

未来を拓く原子力

原子力機構の研究開発成果

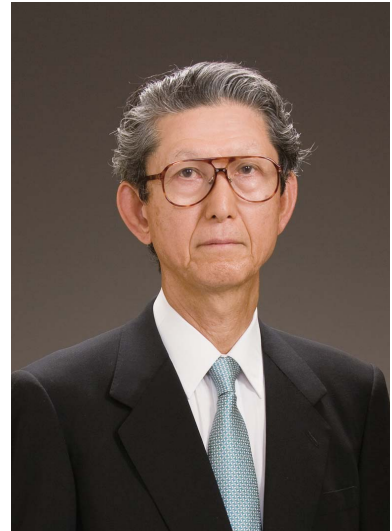
2012



ショットブラスト工法による路面の除染作業



福島県伊達市霊山町小国で行ったポリイオン複合体を利用した土壌除染の様子



はじめに

東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故から1年半以上が経過しました。環境除染と環境修復は、なお道半ばであり、国を挙げた取組みが進行中です。発電所内の現場では、損壊した施設の長期的安定化とともに、廃止措置の計画的完遂に向け粘り強い作業が毎日、進められております。

我が国で唯一の原子力に係る総合的研究開発機関である独立行政法人日本原子力研究開発機構(原子力機構)としては、当然のことながら、この「福島」への技術的協力に最優先で当たる必要があると考えております。

これまでは、発電所外地域の除染や環境モニタリングなど、主として環境修復に向けた国の取組みに積極的に協力して参りました。今後は、これに加えて、政府・東京電力中長期対策会議研究開発推進本部の方針を踏まえ、発電所内の廃止措置事業に係る技術協力により多くの資源を投入して参りたいと考えております。

例えば、前者については、福島県を中心とする広域の長期的環境動態に関し統合的に調査解析した上、国による科学的に信頼されるデータの集積提供に貢献し、また、後者については、燃料デブリと総称される複雑多様な存在形態の溶融燃料に関する科学的かつ工学的取扱いに係る基礎・基盤の研究開発に着手しており、その活動を拡充して参る予定です。

更には、東京電力株式会社福島第一原子力発電所の廃止措置事業に係る技術開発は、原子力に係る国の最重要課題であることから、原子力機構が自ら進めている廃止措置計画をできるだけ前倒しし、その経験や知見を福島に有効に生かしていく方策を模索することも考える必要があろうかと感じております。

東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故の深刻さは、原子力安全への一層厳しい対策の重要性を改めて提起しております。原子力機構としては、これを決して忘れるべきでない教訓とすべく、過酷事故の現象解明や事故時対策に関する研究開発、材料試験炉照射試験による安全性実証などに係る研究開発を加速的に進めるとともに、ナトリウム冷却炉や高温ガス炉などの将来炉の革新的安全性向上に係る研究を計画しております。安全研究は、原子力機構にとって当面取り組むべき大きな主要テーマのひとつであり、そのための体制強化を図っているところでございます。

高速増殖原型炉「もんじゅ」、再処理、地層処分などを中心とする核燃料サイクルに係る研究開発については、現在、国は原子力政策を見直し中であり、今後の計画に関する具体的検討はその結論を待たなければなりません。現に存在する使用済燃料に関連する研究開発自体の必要性は変わらないと考えられ、地球的問題として国際的にも原子力機構が果たすべき役割は少なくないと考えております。

核融合研究開発と量子ビーム応用研究開発、更には、より広義な意味での先端的基礎基盤研究開発など、将来技術の創出とより高度な基礎基盤技術の創成に向けた革新技术に関する研究開発にも、鋭意、取り組んでおります。

核融合エネルギーに関する研究開発については、原子力機構は、国際熱核融合実験炉（ITER）計画の我が国における唯一の国内機関に指名され、その計画実施に当たって中核的な役割を果たしてきております。

量子ビーム応用に関する研究開発については、従来型の原子炉・加速器などの諸施設とともに、大強度陽子加速器（J-PARC）を利用した研究開発が国際的に展開されており、既に多くの注目される成果を生み出しております。

更には、外部からのご支援もいただきつつ、嘱望される若手研究者の育成を主たる目的に、先端分野に係る萌芽的研究を奨励しており、その活動は国内外から高く評価され、またその継続的かつ発展的実施が期待されております。

原子力機構における、これらの研究開発成果に関しましては、国内ばかりでなく国際的にも積極的に発信し、その普及活用を広く図ることが求められていると考えております。

本誌は、研究開発で得られた最新のトピックスを皆さまにご紹介するために、原子力機構発足以来、毎年作成しているものであり、本誌を通じて多くの方々に原子力機構の活動に関し一層のご理解をいただければ幸いです。

日頃よりご支援いただいている皆さま方には、この場をお借りして感謝申し上げますとともに、今後とも、私どもの研究開発活動につきまして、ご指導とご鞭撻を賜りますよう、切にお願い申し上げます。

2012年11月

独立行政法人
日本原子力研究開発機構

理事長

鈴木 篤之

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

1 福島第一原子力発電所事故の対処に係る研究開発

環境汚染への対処及び廃止措置に向けた取組み	10
1. 大気中へ放出された放射性物質 ーWSPEEDIを用いた放出量推定と拡散シミュレーションー	12
2. 海洋へ放出された放射性物質 ー日本近海域における拡散シミュレーションー	13
3. 環境放射能モニタリングデータの収集・公開 ー環境復興の礎となるデータを世界に発信ー	14
4. 事故起源の放射性核種はどこまで拡散したのか ーCTBT国際監視ネットワークによる大気中の人工放射性核種の測定ー	15
5. 環境中の放射性物質の詳細分布を調べる ー土壌沈着量分布マップ・空間線量率分布マップの作成ー	16
6. 航空機を用いた日本全域の放射線量マップの作成 ー事故の影響を視覚的に把握ー	17
7. 森林からの被ばく線量の除染による低減効果 ー森林に対する除染技術の実証試験ー	18
8. 実践から得られた除染の手引き ー除染モデル実証事業の成果ー	19
9. 土壌をきれいにしたい ー土壌の原位置加熱による放射性セシウムの除去可能性の検討ー	20
10. ポリイオン粘土を使った除染方法の開発 ー放射性セシウム汚染土壌の除染と再汚染の防止ー	21
11. 公園の除染効果について ー公園における除染試験と空間線量率の低減ー	22
12. 合理的・効果的除染の計画策定を支援するために ー除染による空間線量率の低減を効率的に予測するソフトウェアの開発ー	23
13. セシウム134と137を個別定量する簡便な手法 ー普及型のNaI(Tl)スペクトロメーターによる弁別定量法を開発ー	24
14. グラフト重合技術を活用しフェルト生地でセシウムを捕集 ー放射線グラフト重合法によるセシウム除染材料の開発ー	25
15. 水溶性セシウム高選択性吸着剤の開発 ー新しい化学結合特性を利用したクラウンエーテルの分子設計ー	26
16. 水道水摂取制限の被ばく低減効果を検証 ー水道水摂取制限による回避線量の評価ー	27
17. 植物に付着した放射性セシウムの分布を可視化する ー森林汚染の実態解明に向けてー	28
18. 炉心の溶融進展を解析するためのデータを取得 ースリーマイル島2号機から採取した溶融燃料の熱特性測定ー	29
19. 東京電力福島第一原子力発電所1号機の炉心溶融までを把握 ーTRACコードによる炉心冷却に及ぼす非常用復水器の影響評価ー	30
20. 東京電力福島第一原子力発電所2号機の炉心損傷回避を予測 ー事故進展の予測に基づいた注水回復操作の有効性検討ー	31
21. 事故で発生した廃棄物の安全管理を目指して ー汚染水処理で発生する廃棄物の長期貯蔵、処理処分に向けた取組みー	32
22. 放射性ストロンチウムを除去して汚染水を淡水に ー核燃料再処理廃液向けストロンチウム吸着剤の応用研究ー	33
23. 廃ゼオライトからの水素発生に対処するために ーゼオライトと海水との混合物の γ 線照射による水素発生量の測定ー	34
24. JMTRの照射技術を用いた特殊計測機器の開発 ー過酷環境下にて適用可能な新型水位計ー	35

2 次世代原子力システム研究開発

FBRサイクルの実用化に向けた技術開発	36
1. フランス電力が注目する日本の高速炉技術	37
ー安全性向上及び物量削減に係るJSFR技術ー	
2. 炉心崩壊事故の影響を炉容器内に閉じ込める	38
ー内部ダクト付き燃料集合体における燃料流出挙動の解明ー	
3. 大口径曲がり管内の流れを予測する	39
ーナトリウム冷却高速炉における大口径配管の流力振動評価ー	
4. 高速炉配管溶接部設計の信頼度をより高く	40
ーType-IV損傷を考慮した改良9Cr-1Mo鋼溶接継手のクリープ強度評価ー	
5. 電源喪失時でも自然循環で炉心冷却できる	41
ー地震・津波時の「もんじゅ」炉心冷却能力評価ー	
6. MOX燃料製造の効率化に向けて	42
ーMOX転動造粒粉を用いた製造プロセスの成立性を確認ー	

3 地層処分技術に関する研究開発

地層処分の技術と信頼を支える研究開発	43
1. 沿岸域における地下水の動きを探る	44
ー塩水楔現象における塩淡水分布の光学的計測ー	
2. 地層処分における硝酸塩の影響を把握する	45
ー炭素鋼の腐食に伴う硝酸イオンの化学的変遷挙動のモデル化ー	
3. 放射性廃棄物処分場における湧水抑制に挑む	46
ーグラウト浸透モデルの適用性に関する研究ー	
4. 過去の巨大地震を0.1 mmから覗く	47
ー単粒子(U-Th)/He法が切り開く低温熱年代学ー	
5. 客観的な基準による断層区間の特定を目指して	48
ー数値解析を用いたボーリング孔での断層の区間判定ー	
6. 地下深部における水理地質構造を推定する技術	49
ー研究坑道の掘削に伴う水圧応答を用いた水理地質構造の評価ー	
7. 地下環境の超長期的な変化を復元する技術の開発	50
ー数値シミュレーションによる超長期間を対象とした地下水流動解析ー	
8. トンネル掘削が周辺岩盤に与える影響を探る	51
ー弾性波トモグラフィ調査による掘削影響領域の評価ー	
9. 地下深部における初期地圧の把握を目指して	52
ー水圧破砕法による三次元的な初期地圧測定ー	

4 核融合研究開発

核融合エネルギーの実用化に向けて	53
1. ITER超伝導コイルの製作に向けて	54
ー世界をリードするトロイダル磁場コイル用超伝導導体の調達進展ー	
2. 世界最高性能のプラズマ計測用レーザー装置の開発に成功	55
ーITER周辺トムソン散乱計測装置用YAGレーザーの開発ー	
3. 大規模三次元マルチビーム軌道解析の実現	56
ーITER NBI用1 MeV負イオン加速器のビーム偏向の解明と補正法の確立ー	
4. 国際核融合エネルギー研究センター事業の概観	57
ー原型炉設計研究開発調整センター、計算機シミュレーションセンターの取組みー	
5. 重陽子加速施設の安全確保のために	58
ーIFMIF用のプロトタイプ加速器の安全系機器開発ー	

6.	サテライト・トカマク計画事業の進展	59
	ー先進超伝導トカマクJT-60SAの建設活動が組立開始に向け順調に進展ー	
7.	超伝導コイルをどこまで精度良く製作できたか	60
	ー核融合装置用大型超伝導コイル製作の進展と製作精度の評価ー	
8.	ドーナツ型の真空容器をJT-60SA用に製作する	61
	ー高い製作精度の二重壁構造ー	
9.	回転するプラズマの安定性理論が進展	62
	ー抵抗性壁モード安定性解析のために新たな接続理論を構築ー	
10.	核融合燃料トリチウム製造に必要な ${}^6\text{Li}$ の分離濃縮	63
	ーイオン液体による革新的リチウム同位体分離濃縮技術の開発ー	
11.	プラズマの複雑な振る舞いの解明を目指して	64
	ートカマクプラズマ全体の統合シミュレーションコードの開発ー	

5 量子ビーム応用研究

	量子ビームテクノロジーの展開	65
1.	レーザー駆動生成陽子線エネルギーを大幅向上	66
	ー小型化可能なレーザーを用いて世界最高エネルギー陽子線を発生ー	
2.	放射反作用を介したレーザーによる高出力 γ 線発生	67
	ー高強度レーザーによる新しい γ 線源の提案ー	
3.	溶液中の核物質の高精度な測定を目指して	68
	ー単色X線を用いた次世代HKED装置の考案ー	
4.	極低温における材料の変形挙動を中性子で観る	69
	ー中性子回折による超伝導線材の極低温引張荷重下ひずみ測定ー	
5.	高圧力下で新しい希土類金属水素化物を発見	70
	ー圧力誘起相分離で形成されるNaCl型1水素化物ー	
6.	スピン成分と軌道成分を分離した磁化測定に成功	71
	ースピントロニクスデバイスの材料の新たな測定方法ー	
7.	環境に優しいプラスチックの微細加工方法を開発	72
	ー電子線ナノインプリントリソグラフィ法によるポリ乳酸のマイクロ/ナノ加工ー	
8.	Ce(IV)による水からの水素・酸素生成機構解明に貢献	73
	ー水からの酸素発生に重要な四価セリウムの二核錯体を発見ー	
9.	タンパク質分子間の会合制御を目指して	74
	ーX線結晶解析により会合制御の鍵となる一残基のアミノ酸を特定ー	
10.	疎な回折データからの実像回復方法の開発	75
	ー短パルス大強度コヒーレントX線による単粒子構造解析の実現に向けてー	
11.	植物のDNAを大きく変化させる	76
	ー止まる寸前のイオンビームは大規模欠失変異を高頻度に誘発するー	

6 安全研究

	多様な原子力施設の安全性を評価する	77
1.	燃料の破損限界を高い精度で評価する	78
	ーNSRR実験データの発電炉条件への適用手法の開発ー	
2.	原子炉圧力容器の壊れにくさを調べる	79
	ー残留応力等を考慮した確率論的手法に基づく健全性評価ー	
3.	火災時の放射性物質の閉じ込め安全性を評価する	80
	ー可燃性物質の燃焼特性データの取得と喚気系フィルタの目詰まり特性の評価ー	
4.	廃棄物処分場の化学環境を決める反応の解明	81
	ー高レベル放射性廃棄物の鉄製容器の腐食反応ー	

7 先端基礎研究

未来を拓く先端基礎研究 82

1. 世界で初めて²³⁹Pu核磁気共鳴信号の観測に成功 83
— Pu化合物の電子状態解明に向けて —
2. 音から磁気の流れをつくる 84
— 音波と最先端のスピン트로ニクスを結ぶ新現象の発見 —
3. 世界最高品質のグラフェン作製手法を開発 85
— スピン・電子デバイス開発への扉を開く —

8 原子力基礎工学研究

原子力研究開発の基盤形成と社会ニーズを踏まえた研究 86

1. 放射性同位元素核データの高精度化を目指して 87
— J-PARC MLF ANNRIにおける²⁴⁴Cmの中性子捕獲反応断面積測定 —
2. 軽水炉熱設計手法高度化のための沸騰熱伝達機構の解明 88
— 高密度・高速度伝熱面温度・熱流速同時計測技術の開発 —
3. 原子炉崩壊熱のより良い推定のために 89
— 核データライブラリJENDL/FPD-2011及びJENDL/FPY-2011 —
4. 燃料設計のためのデータベース構築に向けて 90
— ZrNを希釈材としたTRU窒化物固溶体の熱伝導率評価式の作成に成功 —
5. 新分析法開発により放射性廃棄物処分の安全評価に貢献 91
— 難分析核種⁷⁹Se及び¹³⁵Csの分析と理論計算結果の検証 —
6. 放射線によるDNA損傷を除去するしくみ 92
— 効率良く酵素が損傷を認識する機構のシミュレーションによる解明 —
7. 原子炉・加速器等における照射損傷の予測に向けて 93
— 種々の粒子に対するはじき出し損傷計算モデルの開発 —

9 原子力水素・熱利用研究

低炭素社会に向けた本質的に安全な高温ガス炉研究 94

1. 事故が起きても安全な究極の原子炉を探究 95
— 本質的安全高温ガス炉の概念設計研究 —
2. 止めなくとも冷やせなくとも高温ガス炉は静定 96
— HTTRを用いた安全性試験：「出力制御機能喪失」+「冷却機能喪失」—
3. 高温ガス炉が自ら自然に静定する条件の明確化 97
— 本質的安全高温ガス炉の技術的成立性の検討 —

10 バックエンド対策に関する技術開発

原子力施設の廃止措置から廃棄物処理処分の実施に向けて 98

1. 放射性廃棄物に含まれるTRU核種分析 99
— 表面汚染金属廃棄物中のPuとAmの分析 —
2. 焼却灰セメント固化体から重金属の溶出を防ぐために 100
— 不溶剤を用いた重金属の閉じ込め —

11 システム計算科学研究

原子力計算科学研究の役割と可能性 101

1. 照射下材料内を不純物はどのように拡散するのか 102
— 原子の移動メカニズムを基に拡散レート方程式で粒界への偏析を評価 —
2. J-PARCとスーパーコンピュータで超伝導の謎に迫る 103
— 鉄系超伝導体の中性子散乱をシミュレーションし電子ペアを決定する —
3. 地震の波は原子力施設内にどのように伝わるか 104
— 地震波による建屋-機器間連成の精緻なシミュレーションの実現 —

12 核不拡散科学技術開発

原子力平和利用を支える核不拡散・核セキュリティに関する技術開発・人材育成 105

13 研究開発拠点における試験技術・施設等の開発

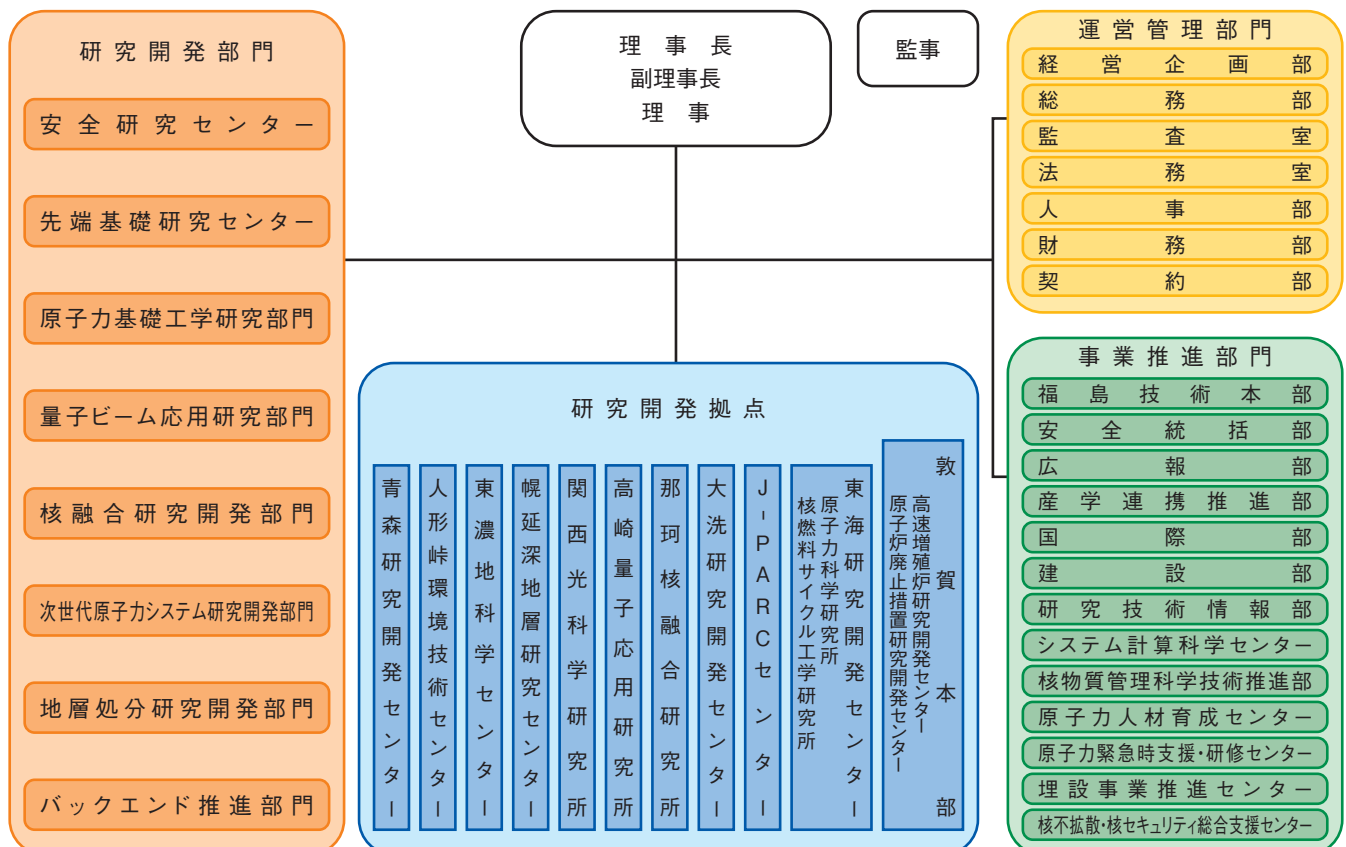
1. 解体撤去物の再利用を目指して 110
— クリアランスのためのウェットブラスト除染技術 —
2. 指先の被ばく線量評価の信頼性を向上 111
— 光刺激ルミネセンス(OSL)型リングバッジの開発 —
3. 原子炉のコンクリートを資源として有効利用する 112
— JRR-3改造成事に伴って発生したコンクリートのクリアランス —
4. 放射性廃棄物低減に向けた長寿命核種の分離・回収 113
— 簡素化溶媒抽出法におけるネプツニウムの酸化及び抽出挙動 —
5. 中性子を光に変えて高位置分解能で検出する 114
— J-PARCの結晶構造解析装置用2次元シンチレータ中性子検出器を開発 —
6. 空間中の磁場を中性子で可視化 115
— 大強度偏極パルス中性子による新しい磁場可視化技術の開発 —
7. 1 MW大強度陽子ビームの実現へ向けて 116
— ペイント入射法によるビーム損失の低減 —
8. 世界が注目するHTTRの成果 117
— 高温ガス炉による世界初の長期連続高温核熱供給の達成 —
9. ジルカロイ-2/SUS316Lの異材継手の開発 118
— JMTRにおける軽水炉燃料の出力急昇試験への適用 —
10. ナトリウムの材料腐食問題をひも解く 119
— 高速炉におけるナトリウム環境効果の評価 —
11. ミクロな粒子の化学状態を観る 120
— イオンマイクロビーム誘起発光による顕微イメージング —
12. 大深度地下500 mに到達 121
— 瑞浪超深地層研究所における坑道掘削と湧水抑制技術の有効性 —
13. γ 線の遮へい効果を考慮した新たな評価手法 122
— 不均一に充てんされた廃棄物の放射能評価手法の開発 —

原子力機構の研究開発体制と本誌の構成について

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

1. 福島技術本部は、東京電力株式会社福島第一原子力発電所による原子力事故収束に向けた研究開発を行っています。発電所内の対応は復旧支援部を中心に、東海研究開発センター（原子力科学研究所、核燃料サイクル工学研究所）及び大洗研究開発センターの三つの拠点内において「技術開発特別チーム」を設置し研究開発を行っています。環境回復のための除染技術等に関する研究開発並びに放射線に関するアウトリーチ活動や内部被ばく調査などは、福島県内に「福島環境安全センター」を設置して対応しています。
2. 次世代原子力システム研究開発部門は、高速増殖炉（FBR）及びそれに必要な核燃料サイクルの実用化に向けた研究開発を行っています。敦賀本部（高速増殖炉研究開発センター）において高速増殖原型炉「もんじゅ」を用いた研究開発、大洗研究開発センターにおいて高速増殖炉に関する革新技術の研究開発、東海研究開発センター（核燃料サイクル工学研究所）においてプルトニウム燃料の製造、使用済燃料の再処理に係る研究開発などを進めています。
3. 地層処分研究開発部門は、高レベル放射性廃棄物の地層処分を実現するために、幌延深地層研究センターと東濃地科学センターにおいて、それぞれ堆積岩と結晶質岩を対象として深地層を総合的に調べる技術の整備を、東海研究開発センターにおいて処分場の設計や安全評価を行う技術の高度化を、更にこれらを体系的に管理・継承する知識マネジメントシステムの開発を進めています。
4. 核融合研究開発部門は、国際熱核融合実験炉（ITER）計画の国内機関及び幅広いアプローチ（BA）活動の実施機関として核融合研究開発を遂行しています。那珂核融合研究所においては、ITER計画の調達活動を行うとともに、BA活動の一環としてのJT-60超伝導化改修及び炉心プラズマ研究や各種要素技術の研究開発を実施しています。また、主に青森研究開発センターにおいて、BA活動の一環としての国際核融合エネルギー研究センター事業及び国際核融合材料照射施設の工学実証・工学設計事業を実施しています。

組 織 体 制 図



2012年10月現在

- 量子ビーム応用研究部門は、東海研究開発センター（原子力科学研究所）及びJ-PARCセンターにおいて中性子施設を利用する研究を、高崎量子応用研究所において電子線、 γ 線、イオンビーム等を用いた研究を、関西光科学研究所においてレーザー、放射光を用いた研究を進めています。
- 安全研究センターは、東海研究開発センター（原子力科学研究所）及び敦賀本部において、原子力発電所、核燃料サイクル施設及び放射性廃棄物処分施設に関する国の安全規制を支援する研究を進めています。
- 先端基礎研究センターは、東海研究開発センター（原子力科学研究所）及び高崎量子応用研究所を中心に、原子力の基礎科学分野における先端的な研究を進めています。
- 原子力基礎工学研究部門は、東海研究開発センター（原子力科学研究所）及び大洗研究開発センターにおいて、原子力利用を支える様々な要素技術の基礎・基盤的な研究を進めています。
- 原子力水素・熱利用研究センターは、大洗研究開発センターにおいて本質的に安全な高温ガス炉から供給される高温の熱の利用技術及びその熱を利用した水素製造技術の開発研究を実施しています。
- バックエンド推進部門は、東海研究開発センターにおいて、安全かつ合理的な原子力施設の廃止措置及び放射性廃棄物の処理処分対策について技術開発を進めています。
- システム計算科学センターは、東海研究開発センター（原子力科学研究所）を中心に先端的シミュレーション技術開発、計算科学基盤技術開発及び計算機の運用・保守を行っています。
- 核物質管理科学技術推進部及び核不拡散・核セキュリティ総合支援センターは、東海研究開発センター（原子力科学研究所）及びテクノ交流館リコッティを拠点として、原子力の平和利用を担保する核不拡散及び保障措置のための技術開発を実施しています。
- 全国11箇所の地域に展開する研究開発拠点では、上記の各研究開発部門等が、拠点の研究施設・装置を用いて行う研究開発活動を安全かつ効率的に進められるよう支援するため、施設の管理運営を行うとともに、施設・装置の性能向上のための技術開発を行っています。

研究開発拠点



環境汚染への対処及び廃止措置に向けた取組み



図 1-1 私たちが福島復興に向けて取り組んでいる主な活動
原子力機構福島技術本部のホームページです。
(<http://www.jaea.go.jp/fukushima/>)



図 1-2 福島県が制作した、県と県民などが一体となり新生ふくしまの創造に向けた気運醸成のためのロゴマーク

私たちは、福島復興に向け主に次の活動を展開しています（図 1-1、図 1-2）。

大震災発生直後からの緊急事態対応

2011年3月11日東日本大震災発生直後から、私たちは災害対策基本法の指定公共機関として活動を開始し、事故当日に現地への専門家派遣要請を受け、翌3月12日専門家7名がモニタリングなどに必要な機材を持参し、百里基地から自衛隊ヘリで現地に移動しました。以後、現在も対応は継続中です。2012年3月31日までに、モニタリング要員等延べ45318名を派遣しました。

放射線モニタリング

人体への影響把握や除染計画を策定するためには放射性物質の汚染状況や放射線線量率を正確に把握する必要があります。そこで、大気中（トピックス 1-1）や海洋中（トピックス 1-2）に放出された放射性物質のシミュレーション、環境放射能モニタリングデータの収集と世界への発信（トピックス 1-3）や国際監視ネットワークによる大気中の放射性物質の測定（トピックス 1-4）などを行い、文部科学省からの委託を受け、福島県の放射性物質の沈着量分布を地上（トピックス 1-5）で、我が国全域における放射線量を航空機（トピックス 1-6）でモニタリングすることで汚染状況の把握を行っています。

環境修復

放射性物質に汚染された環境を元に修復するために除染を迅速に行うことが重要です。私たちは、除染について

内閣府からの委託を受け、ガイドライン作成、除染カタログ作成、除染実証試験（トピックス 1-7、1-8）を行っています。また、各種技術支援、行政への技術指導やマニュアル作成への協力も行っています。農地回復・土壌除染に向けた取組み（トピックス 1-9、1-10）や公園の除染（トピックス 1-11）も実施し、除染効果を予測するソフトウェアの開発（トピックス 1-12）を行っています。また、簡便な測定方法の開発（トピックス 1-13）やセシウム（Cs）吸着材の研究開発（トピックス 1-14、1-15）、事故後に行われた防護対策の効果の検証（トピックス 1-16）、森林汚染の実態解明に向けた取組み（トピックス 1-17）を行っています。これらの研究を踏まえ、今後も環境回復のための除染の最適化や効率化を図る研究を継続していきます。

コミュニケーション活動

専門家を派遣して、科学的根拠に基づいたデータやその解釈方法を解説し、普段抱いている質問に答える「放射線に関するご質問に答える会」を福島県内にある全保育園、幼稚園、小中学校約1700校園を対象に実施しています。2012年3月までに169校園、12000人以上の方に実施しました。

人材育成

資源エネルギー庁や福島県からの要請を受けて、放射線管理要員や除染作業員に対する講習会を実施し、放射線管理や除染ができる人材の育成などを行っています。

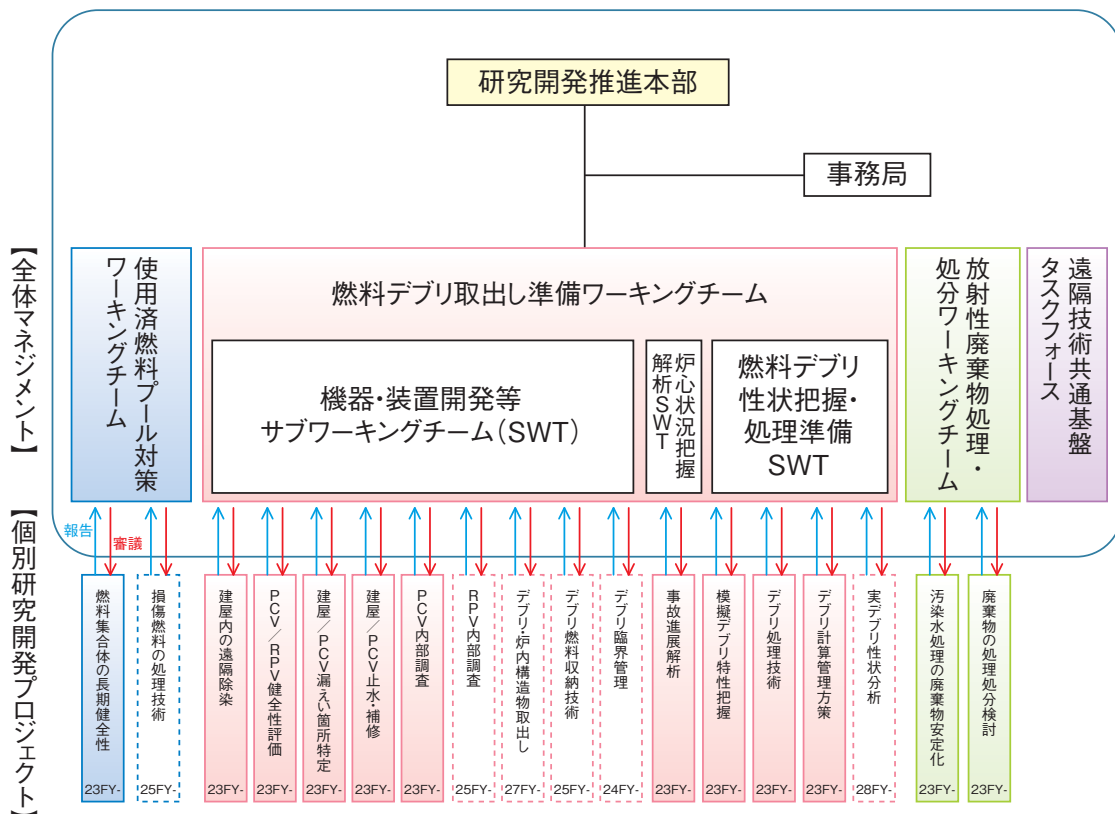


図1-3 政府・東京電力中長期対策会議体制

原子力機構は、このうち燃料集合体の長期健全性や建屋内の遠隔除染等の研究開発を担います。(東京電力株式会社福島第一原子力発電所1～4号機(1F1～1F4)の廃止措置等に向けた研究開発計画について 原子力災害対策本部 政府・東京電力中長期対策会議(平成23年12月21日))より抜粋。

事故収束対応

事故発生当初より、政府や東京電力株式会社に対する助言を行い、中長期的に必要な研究を開始しています。炉心溶融を正確に把握するために、炉心の溶融進展を解析するためのデータ取得(トピックス1-18)と1F1(トピックス1-19)、1F2(トピックス1-20)の炉心内での事故進展の予測を行っています。

また、冷却に利用した汚染水処理に伴い発生する廃棄物の処理処分へのアプローチ(トピックス1-21)として、ストロンチウム吸着剤の応用研究(トピックス1-22)や廃ゼオライトからの水素発生への対処方法(トピックス1-23)を行っています。

加えて、過酷な放射線環境下で利用できる水位計の開発(トピックス1-24)も行っています。

今後、1F1～1F4の廃止措置等に向けた中長期ロードマップ(図1-3)に協力し、燃料集合体の長期健全性や建屋内の遠隔除染等の研究開発を行う予定です。

全国の拠点からの対応状況

各拠点共通的な活動として、文部科学省非常災害対策センター(EOC)、原子力緊急時支援・研修センターへの資機材並びに職員派遣、モニタリング、除染モデル実証事業、コミュニケーション活動、一時帰宅者対応などに対する職員等の派遣を実施しました。

敦賀本部

大規模被ばく者発生時の医療班として福島県立医科大学への職員派遣を実施しました。

東海研究開発センター原子力科学研究所

土壌等の環境試料をはじめ、炉心冷却で発生した滞留水やその放射能除去に利用されたゼオライト等を分析しました。

東海研究開発センター核燃料サイクル工学研究所

放射性滞留水処理に係る分析や基礎試験、溶融燃料に係る評価試験及び可燃性廃棄物焼却処理時のCs移行挙動評価に係る試験などを実施しました。

大洗研究開発センター

使用済燃料プールから取り出した燃料集合体の長期健全性評価として、ふげん使用済燃料被覆管を用いた塩水浸漬試験や建屋内の遠隔除染技術の開発として床材を用いたCs除染模擬試験などの研究開発を実施しました。

那珂核融合研究所

立地地域で浄水測定を実施しました。

高崎量子応用研究所

γ線照射施設を使って、事故後の原子炉建屋内部を調査する災害救助ロボットQuinceの電子機器の放射線照射試験や、海水の放射線分解による原子炉内での水素発生模擬実験などを実施しました。

幌延深地層研究センター

放射能分布作成における深度分布測定を実施しました。

東濃地科学センター

1F周辺の地下水流動解析などを実施しました。

人形峠環境技術センター

汚染されたガレキ等の焼却時のCsの挙動解析、グラウンドカバー効果のある植物による総合的な土壌修復技術の開発を実施しました。

1-1 大気中へ放出された放射性物質 －WSPEEDIを用いた放出量推定と拡散シミュレーション－

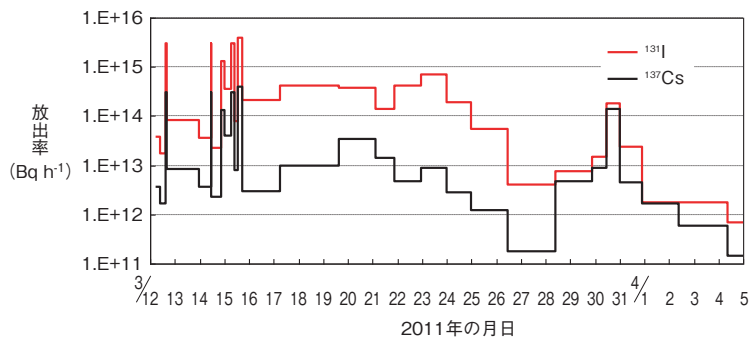


図1-4 I-131とCs-137の放出率の推定結果
3月12日、14日、15日に、特に放出率が大きく増加したことが分かります。

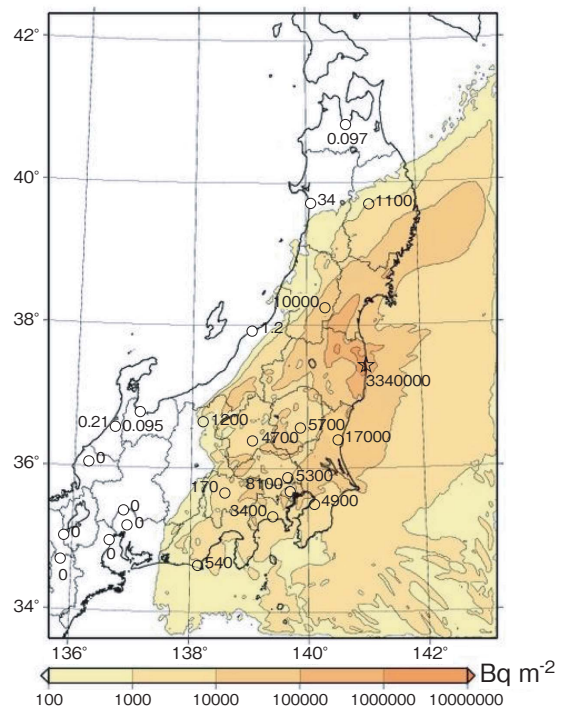


図1-5 WSPEEDIを用いて計算した東日本域のCs-137の地表面沈着量
評価結果は、各都道府県で測定された降水量(図中の数字)と良く一致していることが分かります。

2011年3月に起きた東京電力福島第一原子力発電所(1F)事故によって、大量の放射性物質が大気中へと放出されました。この事故による環境影響の把握や、公衆に対する被ばく線量の評価等が緊急の課題となっています。

私たちは、事故が発生してから、緊急時環境線量情報予測システム世界版(WSPEEDI)を用いて、放射性物質の大気への放出量の推定や、大気中の拡散・沈着過程の解析を進めています。WSPEEDIは、国内外の放出点から数10 km程度の狭域から半地球規模の広域までにおける放射性物質の大気中の移動・拡散・沈着や被ばく線量を高精度に評価できます。

WSPEEDIを用いたシミュレーション結果と、環境モニタリングデータを比べることにより、大気への放射性物質の放出率を推定しました。図1-4は、2011年3月12日から4月5日までの¹³¹Iと¹³⁷Csの推定された放出率の時間

変化を示しています。3月12日、14日、15日に放出率の増加は、1F1や1F3の水素爆発や1F2の原子炉圧力の低下等の炉内事象に対応していると推定されます。3月23日以降、徐々に放出率が減少したことは、原子炉の状態が安定して大気への放出が低減したためと考えられます。

図1-5は、推定した放出率とこの期間における気象条件を基にWSPEEDIを用いて計算した3月12日から4月1日までの¹³⁷Csの地表面沈着量の分布を示しています。このシミュレーションの結果を解析し、主に3月15日から16日の乾性沈着と湿性沈着、3月20日から21日の湿性沈着によって、現在の東日本域の沈着量や線量の分布が形成されたことを明らかにしました。

本研究の成果は、原子力安全委員会等へ提供し、IAEAへの日本政府の報告書に記載されるなど、国の事故対応に活用されました。

●参考文献

Katata, G. et al., Atmospheric Discharge and Dispersion of Radionuclides during the Fukushima Dai-Ichi Nuclear Power Plant Accident. Part I: Source Term Estimation and Local-Scale Atmospheric Dispersion in Early Phase of the Accident, Journal of Environmental Radioactivity, vol.109, 2012, p.103-113.

