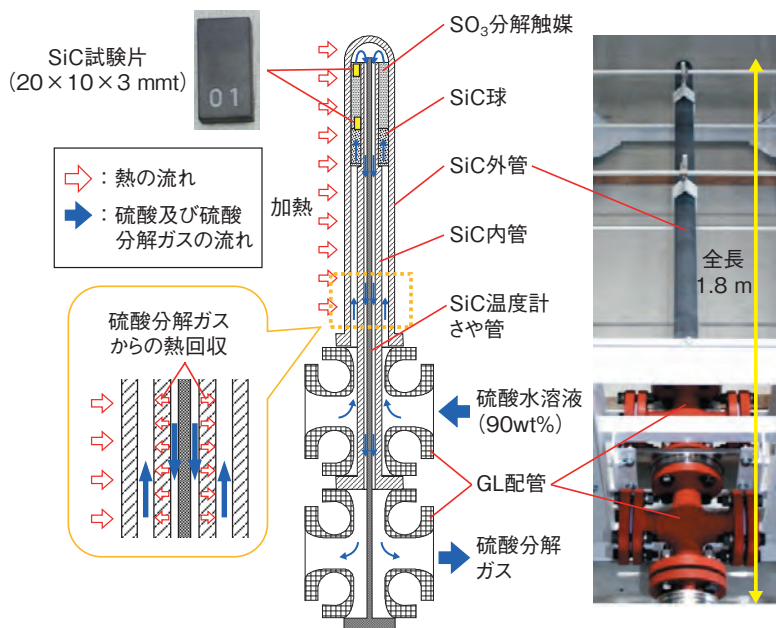


図 6-6 SiC セラミックス製硫酸分解器の概略

工業材料である炭化ケイ素 (SiC) セラミックスとグラスライニング (GL) 配管を組み合わせ、硫酸分解器を製作しました。硫酸の蒸発・熱分解反応及び高温の硫酸分解ガスからの熱回収を単一機器で可能とする構造です。

高温ガス炉の熱利用技術として、熱化学法 IS プロセスの研究開発を行っています。IS プロセスは、ヨウ素と硫黄を用いた化学反応を利用して水素を製造する化学プロセスで、二酸化炭素の排出がない将来の水素製造技術の一つとして期待されています。本プロセスは硫酸などの腐食性の強い物質を高温で取り扱うため、実用化に向けて耐熱性、耐食性を有する工業材料製反応器の研究開発が必要です。

特に、蒸発させた硫酸を熱分解して酸素を生成する硫酸分解環境は、金属材料が使用できないため、耐食性に優れたセラミックス材料 (炭化ケイ素 (SiC)) を用いた機器開発を進めています。

SiC は高温硫酸環境 (300 °C 程度) で優れた耐食性を有することが知られていますが、より高温の硫酸分解環境 (~ 850 °C) での耐食性については良く分かっていません。一般的に、SiC の耐食性は表面に形成する安定な酸化被膜によるものですが、高温水蒸気環境では腐食が進行します。硫酸分解反応環境は、高温のみならず酸素、水蒸気に加え、三酸化硫黄 (SO₃)、二酸化硫黄が混在する複雑な腐食環境となります。

そこで、SiC を用いた反応器 (硫酸分解器) を開発し、



横18.5 m×縦5 m×高さ8.1 m

図 6-7 連続水素製造試験設備の外観

工業材料を用いて IS プロセス全機器で構成される連続水素製造試験設備を製作しました。本設備は、各機器の信頼性確認及び連続水素製造性能の検証を目的としています。

表 6-1 SiC セラミックスの硫酸分解環境への暴露試験の結果

SiC 試験片を硫酸分解環境 (850 °C) に 100 時間暴露し、その前後の重量変化から耐食性を評価しました。SiC は、一般的に完全耐食性を示す 0.05 mm / 年に近い耐食性を有していることが分かりました。

SiC 試験片	腐食速度 (mm / 年)
01	0.062
02	0.057
03	0.052
04	0.067

この反応器内に硫酸分解環境を再現し、実プロセス環境における SiC の耐食性評価を行いました。硫酸分解器は、図 6-6 に示すように同軸上に並んだ 3 本の SiC 管を耐食グラスライニング配管上に固定するというシンプルな構造です。本反応器内で硫酸の蒸発から分解反応までを行います。高温域のシール部を持たず、内部流体の漏えいの可能性を低減し、また、SiC 内管を通して高温の硫酸分解ガスから低温硫酸へ熱回収する機能を持たせています。

高温硫酸分解環境である SO₃ 分解触媒層内に SiC 試験片を設置し、それらの耐食性を評価しました。有意な腐食減肉量を評価するために 100 時間に及ぶ硫酸分解環境における暴露試験を行い、試験前後の重量変化により腐食速度を評価しました。SiC 表面に有意な外観の変化は認められず、また、腐食速度は 0.05 ~ 0.07 mm / 年であり、完全耐食性 (0.05 mm / 年以下) に近い耐食性を有していることを明らかにしました (表 6-1)。

現在、本反応器を組み込んだ連続水素製造試験設備を製作し (図 6-7)、工業材料で構成される IS プロセス全系機器の耐食性などの信頼性確認及び連続水素製造性能の検証を目的とした試験を進めています。

●参考文献

久保真治, 野口弘喜ほか, 熱化学水素製造法 IS プロセスの実用材料製反応機器およびヨウ化水素濃縮技術に関する研究開発, JAEA-Technology 2015-028, 2015, 32p.

6-4 高温ガス炉の多様な熱利用システムの確立に向けて ー廃熱を利用した淡水製造コストの検討ー

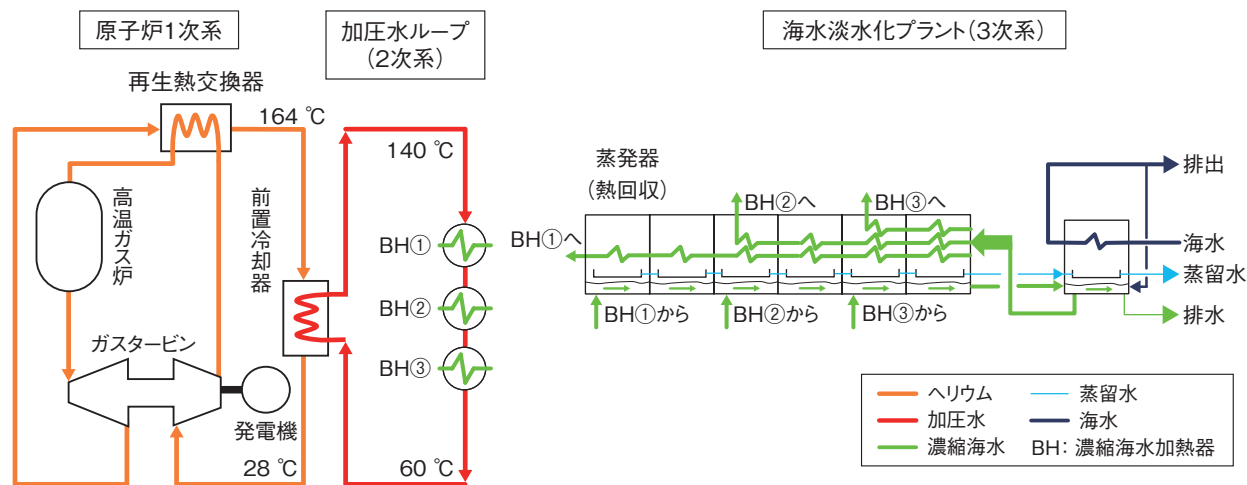
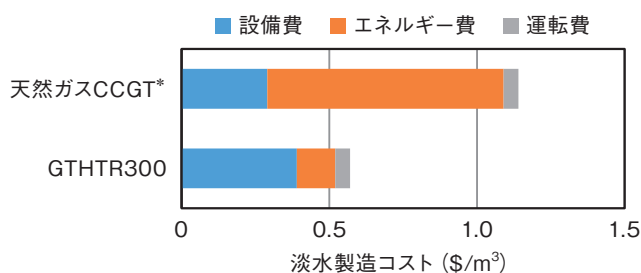


図6-8 高温ガス炉海水淡水化システムのフロー図

高温ガス炉廃熱の有効利用のため、濃縮海水加熱器（BH）を複数化した海水淡水化システムを考案しました。淡水製造効率とコストを考慮し、最適なBH基数を3基としました。



*CCGT: コンバインドサイクルガスタービンプラント

図6-9 海水淡水化プラントの淡水製造コスト評価

BH数の増加によって設備費が上昇したにもかかわらず、廃熱を利用することによるエネルギー費低下のため、50%以上の淡水製造コスト削減の見通しが得られました。

高温ガス炉の特長の一つとして、900℃以上の高温の冷却材を用いた多様な熱利用が可能であることが挙げられます。私たちが提案している実用高温ガス炉（GTHTR300、熱出力600MWt）では、ヘリウムガスタービンを用いた発電が行われ、比較的低温の廃熱が発生します。私たちは、高温ガス炉の熱を効率的に利用することを目的として、廃熱を利用した海水淡水化システムの適用性及び淡水製造コストの検討を実施しました。

淡水化方式の選定にあたり、ヘリウムガスタービンサイクルの廃熱温度である約160℃において成立し、かつ淡水化方式の中でより成熟し、信頼性の高い多段フラッシュ（MSF）方式を選定しました。MSF方式では、淡水の原料となる海水は、蒸発器、濃縮海水加熱器（BH）において順次昇温され、再度蒸発器に流入します。このとき、蒸発器内の圧力を制御することで、海水をフラッシュ蒸発させ、淡水を作り出します。蒸発した淡水は、伝熱管内を流動する海水と熱交換し、凝縮して移送されます。

高温ガス炉から海水淡水化システムへの熱供給は、前

置冷却器、加圧水ループ、BHを通じて行います。このときBHが1基で構成される従来のMSFでは、温度範囲の制約から淡水製造効率の向上が課題でした。

そこで私たちは、従来のMSFに対しBHを複数化した新たなシステムを考案し（図6-8）、BH数の最適化に向けた検討を行いました。その結果、BH数の増加に伴い淡水製造効率が増加することが分かりました。一方で、BH数の増加は、機器数の増加及び蒸発器構造の複雑化によるコスト増加の要因となるため、本検討においては、最適なBH数を3基と決定しました。

この結果を基に機器・配置設計を行い、コスト評価を実施したところ、図6-9に示すように、既存のMSFプラントにおいて一般的な、天然ガスを用いたコンバインドサイクルガスタービンプラント（CCGT）に比べて、50%以上の淡水製造コスト低減が達成できる見通しが得られました。

本システムは、高温ガス炉の低温熱利用システムとして高い関心を得ています。

●参考文献

Kamiji, Y. et al., Flowsheet Study of a Multistage Flash Desalination System for Cogeneration with High Temperature Gas-Cooled Reactor, Proceedings of 22nd International Conference on Nuclear Engineering (ICONE 22), Prague, Czech Republic, 2014, ICONE22-30142, 5p., in DVD-ROM.

6-5 高温ガス炉の熱を一般産業へ提供するために —高温ガス炉熱利用施設接続の安全評価技術の開発—

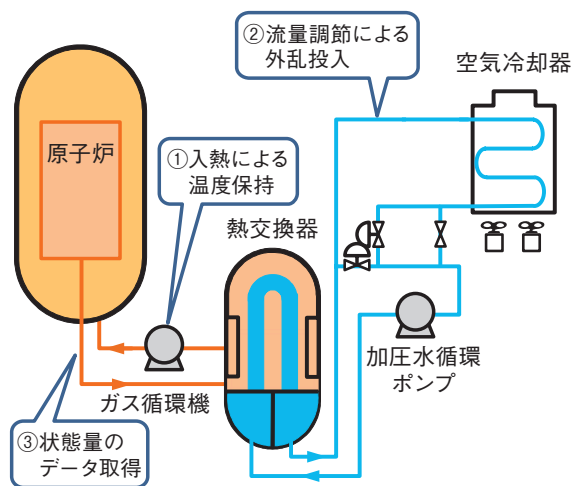


図 6-10 核熱供給試験（コールド）

ガス循環機の入熱により原子炉入口温度を 120℃に保持し、空気冷却器を通る加圧水の流量調節により加圧水温度に変動を与えることで、原子炉入口温度に最高約 30℃の温度変動を与え、熱利用施設での熱負荷変動を模擬しました。

高温ガス炉に接続する水素製造施設等の熱利用施設は、経済性向上の観点から原子炉施設でなく一般産業施設として建設することが不可欠であり、そのため、原子力機構では、熱利用施設の状態によらず原子炉が安定した運転を継続できることを熱利用施設の「一般産業化」の条件として提案しています。このため、熱利用施設の異常時に想定される温度変動が原子炉入口に伝播した場合においても、原子炉出力や原子炉出口温度が運転上の制限値を超えないことを確認する必要がありました。これまで、高温工学試験研究炉（HTTR）で得られた試験結果を使って、これを適切に評価できるように安全評価コードを改良してきました。ところが、原子炉入口温度が変動した場合における原子炉出口温度の応答への影響因子を分析した結果、原子炉出口温度の変動の抑制効果に対して、炉内構造物の大部分を示す黒鉛のみならず炉側部金属構造物材による伝熱効果の影響が大きいことを見いだしました。その効果を明らかにするため、HTTRを用いて熱供給の安定性を確認する核熱供給試験（コールド）を行い（図 6-10）、他の要因による影響がない非

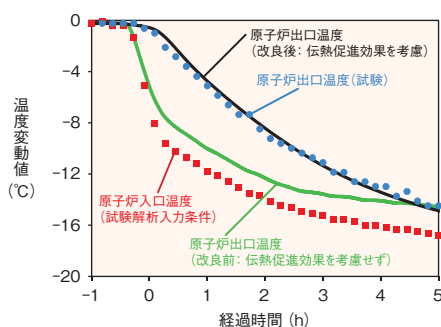


図 6-11 核熱供給試験（コールド）の試験結果と解析結果

伝熱促進効果を考慮しない場合の解析結果（—線）は、原子炉入口温度（●●線）の変動に対する原子炉出口温度の応答が速く、試験結果（●●線）を再現しません。一方、これらを考慮した場合の解析結果（—線）は、試験結果と一致し、原子炉出口温度の応答が遅れる様子を適切に再現しました。

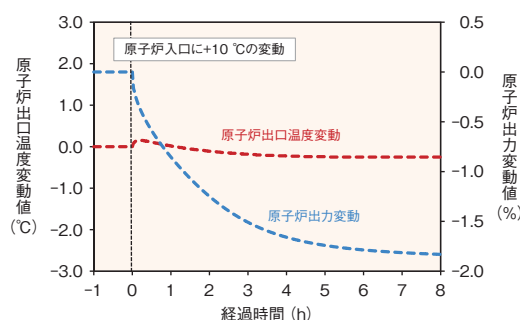


図 6-12 原子炉出力 100% 状態での熱負荷変動解析

原子炉出力 100% の状態で、原子炉入口温度に 10℃の熱負荷変動を与えた際の原子炉出口温度と原子炉出力を示しています。伝熱促進効果を考慮することにより原子炉出口の温度変動を適切に評価できるようになり、原子炉内で熱負荷変動が吸収されて、変動値は +0.2℃とわずかになりました。

核加熱という理想的な条件下でデータを取得しました。その結果、これまで十分には考慮されていなかった炉床部の黒鉛構造物の熱容量や炉側部の金属構造物の凹凸によるフィン効果等による伝熱促進効果を考慮することで、改良した安全評価コードが当該部での熱負荷変動の吸収による原子炉出口温度の応答遅れを適切に表現できることを明らかにしました（図 6-11）。

さらに、妥当性が確認された当該コードを用いて、熱利用施設異常時における原子炉出力や原子炉出口温度等の注目パラメータの過渡挙動の予測解析を実施しました。その結果、原子炉が温度変動を吸収し、上記パラメータが通常運転時の許容変動幅内に抑制できることを示し（図 6-12）、熱利用施設の一般産業化の条件が成立する見通しを得ました。

なお、現在 HTTR は新規制基準への適合性確認の審査を受けていますが、本試験を通して、HTTR 設備に異常がないことを確認するとともに、運転員の訓練を実施することもできました。

●参考文献

本多友貴ほか、HTTR 核熱供給試験（コールド試験）データによるシステム解析コードの検証及び水素製造施設異常時の原子炉挙動予測評価、JAEA-Technology 2015-012, 2015, 17p.

高速増殖炉サイクル技術に関する研究開発

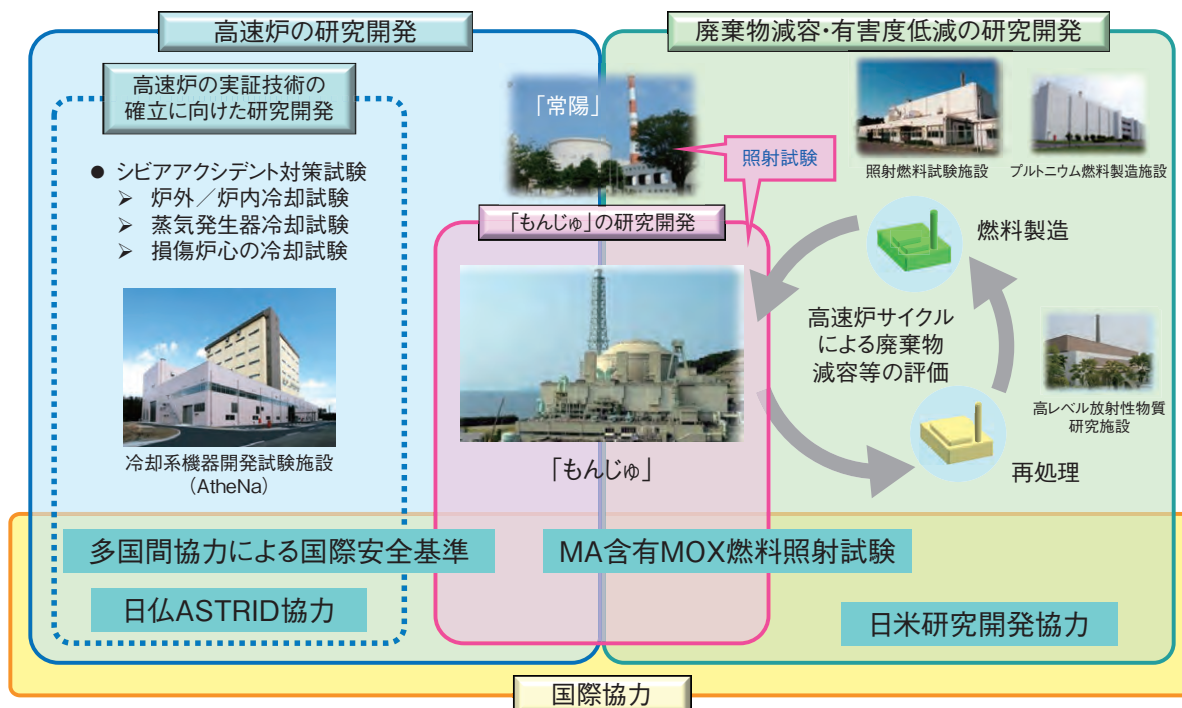


図 7-1 高速増殖炉サイクル技術に関する研究開発の概要

エネルギー基本計画を踏まえて国が定めた第3期中長期目標に基づき、2015年度以降は、国際協力を活用し、「もんじゅ」の研究開発、高速炉の実証技術の確立に向けた研究開発及び放射性廃棄物の減容化・有害度低減の研究開発を実施し、放射性廃棄物の長期的なリスク低減に貢献する高い安全性を追求した高速増殖炉サイクル技術開発に取り組んでいます。

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

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

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

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

本章では高速炉の安全性強化、廃棄物減容・有害度低

減及び「もんじゅ」高速実験炉「常陽」における研究開発成果について紹介します。

ナトリウム冷却型高速炉である「常陽」の再稼働を目指し、高温・高線量環境下で炉容器内の大型構造物の交換と変形した実験装置の回収作業を行い、世界的にも希少な知見・経験を得ました（トピックス 7-1）。

高速炉配管を対象に、設計で想定する地震荷重を超える過酷な条件下での挙動を解明するため、配管系の中で応力が集中するエルボを代表として要素試験体の振動試験を実施しています（トピックス 7-2）。

高速炉燃料集合体のサブチャンネル内におけるワイヤスペーサ近傍の詳細な流動場データを、PIV 計測によって取得することで可視化を実現しました（トピックス 7-3）。

気液界面に生じるガス巻き込み現象を再現できる高精度解析手法の開発を行っています（トピックス 7-4）。

抽出クロマトグラフィ技術で用いる有機物を含む吸着剤を対象に崩壊熱や放射線の影響等について安全性に関する調査を行いました（トピックス 7-5）。

核燃料中のアメリカシウムを含むプルトニウム酸化物を対象に酸素拡散係数を最新技術で精度良く測定し評価しました（トピックス 7-6）。

高速炉機器内部の熱流動解析技術の開発のため、「もんじゅ」原子炉上部プレナムの熱流動解析を行いました（トピックス 7-7）。

7-1 「常陽」における高速炉の炉容器内補修技術の実証 —大型構造物の交換と変形した実験装置の回収—

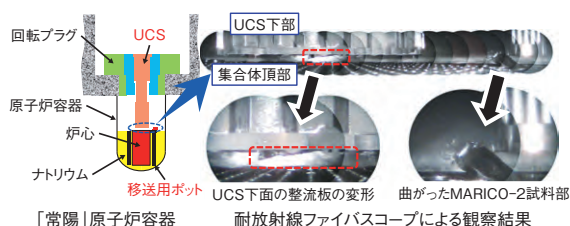


図7-2 原子炉容器内の干渉物の発生

原子炉容器内で UCS の下部が一部変形し、MARICO-2 試験料部は変形し収納した移送用ポットから突き出ていました。回転プラグの運転範囲は、MARICO-2 試験料部と UCS 等の干渉を避けるため制限しなければならず、一部の範囲で燃料交換ができない状態となりました。

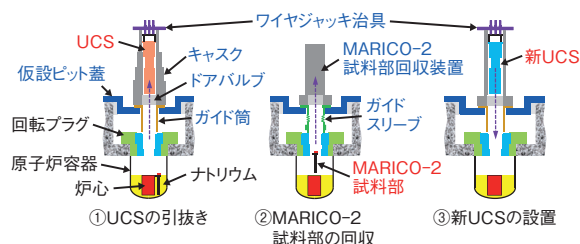


図7-3 UCS交換及びMARICO-2試験料部回収作業の概略フロー
旧UCS撤去を第1ステップとし、撤去孔からMARICO-2試験料部を回収することを第2ステップ、新UCS装荷を最終ステップとしました。ここでは、最大表面線量率が100 Sv/h以上のものを取り扱います。

高速実験炉「常陽」では、2007年に計測線付実験装置（MARICO-2）を原子炉容器内から取り出す際のの不具合により、炉内大型構造物である炉心上部機構（UCS）の交換と変形した実験装置MARICO-2の一部（試験料部）の回収が必要になりました。炉内状況を図7-2に示しています。当該作業は、約5300人・日が従事し、2014年12月に完了しました。個人被ばく線量は最大約0.25 mSv、総被ばく線量約1.6人・mSvと極めて少なく抑えることができました。

当該作業は、図7-3に示すフローで進められました。「常陽」は供用中のナトリウム（Na）冷却型高速炉であり、使用する機器類は、高温（約200℃のNaが存在）・高線量（高中性子束に起因する炉内構造物等の高放射化）・アルゴンカバーガスバウンダリの確保を設計条件とする必要があります。本作業にあたって、多岐にわたる技術を開発していますが、代表例として、(1) UCS交換用揚重装置、(2) MARICO-2試験料部遠隔回収装置の開発を紹介します。なお、これらの装置・機器類の開発においては、製作時に工場におけるモックアップ試験で機能を適宜確認した上で実機に適用し、その技術や運用方法を確立しています。

(1) UCSは寿命中に交換することを前提として設計

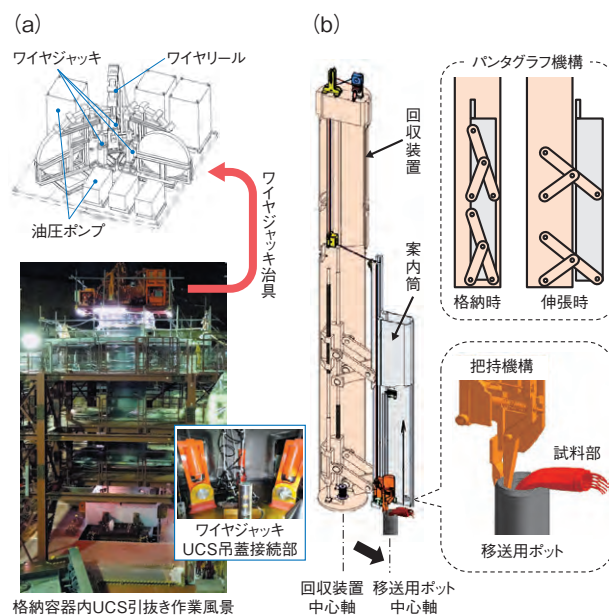


図7-4 技術開発成果の例

(a) UCS交換用揚重装置及び(b) MARICO-2試験料部遠隔回収装置は、対象物を遠隔操作によって取り扱う技術です。その開発・運用には、「常陽」で長年蓄積・実証した技術が反映されています。

したものではないため、UCS交換用揚重装置は、十分なクリアランスがないことを前提に、UCSが周囲の構造物に干渉しないようかつ干渉を迅速に検知できるように、高精度な水平度・荷重管理機能を設けています。また、UCSは高い線量を有し、図7-4(a)に示すように、厚い鉄の容器内等で取り扱う必要があるため、視認することができません。本装置設計では、荷重管理と連動した装置停止対策を講じています。

(2) MARICO-2試験料部遠隔回収装置は、UCS撤去孔からアクセスし、図7-4(b)に示すように、パンタグラフ機構を設け、遠隔操作により把持機構位置を調整し、試験料部を移送用ポットとともにつかみ上げ、回収するものです。本装置設計では、耐熱材料選定・熱膨張等を考慮した寸法管理を行いました。また、把持した対象物の落下防止対策は多重に講じています。

Na冷却型高速炉の炉内保守・補修では、前述した環境にあって、軽水炉と異なる技術開発が求められます。一方で、炉内保守・補修にかかわる技術を適用し、高線量の大型構造物の交換や変形した機器の回収等で実証した事例は、世界的にも希少です。今回の作業で得られた知見・経験は、今後の高速炉の炉内保守・補修技術開発に有益かつ顕著な役割を果たすものと考えています。

●参考文献

- 芦田貴志ほか、高速実験炉「常陽」における原子炉容器内保守・補修技術開発—変形したMARICO-2試験料部の回収に向けた調査と機器設計—、JAEA-Technology 2012-047, 2013, 106p.
伊藤裕道、高松操ほか、高速実験炉「常陽」における原子炉容器内保守・補修技術開発—「常陽」炉心上部機構の交換に向けた技術開発（その2）—、JAEA-Technology 2014-024, 2014, 28p.

7-2 高速炉の耐震性評価技術の高度化を目指して —巨大地震時における高速炉配管の挙動の解明—

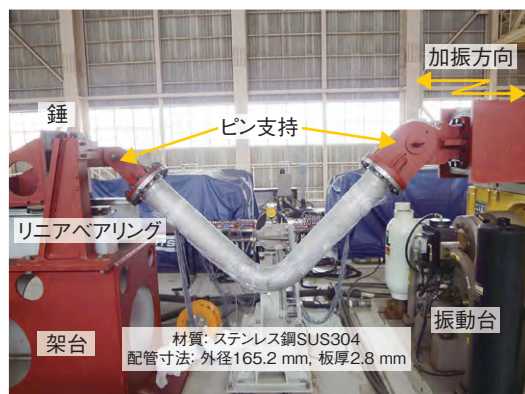


図 7-5 エルボの終局強度確認試験の様子
振動台により地震波を再現し、地震時に発生する慣性力をエルボに与える試験を実施しました。

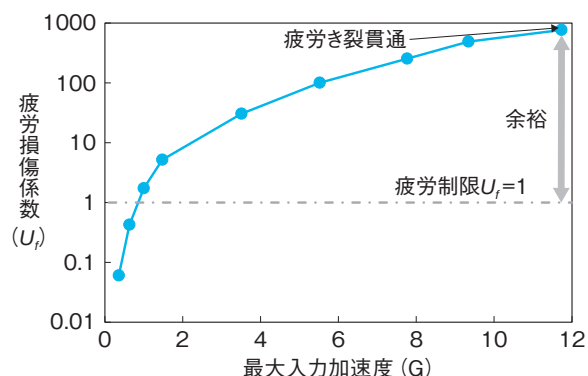


図 7-7 設計疲労評価結果

試験に対して実施した設計疲労評価結果を示しています。実際に破損したときの U_f は疲労制限 1 を超過する結果となり、現行設計には、大きな余裕が含まれていることを確認できます。

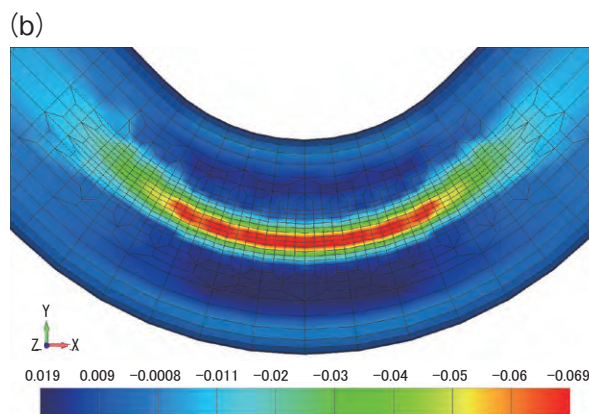
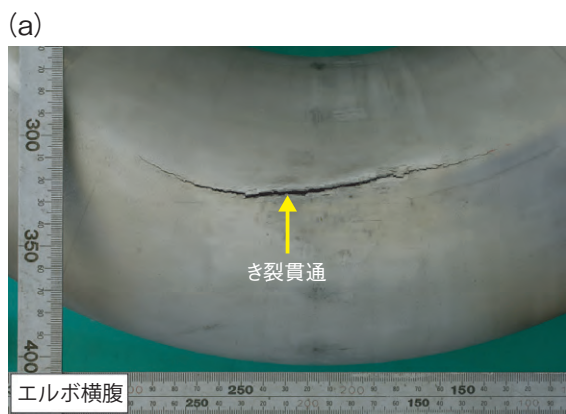


図 7-6 (a) 試験後のエルボ横腹部の状態と (b) 有限要素法によるシミュレーション解析結果

(a) 試験後の観察では、エルボの軸に沿って、き裂の貫通が見られます。(b) 有限要素法解析によるひずみ集中位置は、き裂貫通位置と良く一致することが確認できます。

設計条件を越える過酷な地震荷重を想定した場合の最終的な振る舞いを把握すること、また、現行設計が終局強度と比べて、どの程度の余裕を見込んでいるのかを明確にすることは、耐震健全性を確実なものにするという観点から重要です。本研究では、高速炉配管を対象として、設計で想定する地震荷重を超える過酷な入力条件下での挙動を解明すべく、配管系の中で応力が集中するエルボを代表として要素試験体の振動試験を実施しています。

本試験では、エルボの一端を振動台に固定し、もう一方の端部には慣性力を得るために錘を設置することで、振動台加振時に錘部に発生する地震慣性力による曲げをエルボに与えます (図 7-5)。その結果、設計で想定される地震レベルでは、エルボは健全な状態に保たれることを確認しました。その後、エルボの終局的な挙動を確認するために、現実には起こり得ない地震レベルまで振幅を増大させ、繰り返し加振した結果、エルボ横腹付近

において、軸方向のき裂貫通が生じました (図 7-6(a))。これにより、設計地震条件を大きく超える地震が発生した場合のエルボの最終的な挙動は配管機能を即座に喪失するような不安定なものではなく、き裂が徐々に進展・貫通する疲労破壊であることを確認しました。また、有限要素法による試験のシミュレーション解析を行い、エルボが破損するまでの挙動が再現できることを確認しました (図 7-6(b))。

耐震設計の裕度を定量化するため、配管設計時に行われる疲労評価を本試験に対して実施し、許容値と比較しました。試験体が破損に至ったときの疲労損傷係数 (構造物の疲労損傷度合いを示す値で、1 になったときを疲労と定義) は許容値 1 を大きく上回る結果となりました (図 7-7)。この結果は、たとえ設計評価上壊れると判定されても終局強度までには余裕があることを示しており、既存配管は極めて大きな保守性を見込んだ手法により設計されていることを確認しました。

●参考文献

Watakabe, T. et al., Study on Ultimate Strength of Thin-Wall Piping Components for Fast Breeder Reactors under Seismic Loading, Transactions of 22nd International Conference on Structural Mechanics in Reactor Technology (SMiRT-22), San Francisco, California, USA, 2013, p.1575-1584.