1-2 海洋へ放出された放射性物質 ー日本近海域における拡散シミュレーションー

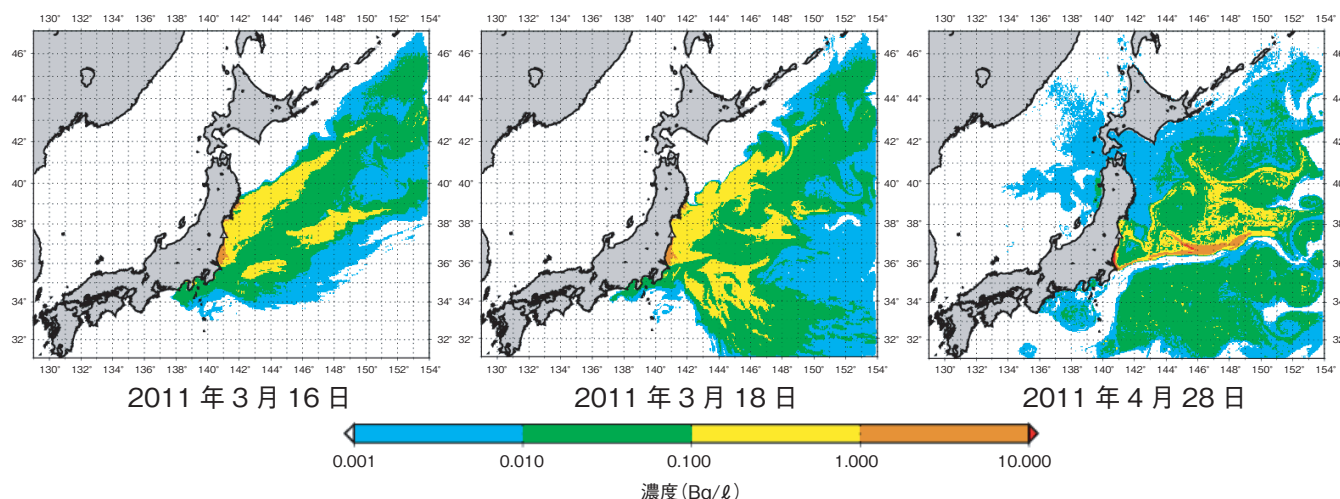


図1-6 海洋放出と大気降下量を考慮したシミュレーションによる、海表面における ^{137}Cs 濃度の水平分布
事故直後は大気放出によって福島、宮城の沿岸域及び宮城の北東方向に沿って ^{137}Cs が海表面に沈着し、その後、1Fから海洋へ ^{137}Cs が直接放出されたと考えられます。海洋中の ^{137}Cs は海流によって混合希釈されながら輸送されます。

東京電力福島第一原子力発電所（1F）は沿岸に立地しているため大気中に放出された放射性物質の多くは東方へ輸送され海洋に沈着しました。また、原子炉の冷却のために使用した水の一部が破損した施設から漏れいし、海洋へ流出しました。海洋へ放出された放射性核種の実態を把握することは、今回の事故が海洋環境へ及ぼす影響を評価する上で重要です。そこで、京都大学が開発した海洋大循環モデルと原子力機構が開発した海洋中物質拡散モデル（SEA-GEARN）を用いて数値シミュレーションによる海洋拡散解析を実施しました。

放射性核種の海洋中移行シミュレーションを実施するためには、海流場を予測することが必要となります。本研究では観測データを数値モデルに同化する高性能なデータ同化手法のひとつである4次元変分法を適用することで、海流データの精度を向上しています。

1F事故起因の放射性核種の海洋中移行をシミュレーションする上で最も大きな問題は、放射性核種の放出量に関する情報がほとんどないことでした。そこで、海洋へ直接放出された放射性核種については、東京電力株式

会社による1Fの放出口付近の海洋モニタリングデータを使用することで放出率を推定しました。また、大気から海表面へ沈着する放射性核種の量については、原子力機構が開発したWSPEEDIによる計算結果を使用しました。

図1-6は海表面の ^{137}Cs 濃度の水平分布を示しています。大気放出は3月15日にピークとなり、福島、宮城の沿岸域及び宮城の北東方向に沿って高い濃度が沈着しました。沈着した核種は親潮系水によって混合希釈されながら南下します。黒潮域に到達した核種は活発な渦活動によって急速に混合希釈され、離岸した核種は黒潮続流によって東に輸送されます。黒潮続流の強い流れは核種を太平洋東方へ運ぶ効果がありますが、黒潮続流から外れた核種はしばらくその場に停滞する傾向を示しています。

1Fから海洋へ放出された ^{137}Cs は希釈されながら北太平洋域を拡散すると考えられるため、今後は北太平洋全域を含む長期間のシミュレーションを実施し、海洋環境への影響評価を行う予定です。

●参考文献

Kawamura, H., Kobayashi, T. et al., Preliminary Numerical Experiments on Oceanic Dispersion of ^{131}I and ^{137}Cs Discharged into the Ocean because of the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant Disaster, Journal of Nuclear Science and Technology, vol.48, no.11, 2011, p.1349-1356.

1-3 環境放射能モニタリングデータの収集・公開

— 環境復興の礎となるデータを世界に発信 —

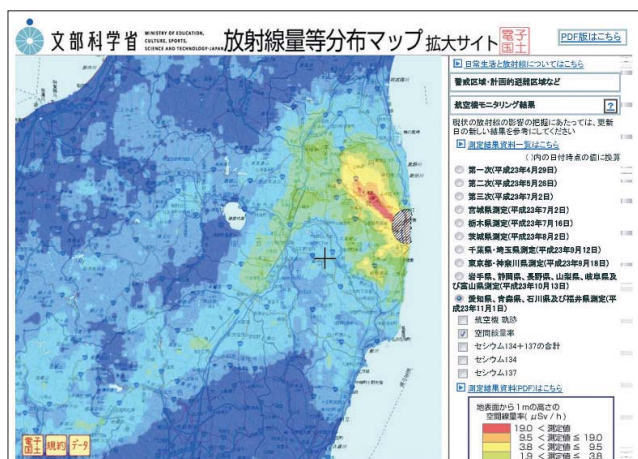


図1-7 放射線量等分布マップ 拡大サイト
空間線量率や核種濃度を可視化することで、直感的な把握が可能です。(http://ramap.jaea.go.jp)



図1-8 放射性物質の分布状況等調査データベース
空間線量率や核種濃度に関する定量的な値を提供することで、解析を支援します。(http://radb.jaea.go.jp)

表1-1 主なデータ種類

公開されている主なデータ種類になります。今後更に追加されていく予定です。

データ種類	分布マップ	データベース
福島県及び近隣の2200箇所で測定された空間線量率の測定結果及び採取された土壌試料の核種分析結果	有	有
福島県及び近隣の走行サーベイによる空間線量率の測定結果	有	無
航空機モニタリングの空間線量率の測定結果及び放射性セシウムの沈着量の測定結果	有	無
福島県内で採取された河川水・河底土・井戸水・浮遊砂の核種分析結果	無	有
福島県及び近隣県（77箇所）で採取された土壌中の放射性物質の深度分布の測定結果	無	有

原子力機構は、東京電力福島第一原子力発電所事故により放出された放射性物質による環境影響の問題に対応し、その対策基盤を確立するための調査研究を行いました。その一環として、調査研究で得られた空間線量率や核種濃度等の情報を収集し、放射線量等分布マップ（分布マップ）及び放射性物質の分布状況等調査データベース（データベース）を構築しました。

分布マップ（図1-7）は、空間線量率や核種濃度を地図上に表示し、拡大・縮小することで直感的に環境放射能の状況を確認することができます。データベース（図1-8）は、各調査実施地点における空間線量率や核種濃度のほかに測定手法、分析手法及び測定精度等の付帯情報を加えた詳細な情報をWEB経由で閲覧・取得することができます。これらシステムに登録されている主なデータ種類について、表1-1に示します。

公開前には、サイトに対する高い関心が予想されたことから、負荷テストを実施しました。特に分布マップについては、地図と分布マップの重ね合わせ処理を行うサーバに負荷が係り、接続が切れる障害が発生すること

が、負荷テストによって判明しました。そこで事前に重ね合わせ処理を行う対策をとったところ、リクエスト失敗率20%から、わずか0.000001%に抑えることができました。実際の公開では、公開後10日間で30万人を超えるアクセスがあり、総リクエスト数は1億1千万を超えましたが、サイトは問題なく稼働しました。

放射性物質による環境影響を継続的に調査するため、2012年6月より新たに福島県内の約6500地点における空間線量率などの調査が開始されています。今後も警戒区域・計画的避難区域等の見直しや放射性物質による環境影響の把握、住民の健康管理、適切な除染対策等に必要な情報として、これらの測定結果を収集し、データベース・分布マップを介して引き続き公開していきます。

本研究は、文部科学省平成23年度科学技術戦略推進費による受託研究「放射性物質分布状況等に関する調査研究」及び文部科学省平成23年度放射能測定調査委託事業による受託研究「福島第一原子力発電所事故に伴う放射性物質の第2次分布状況等に関する調査研究」の成果の一部です。

●参考文献

文部科学省原子力災害対策支援本部ほか、東京電力株式会社福島第一原子力発電所の事故に伴い放出された放射性物質の分布状況等に関する調査研究結果、放射線量等分布マップの作成等に関する報告書（第1編）(2), 平成23年度科学技術戦略推進費報告書, 2012, p.1-97-1-104, http://radioactivity.mext.go.jp/ja/contents/6000/5235/26/5600_201203131000_report1-2.pdf

1-4 事故起源の放射性核種はどこまで拡散したのか

—CTBT国際監視ネットワークによる大気中の人工放射性核種の測定—

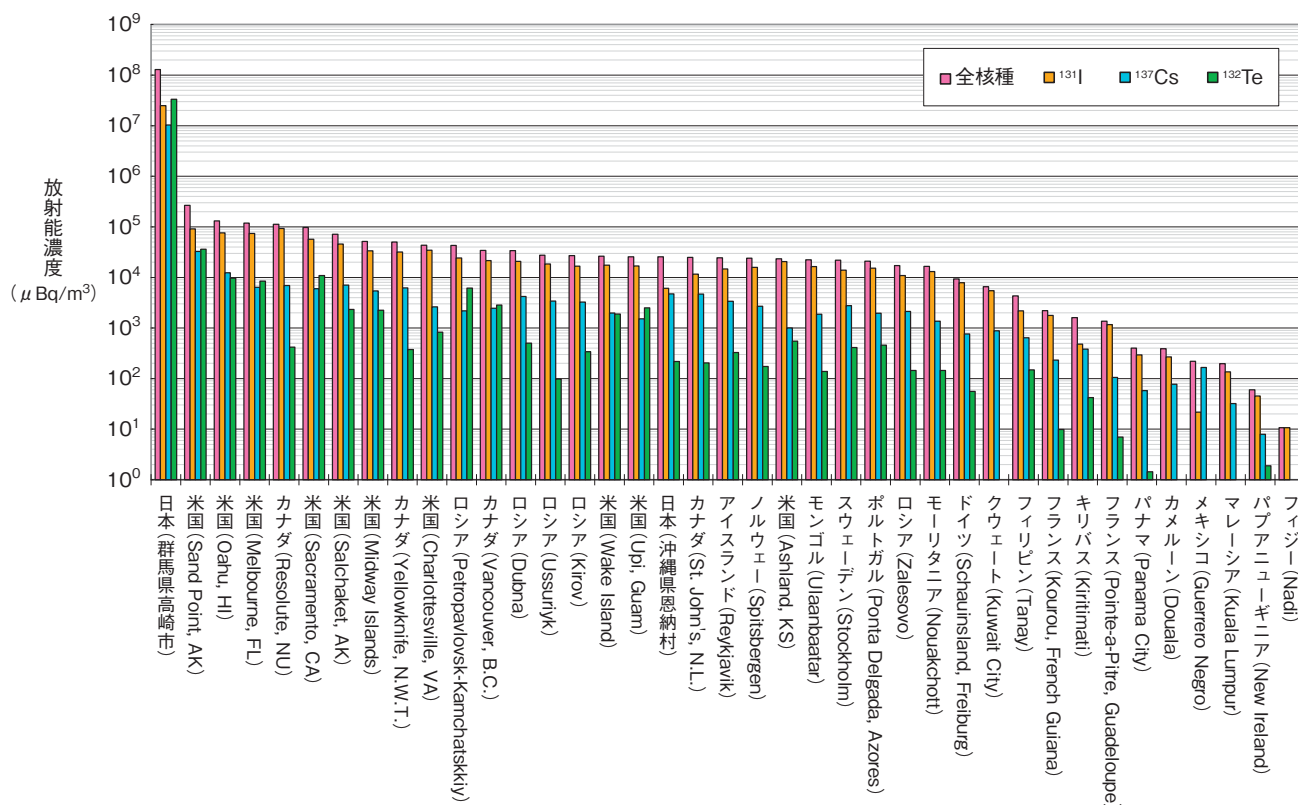


図 1-9 粒子状放射性核種を検出したIMS観測所の ^{132}Te 、 ^{131}I 、 ^{137}Cs 及び全核種濃度の比較

図は全核種濃度順に各観測所のデータを並べています。我が国以外では北米やロシアの濃度が高く、赤道付近や南半球では濃度が低いことが分かります。高崎市では、この3核種の他に ^{140}Ba や ^{95}Nb 等13核種が検出されました。

包括的核実験禁止条約（CTBT）はあらゆる空間における核実験を禁止するもので、まだ発効していませんが、核実験を監視する体制として世界中に「CTBT国際監視ネットワーク（IMS）」が整備され、暫定的な運用がなされています。IMS監視施設には、地震波170箇所、放射性核種80箇所（粒子観測が基本、うち40箇所では希ガス観測も実施）、水中音波11箇所、微気圧振動60箇所と、放射性核種用公認実験施設16箇所を加えた合計337箇所があり、このうちの約80%が整備を終えて稼働中です。我が国では、既に原子力機構が群馬県（高崎市）と沖縄県（恩納村）に放射性核種観測所を設置し、監視を続けています。

2011年3月の東京電力福島第一原子力発電所（1F）事故では、大量の人工放射性核種が環境中に放出され、そのうち大気中に放出されたものはIMSの放射性核種観測所でも検出されました。事故で放出された粒子状放射性核種を含む放射性雲は、1Fから直線距離で約210 kmの高崎観測所へ3月15日午後初めて到達しました。一方、放射性雲の一部は偏西風に乗って東回りに拡散し、北米大陸やユーラシア大陸の観測所でも検出され始めま

した。最終的に、粒子状放射性核種は運用中の63箇所の観測所のうち、北半球の全観測所と南半球の2観測所の合計39箇所の観測所で検出されました。図1-9は、それぞれの観測所で検出された代表的核種の ^{132}Te 、 ^{131}I 及び ^{137}Cs と全核種の濃度について、検出開始から検出の沈静化した9月末までの積算値の比較です。濃度の積算値自体に意味はありませんが、各観測所への拡散の傾向を見る目安として、あえてこのように表現しました。同様に、希ガス（放射性キセノン）も北半球を東周りに拡散し、運用中の27箇所のうち北半球のすべての観測所と南半球のオーストラリアの1観測所の合計18箇所検出されました。

このように、IMS放射性核種観測所のネットワークにより、北半球に加えて南半球の一部に至るまでの地球規模での放射能の拡散状況が明らかとなりました。IMSは本来の役割とは別に、1F事故における放射性核種の測定においても、大きな役割を果たしました。

本研究は、公益財団法人日本国際問題研究所からの受託研究「CTBT国内検証体制の確立・運用（放射性核種データの評価）」の成果の一部です。

●参考文献

米沢伸四郎, 山本洋一, 核実験監視用放射性核種観測網による大気中の人工放射性核種の測定, ぶんせき, vol.2011, no.8, 2011, p.451-458.

1-5 環境中の放射性物質の詳細分布を調べる ー 土壌沈着量分布マップ・空間線量率分布マップの作成 ー

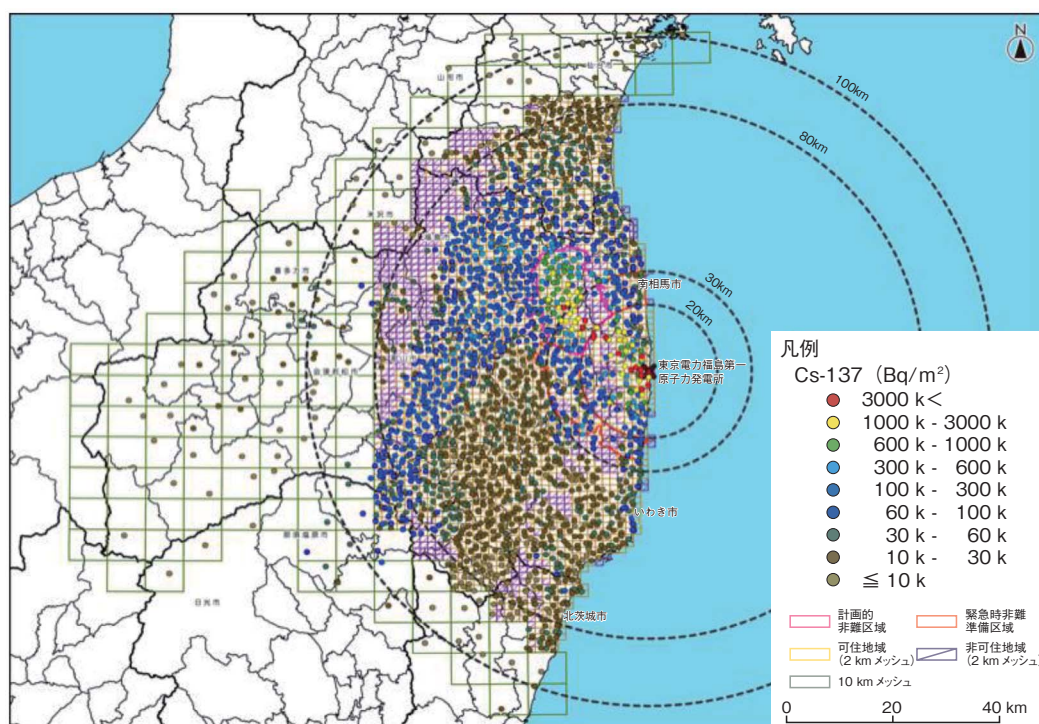


図1-10 ^{137}Cs の土壌沈着量分布マップ

1地点で5個採取した土壌試料の分析結果を平均し、2011年6月14日時点の値に換算してマップ上に色で示しています。

東京電力福島第一原子力発電所事故では、大量の放射性物質が大気中に放出され、広い範囲の土地に放射性物質の沈着が起きました。放出された放射性物質による環境や人への影響を長期にわたり正しく評価し、適切な対策を講じるために、放射性物質の沈着量や空間放射線量の詳細な分布を把握することが必要とされます。事故直後から文部科学省やその他の多くの機関により多数の環境モニタリングが実施され、多くの環境放射線・放射能データが蓄積されました。しかし、これらのデータは測定手法、精度、測定場所、測定時間等がまちまちで、蓄積されたデータを集約してマップを作成するのは難しい状況にありました。

そこで、行政側と研究現場側の双方から、信頼の置ける大規模な環境調査結果に基づく放射性物質分布マップ等を作成することが急務であるという提案がなされました。このような状況のもと、原子力機構が多くの大学や研究機関等と協力しマップ作成事業を実施しました。当事業では土壌試料の採取には400名以上、土壌試料の分析には300名以上の参加者がありました。

2011年6月上旬に開始した当事業では、土壌試料を約2200地点で採取し分析を行うことで、 ^{137}Cs 、 ^{134}Cs 、 ^{131}I 、 $^{129\text{m}}\text{Te}$ 、 $^{110\text{m}}\text{Ag}$ 、 ^{238}Pu 、 $^{239+240}\text{Pu}$ 、 ^{89}Sr 、 ^{90}Sr に関する土壌沈着

量分布マップを作成しました。また、土壌採取地点における地上1mの空間線量率マップ、更には自動車に走行測定システムを搭載して17000kmにわたり測定を行い、道路上の空間線量率マップを作成しました。

図1-10は、単位面積当たりの放射エネルギーを示した、 ^{137}Cs の土壌沈着量マップです。福島サイトから北西方向に高い濃度の地点が存在すること、福島県中央部の中通りの部分の濃度が相対的に高いことなどが明確に見てとれます。また、事故初期の被ばくで重要な核種である ^{131}I についても、観測地点はCsほど多くはないが、貴重なマップを作成しました。

これらの結果は、事故影響の評価や対策のための基礎データとして広く参照されています。原子力機構では、マップ事業の成果をデータベースとして管理、公開して行く予定です。また、汚染状況の経時変化を明らかにし将来予測につなげるための研究を継続して実施し、今後の対策などに役立てる予定です。

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

●参考文献

文部科学省原子力災害対策支援本部ほか、東京電力株式会社福島第一原子力発電所の事故に伴い放出された放射性物質の分布状況等に関する調査研究結果、放射線量等分布マップの作成等に関する報告書(第1編)(1)、平成23年度科学技術戦略推進費報告書、2012、p.1-1-1-64、http://radioactivity.mext.go.jp/ja/contents/6000/5235/25/5600_201203131000_report1-1.pdf

1-6 航空機を用いた日本全域の放射線量マップの作成 — 事故の影響を視覚的に把握 —

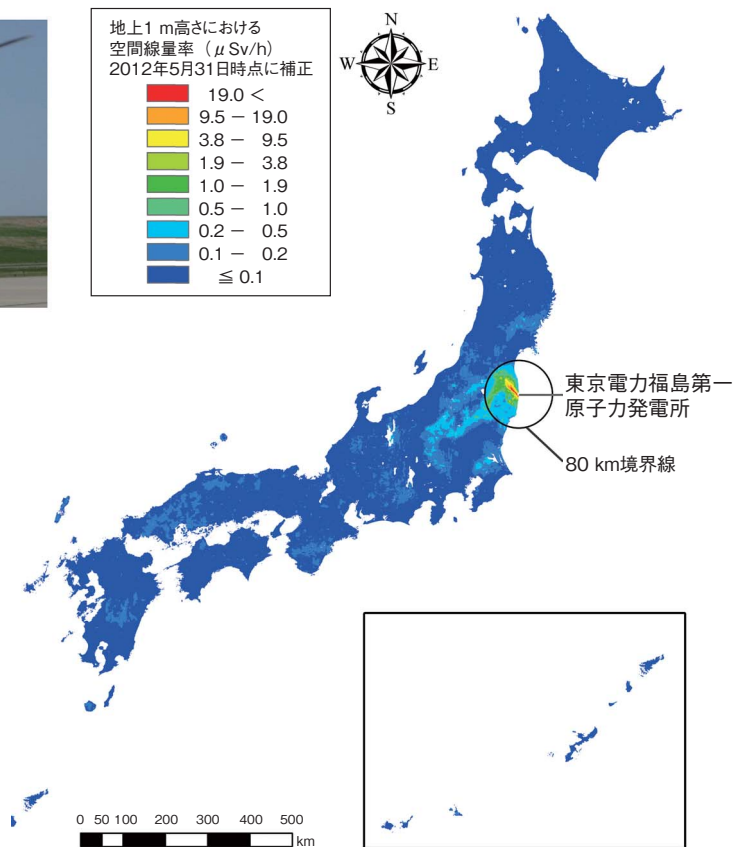
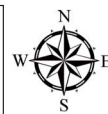
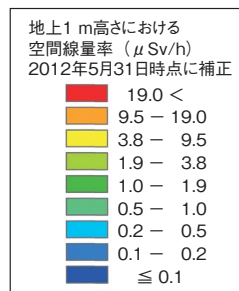
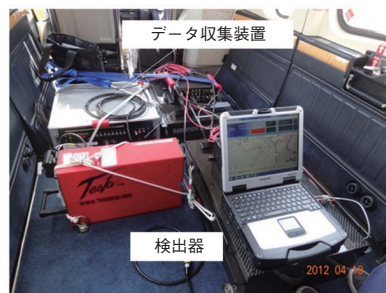


図1-11 航空機モニタリング機器

航空機モニタリング機器は、大型のNaI検出器の計数率とGPSによる位置情報を同期させたデータを1秒毎に保存する装置です。現在の位置情報をリアルタイムにコンピュータに表示させることも可能です。

図1-12 日本全域の放射線量マップ

ヘリコプターに大型のNaI検出器を搭載し、3～5 km間隔（1F近傍は1.8 km間隔）測定し、得られたデータを地上から1 m高さの線量率に換算しました。本マップには自然放射線の影響が含まれます。

東京電力福島第一原子力発電所（1F）事故以来、環境の放射線モニタリングには、迅速に広域を測定できる方法が求められています。また、その結果は分かりやすいように可視化し公開されることが望まれています。

原子力機構では、事故の影響を把握するため、航空機（ヘリコプター）を用いた放射線のモニタリングを実施しています。航空機によるモニタリングでは、大型の γ 線の検出器（NaI検出器）（図1-11）をヘリコプターに搭載し、GPSで測定した位置・高度情報と γ 線の計数率を同期させたデータを採取します。データは、東日本は3 kmメッシュ（1F近傍は1.8 kmメッシュ）に、西日本・北海道は5 kmメッシュの測線間隔で採取しました。採取したデータは、地上で測定したデータと比較し、高度などの影響を補正して地上1 mでの線量率に換算します。換算した線量率は、同時に測定していた γ 線のエネルギースペクトルから自然の放射性核種の影響を差し引き、放射性セシウム（Cs）の沈着量（ Bq/m^2 ）に換算できます。今回、日本全域の線量率を測定するにあたり、大量のデータが処理可能なように、測定方法・項目等の統一・最適化を行い、ルーチン化しました。

図1-12に、線量率のマップを示します。このマップは、場所によって測定日が異なるため、減衰補正を行い2012年5月31日時点の線量率に換算して、同一マップ上に表示しています。マップを見ると、1Fから北西方向に高線量地域があり、その地域に連なるように栃木県、群馬県まで比較的線量の高い地域が見られます。また、茨城県南部地方や宮城県北部にも比較的高線量である地域があることが分かります。これらは、1Fから放出された放射性Csが沈着したことによるものと考えられます。一方、中国地方や九州地方の中部にも周辺より線量率の高い場所が見受けられますが、解析の結果、自然放射線による影響であることが分かりました。

本マップは、文部科学省のホームページに一般公開され、誰でも見ることができます（<http://radioactivity.mext.go.jp/ja/contents/6000/5847/view.html>）。今後とも、迅速に広範囲の放射線を測定し、可視化する方法について研究を進めてまいります。

本研究は、文部科学省からの受託研究「平成23年度広域環境モニタリングのための航空機を用いた放射性物質拡散状況調査」の成果の一部です。

●参考文献

鳥居建男, 眞田幸尚ほか, 広域環境モニタリングのための航空機を用いた放射性物質拡散状況調査, JAEA-Technology 2012-036, 2012, 184p.

1-7 森林からの被ばく線量の除染による低減効果 ー森林に対する除染技術の実証試験ー

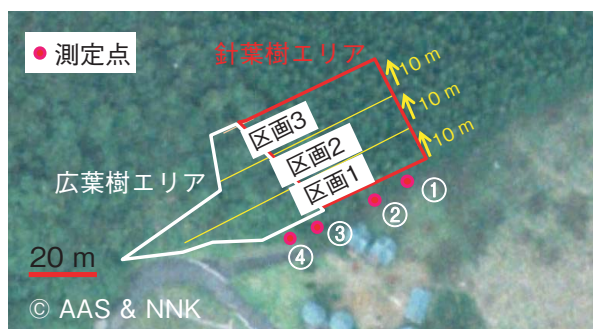


図1-13 森林の除染試験場所

森林入口から奥行き10 m (区画1) の範囲において除染作業を実施し、各除染作業の終了ごとに森林入口での空間線量率を測定しました。これを森林入口から奥行き30 mまで10 m毎 (区画2及び区画3) に実施しました。

除染前



除染後



図1-14 試験場所の除染前後の状態

除染試験を実施した森林 (広葉樹エリア) の除染前後の様子です。草、落ち葉及びその下のリター層の除去を行いました。

表1-2 森林の奥行き方向の除染広さに対する森林入口付近の空間線量率 (1 m高さ) の推移

森林入口における各区画の除染作業後の高さ1 mにおける空間線量率の測定結果を示します。区画1の除染後では、森林入口の空間線量率は、④を除いて除染前の半分程度に低減しました。引き続き実施した区画3までの除染によって、森林入口における空間線量率の更なる低減はあまり見られませんでした。

($\mu\text{Sv/h}$)

領域	測定点No	除染前	区画1 除染後			区画2 まで除染後		区画3 まで除染後	
			除草・落ち葉かき ^{*1}	リター層除去	入口付近枝打	除草・落ち葉かき	リター層除去	除草・落ち葉かき	リター層除去
針葉樹 エリア入口	①	2.6	2.2	1.4	1.3	1.2	1.3	1.3	1.2
	②	2.5	2.3	1.6	1.4	1.5	1.4	1.2	1.3
広葉樹 エリア入口	③	2.4	1.7	1.4	-*2	1.5	1.4	1.4	1.6
	④	2.7	2.3	2.0		2.2	2.2	1.5	1.9

*1 区画1 除草・落ち葉かきの線量率は、地表面1 cmで測定。1 m高さでの値はおおむねこの0.8倍程度。

*2 広葉樹エリアは枝が少なかったため、枝打ちを実施していない。

現在、東京電力福島第一原子力発電所事故により生じた放射性物質による環境の汚染への対処が喫緊の課題となっています。原子力機構では、今後の自治体、コミュニティが行う除染活動に必要な知見・データの蓄積と情報提供を目的として、伊達市及び南相馬市において除染試験を行いました。除染試験では、森林、農地、家屋、道路などの生活環境に存在する様々な構成要素が含まれる区域を対象に、原子力機構が策定した計画に基づいて、容易に実施可能で、実践的な除染方法を用いました。ここでは、様々な構成要素の中で、森林の除染試験の結果について紹介します。

福島県においては森林に隣接する家屋が多いことから、森林除染は、まずそのような家屋に住む方々の被ばく線量を低減することを目的として行うことが重要と考えられます。さらに、この森林除染をより効率的に進めるためには、除染方法の効果、除染対象とすべき森林の奥行きなどを、データに基づいて明らかにすることが必要と考えられます。

この観点から、森林の除染試験は、まず森林入口から10 mまでの奥行きを有する除染対象区域 (区画1) におい

て、針葉樹の区域と広葉樹の区域を別々に、除草・落ち葉かき、リター層除去及び地表から4 m高さまでの枝打ち作業を順に実施しました。また、各作業の終了時には、森林入口での空間線量率を測定しました。さらに、この手順を森林入口から奥行き30 mまで10 m毎 (区画2及び区画3) に実施しました。なお、枝打ちは、森林内部では既になされていたことから、森林入口のみで実施しました (図1-13、図1-14)。

その結果、表1-2に示すとおり、リター層の除去が森林入口の空間線量率の低減に最も有効でした。また、区画1の除染を行うことにより、森林入口の空間線量率はほぼ半分に下がりましたが、引き続き実施した区画2及び区画3の除染に伴う更なる低減は見られませんでした。

この結果に基づくと、森林に隣接する家屋に住む方々の被ばく線量低減を目的として森林除染を行う場合、隣接する森林入口から奥行き10 mまでの区画を対象として、リター層の除去を行うことが最も効率的だと考えられます。

本研究は、内閣府からの受託研究「福島第一原子力発電所事故に係る福島県除染ガイドライン作成調査業務」の成果の一部です。

●参考文献

日本原子力研究開発機構, 平成23年度福島第一原子力発電所事故に係る福島県除染ガイドライン作成調査業務報告書, 2012, p.166-168, http://www.jaea.go.jp/fukushima/kankyoanzen/guideline_report.html, (JAEA図書館所蔵)。

1-8 実践から得られた除染の手引き ー 除染モデル実証事業の成果ー



図 1-15 ショットブラスト工法による除染作業(大熊町役場周辺)
直径 1 mm 程度の鉄球を高速で除染対象に衝突させ、除染対象の表面を薄く切削する除染方法です。原子力施設内で使用されている方法を道路に適用し、大熊町役場周辺での実績では、表面汚染密度を90%以上低減させることができました。

東京電力福島第一原子力発電所事故に伴い、国や自治体等による環境の除染作業が行われつつあります。誰もが経験のないこの作業を、効果的かつ効率的に行うとともに、作業に伴い発生した除去物を適切に管理するには、定量的な実データに基づく情報を集約した手引書が必要です。私たちは、2011年11月から2012年6月にかけて、内閣府の委託事業として、年間の被ばく線量が20 mSvを超える線量率の高い場所を含む警戒区域や計画的避難区域など11市町村での除染モデル実証事業(モデル事業)を実施し、200 haを超える広大なエリアでの種々の除染実証試験と除染効果についての評価、解析等を行い、その結果を除染作業の手引きとなり得る具体的な事例や知見を集約した報告書に取りまとめました。

モデル事業では、地域ごとに宅地、農地、道路、森林などその地形や構造を考慮した上で多様な除染方法を試み、除去物(施工スピード、除去物発生量など)、水処理方法(使用水量、回収率など)及び除染係数の目安(低減率など)を除染に求められる三大要素として推奨する除染技術の選定を行いました(図1-15、図1-16)。

除染に先立ち、除染効果の予測評価を行う解析コードを用いることで、面的除染の効果を事前に予測できます。

除染対象	除染方法	除去物	水処理方法	除染係数
道路	ショットブラスト	鉄屑	水洗	0.1
農地	高圧洗浄	汚泥	水洗	0.1
宅地	高圧洗浄	汚泥	水洗	0.1
森林	高圧洗浄	汚泥	水洗	0.1
水路	高圧洗浄	汚泥	水洗	0.1
施設	高圧洗浄	汚泥	水洗	0.1
その他	高圧洗浄	汚泥	水洗	0.1

図 1-16 除染作業の手引き(報告書より抜粋)
地形、構造、除染対象等ごとに除染方法を解析し、除去物、水処理方法及び除染係数の観点からの評価のほか、施工上の留意点や標準コスト算出などを行いました。

私たちは、「除染効果評価システム (Calculation system for Decontamination Effect: CDE)」という原子力機構が開発し、既に公開されている解析コードを使用しました(トピックス1-12)。予測した除染作業後の線量率分布は、除染後に行った測定結果と良く一致するものであり、CDEが効率的な作業計画の立案に有用であることを確認しました。

除去物の仮置き場についても、各地の地形を考慮した構造、遮水シート等による除去物の隔離、土壌等による除去物からの放射線の遮へい、可燃性除去物の適切な間隔での保管などに配慮して設計、施工しました。これらの対策が適切に機能していることを、その後の定期点検時の水中の放射性セシウム濃度(除去物の隔離)、線量率(放射線の遮へい)、温度(可燃性除去物の適切な保管)等の測定により確認しています。

これらの成果は、2012年3月26日に福島市内で報告会を開催するとともに、資料や報告書などを原子力機構のホームページ(●参考文献)で公開しています。

本研究は、内閣府からの受託研究「福島第一原子力発電所事故に係る避難区域等における除染実証業務」の成果の一部です。

●参考文献

日本原子力研究開発機構、福島第一原子力発電所事故に係る避難区域等における除染実証業務【除染モデル実証事業編】報告書、2012、667p、http://www.jaea.go.jp/fukushima/kankyoanzen/d-model_report.html、(JAEA図書館所蔵)。

1-9 土壌をきれいにしたい

—土壌の原位置加熱による放射性セシウムの除去可能性の検討—

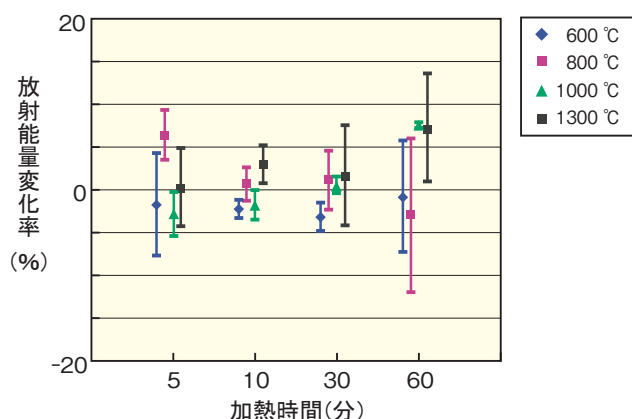


図 1-17 加熱温度ごとの ^{137}Cs の放射エネルギー変化率
土壌サンプル中の放射性 ^{137}Cs の加熱前後の放射エネルギーを測定することにより放射エネルギー変化率を評価しました。
(放射エネルギー変化率=(加熱後の放射エネルギー-加熱前の放射エネルギー)/加熱前の放射エネルギー $\times 100$)

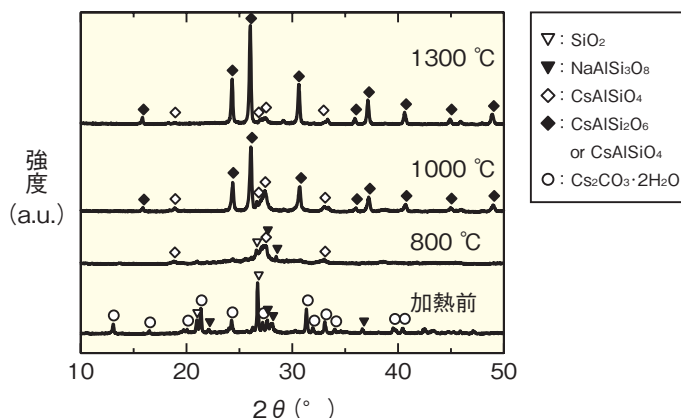


図 1-18 加熱温度ごとのX線回折結果
Csを含む土壌を加熱することによりCsが土壌中のナトリウムアルミニウムケイ酸塩($\text{NaAlSi}_3\text{O}_8$)や二酸化珪素(SiO_2)と反応し、セシウムアルミノケイ酸塩(CsAlSiO_4 等)の安定な化合物を形成することが確認されました。

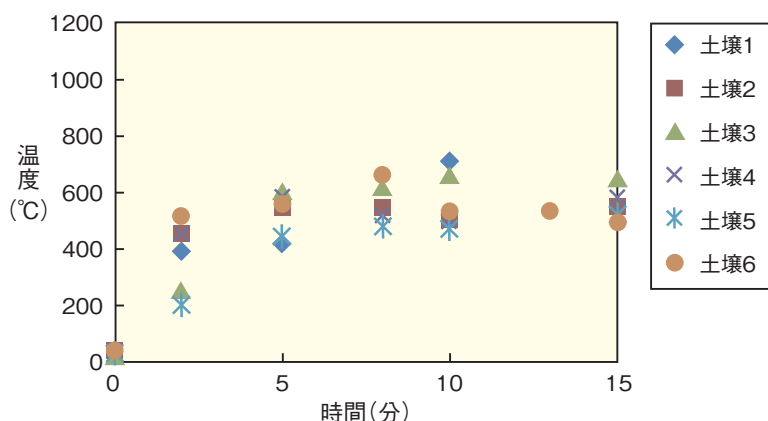


図 1-19 土壌表面温度の経時変化
携帯バーナーで原位置における土壌を比較的高温に加熱するためには15分以上加熱が必要であり、上昇温度は最大でも700 °C程度でした。

東京電力福島第一原子力発電所事故に伴い、放射性物質によって広範囲の土壌が汚染され、様々な環境修復策が検討されています。土壌を汚染している主な放射性物質は放射性セシウム(Cs)であることから、Cs化合物の比較的低い温度における高い揮発性に着目した加熱除去方法が考えられます。そこで、放射性Csの加熱による除去の可能性を調べるために、放射性Csを含む環境中の土壌を用いたつば規模の加熱試験を行い、放射性Csの揮発挙動を評価しました。また、土壌を加熱する方法として、大型機械を導入しなくても住民自ら作業が可能となるバーナーなどによる加熱方法が考えられ、実際に土壌を直接携帯型バーナーで加熱する土壌温度の確認試験を行いました。

図 1-17 につば試験による加熱温度ごとの ^{137}Cs の放射エネルギーの変化率を示します。600～1300 °Cの温度条件範囲における放射エネルギー変化率は、-12.0～13.5%の範囲でばらついている程度であり、顕著な揮発挙動は認められ

ませんでした。

また、加熱による土壌の成分とCsとの反応性を確認するため、600～1300 °Cの加熱温度での「土壌サンプルとの炭酸Cs試薬混合物(重量比2:1)」の結晶構造の分析を行いました。その結果、加熱によりCsが土壌中の $\text{NaAlSi}_3\text{O}_8$ や SiO_2 と反応し、 CsAlSiO_4 等の安定な化合物を形成することを確認しました(図 1-18)。

次に、バーナーを用いた加熱による土壌表面温度の経時変化を図 1-19 に示します。携帯型のバーナーでは土壌を比較的に高温にするためには約15分以上必要であり、土壌の最大加熱温度は700 °Cでした。さらに、その範囲はスポット的であり、相当な時間をかけなければ広範囲を加熱することはできないことが分かりました。

以上からバーナーによりスポット的に土壌を比較的高温まで加熱することは可能であるが、Csは土壌成分と反応して安定な化合物を形成し、土壌に留まることが分かりました。

●参考文献

日本原子力研究開発機構, 土壌の原位置加熱による放射性セシウムの除去可能性の検討, JAEA-Research 2011-026, 2011, 74p.

1-10 ポリイオン粘土を使った除染方法の開発 —放射性セシウム汚染土壌の除染と再汚染の防止—



図 1-20 固化土壌片
畑土壌にポリイオン複合体を散布したあとに、乾燥・固化させた土壌片です。



図 1-22 福島県伊達市霊山町小国での土壌の除染試験
伊達市霊山町小国の公民館の広場の土壌に対して、ポリイオン複合体を用いて除染試験を行ったときの様子です。



図 1-21 ポリイオン複合体の膨潤
乾燥して硬くなったポリイオン複合体ゲルに対して、水をかけて膨潤させたときの様子です。

ポリイオン粘土法とは、汚染土壌に対して、除染（表土除去）や再汚染防止（Cs封じ込め）を目的として行う表層土壌処理法のひとつです。この方法は、田畑、里山（人里近い森林）などの広大な地域を対象にした長期的な除染（時間をかけて行う除染）に有効です。

ポリイオン粘土法では、ポリイオンと呼ばれるイオン性のポリマーが形成するポリイオン複合体（ゲル状物質）が表層土壌を粘着・固化し、粉塵や表層泥水の発生を抑制するとともに、粘土のCsを吸着・固定化する性質を利用して、放射性Csの移行・拡散を防ぎます。また、ポリイオンも粘土も大量調達が可能で安全な物質です。ポリイオンはチェルノブイリ事故後の粉塵抑制に用いられ、粘土は懸濁液を壁面などに塗布して用いられた実績があります。しかしながら、ポリイオンは土壌からの粉塵・泥水の抑制はできても十分にCsを固定できず、粘土はCsを強く固定できても乾けば碎けて飛散します。ポリイオン粘土法は、両者の利点を活かし、かつ互いの欠点を解消する組合せです。

ポリイオン粘土法の最大の特徴は、環境中での長期的な耐性です。ポリイオン複合体は、乾燥すると固化し水

で軟化・膨潤する性質がありますが、非常に粘性が高いため雨によって流出しません。また、乾いていても湿っていても粉塵発生を効果的に防止します。このような性質により、長期間にわたって高汚染場所の表層土壌中のCsを封じ込め、高汚染場所からのCsの飛来・流入による再汚染を防止します。図 1-20は、ポリイオン複合体によって固化した畑土壌の写真です。また、図 1-21は水で膨潤したポリイオン複合体の様子です。一方、粘土は、長期間Csを固定できるだけではなく、粘土質の少ない土壌で、Csが土壌の深い場所にまで浸透してしまった場合に、サクションと呼ばれる現象を利用して表層にまで吸い上げます。サクションとは、水で膨潤した粘土微粒子が乾燥・収縮する際に、土壌空隙に入り込んだ懸濁液を毛細管現象によって吸い上げる効果をいいます。風や太陽光にさらされる表面の乾燥は早く進み、土壌内部の乾燥は遅れるために起こる現象です。ポリイオン複合体を利用した除染方法は、2011年7月に福島県伊達市霊山町小国の公民館の土壌1500 m²を対象に試験されました。その結果、表層土壌2 cmの剥ぎ取りによって、85～90%の除染率が得られました（図 1-22）。

●参考文献

長縄弘親, ポリイオン/粘土を利用した汚染土壌中の放射性セシウムの除去, 粘土科学, vol.50, no.2, 2011, p.52-57.

1-11 公園の除染効果について

—公園における除染試験と空間線量率の低減—

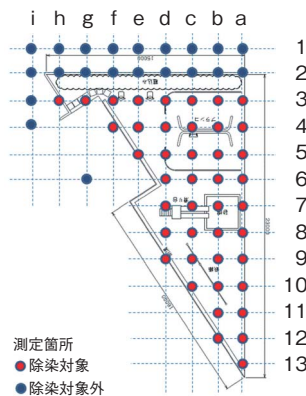


図1-23 除染後の公園と空間線量率測定点
除染は、遊具は紙タオルによるふき取り、土壌は鋤簾による表土の剥ぎ取りと客土、側溝は高圧水洗浄機やデッキブラシによって除染を実施しました。公園を2 m×2 mのメッシュに区画(写真中の白線)し、除染前後で測定を行いました。

表1-3 除染前後における空間線量率の変化

高さ1 m, 50 cm, 1 cmの除染前後の空間線量率変化を確認しました。除染前は土壌表土の汚染が強いため、地面付近(1 cm高さ)での線量率が高く、地面から離れるほど線量率が低下しました。この関係が除染終了後に逆転したのは、土壌の除染により土壌からの線量率が大きく低下した一方で、除染をしていない周辺からの放射線の影響が残っているからです。

測定高さ	除染前 ($\mu\text{Sv/hr}$)			除染後 ($\mu\text{Sv/hr}$)		
	平均※	最大	最小	平均※	最大	最小
1 m	1.5	1.9	1.0	0.6	1.1	0.4
50 cm	1.8	2.4	1.2	0.6	1.0	0.3
1 cm(鉛遮へい無)	2.4	5.0	1.6	0.4	1.1	0.3
1 cm(鉛遮へい有)	-	-	-	0.2	0.4	0.1

※公園内を2 m×2 mのメッシュに分割した交点43地点の平均値

東京電力福島第一原子力発電所の事故により、生活圏が放射性物質により汚染し、多くの方々が避難若しくは不安な生活を強いられています。特に放射線に対して感受性の強い子どもへの影響が懸念されたことから、子どもたちの外で遊ぶ時間は制限され、校庭や公園では外で遊ぶ姿を見かけることがほとんどなくなりました。校庭除染は進みましたが、公園除染は進まず、除染が望まれていました。しかし、公園の除染方法や除染効果の具体的なデータはなく、空間線量率についても面的除染によってどれほど低下するかというデータもありませんでした。一般の方が除染を実施するには、ホームセンターなどで購入できる機材を用いて、どのように除染できるかを示す必要がありました。

そこで、容易に手に入れられる機材を用いた除染試験を実施しました。本事業では、福島市内の比較的狭く(150 m²) 周辺からの放射線影響を受けやすい公園を選び(図1-23)、遊具、土壌、側溝等を除染しました。除去物は、公園内に孔を掘って埋め、その上から汚染していない土で覆い保管しました。また、覆った土(覆土)の厚みによる放射線遮へい効果も調べました。

除染は高い位置から低い位置への順番に実施するた

め、遊具、土壌、側溝の順番で行いました。遊具についてはすべり台、ブランコ、鉄棒等は拭き取り、土壌は、深さ3 cmの剥ぎ取りと客土、側溝は、7 MPaの高圧水洗浄機を実施しました。

除染の結果(表1-3)、地面付近(1 cm高さ)の空間線量率は、除染前の平均値2.4 $\mu\text{Sv/hr}$ から0.4 $\mu\text{Sv/hr}$ に減少しました。また、測定器周辺に鉛遮へいを行い測定したところ、地面付近の線量率は更に低減し、0.2 $\mu\text{Sv/hr}$ という年間追加被ばく1 mSvの目安である0.23 $\mu\text{Sv/hr}$ 以下にまで除染されていました。鉛遮へいによる線量率低下は、除染していない周辺からの放射線が鉛により遮へいされたことを意味しています。つまり、より広範囲を除染することで更に線量率を低減できることが分かりました。除去物を埋めた場所では覆土厚さが30 cmで周辺と同程度の線量率にまで低下することを確認しました。

除染作業の動画は原子力機構ホームページ(<http://www.jaea.go.jp/fukushima/josenvtr.html>)で公開し、福島県除染講習会や環境省除染情報プラザ(<http://josenvtr-plaza.env.go.jp/>)でも利用されています。さらに、除染技術は環境省除染ガイドラインや内閣府除染技術カタログにも採用され、広く周知されました。

●参考文献

田川明広, 平面除染による空間放射線量率の評価 公園における除染試験結果, 日本原子力学会和文論文誌, vol.11, no.2, 2012, p.111-117.

1-12 合理的・効果的除染の計画策定を支援するために — 除染による空間線量率の低減を効率的に予測するソフトウェアの開発 —

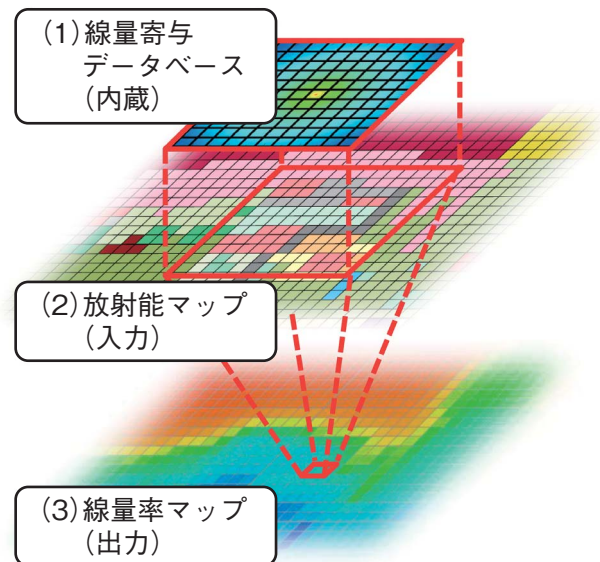


図1-24 CDEにおける空間線量率の評価計算方法の概念
PHITSコードを用いてあらかじめ評価した線量寄与データベース（ある位置の放射能が及ぼす周辺の空間線量率）と入力した放射能マップを用いて、迅速かつ正確に空間線量率マップを評価します。また、除染係数を入力で与えることにより、除染後の放射能マップを構成して除染後の空間線量率マップを同様に評価します。

生活環境における空間線量率を低減するためには、除染により土壌等に沈着した放射性セシウムを取り除く必要があります。除染作業を効率的に行うために、除染による空間線量率の低減をあらかじめ評価できるソフトウェアCDE (Calculation system for Decontamination Effect) を開発しました。CDEは、正確な計算を迅速に行うとともに、使いやすさに配慮されています。

正確な計算を短時間で行うために、次の方法を考案しました。空気や土壌による放射線の吸収や散乱を正確に計算可能な三次元粒子・重イオン輸送計算コードPHITSを用いて、ある位置に存在する放射性物質による周辺領域における空間線量率を計算し、これを基に単位放射能あたりの空間線量率を与える線量寄与データベースを計算し準備しました (図1-24(1))。この線量寄与データベースを、対象領域の放射能マップ (図1-24(2)) に掛け合わせることで、空間線量率マップを作成します (図1-24(3))。放射能マップから、その都度PHITSを用いて正確な計算をすると膨大な計算時間を要しますが、あらかじめ評価した線量寄与データベースを用いること

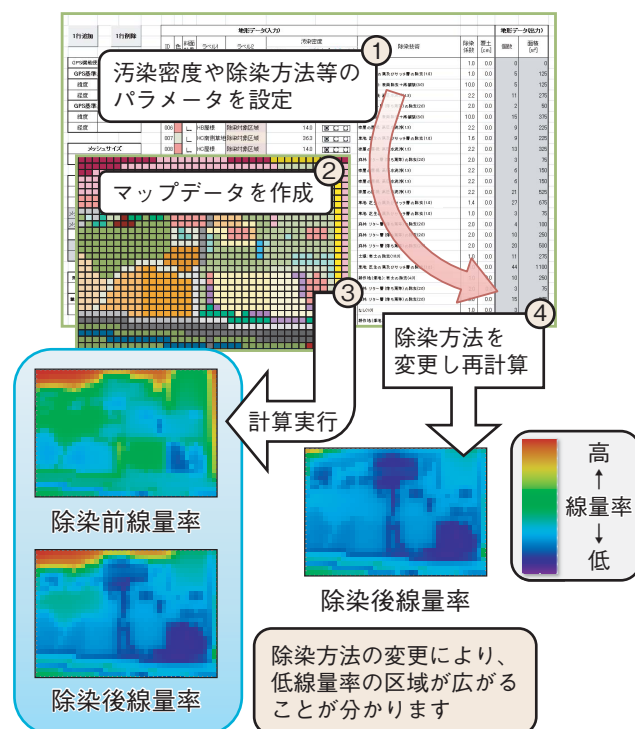


図1-25 除染計画の検討におけるCDE動作画面例
CDEはExcel上で動作します。グラフィカルなインターフェースを通して、地形の設定、地形ごとの汚染密度や除染方法を設定すれば、除染前後の空間線量率の評価結果が可視化されます。除染方法を変更しながら評価を繰り返すことにより、効率的にケーススタディを行うことができます。

で、同じ計算結果が数秒で得られるよう、計算時間を大幅に短縮することに成功しました。

一般のパーソナルコンピュータで計算を行い、計算条件の設定、計算結果の表示操作が簡単に行えるよう、CDEは汎用の表計算ソフトウェアMicrosoft® Excel®を使い、VBA (Visual Basic for Applications) によりGUIを含めたソフトウェアを作成しました。図1-25に示すように、計算条件の入力はGUIを用いて行い、空間線量率分布等の計算結果は、カラーマップで分かりやすく表示されます。ファイルの保存、数値のコピー等の基本操作は、Excelの機能を使用し簡単に行うことができます。

CDEは、原子力機構のホームページ上で2011年11月2日から公開されており (<http://nsed.jaea.go.jp/josen/>)、登録ユーザーに対して無償提供されています。昨年度末での申込数は452件を数え、除染効果評価に活用されています。内閣府の「福島第一原子力発電所事故に係る福島県除染ガイドライン作成調査」事業、「福島第一原子力発電所事故に係る避難区域等における除染実証」事業においても、CDEは除染計画の策定に活用されました。

●参考文献

佐藤大樹, 久語輝彦ほか, 除染効果評価システムCDEの開発, JAEA-Research 2012-020, 2012, 97p.

1-13 セシウム134と137を個別定量する簡便な手法 —普及型のNaI(Tl)スペクトロメーターによる弁別定量法を開発—

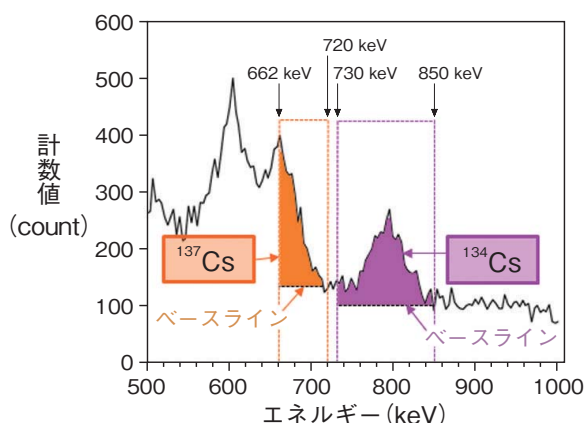


図1-26 ^{134}Cs と ^{137}Cs を弁別定量する考え方

汚染試料から得られた波形データのうち、本手法では、着色部分の領域を両核種の定量に用います。ベースライン以下の領域は ^{40}K などの自然放射線に由来するものとして除外します。

表1-4 実施例(2012年1月～2月に測定)

本手法によって、Ge検出器による測定値に非常に近い値が得られることが分かります。

	^{137}Cs		^{134}Cs	
	本手法による定量値 (Bq kg^{-1})	Ge検出器による値との比	本手法による定量値 (Bq kg^{-1})	Ge検出器による値との比
腐葉土	$6.0 \times 10^3 \pm 60$	0.98	$4.4 \times 10^3 \pm 38$	0.95
草地土壌	$1.7 \times 10^4 \pm 72$	0.97	$1.3 \times 10^4 \pm 47$	0.98
牛糞堆肥	$5.9 \times 10^2 \pm 11$	0.87	$4.8 \times 10^2 \pm 7.4$	1.06

現在、食品や土壌、肥料など、放射性セシウム (^{134}Cs と ^{137}Cs) の定量分析が求められる試料は膨大な数に上っており、多くの方々がこれに取り組んでいます。利用される装置の中では、タリウムヨウ化ナトリウムシンチレーションスペクトロメーター (NaI(Tl) スペクトロメーター) とゲルマニウム半導体検出器 (Ge検出器) の二つが代表的なものです。NaI (Tl) スペクトロメーターは、Ge検出器と比較すると安価で取扱いが簡単なため、広く普及が進んでいますが、放射性物質の種類の識別に適していないという欠点があります。本研究では、普及しているNaI (Tl) スペクトロメーターを利用して、試料中に含まれる ^{134}Cs と ^{137}Cs の個別の存在量を知りたいという需要に応えるために、可能な限りシンプルで分析者自身が工夫を加えられるような手法の開発を目指しました。なぜなら、多様な現場で、計測や解析のノウハウを (必ずしも放射線計測の専門家ではない) 多くの人々が共有し、蓄積していくための、共通の土台が重要であると考えたからです。

一般的なNaI (Tl) スペクトロメーターによって汚染試料を測定すると、 ^{134}Cs と ^{137}Cs が放出する γ 線に由来するピー

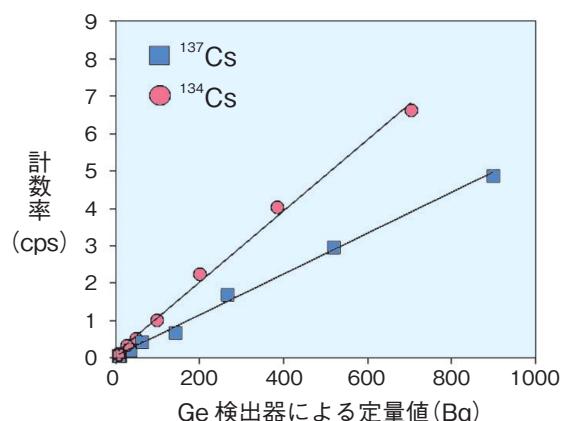


図1-27 定量に用いる領域面積と両核種の量との相関

数段階の濃度となるよう同一の試料を希釈して、定量に用いる領域の面積が、Ge検出器による測定値に比例することを確認しました。

クが重なり合った波形が得られます (図1-26)。私たちは理論計算を基に、 ^{134}Cs と ^{137}Cs 各々に由来するピーク上に、相互の影響や、自然放射性物質であるカリウム40 (^{40}K) による影響が最も少ない領域 (図1-26着色部分) を選り出しました。多くの市販の装置では、波形データを一般的な表計算ソフトに出力することが可能です。表計算ソフト上で、これらの領域の面積に相当する計数値(count)を合計し、その値を計測時間(s)で割って計数率(cps)を求めたところ、試料中の ^{134}Cs と ^{137}Cs の量を正確に反映していることが確認できました (図1-27)。本手法の有用性を実証するために、実際の土壌や堆肥を分析し、Ge検出器による測定値と比較したところ、高い一致性が見られ、本手法で精度良く ^{134}Cs と ^{137}Cs を個別に定量できることが分かりました (表1-4)。

本手法により、直線性 (図1-27) と、両核種の比が半減期に応じた割合であること (表1-4) を確認すれば、試料調製や装置校正などの方法を分析者自身が再検証し、分析の信頼性を向上させることにも役立つと期待できます。

●参考文献

尹永根ほか, NaI(Tl) スペクトロメーターによるセシウム134 および137 を弁別した定量方法, 日本土壌肥科学雑誌, vol.83, no.3, 012, p.296-300.

1-14 グラフト重合技術を活用しフェルト生地でセシウムを捕集 —放射線グラフト重合法によるセシウム除染材料の開発—

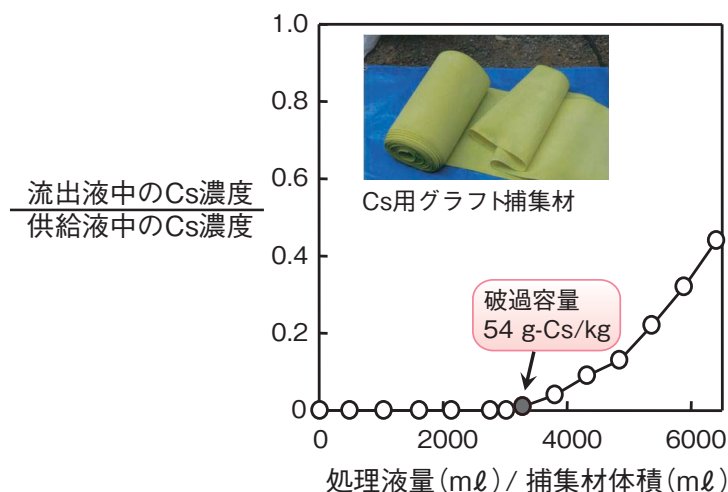


図1-28 安定性Csを用いたグラフト捕集材の破過曲線
放射線グラフト重合法によりフェルト状の生地にCsを捕捉可能なリンモリブデン酸基を導入した捕集材料(写真)を合成し、捕集材体積の3000倍までCsを吸着することができました。

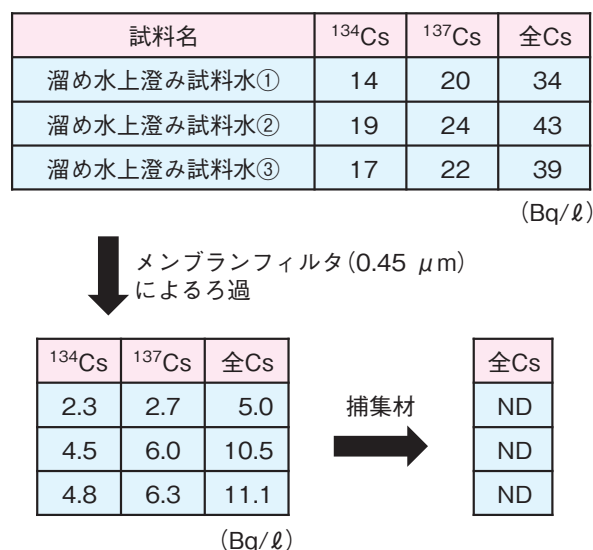


図1-29 グラフト捕集材を用いたフィールド評価結果
福島県内で実施したフィールド試験において、溜池中に溶存する可溶性の放射性Csを検出限界以下まで除去することができました。

東京電力福島第一原子力発電所事故は、広範にわたり放射性物質を飛散させ、事故後1年余経過後の現在でもセシウム (Cs) 汚染による営農停止などが余儀なくされています。私たちはこれら放射性物質のうち、特に水中に溶けているCsに対して親和性の高い高分子除染材料について開発を進めました。これまで可溶性のCsを捕捉するための材料としては、フェロシアン化物やゼオライトなどに実績がありましたが、除染材自体を含め、廃棄物が生成されることが必然だったので、私たちは廃棄物の減容化を考慮した形で進めました。そのため、除染材料を可能な限り繰り返し使用して、除染材料そのものの廃棄物の低減と回収したCs等の減容化を図ることが理想のひとつであると考えました。

除染材料 (捕集材) の作製には、耐久性の高いポリエチレン製のフェルト状の生地にCsを捕捉可能な官能基 (吸着基) を付与するため、 γ 線や電子線を用いて機能化する放射線グラフト重合法を活用し、吸着基としてリンモリブデン酸基を導入した捕集材を合成しました(図1-28中写真)。開発したCs用捕集材の性能は、1 mg/ℓの安定Cs溶液を用いたパッチ吸着試験及びカラム吸着試験により評価しました。パッチ吸着試験では、50 mlの溶液に、50 mg

(1 cm角)の捕集材を入れ、24時間浸漬すると、Csをほぼ100%捕集することが分かりました。また、カラム吸着試験では、内径7 mmのカラムに47 mgのCs捕集材を充てんし、粒子状や平膜状の材料に比較して50倍程度高速で1 mg/ℓの安定性Cs溶液を通液させた結果、水圧による損失を軽減可能な布状の基材を適応した効果から捕集材体積の3000倍量までCsを吸着除去できることが確認できました。その時点の捕集量 (破過容量) は、捕集材1 kg当たり54 gとなり、0.4 mmol程度の捕集能力があることが分かりました(図1-29)。捕集材を用いたフィールド試験は、福島県内の学校プール水などで評価を進めた後、福島県飯舘村内の溜池で実施しました。試験には、可溶性Csが10 Bq/ℓ程度溶存している観賞用池の溜め水を用い、捕集材体積 (約50 ml, 0.05 m^2) の2000倍量に相当する水量100 ℓの処理を行った結果、溶存する放射性Csを検出限界以下まで除去することに成功しました(図1-29)。

本研究は、文部科学省からの受託研究「高分子捕集材を利用した環境からの放射性物質回収・除去技術等の開発」の成果の一部です。

●参考文献

Iwanade, A., Seko, N. et al., Hybrid Grafted Ion Exchanger for Decontamination of Radioactive Cesium in Fukushima Prefecture and Other Contaminated Areas, Journal of Radioanalytical and Nuclear Chemistry, vol.293, no.2, 2012, p.703-709.

1-15 水溶性セシウム高選択性吸着剤の開発

—新しい化学結合特性を利用したクラウンエーテルの分子設計—

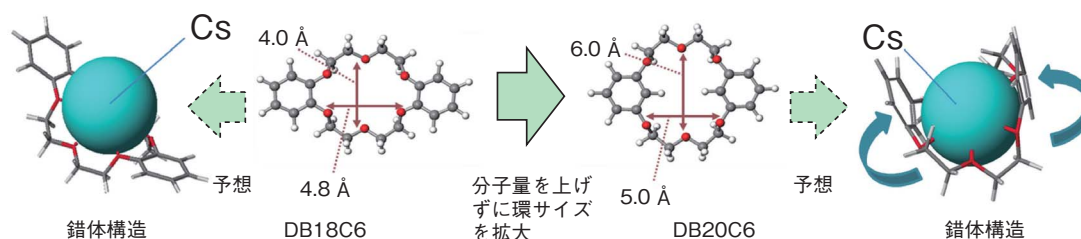


図1-30 クラウンエーテルの設計概念
DB18C6のベンゼン環のサイズを大きくしたDB20C6の設計・合成に成功しました。

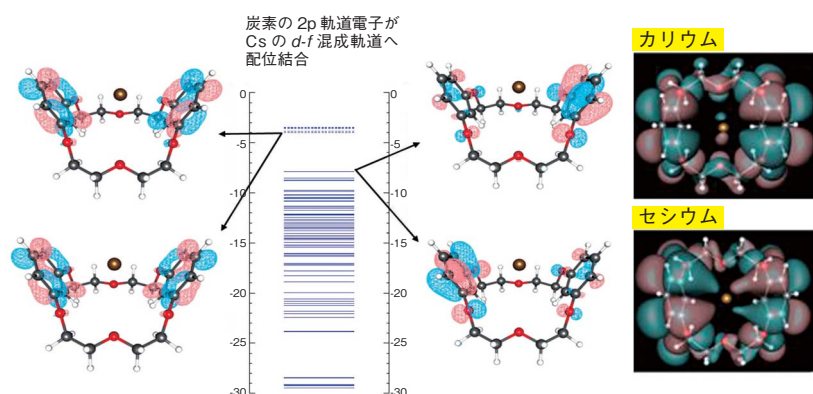


図1-31 分子軌道法(DFT法)によるCs-DB20C6の分子軌道エネルギー
ベンゼン環の π 電子がCs $d-f$ 混成軌道へ電子を与えて結合を作っていることが
明らかになりました。Csでは π 電子と相互作用があることが分かりました。

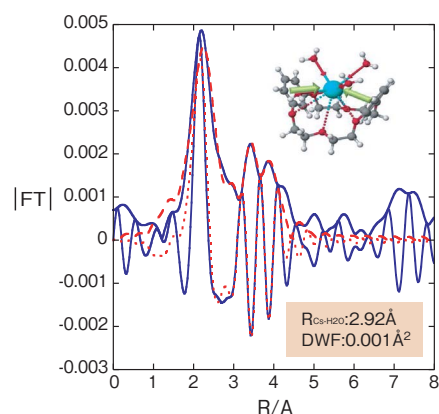


図1-32 DB20C6が結合したCs錯体の構造
DB20C6が吸着剤として機能していることを示しました。

東京電力福島第一原子力発電所の事故により、放射性セシウム(Cs)が環境中に放出され、農地などの土壤に放射性Csが取り込まれており、この放射性Csを取り除く材料(技術)が必要になっています。この中にはクラウンエーテルという化合物を用いた吸着剤があり、Cs等のアルカリ金属に対して選択性があることが知られています。また、高レベル放射性廃液からのCs回収を可能にするクラウンエーテルも開発されています。

本研究では、アルカリ金属に高い選択性のあるクラウンエーテルの設計・開発と性能評価・実用性検討を行いました。吸着剤の開発は、Csと同じアルカリ金属であるカリウム(K)に選択性のある化合物を出発物質として設計を開始しました。吸着剤の設計は、(1)Kより大きなCsに合わせるためクラウンの環サイズを広げる、(2)錯形成能力を高める、の2点に着目して行いました(図1-30)。また、Csとクラウンエーテルの結合する強さや結合する形を分子軌道法を用いて計算しました。その結果、ジベンゾ20-クラウン6-エーテル(DB20C6)では、元素のサイズを識別する能力に加え、ベンゼン環の π 電子とCsの $d-f$ 混成軌道が相互作用するため、Csに対し選択的に結合することが分かりました(図1-31)。Csは、 $d-f$ 混成軌

道という軌道を持っていますが、環境中に多く存在するアルカリ金属であるナトリウム(Na)やKには存在しません。Csの $d-f$ 混成軌道がベンゼン環の π 電子と相互作用することで、高濃度のNaやK存在下でもCsに対して選択的に吸着させることができます。この結合は、非常に強く安定な結合を作り高い吸着特性をもっていることが分かりました。形成された錯体の構造をSPRing-8で調べたところ、Csの水溶液中での水分子との原子間距離が、 π 電子との相互作用により、0.05~0.1 Å短くなることが分かり、Csの水を引きつける力が強くなるなどの結果も得られました(図1-32)。

福島県飯舘村におけるフィールド試験では、このDB20C6を用いる除染材により、農業用水等に含まれる放射性Csをほぼ100%の効率で取り除く事に成功しました。DB20C6のような有機化合物による吸着剤は、ゼオライトなどの無機吸着剤と異なり、使用後の焼却処分が可能なことから、汚染土壌の処理など、問題となっている廃棄物の減容処理への適用が非常に期待されています。

本研究は、文部科学省平成23年度科学技術戦略推進費による受託研究「放射性物質による環境影響への対策基盤の確立」の成果の一部です。

●参考文献

瀬古典明, 鈴木伸一ほか, クラウンエーテルなどをはじめとした高分子捕集材によるセシウム吸収効果, 東日本大震災後の放射性物質汚染対策, 株式会社エヌ・ティー・エス, 2012, p.204-210.

1-16 水道水摂取制限の被ばく低減効果を検証

— 水道水摂取制限による回避線量の評価 —

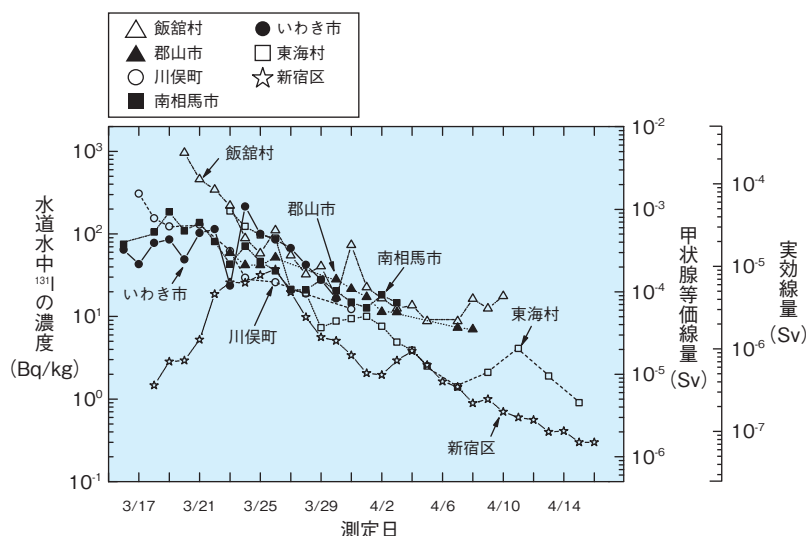
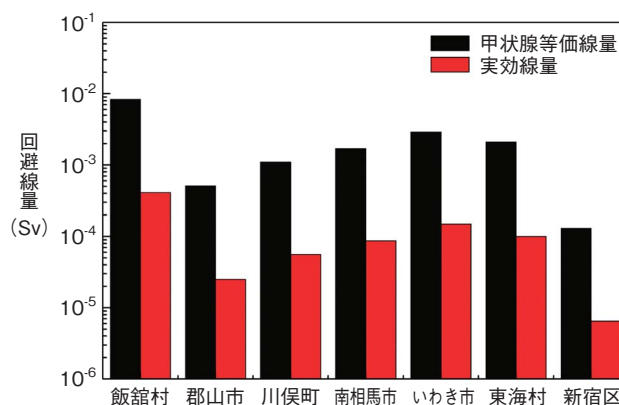


図 1-33 水道水中の¹³¹I濃度の変化と被ばく線量評価
福島県 5 自治体、茨城県東海村、東京都新宿区での水道水中¹³¹I濃度は、水道水のサンプリング地点に大きく影響され、見かけの半減期で 2.8 ± 1.2 日程度で低下することが分かりました。甲状腺等価線量や実効線量も時間が経つとともに、減少しています。

図 1-34 乳児の水道水摂取制限による回避線量

¹³¹Iはもとより、その他の放射性核種による内部被ばくの恐れがある状況において、各自治体、特に福島県飯館村での水道水摂取制限は、甲状腺等価線量 8.3 mSv 、実効線量 $4.1 \times 10^{-1} \text{ mSv}$ を回避し、被ばくを低減する有効な手段となりました。



東京電力福島第一原子力発電所事故の影響により、広範囲にわたり放射性ヨウ素¹³¹Iなどに関する水道水摂取制限が行われました。しかし、制限解除の規定がなく、その判断は各自治体に委ねられたため、社会的な混乱を招くことになりました。この状況から、水道水による無用な被ばくを回避する適切な防護措置の検討には、水道水中¹³¹I濃度変化の特徴を調べるとともに、水道水摂取制限により回避された被ばく線量（回避線量）、つまり防護措置の効果を評価することが重要です。そこで、今後の水道水摂取制限解除の基準策定に役立てるため、今回の事故に直接影響した福島県、茨城県、東京都の水道水中¹³¹Iの濃度変化を調べるとともに、水道水の摂取制限による乳児（1歳）の回避線量を評価しました。

図 1-33に、福島県 5 自治体（飯館村、郡山市、川俣町、南相馬市、いわき市）、茨城県東海村、東京都新宿区で観測された水道水中¹³¹I濃度変化を示します。調査の対象期間は、2011年 3 月 16 日～ 4 月 16 日までの 1 ヶ月間としました（飯館村は、同年 5 月 10 日まで）。水道水中¹³¹I濃度は、サンプリング地点によって異なりますが、全体的な

傾向として、福島県内各地域、茨城県東海村、東京都新宿区いずれの地点においても事故後、時間が経つとともに減少します。水道水中¹³¹I濃度変化の減少割合は、見掛けの半減期で 2.8 ± 1.2 日程度であり、¹³¹Iの物理的半減期である 8.0 日より早いことが分かりました。

図 1-34に、各自治体での乳児の水道水摂取制限による回避線量を示します。これは、水道水中¹³¹I濃度と乳児の 1 日当たりの摂水量から乳児の 1 日当たりの¹³¹I摂取量を算定し、それに国際放射線防護委員会（ICRP）による線量係数を乗じて求めた被ばく線量から評価したものです。緊急時被ばく状況が続く中、自治体、特に福島県飯館村での水道水摂取制限は、甲状腺等価線量 8.3 mSv 、実効線量 $4.1 \times 10^{-1} \text{ mSv}$ を回避し、被ばくを低減する有効な手段となりました。また、茨城県東海村などでは、地震による停電や水道管復旧作業で水道水の供給が遅れたため、偶然にも水道水中¹³¹Iによる被ばくを低減できました。水道水中¹³¹Iが低濃度で、水道水摂取制限が短期間であった東京都新宿区でも、乳児の回避甲状腺等価線量は $1.3 \times 10^{-1} \text{ mSv}$ の低減効果がありました。

●参考文献

木名瀬栄, 木村仁宣ほか, 福島第一原子力発電所事故後の水道水摂取制限による乳児の回避線量評価, 日本原子力学会和文論文誌, vol.10, no.3, 2011, p.149-151.