7-3 燃料集合体内の狭く複雑な流路の冷却材流れを見る ーインデックスマッチングにより高精度な PIV 計測を実現ー

(a) 試験体写真

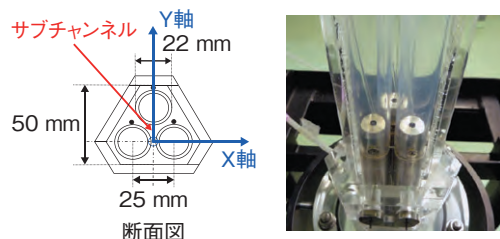
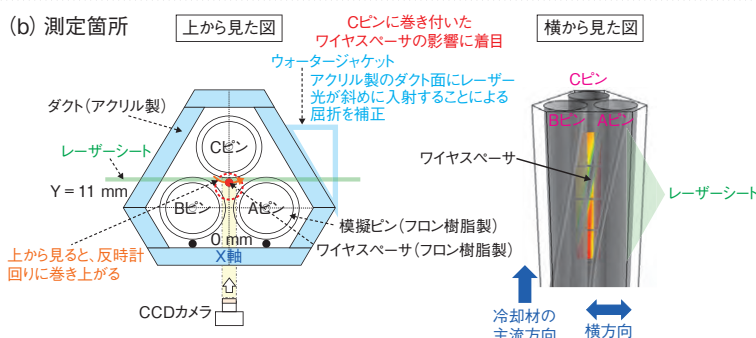


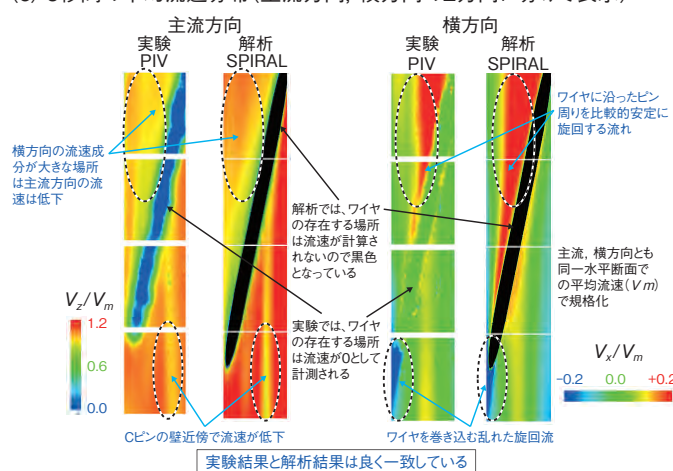
図 7-8 3本ピンバンドル試験体系

ワイヤの構造物を透明で水と屈折率の近いフロン樹脂で製作（インデックスマッチング）することによって、レーザーの屈折による歪みを排除し、従来は画像計測が不可能だった狭く複雑な流路の高精度可視化を実現しました。

(b) 測定箇所



(c) 6秒間の平均流速分布(主流方向, 横方向の2方向に分けて表示)



(d) SPIRAL解析のメッシュ分割

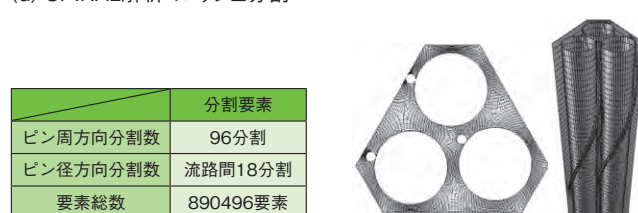


図 7-9 PIV 計測結果と解析結果の比較

PIV 計測によって得られたワイヤ近傍の主流方向と横方向の6秒間の平均流速場（同一水平断面での平均流速: V_m で規格化）は、有限要素法解析コード SPIRAL による計算結果と良く一致していることが確認できます。

高速炉の燃料集合体の燃料ピンは、稠密な正三角形格子配列となっており、燃料ピン間の間隔を保持して冷却材流路を確保するため、中性子照射による燃料ピンの寸法変化に比較的柔軟に対応できる螺旋状のワイヤスペーサが利用されています。ところが、燃料ピン間の冷却材流路はワイヤスペーサの存在により狭く複雑な形状となり、高燃焼度化による形状変化などで出力と流量のミスマッチが生じると燃料ピンが破損することが懸念されます。燃料ピンの健全性を評価するためには、この狭く複雑な流路における流動場の評価が重要です。しかしながら、従来このような領域を可視化し、評価に使用する解析コードの検証データを高精度に取得できる技術がありませんでした。

本研究では、冷却材流路であるサブチャンネルを形成する最も基本的な3本ピンバンドル試験体系（図7-8(a)）において、粒子画像計測法（Particle Image Velocimetry: PIV）を用い、ワイヤスペーサの影響を受けたサブチャンネル内の流動場の計測を実現しました（図7-8(b)）。

PIV 計測にあたり、ピンやワイヤを透明で水と屈折率の近いフロン樹脂により製作（インデックスマッチング）

することで、サブチャンネル内のレーザーの屈折による歪みを取り除きながら高精度に画像計測を実施しました。

その結果、ワイヤを巻き込む乱れた旋回流とワイヤに沿ったピン周りを比較的安定に旋回する複雑な流動場データ（流速分布、変動強度）の取得に成功しました。一例として、Cピンに巻かれたワイヤ付近の流速分布について、実験データ（図7-9(c)）と有限要素法解析コード SPIRAL（図7-9(d)）による解析結果と比較して示します。両者は良く一致しており、本コードの検証データとして活用されています。

原子力施設を対象とした安全評価解析コードの検証及び妥当性確認は、国内外において標準化が進められており、近年特に着目されている研究分野です。高速炉用の熱流動解析コード開発においても、燃料集合体内の熱流動特性の把握及び検証データを用いた解析コードの妥当性確認は、重要な物理現象の把握及び実機評価への適用性を確認する観点から必要不可欠です。

このように、本研究で得られた成果は高速炉開発プロジェクトの推進、基盤技術としての解析コードの検証及び妥当性確認を説明するための基準整備に貢献しています。

●参考文献

Nishimura, M. et al., Study on Flow in the Subchannels of Pin Bundle with Wrapping Wire, Proceedings of 9th Korea-Japan Symposium on Nuclear Thermal Hydraulics and Safety (NTHAS-9), Buyeo, Korea, 2014, paper N9P0087, 7p., in CD-ROM.

7-4 気液界面運動の物理ベースシミュレーションを実現 —高速炉ガス巻き込み現象の機構論的解析評価システム開発—

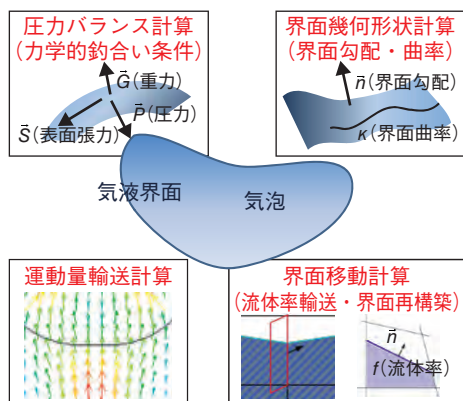


図 7-10 高精度気液二相流数値解析手法の概念図
本研究では、気液界面上の様々な物理挙動をモデル化しています。

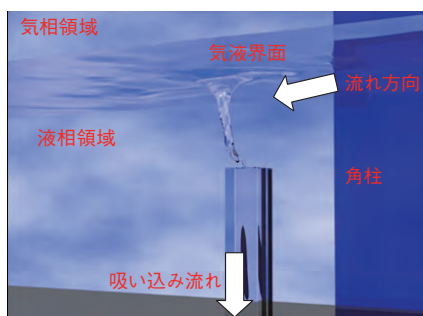


図 7-12 気液界面の引き伸ばしによるガス巻き込みの解析結果
角柱後流に形成された渦流れの発達によって、気液界面が細く引き伸ばされ、ガス巻き込みが発生する挙動を解析しました。

数値解析技術と計算機性能の飛躍的向上によって、従来は困難であった非線形・複雑現象を解析できるようになっています。高速炉熱流動研究においては、上部プレナムや蒸気発生器における物理現象を対象とした機構論的数値解析評価システムの開発を進めており、なかでも重要なものの一つとして、ガス巻き込み現象を再現できる高精度気液二相流数値解析手法を開発しています。高速炉上部プレナム内にはナトリウムとそれを上から覆うアルゴンガスの界面が存在しますが、流れによって界面が変形し気泡が巻き込まれた場合、気泡が炉心を通過することによって出力変動などが引き起こされる可能性があるため、ガス巻き込み発生を数値解析的に評価し、設計検討において適切な対策構造を導入することにより、高速炉の安全性を大きく向上することができます。

気液二相流数値解析手法には様々なモデルが存在しますが、本研究では複雑形状流路における気液界面の動的変形挙動を精度良く計算することが重要であるため、非構造格子スキームを用いた体系形状模擬を行うとともに、気液両相の体積保存性に優れ界面を陽に追跡できる方法 (Volume-of-Fluid 法) に基づく手法開発を行いました。図 7-10 に数値解析手法開発の概念を示しますが、気液

表 7-1 Slotted-disk 回転問題における計算誤差

従来手法及び開発した手法を用いて、Slotted-disk 回転問題を解析した際の計算誤差を示しています。現象的には回転移動による界面変形は生じませんが、数値解析では有限個の格子上で計算を行うため、完全な界面輸送が実現できず、界面変形 (表中の誤差に相当) が生じます。開発手法は、構造格子と比べて格子の歪みにより誤差が生じやすい非構造格子においても高い精度を実現します。

計算手法	格子	誤差
従来手法		
SOLA-VOF	構造格子	9.62×10^{-2}
PLIC	構造格子	1.09×10^{-2}
Parker-Youngs	非構造格子	1.23×10^{-2}
開発した手法	非構造格子	0.95×10^{-2}

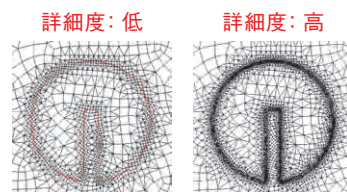


図 7-11 解適合格子法による Slotted-disk 形状の模擬
設定した詳細度に応じて界面近傍領域の格子を動的に細分化する解適合格子法を用いることで界面形状の再現性が高まり、解析精度がさらに向上します。

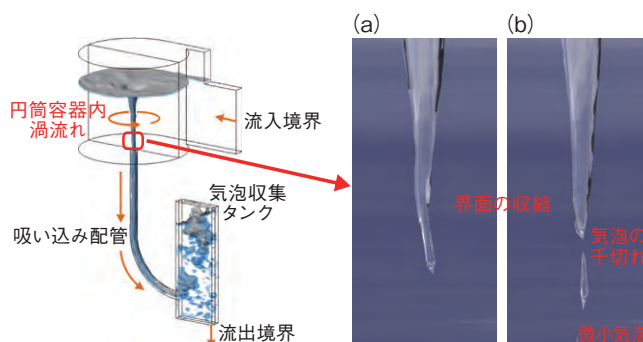


図 7-13 円筒容器内の渦流れによる気泡の千切れの解析結果
円筒容器内の渦流れによるガス巻き込み (気泡の千切れ) について詳細な解析を行い、界面先端の変形挙動を評価しました。

界面での物理挙動 (界面形状変化や力学的釣合い条件) に関して、近似モデルを用いることなく幾何学的・力学的に厳密な保存則に基づく物理ベース計算を行っており、その結果として、従来手法では発生していた非物理的挙動 (気液界面近傍における不連続的な速度・圧力分布) を完全に防止することに成功するとともに、数値解の収束性を保証することに成功しました。加えて、表 7-1 及び図 7-11 に示すように、従来手法を凌駕する計算精度を達成しています。

開発した解析手法を用いて高速炉ガス巻き込み現象のモデル試験の解析を実施した結果、図 7-12 及び図 7-13 に示すように、気液界面と流れの複雑な相互作用によって誘起される、気液界面の動的な大変形挙動 (界面上に形成された渦流れの中心線に沿った界面の引き伸ばし (図 7-13(a)) と界面先端における気泡の千切れ (図 7-13(b)) を再現することに成功しています。試験結果との比較によって、ガス巻き込み量を定量的に再現できることも確認しており、開発した数値解析手法を用いることで、従来は不可能だった高速炉ガス巻き込み現象の発生予測 (発生箇所・発生頻度) を実現することが可能となりました。

●参考文献

Ito, K. et al., A High-Precision Calculation Method for Interface Normal and Curvature on an Unstructured Grid, Journal of Computational Physics, vol.273, 2014, p.38-53.

7-5 分離核変換に貢献する抽出クロマトグラフィ技術の安全性を向上 —吸着材充てんカラム内での崩壊熱，放射線分解生成物の挙動評価研究—

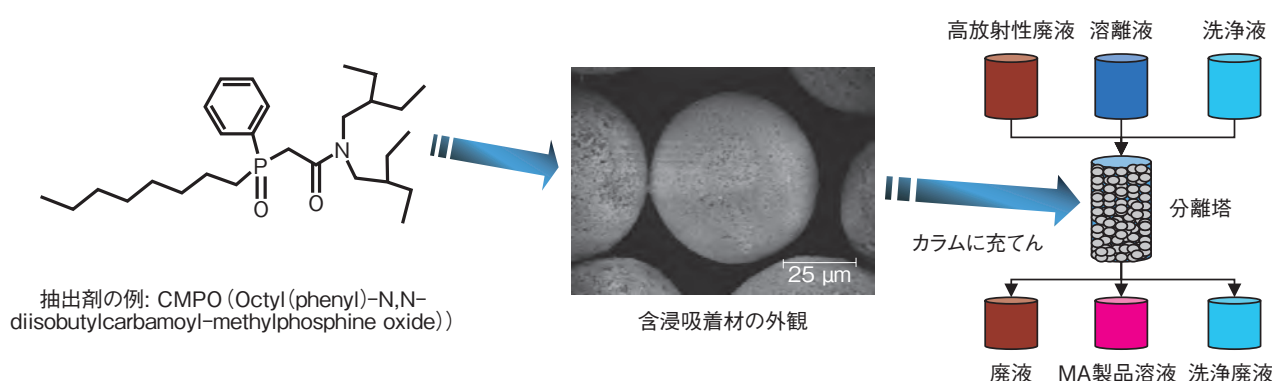


図 7-14 抽出クロマトグラフィによる MA 分離回収

カラムに吸着材を充てんし、MA を含む溶液を供給することにより MA を吸着させます。その後、適切な組成の溶液を供給して MA を吸着材から溶離させ、溶液に回収します。

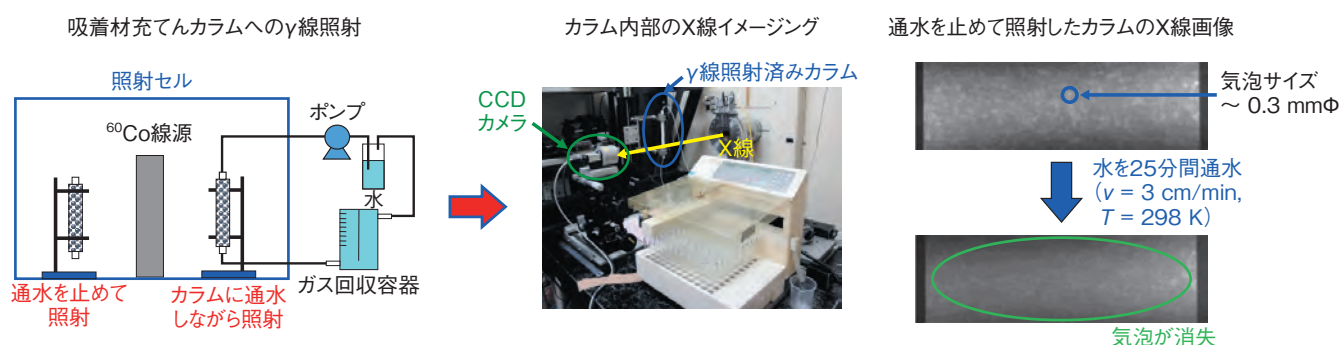


図 7-15 カラムへのγ線照射及びカラム内部の可視化

カラムにγ線を照射し、透過光X線強度をCCDカメラで観察することで、照射によって発生した水素ガスの蓄積状態を観察しました。

使用済核燃料に含まれる半減期の長いマイナーアクチノイド (MA) を分離回収し、再び原子炉等にて照射することで、より短い寿命の核種に変える技術を分離核変換技術といいます。この技術の実現により、原子力発電により発生する廃棄物量やその毒性を大幅に低減できると期待されています。MA 回収技術として、私たちは効率的で経済的に優れたシステムを構築することが可能な、抽出クロマトグラフィ技術に注目しています。

抽出クロマトグラフィ技術は、多孔質のシリカ粒子にポリマーを添着させ、MA と親和性を有する抽出剤を含浸させたものを吸着材としてカラムに充てんし、高放射性廃液中の MA をクロマトグラフィの操作にて分離する手法です (図 7-14)。

本技術においては、カラム内部における崩壊熱や水素ガスの蓄積、有機物の劣化に伴う引火性若しくは発火性物質の生成が想定されます。これらの事象は、火災・爆発に進展する可能性があることから、抽出クロマトグラフィ技術の安全性を確保することを目的として、異常発生の可能性について調査を進めています。

カラム内部における水素ガスの蓄積挙動や振る舞いを評価するため、γ線を照射したカラム内部に蓄積した水素

ガスの X 線イメージング実験による可視化や、流体解析シミュレーションによるカラム内部における熱や気体の輸送挙動の予測を行いました。崩壊熱や水素ガスは、通液が停止すると蓄積が始まり、その後通液を再開することで蓄積したものが分離塔外部に排出可能であることが分かりました (図 7-15)。カラム内における熱や水素ガスの蓄積を防ぐためには、通液を停止させないことが重要であり、ポンプの故障などによって運転が停止してしまった場合には、速やかに冷却水をカラム内に供給することで火災・爆発の要因を取り除くことが可能となります。

吸着材を構成する有機物成分の劣化生成物については、γ線照射及びα線を模擬した He^{2+} イオンビーム照射によって生成する物質について調査を行っています。吸着材に放射線を照射し、抽出剤やポリマーの分解によって生成した化学物質の構造を質量分析などを利用して特定しました。その結果、安全性を考慮すべき物質が吸着材上に残留しないことが明らかになり、吸着材の放射線劣化が火災・爆発の要因となり難いことが示されました。今後、さらに放射線劣化メカニズムの評価を進め、抽出クロマトグラフィ技術の安全性向上を図る予定です。

●参考文献

Watanabe, S. et al., Safety Operation of Chromatography Column System with Discharging Hydrogen Radiolytically Generated, Proceedings of 2015 International Congress on Advances in Nuclear Power Plants (ICAPP 2015), Nice, France, 2015, paper 15241, 8p., in CD-ROM.

7-6 核燃料中の酸素の振る舞いを定量化する —酸化物燃料における酸素拡散係数の測定—

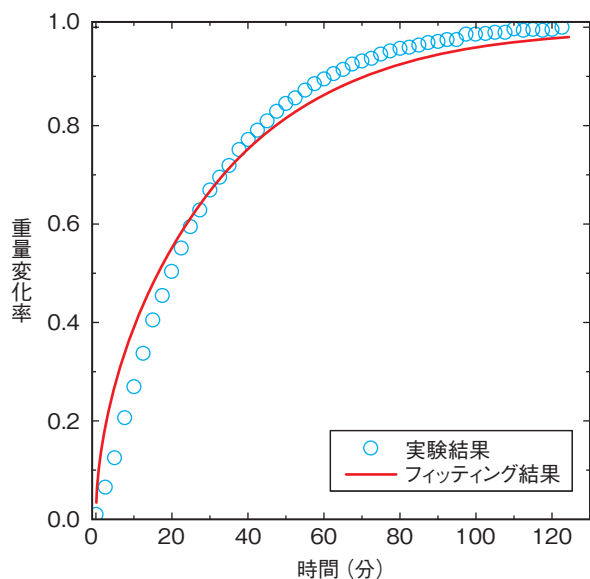


図 7-16 測定データとフィッティング結果

○は Am 含有 PuO_2 の 1500 °C における重量変化率データであり、各点についてフィッティングを行った結果が—線になります。

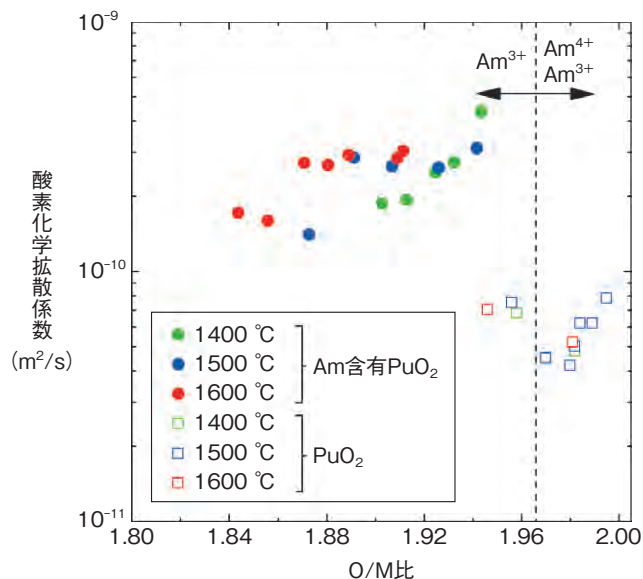


図 7-17 酸素化学拡散係数と O/M 比の関係

O/M 比の低下とともに Am 含有 PuO_2 の酸素化学拡散係数はわずかに低下します。----- 線は試料中の Am の価数が変化する境界 (O/M 比 1.964) を表しています。

放射性廃棄物の減容化・有害度低減の研究開発の一環として、ネプツニウム (Np) やアメリシウム (Am) などのマイナーアクチノイド元素 (MA) を多く含む酸化物燃料の開発が進められています。MA は酸化物燃料の基礎物性に大きな影響を与えることが分かっており、特に Am は、燃料の酸素ポテンシャルを増加させ、燃料-被覆管化学的相互作用 (FCCI) や核分裂生成物 (FP) の化学的安定性といった照射中の燃料挙動に影響を与えることが知られています。Am 含有量に対する物性値変化をより詳細に理解するため、照射挙動評価や燃料製造における重要な物性値の一つである酸素化学拡散係数を精度良く測定し評価することが必要です。

そこで私たちは、Am を含有したプルトニウム (Pu) 酸化物 (Am 含有 PuO_2) を作製し、最新の技術で酸素化学拡散係数を求めることに成功しました。Am 含有 PuO_2 が還元雰囲気置かれたとき、その中の酸素は表面を介して雰囲気中へ抜け出します。この際に生じる非常にわずかな重量減少を熱天秤で測定し、拡散方程式の解析解を用いてデータのフィッティングを行い酸素の化学拡散係数を求めました (図 7-16)。

各測定温度で得た酸素化学拡散係数を測定試料の酸素

(O) と金属 (Pu 及び Am) の原子数比 (O/M 比) で整理すると図 7-17 のようにまとめることができます。この結果から、Am の含有によって PuO_2 の酸素化学拡散係数は増加することが分かりました。また、1400 ~ 1600 °C の範囲において酸素化学拡散係数に明確な温度依存性が見られないことも分かりました。

酸素化学拡散係数と O/M 比の関係に注目すると、Am 含有 PuO_2 の酸素化学拡散係数は O/M 比の減少とともにわずかに減少する傾向が見られますが、 PuO_2 で見られる酸素化学拡散係数の O/M 比依存性は確認できませんでした。O/M 比が 1.964 以下の領域では試料中の Am は全て三価で存在することが欠陥化学による計算から得られていますが、Am 含有 PuO_2 のデータは Am が三価となる領域中にあり、この領域では酸素化学拡散係数が PuO_2 よりも高くなっています。これらから三価の Am は酸素化学拡散係数を増加させる効果があることが示唆されました。

今後は、より幅広い温度及び O/M 比領域での測定を行い、Am が酸素化学拡散係数に与える詳細なメカニズムを明らかにしたいと考えています。

●参考文献

Watanabe, M. et al., Oxygen Chemical Diffusion Coefficients of (Pu, Am) O_2 Fuels, NEA/NSC/R(2015)2, 2015, p.376-380.

7-7 高速炉機器内部の熱流動解析技術の向上を目指して ー「もんじゅ」原子炉上部プレナム熱流動解析による温度分布評価ー

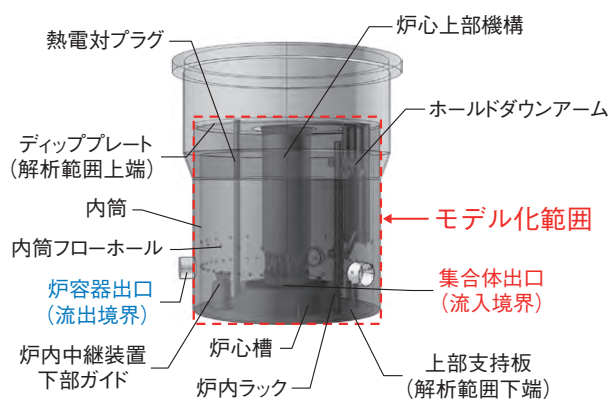


図 7-18 原子炉上部プレナム概要図

上部プレナム内には炉心上部機構、ホールダウンアームなどの構造物を取り付けられており、Na の流れが複雑です。本研究で比較対象とする温度分布は熱電対プラグの測定結果です。

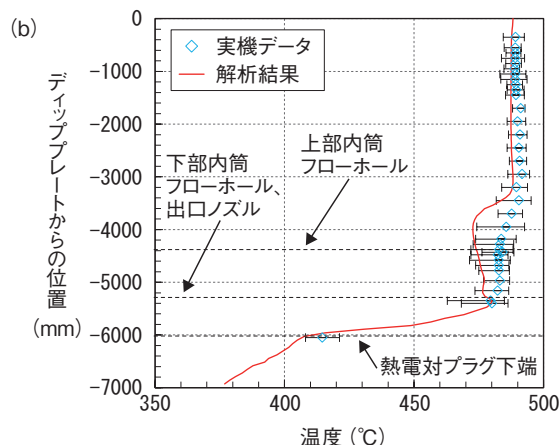
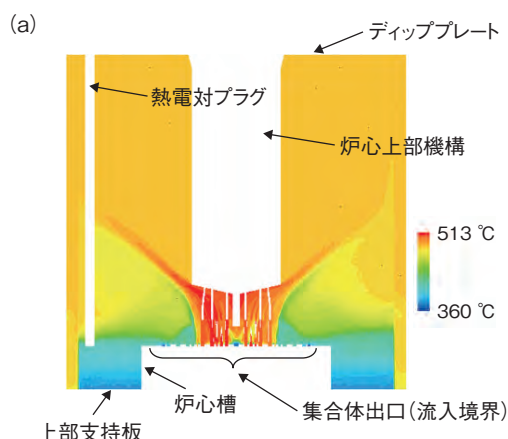


図 7-19 (a) 垂直断面の温度分布解析結果 (b) 熱電対プラグ位置における温度分布解析結果

(a) に示すように、炉心槽より下部では低温の Na が滞留しています。熱電対プラグ位置における温度分布を (b) で比較します。解析結果は多くの点で実機データの誤差範囲に収まっており、良い一致を示しました。

高速増殖炉では、ナトリウム (Na) の温度成層化現象等により温度分布が生じ、機器・配管などの構造物に熱応力が生じることがあります。したがって、構造設計において、温度分布がどの程度になるかを評価することは非常に重要です。しかしながら、原寸大の実プラント模擬体を製作して試験を行うことは膨大な費用、時間が必要であり、合理的ではありません。そこで、温度分布を正確に評価できる解析手法を開発することが必要です。高速増殖原型炉「もんじゅ」では、40% 電気出力の定常運転等での温度分布データを取得しているため、これを活用して、温度分布を精度良く評価できる解析モデルについて研究を進めています。

「もんじゅ」の原子炉上部には、図 7-18 に示すような大容量の空間（上部プレナム）が設けられています。運転中、プレナム内には、温度分布を有することが測定より分かっています（図 7-19(b)）。また、プレナム内は様々な構造物（炉心上部機構、ホールダウンアームなど）が取り付けられているため、Na は複雑な流れとなります。本研究では、温度分布を精度良く評価す

るため、プレナムの三次元の解析モデルを構築し、40% 定常運転状態の温度分布の計算と測定データとを比較することにより、解析モデルの妥当性を評価しています。定常状態であるため、解析モデルではプレナム内の内筒以外の構造物は形状のみモデル化を行い、熱容量は考慮しませんでした。また、原子炉は断熱材で保温されており、原子炉から雰囲気への熱移行量は小さいため、炉容器壁を断熱としました。入口境界条件は、集合体の出口温度及び流量です。実機データ及び解析結果を図 7-19 に示します。実機データの誤差範囲は、温度揺らぎと測定誤差 2σ の和です。解析結果から、炉心槽より下部で低温の Na が滞留していることが分かりました（図 7-19(a)）。また、熱電対プラグ位置での温度分布が、多くの測定点で誤差の範囲で一致しました（図 7-19(b)）。これらから、構築した解析モデルは、温度分布評価において妥当であることが分かりました。

今後は 40% 定常運転状態からのプラントトリップ解析を行い、過渡変化及び温度成層化現象を評価する予定です。

●参考文献

Honda, K. et al., An Investigation of Thermal-Hydraulics Behavior of MONJU Reactor Upper Plenum under 40%-Rated Steady State, Proceedings of 10th International Topical Meeting on Nuclear Thermal-Hydraulics, Operation and Safety (NUTHOS-10), Ginowan, Japan, 2014, NUTHOS10-1114, 12p., in USB Flash Drive.

原子力施設の廃止措置及び廃棄物の処理処分に向けて

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

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放射性物質として扱う必要のない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施設への適用評価を進めてきました。

「ふげん」においては原子炉施設の解体廃棄物のクリアランスに必要となる評価対象核種の選定を行い、放射能濃度評価方法を確立しました（トピックス 8-1）。

また、人形峠環境技術センターでは、事業休止中のウラン鉱山の「鉱山跡措置」に取り組んでいます。線量及びラドン散逸量の低減化と雨水浸透量の低減化を目的とした覆土は長期間にわたり安定である必要があることから天然材料を用いることとし、異なる目的を有する複数の層から構成される多層構造を採用しました。現在、設置した覆土が当初の目的を満足し、期待された効果を有することの確認をするためモニタリングを行っています（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、合理的で効果的な分析手法の開発を進めています。その中で放射性廃棄物に含まれているネオジム（Nd）の濃度を求めるために、簡易に分析でき、分析者の被ばく線量を低減できるキャピラリー電気泳動法による分析法の開発を行っており、様々な共存元素がある中で Nd を分離検出することに成功しました（トピックス 8-3）。

放射性廃棄物の埋設処分への取組み

放射性廃棄物を埋設処分する際には、処分場に受入れ可能な放射能濃度より低いことを確認する必要があります。そこで、動力試験炉（Japan Power Demonstration Reactor: JPDR）の解体金属廃棄物に含まれる 16 種類の核種に対し、スケーリングファクタ法、平均放射能濃度法、理論計算法など、種々の手法を組み合わせる放射能評価手法を構築しました（トピックス 8-4）。

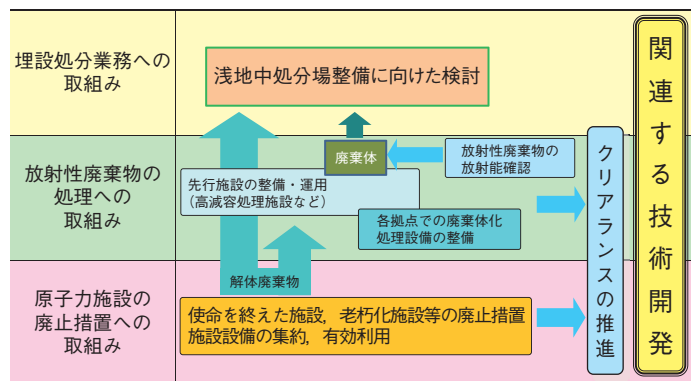


図 8-1 低レベル放射性廃棄物対策の概要
低レベル放射性廃棄物対策として、原子力施設の廃止措置や放射性廃棄物の処理、放射能確認等の放射性廃棄物の発生から処分に至るプロセスに関連する技術開発を進めています。

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、何万年にもわたって人間の生活環境から隔離するための対策として、国際的にも共通した最も実現性の高いオプションです。今後の原子力政策の動向にかかわらず高レベル放射性廃棄物などは既に発生しており、その対策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後、金属製

のオーバーパックに封入した上で、地下 300 m 以深の安定な岩盤の中に、粘土を主成分とする緩衝材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も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、私たちは様々な観点から最新の知見を取り入れ地層処分技術の信頼性を高めていく研究開発に取り組んでいます。

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）。これまで東濃地科学センターでは深度 500 m の水平坑道掘削が、幌延深地層研究センターでは深度 350 m までの水平坑道の整備がそれぞれ終了しており、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 ～ 8-8）。

また、地質環境の長期安定性に関する研究では、自然現象の活動履歴の把握や将来予測にかかわる調査・評価手法及び年代測定技術の開発を進めています（トピックス 8-9）。2014 年 11 月には、年代測定技術開発の中核施設として、土岐地球年代学研究所を設置しました。

地層処分システムに関する研究開発

東海村の核燃料サイクル工学研究所の研究施設では、人工バリアのシステム挙動や放射性物質の移動特性に関する実験データ、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 ～ 8-12）。

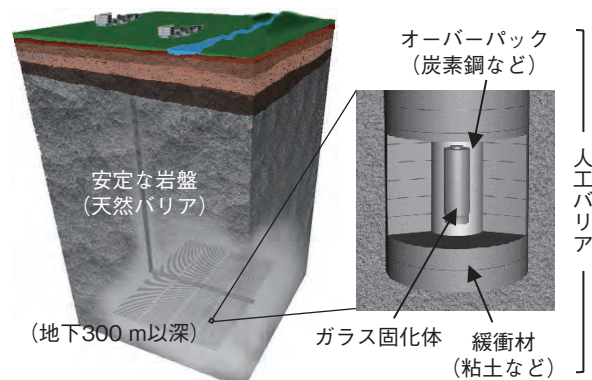


図 8-2 地層処分システムの基本概念

また、これまでの研究開発成果を知識ベースとして体系的に管理・継承していくため、2010 年に公開した知識マネジメントシステムを用いた知識ベースの拡充を継続するとともに、これまでの研究開発成果の取りまとめを CoolRepH26（CoolRep: ウェブサイト上に展開し、読者の知りたいことへのアクセスを支援する次世代科学レポートシステム）としてウェブ上で公開しました。

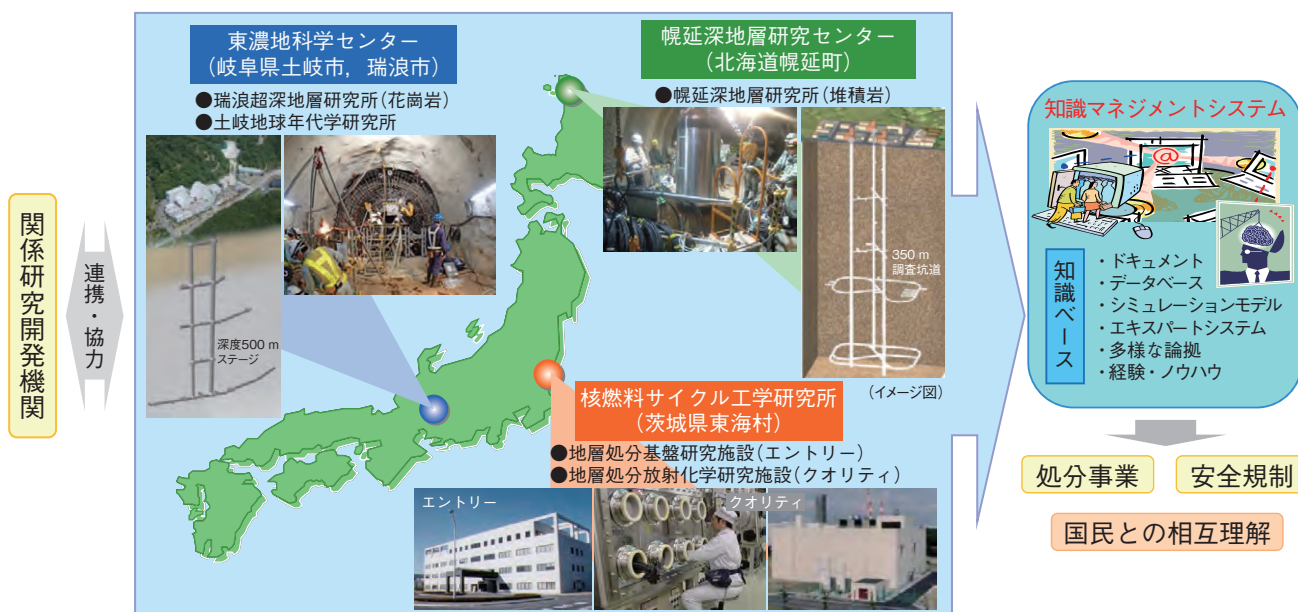


図 8-3 地層処分技術に関する研究開発の実施体制と成果の反映先

再処理の安全性向上と再処理技術の高度化を目指して

東海再処理施設では、潜在的な危険の低減に向け、溶液状態で貯蔵している放射性物質をより安定な形にするため、高放射性廃液のガラス固化とプルトニウム溶液の MOX 粉末化処理にかかわる取組みを進めています。特に、高放射性廃液のガラス固化については約 20 年間の長期間を要する見込みであることから、これを着実に進めるため熔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。

使用済燃料の再処理では、リン酸トリブチル（TBP）を用いてプルトニウム（Pu）を抽出しています。これまで、TBP による Pu の抽出については、速度定数のデータがほとんどありません。そこで、マイクロ化学チップを利用して Pu の抽出にかかわる速度定数を評価しました。その結果、抽出速度の評価方法としてマイクロ化学チップが有効であることが示されただけでなく、Pu 等の放射性元素の分析への応用も期待できることが分かりました（トピックス 8-13）。

8-1 原子炉施設解体物へのクリアランス制度の適用に向けて —「ふげん」タービン設備の放射能濃度評価手法の確立—

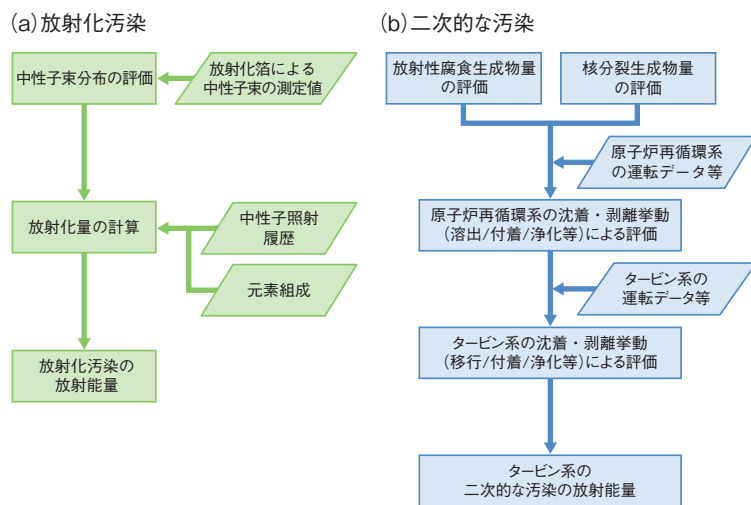


図 8-4 「ふげん」タービン設備の放射能評価方法
タービン設備には、放射化汚染と二次的な汚染があることから、それぞれの汚染に応じた評価手順を構築し、放射エネルギーを評価しました。

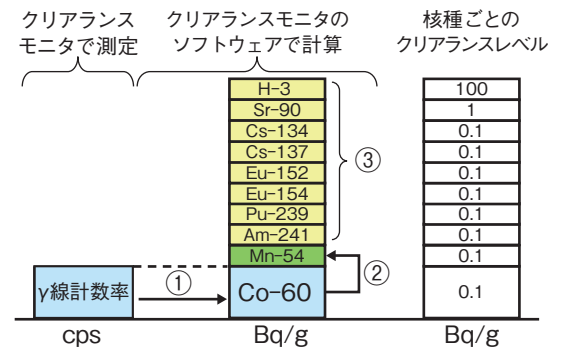
「ふげん」では、施設の汚染レベルに応じた廃棄物の区分を適切に行い、放射性廃棄物の発生量を低減するとともに、解体工事を効率的かつ合理的に進めていく観点から、解体工事に伴い発生する解体物のうち、核種ごとに放射能濃度が法律に定められた基準値（クリアランスレベル）以下となるものにクリアランス制度を活用し、「放射性物質として扱う必要のないもの」として搬出することを計画しています。

現在解体中のタービン設備は、クリアランスレベル以下となる見通しであることから、クリアランス制度を活用するために必要となる評価対象核種の選定を行い、放射能濃度評価手法を確立しました。

評価対象核種を選定するために、放射化汚染と二次的な汚染の放射エネルギーを「ふげん」施設の特徴や汚染状況を考慮して評価しました。

放射化汚染は、ORIGEN-79 等の汎用計算コードを用いて、タービン設備近傍の中性子束分布の測定結果から主蒸気中にわずかに存在する N-17 の β 崩壊に伴う中性子による放射化の評価体系を構築し、放射エネルギーを評価しました（図 8-4 (a)）。

二次的な汚染は、放射性腐食生成物（CP）と核分裂生成物（FP）を起源とし、これら CP 及び FP の生成やタービン設備への移行挙動を考慮した評価体系を構築



- ① 直接測定する方法
クリアランスモニタにて測定した γ 線計数率が全て主要核種（Co-60）から放出された γ 線によるものとして、Co-60 放射エネルギーを求め、対象物の質量で除して Co-60 放射能濃度を決定
- ② 核種組成比を用いた方法
① で求めた Co-60 放射能濃度に Co-60 との核種組成比を乗じて放射能濃度を決定
- ③ 平均放射能濃度を用いた方法
核種分析データの平均放射能濃度にて放射能濃度を決定

図 8-5 「ふげん」タービン設備の放射能濃度評価手法の概念
評価対象とした 10 核種について①～③の方法による放射能濃度の評価手法を構築しました。

し、放射エネルギーを評価しました（図 8-4 (b)）。

これらの放射化汚染と二次的な汚染の放射エネルギーのクリアランスレベルに対する寄与割合に基づき、評価上重要となる 10 核種を選定しました。

次に、クリアランス制度を活用して「放射性物質として扱う必要のないもの」を施設外に搬出する際には、評価対象核種の放射能濃度がクリアランスレベル以下となることを、合理的かつ確実に測定及び評価する放射能濃度評価手法を構築する必要があります。

汚染状況の調査等を勘案した結果、①「ふげん」の汚染の支配的な核種である Co-60 はクリアランスモニタによる直接測定、② Mn-54 は Co-60 との相関関係が確認できたことから Co-60 との核種組成比を用いた方法、③その他の核種は原子炉以外での放射能レベルが低く、タービン設備からは有意な分析データを取得し難い状況であることを勘案し、検出値に検出限界値も含めた平均放射能濃度を用いた方法をそれぞれ適用しました。これらの結果、タービン設備における放射能濃度の適切な評価手法を構築できました（図 8-5）。

ここで構築した放射能濃度評価手法の成果を反映し、原子炉施設の解体物へのクリアランス制度の適用を開始する予定です。

●参考文献

Hayashi, H. et al., Application of Measurement and Evaluation Method on the Clearance System of the Fugen NPP for Dismantled Equipment of Turbine System, Proceedings of 23rd International Conference on Nuclear Engineering (ICONE 23), Chiba, Japan, 2015, ICONE23-1488, 7p., in DVD-ROM.

8-2 休止ウラン鉱山における鉱さいたい積場の跡措置 ー長期的に安定な天然材料を用いた覆土の設置ー

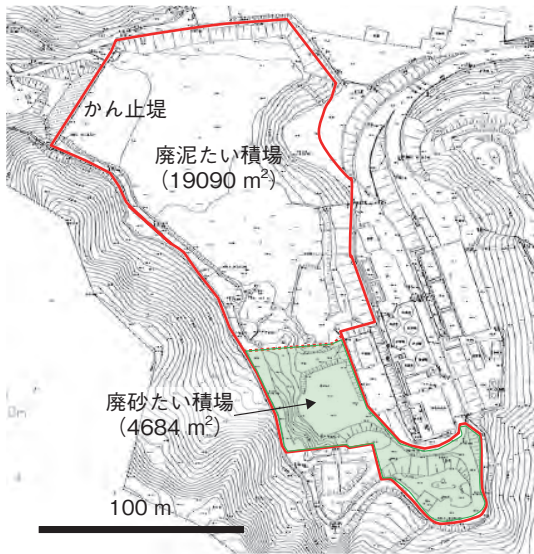


図 8-6 人形峠環境技術センター鉱さいたい積場
鉱さいたい積場は、上流側の「廃砂たい積場」（緑色着色部分）及び下流側の「廃泥たい積場」から構成され、かん止堤の上流に鉱さい等をたい積している施設です。

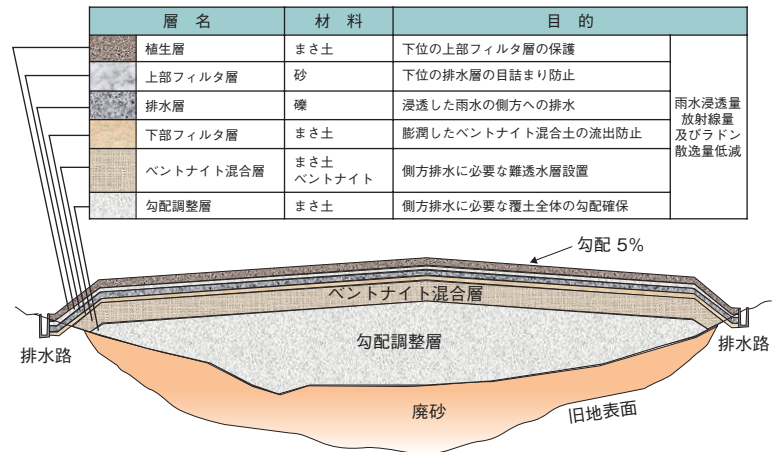


図 8-7 廃砂たい積場に設置した覆土の構造及び材料
覆土は、鉱さいの分布範囲を覆うように設置し、異なる目的を有する層から構成される多層構造とし、浸透した雨水を場外に排水するため勾配を付けました。ベントナイト混合層の上位には、表に示す四つの層を示しました。

人形峠環境技術センターでは、事業休止中のウラン鉱山である人形峠鉱山を鉱山保安法に基づき管理するとともに、基礎データを取得しながら恒久的な措置である「鉱山跡措置」に取り組んでいます。

鉱山跡措置は、鉱害防止の観点のみならず、放射線防護の観点から線量が覆土後にバックグラウンド値を除き年間 1 mSv 以下となるように進めています。また、要求される安全性を満足しつつ、各段階において技術的に最適であり、コストに無駄がないように進めています。対象施設のうち、岡山県三大河川の一つである吉井川源流部に位置する鉱さいたい積場を、環境への安全性を考慮し跡措置の最優先と位置付けています。

当たい積場は、安定な基盤岩上に設置したコンクリートかん止堤の上流に鉱業活動により発生した鉱さい等をたい積するとともに、坑道から発生する水を坑水処理するまで一時的に貯留する役割を担っています。

当たい積場の跡措置は、まず上流側の湛水しておらず粗粒分が卓越する「廃砂たい積場」に、線量、ラドン散逸量及び雨水浸透量の低減化を目的とした覆土を 2011 年度から 2012 年度にかけて設置しました（図 8-6）。

覆土は長期間にわたり安定である必要があることから天然材料を用いることとし、異なる目的を有する複数の層から構成される多層構造を採用しました（図 8-7）。このうち「ベントナイト混合層」には、浸透した雨水を通りにくくするとともに、鉱さいから発生するラドンを減衰させて地表からの散逸量を少なくすることを目的とし、粘土鉱物を主成分とし水分を含むと膨潤する特性を有する「ベントナイト」を材料とした混合土を用いました。また、浸透水を場外へ排水するための水を通しやすい材料を用いた「排水層」をその上位に設置し、かつ覆土全体に勾配を付けた構造とすることで、浸透した雨水が廃砂と接触する量を低減することにより坑水処理の負荷を低減できるようにしました。あわせて、浸透水をたい積場外へ流送する排水路の設置等を行いました。

現在、設置した覆土が当初の目的を満足し期待された効果を有することの確認をするためモニタリングを行っています。項目は沈下量、排水量、水質、放射線量等です。今後は、モニタリングを継続するとともに、その結果をたい積場下流側の「廃泥たい積場」の跡措置に反映する計画です。

●参考文献

Saito, H. et al., Remediation Strategy, Capping Construction and Ongoing Monitoring for the Mill Tailings Pond, Ningyo-toge Uranium Mine, Japan, Proceedings of 15th International Conference on Environmental Remediation and Radioactive Waste Management (ICEM 2013), Brussels, Belgium, 2013, ICEM2013-96021, 4p., in CD-ROM.

8-3 放射性廃棄物の核種組成の把握を迅速に ーキャピラリー電気泳動法を用いた分析法の開発ー

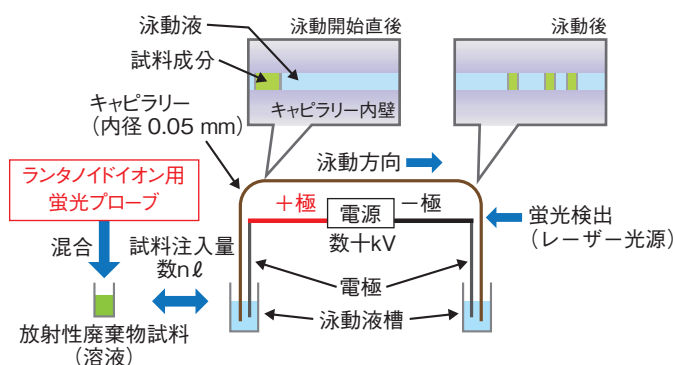


図 8-8 キャピラリー電気泳動法による簡易分析法の開発
内径 0.05 mm、長さ 50 cm 程度のガラス製毛細管（キャピラリー）の中でイオンを泳動させ、移動速度の違いにより分離する方法で、コンパクトな装置を用いて極少量の試料で非常に高分離性能を発揮することで知られています。

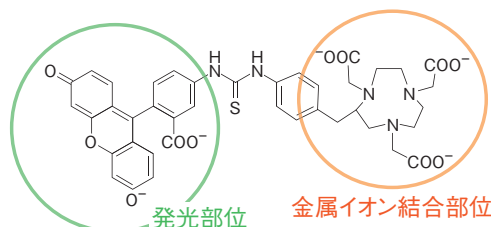


図 8-9 ネオジム (Nd) イオン用蛍光プローブ (L)
基本骨格は、検出感度を向上させるための発光部位と Nd イオンと結合するための部位（大環状 6 座型）から成り立っています。

放射性廃棄物を処分するためには、廃棄物に含まれる放射性核種の濃度と割合（核種組成）を把握することが必要です。核燃料の再処理を行う施設などでは使用済燃料を起源とする廃棄物が発生し、その核種組成を求める方法として核燃料の燃焼度と関連のあるネオジム (Nd) の濃度から推定する方法が提案されています。使用済燃料中の Nd の濃度を求めるためには、多量に含まれるウラン (U) の中からランタノイド (Ln) を分離すると同時に、化学的性質が類似した Ln 群から Nd を分離することが求められます。従来法は操作が煩雑であり、長時間を要するため、簡易に分析し、分析者の被ばく量を低減できるキャピラリー電気泳動法 (CE 法) (図 8-8) による簡易分析法の開発を進めています。CE 法の検出には、一般に吸光検出法が採用されていますが、検出限界値が ppm 程度と使用済燃料中の Nd の分析への適用が難しいため、千〜百万倍の高感度化が見込める検出法として近年注目されているレーザーを用いた蛍光検出法に着目しました。

本開発では、大幅に高感度化が期待できるキャピラリー電気泳動-レーザー励起蛍光検出法 (CE-LIF 法) を用いて Ln を検出するための蛍光プローブを開発し、分離が困難な Ln 群から Nd の分離検出を行いました。

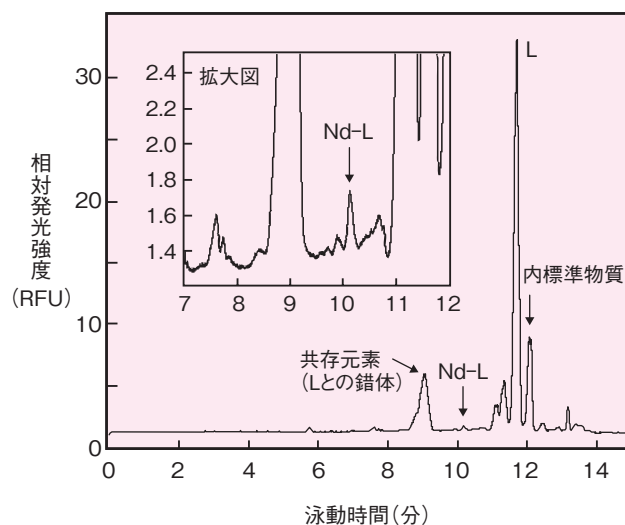


図 8-10 Nd 錯体の電気泳動図
蛍光プローブ (L) を用いることにより、様々な金属元素が共存する使用済燃料溶解液中の Nd を分離検出することに成功しました。

蛍光プローブの基本構造は、(1) 検出感度を向上させるためレーザー光を吸収し、蛍光を発生させる部位（発光部位）、(2) Ln イオンと結合する部位、(3) これらの距離を適切に保つスペーサーで構成しました。このうち、Ln の分離選択性を左右する鍵となるのは (2) の結合部位です。そこで本開発では、試料中に多量に含まれる U から Ln に選択的に結合することが可能で、かつ Ln 群を分離可能な部位を有するプローブを合成しました (図 8-9)。このプローブと Ln が結合した錯体は、泳動液（キャピラリー充てん液）に含まれる水酸化イオンと反応することによって Ln 間の移動速度に差を生じることを見いだし、この性質を利用して泳動液の pH を調整することにより、Ln 群の分離を達成しました。本法を使用済燃料溶解液の分析に適用したところ、様々な共存元素から Nd を分離検出することに成功しました (図 8-10)。本法は極少量の試料を数十分程度で分析できることから、作業時間を大幅に短縮することが可能となり、分析者の被ばく量の低減が期待できます。

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

●参考文献

Haraga, T. et al., Application of Capillary Electrophoresis with Laser-Induced Fluorescence Detection for the Determination of Trace Neodymium in Spent Nuclear Fuel using Complexation with an Emissive Macrocyclic Polyaminocarboxylate Probe, Analytical Sciences, vol.30, no.7, 2014, p.773-776.

8-4 廃棄物処分に向けた簡便な廃棄体確認手法の開発 ー研究炉廃棄物の放射能評価手法の検討ー

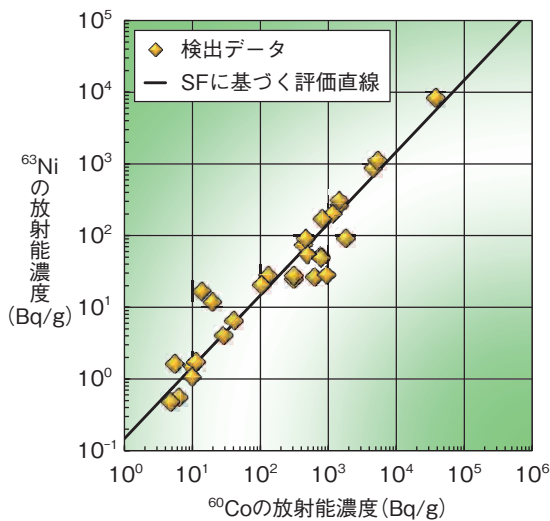


図 8-11 スケーリングファクタ法 (SF 法) を ^{63}Ni に適用した例

生成機構及び廃棄物への移行挙動が同様と考えられる ^{60}Co と ^{63}Ni の組合せについて、実際の廃棄物試料の放射化学分析結果からも非常に良い相関関係が確認されたので ^{63}Ni は ^{60}Co との SF 法を適用できる見通しが得られました。

原子力機構は研究施設等から発生した低レベル放射性廃棄物を対象とする埋設処分を計画しています。放射性廃棄物を埋設する際には、処分場に受入れ可能な放射能濃度より低いことを確認する必要があります。しかし α 線及び β 線放出核種は廃棄物容器の外部から直接放射能濃度を測定することが困難で(難測定核種)、個々に測定する際には廃棄物試料を酸で溶解するなど化学処理した後に測定する放射化学分析に多大な労力が必要となります。

そこで、放射性核種の生成機構及び廃棄物への移行挙動が同様の場合、廃棄物中の放射能濃度に相関関係が見込まれることから、廃棄物容器の外部から比較的測定が容易な γ 線放出核種 (^{60}Co や ^{137}Cs) と組み合わせ、相関比 (スケーリングファクタ, SF) を利用して放射能濃度を評価する SF 法など、難測定核種の簡便な放射能評価手法を検討しました。本検討では、原子力科学研究所で保管量が多い動力試験炉 (JPDR) の解体金属廃棄物を対象に、埋設処分の被ばく線量評価において寄与が大きく重要となる ^3H , ^{14}C , ^{63}Ni など 16 核種に対する放射能評価手法を検討しました。ここでは ^{60}Co と ^{63}Ni の SF 法の適用性を検討の一例として示します。

まず着目したのは放射性核種の組合せです。放射性核種は原子炉燃料からの中性子によって構造材料や構

表 8-1 JPDR 解体金属廃棄物に対する放射能評価手法

本検討によって JPDR 解体金属廃棄物に含まれる 16 核種に対し、SF 法、平均放射能濃度法、理論計算法など、種々の手法を組み合わせる手法を構築しました。

核種*1		評価手法	核種*1	評価手法
^3H	β 線	平均放射能濃度法*2	^{94}Nb	γ 線 SF 法
^{14}C	β 線	平均放射能濃度法*2	^{99}Tc	β 線 平均放射能濃度法*2
^{36}Cl	β 線	平均放射能濃度法*2	$^{108\text{m}}\text{Ag}$	γ 線 非破壊外部測定法
^{59}Ni	X線	理論計算法	^{137}Cs	γ 線 非破壊外部測定法
^{60}Co	γ 線	非破壊外部測定法	^{152}Eu	γ 線 平均放射能濃度法*2
^{63}Ni	β 線	SF 法	^{154}Eu	γ 線 平均放射能濃度法*2
^{90}Sr	β 線	平均放射能濃度法*2	$^{166\text{m}}\text{Ho}$	γ 線 平均放射能濃度法*2
^{93}Mo	X線	平均放射能濃度法*2	全 α	α 線 平均放射能濃度法*2

* 1 核種とあわせて主要な放出放射線を記載した

* 2 放射能濃度データの平均値などの一定値を放射能濃度とする評価手法

造材料の腐食物が放射化して生成するもの、原子炉燃料中のウランの核分裂によって生成するものなどがあります。 ^{60}Co と ^{63}Ni はどちらも放射化によって生成する核種で、原子炉冷却水中では化学的性質が類似しているため廃棄物の表面に同じように付着すると想定しました。また、実際に廃棄物試料の放射化学分析から得られた放射能濃度分布からも非常に良い相関関係が確認され (図 8-11)、 ^{63}Ni は ^{60}Co との SF 法を適用できる見通しが得られました。

一方、 ^3H , ^{14}C など揮発性の核種で廃棄物への移行挙動が ^{60}Co や ^{137}Cs と異なる核種については SF 法が適用できないことから、放射能濃度データの平均値など一定値で放射能濃度を評価する平均放射能濃度法の概念を適用しました。なお、もともと放射能が低く放射化学分析でも検出限界値以下であった核種は、検出限界値データの平均値を放射能濃度とすることとしました。

本検討により JPDR 解体金属廃棄物に含まれる 16 核種に対し、SF 法、平均放射能濃度法などを組み合わせる放射能評価手法を構築しました (表 8-1)。今後は本手法の考え方に基づき、他の研究炉廃棄物の放射能評価手法を検討する予定です。

●参考文献

辻智之ほか, JPDR 保管廃棄物に対する放射能濃度評価方法の検討 (2), JAEA-Technology 2015-009, 2015, 46p.

8-5 瑞浪超深地層研究所の建設が周辺の地下水に与えた影響 —主にこの10年間の水質変化について—

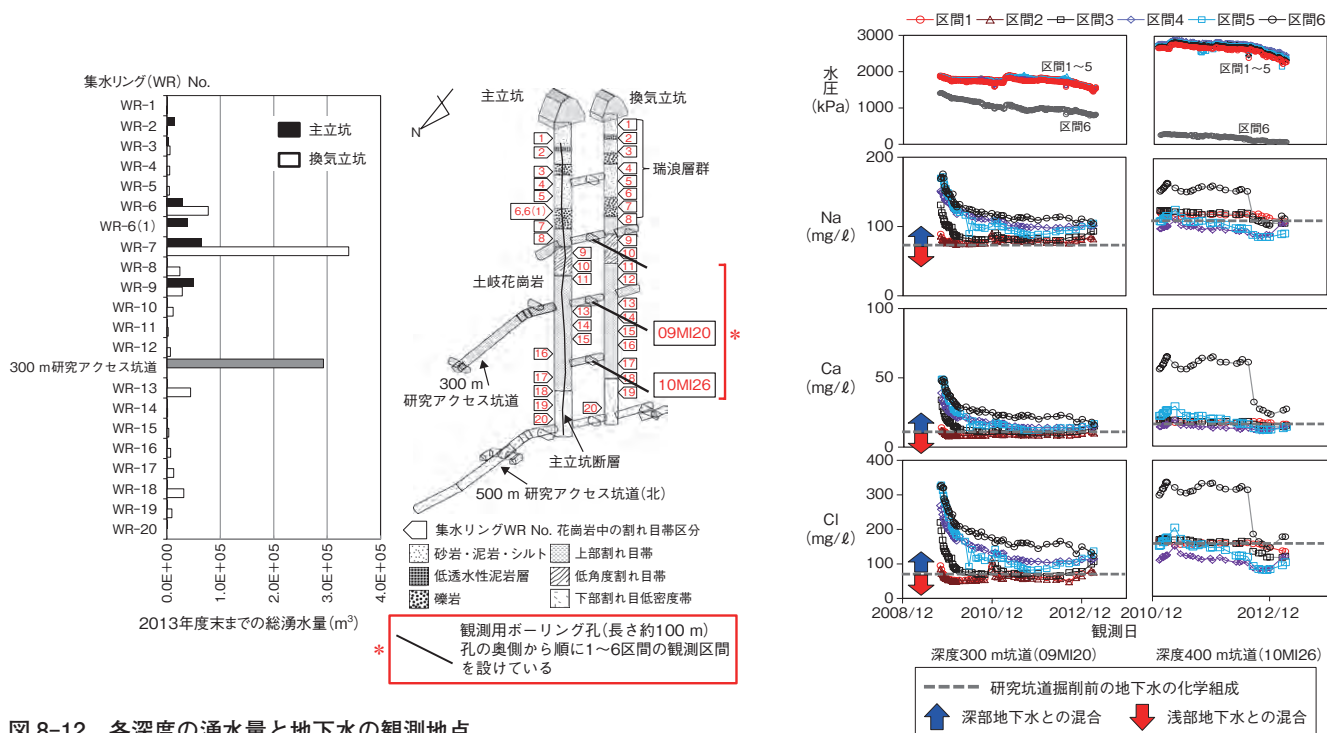


図 8-12 各深度の湧水量と地下水の観測地点

各深度の研究坑道から、地下水の水圧・水質観測用のボーリング孔を掘削し、定期的に水圧と水質の観測を行いました。地下水の湧水量は、地質条件や坑道との位置関係に応じて、深度ごとに異なっており、堆積岩中の礫岩層や花崗岩中の割れ目帯において多い傾向があります。

地層処分場のような大規模な地下施設を建設し、長期間操業すると、地下水の水圧低下やそれに伴う水質変化など様々な環境変化が起こる可能性があります。本研究では、この可能性について具体的に確認するため、瑞浪超深地層研究所を利用して、研究坑道の掘削開始前から深度 500 m までの掘削が終了するまで、約 10 年間にわたって地下水の水圧と水質の変化をモニタリングしました。

研究坑道の掘削に先立ち、地上からボーリング調査を行い、地質・地質構造と地下水水質の初期状態を把握した後、研究坑道の掘削に伴う地下水の変化を把握するため、研究坑道から掘削した複数の観測孔（図 8-12）において、定期的に水圧・水質観測を行いました。研究坑道の掘削中に坑道に湧水した地下水の量は、両立坑に設けた集水リング（WR）で地質ごとに図 8-12 のように計測されています。

観測の結果、深度 50 m 付近にある泥岩層より深い深度では、地下水の水圧が徐々に低下していることを確認しました（2015 年 3 月時点で研究坑道から約 100 m の範囲において坑道掘削前に比べ 150 m [1.5 MPa] 程度の水位低下）。また、各観測点において水圧低下に伴う水質の変化を確認しました（図 8-13）。観測結果を地質・地質構造ごとに整理するとともに多変量解析を行った結

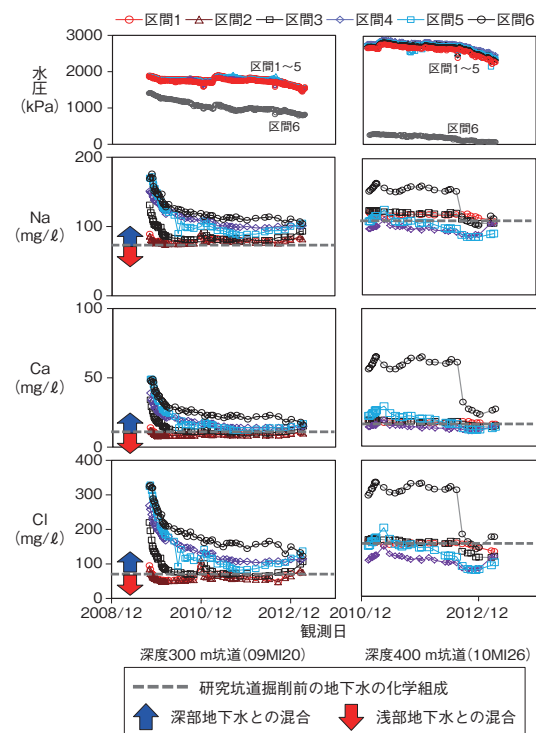


図 8-13 地下水の水圧・水質の経時変化例（深度 300 m と 400 m）

研究坑道からの距離に応じて、地下水圧の低下に伴い地下水の水質が徐々に変化していることが確認できました。

果、大規模地下施設周辺の変化について、以下の点を明らかにしました。

- 坑道の掘削・維持管理時は、最深部の坑道周辺ではより深部からの地下水の上昇、最深部以外の坑道周辺では、水位低下に伴い浅部の地下水が浸透し、掘削初期に上昇した深部地下水と徐々に入れ替わる。水質の経時変化は、これらの異なる水質の地下水の混合状態の変化により引き起こされる。
- 低透水性の地質・地質構造（堆積岩中の泥岩層や割れ目の少ない花崗岩、断層など）は、坑道の掘削に伴う地下水の移動を抑制する。一方で、割れ目の多い花崗岩や礫岩層など高透水性の地質・地質構造では、水圧低下や水質変化が大きい。

以上のことから、透水性の異なる地質・地質構造の三次元分布を踏まえて坑道のレイアウトを設計することで、湧水量を抑制し地球化学的な変化を低減させるとともに、大規模地下施設の周辺における環境変化を見込んだ総合的な監理が可能になると考えられます。

今後も、観測を継続し、研究坑道掘削のより長期的な影響を把握するとともに、研究坑道の閉鎖に伴う地下水環境の回復過程（地下水位の回復やそれに伴う水質変化など）の研究を行っていく予定です。

●参考文献

Iwatsuki, T. et al., Hydrochemical Disturbances Measured in Groundwater during the Construction and Operation of a Large-Scale Underground Facility in Deep Crystalline Rock in Japan, Environmental Earth Sciences, vol.74, issue 4, 2015, p.3041-3057.