1-17 植物に付着した放射性セシウムの分布を可視化する ー森林汚染の実態解明に向けてー

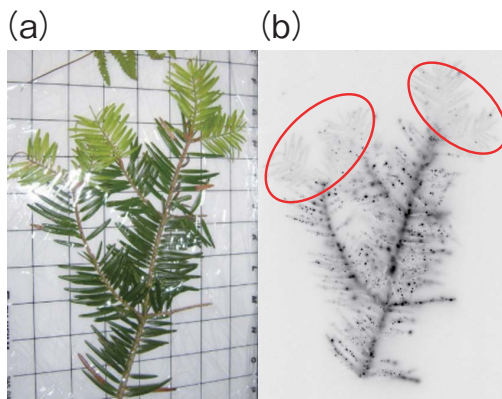


図1-35 カヤのオートラジオグラフィ分析
カヤの枝葉(a)の放射能分布像(b)に現れた黒い部分は放射性Csが存在すること示します。赤で囲んだ部分は事故後に成長した枝葉((a)の黄緑色の葉)です。赤線内には黒い斑点がほとんどありません。

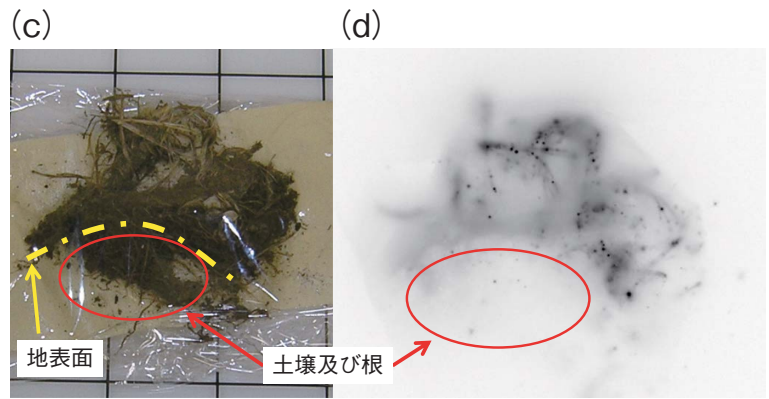


図1-36 牧草のオートラジオグラフィ分析
(c)には採取した試料の地表面を黄色い線で、根及び土壌を赤線で示します。放射能分布像(d)の赤線内には黒い斑点がほとんどありません。

東京電力福島第一原子力発電所事故により森林に降下した放射性核種は、植物や土壌にどのように付着し、その後どのように移動するのか、これらは事故による森林汚染の実態解明と将来予測のために重要な問題です。試料中の放射性核種の分布は、細断した試料の放射能を部分ごとにγ線検出器で測定して求めますが、これには手間と時間がかかります。私たちは、放射能分布を画像化するオートラジオグラフィという技術を用いることにより、植物に付着した放射性核種の分布を調べました。

2011年5月に福島県相馬郡飯舘村において、カヤ、杉、牧草などを採取しました。放射線に反応する蛍光体が塗布された板（イメージングプレート：IP）に植物試料を密着させ、IPに放射線を記憶させました。これを画像解析して、試料の放射能分布像を得ました。

カヤの枝葉(図1-35(a))の放射能分布像(図1-35(b))には、枝葉の部分に黒い斑点が数多く検出されました。黒い斑点は、IPが放射線を受けた部分です。5月の時点では¹³¹Iは減衰しほとんどなくなっていますから、斑点は放射性Csによるものです。葉の部分には濃い緑色の葉

と黄緑色の葉が存在します(図1-35(a))。濃い緑色の葉は事故以前に生育した古い葉で、黄緑色の葉は事故後に生育した新しい葉です。両者を比べると、濃い緑色の葉には黒い斑点が分布しますが、黄緑色の葉にはほとんどありません。このことから、古い葉に付着した放射性Csが新しい葉にほとんど移らなかったことが分かります。杉の測定でも同様の結果が得られました。

根や土ごと採取した牧草(図1-36(c))の放射能分布像(図1-36(d))では、牧草部分には黒い斑点が多く検出されましたが、根や土の部分にはほとんど検出されませんでした。このことは、降下した放射性Csが地表の牧草部分に付着したため、土壌にはCsが到達しなかったこと、また、雨などにより牧草から流出し土壌に移行したCsがほとんどないことを示しています。

本研究で用いた試料は、事故から約2ヶ月後に採取したものです。事故による森林汚染の長期的変化を予測するため、今後も試料採取と分析を継続して行い、植物に付着した放射性Csの長期的挙動を明らかにしたいと考えています。

●参考文献

坂本文徳、大貫敏彦ほか、オートラジオグラフィを用いた福島第一原子力発電所起源の放射性降下物の局所的な分布解析、日本原子力学会和文論文誌, vol.11, no.1, 2012, p.1-7.

1-18 炉心の溶融進展を解析するためのデータを取得

—スリーマイル島2号機から採取した溶融燃料の熱特性測定—

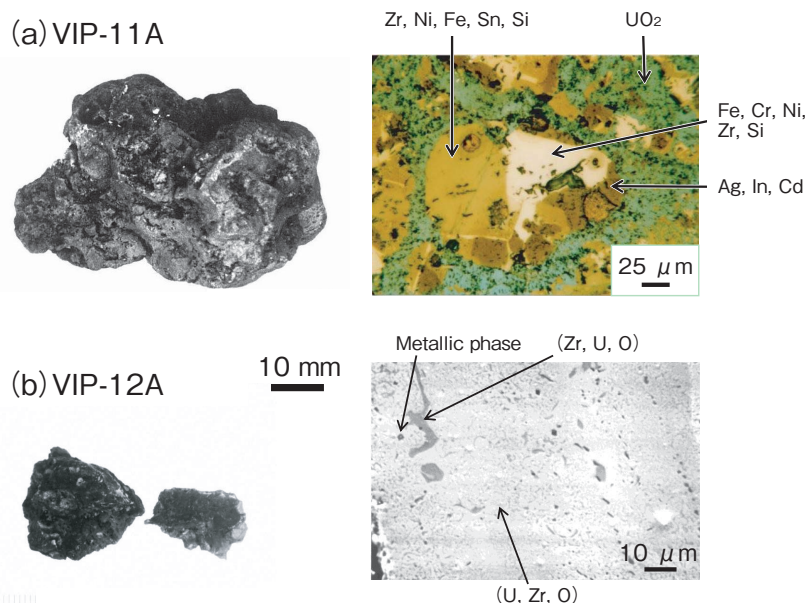


図1-37 スリーマイルアイランド2号機から採取した溶融燃料代表的な二種類の溶融燃料(デブリ)の外観とミクロ組織です。(a)の試料番号VIP-11Aはステンレス鋼材等を起源とする金属成分を比較的多く含有します。(b)のVIP-12Aは主にUとZrの酸化物からなるセラミックス質のデブリです。

東京電力福島第一原子力発電所(1F)での事故においては、原子炉炉心温度が非常に高くなったために燃料の溶融が起こりシビアアクシデントに至りました。溶融燃料の取り出し等の廃止措置が進められていますが、燃料がどのような形で原子炉施設のどこにあるのかを推定する上で、また事故の進展を解析する上で、炉心を構成する他の金属等とともに溶融し混合した燃料の特性を調べることは重要です。

溶融燃料の特性について最も広範に調査・分析が行われたのは、1979年のスリーマイル島2号機(TMI-2)事故後に炉心から取り出された溶融燃料(TMI-2デブリ)に対するものです。私たちは、約60個のTMI-2デブリを入手し外観観察、密度測定、ミクロ組織観察、元素分析等を行いました。また、熱膨張(温度上昇に伴う物体の長さ・体積の変化)、比熱(温度を1度上げるのに必要な熱量)、熱拡散率(熱の伝えやすさ)、溶融開始温度等の熱特性も測定しました。さらに、TMI-2デブリに似た化学組成と密度を持つ模擬デブリも使用しました。

図1-37に、測定に使用した代表的な二種類のTMI-2デブリの外観と断面ミクロ組織を示します。VIP-11Aは

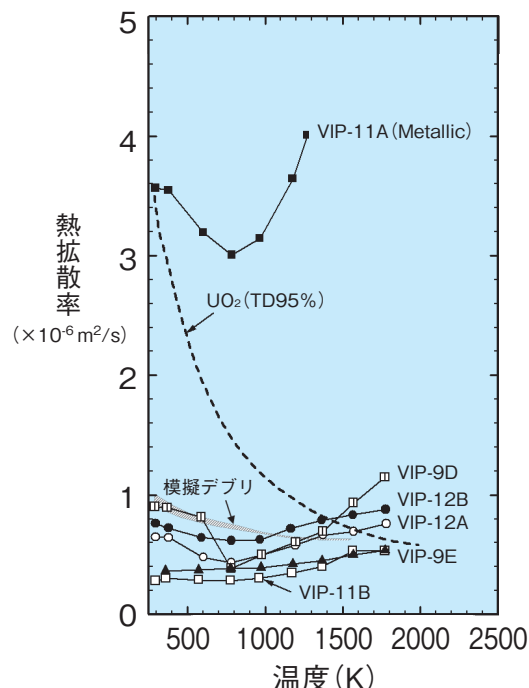


図1-38 デブリの熱拡散率の温度依存性

1500 K(約1230℃)以下の低い温度では UO_2 に比べてTMIデブリ及び模擬デブリの熱拡散率は低く、比較的熱を伝えにくいです。

比較的多くの金属成分を持つデブリであり、VIP-12Aは主にウラン(U)とジルコニウム(Zr)の酸化物からなるセラミックス質のデブリです。図1-38にTMI-2デブリと模擬デブリについて測定された熱拡散率の温度依存性を示します。金属を多く含むVIP-11Aを除き、1500 K以下の温度では、セラミックス質のTMI-2デブリの熱拡散率は UO_2 (密度95%)の熱拡散率に比べて明らかに小さく、熱を伝えにくいことが分かりました。TMI-2デブリには、熱拡散率の小さいZrの酸化物が多く含まれること、また熱拡散率を低下させる空隙が含まれていることが、 UO_2 とTMI-2デブリとの間の熱拡散率の大きな差の原因と考えられます。

また、模擬デブリを用いた測定から、デブリの溶融開始温度は約2840 Kであり、デブリに含まれる鉄、クロム、ニッケル、銀の影響は非常に小さいことも分かりました。

私たちは、TMI-2デブリの特性に関する知見を提供するだけでなく、事故条件を模擬した原子炉燃料や材料に関する実験や事故を再現する計算コードを用いた解析を行い、安全かつ効率的に1Fでの廃止措置作業が進められるよう協力していきます。

●参考文献

Nagase, F. et al., Thermal Properties of Three Mile Island Unit 2 Core Debris and Simulated Debris, Journal of Nuclear Science and Technology, vol.49, no.1, 2012, p.96-102.

1-19 東京電力福島第一原子力発電所1号機の炉心溶融までを把握 -TRACコードによる炉心冷却に及ぼす非常用復水器の影響評価-

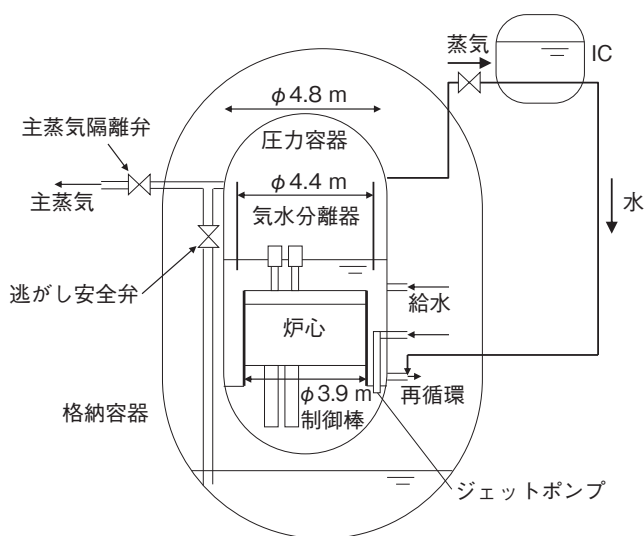


図1-39 解析体系の概略

信頼性の高い事故解析を行うために、解析体系は1F1を構成する圧力容器（燃料集合体、気水分離器、ダウンカム、ジェットポンプを含む）、給水系、再循環系、主蒸気系、格納容器、ICを模擬しました。

表1-5 解析条件

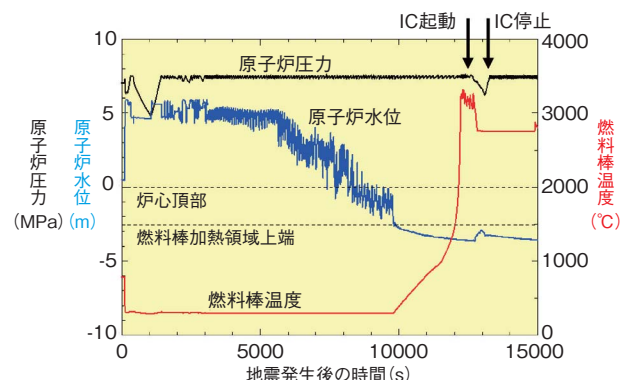
ICの炉心冷却への有効性を明らかにするために、実際の事象を模擬したケース1とICの早期起動を模擬したケース2の二つの解析条件を設定しました。

ケース1	実際の事故事象	地震発生後の12660秒後にICを420秒間作動した条件
ケース2	ICの早期起動	地震発生後の8400秒後からICを連続して作動できたと仮定した条件

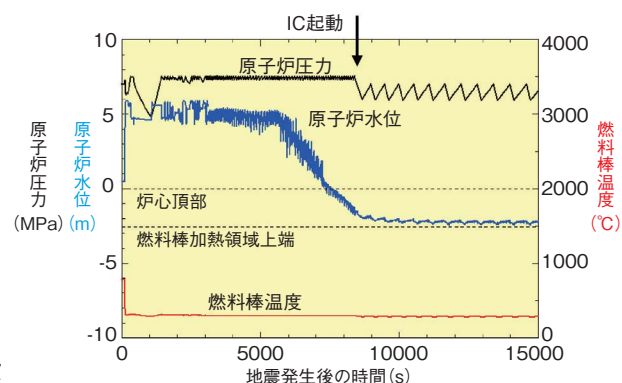
東京電力福島第一原子力発電所1号機（1F1）では、東日本大震災後の津波による全交流電源喪失後、電源を必要としない非常用復水器（IC）が作動しましたが、炉内に冷却水を供給できないため、燃料棒が露出して炉心溶融が起きました。このICの炉心冷却に対する有効性を明らかにするため、軽水炉の安全性評価解析コードとして実績のあるTRAC-BF1を使って1F1の事故解析を行い、炉心溶融に至るまでの原子炉内の状況を把握しました。

解析では、図1-39に示すように圧力容器（燃料集合体、気水分離器、ダウンカム、ジェットポンプを含む）、給水系、再循環系、主蒸気系、格納容器、ICからなる1F1の構成を模擬しました。

解析条件を表1-5に示します。ここで、ケース1は実際の事象を模擬した条件です。地震発生から12660秒後にICを420秒間作動させ、その後停止させました。一方、ケース2は地震発生から8400秒後までにICを起動できたと仮定し、その後も継続してICを使用した場合の条件です。



(1) ケース1の結果



(2) ケース2の結果

図1-40 TRAC-BF1による予測結果

ケース1ではIC起動時刻が遅いため、ICを起動しても炉心溶融の回避は困難ですが、ケース2の場合にはICを早期に起動するため、炉心溶融を回避できることが分かります。

原子炉圧力、原子炉水位、燃料棒最高温度の解析結果を図1-40に示します。ここで、原子炉水位は圧力容器下端からの水の量を基に推定した値です。燃料棒温度は燃料被覆管の外表面の温度です。

ケース1の場合、地震発生後の約11000秒後には原子炉水位の低下によって燃料棒の露出が起きます。IC起動時（12660秒）には燃料棒温度は既に1000℃を超えているため、ICを起動しても炉心溶融を回避することは困難であったことが分かりました。

ケース2は、ICを早期に起動した場合です。燃料棒の加熱領域上端は露出していないことから、燃料棒が冷却できていることが分かります。これにより、地震発生後にICを早期に起動できていれば炉心溶融の回避が可能であったことが判断できました。

以上の結果は、政府事故調査委員会の事故原因等調査チームに報告され、中間報告書（平成23年12月26日）の作成に利用されました。

●参考文献

玉井秀定, 高瀬和之ほか, TRAC-BF1を用いた福島第一原発1号機の事故における非常用復水器の影響に関する検討, 日本原子力学会和文論文誌, vol.11, no.1, 2012, p.8-12.

1-20 東京電力福島第一原子力発電所2号機の炉心損傷回避を予測 — 事故進展の予測に基づいた注水回復操作の有効性検討 —

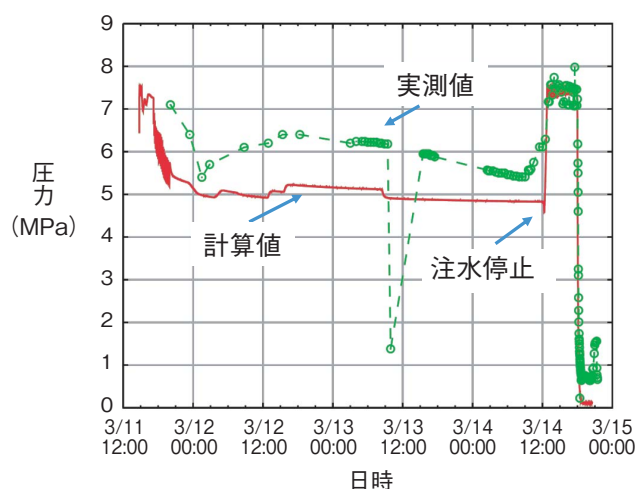


図 1-41 地震発生後の原子炉圧力の推移

原子炉圧力は比較的安定的に推移しましたが、3月14日12時頃、原子炉への注水が停止したため、圧力が上昇しました。TRAC-BF1コードはそのような圧力の時間変化について、特に注水停止後の変化を良く再現しています。

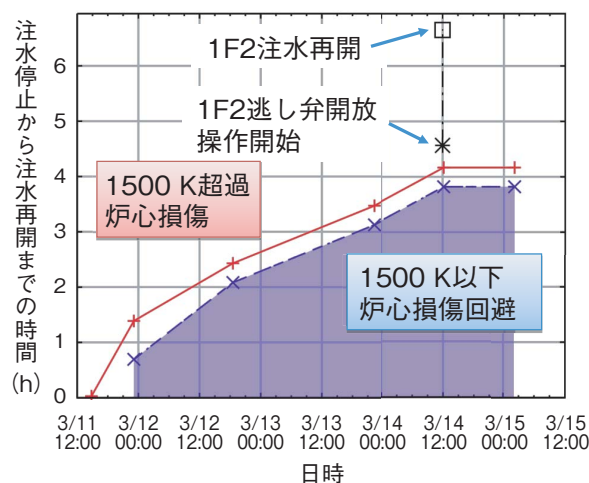


図 1-42 炉心損傷が回避できる代替注水開始までの時間余裕の範囲

横軸はRCICの注水が停止した日時、縦軸は注水停止から消防車による代替注水再開までの時間を示しています。青色の部分が代替注水開始までの時間余裕を表しており、3月14日に注水を再開した1F2では、注水が約4時間早ければ炉心損傷を回避できた可能性を示しています。

東日本大震災における地震と津波により、東京電力福島第一原子力発電所（1F）では全交流電源喪失が長時間継続したため、原子炉の冷却ができず、1～3号機（1F1～1F3）では炉心の損傷に至りました。それぞれの原子炉での事故進展の詳細は完全には明らかになっていませんが、一部の計測データにより、主な事故進展が解明されてきています。本研究では、最も遅く炉心損傷を生じた2号機（1F2）について、原子炉内の冷却材の挙動と炉心冷却を計算する解析コードTRAC-BF1を用いて事故進展の予測を試みました。ここでは迅速に解析を行うため、出力78万kWの1F2の状態を、解析経験のある110万kW級原子炉用の解析モデルを改良することで最適予測しました。1F2では全交流電源喪失となったものの、原子炉隔離時冷却系（RCIC）による注水によって炉心の冷却が維持されたことが分かっています。このため、本解析においてもRCICによる注水と停止、その後の消防車による代替注水開始までの振る舞いを評価しました。

地震発生による原子炉停止から注水再開までの1F2の原子炉圧力について、実測値と解析値の比較を図1-41に示します。原子炉停止後、圧力は一度大きく低下しま

したが、その後はゆっくりと上昇と低下を示すなど安定的に推移しました。2011年3月14日のRCICの注水停止後に圧力は急上昇し、逃がし弁を用いた減圧操作が行われるまで高く保たれました。解析結果は安定期の圧力を過小評価していますが、変動の少ない状態を良く模擬したあと、特に注水停止後の圧力の振る舞いを良く再現しており、これらから妥当な結果が得られていることが分かります。

このような1F2の事故進展に対して、注水停止の時刻、注水を再開した時刻を変化させ、注水回復操作の有効性について検討した結果を図1-42に示します。原子炉の炉心は燃料棒の被覆管温度が1500 Kを越えると損傷が始まると考えられます。図1-42において、青色の領域は1500 K以下で炉心損傷が回避できると考えられる領域、赤色の実線より上は炉心損傷に至る可能性がある領域を表しています。1F2では消防車による代替注水の開始が遅れましたが、解析は、実際より約4時間早ければ、原子炉の損傷を回避できた可能性が高いことを示唆しています。このように、シビアアクシデントの発生を防止するアクシデントマネジメント策の有効性判断に役立つ情報を示すことができました。

●参考文献

渡辺正, 石垣将宏ほか, BWR全電源喪失事故の解析 福島第1発電所2号機における炉心損傷までの熱水力挙動, 日本原子力学会和文論文誌, vol.10, no.4, 2011, p.240-244.

1-21 事故で発生した廃棄物の安全な管理を目指して

— 汚染水処理で発生する廃棄物の長期貯蔵、処理処分に向けた取組み —

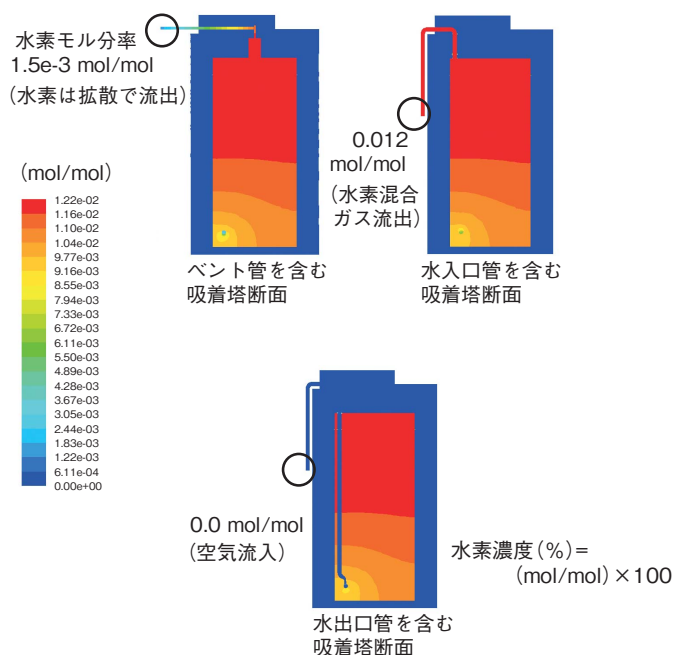


図 1-43 Cs吸着塔の三次元水素拡散解析結果

解析(水素発生量18.3 ℓ/day, 発熱量237 W)の結果(定常状態)、吸着塔内の水素濃度は、水素の爆発下限界 4%を十分に下回ります。

私たちは、東京電力福島第一原子力発電所事故の復旧に向けた取組みの中で、原子炉建屋及びタービン建屋に溜まった汚染水から、放射性核種を除去する処理によって発生する廃棄物の長期貯蔵及び処理処分の見通しを明らかにするための研究開発を行っています。

汚染水中の放射性核種、特にセシウム (Cs) を除去する処理には、ゼオライト (Herscheliteなどを使用) に吸着させる吸着法、吸着剤と凝集剤により生成するスラッジに吸着させる凝集沈殿法が使用されています。私たちは、これらの処理で発生する廃ゼオライト、廃スラッジなどを長期間安全に貯蔵する見通しを得るために必要な水素発生量、貯蔵容器耐久性などに関するデータを取得しています。また、廃棄物の処理処分の見通しを得るため、廃棄体化候補技術、廃棄体の処分区分などに関する検討を実施しています。

廃ゼオライトが充てんされた吸着塔は、Cs吸着装置から切り離され、水を抜いた状態で保管されます。しかし、ゼオライトに吸着した水分や吸着塔内に残留した水が放射線分解して水素が発生することが懸念されています。そこで、保管中に発生する水素の挙動をシミュレーションしました(図 1-43)。ここでは、ゼオライトは乾燥

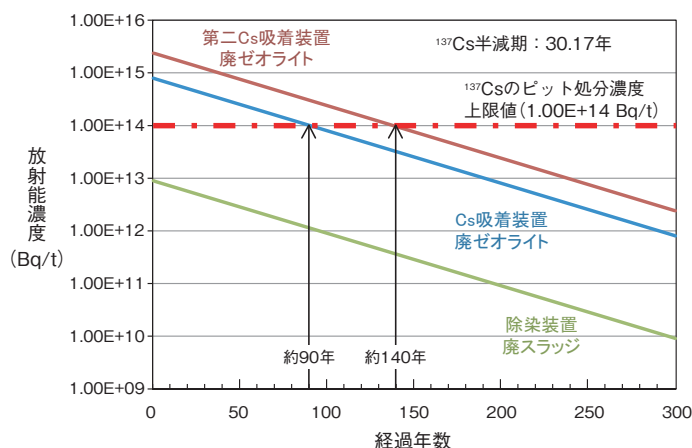


図 1-44 廃棄物の保管期間と放射能濃度の関係

廃ゼオライトは、 ^{137}Cs のピット処分濃度上限値を超えていると推定され、余裕深度処分廃棄物相当と区分されますが、時間が経過すると放射能が減衰し、ピット処分廃棄物相当に区分されます。

状態で均一な水素発生、発熱分布であると仮定しています。ゼオライトの発熱や水素発生に伴う吸着塔内のガス密度変化に起因する浮力効果により、水出口管の開口部から空気が吸着塔底部にゆっくりと流入し、水素は吸着塔上部に接続された水入口管、ベント管より排出される熱流動挙動を解析的に明らかにしました。これにより、吸着塔内の水素濃度は、水素の爆発下限界 4%を十分に下回ることが示されました。

次に廃棄物の保管期間と放射能濃度の関係を検討した結果を示します(図 1-44)。廃棄物中の放射能濃度は、汚染水中の ^{137}Cs 濃度に関する東京電力株式会社の公開データを基に推定しています。二種類のCs吸着装置から発生する廃ゼオライトは、いずれも ^{137}Cs のピット処分濃度上限値を超えており、余裕深度処分相当と区分されます。しかし、時間の経過に伴って放射能が減衰するため、貯蔵期間を考慮することによりピット処分相当に処分区分が変わる可能性があります。今後、安全で合理的な廃棄物の処理処分を行っていくためには、貯蔵期間、放射性核種の種類・濃度、化学成分、コストなどについて総合的に評価していくことが重要になります。

●参考文献

中村博文, 汚染水処理に伴い発生する廃棄物の処理処分へのアプローチ, 環境技術, vol.41, no.6, 2012, p.365-370.

1-22 放射性ストロンチウムを除去して汚染水を淡水に －核燃料再処理廃液向けストロンチウム吸着剤の応用研究－

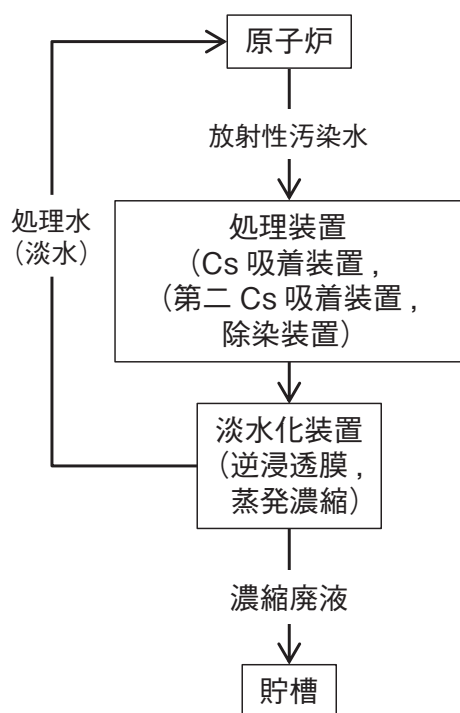


図1-45 1Fにおける汚染水の処理

汚染水から淡水を分離して冷却水として再利用します。後に残る濃縮廃液はSrなどの放射性核種を含みます。

東京電力福島第一原子力発電所（1F）では放射性核種に汚染された水が大量に発生し、施設内に滞留しています。放射性セシウム（ ^{137}Cs など）を含む汚染水は、図1-45に示すように、Cs吸着装置においてCsをゼオライトに吸着し、逆浸透膜等によって浄化したあとに、原子炉内にある燃料の冷却に用いられています。処理後の廃液は1F内に貯槽を設けて保管されていますが、廃液の量は処理に伴い増大するので、将来は浄化した水の放射能レベルが十分低いことを確認し、環境に戻すこととなります。この時、廃液に含まれる重要な放射性核種にストロンチウム90（ ^{90}Sr ）があり、これは法令に定められた濃度限度が ^{137}Cs よりも低く、効果的な除去技術が必要とされます。

東海再処理施設では、低レベル放射性廃液処理のためのプロセスを開発し、 ^{90}Sr の除去にはチタン酸系吸着剤（READ-Sr）を用います。一方、汚染水は海水を含むため、塩素とともに種々の金属イオンが共存する中から、Srを分離する必要があります。READ-Srは硝酸ナトリウム溶液を対象としていたので、海水を含む水への応用を

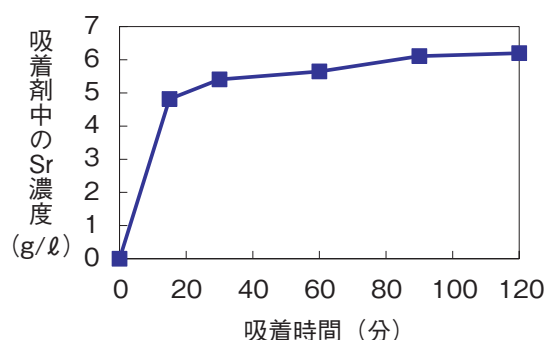


図1-46 吸着剤中のSr濃度の増加

Srを水から吸着し、時間とともにその濃度が増加します。30分程度で濃度は一定となります。

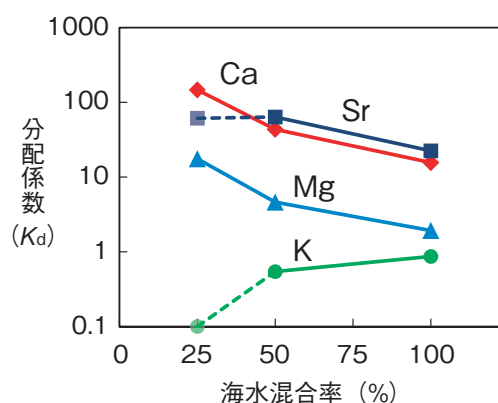


図1-47 いくつかの元素の分配係数（ K_d ）

K_d は目的とする成分の固相と液相の濃度比で、吸着性の指標です。SrはCaとともにMgやKよりも選択的に吸着されます。

検討しました。

READ-Sr吸着剤の特性について模擬液を用いて調べました。50%海水を含む水からのSrの吸着は図1-46に示すように、吸着剤中のSr濃度が30分ほどの接触でほぼ吸着平衡に達するので、Srの吸着に対して実用的な吸着速度が得られることを確認しました。また、Srはアルカリ土類金属であり、同族で化学的な性質が似ているCaやMgが海水には含まれますので、Srを効率的に除去するためには吸着剤がSrに対して選択的であることが望まれます。図1-47に示すように、分配係数（ K_d ）は海水の混合率に幾分影響されますが、Srは吸着しやすく、また、SrとCaがMgとKに対してより選択性が高いことが分かりました。

この吸着剤をバッチ法によりCs吸着剤とともに用いる試験、カラムに充てんして用いる試験を行い、いずれの使用形態に対しても分配係数から期待されるSr除去性能を発揮することを確認しました。

1Fでの応用を目標として研究を継続していきます。

●参考文献

Takahatake, Y., Koma, Y. et al., Strontium Decontamination from the Contaminated Water by Titanium Oxide Adsorption, Proceedings of International Conference on Toward and Over the Fukushima Daiichi Accident (GLOBAL 2011), Makuhari, Japan, 2011, paper no.462855, 5p., in CD-ROM.

1-23 廃ゼオライトからの水素発生に対処するために —ゼオライトと海水との混合物の γ 線照射による水素発生量の測定—



図1-48 実験に用いたゼオライト吸着剤
水素発生量の測定に用いた三種類のゼオライト吸着剤(左から、ゼオライトH、ゼオライトEH、モルデナイト)の外観を示します。

表1-6 水素発生量の評価条件と評価値

水素発生量の評価のために想定したCs吸着量等の条件を示します。放射性Csからのすべての放射線が廃ゼオライトに吸収されると仮定しています。

ゼオライト吸着剤	1 t
海水	1 t
全Cs吸着量/ゼオライト吸着剤	0.1wt%
水素発生放射線化学収量	3.5×10^{-8} mol/J
廃ゼオライトの放射線吸収率	100%
水素発生量(標準状態)	1.5 ℓ /h

東京電力福島第一原子力発電所(1F)事故以来、私たちは放射性物質で汚染された水の処理で発生する廃ゼオライトを処理・処分するまで安全に保管するための研究に取り組んでいます。1Fでの汚染水処理では、放射性Csを除去するために、ゼオライト吸着剤が利用されています。この方法はスリーマイル島2号機事故での実績がありますが、1Fの汚染水には海水が混入している点で状況が異なっており、安全性の評価には海水の影響を考慮する必要があります。

水が放射線にさらされると、水分子が分解され水素が発生します。そのため、廃ゼオライトの保管時には、水素濃度を適切に管理する必要があります。そのためには、まず、水素発生量の評価が重要になります。海水中の塩は水素発生にかかわる化学反応に関与します。一方、ゼオライトのような無機酸化物との混合状態では、水の放射線分解による水素発生量が増加する現象が知られていますが、そのメカニズムは十分に理解されていません。そのため、ゼオライトと海水との混合状態、すなわち両者の影響が重なり合う条件では、水素発生量の予測は困難でした。

そこで、水素発生量を評価するため、実際の水処理で

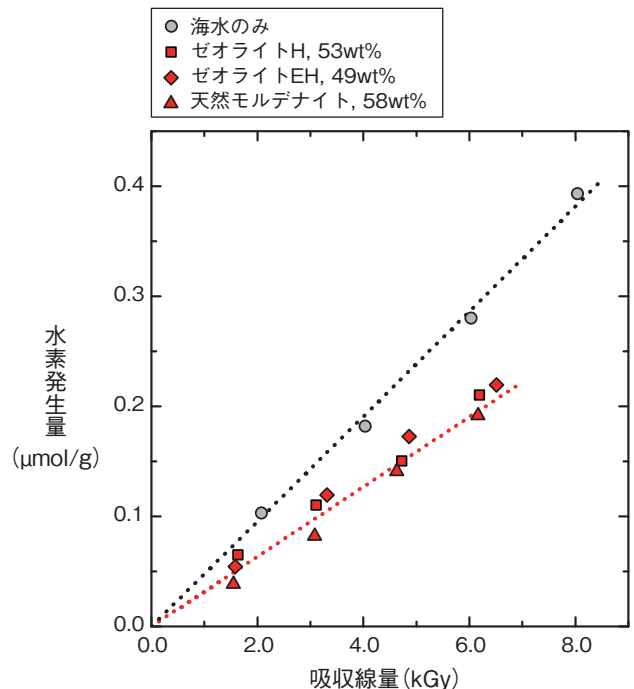


図1-49 ゼオライトと海水との混合物からの水素発生量
ゼオライトと海水との混合物に ^{60}Co からの γ 線を照射し、水素発生量と吸収線量との関係を測定しました。

利用されているKURION社製のゼオライトHに加えて、同社のゼオライトEH及び国産で安価な愛子産天然モルデナイトについて(図1-48)、海水との混合物に γ 線を照射し、水素発生量を調べました。海水のみを照射した場合も含めて、結果を図1-49に示します。三種類のゼオライトで水素発生量は同程度であることが分かりました。

これらの結果から、表1-6に示す条件を想定して、廃ゼオライトからの水素発生量を評価しました。表1-6の水素発生放射線化学収量は単位吸収エネルギーでの水素発生量、すなわち図1-49の点線の傾きに対応する量です。ここでは、混合物で測定された中で最も高い 3.5×10^{-8} mol/Jとしました。この場合、水素発生量は標準状態で約1.5 ℓ /hと評価することができました。

また、図1-49に示した通り、ゼオライトとの混合物では、海水のみの場合より水素発生量が低くなっており、すべての放射線が廃ゼオライト中の海水に吸収されると仮定すれば、より保守的となることが分かりました。

今後は様々な条件での水素発生に関する基礎データを整備し、評価手法を高度化し、より精度の高い水素発生量評価を提供することで、着実な事故終息に貢献していきたいと考えています。

●参考文献

熊谷友多ほか, 放射性汚染水処理に関わるゼオライト系吸着剤と海水との混合物からの水素発生量の測定と評価, 日本原子力学会和文論文誌, vol.10, no.4, 2011, p.235-239.