8-6 大深度地下において坑道への湧水を抑制する ー瑞浪超深地層研究所の施工対策技術についてー



図 8-14 「瑞浪超深地層研究所」の研究坑道
研究坑道レイアウトとグラウチングの実施場所です。

東濃地科学センターでは、高レベル放射性廃棄物の地層処分技術に関する研究開発の一環として、深地層の科学的研究を進めています。花崗岩を対象とした「深地層の研究施設」である瑞浪超深地層研究所は、地表から地下 500 m まで研究坑道を掘削するという我が国初の試みであり、工事では大深度の地質環境に加え脆弱部や湧水など様々な条件に応じた掘削・対策工法の最適化に向けた技術の確立を進めています。得られた知見は、地層処分事業及び国の安全規制に必要となる技術基盤の整備という観点で重要な成果となるものです。

研究坑道掘削においては、施工対策技術として必要に応じて湧水抑制対策を実施しました。研究坑道は、坑道掘削に先立ち掘削領域を対象にボーリング調査を実施し、掘削領域の地質や地下水状況を把握した上で掘削しています。ボーリング調査により大量湧水が発生する可能性が高いことが分かった範囲を対象に、プレグラウチング（坑道掘削に先立ち掘削範囲の周辺の割れ目にセメントミルクを注入する工法）により湧水を抑制してきました（図 8-14、換気立坑の深度 200 m 付近や 400 ～

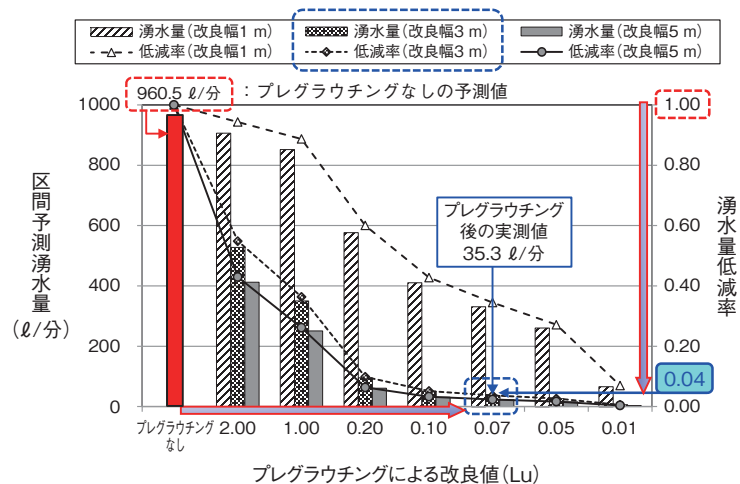


図 8-15 深度 500 m 研究アクセス南坑道プレグラウチングの評価例
プレグラウチングによる湧水抑制の効果を表したグラフです。坑道約 16 m 区間でグラウチングなしの予測値 960.5 l/分に対して、グラウチングを実施することにより実測値 35.3 l/分に低減（グラウチングなしと比較し約 4%に低減）しました。

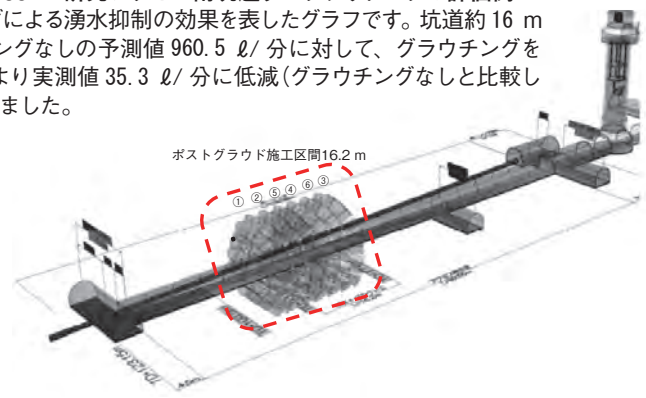


図 8-16 深度 500 m 研究アクセス南坑道におけるポストグラウチング
ポストグラウチング（坑道掘削後にグラウチングを実施）の概略図です。

460 m 付近、300 m 研究アクセス坑道、500 m 研究アクセス南坑道など）。湧水抑制の効果を高めるため、ボーリング調査からの情報をもとに、地下水浸透理論を用いて坑道周辺の透水性を低下させる割合やセメントの注入範囲（改良幅）を設定する手法を開発しました。この手法に沿って施工することにより、坑道掘削時の湧水量を抑制することができました（図 8-15）。改良幅は 3 m 以上では湧水抑制効果は大きく変わらないと評価し、3 m で施工しました。

さらに深度 500 m 研究アクセス南坑道では、湧水抑制を可能とする新たな技術の適用性を確認することを目的として、プレグラウチングに続いて、坑道内の湧水が比較的多い区間約 16 m を対象にポストグラウチング（坑道掘削後に周辺の割れ目にセメントミルクを注入する工法）を実施しました（図 8-16）。この結果、坑道への湧水量をさらに抑制できることを確認しました。今後、プレグラウチングとポストグラウチングの組合せによるウォータータイトグラウト技術の実証に取り組んでいく予定です。

●参考文献

Sato, T., Mikake, S. et al., Status of Grouting to Reduce Groundwater Inflow into Deep Shafts and Galleries in the Mizunami Underground Research Laboratory, Japan, Proceedings of 8th Asian Rock Mechanics Symposium (ARMS-8), Sapporo, Japan, 2014, 10p., in USB Flash Drive.

8-7 岩盤中の物質移動特性をどのように評価するか — 幌延深地層研究所を活用した原位置試験と室内試験に基づく検討 —

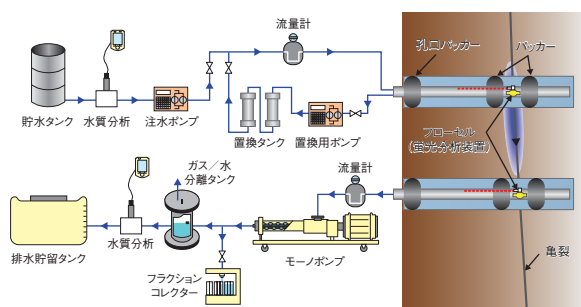


図 8-17 原位置試験装置のシステム

片方のボーリング孔からトレーサーを流し、もう片方のボーリング孔で観測されるトレーサーの濃度を分析して亀裂内の物質移動特性を評価します。

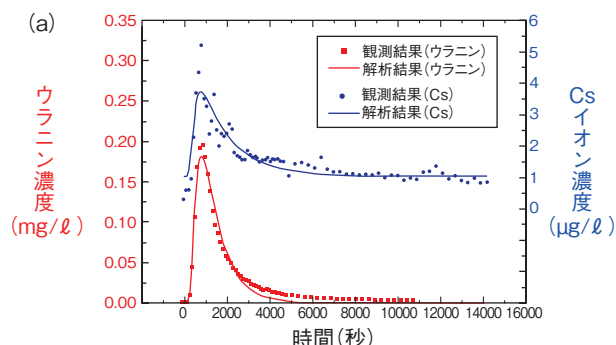


図 8-18 原位置試験結果とフィッティング解析による破過曲線

ウランについては、(a) 1 経路モデルよりも 2 経路モデル (b) を仮定した方が試験結果をより良く再現できています。また Cs については、ウランと比べて高い分散が確認できたとともに、破過曲線のピーク濃度がウランに比べて非常に小さいことから、稚内層の岩盤は Cs に対して収着性が高いことが確認できました。

地下水中の物質は、岩盤に発生した亀裂や粒子間隙中を、分散、拡散、収着といった現象を伴って移動します。地層処分における天然バリアの放射性核種に対する遅延性能を評価する上では、物質の移動経路を含めたこれら物質移動特性の評価手法を確立することが重要です。そこで、稚内層の珪質泥岩を対象として、幌延深地層研究センターの地下坑道を利用した原位置試験や地下坑道で採取した岩石試料を利用した室内試験を行い、物質移動特性を評価しました。

原位置試験では、亀裂内の移動経路や亀裂表面への収着特性を把握するために、深度 250 m の地下坑道で非放射性物質を用いたトレーサー試験を行いました。図 8-17 に示すように、2 本のボーリング孔のうち片方のボーリング孔へトレーサーを投入し、片方のボーリング孔に到達したトレーサーの濃度変化を取得しました。その結果、図 8-18(a) に示すように、セシウム (Cs) の破過曲線のピーク濃度がウランの破過曲線のピーク濃度よりも小さいことから、稚内層に対して Cs が比較的高い収着性を有することが確認できました。また、収着性トレーサーである Cs と非収着性トレーサーであるウランの破過曲線から分散長を算出した結果、Cs の方

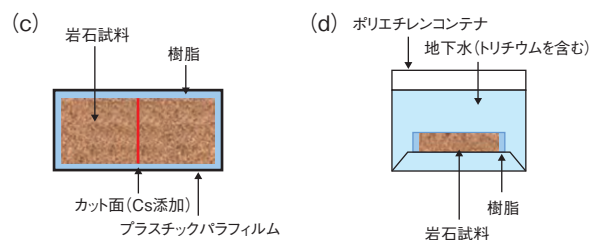
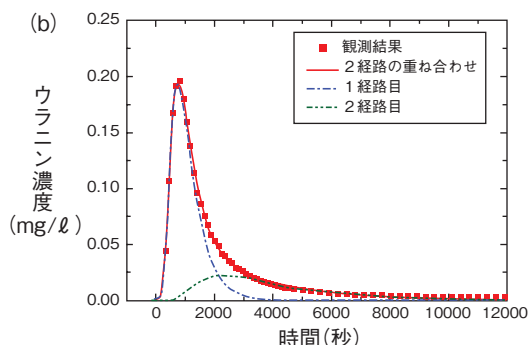


図 8-19 室内拡散試験の概略

(c) 岩石試料を 2 片にカットし、カット面に添加した Cs の岩石への拡散挙動を調べます。(d) トリチウムの岩石試料への上下方向の拡散挙動を調べます。



がウランよりも大きいことが確認できました。この要因として、亀裂表面に収着した Cs のうち、ごくわずかな量の Cs が部分的に脱離していることが推定されます。さらに、亀裂内の物質の移動経路を、1 経路 (図 8-18(a)) 及び 2 経路 (図 8-18(b)) と仮定した場合でフィッティング解析を行った結果、2 経路を仮定した解析結果の方が、トレーサー試験結果の再現性が良いことから、対象とした亀裂内には少なくとも 2 経路以上の移動経路が存在することが推定できました。

室内試験では、粒子表面への収着特性を把握するために、地下坑道で採取した岩石試料を用いた透過拡散試験を実施しました (図 8-19)。その結果、稚内層の珪質泥岩に対する Cs とトリチウムの拡散係数はそれぞれ $2.9 \times 10^{-12} \text{ m}^2/\text{s}$ 及び $3.4 \times 10^{-10} \text{ m}^2/\text{s}$ と算出されました。また、粉末状にした岩石試料を用いた収着試験から、Cs の分配係数は 488 ml/g と算出されました。このように、室内試験からも、稚内層に対して Cs が高い収着性を有することが確認できました。今後、原位置試験と室内試験を組み合わせることで、より信頼性を有した物質移動特性の評価手法の確立に向け、本試験で得られた知見やデータの取りまとめを進める予定です。

●参考文献

Tanaka, S. et al., Dipole Tracer Migration and Diffusion Tests in Fractured Sedimentary Rock at Horonobe URL, Proceedings of 23rd International Conference on Nuclear Engineering (ICONE 23), Chiba, Japan, 2015, ICONE23-1860, 6p., in DVD-ROM.

8-8 地下の断層帯亀裂の透水性を予測する —断層帯の水理地質学的調査技術の開発—

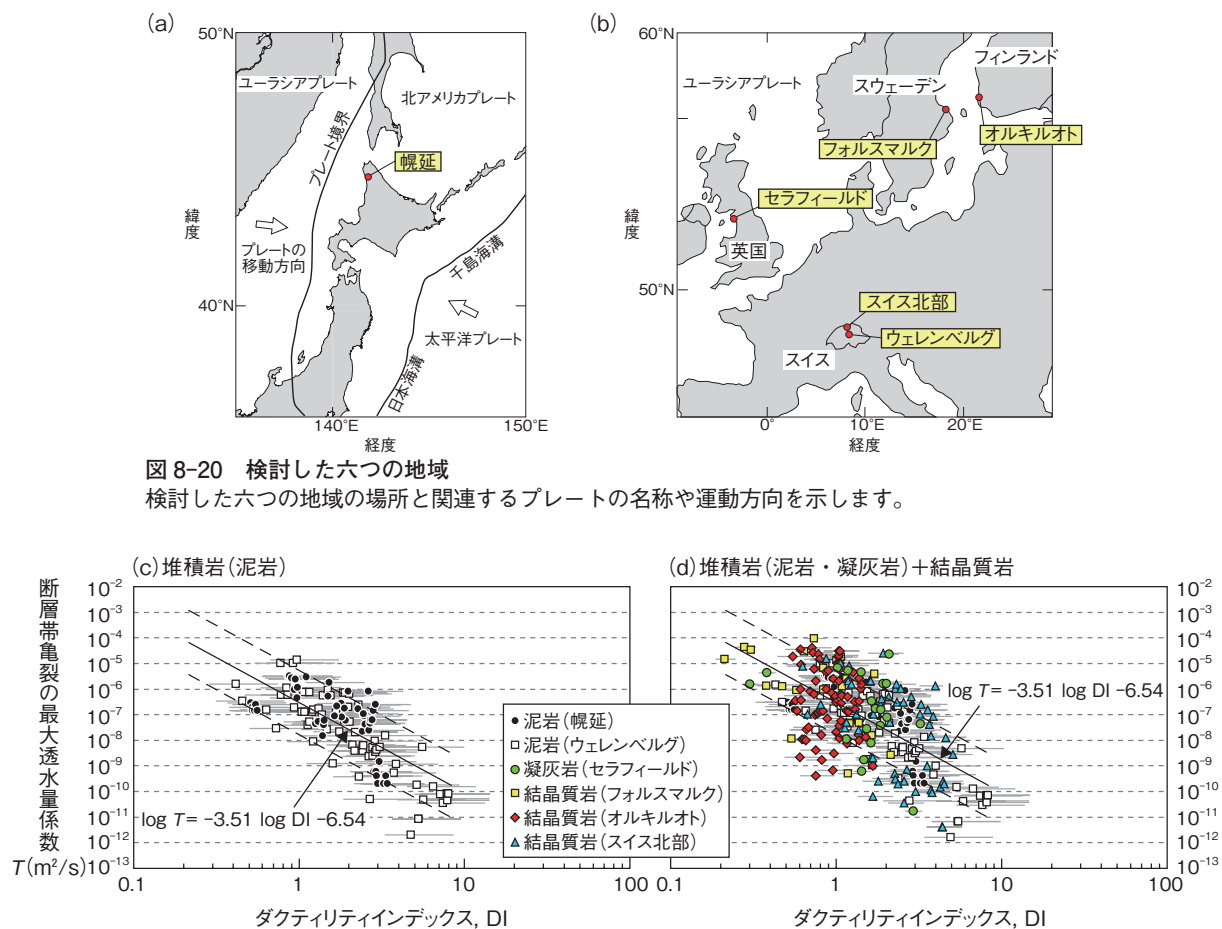


図 8-20 検討した六つの地域
検討した六つの地域の場所と関連するプレートの名称や運動方向を示します。

図 8-21 断層帯亀裂の最大透水量係数とダクティリティインデックス (DI) の関係
実線は累乗近似曲線で、関係式は図中に示すとおりです。破線はその標準誤差を示します ($\log T$ で ± 1.25)。灰色の横実線は誤差範囲です。

岩盤中に存在する断層帯の透水性を限られたデータから時空間的に予測することは高レベル放射性廃棄物の地層処分における重要な課題の一つです。本研究では、その予測手法の構築の一環として、断層帯の透水性に関連して国内外で得られている様々な試験データをコンパイルし、透水性の予測にかかわる新たな関係を見いだしました。

国内外の異なる地質環境にある六つの地域（日本：泥岩）、ウェレンベルグ（スイス：泥岩）、セラフィールド（英国：凝灰岩）、フォルスマルク（スウェーデン：結晶質岩）、オルキルト（フィンランド：結晶質岩）、スイス北部（結晶質岩）（図 8-20）で得られたボーリングデータをコンパイルした結果、地下の断層帯内に存在する亀裂（断層帯亀裂）のうち、最も透水性の高い亀裂の透水性（最大透水量係数）がダクティリティインデックス (DI) に強く規制されることが明らかになりました（図 8-21）。DI とは本研究によって新たに定義した指標であり、岩盤にかかる平均有効応力をその健岩部の引張強度で除した値で定義されます。ここで平均有効応

力とは岩石に実際にかかる平均的な負荷応力、引張強度は岩石の引っ張り破壊に対する強度を意味します。DI は地質図や地質構造発達史などの情報より、一定の精度で時空間的に予測することが可能なパラメータです。

今回得られた結果は、ある岩盤中に存在する断層帯亀裂の最大透水量係数が DI と図 8-21 に示す関係式を用いて時空間的に予測できることを意味します。本研究で検討した断層はいずれも過去に多くの断層運動を経験しています。これはすなわち、断層運動が生じて断層帯亀裂の最大透水量係数が上記の関係性を超えて不可逆的に上昇しないことも意味します。

今回得られた知見は地下における断層の透水性の時空間的な予測を可能にするものであり、地層処分をはじめとする様々な地球科学的・地球工学的課題に対して有益な情報をもたらすと期待できます。幌延深地層研究所では今後、「地殻変動に対する堆積岩の緩衝能力の検証」として、地下施設を利用した原位置試験（断層帯を対象とした擾乱試験）や室内試験を行い、本結果についてさらなる検討を加えていく予定です。

●参考文献

Ishii, E., Predictions of the Highest Potential Transmissivity of Fractures in Fault Zones from Rock Rheology: Preliminary Results, Journal of Geophysical Research: Solid Earth, vol.120, issue 4, 2015, p.2220-2241.

8-9 海拔マイナス 1000 メートルの世界を覗く ー日本列島の地下地質図ー

凡例

地質時代	岩種区分(主な岩石名)
第四紀	堆積岩・火山岩類(砂, 泥, 礫, 火砕岩, 火山岩)
新第三紀	堆積岩類(砂岩, 泥岩, 礫岩, 火砕岩)
	火山岩・堆積岩類(火山岩, 火砕岩, 砂岩, 泥岩, 礫岩)
	堆積岩類(砂岩, 泥岩, 礫岩, チャート, 火砕岩)
	花崗岩類(花崗岩, 石英斑岩, 石英閃緑岩, 片麻岩)
	斑レイ岩類(斑レイ岩, 閃緑岩, 角閃岩, 超塩基性岩)
先新第三紀	流紋岩類(流紋岩, デイサイト, フォノライト)
	玄武岩類(玄武岩, 安山岩, プロピライト)
	石灰岩類(石灰岩)
	結晶片岩類(結晶片岩, 雲母片岩, 蛇紋岩)

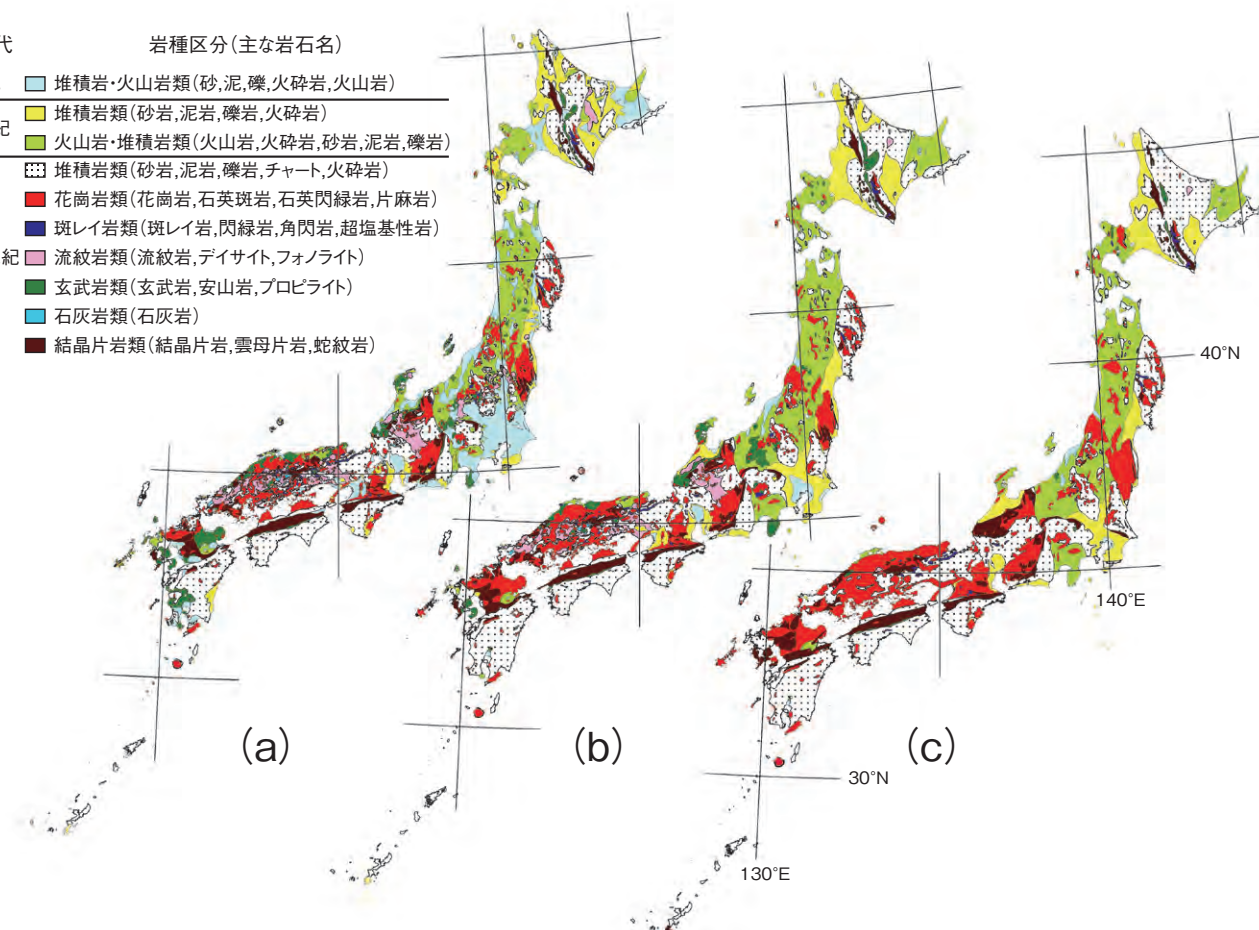


図 8-22 日本列島の地下地質図

日本列島の (a) 海拔 0 m レベル, (b) 海拔 -500 m レベル, (c) 海拔 -1000 m レベルの水平地質断面図です。大深度地下利用を考える上では、重要な情報ですが、全国レベルの水平地質断面図の作成は、日本では前例がありません。

日本列島の地表から地下における岩石の分布や地質構造を全国規模で把握することは、放射性廃棄物の地層処分や二酸化炭素の地中貯留等の大深度地下利用を考える上では必要不可欠と言えるほどに重要な情報です。

日本列島における地下地質の情報は、既存の地質図に添えられている鉛直地質断面図が一般的であり、作成に必要な膨大な量のデータ収集、収集したデータの整理にかかわる困難さから、これまで全国レベルの水平地質断面図（以下、地下地質図）として取りまとめられた例はありません。私たちは、既存の地質図、地質断面図、ボーリング資料などの地下地質情報を用いて、日本列島の海拔 0 m, -500 m, -1000 m レベルの地下地質図を作成しました（図 8-22）。

これらの地下地質図の作成に際して、収集したボーリング資料は 291 本です。そのボーリング孔の分布は地域的な偏りが大きいのが現状です。また作成に際して、花崗岩類の岩体や地質構造線等は鉛直に連続するものと

仮定しています。そのため、これらの地下地質図は個々の地点を対象にした詳細な地質状況の議論ができるほどの精度はありませんが、全国レベルの大深度の地下地質の概略把握に適しています。

ここで示した地下地質図の区分については、地質学の分野で一般的に行われている区分を踏襲したのですが、大深度地下利用等の使用目的によっては区分を変更した表示を行うことも可能です。例えば、地層処分では、「堆積岩」と「結晶質岩」の二つの岩種に区分されることが多いので、凡例の区分をこの二つにまとめて表示することによって、日本列島における「堆積岩」と「結晶質岩」の三次元的な分布やその広がりを視覚的に認識することが可能となります。

今後、近年得られている地下地質情報を活用することによって、これらの地下地質図の精度は向上するものと期待されます。

●参考文献

Yasue, K., Kobori, K. et al., Subsurface Geological Mapping of the Japanese Islands, 地質学雑誌, vol.120, no.12, 2014, p.XIII-XIV.

8-10 地質環境の変遷を考慮してシステムの性能を評価する ー隆起速度と侵食速度の違いに着目した核種移行解析ー

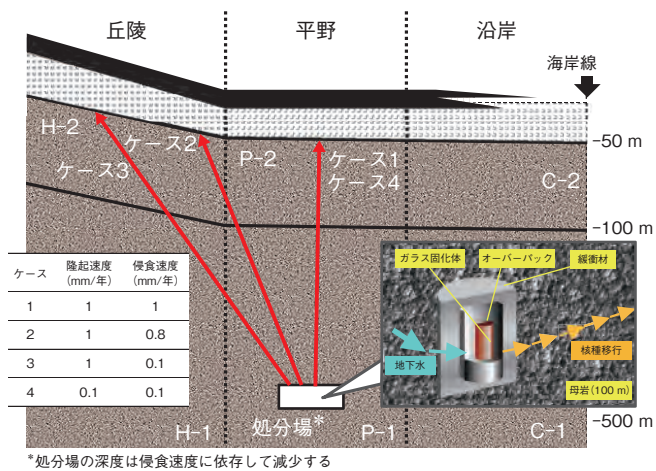


図 8-23 隆起速度と侵食速度の違いに着目した解析ケース

- ・隆起と侵食の速度が同じ場合（ケース 1, 4）では、初期の位置（平野の深部 P-1）に対して、地形は変わらず処分場の位置が平野の浅部（P-2）へ変化します。
- ・隆起が侵食よりも大きい場合（ケース 2, 3）では、初期の位置（平野の深部 P-1）に対して、地表面の隆起で地形が変化し処分場の位置が丘陵の浅部（H-2）へ変化します。
- ・隆起と侵食の速度については、日本全国を対象とした最近 10 万年間の隆起の傾向を踏まえ、保守的な隆起速度である 1 mm/年 を基準として感度解析的に設定しました。

我が国の地質環境の特徴の一つとして、変動帯に位置するため、安定大陸と比べて活発な天然現象（火山・火成活動、地震・断層活動、隆起等）が生じることがあります。これらのうち広域的で緩慢に進行する隆起・侵食については、将来 10 万年を超えるような超長期を対象とする場合、地形や深度の変化が生じ、それらが地下水流動や地下水水質に影響を及ぼす可能性があります。このため、本研究では、隆起・侵食に起因する地質環境条件の変遷を考慮して地層処分システムの性能を評価するための方法論を開発しました。

従来は、隆起速度と侵食速度が等しいと仮定して、隆起した部分が全て侵食されることにより処分場の深度が減少し、処分場が地表付近の酸化帯領域に位置するようになった段階で地下水流動や地下水水質が大きく変化することを想定していました。しかしながら、実際には、褶曲構造や断層の存在等により、場所により隆起速度と侵食速度が異なることも十分に考えられます。そのような現実的な状況を考慮して、地層処分システムの性能へ及ぼす影響を分析できるようにしておくことが必要です。

そこで、本研究ではまず、既往の文献情報に基づき仮

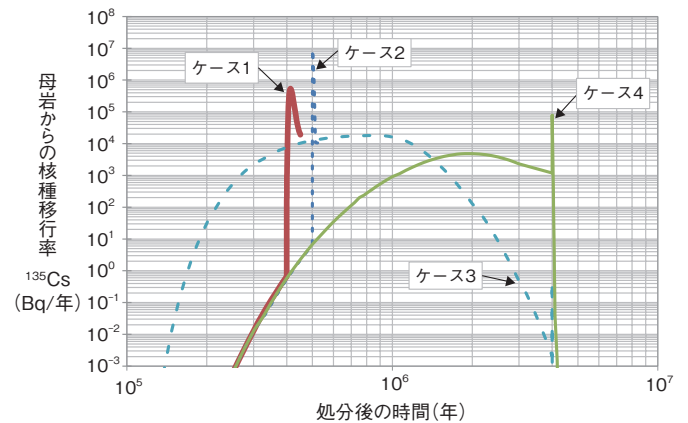


図 8-24 母岩からの核種移行率の時間変化の例（Cs-135）

各ケースでは、最大値並びにその発生時刻が異なりました。これは、隆起速度と侵食速度の違いによって、処分場直上の地形の変化や深度の変化が生じる時期が異なり、それに伴い処分場を取り巻く地質環境条件（特に流速）及び核種移行パラメータが変化する程度や変化の時期が異なるためです。

想的な堆積岩分布域を設定し、地形を丘陵、平野、沿岸に、深度方向を 100 m 以浅と以深にそれぞれ区分（ブロック分け）しました（図 8-23）。その上で、我が国では山地を除けば隆起速度が侵食速度より大きい傾向があることを踏まえ、処分場直上の地形の変化と深度の変化の組合せに着目した四つの解析ケースを設定しました。次に、各ブロックに対して、地質環境条件（浅部で速く深部で遅い流速、丘陵で速く平野で遅い流速等）及び核種移行に関するパラメータ（安全評価の支配核種の一つである Cs-135 の岩盤への分配係数等）を設定しました。このような設定のもとに、各解析ケース（図 8-23 の →）に応じて、地質環境条件と核種移行パラメータを時間変化させた核種移行解析を実施しました。

解析の結果、Cs-135 の例では流速の変化が大きく影響するなど、本研究で着目した隆起速度と侵食速度の違いは、地質環境条件の変化を通じて、地層処分システムの性能に大きな影響を及ぼすことが分かりました（図 8-24）。この方法論の開発により、これまで簡略的な議論に留まっていた隆起・侵食の影響をより現象に即して定量的に評価できるようになりました。

●参考文献

Ebashi, T. et al., "Relative Rates Method" for Evaluating the Effect of Potential Geological Environmental Change due to Uplift/Erosion to Radionuclide Migration of High-Level Radioactive Waste, Materials Research Society Symposium Proceedings, vol.1665, 2014, p.39-45.

8-11 岩に含まれる水分で大きく強度が変わる泥岩

—地下深部から採取した稚内層珪質泥岩の力学特性の評価—

表 8-2 供試体の仕様

供試体の表面に描かれている曲線は、層理面を表します。圧裂引張試験の矢印は、载荷方向を示します。

	層理面に対する载荷方向		寸法
	層理面に対して垂直	層理面に対して平行	
一軸圧縮試験			直径 25 mm 高さ 50 mm
圧裂引張試験			直径 25 mm 厚さ 13 mm

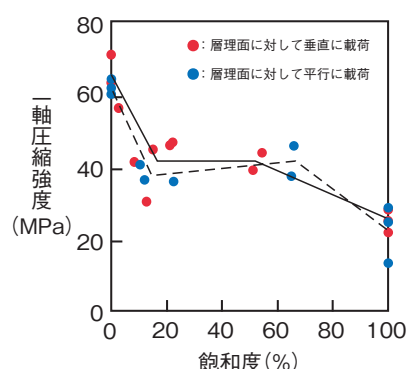


図 8-25 一軸圧縮強度と飽和度の関係

飽和度が高くなると、一軸圧縮強度が下がる傾向にあることを示しました。また、飽和度が 10～60%の間では、一軸圧縮強度は同じ様な値を示しました。

高レベル放射性廃棄物の地層処分技術の研究開発を幌延深地層研究センターで実施しています。この施設から採取した稚内層珪質泥岩（間隙率が 30～50%と高いのが特徴）を用いた力学的試験から、この岩石は含水状態によって体積が変化し、水分が変形・破壊挙動に影響を及ぼす可能性があることが分かってきました。

坑道を掘削すると岩盤の飽和度が変化することから、設計で用いる岩盤の強度特性に対する水分の影響を把握するために、飽和度をパラメータとした一軸圧縮試験と圧裂引張試験を行いました。また、稚内層珪質泥岩には、堆積時及びその後の続成作用で形成された層理面や縞状構造が認められることから、層理面等が岩石の力学特性に与える影響についても評価しました。

試験に用いたのは、地表から深度 300 m 以深で採取した稚内層珪質泥岩です。供試体は、一軸圧縮試験及び圧裂引張試験では、それぞれ载荷方向が、層理面に対して垂直及び平行となる 2 種類としました（表 8-2）。

飽和度の影響については、強度特性を表す一軸圧縮強度（図 8-25）及び圧裂引張強度（表 8-3）は、乾燥状

表 8-3 圧裂引張試験結果

圧裂引張試験の結果を、圧裂引張強度、層理面に対する载荷方向（垂直／平行）での強度比、含水状態（乾燥／飽和）での強度比で整理した結果を示しています。

層理面に対する 载荷方向	含水 状態	圧裂引張強度 (MPa)	強度の比 (垂直／平行)	強度の比 (乾燥／飽和)
垂直	乾燥	8.0	1.5 (乾燥状態)	2.7
	飽和	2.9		
平行	乾燥	5.2	1.4 (飽和状態)	2.5
	飽和	2.1		

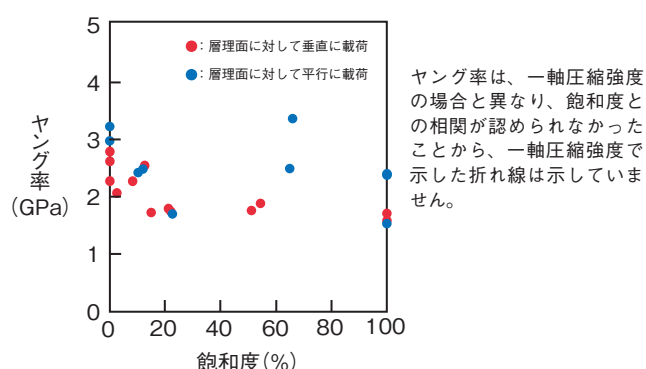


図 8-26 ヤング率と飽和度の関係

ヤング率は、飽和度との相関はほとんど認められませんでした。同じ飽和度での比較では、層理面に対して平行に载荷した場合の方が、層理面に対して垂直に载荷した場合よりも値が大きい傾向であることを示しました。

態で高く、飽和度が高くなるにつれて低下しましたが、剛性を表すヤング率（図 8-26）には飽和度の影響は認められませんでした。層理面の影響については、圧縮場である一軸圧縮強度及びヤング率には影響が明確には認められませんでした（図 8-25、図 8-26）。一方、引張場となる圧裂引張強度（表 8-3）は、層理面に対して垂直に载荷した方が水平に载荷した場合に比べて 1.4 倍（飽和状態）～1.5 倍（乾燥状態）高いという結果が得られました。圧縮強度及びヤング率には岩石基質部の特性が表れ層理面の影響は小さく、圧裂引張強度には層理面の離れやすさが表れたものと考えられます。

今回の試験結果から、稚内層珪質泥岩の強度特性は飽和度に依存し、飽和度が低い方が圧縮強度と引張強度は高いことが分かりました。また、強度特性は層理面に対する方向性があることも分かりました。このことは、間隙率が高く層理面を有する堆積岩の場合、岩盤の飽和度や層理面と坑道の配置との関係を考慮して、坑道の力学的安定性を評価することの重要性を示すものです。

●参考文献

羽柴公博, 杉田裕ほか, 稚内層珪質泥岩の力学特性, 原子力バックエンド研究, vol.21, no.2, 2014, p.75-82.

8-12 緩衝材中の放射性核種の移行を予測する ー圧縮ベントナイト中の統合収着・拡散モデルの開発ー

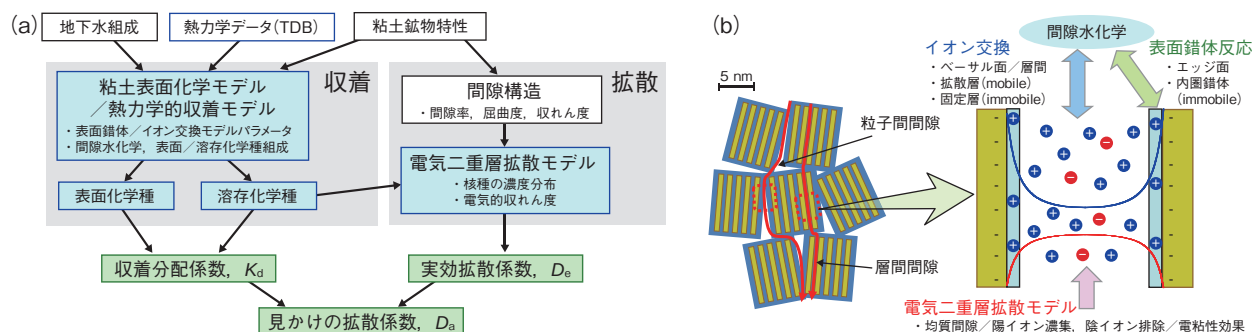


図 8-27 圧縮ベントナイト中の統合収着・拡散モデルの概念図

統合収着・拡散モデルは、(a)間隙水化学、収着、拡散モデルを整合的に取り扱う点、(b)主成分であるモンモリロナイトの収着モデル（イオン交換・表面錯体）と均質間隙中の静電相互作用を考慮した拡散モデルを組み合わせた点が特徴です。

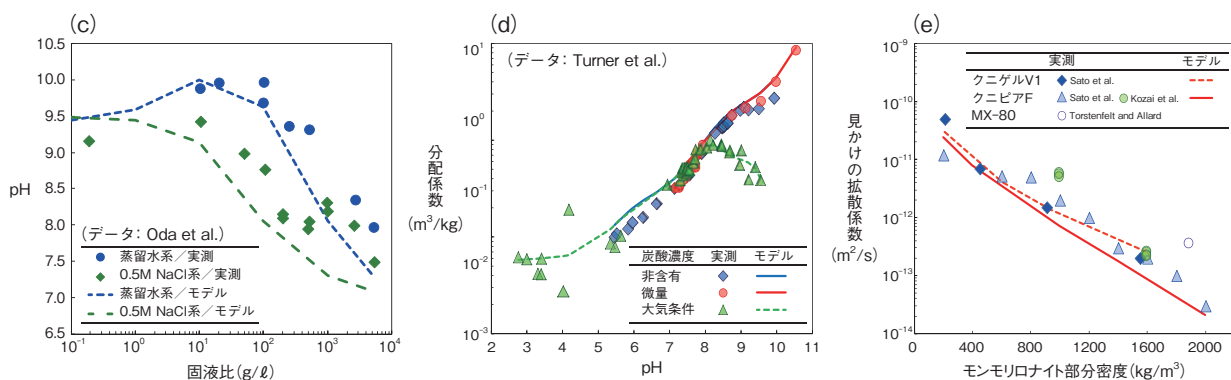


図 8-28 統合収着・拡散モデルの適用性評価の例

統合収着・拡散モデルによって、(c)圧縮ベントナイト中の pH、(d)多様な条件での Np(V)の収着分配係数、(e)Np(V)の見かけの拡散係数のモンモリロナイト部分密度（モンモリロナイト成分のみに着目した場合の密度）に対する依存性を定量的に説明することができました。

放射性廃棄物地層処分において緩衝材として用いられる圧縮ベントナイト中の放射性核種の収着・拡散現象は、その長期安全評価の根幹をなす現象です。この収着・拡散現象は、収着分配係数 (K_d) 及び実効拡散係数 (D_e) として表され、その定量的な理解が信頼性の高い安全評価において不可欠となります。安全評価では、多様な地球化学条件や不確実性を考慮する必要があるため、それらの影響も含めた収着・拡散パラメータの設定が必要です。ここで考慮すべき多様な条件に対するデータを、全て実測することは困難です。このため、ナノスケールの複雑な間隙構造を有する圧縮ベントナイト中の核種移行メカニズムに関する最新の知見を反映しつつ、多様な核種と条件での収着・拡散挙動を予測可能とする統合収着・拡散モデルを開発してきました。

統合収着・拡散モデルは、圧縮ベントナイト中の主成分であるモンモリロナイトの収着・拡散への支配的寄与を仮定し、間隙水化学、収着・拡散を表現するモデル概念とパラメータを整合的に取り扱う点が特徴です(図 8-27(a))。収着モデルは、1 サイトの静電補正を考慮しない表面錯体モデルと 1 サイトのイオン交換モデルを組み合わせた

モデルを選定しました(図 8-27(b))。収着モデルパラメータは、主要核種を対象に、多様な地球化学条件をカバーする収着データセットをもとに導出しました。このモデルによって、圧縮ベントナイト間隙水中の pH (図 8-28(c))、多様な環境条件影響を含む Np(V) の収着データ (図 8-28(d)) を定量的に説明することができました。

拡散モデルの基本概念は、負に帯電した粘土表面における静電的な相互作用による陽イオンの濃集と陰イオンの排除、電粘性の効果を電気二重層モデルによって表現し、平均化されたナノスケールの均質な間隙構造とを組み合わせたモデルです(図 8-27(b))。この拡散モデルを、上記の間隙水化学と核種収着モデルと統合することによって、圧縮系での収着・拡散パラメータを評価する体系を構築し、Np(V) の見かけの拡散係数 (D_a) の密度依存性を良好に説明することができました(図 8-28(e))。さらに、多様な核種への適用性を確認しており、統合収着・拡散モデルが、複雑な化学種を含む多様な核種と環境条件に対する収着・拡散挙動の予測にも適用可能であることを確認しました。

●参考文献

- Tachi, Y. et al., Integrated Sorption and Diffusion Model for Bentonite. Part 1: Clay-Water Interaction and Sorption Modeling in Dispersed Systems, Journal of Nuclear Science and Technology, vol.51, issue 10, 2014, p.1177-1190.
- Tachi, Y. et al., Integrated Sorption and Diffusion Model for Bentonite. Part 2: Porewater Chemistry, Sorption and Diffusion Modeling in Compacted Systems, Journal of Nuclear Science and Technology, vol.51, issue 10, 2014, p.1191-1204.

8-13 マイクロ流路を利用してプルトニウムの速度定数を求める —マイクロ化学チップが拓くプルトニウムの分離・分析化学—

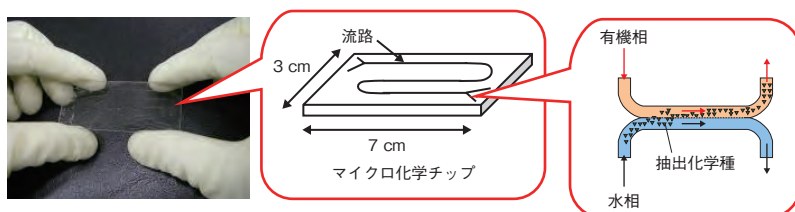


図 8-29 Pu の抽出に使用したガラス製マイクロ化学チップ
マイクロ流路の幅は 100 μm 、深さは 40 μm です。

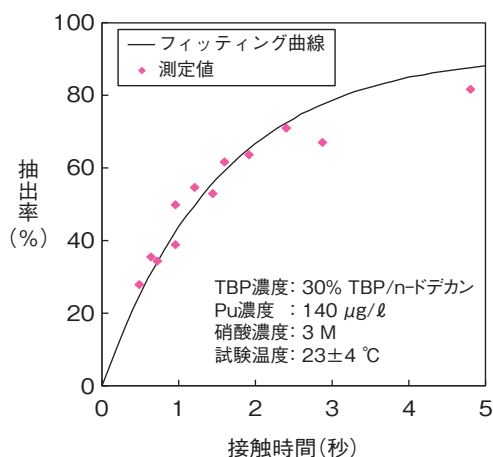


図 8-30 接触時間による Pu の抽出率の変化

Pu の抽出率は、水相と有機相の接触時間が長くなるほど高くなり、本試験では、接触時間が 4.8 秒のときに最も高い抽出率 82% を示しました。

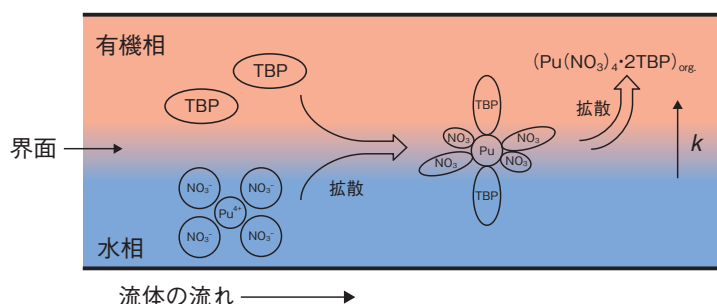


図 8-31 マイクロ化学チップにおける Pu の抽出モデル

水相中の Pu^{4+} が界面まで拡散し、界面で Pu^{4+} が TBP と錯体を形成して抽出され、抽出された錯体が有機相へ拡散するモデルとしました。図中の k は、 Pu^{4+} と TBP の抽出にかかわる反応の速度定数になります。

使用済燃料再処理では、硝酸とリン酸トリブチル (TBP) の抽出系が利用されています。この抽出系におけるプルトニウム (Pu) の速度定数は、水相と有機相の接触時間が短い遠心抽出器のような装置の抽出プロセスを設計するために重要です。速度定数を求めるためによく用いられている単一液滴を利用した方法では、液滴とその周囲の液体における比界面積が小さく、そこでの反応が制限されるといった問題がありました。そこで私たちは、大きな比界面積を安定して得ることができるマイクロ化学チップを利用して、抽出にかかわる Pu の速度定数の評価を試みました。

マイクロ化学チップは、図 8-29 に示すように、数 cm 角のガラス基板に数百 μm 程度の流路を刻んだものです。このような微小な領域では、流体の体積に対して界面積が大きくなり、効率的な抽出ができます。また、流体の流れは、乱れの無い層状態を容易に保持できるため、流量等の条件を調整して水相と有機相を接触させることで、安定した界面を得ることができます。

本研究では、水相は Pu を含む 3 M 硝酸水溶液、有機相は n-ドデカンで 30% に希釈した TBP を使用しました。両相をマイクロ化学チップ内へ流して、流路内で形

成される界面を観察した結果、流量が 5 ~ 20 $\mu\text{l}/\text{分}$ の範囲で、安定な界面が形成されることが分かりました。Pu の抽出率は、この条件で流量及び流路長を調整することで接触時間を変化させ、マイクロ化学チップから回収した試料中の Pu 濃度を測定して求めました。その結果、図 8-30 に示すように、1 秒以下の短い時間間隔における抽出率の変化が観測されました。この結果をもとに速度定数を評価するため、図 8-31 に示す水相及び有機相における Pu の物質拡散と界面における反応からなる抽出モデルを構築しました。Pu の速度定数 k は、実験で得られた抽出率の測定値をモデルから導出した理論式に最小二乗法でフィッティングさせて求めました。

以上の結果から、抽出にかかわる Pu の速度定数を評価でき、その実験方法としてマイクロ化学チップの適用が有効であることが分かりました。ここで得られた結果は、抽出装置のプロセス設計における貴重なデータとして利用されることが期待されます。また、マイクロ化学チップによる抽出は、分析装置のダウンサイジングや廃液を大幅に低減できるため、今後、Pu 等の放射性元素の分離、分析へも応用が期待されます。

●参考文献

Yamamoto, M. et al., Evaluation of Plutonium(IV) Extraction Rate between Nitric Acid and Tri-*n*-butylphosphate Solution using a Glass Chip Microchannel, Journal of Separation Science, vol.38, issue 10, 2015, p.1807-1812.

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、原型炉開発に向けて、国際熱核融合実験炉（ITER）計画及び幅広いアプローチ（BA）活動等の国際協力を推進しつつ、核融合プラズマ研究と核融合フロンティア研究を進めています。

核融合エネルギーの実用化に向けて、国際熱核融合実験炉（ITER）計画、幅広いアプローチ（Broader Approach: BA）活動等の国際協力を積極的に推進しつつ、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9-1～9-3）をあげるとともに、トロイダル磁場コイル用超伝導体の製作に関しては、2014年12月に全量の導体の製作を終了しました。

BA活動

BA活動は、核融合の早期実現を目指し、ITERの支援やITERの次のステップである原型炉の開発のための研究開発を行う日欧の共同事業です。2007年6月にBA協定が発効し、原子力機構は我が国の実施機関に指

定されました。BA活動は、国際核融合エネルギー研究センター（IFERC）事業、国際核融合材料照射施設の工学実証・工学設計（IFMIF/EVEDA）事業、サテライト・トカマク計画（STP）事業の三つのプロジェクトから構成されます。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9-4、9-5は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さらに進めるとともに国際装置間比較実験等を行い、高いプラズマ圧力を実現して核融合炉の経済性を高めるための研究を続けています。トピックス9-6は、プラズマの温度や密度を高精度で計測することを可能にする成果です。

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9-7、9-8は核融合炉の安全性を確保することにつながる成果です。また、トピックス9-9は、核融合燃料を海水から回収することを可能とする成果です。トピックス9-10、9-11は増殖ブランケットの開発に資する成果です。

9-1 三極管ジャイロトロンにおける高速出力変調法の開発 — ITER 電子サイクロトン共鳴加熱・電流駆動システム要求性能を達成 —

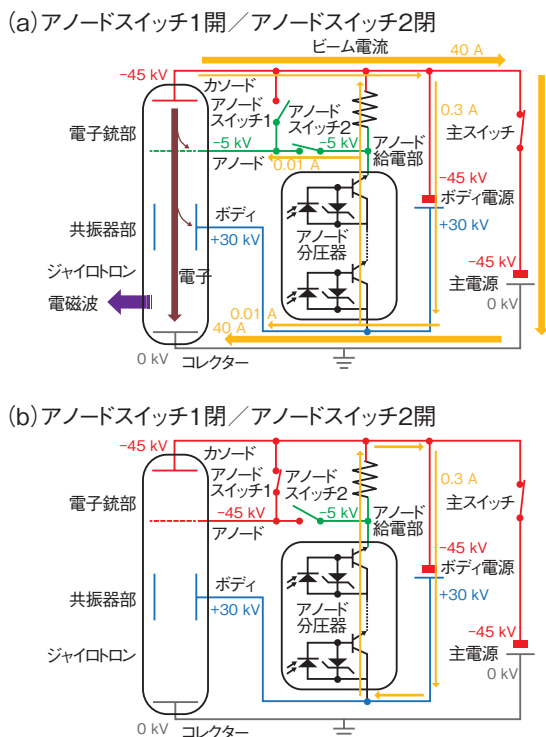


図9-2 ダブル・アノードスイッチによる高速変調運転の (a) 電磁波出力時と (b) 停止時における回路状態
三極管ジャイロトロンの特性により、カソードとアノードが短絡するとビーム電流は停止し、開放されると電磁波が出力されます。

国際熱核融合実験炉(ITER)では、20 MWの170 GHz電磁波により核燃焼プラズマの維持と安定化を行います。原子力機構では、ITER 要求性能である発振出力1 MWと電力効率50%以上を同時に実現する連続運転ジャイロトロンの開発に成功しています。しかし、ITER プラズマでは新古典テアリングモード(NTM)が励起すると磁気島が発生してプラズマ圧力を低下させる問題があります。NTMを効果的に抑制するためにはプラズマ中を回転する磁気島内にのみ同期して電磁波を注入する必要があります。5 kHzの高速出力変調運転が要求されています。これまで高速出力変調は、電源出力を変調する手法が考えられていました。大電流の流れる主電源側で5 kHzもの高速変調を行うのは非常に難しいため、電流の小さなボディ電源側で変調を行い、発振条件をずらすことで出力変調する手法となります。発振条件をずらすということは発振効率が大幅に低下するため、発振に寄与しない大きなエネルギーの電子ビームによりコレクター部の熱負荷が増大するため、5 kHzでは出力変調幅は50%までが限界と考えられていました。

そこで、原子力機構では電源出力の変調が不要な新しいジャイロトロンの高速出力変調法を開発しました。原子

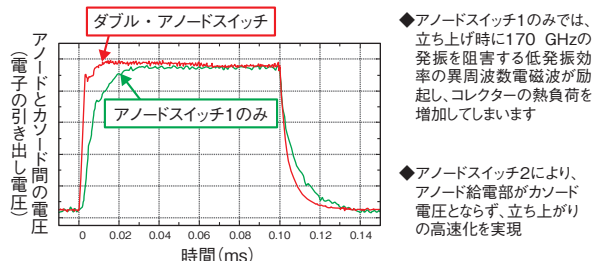


図9-3 ダブル・アノードスイッチの効果
引き出し電圧の立ち上げを高速化することで、不要な周波数の電磁波の励起を最小限に抑えることが可能となりました。

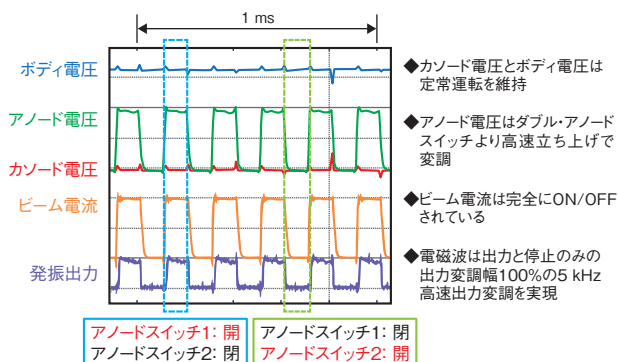


図9-4 出力変調幅100%の5 kHz高速出力変調運転を実現
電源変調法の場合と違い、発振停止時にビーム電流を完全に遮断することができるため、コレクターへの熱負荷がなくなりました。

力機構が開発したジャイロトロンは、電子銃部のカソードとアノード間電圧で電子を引き出し、カソードと共振器部のボディ間電圧で加速し、ボディと接地電位のコレクター間電圧で減速させてエネルギーの一部を回収するエネルギー回収型三極管ジャイロトロンです。三極管ジャイロトロンはカソードとアノードの短絡のみで電子の引き出しが停止する特性を活かして、1 μ sで開閉可能なスイッチを開発し、カソードとアノード間(アノードスイッチ1)とアノードとアノード給電部間(アノードスイッチ2)を導入しました(ダブル・アノードスイッチ)(図9-2)。図9-2(a)ではアノードスイッチ1開／アノードスイッチ2閉となりビーム電流が流れて電磁波を出力、図9-2(b)では開閉が逆となりビーム電流は停止して出力はゼロとなります。アノードスイッチ2により、アノードスイッチ1閉時にアノード給電部までカソード電圧となるのを防ぎ、引き出し電圧の立ち上げの高速化を実現しています(図9-3)。ダブル・アノードスイッチ方式の開発により、電源は定常運転のままでビーム電流をON/OFFし、出力変調幅100%での5 kHz高速出力変調を世界に先駆けて実現しました(図9-4)。これにより、ITER 電子サイクロトン共鳴加熱・電流駆動システムの要求性能を達成しました。

●参考文献

Kajiwar, K. et al., Full High-Power Modulation on a 170 GHz 1 MW ITER Gyrotron with a Triode Magnetron Injection Gun, Nuclear Fusion, vol.53, no.4, 2013, p.043013-1-043013-5.

9-2 ダイバータ製作に向けた最初のステップを達成 ー ITER フルタングステンダイバータの実規模プロトタイプ開発ー

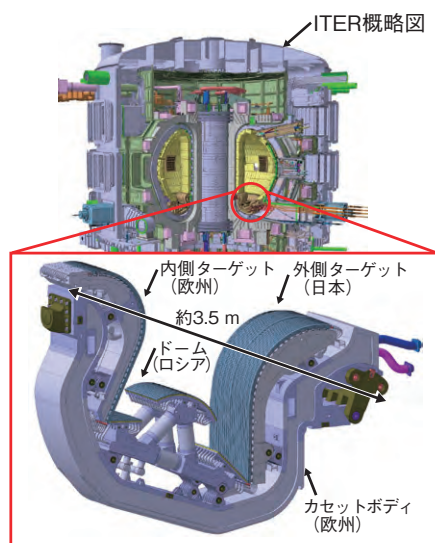


図9-5 ITER ダイバータの構造（カセット構造）
ITER ダイバータは、外側ターゲット、内側ターゲット及びドームをカセットボディと呼ばれる筐体に設置したカセット構造となっており、54個のカセットでダイバータを構成します。

私たちは、ITER 計画にかかわる日本国内機関（JADA）として種々の機器の製作を実施しています。ITER のダイバータ（図9-5）は、プラズマから磁力線に沿って入射する不純物イオンをガス化して排気する役割を持っており、ITER 参加7極のうち、欧州、ロシア、日本の3極が機器製作を担当します。JADA はダイバータを構成する機器のうち、外側ターゲットと呼ばれる高熱負荷機器の製作を分担しています。

ITER ダイバータは、機器の表面を構成するプラズマ対向ユニットと呼ばれる冷却壁に高い熱負荷を受けます。そのため、燃料にトリチウム（T）を使用しない運転期に限り、ITER ダイバータでは、最も高い熱負荷を受ける部分に炭素繊維複合材（CFC 材）を採用していました。その後、ダイバータがTを使用する運転期にも延長利用される計画となり、ITER で定められたTの管理目標値を守るため、全ての表面保護材料を、Tを吸蔵しにくいタングステンとする設計変更が2013年になされました。CFC 材よりも熱の伝わりが劣るタングステンは、銅合金（クロムジルコニウム銅）製の冷却管に冶金的に接合され、高い除熱性能を維持しなくてはなりません。さらに、ITER ダイバータのタングステンタイル表面の輪郭度は、タングステンタイル端部への入熱の集中を抑制し溶融が生じないようにプラズマ対向ユニットに高い設置精度が求められています。これらの材料同士の接合には、ダイバータ製作に参加する3極

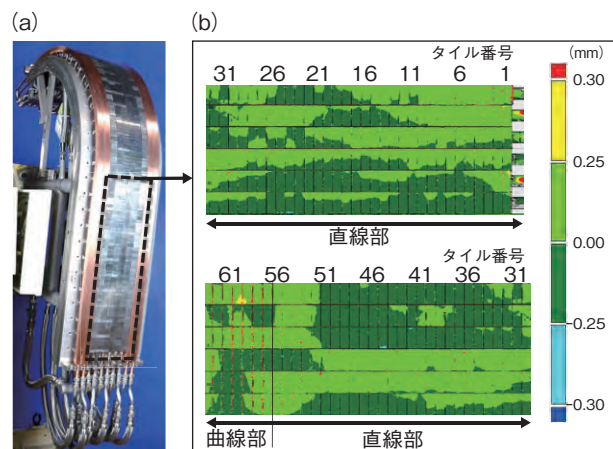


図9-6 フルタングステンプラズマ対向ユニット（実規模プロトタイプ）の外観と表面の三次元測定結果
(a) 高熱負荷試験架台にプラズマ対向ユニット6本を設置した様子です。(b) 組み立て後のタングステンタイルの表面輪郭度の計測結果です。カラーは理論表面と計測値の差を表しており、直線部が ± 0.3 mmの要求精度内にあることが確認できました。

独自の技術が使用され、JADA では主として「ロウ付け」と呼ばれる接合法を採用しています。ITER 計画では、接合法を含む製作手法に関する技術的能力を確認する目的で、参加極には、ITER に実際に使用するダイバータと同等のプロトタイプをまず製作し、加熱試験を実施して、その耐久性を確認することが義務付けられています。JADA では、フルタングステンダイバータ外側ターゲット製作の最初のステップとして、図9-6(a) に示す実規模プロトタイプフルタングステンプラズマ対向ユニット1号機を製作し、実機支持構造体を模擬した高熱負荷試験架台に組み付けました。このプラズマ対向ユニットの製作にあたっては、事前にロウ付け接合部や冷却管溶接部に対して非破壊検査等の技術確証試験を実施しました。図9-6(b) に示すようにタングステンタイルの表面輪郭度の達成状況を光学式三次元測定器で計測しました。ITER ダイバータで最も大きな熱負荷にさらされるターゲット直線部の輪郭度は、全てのプラズマ対向ユニットで ± 0.3 mmという要求精度を満足することを実証しました。この結果は、ITER ダイバータを製作する上で、研究開発上大きなマイルストーンを達成したことを意味します。

2015年6月には世界で初めてとなるフルタングステンプラズマ対向ユニットの実規模プロトタイプに対する加熱試験がロシアの高熱負荷試験装置にて開始され、現在継続中です。

●参考文献

Ezato, K., Suzuki, S. et al., Progress of ITER Full Tungsten Divertor Technology Qualification in Japan, Fusion Engineering and Design, vols.98-99, 2015, p.1281-1284.

9-3 ITER 超伝導導体の撚りピッチの変化 —トロイダル磁場コイル用超伝導撚線の振る舞い—

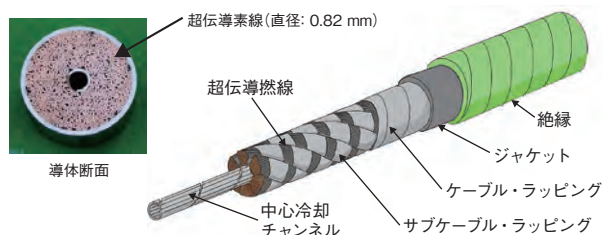


図9-7 ITER-TF コイル用超伝導導体

直径 0.82 mm の超伝導素線約 1000 本を 5 段階に撚り合わせた撚線がステンレス製のジャケットの中に入っています。

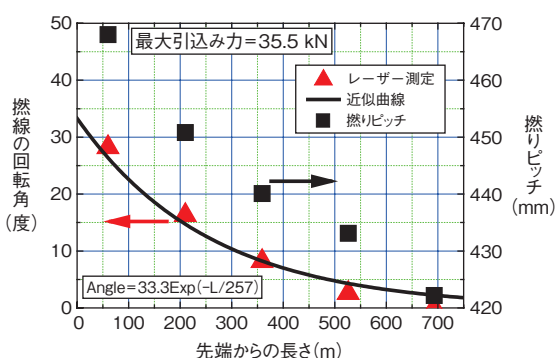


図9-9 製造した代表的導体の長さ方向に対する撚りピッチの分布と撚線引込み時の撚線の回転角度

トロイダル磁場(TF) 導体は、図9-7のように、直径 0.82 mm の超伝導 Nb_3Sn 素線約 1000 本を撚り合わせた超伝導撚線を図9-8のように、突合せ溶接により 760 m の長さ に長尺化された円形ステンレス製保護管(ジャケット)の中 に引き込みます。その後、圧縮成型装置の 4 個のローラにより、所定の外径(43.7 mm)に 1 回で圧縮成型を行い、直径 4 m に巻き取り、コイル製作工場に出荷します。ところが、この方法により製造された導体先端部サンプルの分解検査により、撚線の撚りピッチは撚線製作時の 430 mm に対して、474 mm に伸びていることが確認されました。撚線は 2 社で製作しましたが、両社とも同様に撚りピッチが伸びていたので、撚りピッチが伸びた原因を解明しました。なお、撚りピッチが伸びた導体の超伝導性能を測定した結果、493 mm までは、超伝導性能に支障がないことが分かっていました。

そこで、撚りピッチの分布を調査するために、先端から 760 m の後端まで連続的に約 20 mm の長さごとに測定した導体の外径データを基に、撚りピッチに起因する 0.05 mm 程度の凹凸の周期をフーリエ解析により、製造した導体の長さ方向に対する撚りピッチを求めました。その結果を図9-9の■に示します。引き込みを行った

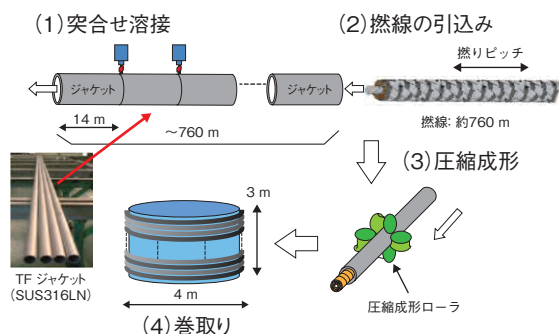


図9-8 超伝導導体の製造方法

突合せ溶接により、円形ステンレス製ジャケットの中に超伝導撚線をウインチにより引き込み、圧縮成形され、直径 4 m に巻き取られ、出荷します。

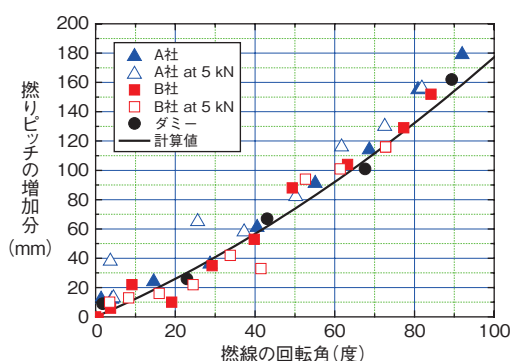


図9-10 撚線（長さ：5 m）の回転と撚りピッチの変化の関係
実機撚線の引張試験により求めた測定値と幾何学モデルによる計算値を示します。

撚線の先端部（ $L=0$ m）から単調に減少していることが分かります。

引込み時の撚線の振る舞いを解明するために、長さ約 5 m の撚線の引張試験を行い、撚線の撚りピッチと回転角を測定しました。その結果、図9-10に示す回転角と撚りピッチの増加の関係が得られました。—線は、撚線を螺旋モデルにし、幾何学的にその関係を計算したもので、測定と良く一致します。この関係を用いて、図9-9の撚りピッチからそれぞれの位置の回転角は、▲のように求めました。回転角を先端から後端まで積分して、引込み中の回転角を求めた結果、先端部の回転数は 50 ターンでした。

また、回転センサーを用いて、引込み時の撚線先端部の回転数を測定しました。撚線の先端の回転数は、51 ターンです。これは、計算で求めた値と良く一致します。

引張試験と回転測定により、撚りピッチの増加は、引込み中に引っ張られて、撚線は撚りが戻る方向に回転した結果であることが定量的に説明できます。この方法で導体を製作する場合、これは回避できないと考えられるので、導体端部の接続部の設計などにおいて考慮する必要があります。

●参考文献

Takahashi, Y. et al., Cable Twist Pitch Variation in Nb_3Sn Conductors for ITER Toroidal Field Coils in Japan, IEEE Transactions on Applied Superconductivity, vol.23, issue 3, 2013, p.4801504-1-4801504-4.