1-24 JMTRの照射技術を用いた特殊計測機器の開発

ー過酷環境下にて適用可能な新型水位計ー

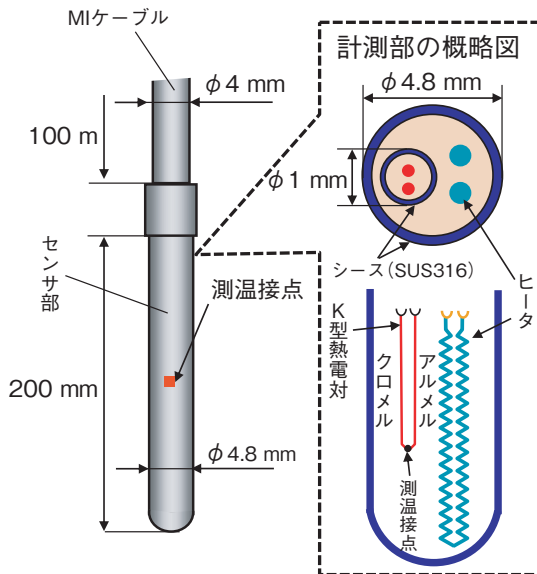


図1-50 水位計の構造図

水位計は、センサ部をヒータ及び熱電対で構成し、これを耐放射線性に優れたMIケーブルに接続します。ヒータに適切な電圧をかけセンサ部を加熱することにより測温接点が水中と空気中の温度差を大きくし、精度良く水位を計測できる構造としました。

軽水炉内の水位は原子炉脇に設置されたフロート式電磁誘導型水位計や電極型水位計などを用いて監視されています。東京電力福島第一原子力発電所事故においては、全電源喪失により、压力容器内水位及び使用済燃料プールの水位が測定できなくなり、事故後の状況把握が遅れ、事故対策に大きな困難をもたらしました。

このため、全電源喪失時にも、小電力で作動可能な信頼性の高い水位計の開発を開始しました。水位計の開発にあたっては、持ち運びが可能でかつ小さな隙間からでも挿入可能であること、耐放射線性に優れていること及びバッテリー規模の電力で測定が可能であることを目標としました。まず、小型化及び耐放射線性を考慮して、可動部品や半導体部品をセンサ部に用いないヒータ付熱電対方式としました。構造としては、ステンレス管のさや（シース）中にK型熱電対素線とヒータ線を装荷してセンサ部とすることにより細径にすることができ（小型化）、かつリード部にMIケーブルを用いることにより放射線環境下でも使用可能としました。本センサは、水と空気の熱伝達率の差及び水の沸点が一定なことからセンサの測温接点が水中の時と空気中の時で温度差が生じる現象を利用して水位を測定するもので、水位計内のヒ-

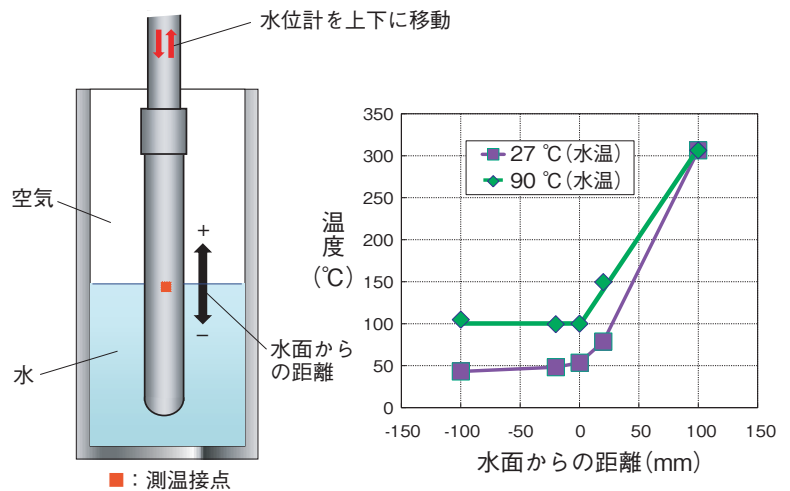


図1-51 開発した新型水位計を用いた水位測定試験結果

開発した水位計は、水温の高低にかかわらず、水中の時と空気中の時で大きな温度差を示しました。水面から測温点の距離を変更することで水位が精度良く測定できることを明らかにしました。

タに適切な電圧をかけ加熱することによりその温度差を大きくします（図1-50）。

次に、開発した水位計の特性評価を行いました。ヒータに印加する電圧を1～5 Vに変化させたときの水中及び空気中での温度変化を調べた結果、小電力で検知可能であることを明らかにしました。また、図1-51に印加電圧5 Vにおける常温及び高温（90℃）における水位測定試験結果を示します。この結果、開発した水位計は水中と空気中で大きな温度差を示すとともに、水位が20 mm程度の誤差で測定可能であることが示されました。さらに、実際に原子炉施設での使用を考えた場合、センサ部から非常に離れた位置で計測を行う必要があるため、100 mのMIケーブルを接続した水位計の性能についても実証しました。

これらの成果により、開発した水位計は小型で可搬性があり、バッテリー規模での小電力でも水位を測定できることを明らかにしました。また、熱電対やヒータは、シース型を用いることから、JMTRでの耐放射線性の実績もあり、測定部が高放射線環境下かつ高温、計測者が測定器に近づけないという過酷環境下でも使用可能な新型水位計の開発に成功しました。

●参考文献

Miura, K., Shibata, A. et al., Development of Reactor Water Level Sensor for Extreme Conditions, Proceedings of the 4th International Symposium on Material Testing Reactors, Oarai, Japan, JAEA-Conf 2011-003, 2011, p.193-195.

FBRサイクルの実用化に向けた技術開発

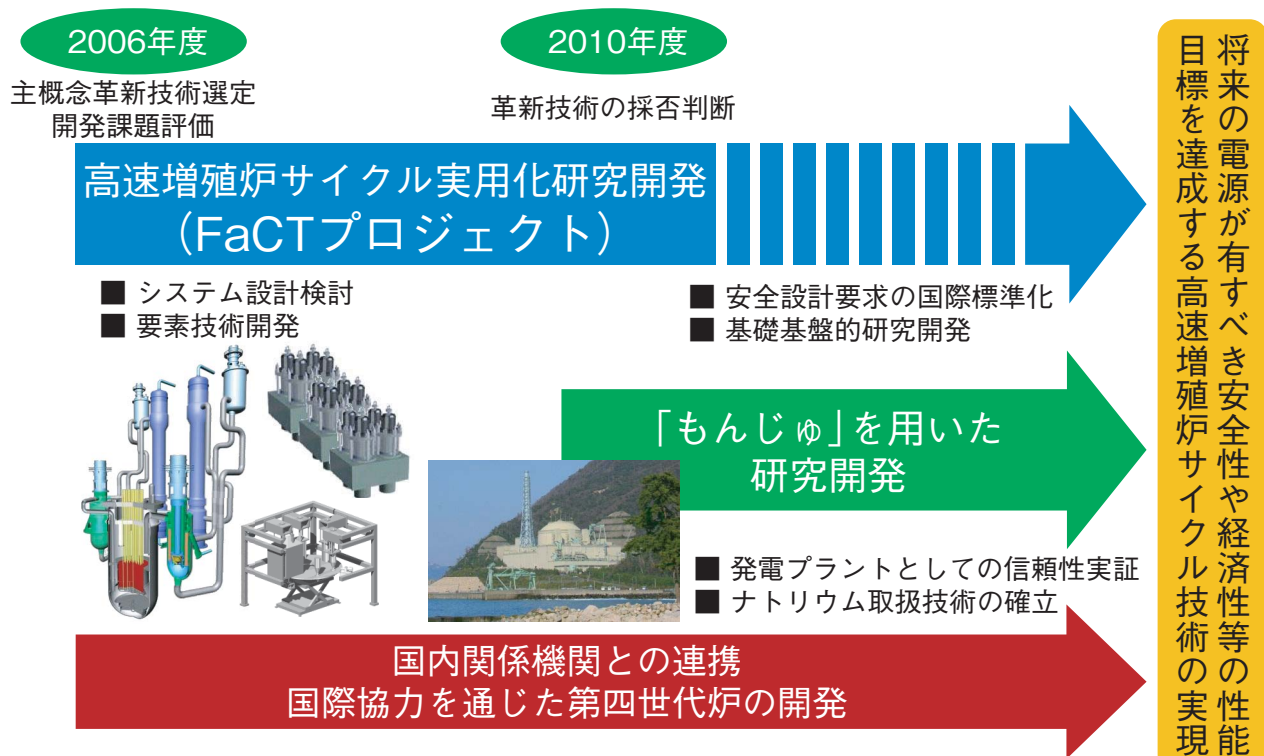


図2-1 FBRサイクルの実用化に向けた技術開発の概要

安全性、経済性、環境保全、資源有効利用、核拡散抵抗性等に優れた高速増殖炉（FBR）サイクルの実用化に向けた技術開発を進めています。2011年度からは、第四世代炉の高い安全目標を実現するために安全要件の国際的な標準化を目指した検討などを進めています。

私たちは、高速増殖炉（FBR）サイクルの実用化に向けて、FaCTプロジェクト及び高速増殖原型炉「もんじゅ」を用いた研究開発等を進めています（図2-1）。これまでにFBRサイクル技術への適用を目指す革新技術の採否可能性を判断し、FaCTプロジェクトの第一段階を終了しました。また、「もんじゅ」については試運転を再開し、炉心確認試験（零出力炉物理試験等）を完了しました。その後、東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故を受けて国によるエネルギー政策及び原子力政策の見直しが進められていることを踏まえ、2011年度から開始予定であった第二段階へは移行せず、第四世代炉としての高い安全目標を実現するために、安全設計要件の国際的な標準化を目指した検討などを進めています。本章で紹介する各トピックスについても、更なる安全性向上を目指したテーマであり、以下にその概要を示します。

フランス電力（EDF）は、将来のナトリウム冷却高速炉の建設・運転者の立場からJSFRの安全性向上及び物量低減に係る革新技術を検討し、フランスの将来の実用炉に対しても有効な技術であると評価しました（トピックス2-1）。

JSFRでは炉心崩壊事故を想定してもその影響を炉

容器内に閉じ込めることを目指しており、基礎実験により内部ダクト付き燃料集合体が炉心崩壊事故の炉容器内格納に有効な手段であることを確認しました（トピックス2-2）。機器配置のコンパクト化のために採用した曲り管は大口径でその中を冷却材が高速で流れるため、流体励起振動で配管が破損しないよう、試験によりエルボ内の流動を明らかにし、配管設計に反映しました（トピックス2-3）。また、配管材料に用いる改良9Cr-1Mo鋼の溶接継手における高温・長時間領域での強度低下について、破損メカニズムに対応した試験データの解析によりクリープ寿命予測式を作成し、設計成立性を確認しました（トピックス2-4）。「もんじゅ」では、原子炉停止後に津波により全交流電源喪失に至った場合でも、冷却材の流路が確保されている限り冷却材の自然循環が成立し、炉心が冷却できることを明らかにしました（トピックス2-5）。

燃料製造の研究開発では、転動造粒、ダイ潤滑成型、焼結時の酸素/金属比の調整に関する試験を通じて、燃料製造プロセスの短縮が可能な簡素化法による燃料製造プロセスの成立性を確認しました（トピックス2-6）。

2-1 フランス電力が注目する日本の高速炉技術

－安全性向上及び物量削減に係るJSFR技術－

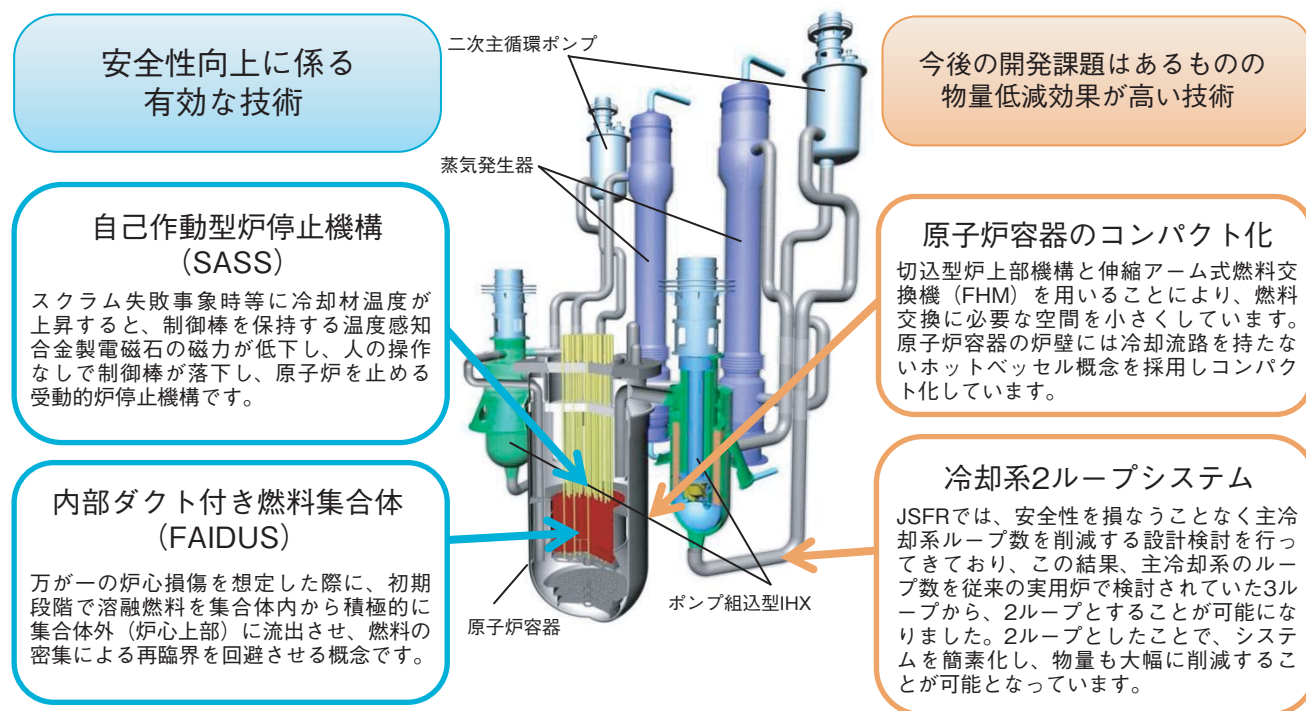


図2-2 EDFが注目したJSFRの革新技術

EDFはJSFRの革新技術のなかでも、安全性向上及び物量低減に係る上記技術に注目し、それぞれ「実用性の高い有効な技術」あるいは「開発を進めるべき有望な技術」として評価しています。

私たちは、高い安全性を実現する我が国のナトリウム冷却高速炉（JSFR）概念の国際標準化を進めています。このため、フランス電力（EDF）とSFRの開発に関する協力協定を締結し情報交換を行ってきました。この協力協定のもと、フランスの将来のSFR実用炉の建設・運転者であるEDFの観点から、私たちが開発を進めるJSFR技術の評価が行われました。

EDFは、JSFRの安全性向上に係る技術である、図2-2に示した自己作動型炉停止機構（SASS）及び内部ダクト付き燃料集合体（FAIDUS）について、信頼性の高い試験実績を有する技術であり、SFR実用炉安全性向上に係る有効な技術と評価しています。

SASSについては、フランスでも過去に同様の機能を持つ自己作動型制御棒を開発し、同国のSFR「フェニックス」及び「スーパーフェニックス」の補完的炉停止機構として採用しましたが、電磁石による制御棒保持力の低下が確認され、制御棒誤落下の可能性があることが問題となりました。JSFRで採用するSASSについては、フェニックスでの実績を活用するとともに、広範な試験を行い、適切な電磁石材料を選定しており、SASS構成部材の高温環境における劣化や腐食に対する耐久性、高温

ナトリウム中での長期にわたる保持安定性、応答特性などを確認しています。また、我が国の実験炉「常陽」においてJSFR実用炉60年使用に相当する条件での炉内照射試験を実施し、保持安定性などの機能を実証し、その実用性を確認しています。こうした我が国におけるSASS開発実績や機能実証などを背景に、EDFは将来のフランスSFRへの採用に向けて技術情報交換を進めていきたいとしています。

FAIDUSについては、EDFは再臨界回避の有効な概念として評価しており、私たちが、カザフスタンの研究炉であるインパルス黒鉛炉（IGR）で実施している実燃料を使った炉内試験により、その実効性が確認できると評価しています。

またEDFは、図2-2に示すJSFRの原子炉容器コンパクト化やシステム簡素化のための技術について、今後の開発課題はあるものの物量削減の効果が高く、引き続き開発を進める意義があると評価しています。

以上のように、今後もEDFとの技術情報交換を進めるとともに安全性に関する相互理解を進め、将来SFRの安全性向上に活用していきます。

●参考文献

Uematsu, M. M. et al., Comparison of JSFR Design with EDF Requirements for Future SFR, Proceedings of 2012 International Congress on Advances in Nuclear Power Plants (ICAPP'12), Chicago, USA, 2012, paper 12354, 13p., in CD-ROM.

2-2 炉心崩壊事故の影響を炉容器内に閉じ込める —内部ダクト付き燃料集合体における燃料流出挙動の解明—

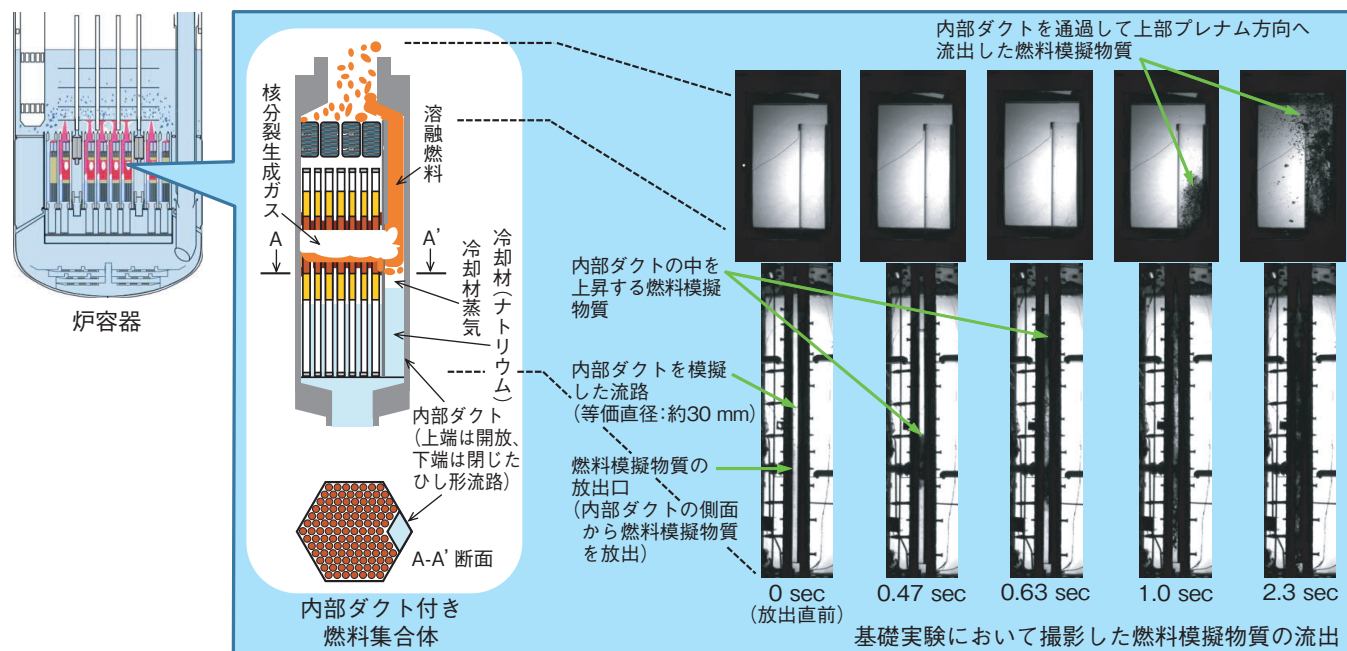


図 2-3 内部ダクト付き燃料集合体における熔融燃料の上向き流出に関する基礎実験

溶融燃料と冷却材の模擬物質としてそれぞれ高密度低融点合金の溶融物（燃料模擬物質）と水を用いて、冷却材の蒸気によって形成される圧力が燃料模擬物質を上部プレナムに向かって流出させる駆動力のひとつとして作用することを解明しました。

FBRの安全性を確保するには、炉心燃料が溶融して炉心が崩れる事故（炉心崩壊事故）の発生を防止するとともに、炉心崩壊事故が発生してもその影響が炉容器内に格納されるよう事故を緩和することが重要です。

FBRの炉心崩壊事故においては、大量の溶融燃料が炉心内部にたまり、これが急速に集まる動き方をすると、炉心に大きな反応度が入り、炉容器が破損するような過酷な出力上昇が発生する可能性があります。従来のFBRでは、このような状況になっても炉容器の健全性が確保されるよう設計してきましたが、次世代FBRの開発においては、安全性を更に向上させるため、過酷な出力上昇の発生原因そのものを排除し、炉心崩壊事故の影響を炉容器内に確実に格納することを目指しています。具体的には、溶融燃料の流出を促進するダクトを燃料集合体の中に設置し（内部ダクト付き燃料集合体）、大量の溶融燃料が炉心内部にたまることを防止します。

本研究では、内部ダクト付き燃料集合体における溶融燃料の流出挙動を解明するため、模擬物質を用いた基礎実験を行いました。現在、炉心上端に向かって開口（下端部はほぼ閉止）を有する内部ダクトを設置し、燃料溶

融時に放出される核分裂生成ガスによって高まる炉心の圧力を利用して溶融燃料を上部プレナム方向へ流出させる概念を検討しており、本実験でも内部ダクトと同様の構造と規模を模擬した装置を用いました。また、模擬物質の流出を目視観察するため、溶融燃料と冷却材の模擬物質としてそれぞれ高密度低融点合金の溶融物（燃料模擬物質）と水を用いました。図 2-3 は、内部ダクトへ放出された燃料模擬物質が内部ダクトの中を上昇し（0.47, 0.63 sec）、上部プレナム方向へ流出する様子（1.0, 2.3 sec）です。このとき測定した温度や圧力から、燃料模擬物質が内部ダクトへ放出されると内部ダクトの中に入っていた冷却材が蒸発し、燃料模擬物質の流出に対する抵抗となる冷却材が排除され、その後、内部ダクト上端の開口部へ向かう蒸気の流れが燃料模擬物質を重力に抗して上向きに流出させたことが分かりました。

本研究を通じて、核分裂生成ガスに加え、冷却材の蒸気も熔融燃料を炉心の外へ流出させる駆動力として作用することが分かり、内部ダクト付き燃料集合体は炉心崩壊事故の炉容器内格納を達成する有効な手段であることが確認できました。

●参考文献

Matsuba, K., et al., Experimental Study on Upward Fuel Discharge during Core Disruptive Accident in JSFR: Results of an Out-of-Pile Experiment with Visual Observation, Proceedings of 19th International Conference on Nuclear Engineering (ICONE 19), Chiba, Japan, 2011, ICONE19-43993, 6p., in CD-ROM.

2-3 大口径曲がり管内の流れを予測する ーナトリウム冷却高速炉における大口径配管の流力振動評価ー

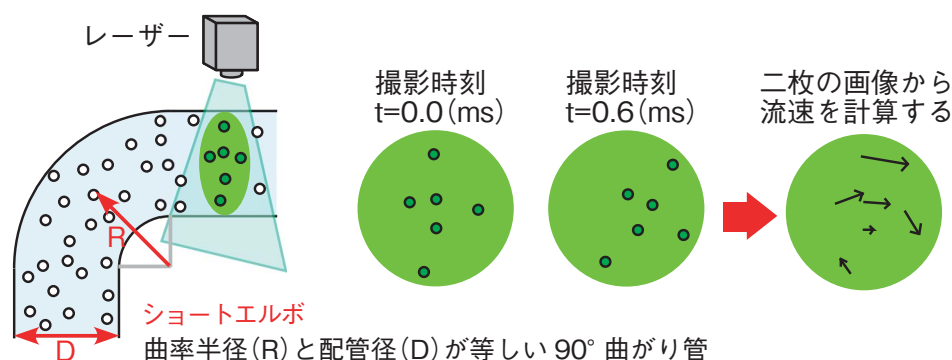


図 2-4 PIVの原理

透明樹脂製のエルボ配管内の流れに混入させた微粒子をレーザー光で照射し、短い時間間隔で粒子画像を2回撮影します。この二つの画像から得られた粒子の移動距離と時間差から流速を算出することができます。

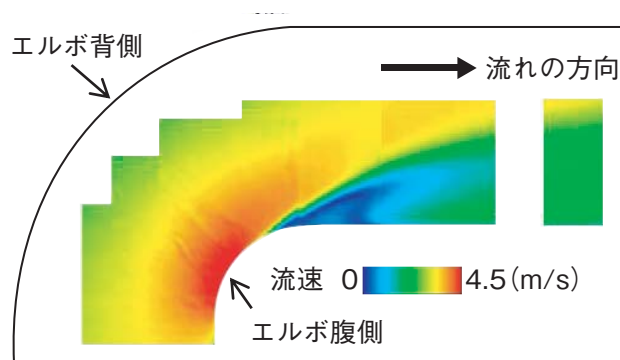


図 2-5 ショートエルボ内の流速分布(平均)

エルボ内では速度が遅い領域（青）と主流（赤-黄）があり、その境界部（緑）では速度の変動が周期的です。遅い領域では主流に対して逆方向へ流れます（これを流体剥離現象といい、遅い領域を剥離部といいます）。

大型ナトリウム冷却高速炉（大型炉）では、配管の一部に大口径のショートエルボ（曲がり管、直径約1.2 m）の採用を検討しています。ショートエルボでは短い距離で流れ方向が90° 曲げられるため、内部の流速は大きく変動します。流速変動の周期と配管が揺れやすい振動（固有振動数）が近い場合、配管に顕著な揺れが生じる場合があります。この現象を流体励起振動といいます。大型炉の配管設計においては、この流体励起振動によって配管が破損しないように、エルボ内での流動変動の様子を把握しておく必要があります。そのため、大型炉の配管を1/8 縮尺にした水流動試験装置を用い、ショートエルボ内の流速変動について詳細に調べることで、流体励起振動の発生メカニズムを解明し、大口径配管の健全性評価に資することを目的とした研究を進めています。試験では流体（水）に数10 μm 程度の微粒子を混入し、レーザー光で照射された粒子の動きを高速度カメラで撮影し、人間の目では捉えることのできない高速な流

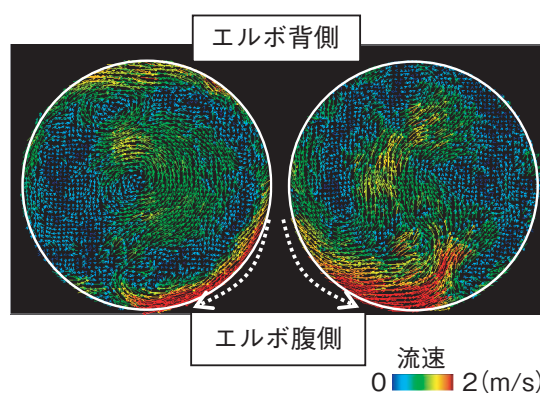


図 2-6 エルボ出口の配管円断面における流速分布(瞬時)

流れは、配管両側面部からエルボの腹側に向かって交互に流入します。この流れと図2-5で示した剥離部が相互に影響し合い、腹側での流速の変動が起こります。

れを可視化する、粒子画像流速計測法（Particle Image Velocimetry: PIV）を用いました（図2-4）。このようにして計測したエルボの内部の流速分布を図2-5に示します。腹側における剥離領域の流れの計測に成功し、周期的に揺らいでいること、またその周波数特性を定量的に明らかにしました。さらに、今までほとんどデータが存在しない配管断面の2次流れのデータ（図2-6）を取得し、面内の流速変動特性を明らかにしました。エルボ出口近傍では、腹側に交互に流入する流れを観測し、腹側近傍では大きな流体の乱れがあることが判明しました。

これらの結果より、大型炉内におけるエルボ内での流動構造を機構論的に説明することが可能となり、この知見は「ナトリウム冷却高速炉1次系ホットレグ配管流力振動評価指針（案）」の策定においてエルボ内流れの解明及び大口径配管流れの予測に反映され、評価を通じてJSFRの配管設計においても大きな貢献を果たしました。

●参考文献

Ono, A. et al., Influence of Elbow Curvature on Flow Structure at Elbow Outlet under High Reynolds Number Condition, Nuclear Engineering and Design, vol.241, issue 11, 2011, p.4409-4419.

2-4 高速炉配管溶接部設計の信頼度をより高く

—Type-IV損傷を考慮した改良9Cr-1Mo鋼溶接継手のクリープ強度評価—

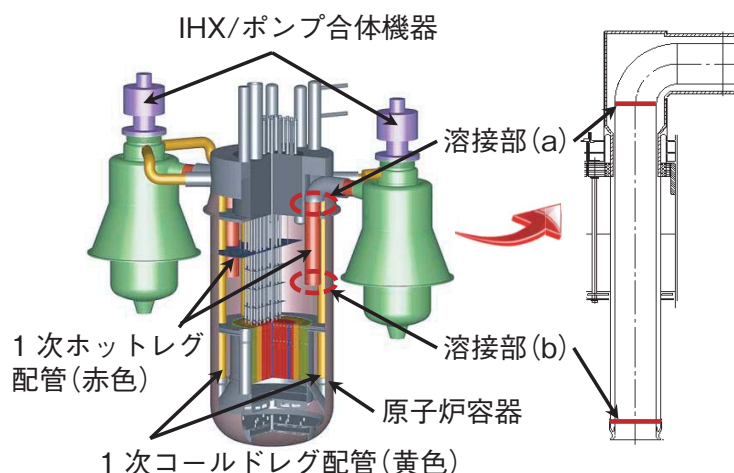


図 2-7 我が国が開発を進めるSFRの炉容器と1次冷却系の概念図
改良9Cr-1Mo鋼の採用によって、配管引回しを簡素化しようとしています。高応力となる(a)及び(b)の溶接部について、クリープ損傷を評価した結果、Type-IV損傷を考慮しても、設計が成立することが示されました。

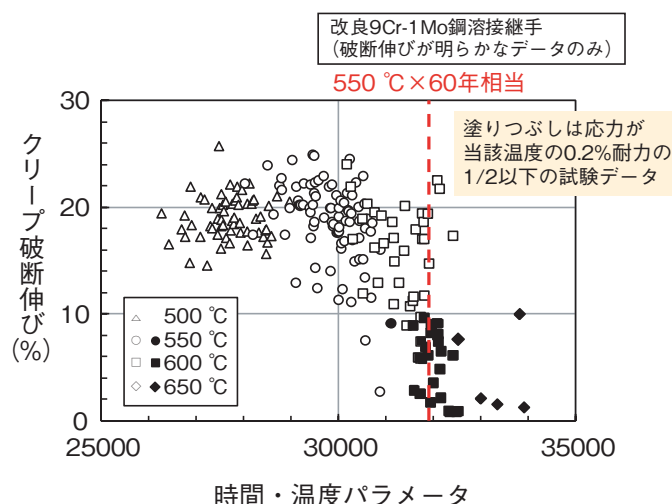


図 2-8 改良9Cr-1Mo鋼溶接継手のクリープ破断伸び（試験結果）
クリープ試験における応力が当該温度における0.2%耐力の1/2以下の試験において、非常に小さい伸びでクリープ破断していることが分かりました。長時間になるに従って破損メカニズムが延性クリープからType-IV損傷へ変化していることが推測されました。

ナトリウム冷却高速炉（SFR）では、冷却系配管に、熱膨張が小さく高温強度に優れる改良9Cr-1Mo鋼を採用することによって、図2-7に示すように配管引回しを簡素化してプラントコンパクト化を図ろうとしています。改良9Cr-1Mo鋼を始めとする高強度フェライト系耐熱鋼では、特に高温・長時間領域において溶接継手の強度が母材に比較して顕著に低下し、溶接熱影響部（Heat Affected Zone: HAZ）で破断する、いわゆるType-IV損傷が懸念されています。国内の火力発電設備においても、これによる破損が生じており、火力発電設備の技術基準では溶接継手の許容応力が引き下げられました。そこで本研究では、既存の試験データを破損メカニズムに対応した方法で解析して溶接継手のクリープ寿命予測式を作成し、更に安全余裕を考慮して、SFR配管の設計成立性を見通すこととしました。

改良9Cr-1Mo鋼溶接継手に対する既存のクリープ試験データを分析したところ、図2-8に示すように、試験における応力が当該温度における0.2%耐力の1/2以下の長時間クリープ試験において、目立って小さい伸びで破断が生じていることが分かりました。また、試験での

クリープ破断時間が短時間から長時間になるに伴って、クリープ破断の発生位置が母材からHAZに遷移することも明らかになりました。これらのことから、改良9Cr-1Mo鋼溶接継手では、長時間になるに従って破損メカニズムが延性クリープからType-IV損傷へ変化していることが明らかになりました。このため、高強度化に寄与する組織が安定に維持される高応力（短時間）域と、それが崩壊してしまう低応力（長時間）域を区分し、それぞれ独立に多項式近似し、改良9Cr-1Mo鋼溶接継手のクリープ強度を予測する式を作成しました。

さらに、高応力域及び低応力域のそれぞれについて、クリープ強度データのばらつきを評価したところ、これらの間に有意な差があることが明らかになりました。そこで、それぞれの領域ごとに安全率を見込み、作成したクリープ強度予測式に適用して、図2-7に赤色で示した1次系ホットレグ配管の2箇所の溶接部(a)及び(b)について、60年間のクリープ損傷を評価しました。その結果、いずれの溶接部も、許容される応力以下となることが確認され、設計の信頼性が高いことを確認できました。

●参考文献

Wakai, T. et al., Creep Strength Evaluation of Welded Joint Made of Modified 9Cr-1Mo Steel for Japan Sodium Cooled Fast Reactor (JSFR), Proceedings of the ASME 2010 Pressure Vessels & Piping Division/K-PVP Conference, Washington, DC, USA, PVP2010-26014, 9p., in CD-ROM.