9-4 世界最大の大電流負イオンビーム生成に成功 ービームの一様性を改善して JT-60SA 要求値以上の電流生成(32A)を達成ー

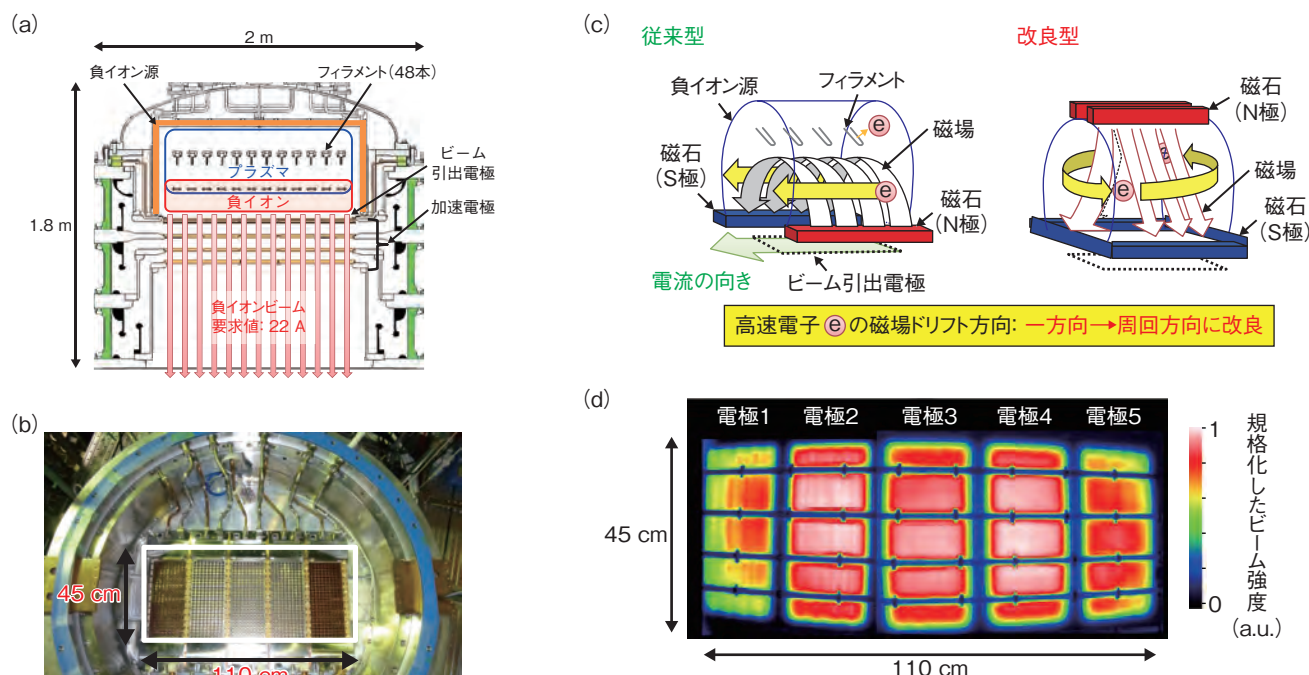


図9-11 JT-60 負イオン源の断面図と引出電極
(a) 直径 2 m, 高さ 1.8 m の世界最大級の大きさを誇ります。
(b) 世界最大の引出面積から 22 A の大電流ビームを引き出します。

図9-12 JT-60 負イオン源の改良前後の磁場構造と改良後のビーム強度分布
(c) 従来の磁場構造から、高速電子の偏りを抑制する新たな磁場構造を開発しました。(d) 磁場構造を改良することで、引出領域から一様な 32 A のビームを引き出しました。

JT-60SA や ITER では、核融合プラズマの加熱や電流駆動を目的として、高出力・大電流の中性粒子ビームを入射することが必要です。原子力機構では世界に先駆けて大型の負イオン源（実機 JT-60 負イオン源）を開発してきました（図 9-11(a)）。この負イオン源の特徴は、ビームの引出面積が $45 \times 110 \text{ cm}^2$ と非常に大きく、計 1100 孔のビーム孔を有している点です（図 9-11(b)）。JT-60SA 計画では、この負イオン源を用いて 22 A の負イオンビーム生成が求められています。しかし、これまでの負イオンビームは空間的な一様性が悪く、1 孔から生成させる負イオンビーム強度に偏りがありました。そのため、大きな発散成分を持つビームが多く生成されて加速電極へ衝突することで、ビームの電流値が減少してしまい、大電流負イオンビーム生成が実現できていませんでした。

そこで、負イオンビームの一様性が悪くなる原因を解明するために、実機 JT-60 負イオン源を用いた試験を実施してきました。その結果、負イオンビームは負イオンビームの素と考えられているプラズマと同方向へ偏っていることを突き止めました。このプラズマはフィラメントから放出される高速電子によって生成し、高速電子

は負イオン源の磁場構造の影響を強く受けてドリフトします（磁場ドリフト）。さらに、この高速電子の軌道を計算にて追跡した結果、磁場ドリフトする方向が、改良前の従来型の磁場構造では常に一方向であることが判明しました。つまり、負イオンビームの一方向に偏る原因は、負イオン源の磁場構造によって生じる磁場ドリフトによる高速電子の一方向への偏りと直結していることを見いだししました。そこで、高速電子の偏りを抑制してプラズマをより一様に生成するために、負イオン源に装てんした永久磁石の組合せを工夫した新たな磁場構造を開発しました（図 9-12(c)）。

この新しい磁場構造で高速電子の偏りを抑制して、一様なプラズマを生成することができました。さらに、負イオンビームの空間分布の一様性を、全体の引出面積に対して 68% から 83% に大幅に改善しました（図 9-12(d)）。この一様な領域から 32 A という世界最大の大電流負イオンビーム生成に成功しています（従来型では最大 17 A）。この電流値は、JT-60SA での要求値（22 A）を大きく超えるものであり、JT-60SA 計画の進展に貢献することができました。

●参考文献

Yoshida, M. et al., Improvement of Uniformity of the Negative Ion Beams by Tent-Shaped Magnetic Field in the JT-60 Negative Ion Source, Review of Scientific Instruments, vol.85, issue 2, 2014, p.02B314-1-02B314-4.

9-5 超伝導マグネット用サーマルシールドの製作 ー現地組立てに対応したサーマルシールドの製作法を確立ー

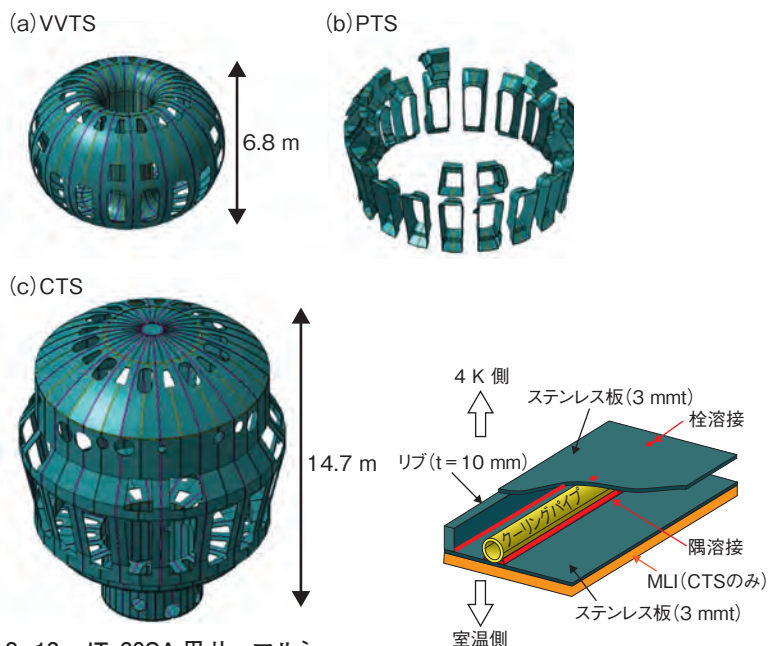


図9-13 JT-60SA用サーマルシールド (TS)
TSは真空容器の周りを覆う VVTS, ポートの周りを覆う PTS, クライオスタット側の CTS から構成されます。

図9-14 TSの詳細
TSは2枚の3 mm厚みのステンレス鋼板とその間の冷却配管から構成されます。



図9-15 VVTSの仮組み
実機製作した10度のVVTSを40度まで仮組みをして、製作寸法が寸法公差以内であることを確認しました。

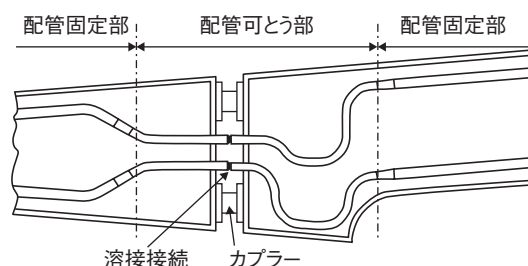


図9-16 真空容器TS配管の可とう性
冷却配管を溶接で接続するために、配管に可とう性を持たせて、位置合わせを可能にしました。

JT-60SA プラズマ実験装置の開発のために、超伝導マグネットの製作を進めています。マグネットはD型のトロイダル磁場(TF)コイル、円形中心ソレノイド(CS)及び平衡磁場(EF)コイルから構成されます。それら超伝導マグネットを極低温(4 K)に維持するには、クライオスタットで真空断熱して熱伝導を低減し、かつ80 Kのヘリウムで冷却したサーマルシールド(TS)で放射熱を低減する必要があります。

TSは、図9-13に示すように真空容器の周りを覆う VVTS, ポートの周りを覆う PTS, クライオスタット側の CTS から構成されます。TS パネルの構造は、図9-14に示すようなステンレス板を2枚重ねた間に冷却配管を配置した単純真空断熱構造です。配管とステンレス板は、室温側は3 mm程度の隅肉溶接をして熱を伝達しています。ステンレス板は放射率0.15になるように鏡面研磨しています。VVTSは渦電流を抑制するために周方向に18分割されています。そのため、配管はCTSの下部から入り、CTSの上からVVTSに入る経路で、各TSパネルを通る経路になっており、TSパネル間の配管を溶接で接続する必要があります。

VVTSは複雑形状でありながら狭隘な空間に設置することが求められるという課題がありました。試作を何

度も行いながら、高さ6.8 mに対して寸法精度 ± 5 mmの精度で製作するにはTSパネルを溶接で組み立てた後に、機械的に形状を修正する方法を確立しました。さらに、パネル間を機械的に連結するカプラーの形状を調整して、TSパネルの相対位置を調整して寸法精度を満足しました(図9-15)。

TSを現地で組立てを行うには、TSパネルを設置して、カプラーで位置調整を行います。CTS間の配管の接続は空間的に余裕があるため容易に接続が可能です。しかし、VVTSはトカマク装置上の狭隘な場所で、TSパネル間の配管を溶接で接続しなければなりません。しかも、カプラーでTSパネル間の位置を調整してしまうと、冷却配管の位置が合わなくなります。そのため、配管の位置を合わせるためには、配管が指定位置に対して ± 2 mmの範囲内で動く必要があり、図9-16に示すような配管に可とう性を持たせる設計を採用して解決しました。

本研究では、TSパネルの形状を修正する方法、カプラーで位置を調整する方法、可とう性を加えた配管の位置合わせを可能にする工夫を行い、TSの製作方法と組立て方法を確立できました。

●参考文献

Yoshida, K. et al., Mass Production of Superconducting Magnet Components for JT-60SA, IEEE Transactions on Applied Superconductivity, vol.24, no.3, 2014, p.4200806-1-4200806-6.

9-6 プラズマ計測でのノイズ効果軽減の新しい手法 ー往復するレーザー光による信号を分離ー

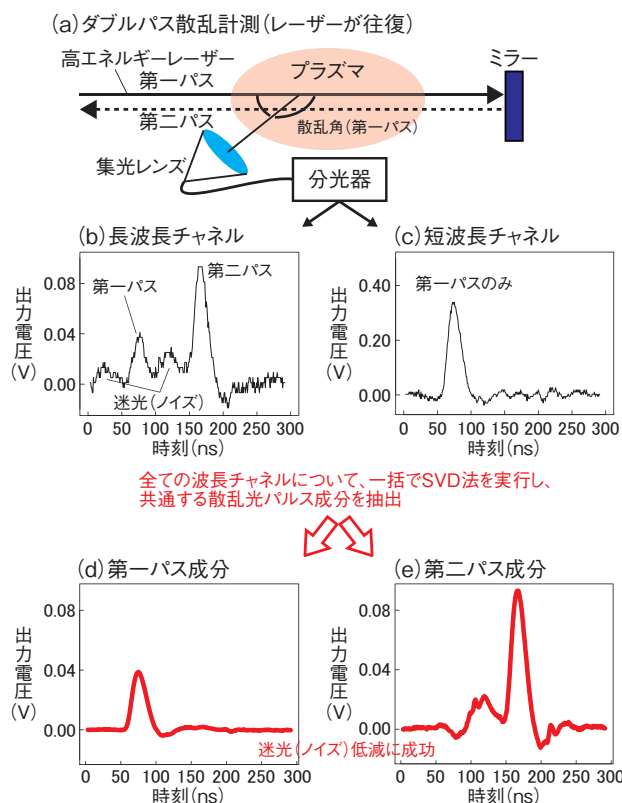


図9-17 ダブルパス散乱計測と出力信号

(a) プラズマ中に高エネルギーレーザーを往復させ、トムソン散乱光を2回計測します。LHD装置における分光器出力信号の例として長波長チャンネルを(b)、短波長チャンネルを(c)に示しています。SVD法によりノイズ除去された(d)第一パス、(e)第二パスの信号強度成分です。

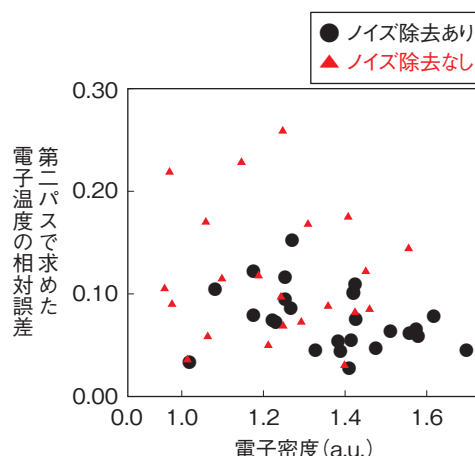


図9-18 LHD実験での第二パスで求めた電子温度の相対誤差(電子温度誤差/求めた電子温度)の比較

●はSVD法を用いてノイズ除去したケース、▲はノイズ除去を行わなかったケースです。

高エネルギーレーザーをプラズマ中に入射させると、レーザーの光路上のプラズマによりトムソン散乱光が発生します。その散乱光のスペクトルを分光器で計測することで、プラズマ中の電子温度や電子密度を推定できます。近年では、レーザーがプラズマを1回通過した後に、ミラーを設置し、レーザーを再度プラズマに入射させ、合計2回の散乱光を得るダブルパス散乱計測法が複数の核融合装置で開発されています(図9-17(a))。散乱角(レーザー進行方向と集光光学系の視線とのなす角)は、第一パスと第二パスで異なるために、2種類のスペクトルが得られることを利用し、システムの感度較正法の開発や磁場の水平方向と垂直方向の電子温度の違いの評価等に利用されています。

しかし、レーザーが装置本体の真空窓を複数回通過することから、乱反射による迷光が格段に発生しやすく、計測している散乱光と重なり、誤って信号強度が評価される難点があります。また、迷光の周波数成分は、散乱光パルスに類似しており、周波数フィルターによるパルス波形整形は効果ありません。そこで、周波数成分の分解を利用しない行列分解手法である特異値分解法(SVD法)

のノイズ除去をトムソン散乱計測に応用すれば、純粋な散乱光波形が抽出できると考えました。

私たちは、核融合科学研究所との共同研究のもと、大型ヘリカル(LHD)装置にてダブルパス散乱計測法を利用した実験データを利用し、上記の効果について評価しました。分光器の代表的な二つの波長チャンネルの出力波形を図9-17(b)、(c)に示します。特に、図9-17(b)の長波長チャンネルに強い迷光と思われる成分が現れています。今回は、全ての波長チャンネルからの信号を一括し、SVD法を実行することで、共通する散乱光パルス波形を抽出しやすくなりました。結果として、図9-17(d)、(e)のような、ノイズが低減された第一パス、第二パスの散乱光パルスの共通成分を抽出することができました。このSVD法を用いて電子温度を推定した場合の誤差(最小二乗法により推定した検出器のショットノイズ由来の誤差)とノイズ除去を行わなかった場合の電子温度の誤差を比較した結果を図9-18に示します。SVD法を利用した場合、電子温度がより小さい誤差で計測できる傾向を示しています。本手法はJT-60SA装置のトムソン散乱計測においてもノイズ低減のために利用する予定です。

●参考文献

Tojo, H. et al., Signal Evaluations using Singular Value Decomposition for Thomson Scattering Diagnostics, Review of Scientific Instruments, vol.85, issue 11, 2014, p.11D865-1-11D865-3.

9-7 核融合原型炉の冷却材喪失事象の研究 — 原型炉概念設計のための安全設計指針の確立に向けた取り組み —

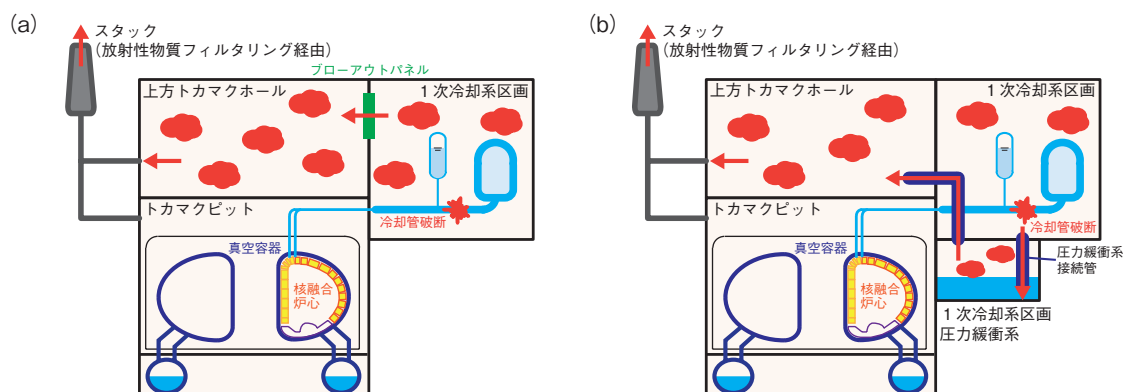


図9-19 真空容器外冷却水喪失時における放射性物質閉じ込め最終障壁の健全性確保の考え方

最終障壁の健全性確保のために、(a)非常用換気空調系を用いる方法と(b)非常用換気空調系と冷却系区画圧力緩衝系を用いる方法を比較検討しました。圧力緩衝系の中に入っている水と混合することにより、蒸気の凝縮による減圧が期待できます。←は圧力逃がしのルートを示しています。

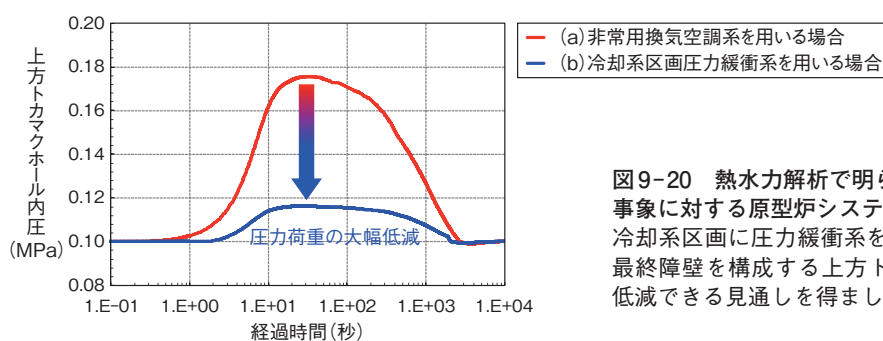


図9-20 熱水力学解析で明らかになった真空容器外冷却水喪失事象に対する原型炉システムの過渡応答

冷却系区画に圧力緩衝系を設けることで、放射性物質閉じ込め最終障壁を構成する上方トカマクホールの圧力荷重を大幅に低減できる見通しを得ました。

核融合炉は燃料であるトリチウムや核融合中性子による放射化生成物などの放射性物質を内包します。通常運転時のみならず、万が一事故が起こった場合でも、事故の進展を防止し、放射性物質の閉じ込め機能を確保しなければなりません。現在原子力機構では、核融合原型炉の概念設計のための安全設計指針の確立に向け、原型炉の安全性研究を行っています。様々な事故事象を想定し、その事象に対する原型炉システムの応答を解析することで安全上の特徴を分析し、さらに種々の事故進展防止・影響緩和システムの有効性を調べています。

核融合原型炉の安全性にとって重要な想定事故事象の一つに、真空容器外冷却水喪失事象があります。冷却水は核融合炉内機器の冷却と発電のために用いられるものですが、高圧 (15.5 MPa) かつ高温 (290 ~ 325 °C) という加圧水型軽水炉 (PWR) と同等の条件で運転するので、万が一冷却管が破断すると、周囲の建屋 (事故時の放射性物質閉じ込めの最終障壁) に大きな圧力荷重をかけ、ひいては破損を引き起こす恐れがあります。ここでの重要な視点は、核融合原型炉にも PWR 格納容器のような耐圧性区画が必要かどうかという点です。

そこで真空容器外冷却水喪失事象に対する原型炉シス

テムの熱水力過渡応答を解析し、事象進展シナリオ、建屋への荷重、圧力荷重を緩和する方策の有効性を調べました。ここでは保守的に極めて起こりにくい冷却管ギロチン破断を想定しました。圧力荷重を緩和する方策として、図 9-19(a) 非常用換気空調系を用いる方法と図 9-19(b) 非常用換気空調系だけでなく冷却系区画圧力緩衝系を用いる方法を検討しました。熱水力過渡応答解析の結果 (図 9-20) から、冷却系区画圧力緩衝系を用いると、上方トカマクホール (最終障壁を構成する区画の一つで、炉内機器の保守交換のための大容積スペース) の圧力荷重が大幅に低減できることが分かりました。このとき、冷却系区画 (耐圧性区画) の容積は PWR の格納容器の 3 分の 1 程度です。

このように、核融合原型炉でも耐圧性区画は必要ですが、比較的小さな耐圧性区画でも、原型炉の本来機能のための区画 (上方トカマクホール) の有効活用と適切な区画分けを組み合わせることで、放射性物質閉じ込めの最終障壁の健全性を担保できる見通しを得ました。この知見は原型炉の安全設計指針、とりわけ最終障壁における放射性物質閉じ込めの考え方を確立する上で重要なものです。

●参考文献

Nakamura, M. et al., Study of Safety Features and Accident Scenarios in a Fusion DEMO Reactor, Fusion Engineering and Design, vol.89, issues 9-10, 2014, p.2028-2032.

9-8 炉心プラズマの動的制御に向けて ー炉心プラズマの非局所応答のシミュレーション研究ー

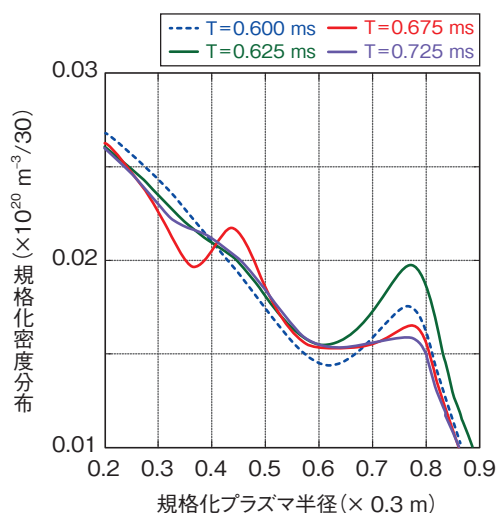


図 9-21 密度分布の時間発展

横軸は規格化プラズマ半径、縦軸は規格化密度分布を示します。密度源はプラズマ半径 0.8 ($\times 0.3$ m) に印加、ある時刻に源を切りその後の密度分布の発展を追跡しました。T = 0.675 ms (— 線) のプラズマ半径 0.4 ($\times 0.3$ m) 付近に非局所応答が出現しました。

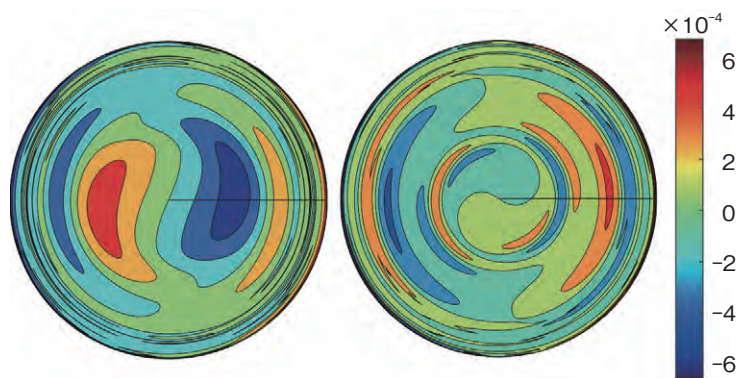


図 9-22 ポロイダル断面における密度揺動の等高線図

ポロイダル断面(トーラスの垂直断面)における密度源を切った時刻の密度揺動(左図)、非局所応答が現れた時刻の密度揺動(右図)の等高線図を示します。非局所応答が出現したとき、螺旋状の構造がプラズマの中心部と周辺部を接続しています(右図)。

トカマク方式の核融合炉では、核燃焼状態を定常維持することが必要です。閉じ込め劣化や破壊的な崩壊現象を回避するため実時間でプラズマの状態を診断し、外部からプラズマの分布制御を行う必要があります。電流駆動による電流分布制御、ペレットによる分布制御等、様々な手法が提案されています。制御で重要となるのはプラズマの応答です。プラズマの分布発展は輸送コードにより解析しますが、衝突過程より速い時間で起こる過程は瞬時に定常状態に達すると仮定しています。動的制御を行うためには、この仮定を緩和する必要があります。

トカマク実験においてプラズマ周辺にペレットを入射したとき、プラズマ周辺部が急速に冷却されるのとほぼ同時にプラズマ中心部の電子温度が上昇する現象が報告されています。衝突時間より速い時間で起こる過程であること、周辺部と中心部の電子温度が直接相互作用しているように見えることが特徴として挙げられます。このような非局所応答を記述するために積分核によりフラックスを定式化する輸送モデルがあります。このモデルは速い時間スケールの輸送過程は説明できますが、周辺部と中心部のプラズマが直接相互作用するということは説明できません。

本研究では簡約化電磁流体モデルにペレット入射を模擬するモデルを実装しプラズマの過渡応答を調べました。密度源をプラズマの周辺に印加、しばらくして源を切った後の密度の発展を図 9-21 に示します。----線で示されている分布が源を切った瞬間に対応します。プラズマ周辺の密度はその後しばらく上昇した後、急激に減少し、源から離れた位置で分布が大きく変化しているのが分かります。このモデルは電磁流体不安定性を特徴づける時間で規格化しており衝突時間に比べ速い時間の過程であることが分かります。プラズマ内部の応答を調べるため、密度揺動の二次元等高線を図 9-22 に示します。非局所応答は螺旋状の構造により起こっていることが分かります。螺旋状構造が形成されれば、周辺と中心を直接接続することが可能となり、非局所応答を作り出すことが可能となります。これまで説明困難だった非局所応答を二次元の輸送過程として捉えることでその物理機構の理解が深まりました。

以上の知見は、非局所輸送モデルの構築に資するとともに ITER や原型炉における動的制御のための物理的基盤構築に貢献する成果といえます。

●参考文献

Yagi, M. et al., Simulation Study of Nonlocal Transport from Edge to Core in Tokamak Plasmas, Contributions to Plasma Physics, vol.54, issues 4-6, 2014, p.363-367.

9-9 核融合燃料の安定供給を実現するリチウム回収技術 ー海水中のリチウムを回収する世界初の元素分離技術を確立ー

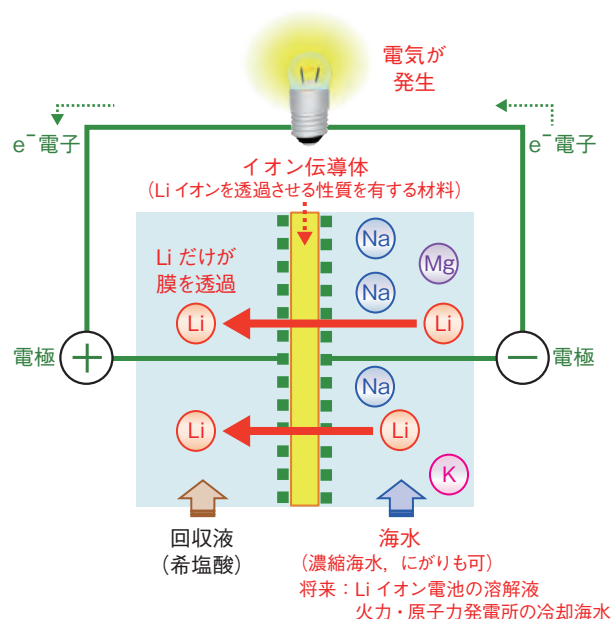


図9-23 海水中のLiを回収する革新的な元素分離技術
イオン伝導体は、Liのみを選択的に通すという性質を持っています。Liの濃度差を利用した濃淡電池の構造とすることで、海水から回収液へLiが自然に移動すると同時に、電気も発生します。

核融合炉燃料のトリチウムは、自然界にほとんど存在しないため、リチウム (Li) を含む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。よって、発電実証が計画されている2030年代以降は、大量のLiが必要です。また、電気自動車や一部のハイブリッド自動車では、駆動用バッテリーとして、軽量で大容量のLiイオン電池を採用しており、低炭素社会の実現を目指す我が国を含む先進国での市場急拡大が見込まれています。

我が国では、この需要が高まっているLiを南米諸国からの100%輸入に頼っています。しかし、海外では、膨大な敷地で1年以上かけて塩湖の水を自然蒸発させ、Liを回収しているため、今後のLi需要の急増に対応できず、資源不足に陥る懸念が報告されています。

そこで、Liは海水中にほぼ無尽蔵に含まれていることに着目し、海水からのLi回収技術の開発に着手しました。我が国は四方を海で囲まれていることから、Li資源大国ともいえ、実現すれば、我が国の新たな産業の創成にも貢献できます。

本研究では、海水とLiを含まない回収液間には、イオン伝導体をLi分離膜として隔離するだけでなく、その間

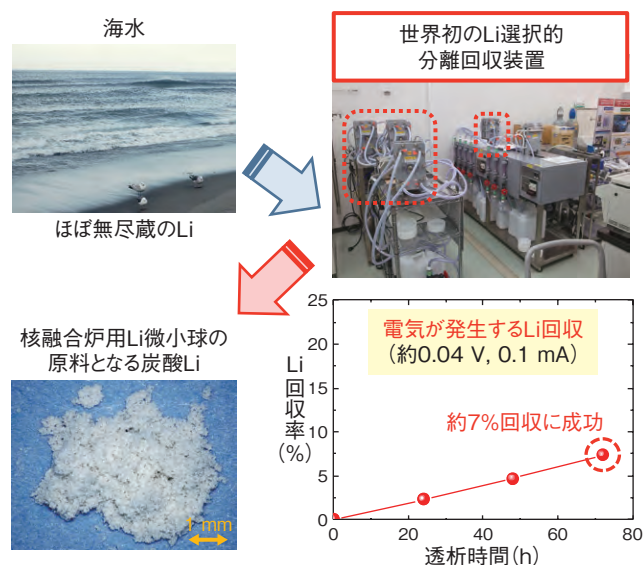


図9-24 核融合炉用Li原料精製までのプロセスを確立
世界初のLi分離回収装置により、海水に含まれるLiのみを選択的に分離回収することに成功しました。この回収液に炭酸ナトリウム水溶液を混合することで、炭酸Li粉末を容易に生成できます。

にLi濃度差を生じさせることにより、海水中のLiが自然に回収液へ選択的に移動する分離原理を発案しました。さらに、Liの移動と同時に発生する電子を電極で捕獲することで、電気を発生しながらLiを回収できる全く新しい技術を世界で初めて確立しました (図9-23)。

実際の海水を用い、3日間(72時間)のLi回収試験を行ったところ、海水に含まれるLiを最大で約7%回収することに成功しました。さらに、Li回収液に安価な炭酸ナトリウム水溶液を混合することで、核融合炉燃料トリチウムを製造するためのLi微小球の原料である炭酸Liを生成する、一連のLi回収プロセスを構築しました (図9-24)。

本技術は、現在行われている塩湖からのLi回収技術と比べ、省スペース、短時間、さらに、電気を新たに生むゼロ・エミッション化が見通せる革新的な技術です。また、使用済Liイオン電池からのLiリサイクル、火力・原子力発電所の冷却水として大量に取水した海水からのLi回収などにも適用可能です。今後、我が国におけるLi循環型社会の実現を目指し、実用化研究を進めます。

●参考文献

Hoshino, T., Innovative Lithium Recovery Technique from Seawater by using World-First Dialysis with a Lithium Ionic Superconductor, Desalination, vol.359, 2015, p.59-63.