2-5 電源喪失時でも自然循環で炉心冷却できる

—地震・津波時の「もんじゅ」炉心冷却能力評価—

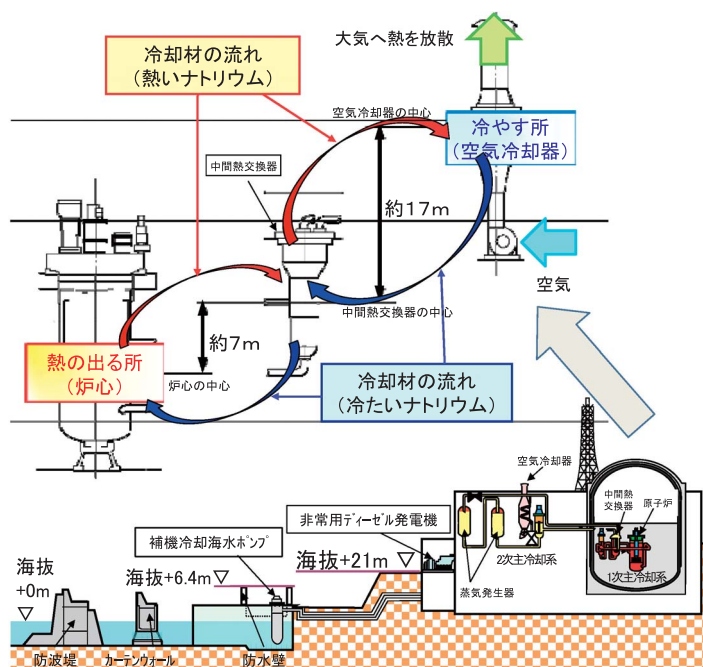


図2-9 「もんじゅ」プラントの高低差と自然循環の仕組み

原子炉施設は海抜21 m以上に設置され、津波の影響を受け難いです。炉心と空気冷却器は約24 mの高低差を設け配置され、循環ポンプ停止後も冷却材の温度差（密度差）により系統内を冷却材が自然に循環します。

「もんじゅ」では、地震を検知して炉心内に制御棒が挿入され、原子炉が停止しても、燃料内の核分裂生成物の崩壊熱（1日経過後で定格出力の1%以下）があるため、この熱を確実に除去する必要があります。このため原子炉停止後は、仮に外部電源が失われても非常用ディーゼル発電機を起動し、その交流電源により循環ポンプを運転（定格流量の約10%）し、系統内の冷却材を強制循環させ、蒸気発生器から2次冷却材流路を切り替えた空気冷却器を介して、炉心の崩壊熱は大気へ放散します。しかし、津波の規模によっては、補機冷却海水ポンプから冷却水（海水）が供給されなくなり非常用ディーゼル発電機が停止し、全交流電源喪失に至ることが考えられます。このため、こうした場合でも、循環ポンプに拠らず冷却材の温度差（密度差）によって冷却材が系統内を自然循環し、炉心を冷却できるよう作られています。すなわち、炉心と空気冷却器には約24 mの高低差を設けています。また炉心を冷却する空気冷却器など重要な設備は、海抜21 m以上の高い位置に設置されています（図2-9）。

これらを踏まえ、東京電力福島第一原子力発電所事故をかんがみ、「もんじゅ」において地震・津波発生後、

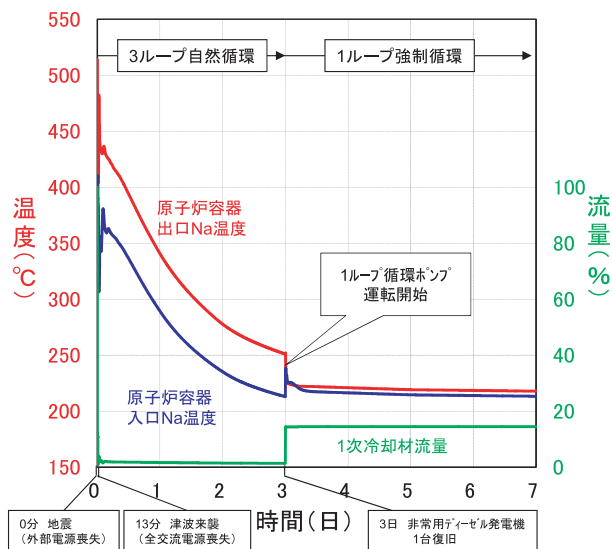


図2-10 冷却材自然循環による冷却材温度変化（解析結果）

3ループの冷却系の冷却材自然循環により約3日間で低温停止（冷却材温度250℃以下）に至ります。その後は電源復旧による循環ポンプ運転により低温停止が維持されます。

全交流電源が喪失した場合の冷却材自然循環による炉心冷却能力について、「もんじゅ」自然循環予備試験結果等により解析の妥当性を確認したプラント動特性解析コード（Super-COPD）を用いて改めて詳しく調べました。

原子炉定格出力運転中、地震により原子炉が停止し、13分後に津波により全交流電源が喪失した場合、3ループの冷却系自然循環により炉心は冷却され、約3日後にプラントは低温停止（冷却材温度250℃以下）に至ります（図2-10）。また津波来襲時刻（全交流電源喪失による自然循環開始時刻）が変化した場合、初期原子炉出力、崩壊熱量及び空気冷却器入口空気温度（外気温）が変化した場合でも、3ループの冷却系自然循環により炉心冷却に成功し、万が一1ループの冷却系が使用不能で除熱ができない場合でも、残りの2ループの冷却系自然循環により炉心冷却に成功することが分かりました。

以上から、地震・津波によって全交流電源喪失に至ったとしても、「もんじゅ」では、冷却材の流路が確保されている限り、冷却材の自然循環が成立し、炉心が冷却できることが分かりました。

●参考文献

日本原子力研究開発機構FBRプラント工学研究センターほか、地震・津波発生時の「もんじゅ」の安全確保の考え方と炉心冷却等に関する評価（東北地方太平洋沖地震を踏まえたシビアアクシデント対応等検討委員会）、JAEA-Evaluation 2011-004, 2012, p.55-76.

2-6 MOX燃料製造の高効率化に向けて

—MOX転動造粒粉を用いた製造プロセスの成立性を確認—

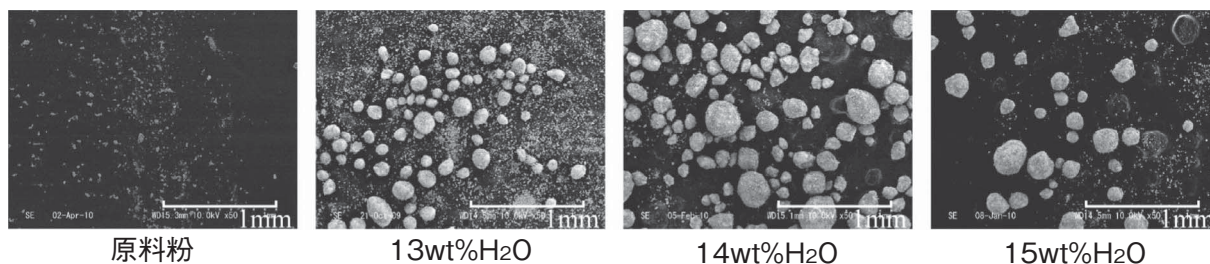


図 2-11 転動造粒によるMOX顆粒のSEM観察結果

転動造粒による水分添加率が約10wt%を超えると顆粒が生成します。13～17wt%では流動性の良い造粒粉が得られます。

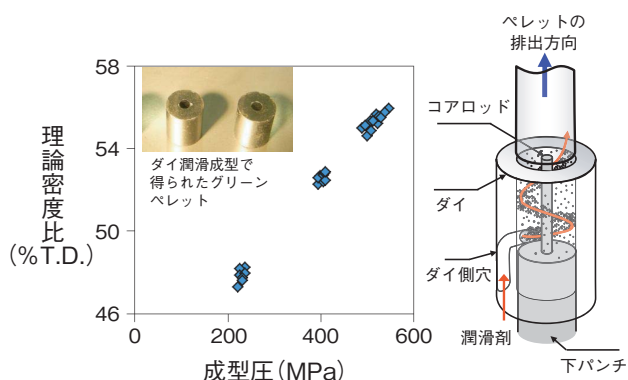


図 2-12 ダイ潤滑成型における成型圧と密度の関係

220～550 MPaの成型圧で、47～55% T.D. (理論密度に対して47～55%の密度) のグリーンペレット (成型体) が得られ、焼結により93～96% T.D. の高密度ペレットを得ることができます。

FBRの燃料として低除染燃料の開発を進めています。この燃料の効率的な製造プロセスとして、簡素化法の開発を行っています。簡素化法は現行のプロセスを約1/3に短縮する製造方法であり、その主要技術として、転動造粒、ダイ潤滑成型、焼結時の酸素/金属(O/M)比の調整等の研究開発を行ってきました。

転動造粒は、マイクロ波脱硝によるウラン・プルトニウム混合酸化物(MOX)粉末に水を添加して造粒することで流動性を良くし、成型用金型への充てんをスムーズに行うことを目的としています。この転動造粒法の導入により、現行法の造粒工程が不要になります。造粒粉末の製造条件と粉末特性との関係を調べた結果、水分を13～17wt%添加した造粒粉末(図2-11)において粒径が大きくかつ流動性の良い造粒粉が得られました。

ダイ潤滑成型は、潤滑剤をダイ壁面に塗布し、MOX粉末と壁面との摩擦を低減することで、現行法の潤滑剤添加・混合工程と予備焼結工程を除くことを目的としています。図2-12に示すように、潤滑剤を下部かららせん状に塗布することにより、不均一な圧縮荷重がかからず、狙った密度の成型体を得られました。現行法では0.2wt%

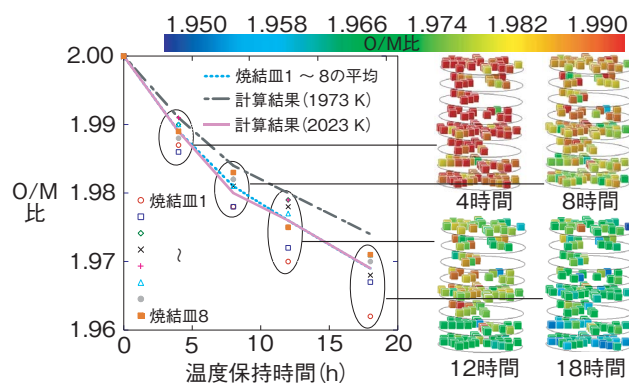


図 2-13 小規模試験によるMOXペレットのO/M比調整

2023 Kで水素/水分比をコントロールした雰囲気において焼結した結果、O/M比約1.97のペレットが得られます。

の潤滑剤を添加していたところ、塗布量を0.017wt%まで減らすことができました。

焼結時のO/M比の調整では、燃料・被覆管化学的相互作用を抑制するため2以下の低い値に調整することを目的としています。O/M比は酸素ポテンシャルに依存し、酸素ポテンシャルは焼結に用いる水素ガスの水素/水分比の影響を受けます。既設の焼結炉ではO/M比にバラツキがあることが問題となっていました。これは、水素ガスがペレットと焼結皿の間に滞留し、ペレットと均等に反応しないためと考え、メッシュ状の焼結皿を作製しました。この焼結皿を用いた小規模試験設備(数kgスケール)では、すべてのペレットに均等にガスが供給されることを熱流動解析で確認できました。また、実験室規模の試験結果から、O/M比を調整するための温度や雰囲気の状態を解析により決定し、図2-13に示すように、小規模試験設備においてO/M比を精度良く調整できる成果が得られました。

これらの成果によって、転動造粒、ダイ潤滑成型、焼結による高効率化に向けた製造プロセスの確認ができました。

●参考文献

Hirooka, S. et al., Oxide Fuel Fabrication Technology Development of the FaCT Project(3) - Analysis of Sintering Behavior for MOX Pellet Production, Proceedings of GLOBAL 2011, Makuhari, Japan, 2011, paper no.445139, 6p., in CD-ROM.

地層処分の技術と信頼を支える研究開発

地層処分は、原子力発電に伴って発生する高レベル放射性廃棄物などを、何万年にわたって人間の生活環境から隔離しておくための対策です。今後の原子力政策によらず放射性廃棄物は既に発生しており、その対策は将来世代に先送りするわけにはいきません。我が国の現在の方針では、最終的に残る高レベル放射性廃液をガラス原料に混ぜ、高温で溶かし合わせてガラス固化体にします。これを、金属製のオーバーバックに封入した上で、地下300 m以深の安定な岩盤の中に緩衝材で包み込んで埋設するのです(図3-1)。また、低レベル放射性廃棄物の一部についても地層処分することになっています。

地層処分は、候補地の選定から処分場の閉鎖まで100年を要する事業であるため、国が責任を持って継続的に技術基盤を強化し、社会の信頼を得ながら段階的に進めていくことが重要です。そのため、私たちは様々な観点から、地層処分の技術と信頼を支える研究開発に取り組んでいます。

まず、地層処分の舞台となる深地層の環境を総合的に研究するため、花崗岩と堆積岩を対象に二つの深地層の研究施設計画を進めています(図3-2)。2011年度末現在、東濃地科学センターでは深度500 m、幌延深地層研究センターでは深度350 mまで坑道を掘り進めています。実際の候補地での調査に先だって、深地層の岩盤や地下水を調べる技術を整備しておくことが目的です。地下の坑道は、深地層の環境を体験・学習する場としても活躍します。また、何万年という長期間にわたる変化を考慮するため、火山や活断層などに関する研究を併せて行っています。

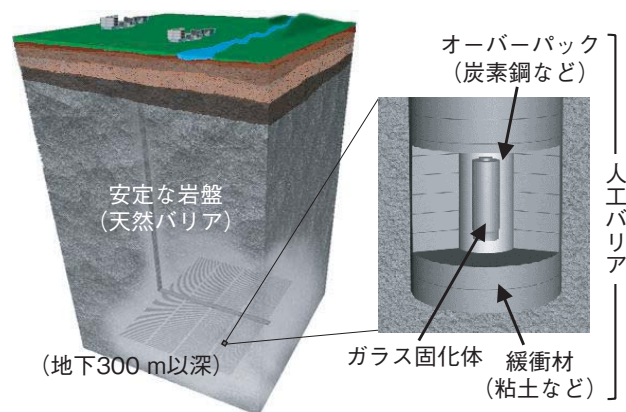


図3-1 地層処分システムの基本概念

東海研究開発センターでは、人工材料や放射性物質の長期挙動に関する実験データや、深地層の研究で得られる情報などを活用して、処分場の設計や安全評価に必要な技術の開発を進めています。2011年度は、特に土壌系やセメント材料系の収着データ等を重点的に拡充し、東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故に関連した表層環境中での核種挙動評価への活用を図りました。また、研究開発の成果を知識ベースとして体系的に管理・継承していくため、知識マネジメントシステムの拡充を進めています。

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



図3-2 地層処分技術に関する研究開発

3-1 沿岸域における地下水の動きを探る — 塩水楔現象における塩淡分布の光学的計測 —

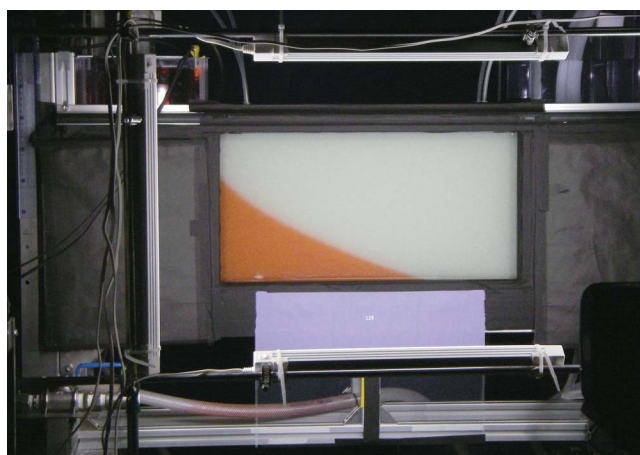


図3-3 光学的手法を用いた塩濃度分布測定装置(例:塩水楔試験)
媒体層全体の大きさは、高さ250 mm、横500 mm、奥行き100 mmです。
媒体層の左側から着色した塩水、右側から淡水を供給し、中央の媒体層内で塩水楔現象を再現します。

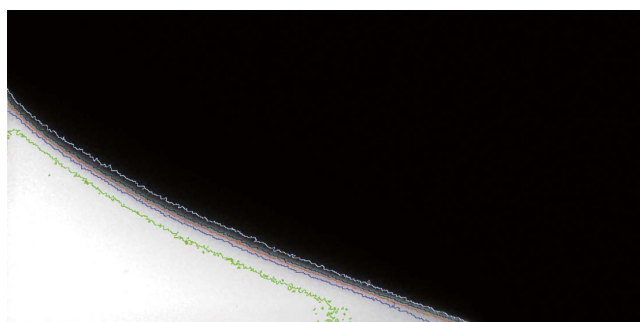


図3-4 塩水楔試験結果の例(塩濃度分布)
左下の白色部分が塩水、右上の黒色部分が淡水です。得られた反射光強度と塩濃度の相関から、塩濃度分布を計測します。この図では、塩濃度分布を等高線で表しています。

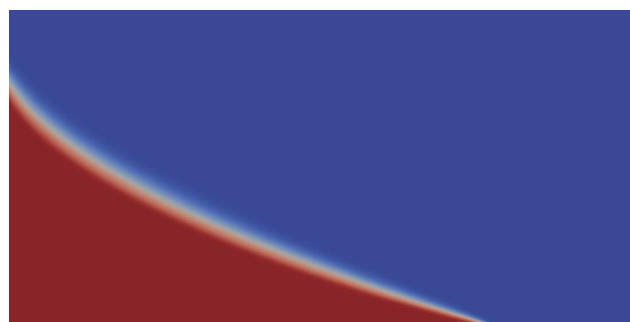


図3-5 塩水楔試験解析結果の例(塩濃度分布)
左図の試験を有限要素法で解析した例です。左下の塩水(赤)と、右上の淡水(青)の間に、塩水と淡水が混じる部分が、白く帯のように現れています。

放射性廃棄物の地層処分における安全評価は、放射性物質が地下水によって処分施設から人間の生活環境へ運ばれると想定する「地下水シナリオ」を基本として行われます。地下水流動や核種移行評価においては、地層や岩石及び地下水の特性に応じて適切なモデルが選択されます。沿岸域のように地下に塩水系地下水と淡水系地下水の両者が存在する場合には、両者の密度差による流れ(密度流)によって塩水系地下水が淡水系地下水の下部に浸入する塩水楔現象や、地下坑道への湧水等による塩水系地下水の上昇混入(アップコーニング)現象が発生します。更に長期的には、海水準の変動により塩水系地下水と淡水系地下水の境界(塩淡境界)の位置が大きく変化することが考えられます。このような現象を原位置において把握するための調査研究が実施されていますが、多様な岩相や割れ目の分布等に伴う不均質性により、地下水中の塩濃度分布や流動状況の把握が難しくなるため、数値解析による補完的評価が欠かせないものになっています。この数値解析は、地下水流動として複数の現象(移流・拡散と密度流)を連成させる必要があります。しかしながら、例えば塩水楔現象について、室内実験の結果と解析結果の比較検証が塩水楔の分布形状を

用いて行われていますが、塩濃度分布を用いた定量的な検証には至っていないのが現状です。

そこでDtransuのような地下水流動解析コードの定量的な比較検証を行うために、ガラスビーズを充てんして均質媒体を模擬できる媒体層を有する試験装置で塩水楔現象を再現すると同時に媒体層内の塩濃度分布を光学的に測定する手法を開発しました(図3-3)。これは、塩水のトレーサとして十分に低い濃度の染料を用い、白色LEDの反射光を高分解能CCDカメラで取得し、Kubelka-Munkによる染料濃度と反射光強度の関係式を応用して塩濃度分布を定量化する方法です(図3-4)。これにより、媒体層内の流れを設置した計測機器で乱すことがなくなり、全体の塩濃度分布やその経時変化も定量的に計測することが可能になった上に空間的解像度が飛躍的に向上しました。

現在、得られたデータと解析結果(図3-5)の比較により、解析コードの検証と高度化を検討しています。今後は試験方法の信頼性向上とデータの拡充を進め、海水準変動やアップコーニングを模擬した試験、塩水楔中や淡水中の流れの詳細の把握にも取り組む予定です。

●参考文献

小田好博ほか, 室内試験による塩淡境界部における塩濃度分布の光学的評価, 土木学会論文集C (地圏工学), vol.67, no.2, 2011, p.186-197.

3-2 地層処分における硝酸塩の影響を把握する ー炭素鋼の腐食に伴う硝酸イオンの化学的変遷挙動のモデル化ー

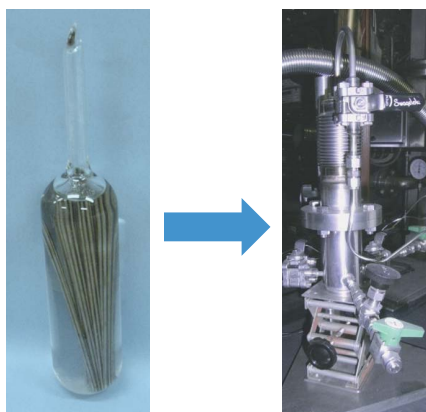


図 3-6 試料と試験溶液を封入したアンプルと
気相分析装置のアンプル開封部

試験片と試験溶液をアンプルに密封して反応させ、ガス状の物質を含めて生成物を測定する方法を示しています。

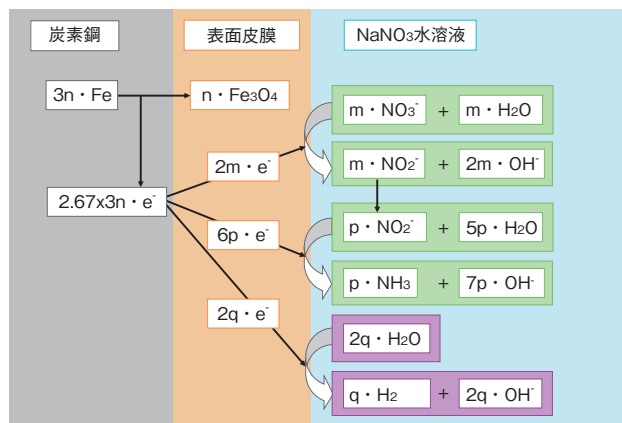


図 3-7 炭素鋼の腐食に伴う硝酸イオンの化学的変遷過程の概念モデル
炭素鋼、硝酸イオン及び水の化学反応と電子のやり取りを示しています。

低レベル放射性廃棄物には硝酸イオン (NO_3^-) が多量に含まれているものがあります。この NO_3^- は酸化性の化学種であり、金属の腐食反応に伴い、亜硝酸イオン (NO_2^-) やアンモニア (NH_3) に還元されます。これらが、放射性物質の溶解度やバリア材への吸着性に影響を与えることで、処分施設及びその周辺における放射性物質の移行現象に影響を及ぼす可能性があります。したがって、硝酸塩を含有する放射性廃棄物の地層処分にける安全性を評価するためには、その基礎情報として、金属腐食による NO_3^- の化学形態の変化を評価する必要があります。

そこで、処分施設に多く存在する炭素鋼を対象に、処分施設を構成するセメント中を想定した閉鎖系(図 3-6)で炭素鋼と NO_3^- を共存させて、 NO_3^- の化学的変遷挙動を検討しました。その結果、pH が 12.5 から 13.5 の範囲では、 NO_2^- 及び NO_3^- を多量に含む場合と含まない場合とを比較すると、前者の方が電気化学的なカソード反応速度が、はるかに大きいにもかかわらず、炭素鋼の腐食速度は、硝酸塩の濃度の影響を受けないことが分かりました。これは、このような条件での腐食反応系がアノード支配型であることを示唆しています。また、炭素鋼の腐

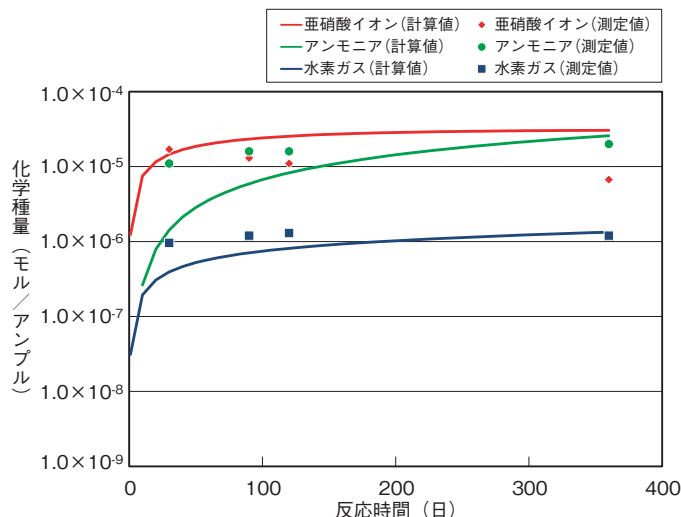


図 3-8 反応容器(アンプル) 1 体当たりの亜硝酸イオン、
アンモニア及び水素ガスの量の経時変化

323 K, pH 12.5, NaNO_3 濃度 5.0 mol/dm^3 成る条件でのモデルによる計算値と測定データを表しています。

食に伴う NO_3^- の還元過程は、 $\text{NO}_3^- \rightarrow \text{NO}_2^- \rightarrow \text{NH}_3$ という逐次反応と考えられ、アノード支配型の腐食反応におけるカソード過程として、 NO_3^- 及び NO_2^- の還元反応は、水素発生反応と競合します。このため、 NO_3^- 濃度が高い場合 ($>1.0 \text{ mol/dm}^3$) には、 NO_3^- の共存しない場合と比較して、腐食に伴う水素発生速度が非常に小さくなります。

これらの知識に基づき炭素鋼等の廃棄物含有金属と廃棄物に含有される NO_3^- の化学的相互作用のモデル化を行いました。炭素鋼の腐食に伴う NO_3^- の還元反応は、 $\text{NO}_3^- \rightarrow \text{NO}_2^- \rightarrow \text{NH}_3/\text{NH}_4^+$ 成る逐次反応とし、これらの反応による還元電流と水の還元電流の和が炭素鋼の腐食によるアノード電流とバランスするとしてモデル化しました(図 3-7, 図 3-8)。今後は処分施設外における微生物反応や鉱物反応による硝酸イオン化学変遷モデルと組み合わせて硝酸塩の影響評価技術を開発していく予定です。

本研究は、経済産業省からの受託研究「硝酸塩処理・処分技術高度化開発」(2007, 2008, 2009, 2010) の成果の一部です。

●参考文献

本田明ほか, 高アルカリ性・高硝酸ナトリウム濃度条件における炭素鋼の腐食に伴う硝酸イオンの化学的変遷挙動とそのモデル化, 材料と環境, vol.60, no.12, 2011, p.541-552.

3-3 放射性廃棄物処分場における湧水抑制に挑む ーグラウト浸透モデルの適用性に関する研究ー



図 3-9 平行平板試験装置（上方から撮影）

ミリ単位でスリット状の隙間を設定できる 2 枚の亚克力板の中に一方方向にグラウト材を注入し、その浸透距離を目視観察するとともに、圧力計で注入圧力の変化を測定しました。

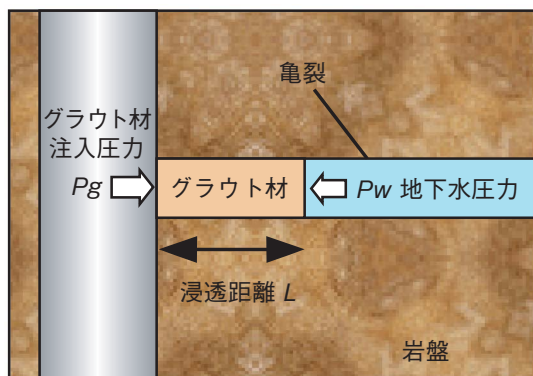


図 3-10 亀裂内でのグラウトの流れ

グラウト材注入の際には、岩盤中の亀裂に地下水圧力以上の圧力をかけることで、注入対象とした亀裂にグラウト材を注入します。グラウト材が亀裂内に浸透した距離を浸透距離 (L) とし、この距離をモデルで表現しました。

高レベル放射性廃棄物の地層処分のように、地下深部に処分場を建設する（多くの坑道を掘削する）場合、岩盤中の地下水が湧水として坑道に流れ込むことが考えられます。この対策として、セメントなどの薬液（グラウト材）を岩盤の亀裂に注入・充てんし、岩盤の強度や透水性を改良すること（グラウチング）により、処分場の建設時や操業時の湧水を抑制する効果が期待できます。一方で、グラウト材として用いられることの多い普通のセメントは、高アルカリ性であるため、岩盤が本来備えている放射性核種の移行遅延機能といったバリア機能に悪影響を与えることが危惧されます。そこで、低アルカリ性のグラウト材の開発、グラウト材を必要とされる範囲のみに注入するグラウチング技術、グラウト材の浸透範囲を評価する技術、グラウト材の影響評価技術などの開発に取り組んでいます。中でも、グラウト材の浸透範囲（浸透距離）の把握は、グラウト材が岩盤に与える影響評価のための諸条件を与えるものであり、長期の評価を精度良く行う上で重要なものです。

ここでは、GustafsonとStillによる理論的研究に基づく浸透モデルについて、一次元の室内試験（図 3-9）と比較しました。グラウト浸透モデルは、注入されたグラウ

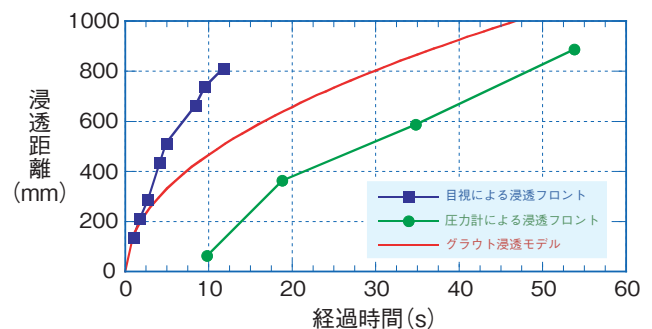
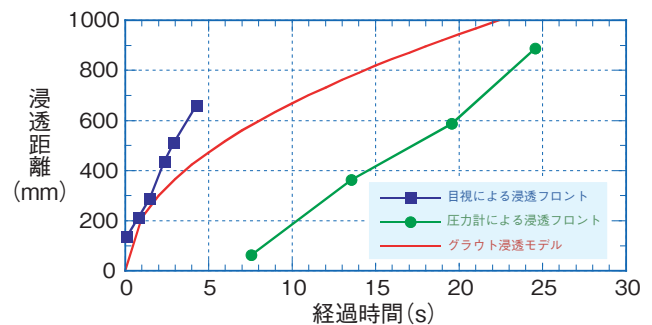


図 3-11 理論式と室内試験による浸透距離の経時変化の比較

グラウト浸透モデルで計算された亀裂断面内の平均的なグラウト材の浸透距離は、目視による浸透距離と圧力計により求められた浸透距離の間にプロットされ、これらの試験結果と整合することが分かりました。

ト材の岩盤亀裂中の先端部（浸透フロント）までの平均的な距離（図 3-10）を理論的に計算するものです。このとき、グラウト材は、降伏値を有するビンガム流体としてモデル化します。

浸透距離の経時変化について、グラウト浸透モデルによる計算結果と室内試験結果の比較を図 3-11 に示します。図から、グラウト浸透モデルによる計算結果は、室内試験における二種類（目視と圧力計）の測定結果の中間的な値となっていることが分かりました。ビンガム流体を含めて粘性流体の流速は同一断面内においてスリット壁面近傍の流速が小さいため、流体の浸透距離の進展に違いが生じます。

グラウト浸透モデルの曲線が亀裂断面内の平均的な浸透距離を計算していることを考えると、グラウトの浸透モデルの計算結果と室内試験における二種類の測定結果は、整合的であるといえます。

以上のことから、一次元平行平板による室内試験の範囲で、ビンガム流体の浸透距離を予測するグラウト浸透モデルの適用性を確認しました。

本研究は、経済産業省からの受託研究「地下坑道施工技術高度化開発」の成果の一部です。

●参考文献

Fujita, T. et al., Fundamental Study on a Grout Penetration Model for a HLW Repository, Journal of Energy and Power Engineering, vol.6, no.8, 2012, p.1191-1203.

3-4 過去の巨大地震を0.1 mmから覗く

— 単粒子(U-Th)/He法が切り開く低温熱年代学 —

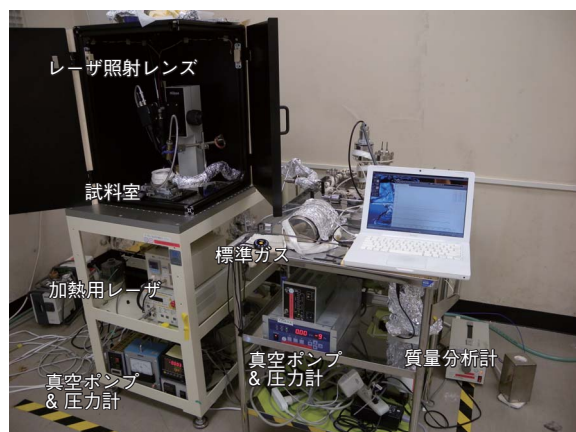


図 3-12 ヘリウム測定用質量分析装置

試料室のジルコンをレーザーで加熱し、抽出されたヘリウムを質量分析計で測定します。ウラン、トリウムは別途測定し、それらから年代を計算します。

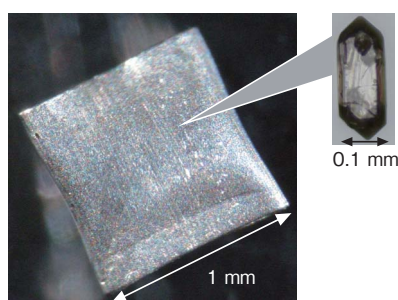


図 3-13 年代測定用試料

右図は、年代測定用ジルコンです。粉碎した岩石を比重に基づき分離し、最後は顕微鏡を使って一つずつ選別して試料とします。左図は、ジルコンは非常に小さいので、なくさないように金属箔で包んで分析を行います。

地震や火山活動などの地質事象がいつ起きたかを知るために、放射性元素の壊変を利用した年代測定が行われています。年代測定法の中には、高温のマグマや再加熱された岩石が、ある温度（閉鎖温度）まで（再）冷却してから経過時間を示すもの（熱年代法）があります。一般的に地下は深部ほど高温ですから、閉鎖温度の異なる熱年代法を組み合わせることで、ある岩石がどのように冷却したのか、すなわち地表が数100万年のうちに急激な地形変動があったのか、それともなだらかで安定した時間が続いたのか、といったことが分かります。急激な地形変動は、頻繁に繰り返される巨大地震との関連も考えられ、処分事業のみならず学術的にも重要なテーマです。

私たちは、地形変動のうち、より最近の地下浅部での変動を捉えることができる単粒子(U-Th)/He法を用いた低温熱年代学を研究しています。まだ新しい手法で、少量のヘリウムを同位体希釈法で精度良く定量する専用装置（図 3-12）は我が国で唯一のものです。ここでは、主にジルコンというわずか0.1 mmほどの鉱物を分析して熱年代を求めます（図 3-13）。

図 3-14は、三重県で採取された、中央構造線という

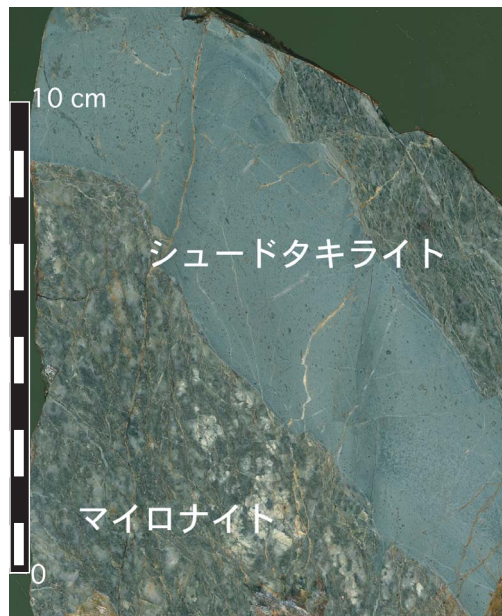


図 3-14 中央構造線の断層岩

過去の大地震の記録であるシュードタキライトを含む断層の試料で、活断層からこれほど分厚いシュードタキライト（厚さ約4.3 cm）が見つかるのは我が国では非常に珍しいことです（通常は厚さ1 mm程度）。

日本最大の活断層の岩石です。シュードタキライトとは地下で断層がずれて地震が起きた時にその摩擦熱でいったん溶けた岩石が、その後急冷してできたものです。一方、マイロナイトは断層がずれることで破壊されていますが、溶けるほどの熱は受けていません。本手法を含む複数の手法を用いて、それぞれ異なる閉鎖温度の熱年代を測定したところ、この岩石は、9千万年前に地下深部で固まり、周囲の岩石と同じ温度になる過程で比較的早く冷え、6千万年前頃起きた巨大な地震でシュードタキライトが形成され、その後は非常にゆっくりと冷却したことが分かりました。その中で、単粒子(U-Th)/He法からは、シュードタキライトが地下5～10 km程度で生成したことが明らかになりました。これらの過程は、日本列島の現在の地形がどのようにしてできたのか、地下の断層がどのような条件で地震を起こすのかといった疑問を明らかにするための基礎情報となります。

今後は、より少量の試料や異なる鉱物の年代測定を行い、地質環境の将来予測などに必要な地質事象の理解を支える技術の開発を進める予定です。また、瑞浪超深地層研究所の研究坑道試料の測定も予定しています。

●参考文献

Yamada, K. et al., The First (U-Th)/He Thermochronology of Pseudotachylyte from the Median Tectonic Line, Southwest Japan, Journal of Asian Earth Sciences, vol.45, 2012, p.17-23.

3-5 客観的な基準による断層区間の特定を目指して —数値解析を用いたボーリング孔での断層の区間判定—

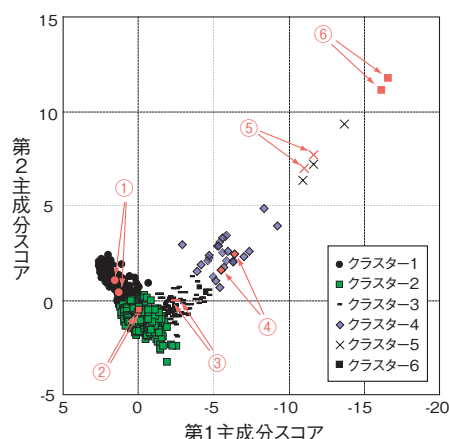


図3-15 第1及び第2主成分の散布図及びクラスタリングの結果
第1主成分は、比抵抗、密度、弾性波速度の重みが大きく、スコアが大きいほど堅硬である傾向を示します。第2主成分は、自然電位、比抵抗、孔径の重みが大きく、スコアが大きいほど間隙水が多く含まれる傾向を示します(①～⑥は、図3-16の丸数字に対応)。

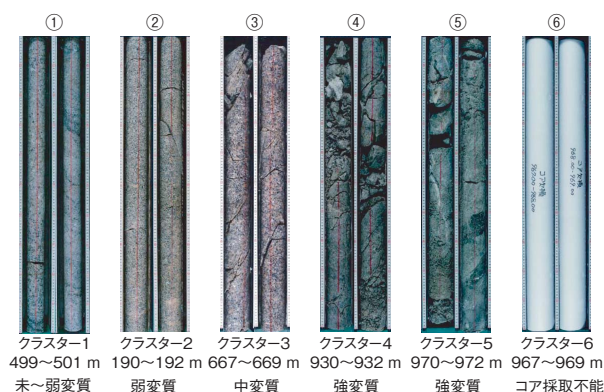


図3-16 各クラスターに対応するボーリングコア番号が大きいボーリングコアほど岩盤の状態が悪く、③～⑥(クラスター3～6に対応)は、地質観察から断層と認定されます(数字は掘削深度)。

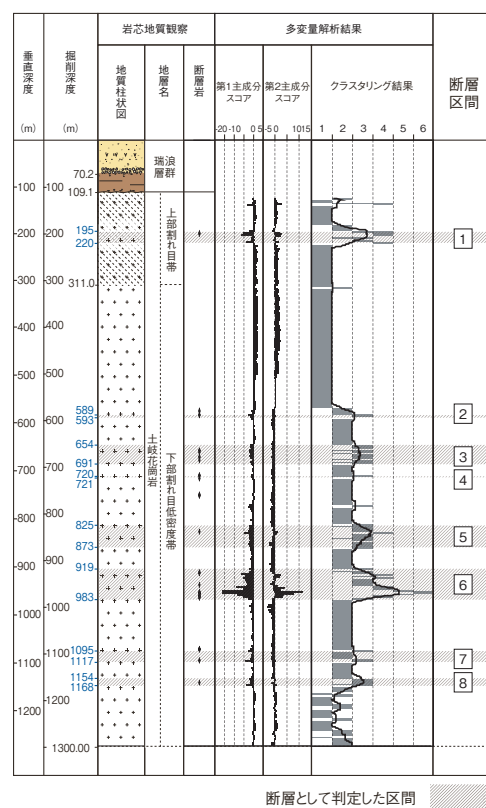


図3-17 ボーリング孔における断層区間
1～8が数値解析により抽出した断層区間です。

断層は、その形成に伴う岩盤の変形や変質等により、岩盤の物性や透水性等に影響を及ぼします。そのため、地下空間の利用にあたっては、断層の影響を受けた部分(この説明では、断層区間と呼びます)の特定は重要な課題です。しかし、断層を対象とした調査では、取得できる情報の種類、量やその品質にばらつきがあることに加え、調査を担当する技術者の熟練度や知識量によって、断層区間の判定結果が異なる可能性があります。そこで、私たちは客観的な基準によって断層区間の特定方法を検討するため、瑞浪超深地層研究所(以下、研究所)におけるボーリング調査で取得したデータを用いた数値解析を行いました。

検討対象のボーリング孔は、研究所で実施した掘削長1300 mのボーリング孔で、いくつかの深度に断層が存在することが確認されていました。このボーリング調査では、コアの地質観察のほか、ほぼ全深度にわたって物理検層を実施しており、定量的な数値データが取得されています。物理検層の中で岩盤の変形などによって数値が大きく変動する項目に着目し、それらのデータ間の関連性を同時に解析することが可能な主成分分析を行い、データの分散が大きい(元データの情報が多く保存され

ているため、数値の分布範囲が広い)第1及び第2成分の散布図を作成しました。更に散布図の区分を行うため、区分の良さの評価関数によって区分の最適解を求めるk-means法というクラスタリングを実施しました(図3-15)。図3-16にそれぞれのクラスターに対応するボーリングコアを示します。岩盤の状態が悪いほど図3-15の右側にプロットされていることが分かります。図3-16に示すコアの地質観察から、クラスター3～6が断層区間に相当することから、ボーリング孔の全深度について、クラスター3～6に相当する区間を抽出し、合計で8区間の断層区間を判定することができました(図3-17)。この断層区間については、ボーリングコアの地質観察やほかのデータの検討からも断層区間と判定されており、この手法で適切に断層区間が判定されていることが確かめられています。この手法は調査量や技術者の熟練度などに左右されない客観性と追跡性を有していることから、信頼性の高い地下空間の調査・評価手法に大きく寄与すると考えています。

本研究は、日本情報地質学会の2011年度「論文賞」に選ばれました。

●参考文献

鏡頭正, 鶴田忠彦ほか, 多変量解析を用いたボーリング孔での断層の区間判定と岩盤区分—瑞浪超深地層研究所における深層ボーリング孔での事例—, 情報地質, vol.22, no.4, 2011, p.171-188.

3-6 地下深部における水理地質構造を推定する技術

— 研究坑道の掘削に伴う水圧応答を用いた水理地質構造の評価 —

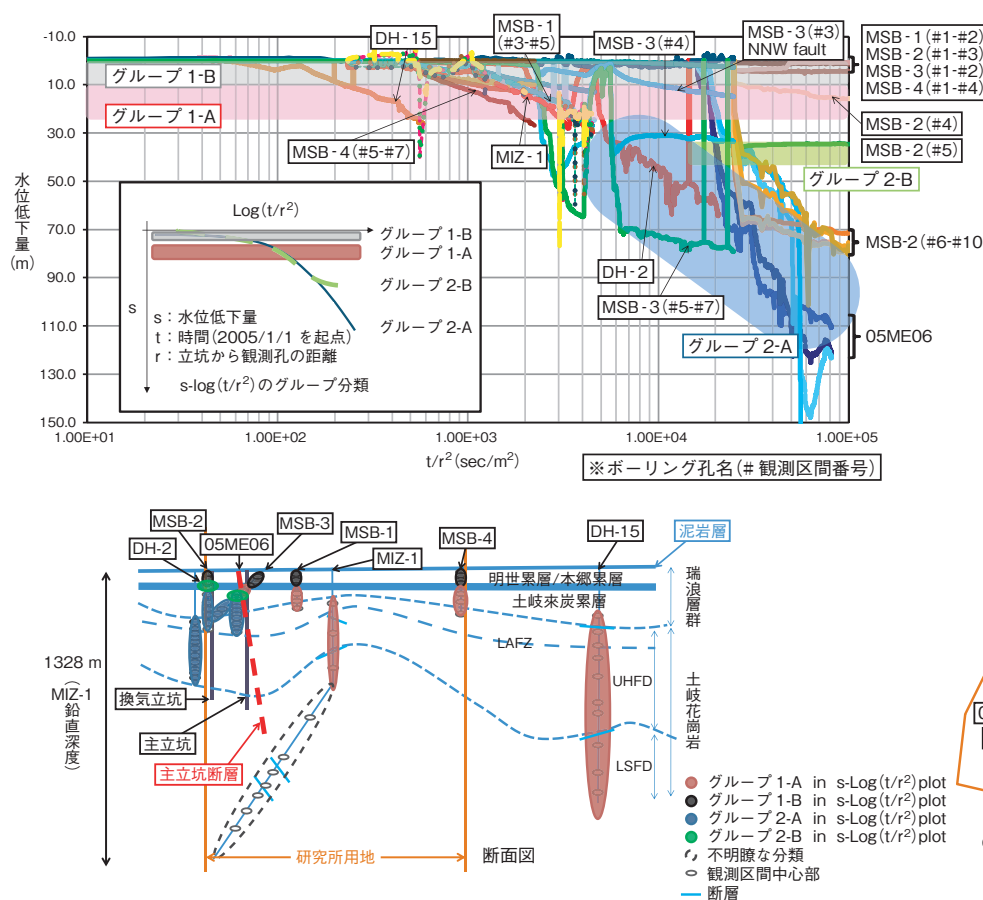


図 3-18 s-log(t/r^2) で整理した水位低下量

x 軸は t/r^2 の対数で、y 軸は各観測区間における水位低下量を示します。

グループ 1-A の水位低下量が小さなグループ、グループ 1-B は明瞭な水位低下量が確認されなかったグループです。また、グループ 2-A は水位低下量が大きく水位低下が継続しているグループ、グループ 2-B は水位低下量が大きいものの収束したグループとしました。

図 3-19 s-log(t/r^2) でのグループ分類結果 (断面図, 平面図)

高レベル放射性廃棄物の地層処分におけるサイト選定や安全評価においては、地下深部における地下水の流れを評価する必要があります。特に、地下水の流れに大きな影響を及ぼす断層などの地質構造（水理地質構造）の分布やその透水性を把握することが重要であることから、それに必要な調査評価技術の整備を目標に岐阜県瑞浪市において超深地層研究所計画を実施しています。瑞浪超深地層研究所（以下、研究所用地）では現在、地下深部において研究坑道の掘削を進めており、また、研究所用地内とその周辺では、地上から掘削したボーリング孔で研究坑道の掘削に伴う周辺の地下水圧の変化を観測しています。

研究坑道の掘削に伴う地下水圧の変化は、周辺の水理地質構造の分布やその透水性に関する情報を含んでいます。そこで、研究坑道の掘削を地下深部の水理特性を評価するための大規模な試験とみなし、地下水圧のデータから水理地質構造分布の推定を試みました。ここでは、地下水圧の変化を水位低下量に換算し、揚水試験における透水係数の算出方法のひとつである Cooper-Jacob の直

線勾配法で用いられる s-log(t/r^2) プロットで整理しました。ここで、s は水位低下量、t は揚水開始からの時間、r は揚水地点からボーリング孔までの距離です。このプロットでは、観測地点が異なる場所であっても、同じ水理地質構造で観測された水位低下量は、理論上同一の直線上にプロットされます。

図 3-18 に s-log(t/r^2) プロットで整理した各観測区間の水位低下量を示します。図 3-18 から、研究所用地内とその周辺における水位低下量を、プロットのカーブの形状の類似性から四つのグループに分類しました。

次に、図 3-19 に各観測孔の位置とグループ分類結果を示します。各グループは空間的に偏在しており、異なるグループの境界には、地上からの調査や坑道内からの調査により透水性が低く地下水の流れを遮断する構造と推定・確認されている、主立坑断層や瑞浪層群中の泥岩層が存在することが分かります。この結果は、坑道の掘削を大規模な揚水試験とみなして周辺の水圧応答を分類することで、広範囲の水理地質構造が評価できることを示しています。

●参考文献

Daimaru, S., Takeuchi, R. et al., Hydrogeological Characterization Based on Long Term Groundwater Pressure Monitoring, Proceedings of the 13th International Conference on Environmental Remediation and Radioactive Waste Management (ICEM2010), Tsukuba, Japan, 2010, ICEM2010-40064, 10p., in CD-ROM.

3-7 地下環境の超長期的な変化を復元する技術の開発 —数値シミュレーションによる超長期間を対象とした地下水流動解析—

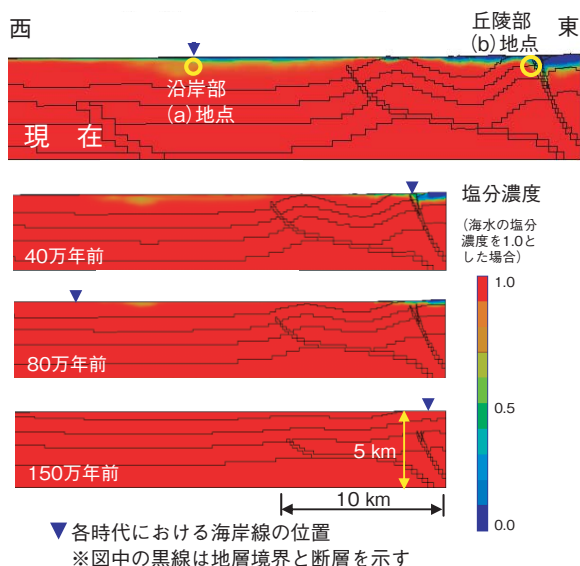


図 3-20 地下水中の塩分濃度の変遷(全体)

幌延地域の沿岸部では、海水準変動や隆起・沈降／侵食・堆積の影響が組み合わさり、地下水中の塩分濃度が長期的に変化してきたと考えられます（沿岸部(a)地点、丘陵部(b)地点）。

地層処分の何万年以上にもわたる超長期的な安全性が社会に受け入れられるには、地下環境が超長期間にどのように変化していくかを示すことが大変重要です。その方法として、過去から現在までの地下環境の長期にわたる変化を現象論的に将来へ外挿する方法や、変化のメカニズムの考察に基づいて将来の環境をシミュレーションにより推測する方法があります。本研究では、北海道北部の幌延地域を事例として、沿岸部の堆積岩が分布する地域に適用可能な予測技術の開発を目的に、地質調査から幌延の全域が海面下であったと推定される過去約150万年前から現在までの期間を対象として、地下水の流れと塩分濃度の変遷を数値シミュレーションにより復元しました。

150万年間の超長期間には、隆起・沈降などの地殻変動とそれに伴う地形や地質構造の変化及び気候・海水準の変動が生じます。そこで本研究では、地形や地質構造の形状や岩盤物性の変化といった数値モデルの変化に加えて、気候変動に伴う涵養量や海水準の変動といった入力パラメータの変動も連続的に取り込みつつ、地下水の流れと塩分濃度の解析を可能とする数値解析手法を開発し、幌延地域に適用しました。その結果、隆起に伴い陸

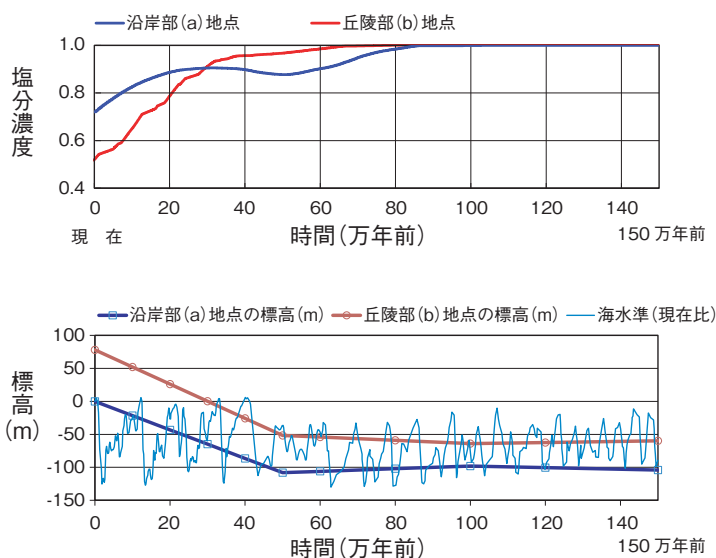


図 3-21 地下300 mにおける地下水中の塩分濃度の変遷

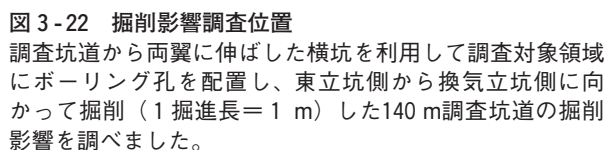
沿岸部と丘陵部は共に、隆起に伴い約80万年前から地下水の塩分濃度が低下し始めます(上図)。しかし、その低下の仕方は、沿岸部(a)地点と丘陵部(b)地点における標高の変化の仕方に起因して異なります(下図)。

地となる地域（図 3-20の「現在」で丘陵部の付近）から徐々に塩分濃度が低下し、淡水化（図中で青色の部分）の進むことが分かりました。また、現在の海岸線の西側にある海底下には、塩分濃度が著しく低い領域の分布することが推測されました（図 3-20の「現在」で沿岸部の付近）。これは、海水準変動で現在の海底が過去に陸地となった時期に、地表面から雨水などがしみ込み、それが現在の海底下に淡水として残ったものと考えられます。また、地下300 mでの地下水の塩分濃度の変化を沿岸部と丘陵部と比べると、ともに隆起に伴い塩分濃度が低下するものの、その変化の傾向は異なります（図 3-21）。沿岸部と丘陵部では約50万年前から隆起速度が増加する設定としています。しかし、両地域の標高が異なるため、海水準変動で海岸線の位置が変化しても海面下にある期間が異なり、その結果、地下水の塩分濃度が異なる変遷を経ると推測されます。

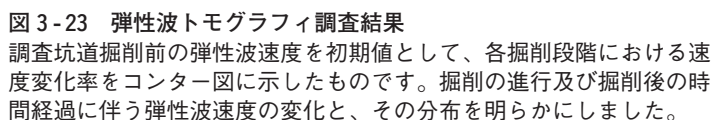
以上の数値シミュレーションで得られた現在の地下水の塩分濃度は、現地での物理探査やボーリング調査により確認されつつあり、本研究により将来の地下環境を推測する技術的な見通しを高めることができました。

●参考文献

Niizato, T. et al., Development of a Methodology for the Characterization of Long-Term Geosphere Evolution (1) Impact of Natural Events and Processes on the Geosphere Evolution of Coastal Setting, in the Case of Horonobe Area, Proceedings of 19th International Conference on Nuclear Engineering (ICONE19), Chiba, Japan, 2011, ICONE19-43163, 11p., in CD-ROM.



掘削影響を調査する手法としては、医療のX線CTスキャンのように調査領域の周囲にセンサーを配置して測定することにより、物性値の変化を画像化できる物理探査手法が有効な手段であり、弾性波（地震波）トモグラフィ調査、比抵抗トモグラフィ調査などがあります。このうち弾性波トモグラフィ調査は、探査領域の周囲に多数の発振器と受振器を配置し、領域内を通過する様々な経路の弾性波を観測し、弾性波速度の空間分布を画像化



今後も引き続き地下施設の建設を進めながら、複数深度にて掘削影響調査並びに結果の評価を行い、掘削影響のモデル化と影響発生メカニズムの解明を進めます。

杉田裕ほか, 簡易型弾性波トモグラフィ調査システムの開発, JAEA-Research 2011-043, 2012, 25p.

3-9 地下深部における初期地圧の把握を目指して －水圧破碎法による三次元的な初期地圧測定－

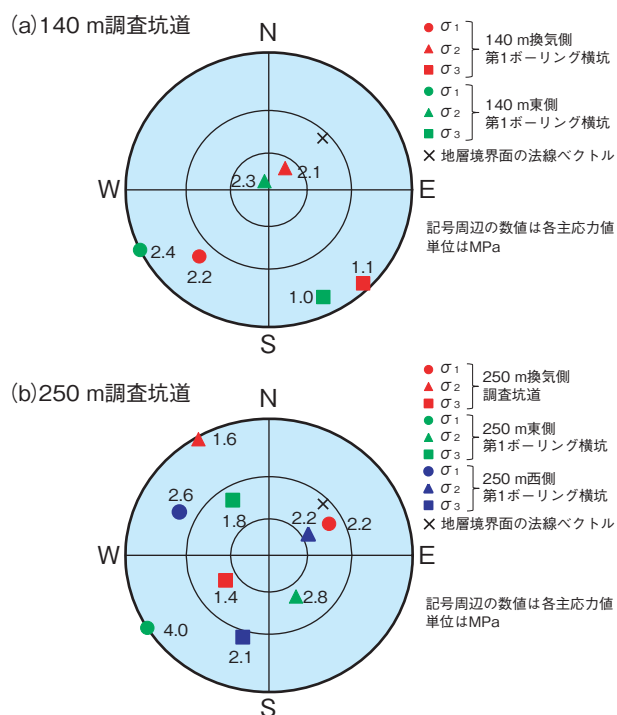


図 3-24 調査坑道における各主応力の下半球投影図（ウルフネット）

σ_1 , σ_2 , σ_3 はそれぞれ最大, 中間, 最小主応力です。140 m調査坑道では2地点、250 m調査坑道では3地点にて初期地圧測定を実施しました。下半球投影図は、各主応力の方向線が球の中心をとり、球体の下半球面と交差する点を赤道面上に投影した等角投影図です。

地下深部の岩盤には、岩盤の自重や地殻変動などにより、初期地圧と呼ばれる応力が生じています。初期地圧は、地下構造物の支保部材の仕様や、空洞の方向などを決定する上で重要な情報であることから、その設計段階で確に把握することが必要です。

私たちは、現在進めている幌延深地層研究計画の中で、地下研究施設建設前に地上からの深層鉛直ボーリング調査孔（520～1020 m）を利用して、水圧破碎法により初期地圧を測定しました。この方法はボーリング孔軸方向（鉛直方向）を主応力方向のひとつと仮定して、各主応力を求めるものです。ただし、地下研究施設周辺は褶曲作用を受けた背斜軸の翼部にあたり地層が傾斜しており、鉛直方向を主応力方向のひとつとした仮定が成立しない懸念がありました。そこで、地上からのボーリング孔を用いた地下深部の初期地圧の調査結果を評価するために、地下研究施設の複数の深度において、水圧破碎法を用いた空間的な初期地圧を調査しています。具体的には地上からの調査とは異なり、1測定地点にて方向の異なる3本のボーリング孔を用いて初期地圧測定を行うことにより、主応力方向の仮定を一切せずに、三次元の主

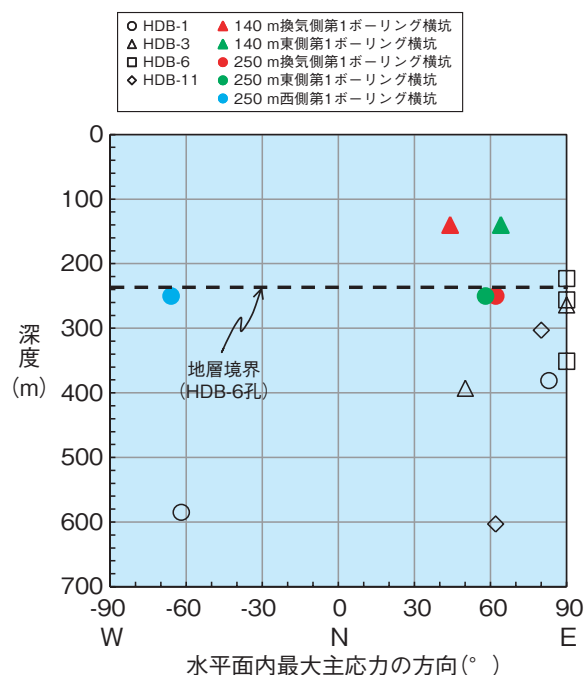


図 3-25 水平面内最大主応力方向の深度分布

HDB-1, HDB-3, HDB-6 及び HDB-11 のデータは、地上からの調査で得た水平面内最大主応力の方向です。また、調査坑道のデータは、得られた三次元主応力を水平面に展開した最大主応力の方向です。これらは両者ともおおむね東西方向が卓越し、地層境界による影響は認められません。

力の大きさと方向を求めます。深度140 mと250 mの調査坑道で実施した、初期地圧測定による各主応力の下半球投影図を図 3-24 に示します。140 m調査坑道では、主応力のひとつがほぼ鉛直方向を示し、地上からの調査における仮定は妥当と評価できました。一方、250 m調査坑道では、最も鉛直方向に近い主応力でさえ、鉛直軸から35～39°傾き、地上からの調査における仮定と異なる結果でした。この原因としては、250 m調査坑道は地層境界付近にあり、局所的に主応力分布が変化していることが考えられます。地上からの調査と調査坑道における初期地圧測定による水平面内最大主応力方向を図 3-25 に示します。両者はおおむね一致（東西方向が卓越）しており、地上からの調査で地下深部の水平面内最大主応力の方向を正しく評価できる可能性が認められました。

今後、更に異なる深度において初期地圧測定を行い、地上からのボーリング調査による地下深部の初期地圧の予測結果の評価を行うとともに、初期地圧分布と地質構造との関係を考察していきます。

●参考文献

中村隆浩, 真田祐幸ほか, 換気立坑250 m坑道における初期地圧の計測, JAEA-Research 2011-012, 2011, 217p.

核融合エネルギーの実用化に向けて

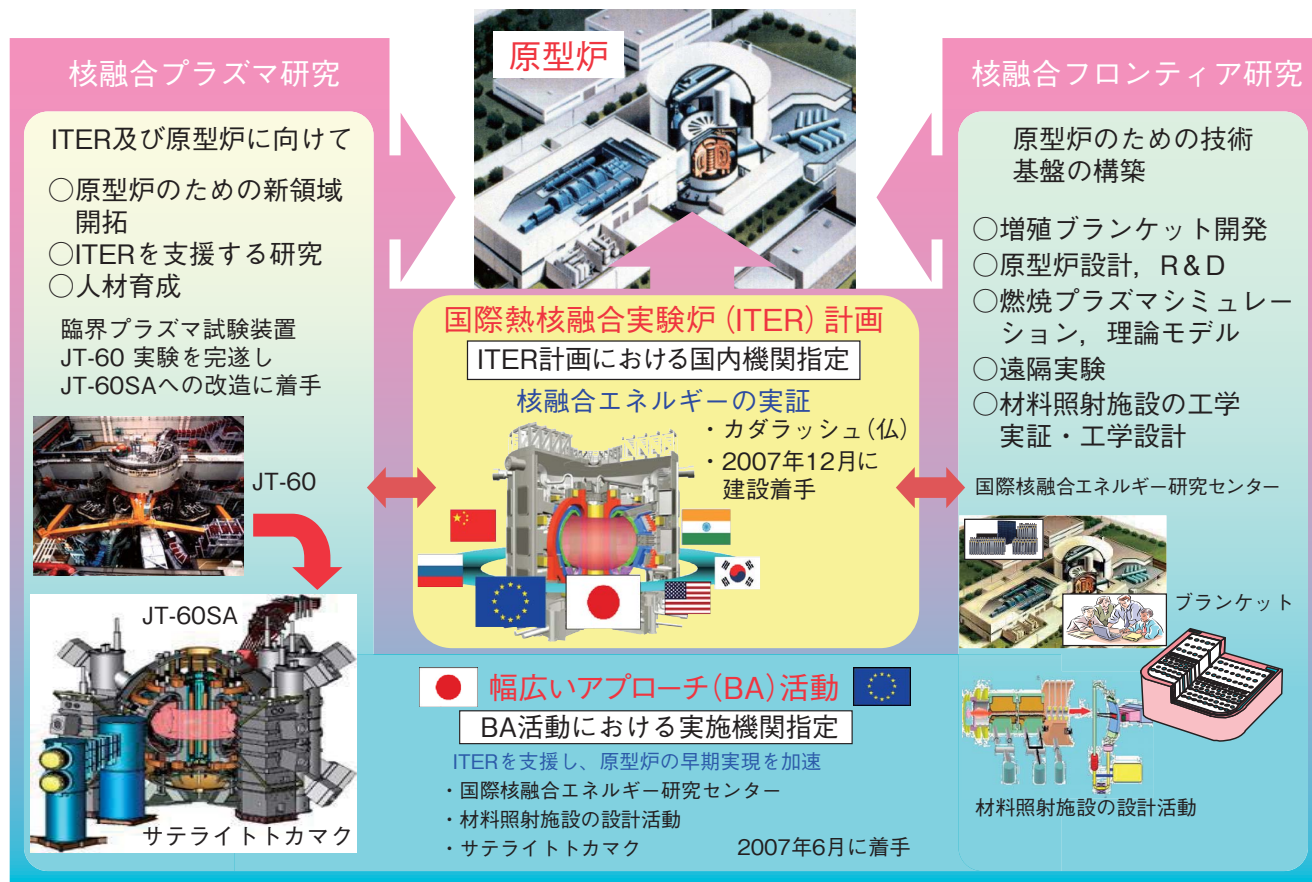


図4-1 核融合原型炉開発への展開

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

核融合エネルギーの実用化に向けて、国際熱核融合実験炉 (ITER) 計画、幅広いアプローチ (Broad Approach: BA) 活動等の国際協力を積極的に推進しつつ、核融合プラズマ研究及び核融合フロンティア研究という核融合開発の鍵となる分野の研究開発を総合的に進め、原型炉の実現 (図4-1) を目指しています。

ITER計画

ITER計画は、実験炉の建設・運転を通じて核融合エネルギーの科学的・技術的実現可能性を実証する国際協力プロジェクトです。2007年10月にITER協定が発効し、原子力機構は我が国の国内機関に指定されました。現在、我が国が分担する機器の調達活動を進め、他のITER参加極に先駆けて超伝導コイル用導体の量産を継続 (トピックス4-1) するとともに、種々の技術開発成果 (トピックス4-2, 4-3) を着実に達成しています。

BA活動

BA活動は、核融合の早期実現を目指し、ITERの支援やITERの次のステップである原型炉の開発のための研究開発を行う日欧の共同事業です。2007年6月にBA協定が発効し、原子力機構は我が国の実施機関に指定されました。BA活動は、国際核融合エネルギー研究セン

ター (IFERC) 事業、国際核融合材料照射施設の工学実証・工学設計 (IFMIF/EVEDA) 事業、サテライト・トカマク計画 (STP) の三つのプロジェクトから構成されます。トピックス4-4はIFERC事業の進展状況を示したものです。また、トピックス4-5は、IFMIF/EVEDA関連の研究に伴って得られた成果です。STPにおいては、JT-60SAの日欧共同建設が順調に進展しています (トピックス4-6, 4-7, 4-8)。

核融合プラズマ研究

JT-60の実験データ解析を更に進めるとともに国際装置間比較実験等を行い、高いプラズマ圧力を実現して核融合炉の経済性を高めるための研究を続けています。トピックス4-9は、高プラズマ圧力の実現を妨げる最大の要因となる不安定性を克服することに資する成果です。

核融合フロンティア研究

核融合炉では、核融合反応で生じる中性子を用い、リチウムから燃料のトリチウムを生産 (=増殖) しますが、トピックス4-10は燃料増殖に必要なリチウムを効率的に確保することに資する成果です。また、トピックス4-11は原型炉のプラズマを制御するための基盤となりうる成果です。

4-1 ITER超伝導コイルの製作に向けて —世界をリードするトロイダル磁場コイル用超伝導導体の調達進展—

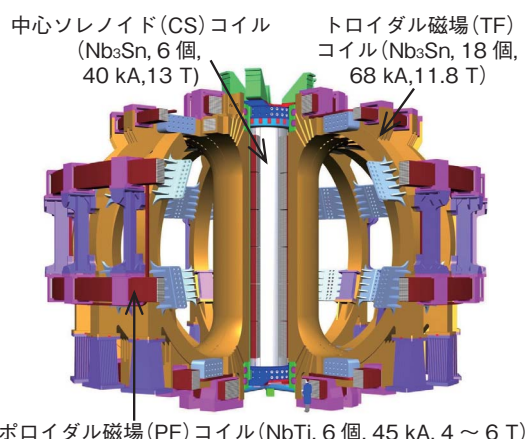


図4-2 ITER超伝導コイル・システム

18個のTFコイル、6個のCSコイル及び6個のPFコイルから構成されています。

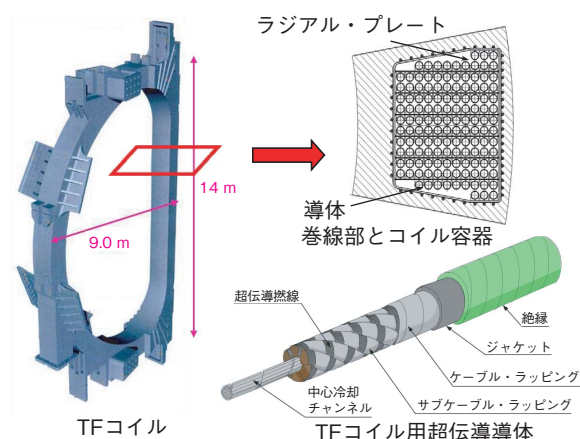


図4-3 TFコイルの構造と超伝導導体

円形ステンレス製ジャケットの中に直径0.82 mmの超伝導素線約1000本を撚り合わせた超伝導撚線を入れた超伝導導体はラジアル・プレートの溝に嵌め込まれます。

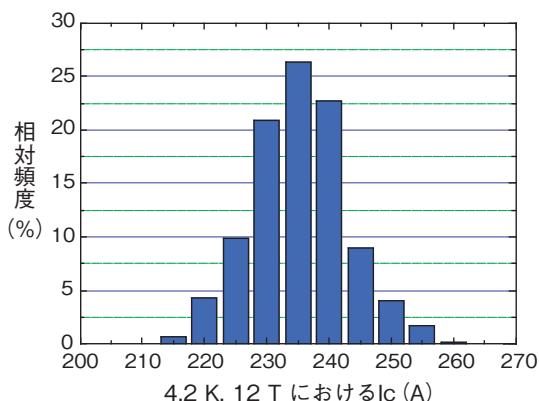


図4-4 量産された超伝導素線の臨界電流値(Ic)のヒストグラム
この場合のIcとは、磁場12 T, 温度4.2 Kにおいて、超伝導状態を保持しながら素線に流せる最大の電流値です。

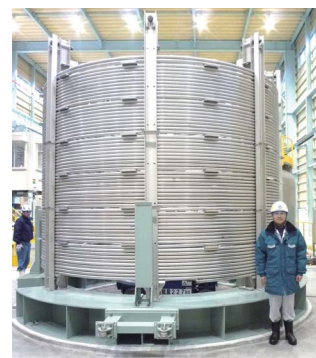


図4-5 完成した長さ760 mの超伝導導体
直径4 mに巻かれています。

日本、欧州、米国、ロシア、韓国、中国、インドが協力して開発を進めているITERでは、高温のプラズマを閉じ込め、制御するために10 T以上の高い磁場が必要となります。これには巨大な超伝導コイルを使用します(図4-2)。プラズマ閉じ込めの磁場を発生させるトロイダル磁場(TF)コイルは、重さ約300 tの世界最大の超伝導コイルです(図4-3)。日本はTFコイル9個、全体の1/4のTF導体(Nb₃Sn導体)33本の調達を担当し、2009年3月から世界に先駆けて、TF導体の製造を始めました。

TF導体は、図4-3のように、直径0.82 mmの超伝導Nb₃Sn素線約1000本を撚り合わせた超伝導撚線を、突合せ溶接により760 mの長さで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ます。Nb₃Sn素線はこれまでにない大量の約110 tを製作する予定ですが、その内の約80%、約90 tが完成しました。導体は高い品質を保つた

め、ISO規格に適合した品質保証計画の下で製作しています。素線は超伝導特性にばらつきが生じることが予想されたことから、統計的プロセス管理(Statistical Process Control: SPC)を行いながら、製作しています。SPCは、製作した素線のキーとなる管理項目(臨界電流値(Ic)、ヒステリシス損失、残留抵抗比、素線外径など)を統計的に管理し、性能や製作プロセスの異常を早期に発見することや、仕様値に対する逸脱の可能性を評価することにより、性能のバラツキを低減する管理方法です。これまでに完成した素線のIc値の分布はガウス分布に近くなり、その数量のヒストグラムを図4-4に示します。また、標準偏差は平均値233 Aに対して、約3%の6.7 Aであり、SPCを含めた品質保証計画が効を奏したといえます。図4-5は完成した実機用超伝導導体の写真で、毎月1本のペースで製造を行い、これまでに完成した超伝導導体は、日本分担分の約80%に相当する26本となりました。他極はある程度の量の超伝導素線を製作していますが、導体製作をやっと開始した状況です。

●参考文献

Takahashi, Y. et al., Technology Development and Mass Production of Nb₃Sn Conductors for ITER Toroidal Field Coils in Japan, Nuclear Fusion, vol.51, no.11, 2011, p.113015-1-113015-11.

4-2 世界最高性能のプラズマ計測用レーザー装置の開発に成功 —ITER周辺トムソン散乱計測装置用YAGレーザーの開発—

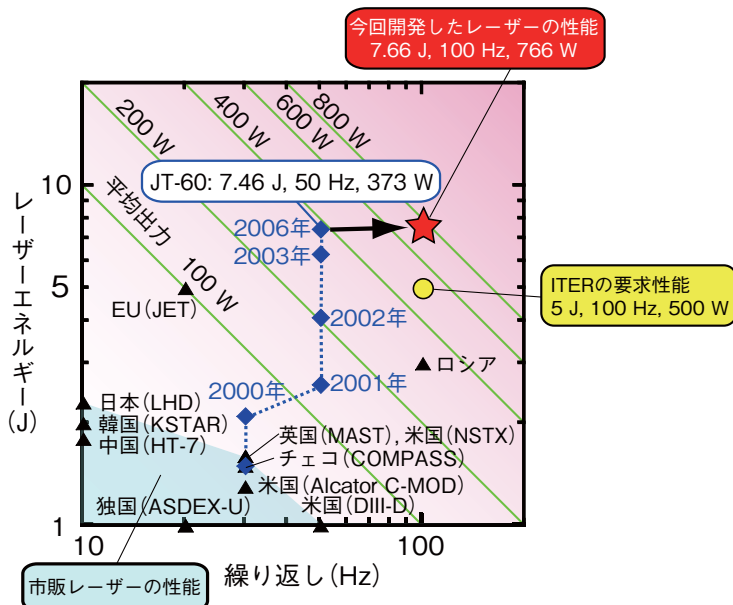


図4-6 世界のプラズマ計測用レーザー装置の性能比較
緑色の斜めの線は平均出力を、カッコ内は核融合装置名を示しています。市販のレーザー性能は水色の領域にあり、ITERの要求性能は、それよりも高い所にあることが分かります。

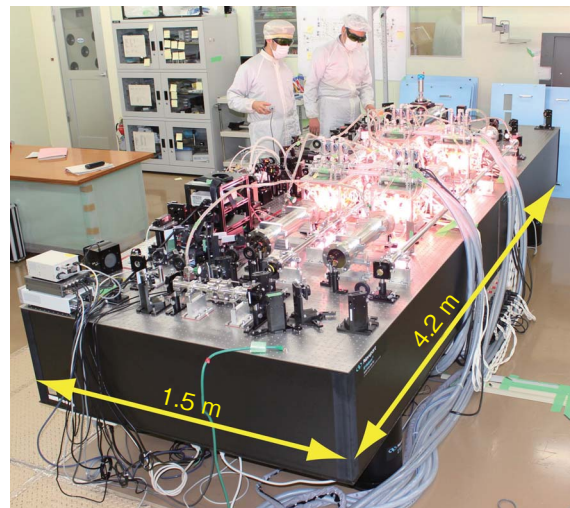


図4-7 開発したレーザー装置の外観
レーザー装置の光学機器は、幅1.5 m、長さ4.2 mの防振テーブルの上に配置されています。光っているのは、励起用フラッシュランプの光です。レーザー光は、赤外線のため目に見えません。

原子力機構は、ITER計画において、炉心プラズマの周辺部の電子温度及び電子密度を測定する「周辺トムソン散乱計測装置」の開発を担当しています。トムソン散乱計測とは、強力なパルス状のレーザー光をプラズマに入射し、プラズマ中の電子から散乱される光を分析することによって、電子温度と電子密度を計測する手法です。電子からの散乱光は極めて微弱で、入射レーザー光の1000億分の1程度しか散乱されません。精度良く測定するためには、高いエネルギーのパルス状のレーザー光を発射できるレーザー装置が必要です。また、時々刻々と変化するプラズマの状態を知るためには、高い繰り返しでレーザーパルスを発射する必要があります。この計測装置では、平均出力500 W（1回当たり5 Jのエネルギーを持つレーザー光を毎秒100回発射）のレーザー装置（Nd：YAGレーザー）が必要であり、高出力エネルギーかつ高繰り返し発射が可能なパルスレーザー装置の開発が大きな課題でした。

これまでは、原子力機構で開発した平均出力373 W（7.46 J・毎秒50回）のレーザー装置が世界最高性能でした（図4-6）。ITERで必要なレーザー装置を開発するに

は、繰り返し回数を2倍に上げる必要がありますが、そのためには、熱負荷の制限から1回当たりのレーザー増幅器への投入エネルギーを半分に下げる必要があります。しかし、投入エネルギーを下げると増幅率が低下してしまい、効率的に増幅器内のエネルギーをレーザー光として引き出せないことが大きな問題となっていました。そこで、サマリウムと呼ばれる金属を添加した特殊なガラスを増幅器内で用いて、増幅率の改善を妨げている光のノイズを選択的に吸収させることにより、半分の投入エネルギーでも従来の約2倍の増幅率を実現しました。その結果、効率良く増幅器内のエネルギーを引き出すことが可能となり、従来の平均出力の2倍となる766 W（7.66 J・毎秒100回）を達成し、ITERの要求性能を越えるレーザー装置の開発に成功しました（図4-6、4-7）。同装置によりITERでのプラズマ密度・温度の高精度測定が可能になります。

本研究は、大阪大学レーザーエネルギー学研究中心との共同研究「ITER周辺トムソン散乱用レーザーのための位相共役鏡の開発」の成果の一部です。

●参考文献

Hatae, T. et al., Development of a YAG Laser System for the Edge Thomson Scattering System in ITER, Review of Scientific Instruments, vol.83, issue 10, 2012, p.10E344-1-10E344-3.