9-10 高温プラズマ対向耐熱被覆を強化する ープラズマ溶射タングステンの摩擦攪拌処理による強化ー

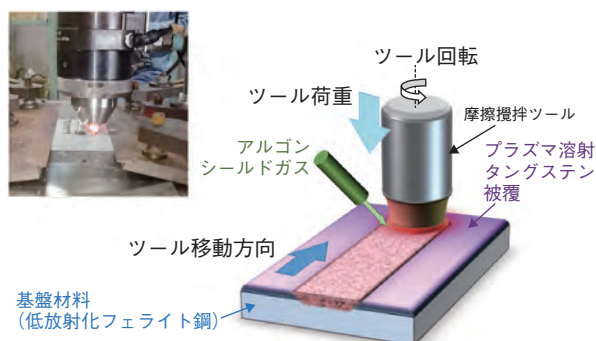


図9-25 摩擦攪拌処理の概要図

アルミの接合等で使われている摩擦攪拌接合技術の転用で、突起のない摩擦攪拌ツールに荷重をかけてタングステン被覆に押し付けながらツールを回転・移動させることで被覆の温度を上げつつ、組織を攪拌し、皮膜を強化します。

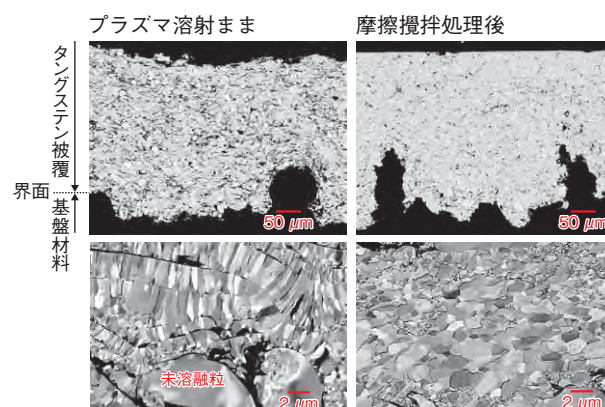


図9-26 摩擦攪拌処理前後のプラズマ溶射タングステン皮膜組織

摩擦攪拌処理により、プラズマ溶射ままのタングステン被覆で観察された空隙は細かく圧縮され、結晶粒も等方的になりました。

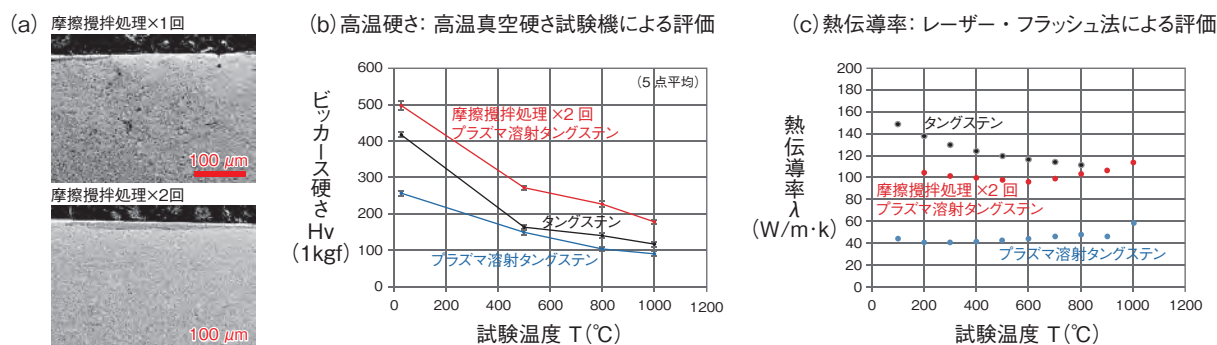


図9-27 重畳摩擦攪拌処理による緻密化組織とその機械特性（硬さ）、物理特性（熱伝導率）の温度依存性

(a) 同じ箇所に2回の摩擦攪拌処理を施すことで、タングステン皮膜組織をさらに稠密かつ均質に強化できます。この重畳摩擦攪拌処理を施したタングステン皮膜について、(b) 高温硬さ測定及び (c) 熱伝導率測定を実施し、高温までバルクタングステンより硬く、熱伝導率もバルクタングステン並みであることを明らかにしました。

核融合炉ではプラズマの周りを取り囲むように配置されたブランケットという機器で、核融合エネルギーを受け止めます。このブランケットのプラズマ側表面（プラズマ対向面）は、高温のプラズマからの熱輻射と燃焼灰であるヘリウムによるスパッタ、核融合エネルギーである高エネルギー中性子の照射を受ける最も過酷な部位となります。このプラズマ対向面の材料として最も期待されているのが、高融点材料であるタングステン(W)です。

0.5 mmのWをプラズマ対向面に施工する方法として期待されているのが、真空プラズマ溶射 (Vacuum Plasma Spray: VPS) 法であり、基盤との間に中間層を形成することなく広い面積に対して施工可能であることが技術的利点です。一方、VPS法ではW微細粉末をプラズマで溶かして基盤に溶射するため、形成されるVPS-W皮膜は空孔率が高くなり、結果として熱伝導率が低くW皮膜内で剥離しやすいという欠点がありました。

この欠点を解消することを目的として、加工用ツール

の耐摩耗皮膜であるタングステンカーバイド (WC) の強化に成功していた摩擦攪拌処理 (図9-25) を、VPS-W皮膜に適用しました。その結果、課題であった空隙を潰して密なW皮膜を形成することに成功し、溶射方向に伸長した結晶粒を等方微細粒に加工することに成功しました (図9-26)。この摩擦攪拌処理を2回施すことにより、VPS-W皮膜をさらに均質化・稠密化することに成功しました (図9-27(a))。この重畳摩擦攪拌処理を施したVPS-W皮膜を基盤から切り出し、高温硬さ及び熱伝導率の温度依存性を評価した結果、室温から1000℃までの全温度範囲でバルクタングステンより高い硬度を示し、熱伝導率もVPS-W皮膜から大幅に改善され、バルクタングステン並みの値を示すことを明らかにしました (図9-27(b), (c))。

本研究は大阪大学接合科学研究所 藤井英俊教授との共同研究で実施されました。

●参考文献

Tanigawa, H. et al., Modification of Vacuum Plasma Sprayed Tungsten Coating on Reduced Activation Ferritic/Martensitic Steels by Friction Stir Processing, Fusion Engineering and Design, vols.98-99, 2015, p.2080-2084.

9-11 わずかな酸素が腐食を抑える —ブランケット構造材の腐食特性への溶存酸素の影響—

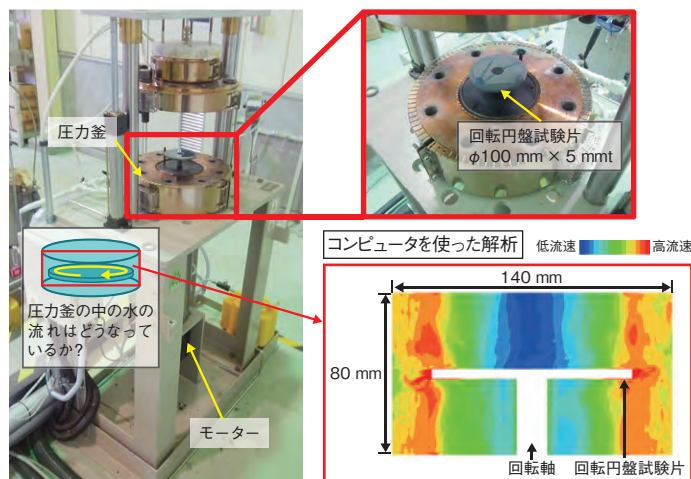


図 9-28 回転円盤腐食試験装置の外観

高温高圧水で満たした圧力釜の中で円盤を回転させ、水の流れを模擬した腐食試験を省スペースで実施できるようにしました。圧力釜の中の水の流れはコンピュータを使った解析で調べています。

核融合炉ではプラズマの周りをブランケットという機器で取り囲み、そこに冷却材を通すことで核融合エネルギーを熱として取り出します。この熱の取出しには、加圧水型原子炉の1次冷却水相当の高温高圧水(300℃/15 MPa)を用いるため、ブランケットの構造材料である低放射化フェライト鋼 F82H の成分が溶け出たり錆びたりする腐食現象が見られます。そのため、ブランケットが壊れないように設計するには、高温高圧水中での腐食現象について理解することが求められています。なかでも冷却水は最大で 5 m/s の流速となるため、この流れにより腐食が加速されることが懸念されます。そこで私たちは、ブランケットにおける流動環境を小さな実験室で再現することを目的として回転円盤を用いた腐食試験装置(図 9-28)を開発し、流動高温高圧水中での腐食試験を実施しました。

高温高圧水に溶け込んだ酸素の濃度(溶存酸素濃度)を変化させて実験した結果(図 9-29)、水の流れのない環境では、どの溶存酸素濃度でも試験後の試験片重量は増加していたのに対して、回転円盤のように水の流れがある環境では、溶存酸素濃度が低いと重量が減少し、

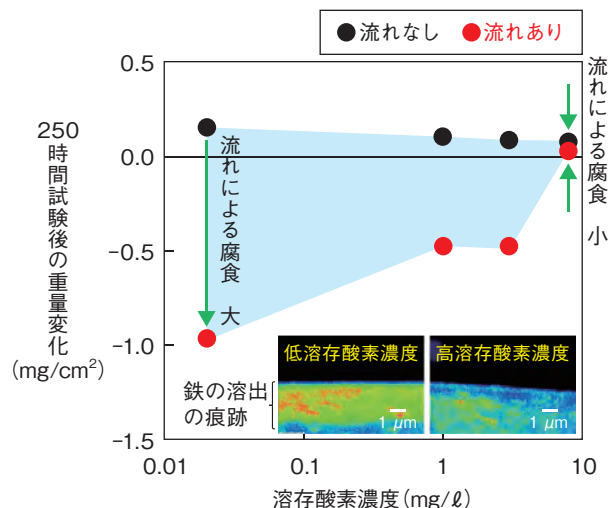


図 9-29 250 時間試験後の重量変化(腐食の度合い)と溶存酸素濃度の関係

流れによる腐食(■)は溶存酸素濃度が高くなるにつれ小さくなるが分かりました。重量が減少していた試験片では鉄の溶出により形成される鉄欠乏層が厚く形成されていました。

水の流れにより腐食が加速されることが分かりました。ところが、溶存酸素濃度を高くすると、流れのない環境と同様に重量が増加し、流れによる腐食(図 9-29 の ■)がほとんど生じないことが分かりました。

この原因を調べるため、試験片の切断面を観察すると、低い溶存酸素濃度では鉄が水に溶けだすことでできる鉄欠乏層が厚く形成されていたのに対して、高い溶存酸素濃度では、厚い鉄欠乏層は認められませんでした。さらに詳しく分析を実施した結果、重量が減少しなかった試験片では表面にヘマタイトという腐食に強い酸化物が均一に形成されていたことから、鉄の溶出が抑えられたものと考えられます。

このように水中の酸素の量をわずかに増やすだけでも、水の流れのある環境での腐食を抑えることができたことから、流れの中でも腐食が発生しにくい水質について見通しを得ることができました。今後は、より多くのデータを取得していくとともに、実際のブランケットの中の温度や流れについて解析を行うことで、ブランケットを運転するときどのような部位で腐食が問題となるのか詳しく検討を進めていく予定です。

●参考文献

Nakajima, M. et al., Corrosion Properties of F82H in Flowing High Temperature Pressurized Water, Journal of Plasma and Fusion Research SERIES, vol.11, 2015, p.69-72.

原子力研究開発の共通基盤としての計算科学技術

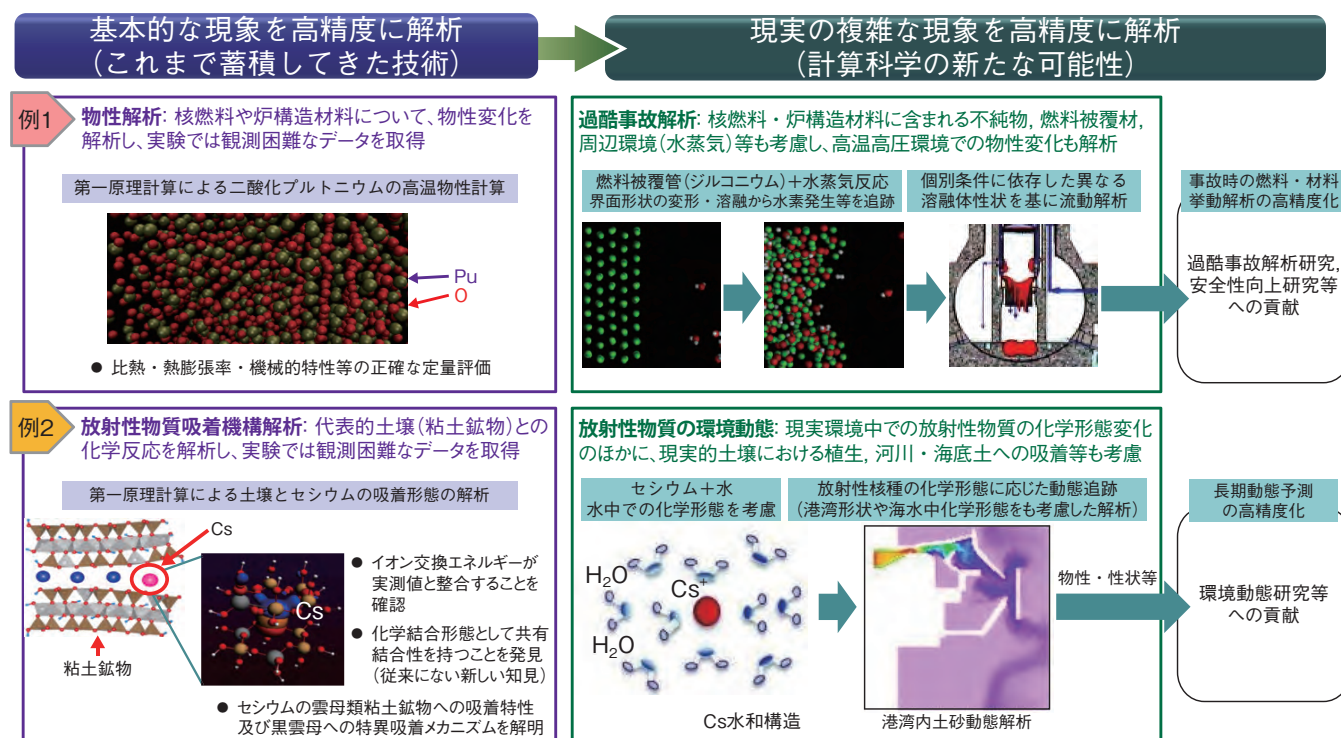


図10-1 システム計算科学センターにおける計算科学の取組み

これまで蓄積してきた技術・知見を活用しつつ、福島再生・復興への対応を通じて、計算科学の新たな可能性を追求していきます。

放射性物質の環境動態、汚染土壌の減容、過酷事故の解析等、東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故を契機に発生した課題の抜本的な解決には、様々な要因が互いに絡み合う複雑な現象を解くシミュレーション技術が不可欠です。例えば、過酷事故時に放出される放射性物質の種類や形態の理解には、高温高压環境下での核燃料や炉構造材料の主成分に加え、材料中の不純物や環境との界面等をも考慮した対象全体の挙動解析が必要です。さらに、解析モデルの複雑さのため、大規模なメモリや計算時間を要し、スーパーコンピュータの利用技術やそれに応じた支援技術も必要となります。そして、このような複雑現象の解析技術は、事故時解析に限らず原子力研究開発全般における共通基盤としての知見及び技術となります。

システム計算科学センターでは、これまで上記のような複雑現象の基本となる物理化学現象の高精度な解析技術を開発し、核燃料や原子炉構造材料に適用してきました。現在、これらの技術を発展させ、観測や実験の結果を積極的に取り込み、複雑現象の解析という新たな課題に取り組んでいます（図10-1）。

例えば、福島再生・復興への計算科学技術の活用と

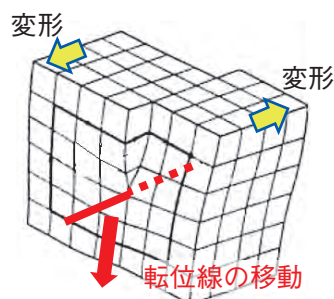
して、放射性セシウム（Cs）が粘土鉱物に選択的に吸着し、表層土壌に留まる謎に迫るため、原子レベルのシミュレーションを観測・実験事実と比較し、吸着機構の一部を解明しました（第1章トピックス1-7）。その一方、複雑現象の解析に必要な基本現象の解析技術やその知見に関する成果としては、以下が挙げられます。

- (1) 炉構造材料の変形に際し、関与する欠陥（転位）の動きを左右する水素の影響を捉え、低温で水素が鉄の変形を阻害するという知見を得た成果（トピックス10-1）。
- (2) 不純物の混入に対して頑健な超伝導材料の開発を目指し、スーパーコンピュータを駆使し超伝導の不純物に対する耐性を系統的に調べた成果（トピックス10-2）。
- (3) 数値解析支援技術として、遠隔地のスパコンと手元の計算機の連携による計算結果の対話的可視化で解析を効率化する技術の開発（トピックス10-3）。
- (4) 高精度な耐震評価を目指し、原子力施設を構成する多数の部品や部品間の接合状態をモデル化し、構造物全体挙動を詳細に解析する技術の進展（トピックス10-4）。

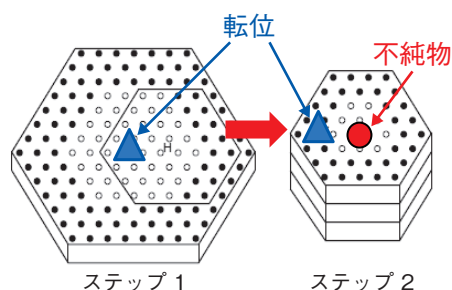
システム計算科学センターでは、原子力研究開発の共通基盤となる計算科学技術の研究を今後も着実に進展させ、その成果を積極的に展開していきます。

10-1 金属材料を強くする添加元素を探索する ー量子計算による金属材料の割れの予測ー

(a) 金属材料の変形



(b) 転位の計算の模式図



(c) 転位と水素原子の相互作用計算結果

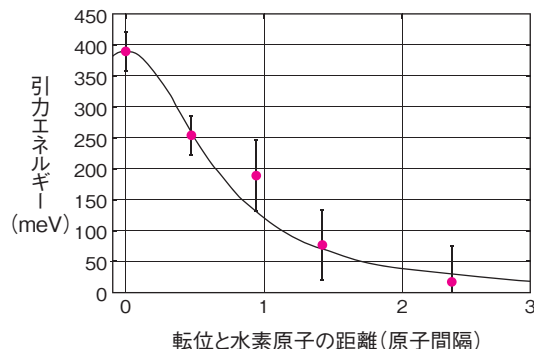


図 10-2 転位と不純物元素の計算

本成果で開発した転位と添加元素の量子計算の方法を示しています。(a) は金属材料が変形するとき転位線が移動する様子を示しています。――線で示した転位線的位置まで結晶を切断し、断面を矢印の方向に一原子分ずらして貼り付けた構造になっています。この転位線が下へ移動することで原子面のずれが結晶内に広がっていきます。(b) は転位線と添加元素の計算を行うとき、まず▲で示される位置にある転位線の量子計算を行ってから添加元素を導入し、今度は●で示される添加元素の周辺でだけ量子計算を行うことで計算する原子の数を削減する様子を示しています。○は量子計算を行う原子、●は計算を行わない原子を示しています。(c) は計算の結果得られた、転位と水素原子が引き合う効果を示しています。両者が接近するほど引力効果が強くなることが分かりました。

鋼はその強さと材料の入手のしやすさから自動車、橋、原子炉など様々なところで使われ、人類の文明を支えていると言っても過言ではありません。現在使用されている鋼は一般的に 10 以上の元素を含んでおり、用途によって様々な成分比率の鋼が開発されていますが、そのレシピは膨大な実験を繰り返すことで発見されてきました。例えばクロムは耐蝕性を高め、硫黄やリンなどは材料を劣化させる働きがあることが分かっています。現在、こうした様々な元素の働きを考慮しながら、材料シミュレーションやビッグデータ解析などを活用し、計算による迅速な材料設計を実現しようという気運が高まっています。

様々な元素が鋼の強さに対して与える影響を予測するためには量子力学に基づいた計算が必要になります。元素による電子数の違いは、材料中の電子の振る舞いを大きく変化させて材料特性に影響を与えます。この計算には多数の電子の振る舞いを取り入れる必要があり、計算量が原子数の 3 乗以上となるため、現在の計算機では原子が数百個の計算が限界となります。その制約の中でこれまで様々な工夫により金属材料のいろいろな特性、例えば材料が割れるのに必要な力が添加元素によってど

のように変化するか、といった計算が行われてきました。しかし金属材料の最も重要な特性の一つである、変形のしやすさについては計算が困難で行われてきませんでした。図 10-2 (a) は金属材料の変形の様子を模式的に示しています。転位線が材料中を移動することで原子面の滑りが引き起こされ、材料が滑らかに変形することが分かります。しかし、転位線は大規模な構造で、添加元素を加えた計算では原子の数が 1000 程度にも上り、量子力学に基づく計算は不可能でした。

この問題を解決するため、まず転位線だけの量子計算を行ってから添加元素を導入し、今度は添加元素の周辺だけで量子計算を行うという 2 段階にすることで計算に必要な原子の数を 3 分の 1 に削減することに成功しました (図 10-2(b))。また、その応用として鉄の転位の移動が水素によってどのような影響を受けるかを計算しました。その結果、転位と水素の間に強い引力が働き、低温では転位が水素原子から離れられず鉄の変形が阻害されることが判明しました (図 10-2(c))。今後は原子炉材料に使われる様々な元素についてその効果を究明し、新たな原子炉材料の開発を加速することを目指します。

●参考文献

Itakura, M. et al., The Effect of Hydrogen Atoms on the Screw Dislocation Mobility in BCC Iron: A First-Principles Study, Acta Materialia, vol.61, issue 18, 2013, p.6857-6867.

10-2 スパコンが解き明かす不純物に強い超伝導体の謎 —固体中電子の持つ相対論性と超伝導の関係の解明—

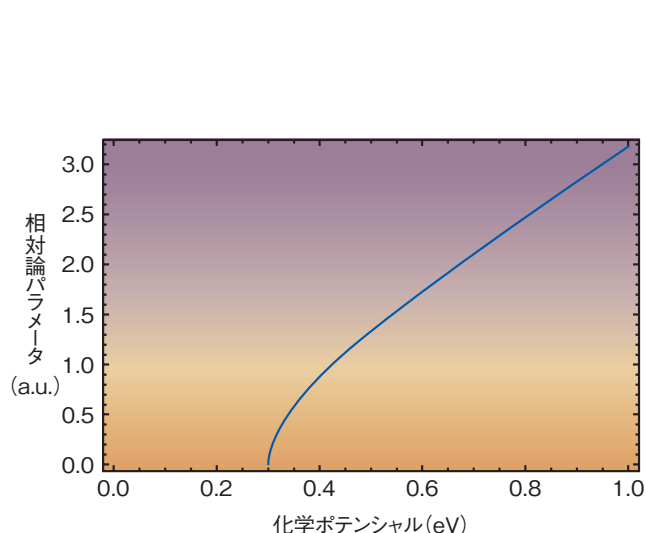


図10-3 超伝導体 ($\text{Cu}_x\text{Bi}_2\text{Se}_3$) における「相対論パラメータ」の化学ポテンシャル (フェルミ準位) 依存性
物質 (Cu) ドープ量と化学ポテンシャルは比例します。ドープ量が増えたとより電子が相対論的な振る舞い (紫色領域) を示します。

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、核融合炉や加速器等の強磁場発生コイルへの応用のため、超伝導の研究開発が盛んに行われています。また、エネルギー損失が格段に小さいという性質から、超伝導体を使うと、宇宙空間等の極限的環境の下でも長時間動作する自立型デバイスが可能になると考えられています。

最近、トポロジカル超伝導体と称する超伝導体を微細加工することで、新しい機能を有するデバイスが提案され、その特性が盛んに調べられています。しかし、その超伝導体は不純物に「弱く」、つまり不純物が入ると超伝導転移温度が下がるため、純物質の転移温度を維持したまま、材料を加工しデバイスにすることは難しいと考えられてきました。そこで、トポロジカル超伝導体候補物質の $\text{Cu}_x\text{Bi}_2\text{Se}_3$ の不純物耐性を詳細に調べることにしました。

トポロジカル超伝導体の物性を研究する過程で、私たちは「相対論パラメータ」と呼ばれる量が超伝導特性を決めていることを発見しました。これは、 $\text{Cu}_x\text{Bi}_2\text{Se}_3$ 内の電子の従う方程式が超高速に動き回る相対論的粒子の方程式と等価とみなせるからです。そして、固体内電子が速いほど「相対論パラメータ」が大きくなり、不純物

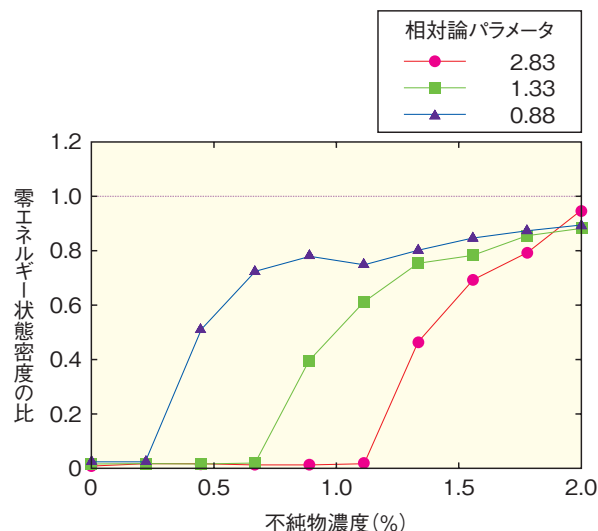


図10-4 零エネルギー状態密度の超伝導状態に対する常伝導状態の比の不純物濃度依存性

この値が1になると完全に超伝導が壊れるため、超伝導の頑強さの指標となります。不純物濃度を増やしても、「相対論パラメータ」が大きいと、1に近づくために必要な濃度は高くなり、不純物に対して超伝導が壊れにくいことが分かります。

に強い超伝導の実現が可能であることが分かりました。また、合成の際に Cu のドープ量を調節し、化学ポテンシャル (フェルミ準位) を変化させることで、この「相対論パラメータ」を変化させられることも見いだしました (図10-3)。

私たちは、上記の考察結果を検証するため、実際に超伝導体へ不純物を導入し、超伝導状態の変化を調べるシミュレーションを行いました。その際、可能な限り現実を模擬するために必要な方程式を超並列計算機上で解くコードを開発し、大規模計算をスーパーコンピュータ上で行うことで高精度なシミュレーションを実現しました。計算の結果、「相対論パラメータ」が大きいほど不純物に強いこと、Cu ドープ量により化学ポテンシャルが変化し、不純物への耐性が制御できることが確認できました (図10-4)。

本研究により、不純物に強い安定な超伝導体を基に新しいデバイス作成の指針が得られました。

本研究は、日本学術振興会科学研究費補助金 (No.26800197) 「マルチバンド超伝導体に対する擬ポテンシャルを用いた次元縮約有効理論の構築と応用」の成果の一部です。

●参考文献

Nagai, Y. et al., Nonmagnetic Impurity Effects in a Three-Dimensional Topological Superconductor: From p - to s -Wave Behaviors, Physical Review B, vol.89, issue 21, 2014, p.214506-1-214506-6.

10-3 スーパーコンピュータ上の大規模データを可視化 —粒子ベースボリュームレンダリングに基づく遠隔可視化システムの開発—

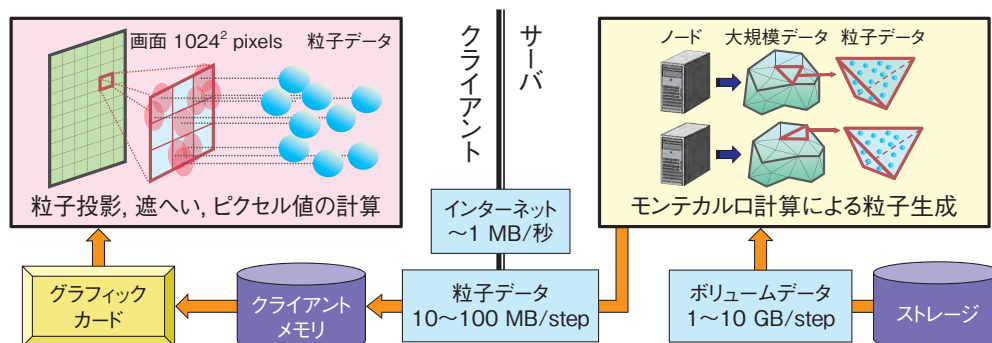


図10-5 遠隔可視化システムの概要

本システムはスーパーコンピュータ等のサーバ上の大規模データを超並列処理によって可視化用の小規模粒子データに圧縮してからPC等のクライアントに転送することによりデータ転送量を最小化し、高速な遠隔可視化を実現します。

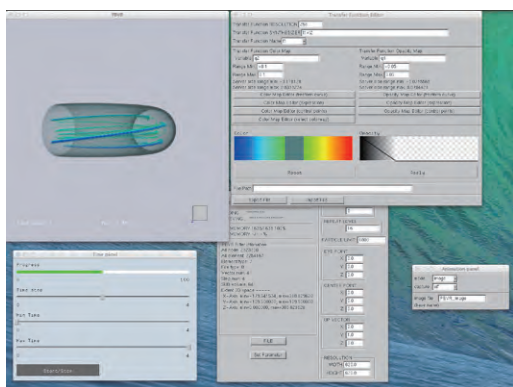


図10-6 遠隔可視化システムの使用例

ユーザは複雑なデータ変換・転送を意識せずに、簡易なインターフェースで対話的に遠隔地の大規模データを可視化できます。

近年のスーパーコンピュータとシミュレーション技術の進展に伴い、データを転送して商用可視化ソフトで処理を行う従来の可視化手法では、ネットワークのデータ転送速度及び描画処理速度が不足し、大規模データの解析が困難になっています。この問題を解決するために、粒子ベースボリュームレンダリングと呼ばれる可視化技術に基づく遠隔可視化システムを開発しました。

本システムはボリュームデータ（三次元データ）を可視化用の粒子データに変換してから描画します（図10-5）。従来の可視化手法では可視化要素（ポリゴン）のデータサイズがボリュームデータに比例して増大していたのに対し、本システムの粒子データサイズは画像解像度のみから決定され、典型的には数十MBとなるため、数GB以上に達するボリュームデータに比べて大幅にデータを圧縮できます。この特徴を利用して、粒子データへの変換を行うサーバと粒子データの描画を行うクライアントに処理を分散し、少ないデータ転送量で遠隔可視化を実現する分散可視化技術を構築しました。

大規模データの可視化におけるもう一つの課題は並列処理です。並列可視化ではボリュームデータを多数の領

域に分割して並列に処理しますが、従来の可視化手法では並列処理した可視化要素を位置関係に従って並べ替えるソート処理のために通信量が増大し、並列処理を高速化できない問題がありました。本システムではそのようなソート処理が必要なく、並列処理した粒子データを重畳して全体粒子分布を構成できますが、一方で、各領域の粒子数が物理値に依存するため、並列処理の負荷バランスを維持することが困難でした。これに対して、処理が終了した演算器から順次新しい領域を割り当てる動的負荷分散技術を開発し、1000並列程度まで処理が高速化する性能を達成しました。

スーパーコンピュータとPCをネットワーク経由で連携する遠隔可視化において本システムと既存可視化ソフトの性能比較を実施し、約30倍の高速化を達成しました。これにより、スーパーコンピュータ上の大規模データを対話的に処理することが可能となりました。本システムを原子力機構内外のユーザに広く提供するために、ユーザインターフェース等の機能整備を行い（図10-6）、オープンソースソフトウェアとして公開しました。

(<http://ccse.jaea.go.jp/ja/download/software.html>)

●参考文献

Kawamura, T. et al., Remote Visualization System Based on Particle Based Volume Rendering, Proceedings of SPIE, vol.9397, 2015, p.93970S-1-93970S-8, in CD-ROM.

10-4 スーパーコンピュータ「京」で構造物の健全性を分析 —組立構造解析により耐震性の高いインフラ整備に貢献—

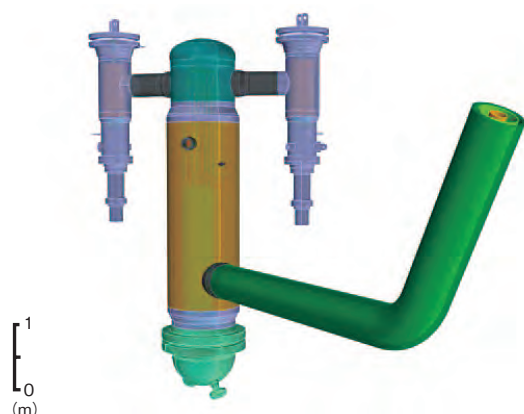


図10-7 「あるがまま」のシミュレーション
プラント構造を詳細にありのままに表現した例です。
図形的には複雑な三次元構造を表します。部品ごとに
色を変えて表示してあるように、様々な部品から構造
物が組み立てられています。

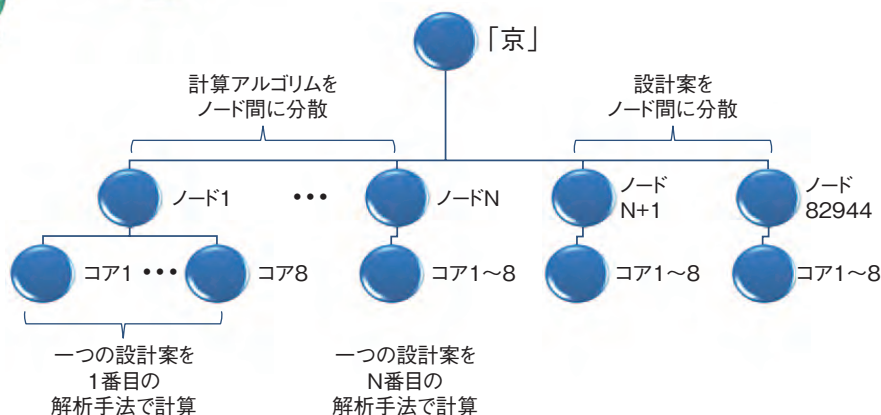


図10-8 組立構造解析の分散並列化

「京」は、82944個のノードから構成され、一つのノードには一つのCPUが搭載されています。一つのCPUはマルチコア技術で作られており、一つのCPUの中にさらに8個のコアが内蔵されており、 $82944(\text{CPU}) \times 8(\text{コア}) = 663552$ の並列計算が可能となります。

システム計算科学センターでは、計算時の規模（演算器と演算器間の通信技術）が圧倒的に向上された最先端のスーパーコンピュータ「京」の超並列計算環境を活用して、「組立構造解析」で耐震性評価に不可欠な数値計算結果の「確かさ」を大幅に向上する原理を確立しました。

世の中にある構造物のほとんどは複数の部品からなる組立品です。組立品の健全性解析には、部品が結合する部分の取扱いに経験的な知識やノウハウが必要とされてきました。そこでさらに合理的な組立品の健全性分析を実現するため、その一つの課題である構造物を「あるがまま」の状態でシミュレーションする技術開発に取り組んできました（図10-7）。その一つが「組立構造解析」という解析技術です。

今般、原子力機構が開発した「組立構造解析」コードを「京」で動作するようにし、構造物を「あるがまま」の状態でシミュレーションできるようにしました。具体的には、組立品の振動状態を分析する上で欠かせない構造物が共振しやすい状態を求める解析を、「京」上で複数の設計案に対し異なる複数の計算手段で同時並行して実施し、計算時間を短縮すると同時に、計算結果の「確かさ」を飛躍的に向上させることが可能になりました。

（図10-8）。従来のスーパーコンピュータでは、沢山の部品から組み立てられた構造物の膨大なデータを複数同時に計算することは演算能力の面から容易ではなく、また分析計算方法も経験的に選択して計算することが一般的でした。今回の研究成果を用いることで、一つの計算方法に絞り込んで計算するのではなく、複数の計算方法を比較しながら、例えば、複数の収束計算の収束程度を変えて同時に実行させ、収束の程度を容易に判定可能とすることで計算精度を高めるという一層合理的な分析が、「京」の計算機上で初めて可能となりました。また、実際に観測された地震波を入力とする組立品の振動状態を分析するシミュレーションも成功させました。

今後、本研究成果を軽水炉や次世代炉などの原子力分野はもとより産業応用にも展開し、より健全性の高い機器や施設の開発・設計に生かし、耐震性の高いインフラ整備に貢献していきます。

本研究は、文部科学省 HPCI 戦略プログラムの一課題である「分野4：次世代ものづくり」における「課題5：原子力施設等の大型プラントの次世代耐震シミュレーションに関する研究開発」で実施したものです。

●参考文献

Nakajima, N., Nishida, A. et al., Structural Analysis for Assembly by Integrating Parts, Proceedings of 22nd International Conference on Nuclear Engineering (ICONE 22), Prague, Czech Republic, 2014, ICONE22-30251, 9p., in DVD-ROM.

原子力平和利用を支える核不拡散・核セキュリティに関する技術開発・人材育成

核不拡散・核セキュリティ総合支援センターは、国内外の関係機関と連携し、核不拡散・核セキュリティに関し、以下の技術開発や人材育成等を実施しています（図11-1）。

日本のための、そして世界のための技術開発

東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故の溶融燃料等の核物質定量のため、核物質と随伴する核分裂生成物のガンマ線測定による手法の開発や使用済燃料を直接処分した場合の保障措置技術の検討を実施しています。また、核セキュリティ及び保障措置の高度化に資する測定・核検知技術開発に関し基礎技術としての原理を確立するとともに、核鑑識技術の開発については、基本的な分析手法を確立しました。トピックス11-1は、核鑑識ライブラリと呼ばれるデータベースの開発成果です。

技術的知見に基づいた政策立案支援

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。使用済燃料中のプルトニウム濃度とプルトニウムの回収困難性について検討し、使用済燃料の直接処分にかかわる保障措置業務の軽減に向け、今後、制度的な検討を進める際に必要となる課題について整理しました。

人材育成支援

2010年4月の核セキュリティ・サミットでの政府の表明に基づき、アジア諸国をはじめとする各国の核セキュリティ強化に貢献するためのセンターを2010年12月に原子力機構内に設置しました。2014年度は核セキュリティや保障措置に関して国内外で実施したセミナー、トレーニング等には、国内外から約680名（内アジア諸国等からの参加者は約410名）が参加しており、アジアを中心とした地域で人材育成に貢献しています。

技術的知見・経験をベースとした国際貢献

国際的な核実験監視体制の確立に向けて、包括的核実験禁止条約（CTBT）国際監視制度施設や国内データセンター（NDC）の暫定運用を実施しています。高崎放射性核種観測所は、従来の粒子観測に加え、2014年12月に希ガス観測所として東アジア沿岸諸国初の認証をCTBT機関から取得しました。

原子力機構が計画する核物質輸送及び研究炉燃料にかかわる業務支援

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

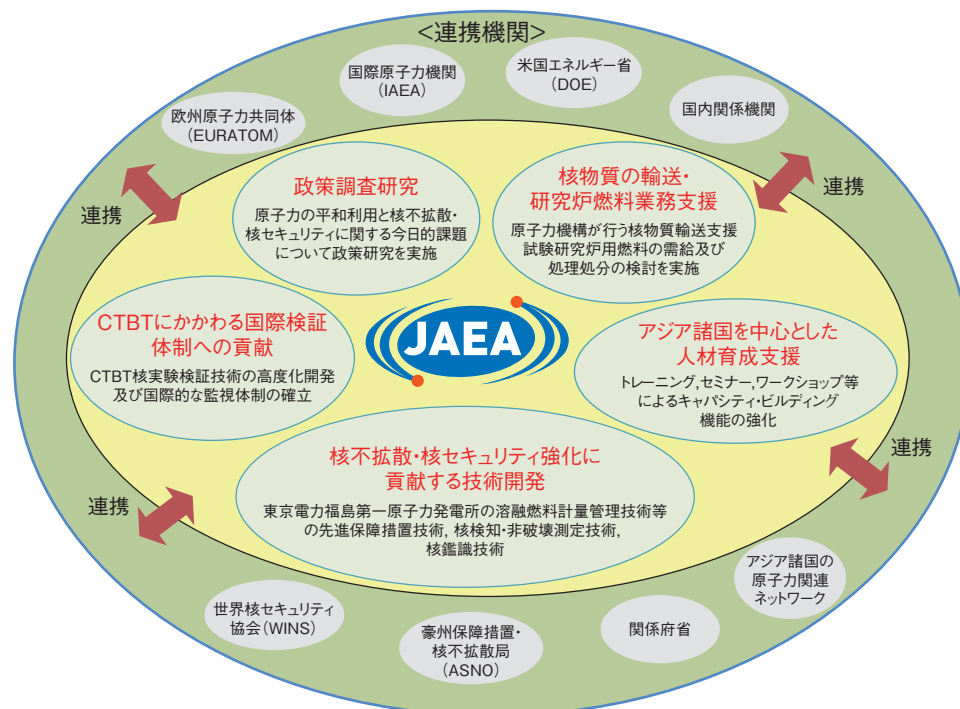
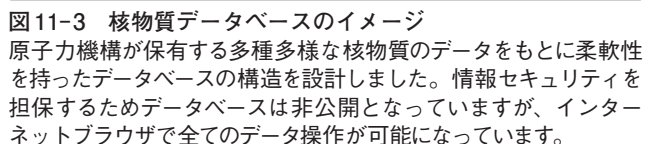
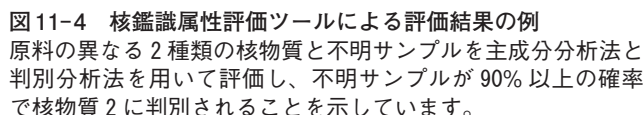


図11-1 核不拡散・核セキュリティ科学技術開発分野

IAEA等の国際機関や各国における技術開発及び核物質の管理と利用にかかわる透明性確保に資する活動を行っています。また、アジア諸国に対して、能力構築に貢献する人材育成支援事業を継続しています。



核物質等の特性や製造・使用の履歴などの情報基盤として、核鑑識ライブラリは核鑑識活動において最も重要な要素の一つとされています。



核鑑識ライブラリでは国内に存在する全ての核物質・放射性物質の情報を集約した「国内核鑑識ライブラリ」を各国が開発し、実際に不法行為が発生した場合に他国からの情報照会に応じることが国際社会において求められています。そのため原子力機構では、これまでの研究開発で蓄積してきた多種多様な核物質や放射性物質の分析データ等を活用し、将来の国内核鑑識ライブラリの整

本研究は、文部科学省「核セキュリティ強化推進事業費補助金」による成果の一部です。

原子力機構の研究開発成果 2015 125

私たちは、原子力機構の技術や特許などの研究成果と保有する施設・設備を広く社会に役立てていくために、「産学連携」「知財活用」「施設利用」の三つの活動を推進しています。また、原子力機構が保有する特許・知的財産情報をデータベース化するとともに、成果事例をホームページ（<http://tenkai.jaea.go.jp/>）から公開しています。2014 年度に権利化された知的財産（国内特許・外国特許）の一覧は次の表のとおりです。

原子力機構の保有する知的財産

(1) 国内特許登録

国際特許分類（サブクラス）		発明等の名称	発明等の部署名	地区名	登録番号	登録日	共有権利者の有無
A01 農業；林業；畜産；狩猟；捕獲；漁業							
A01G	園芸；野菜，花，稲，果樹，ぶどう，ホップ，海藻の栽培；林業；灌水	マイタケ栽培方法及マイタケ増収剤	原子力科学研究部門 量子ビーム応用研究センター	高崎量子応用研究所	5509403	2014年 4月 4日	有
A61 医学または獣医学；衛生学							
A61K	医薬用，歯科用又は化粧品用製剤	イットリウム放射性同位体からなる放射性医薬並びにその製造方法及び装置	原子力科学研究部門 原子力基礎工学研究センター	原子力科学研究所	5522562	2014年 4月18日	無
B01 物理的または化学的方法または装置一般							
B01D	分離	エマルションフローを利用した連続液－液抽出装置	原子力科学研究部門 原子力基礎工学研究センター	原子力科学研究所	5565719	2014年 6月27日	無
B01D	分離	溶液処理装置	原子力科学研究部門 原子力基礎工学研究センター	原子力科学研究所	5648943	2014年11月21日	有
B01J	化学的または物理的方法，例，触媒，コロイド化学；それらの関連装置	粉体の造粒方法及び造粒装置	高速炉研究開発部門 次世代高速炉サイクル研究開発センター	核燃料サイクル工学研究所	5572899	2014年 7月11日	有
C01 無機化学							
C01B	非金属元素；その化合物	ハイブリッド加熱法による金属酸化物粒子の製造方法	高速炉研究開発部門 次世代高速炉サイクル研究開発センター	核燃料サイクル工学研究所	5531341	2014年 5月 9日	有
C01B	非金属元素；その化合物	製品添加によるマイクロ波吸収・発熱効果を利用した酸化ニッケルの製造方法	高速炉研究開発部門 次世代高速炉サイクル研究開発センター	核燃料サイクル工学研究所	5555869	2014年 6月13日	無
C01B	非金属元素；その化合物	熱化学水素製造方法	原子力科学研究部門 高温ガス炉水素・熱利用研究センター	大洗研究開発センター	5610271	2014年 9月12日	無
C01B	非金属元素；その化合物	金属炭化物物内包カーボンナノカプセル前駆体の製造方法	原子力科学研究部門 量子ビーム応用研究センター	原子力科学研究所	5640202	2014年11月 7日	有
C02 水，廃水，下水または汚泥の処理							
C02F	水，廃水，下水または汚泥の処理	アルカリ水溶液の精製方法	原子力科学研究部門 量子ビーム応用研究センター	高崎量子応用研究所	5648231	2014年11月21日	有
C04 セメント；コンクリート；人造石；セラミックス；耐火物							
C04B	石灰；マグネシア；スラグ；セメント；その組成物，例，モルタル，コンクリートまたは類似の建築材料；人造石；セラミックス；耐火物；天然石の処理	多孔質セラミックス繊維体の製造方法	原子力科学研究部門 量子ビーム応用研究センター	高崎量子応用研究所	5557231	2014年 6月13日	無
C07 有機化学							
C07C	非環式化合物または炭素環式化合物	メチルイミノビスジアルキルアセトアミドの製造方法	原子力科学研究部門 原子力基礎工学研究センター	原子力科学研究所	5682889	2015年 1月23日	有
C07F	炭素，水素，ハロゲン，酸素，窒素，硫黄，セレンまたはテルル以外の元素を含有する非環式，炭素環式または複素環式化合物	金 (I) 錯塩とその製造方法および溶媒の識別方法ならびに発光性液体	原子力科学研究部門 原子力基礎工学研究センター	原子力科学研究所	5522352	2014年 4月18日	無
C08 有機高分子化合物；その製造または化学的加工；それに基づく組成物							
C08J	仕上げ；一般的混合方法；サブクラス C08B，C08C，C08F，C08G または C08H に包含されない後処理	金属イオン捕集材の製造方法	原子力科学研究部門 量子ビーム応用研究センター	高崎量子応用研究所	5578557	2014年 7月18日	無
C08J	仕上げ；一般的混合方法；サブクラス C08B，C08C，C08F，C08G または C08H に包含されない後処理	高分子材料の微細構造形成方法、微細構造体	原子力科学研究部門 量子ビーム応用研究センター	高崎量子応用研究所	5582435	2014年 7月25日	無
C09 染料；ペイント；つや出し剤；天然樹脂；接着剤；他に分類されない組成物；他に分類されない材料の応用							
C09K	他に分類されない応用される物質；他に分類されない物質の応用	希土類金属抽出剤の合成方法	原子力科学研究部門 原子力基礎工学研究センター	原子力科学研究所	5569841	2014年 7月 4日	有
C09K	他に分類されない応用される物質；他に分類されない物質の応用	ZnS 蛍光体を用いた中性子検出用シンチレータ及び粒子線検出用シンチレータ	原子力科学研究部門 J-PARCセンター	原子力科学研究所	5589196	2014年 8月 8日	有
C22 冶金；鉄または非鉄合金；合金の処理または非鉄金属の処理							
C22B	金属の製造または精製；原料の予備処理	溶湯処理装置	研究連携成果展開部	原子力科学研究所	5550063	2014年 5月30日	有

国際特許分類 (サブクラス)		発明等の名称	発明等の部署名	地区名	登録番号	登録日	共有権利者の有無
C22B	金属の製造または精製；原料の予備処理	希土類金属の溶媒抽出用有機相の製造方法	原子力科学研究部門 原子力基礎工学研究センター	原子力科学研究所	5679158	2015年 1月16日	有
C22B	金属の製造または精製；原料の予備処理	希土類金属抽出剤の合成方法、及び希土類金属の溶媒抽出用有機相	原子力科学研究部門 原子力基礎工学研究センター	原子力科学研究所	5679159	2015年 1月16日	有
C22C	合金	析出強化型 Ni 基耐熱合金およびその製造方法	原子力科学研究部門 原子力基礎工学研究センター	原子力科学研究所	5572842	2014年 7月11日	有
C22C	合金	酸化物分散強化型鋼およびその製造方法	高速炉研究開発部門 次世代高速炉サイクル研究開発センター	大洗研究開発センター	5636532	2014年10月31日	有
C22F	非鉄金属または非鉄合金の物理的構造の変化	水素吸蔵材の製造方法、水素吸蔵材	原子力科学研究部門 量子ビーム応用研究センター	関西光科学研究所	5626721	2014年10月10日	有
D01 天然または人造の糸または繊維；紡績							
D01F	人造のフィラメント、より糸、繊維、剛毛またはリボンの製造において化学的な特徴をもつもの；炭素フィラメントの製造に特に適合した装置	セラミックスマイクロチューブの作製方法	原子力科学研究部門 量子ビーム応用研究センター	高崎量子応用研究所	5598913	2014年 8月22日	無
E04 建築物							
E04H	特定目的の建築物または類似の構築物；水泳または水遊び用の水槽またはプール；マスト；囲い；テントまたは天蓋一般	空気バネ	高速炉研究開発部門 次世代高速炉サイクル研究開発センター	大洗研究開発センター	5648787	2014年11月21日	有
G01 測定；試験							
G01D	特に特定の量に適用されない測定；単一のほかのサブクラスに包含されない2つ以上の量を測定する装置；料金計量装置；特に特定の量に適用されない伝達または変換装置；他に分類されない測定または試験	センサー及びセンサー用接着剤	原子力科学研究部門 量子ビーム応用研究センター	関西光科学研究所	5669262	2014年12月26日	有
G01N	材料の化学的または物理的性質の決定による材料の調査または分析	テラヘルツ測定法	原子力科学研究部門 量子ビーム応用研究センター	関西光科学研究所	5510851	2014年 4月 4日	無
G01N	材料の化学的または物理的性質の決定による材料の調査または分析	紫外線を用いた液体ナトリウム中の可視化装置	敦賀事業本部	敦賀事業本部	5521152	2014年 4月18日	無
G01N	材料の化学的または物理的性質の決定による材料の調査または分析	試料分析方法及び装置	原子力科学研究部門 高崎量子応用研究所	高崎量子応用研究所	5545922	2014年 5月23日	有
G01N	材料の化学的または物理的性質の決定による材料の調査または分析	高感度ガス分析装置、ガス定量方法及び分析装置システム	研究連携成果展開部	原子力科学研究所	5648992	2014年11月21日	有
G01N	材料の化学的または物理的性質の決定による材料の調査または分析	アスファルト混合材の検査方法	研究連携成果展開部	原子力科学研究所	5659375	2014年12月12日	有
G01N	材料の化学的または物理的性質の決定による材料の調査または分析	内部状態解析方法およびプログラム並びに内部状態解析装置	原子力科学研究部門 高温ガス炉水素・熱利用研究センター	大洗研究開発センター	5682882	2015年 1月23日	無
G01T	原子核放射線または X 線の測定	ピクセル型二次元イメージ検出器	原子力科学研究部門 J-PARCセンター	原子力科学研究所	5548892	2014年 5月30日	有
G01T	原子核放射線または X 線の測定	放射線線量計用ゲル、及びそれを用いた放射線線量計	原子力科学研究部門 量子ビーム応用研究センター	高崎量子応用研究所	5590526	2014年 8月 8日	有
G01T	原子核放射線または X 線の測定	中性子イメージ検出方法及びその方法を用いた中性子イメージ検出器	原子力科学研究部門 J-PARCセンター	原子力科学研究所	5598905	2014年 8月22日	有
G02 光学							
G02C	眼鏡；サングラスまたは眼鏡と同様な性質をもつ限りにおいてのゴーグル；コンタクトレンズ	着色した光透過性プラスチック部材および光透過性プラスチック部材の着色方法	敦賀事業本部	敦賀事業本部	5509424	2014年 4月 4日	有
G02C	眼鏡；サングラスまたは眼鏡と同様な性質をもつ限りにおいてのゴーグル；コンタクトレンズ	コンタクトレンズ、及びその製造方法	原子力科学研究部門 量子ビーム応用研究センター	高崎量子応用研究所	5618053	2014年 9月26日	有
G03 写真；映画；光波以外の波を使用する類似技術；電子写真；ホログラフ							
G03B	写真を撮影するためのまたは写真を投影もしくは直視するための装置または配置；光波以外の波を用いる類似技術を用いる装置または配置；そのための付属品	光シャッターの性能評価用分析装置	原子力科学研究部門 量子ビーム応用研究センター	関西光科学研究所	5540300	2014年 5月16日	無
G08 信号							
G08B	信号または呼出し装置；指令発信装置；警報装置	安全監視システム	バックエンド研究開発部門 東濃地科学センター	東濃地科学センター	5531242	2014年 5月 9日	有
G21 核物理；核工学							
G21C	原子炉	原子炉制御棒切り離し温度設定方法	高速炉研究開発部門 次世代高速炉サイクル研究開発センター	大洗研究開発センター	5618299	2014年 9月26日	無
G21C	原子炉	核燃料ペレットの製造方法及び核燃料ペレット	福島研究開発部門 大洗研究開発センター	大洗研究開発センター	5621102	2014年10月 3日	有
G21C	原子炉	核燃料ペレットおよびその製造方法	福島研究開発部門 大洗研究開発センター	大洗研究開発センター	5626675	2014年10月10日	無
G21D	原子カプラント	原子炉用熱電変換モジュール組立体及び燃料照射用集合体並びに材料照射用集合体	高速炉研究開発部門 大洗研究開発センター	大洗研究開発センター	5527581	2014年 4月25日	有
G21D	原子カプラント	コジェネレーション高温ガス炉システム	原子力科学研究部門 高温ガス炉水素・熱利用研究センター	大洗研究開発センター	5704526	2015年 3月 6日	無
G21F	X 線、ガンマ線、微粒子線または粒子衝撃に対する防護；放射能汚染物質の処理；そのための汚染除去装置	三価ランタノイドと三価アクチノイドの分離方法	原子力科学研究部門 原子力基礎工学研究センター	原子力科学研究所	5515093	2014年 4月11日	無

国際特許分類 (サブクラス)		発明等の名称	発明等の部署名	地区名	登録番号	登録日	共有権利者の有無
G21F	X線, ガンマ線, 微粒子線または粒子衝撃に対する防護; 放射能汚染物質の処理; そのための汚染除去装置	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 (DOODA) と TADGA (N, N, N', N'-テトラアルキル-ジグリコールアミド) を併用する Am, Cm と Sm, Eu, Gd との相互分離法	原子力科学研究部門 原子力基礎工学研究センター	原子力科学研究所	5526434	2014年 4月25日	無
G21F	X線, ガンマ線, 微粒子線または粒子衝撃に対する防護; 放射能汚染物質の処理; そのための汚染除去装置	核分裂生成物の分離材及びその製造方法、並びに該分離材を用いた核分裂生成物の分離方法	バックエンド研究開発部門 核燃料サイクル工学研究所	核燃料サイクル工学研究所	5552922	2014年 6月 6日	有
G21F	X線, ガンマ線, 微粒子線または粒子衝撃に対する防護; 放射能汚染物質の処理; そのための汚染除去装置	原子力施設における放射線管理区域貫通処理方法	建設部	原子力科学研究所	5585953	2014年 8月 1日	有
G21F	X線, ガンマ線, 微粒子線または粒子衝撃に対する防護; 放射能汚染物質の処理; そのための汚染除去装置	中性子線吸収シート	核融合研究開発部門 企画調整室	那珂核融合研究所	5609048	2014年 9月12日	有
G21F	X線, ガンマ線, 微粒子線または粒子衝撃に対する防護; 放射能汚染物質の処理; そのための汚染除去装置	核分裂生成物の濾過・収着材及びそれを使用した核分裂生成物の濾過・収着方法	バックエンド研究開発部門 核燃料サイクル工学研究所	核燃料サイクル工学研究所	5668998	2014年12月26日	有
G21G	化学元素の変換; 放射線源	長寿命核分裂生成物を短寿命核種へ変換する方法	原子力科学研究部門 高温ガス炉水素・熱利用研究センター	大洗研究開発センター	5522427	2014年 4月18日	無
G21G	化学元素の変換; 放射線源	放射性モリブデンの製造方法及び装置	原子力科学研究部門 原子力基礎工学研究センター	原子力科学研究所	5522563	2014年 4月18日	無
G21G	化学元素の変換; 放射線源	放射性同位元素の製造方法及び装置	原子力科学研究部門 原子力基礎工学研究センター	原子力科学研究所	5522564	2014年 4月18日	無
G21G	化学元素の変換; 放射線源	放射性同位元素の製造方法及び装置	原子力科学研究部門 原子力基礎工学研究センター	原子力科学研究所	5522565	2014年 4月18日	無
G21G	化学元素の変換; 放射線源	放射性同位元素の製造方法及び装置	原子力科学研究部門 原子力基礎工学研究センター	原子力科学研究所	5522566	2014年 4月18日	無
G21G	化学元素の変換; 放射線源	放射性同位元素の製造方法及び装置	原子力科学研究部門 原子力基礎工学研究センター	原子力科学研究所	5522567	2014年 4月18日	無
G21G	化学元素の変換; 放射線源	放射性同位元素の製造方法及び装置	原子力科学研究部門 原子力基礎工学研究センター	原子力科学研究所	5522568	2014年 4月18日	無
G21G	化学元素の変換; 放射線源	高密度、高純度 (n, γ) 99Mo を製造する方法	原子力科学研究部門 大洗研究開発センター	大洗研究開発センター	5569834	2014年 7月 4日	有
G21G	化学元素の変換; 放射線源	テクネチウム 99m ジェネレータからのモリブデン回収方法	原子力科学研究部門 大洗研究開発センター	大洗研究開発センター	5590527	2014年 8月 8日	有
G21G	化学元素の変換; 放射線源	高純度 99mTc 濃縮方法及び濃縮装置	原子力科学研究部門 大洗研究開発センター	大洗研究開発センター	5598900	2014年 8月22日	有
G21G	化学元素の変換; 放射線源	放射性同位元素の製造方法及び装置	原子力科学研究部門 原子力基礎工学研究センター	原子力科学研究所	5673916	2015年 1月 9日	無
G21K	他に分類されない粒子線または電離放射線の取扱い技術; 照射装置; ガンマ線または X 線顕微鏡	液体金属ターゲット用旋回流型マイクロバブル発生装置および流体装置	原子力科学研究部門 J-PARCセンター	原子力科学研究所	5594680	2014年 8月15日	有
G21K	他に分類されない粒子線または電離放射線の取扱い技術; 照射装置; ガンマ線または X 線顕微鏡	多層膜光学素子	原子力科学研究部門 量子ビーム応用研究センター	関西光科学研究所	5669295	2014年12月26日	無
H01 基本的電気素子							
H01B	ケーブル; 導体; 絶縁体; 導電性, 絶縁性または誘導性特性に対する材料の選択	芳香族高分子膜基材からなる高分子電解質膜、及び、その製造方法	原子力科学研究部門 量子ビーム応用研究センター	高崎量子応用研究所	5641457	2014年11月 7日	無
H01B	ケーブル; 導体; 絶縁体; 導電性, 絶縁性または誘導性特性に対する材料の選択	架橋芳香族高分子電解質膜とその製造方法、および架橋芳香族高分子電解質膜を用いた高分子形燃料電池	原子力科学研究部門 量子ビーム応用研究センター	高崎量子応用研究所	5673922	2015年 1月 9日	無
H01F	磁石; インダクタンス; 変成器; それらの磁気特性による材料の選択	ロゴスキーコイル及びその製作方法	核融合研究開発部門 企画調整室	那珂核融合研究所	5594802	2014年 8月15日	有
H01J	電子管または放電ランプ	熱解離機能を有するヒータ	研究連携成果展開部	原子力科学研究所	5648251	2014年11月21日	有
H01L	半導体装置, 他に属さない電氣的固体装置	基板加工方法および半導体装置の製造方法	原子力科学研究部門 J-PARCセンター	原子力科学研究所	5565768	2014年 6月27日	無
H01L	半導体装置, 他に属さない電氣的固体装置	磁気メモリ	原子力科学研究部門 先端基礎研究センター	原子力科学研究所	5626741	2014年10月10日	有
H01L	半導体装置, 他に属さない電氣的固体装置	スピンドル制御装置	原子力科学研究部門 先端基礎研究センター	原子力科学研究所	5649198	2014年11月21日	有
H01M	化学的エネルギーを電氣的エネルギーに直接変換するための方法または手段, 例. 電池	芳香族高分子膜基材からなる高分子電解質膜、及び、その製造方法	原子力科学研究部門 量子ビーム応用研究センター	高崎量子応用研究所	5545609	2014年 5月23日	無
H01M	化学的エネルギーを電氣的エネルギーに直接変換するための方法または手段, 例. 電池	触媒層形成用組成物、及び、触媒層の製造方法	原子力科学研究部門 量子ビーム応用研究センター	高崎量子応用研究所	5669201	2014年12月26日	無
H02 電力の発電, 変換, 配電							
H02G	電気ケーブルまたは電線の、もしくは光と電気の複合ケーブルまたは電線の据付け	ケーブル貫通処理工法及びその構造	原子力科学研究部門 量子ビーム応用研究センター	関西光科学研究所	5633090	2014年10月24日	有
H02J	電力給電または電力配電のための回路装置または方式; 電気エネルギーを蓄積するための方式	無断電源装置	原子力科学研究部門 量子ビーム応用研究センター	関西光科学研究所	5521158	2014年 4月18日	有
H05 他に分類されない電気技術							
H05G	X線技術	レーザーコンプトン光発生装置、レーザーコンプトン光発生方法、中性子線発生装置	原子力科学研究部門 量子ビーム応用研究センター	関西光科学研究所	5697074	2015年 2月20日	無

(2) 外国特許登録

発明等の名称	発明等の部署名	地区名	登録番号	登録日	共有権利者の有無
1 米国					
流体中微粒子の X 線検出法	原子力科学研究部門 原子力基礎工学研究センター	原子力科学研究所	8744042	2014年 6月 3日	無
撮像装置、画像表示方法、及び画像表示プログラムが記録された記録媒体	原子力科学研究部門 量子ビーム応用研究センター	関西光科学研究所	8792000	2014年 7月29日	有
原子核共鳴蛍光散乱を用いた非破壊検査システム	原子力科学研究部門 量子ビーム応用研究センター	関西光科学研究所	8804911	2014年 8月12日	有
シンチレータを用いた中性子検出器および中性子イメージ検出器	原子力科学研究部門 J-PARCセンター	原子力科学研究所	8822943	2014年 9月 2日	有
粒子線モニタリング装置、粒子線モニタリングプログラムを記録した記録媒体及び粒子線モニタリング方法	原子力科学研究部門 高崎量子応用研究所	高崎量子応用研究所	8909495	2014年12月 9日	無
分光装置	原子力科学研究部門 量子ビーム応用研究センター	関西光科学研究所	8983032	2015年 3月17日	有
複合型光ファイバ、及びその製造方法	原子力科学研究部門 量子ビーム応用研究センター	関西光科学研究所	8983255	2015年 3月17日	有
ピクセル型二次元イメージ検出器	原子力科学研究部門 J-PARCセンター	原子力科学研究所	8993973	2015年 3月31日	有
2 英国					
発光材料、発光体、および発光方法	高速炉研究開発部門 大洗研究開発センター	大洗研究開発センター	1757671	2014年10月 8日	無
3 仏国					
ZnS 蛍光体を用いた粒子線検出器及び中性子検出器	原子力科学研究部門 J-PARCセンター	原子力科学研究所	503801	2014年 6月27日	無
発光材料、発光体、および発光方法	高速炉研究開発部門 大洗研究開発センター	大洗研究開発センター	1757671	2014年10月 8日	無
ナノ粒子分散液体アルカリ金属およびその製造方法	高速炉研究開発部門 大洗研究開発センター	大洗研究開発センター	1151588	2014年12月26日	有
4 独国					
発光材料、発光体、および発光方法	高速炉研究開発部門 大洗研究開発センター	大洗研究開発センター	602005044870.5	2014年10月 8日	無
高温特性に優れたベリリウム金属間化合物を含む核融合炉用材料	原子力科学研究部門 大洗研究開発センター	大洗研究開発センター	1494244	2015年 1月 7日	有
5 中国					
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	原子力科学研究部門 量子ビーム応用研究センター	高崎量子応用研究所	ZL201010109458.2	2014年 4月 9日	有
希土類元素の抽出・分離方法	原子力科学研究部門 原子力基礎工学研究センター	原子力科学研究所	ZL201010278408.7	2014年 8月27日	有
撮像装置、画像表示方法および画像表示プログラムが記録された記録媒体	原子力科学研究部門 量子ビーム応用研究センター	関西光科学研究所	ZL201010288859.9	2014年10月15日	有
複合型光ファイバ、及びその製造方法	原子力科学研究部門 量子ビーム応用研究センター	関西光科学研究所	ZL201180028326.X	2015年 3月25日	有

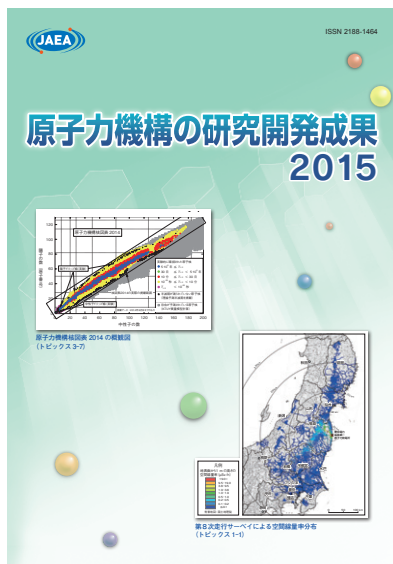
◆表紙デザインと画像◆

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

画像は、原子力機構核図表 2014 の概観図（左上）と第 8 次走行サーベイによる空間線量率分布（右下）です。

前者は、原子力機構で新たに作成した核図表 2014 の概観図です。これまで実験的に確認された 3150 核種を掲載しています。本成果は A4 版の畳折り 16 ページの冊子体として関連研究機関や教育機関に広く配布しています（第 3 章トピックス 3-7, p.47）。

後者は、2014 年 6 月から 8 月までの期間に実施した走行サーベイ等による空間線量率の実測結果で、事故後に得られた他の実測結果と比較解析を行って、福島県における空間線量率の減少の程度を明らかにしました（第 1 章トピックス 1-1, p.13）。



原子力機構の研究開発成果 2015

発行 2015 年 11 月
編集・発行 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構

成果普及情報誌『原子力機構の研究開発成果』編集委員会

委員長 山口 恭弘

委員	柴田 大受	鈴木 喜雄	富川 裕文	宮本 泰明	新里 忠史
	竹田 武司	大貫 敏彦	森 貴正	山口 憲司	加道 雅孝
	石井 保行	沢 和弘	大橋 弘史	高田 弘	宇都 成昭
	山田 美一	浜田 広次	坂井 章浩	小田 治恵	菊池 満

印刷 松枝印刷株式会社

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

国立研究開発法人日本原子力研究開発機構
研究連携成果展開部 研究成果管理課

〒319-1195 茨城県那珂郡東海村大字白方 2-4
TEL 029-282-6387
FAX 029-282-5920
e-mail ird-seika_shi@jaea.go.jp