4-3 大規模三次元マルチビーム軌道解析の実現

—ITER NBI用 1 MeV負イオン加速器のビーム偏向の解明と補正法の確立—

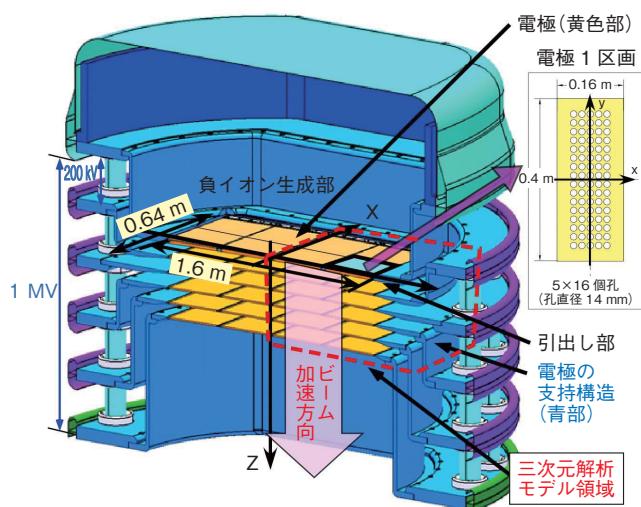


図 4-8 ITER NBI用 1 MeV負イオン加速器の半断面図
電極 1 区画あたり負イオン引出し孔が 5×16 個、これが 4×4 に並んで 1 枚の面積電極を構成します。この 1280 個の電極の孔からビームを同時並行に引出し、各段 200 kV、5 段で 1 MV の電圧でエネルギー 1 MeV まで加速します。

ITER NBI加熱装置の 1 MeV (エネルギー 100 万電子ボルト) 負イオン加速器 (図 4-8) では、長さ 1.6 m、幅 0.64 m の大面積電極に設けた 1280 個の孔からペンシル状のビームを同時並行で引出し、40 A 大電流ビームを生成します。しかし、負の電荷を持つビーム同士が反発し合ったり、電極の支持構造で電界が歪むことによってビームは曲げられ、電極や加速器下流の機器に当たって高い熱負荷をとなり長時間運転を妨げます。そこで私たちは、三次元ビーム軌道解析でビームがどのように偏向するかを解明するとともにその補正法の確立を目指して研究を進めてきました。

ビーム軌道はエネルギーが低い引出し部で電界の歪みの影響を受けやすいため、解析では引出し部の空間メッシュを細かくして電界の形状を高精度で計算することが必要です。このため、三次元ビーム軌道解析では膨大なメッシュ数と大メモリが必要となり、従来は 5 本程度のビームの軌道解析が限界でした。そこで、あらかじめ二次元ビーム軌道解析で求めておいたビームの初期位置・速度を三次元ビーム軌道解析に適用して、引出し部の計算過程を簡略化した結果、空間メッシュを粗くしてメッシュ数を減らすことに成功し、原子力機構の MeV 級加速器 (ビーム本数は 15 本) モデルで実験結果を良く再現で

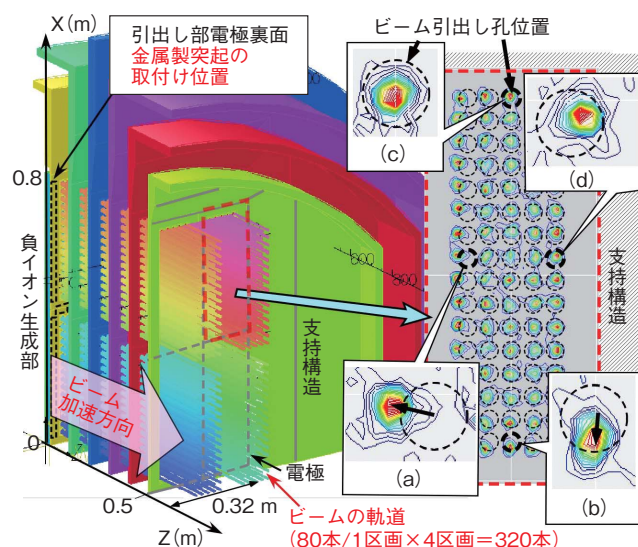


図 4-9 1/4 加速器モデルにおける三次元ビーム軌道解析結果
320 本のビーム軌道を解析し、ビーム偏向を調べました。加速器出口の孔位置 (破線の円) と下流 (2.5 m) におけるビームの強度分布を重ねて右図に示します。(a) (b) のビームは矢印方向に大きく偏向し、元の孔位置より外側に到達することが分かります。

きました。

この解析手法を ITER 加速器 1/4 モデルに適用し、図 4-9 に示すように 320 本のビームの偏向を解明する世界に類を見ない大規模三次元マルチビーム軌道解析を実現しました。電極支持構造に近い右上の区画から出たビームの分布を加速器出口より下流で見ると、端の孔列のビーム ((a) (b)) はビーム間の反発で元の孔位置より大きく外側に偏向することが分かりました。これを補正するために、引出し部電極裏面の孔周辺部に高さ 1 mm の金属製突起を付けてビームを中心方向に曲げる電界を形成した結果、この偏向を十分補正してビームを直進させることができました。電極支持構造に近い端列のビーム ((c) (d)) については、金属製突起の代わりに電極支持構造の形状を工夫してビームを中心方向に曲げる電界を形成した結果、偏向が抑制されてビームが元の孔位置直下に到達しました。このように、実験でしか分からなかったビーム偏向を本解析で解明できるようになり、これらのビーム偏向を補正する技術は MeV 級加速器で実証され、ITER 加速器に反映されています。

本研究は、ITER 機構からの受託研究「ITER タスク No.C53TD48FJ, Physics design of 1 MeV D^- MAMuG accelerator for H&CD NB」の成果です。

●参考文献

Kashiwagi, M. et al., Beam Optics in a MeV-Class Multi-Aperture Multi-Grid Accelerator for the ITER Neutral Beam Injector, Review of Scientific Instruments, vol.83, issue 2, 2012, p.02B119-1-02B119-3.

4-4 国際核融合エネルギー研究センター事業の概観

— 原型炉設計研究開発調整センター, 計算機シミュレーションセンターの取組み —

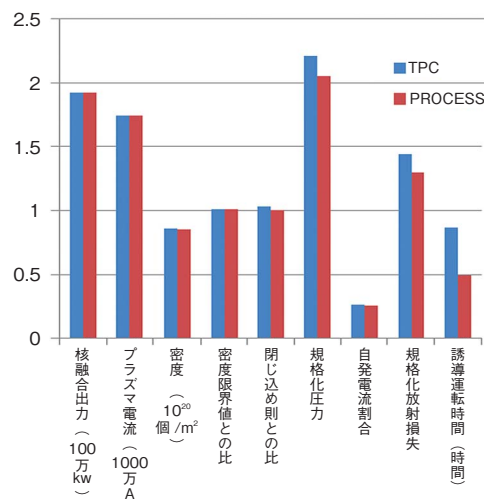


図 4-10 日欧システムコード（日本：TPC, 欧州：PROCESS）の比較テスト結果
誘導運転時間を除き良好な一致が得られました（図中の規格化放射損失とは、プラズマからの輻射パワーを100 MWで規格化しています）。

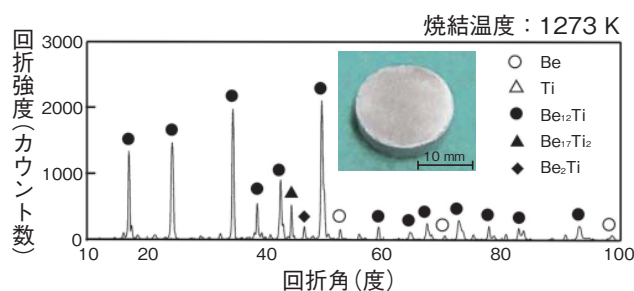


図 4-11 プラズマ焼結試料の外観とX線回折分析結果
Be₁₂Tiの含有量が高く高密度の焼結試料を合成できるようになりました。

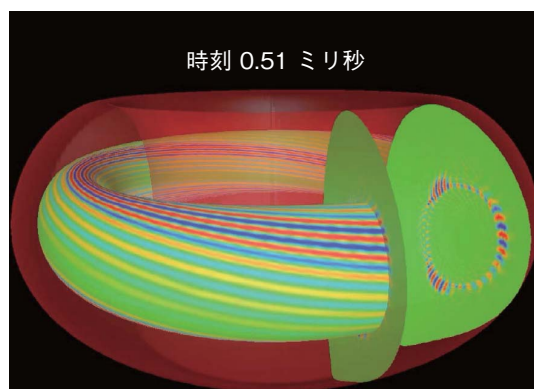


図 4-12 ITER定常運転プラズマにおけるアルファ粒子励起TAEモード
アルファ粒子により励起されたTAEモードの磁場揺動はアルファ粒子の閉じ込めを大きく劣化させないことが分かりました。

幅広いアプローチ活動のひとつである国際核融合エネルギー研究センター事業（IFERC事業）では、ITER計画及び核融合炉の早期実現に貢献することを使命として、(1)原型炉設計研究開発調整センター(2)計算機シミュレーションセンター(3)ITER遠隔実験センターの三つの副事業を我が国と欧州の共同として2007年からの10年計画で青森県六ヶ所村において推進しています。原型炉R&D棟及び計算機の運用開始を受け、2012年は、準備フェーズから本格的な研究フェーズへの展開の年と考えられています。

原型炉設計研究開発調整センターにおける原型炉設計活動においては、日欧の実施機関及び事業チームから構成される統合事業チームの下で共同活動が始まり、ダイバータ、炉内構成材、トカマク運転モード及び図 4-10 に示される日欧双方のシステムコードの比較テスト等が実施されました。システムコードの比較テストでは、誘導運転時間を除き良好な一致が得られ、相違点に関わる物理モデルの検討が続けられています。

原型炉設計研究開発調整センターにおける原型炉研究開発活動においては、日欧の共通認識に基づいたブランケット開発に関連して(1)SiC/SiC複合材料(2)トリチウム工学(3)低放射化フェライト銅(4)先進中性子増倍材料

(5)先進トリチウム増殖材料の五つの研究分野において研究開発が着実に進展しており、図 4-11 に示される先進中性子増倍材料としてのベリリウム金属間化合物（Be₁₂Ti）がプラズマ焼結法で合成できるようになったことが特筆すべき成果として上げられます。なお、試料の未反応Be等の含有量を低減させるため、合成条件の最適化の研究を進めています。また、様々なブランケット分野の研究者が参加できるRI許認可施設としての原型炉R&D棟の完成により、同分野における大きな相乗効果が期待できると考えられます。

計算機シミュレーションセンターにおいては、1.52PF（Linpackテストでは1.237PF）のスーパーコンピュータが1月から稼働中で、3月中旬まで先駆的な磁場閉じ込めシミュレーション領域を開拓するための灯台プロジェクトが実施されました。その一例が、図 4-12 に示されるITER定常運転プラズマでの核反応生成アルファ粒子の閉じ込めシミュレーションです。アルファ粒子が励起した不安定性はアルファ粒子の閉じ込めを大きく劣化させないことが分かりました。

以上のように本格的な研究が今後も着実に進展するものと期待されています。

●参考文献

Nishitani, T. et al., Recent Progress in Blanket Materials Development in the Broader Approach Activities, Journal of Nuclear Materials, vol.417, issues 1-3, 2011, p.1331-1335.

4-5 重陽子加速施設の安全確保のために —IFMIF用のプロトタイプ加速器の安全系機器開発—

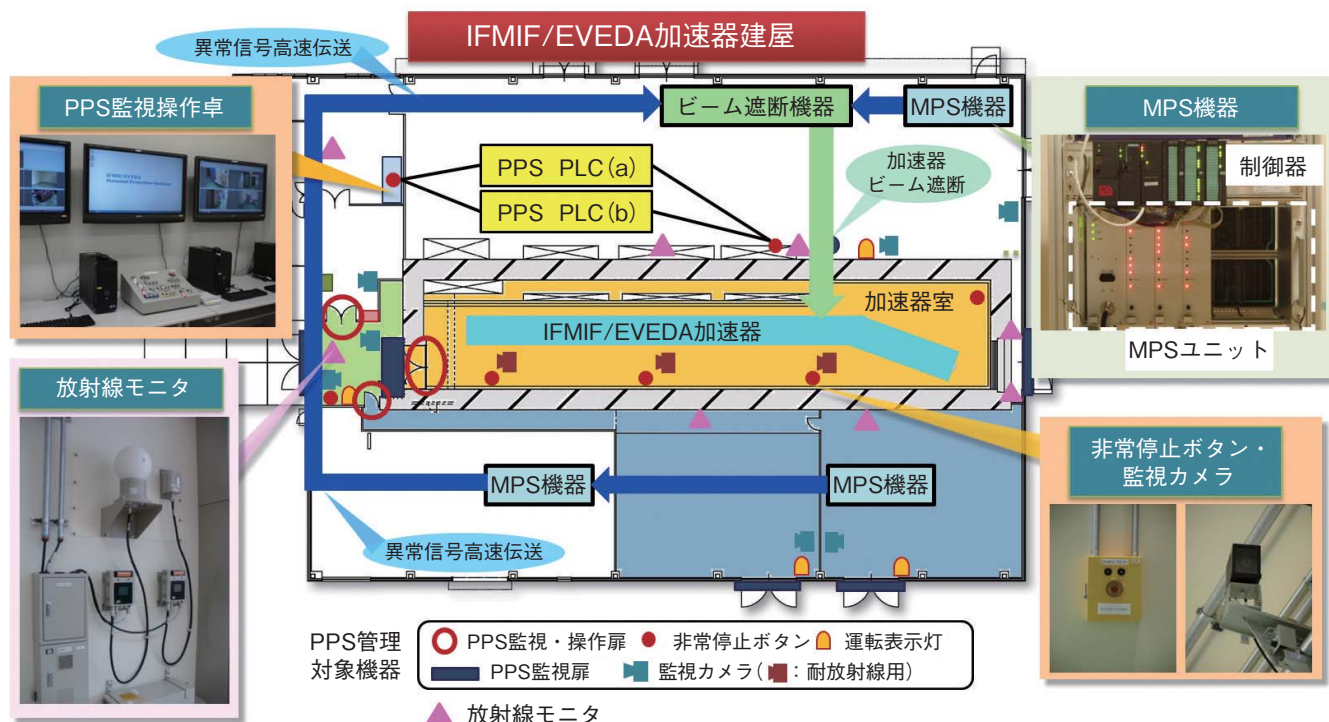


図4-13 IFMIF/EVEDA加速器の安全系機器の構成

(1)PPS: 系統を二重化 (a, b) し、監視対象機器とハードワイヤで接続することで高い信頼性を確保します。また放射線モニタリングシステムと連携し、放射線の漏えいによる被ばくをなくします。

(2)MPS: 機器の異常をビーム遮断機器に高速伝送し、機器をビームによる熱損傷から守ります。

国際核融合材料照射施設 (International Fusion Materials Irradiation Facility: IFMIF) に関する工学実証及び工学設計活動 (Engineering Validation and Engineering Design Activities: EVEDA) におけるプロトタイプ加速器 (IFMIF/EVEDA加速器) は、重陽子を 9 MeV/125 mAまで連続で加速します。このため放射線遮へいと機器の放射化量の軽減が安全上の必須課題です。

私たちは、IFMIF/EVEDA加速器の施設安全を確保するため、図4-13に示すように二つの独立したシステム (1)信頼性の高い人員保護系 (Personnel Protection System: PPS) 及び(2)異常発生時に高速でビームを遮断させる機器保護系 (Machine Protection System: MPS) を開発しています。

PPSでは、市販ベースの機器を用いて人員保護を実現することを主眼にシステム検討・設計を行いました。この結果、安全上重要な箇所においては、各個人の入退室管理キー、扉インターロック等として保守的な機械方式のより信頼性の高い機器を設置し、信号経路を二重化す

るとともに、電気信号処理部に (Programmable Logic Controller: PLC) を採用した統合的なシステムを構築しました。このPLCのロジックシーケンスをこれまでの経験を生かして独自に設計・製作することで、本加速器に求められる多様な運転試験条件に柔軟かつ迅速に対応できるシステムを構築しました。また9 MeV重陽子による実験データを用いた遮へい解析により性能評価した放射線モニタリングシステムとPPSを連携させ、中央制御システムによる放射線安全管理も確立しました。

MPSでは、信号雑音による誤動作を排除し、加速器構成機器からの異常信号のみを高速で伝送してビームを遮断する機能が求められます。このためFPGA (Field Programmable Gate Array) とMOS型ICによる高速信号処理機能を採用したMPSユニットを用いたMPSを構築して、耐信号雑音性能を満たすと同時に、要求性能の1/2である5 μ sの高速異常信号伝送に成功しました。これによりビームによる熱損傷を防ぐMPSの実現に見通しを得ることができました。

●参考文献

Takahashi, H. et al., Evaluation of Gamma-ray and Neutron Energy for Area Monitoring System in the IFMIF/EVEDA Accelerator Building, Fusion Engineering and Design, vol.87, issues 7-8, 2012, p.1235-1238.

4-6 サテライト・トカマク計画事業の進展

ー先進超伝導トカマクJT-60SAの建設活動が組立開始に向け順調に進展ー

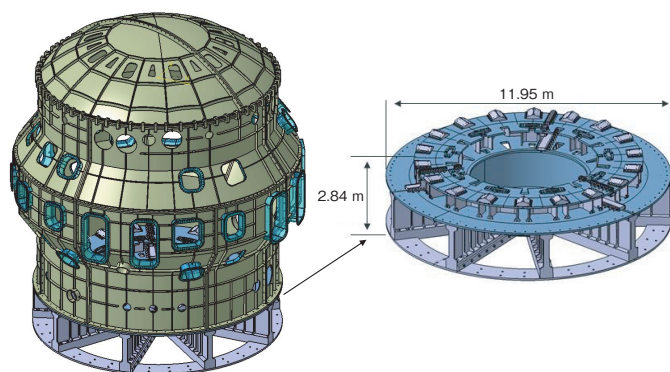


図 4-14 クライオスタットの製作状況

欧州は、クライオスタットベース及びクライオスタットベッセルボディ胴部を製作します。右は、クライオスタットの下部構造体（120度セクター）の寸法確認時の写真です。

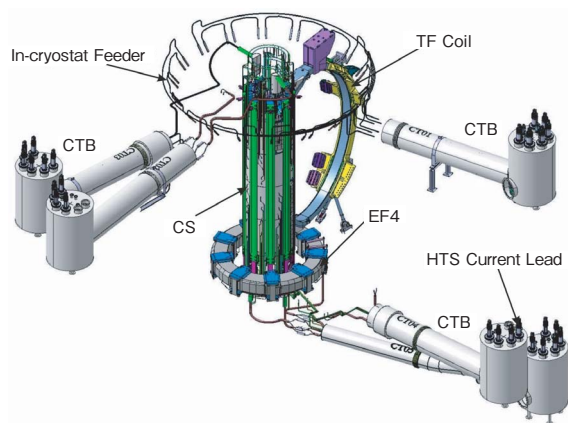


図 4-15 フィーダシステムの設計

電流導入ボックス（CTB）、高温超伝導電流導入端子（HTS-CL）及びそれらと超伝導コイル（TFC、CS、EF4）を結ぶフィーダシステムの構成です。



図 4-16 中心ソレノイドの製作状況

日本は中心ソレノイド（4 モジュール）を調達します。中心ソレノイドのダミー導体を用いた製作試験の様子です。



サテライト・トカマク計画では、各機器の設計・製作を含む建設活動が日欧協力により実施されています。日本分担であるクライオスタットベースの組立及び遠隔保守用溶接切断装置、欧州分担である超伝導トロイダル磁場コイル試験の調達取決めが新たに締結され、2012年2月までに日欧実施機関間の調達取決めは、合わせて18件となりました。

欧州が分担するクライオスタットベースについては、下部構造体（120度セクター）3体の溶接作業が完了し、寸法確認（図 4-14）を経て、 ± 0.5 mm以内の高い精度で仕上げる機械加工が開始されました。超伝導トロイダル磁場コイルについては、2010年のNbTi導体に引き続き、2011年にコイル製作の契約が締結されました。超伝導コイルのクエンチ保護回路については契約が締結さ

れ、詳細設計が完了しました。

日本が分担する真空容器については、40度セクターの3体目が那珂核融合研究所（那珂研）で完成しました。超伝導トロイダル磁場コイルについては、トカマクの最下部に設置される平衡磁場コイル（EF4）が那珂研に搬入されました。電流導入端子ボックス（CTB）、高温超伝導電流導入端子（HTS-CL）及び超伝導コイル（TFC、CS、EF4）の詳細設計に基づき、それらを結ぶフィーダシステムが設計されました（図 4-15）。また、Nb₃Sn導体を使用する中心ソレノイドについては、銅のダミー導体を用いた巻線試験を開始しました（図 4-16）。

一方、那珂研におけるJT-60の解体作業も予定通り進捗し、2013年1月から本格的に始まるJT-60SAトカマクの組立に向け、建設活動が順調に進展しました。

●参考文献

Yoshida, K. et al., The Manufacturing of the Superconducting Magnet System for the JT-60SA, IEEE Transactions on Applied Superconductivity, vol.22, issue 3, 2012, p.4200304-1-4200304-4.

4-7 超伝導コイルをどこまで精度良く製作できたか ー核融合装置用大型超伝導コイル製作の進展と製作精度の評価ー

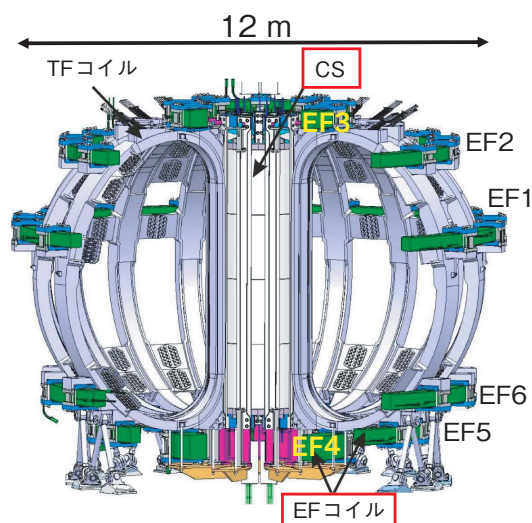
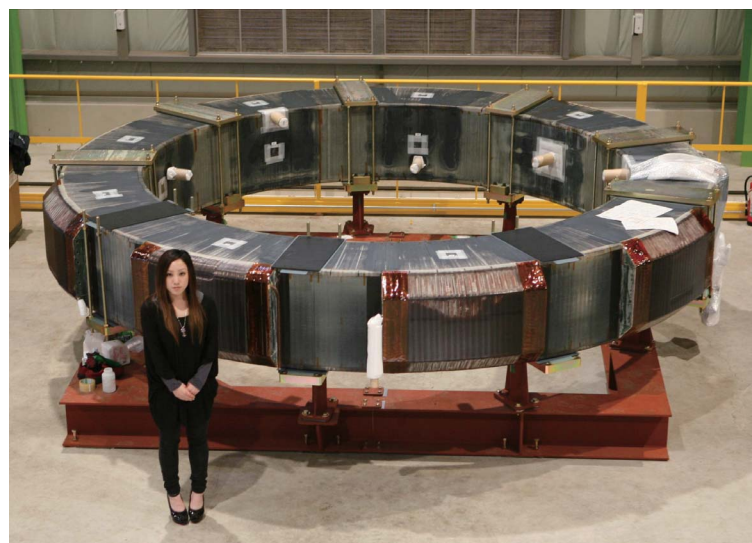
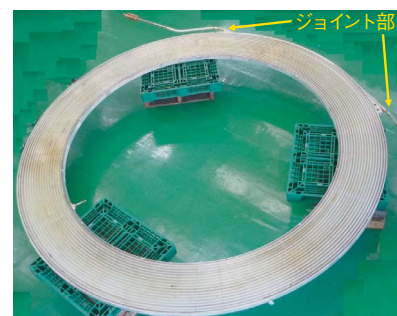


図 4-17 JT-60SA超伝導コイルシステム
トロイダル磁場 (TF) コイルの下に設置される EF 4, 5, 6 のコイルは、TF コイルが設置される前に完成しておく必要があるため、製作が急がれています。

図 4-19 EF 4 コイル巻線
10個のDPコイルを積み重ね、対地絶縁を施して完成した直後の巻線です。この後、支持金具や冷媒配管を設置します。

図 4-18 EF 4 用パンケーキコイル
一本の超伝導導体で製作されており、両端部には、他パンケーキコイルと接続する部分 (ジョイント部) を設けています。



トカマク型核融合炉の成立条件のひとつとして、高温高密度のプラズマを長い間閉じ込めておく必要のあることが挙げられます。そこで、プラズマを制御するために使用するコイルを超伝導化することが必須となります。将来の核融合炉を目指した実験を行う装置JT-60SAでは、超伝導コイルを日欧で協力して設計・製作しており、中心ソレノイド (CS) と平衡磁場 (EF) コイルからなるポロイダル磁場 (PF) コイルシステムについて、日本が設計・製造を担当しています (図 4-17)。これらのコイルは、超伝導導体を平板状に巻いたパンケーキコイル (図 4-18) を複数層重ね、パンケーキコイル同士を電気的に接続することで一体のコイルに仕上げます。最初に製作している EF 4 コイルは、二層パンケーキ (ダブルパンケーキ: DP) コイルを一単位として製作し、この DP コイルを10枚重ねて完成させます。

高性能プラズマを維持するためには、プラズマの加熱位置や形状などの制御が必要です。PFコイルシステムは、これらの制御に用いられるため、精度を高く製作することが求められます。特に EF 4 コイルは、ダイバー

タを形成するコイルであり、厳密な制御が必要となるため、より高い製作精度が求められます。

プラズマ制御のシミュレーション結果より、本コイルにおいて求められている製作精度は、電流中心半径位置で 6 mm 以内とされています。EF 4 コイルを構成する 10 個の DP コイルについて、円形度の誤差 (非円形度) をそれぞれ計測したところ、最大で 3.8 mm あることが分かりました。これらの非円形度は、主にジョイントと呼ばれる電気接合部の近傍で大きくなります。そこで、このジョイント部のあるセクションに集中させることなく、DP コイルごとにその位置をトロイダル方向 (円周方向) に散らす構造としました。

こうして、DP コイルを重ね合わせることで誤差が平均化され、結果として EF 4 巻線全体の非円形度を 0.6 mm (-0.4 mm ~ +0.2 mm) まで減らすことができました (図 4-19)。これは、要求値の 1/10 で製作できたことを意味し、非常に高い精度でのプラズマ制御が可能であることが期待されます。

●参考文献

Tsuchiya, K. et al., Manufacture of the Winding Pack and Development of Key Parts for the JT-60SA Poloidal Field Coils, IEEE Transactions on Applied Superconductivity, vol.22, issue 3, 2012, p.4202304-1-420234-4.

4-8 ドーナツ型の真空容器をJT-60SA用に製作する —高い製作精度の二重壁構造—

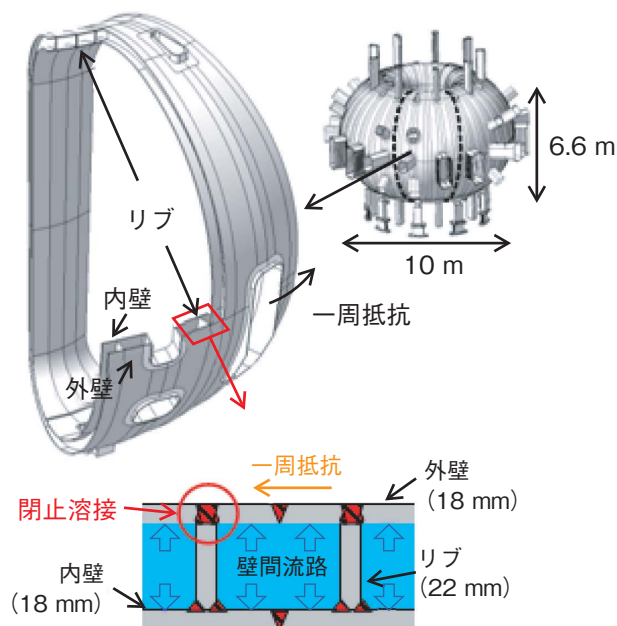


図4-20 真空容器と二重壁構造

直径10 mのドーナツ型の真空容器を作ります。分割単位は40度で、二重壁構造を溶接で作ります。

JT-60SA計画では、これまで使用してきたJT-60装置を、日本と欧州とが分担して改修します。日本は、JT-60の約2倍の大きさになる直径10 m、高さ6.6 mのドーナツ型の真空容器を製作します(図4-20)。真空容器では、板厚18 mmで二重壁の溶接構造にしました。プラズマ加熱や計測等に用いる開口が構造を複雑にします。分割単位を40度として工場で製作後、現地で360度にします。強大な電磁力に耐える溶接構造でありながら、溶接変形を抑えた高い精度が同時に要求されます。

JT-60SAの真空容器では、プラズマの生成に必要な高真空、プラズマ着火時の誘導電流を低減する高い一周抵抗($\sim 16 \mu\Omega$)、運転中に作用する垂直7.5 MN、水平2.5 MNの電磁力に耐える構造が求められます。プラズマ内で発生した中性子遮へいを行う必要もあります。このため真空容器は、オーステナイト系ステンレス鋼316Lの薄板の二重壁構造(内外壁板厚18 mm、リブ板厚22 mm)とし、二重壁内には遮へい水を充てんします。総重量は遮へい水を合わせて重量400 t、9本脚で支持します。運転温度は室温程ですが、真空度を向上させるために二重壁内に高温窒素ガスを循環させ、200℃に加熱する運転も行います。

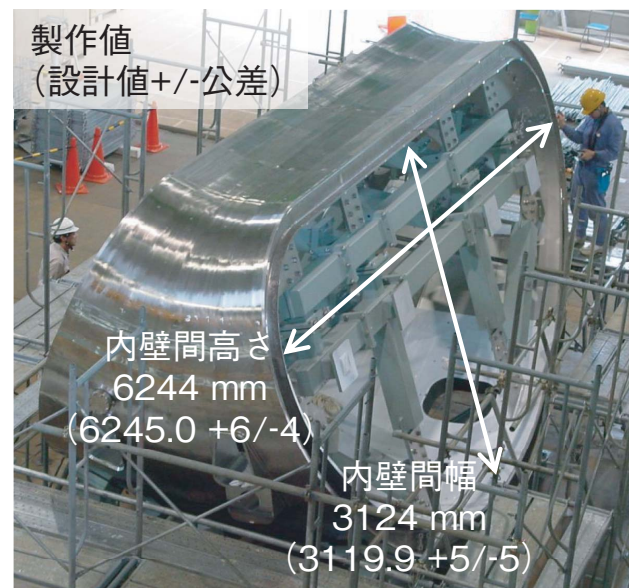


図4-21 実機の真空容器

代表的な実寸法が数mmの公差を満足する高い製作精度を達成することができました。

製作では、溶接の入熱を少なくして変形を小さくし、直径10 mに対して18 mmという薄肉の二重壁を精度良く接続する必要があります。二重壁構造では、外から閉止すれば溶接の溶け込んでいる状況を二重壁間から検査することはできません。このため、完全な溶込みの溶接接続として扱えません。そこで、内外壁とリブの溶接では完全な溶込みでなくとも電磁力に耐える溶接構造を達成することに着目し、部分溶込み溶接を採用して製作に合理化を図りました。一方で、部分溶込み溶接は、完全な溶込み溶接に比べ入熱が少なく、溶接の変形を小さくすることが同時に達成できます。実機を製作する前に、試作体で部分溶込み量の下限を検証しました。さらに、20度半体を試作し、製作性と健全性を実証しました。この結果、実機では代表的な実寸法が数mmの公差を満足する高い製作精度を達成することができました(図4-21)。

2009年11月から製作を開始して、2012年3月末で3体の40度製作を終えています。2012年度中に6体目までの製作を目指し、2013年度中には全数の製作を終える予定です。

●参考文献

Masaki, K., Shibama, Y. K. et al., Design and Manufacturing of JT-60SA Vacuum Vessel, Fusion Engineering and Design, vol.86, issues 9-11, 2011, p.1872-1876.

4-9 回転するプラズマの安定性理論が進展 — 抵抗性壁モード安定性解析のために新たな接続理論を構築 —

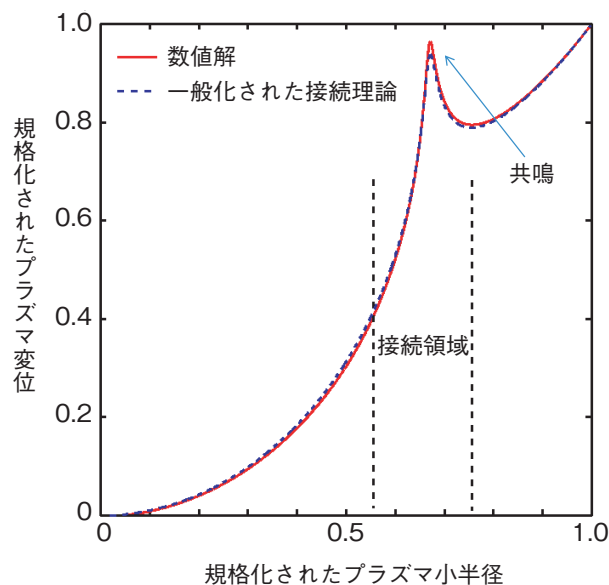


図 4-22 一般化された接続理論によるプラズマ変位
有限な厚さを持つ接続領域を用いることで、RWMの共鳴構造が捉えられています。接続理論では、接続領域における物理モデルを変更することにより、RWM安定性に影響を与える物理量を特定することが可能です。

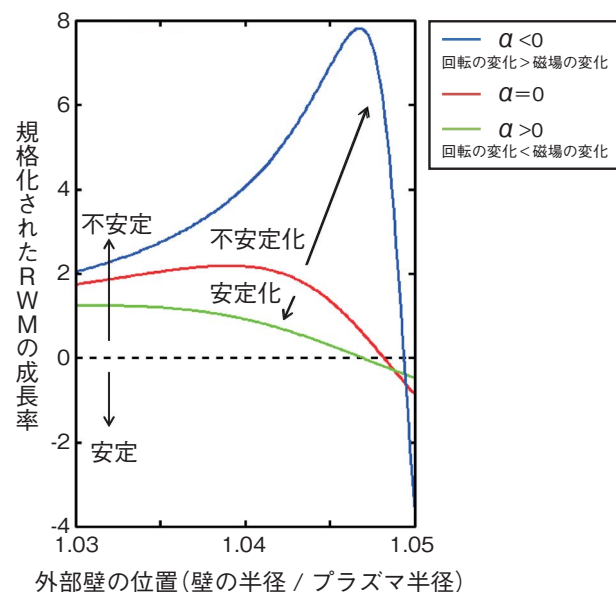


図 4-23 解析的分散関係によるRWM安定性解析
一般化された接続理論に基づく解析的分散関係による、規格化されたRWM成長率の外部壁位置依存性です。 α は回転分布及び磁場分布に依存する物理パラメータです。

那珂核融合研究所において建設が進められているJT-60SA装置では、ITERや原型炉を念頭に置いて、高性能（高ベータ・定常）プラズマの実現を目指しています。高性能プラズマでは、抵抗性壁モード（Resistive Wall Mode: RWM）と呼ばれる不安定性が起きることにより、到達ベータ値が制限されることが問題となります。RWMを安定化するためには、プラズマ回転が有効であることが知られています。しかし、そのメカニズムや、どのような物理量（磁場、温度、密度等）がRWMの安定性に最も影響を与えているのかは、これまで明らかになっていませんでした。

安定性解析において、重要な物理量を抽出する手法に接続理論があります。接続理論では、重要な物理が支配する領域（物理的には共鳴として現れ、これを共鳴面と呼びます）と、共鳴面から離れた領域を漸近的に接続する手法があります。回転がない場合、共鳴が起こる場所が背景磁場により決定されるため、固定された共鳴面の周りの解の振る舞いを知ることにより、漸近接続が可能になります。しかし、回転がある場合、ドップラー効果により共鳴面は分離します。さらに、RWMも有限な周

波数を持ちながら回転して共鳴を起こすため、共鳴面の位置は更にシフトします。これら共鳴面の位置は先験的に不明ですので、漸近接続理論は解析不能に陥ります。この困難を解消するために、接続理論を一般化しました。当理論では、共鳴面の存在範囲は有限な領域であることに着目し、共鳴面を含むように有限な厚さを持つ接続領域を用いることで、回転効果を含む接続問題を解くことが可能になりました（図 4-22）。

一般化された接続理論により、RWMの安定性を記述する解析的な分散関係（RWMの波数と、成長率、振動数を関係づける式）の導出に成功しました。得られた分散関係を解析することにより、RWMの安定性に影響を与える物理量を明らかにしました。その物理量は、プラズマの回転の分布と磁場の分布の組合せにより決まります。この物理量が、RWMにどう影響を与えるのかを調べると、回転の変化が磁場の变化より小さい（大きい）場合には、回転がRWMを安定化（不安定化）することが明らかになりました（図 4-23）。この結果から、RWMを安定化する最適な回転や磁場の分布の設計が可能になります。

●参考文献

Shiraishi, J. et al., Analytic Dispersion Relation for Resistive Wall Modes in Rotating Plasmas by Generalized Matching Theory, Nuclear Fusion, vol.51, no.5, 2011, p.053006-1-053006-9.

4-10 核融合燃料トリチウム製造に必要な ${}^6\text{Li}$ の分離濃縮 —イオン液体による革新的リチウム同位体分離濃縮技術の開発—

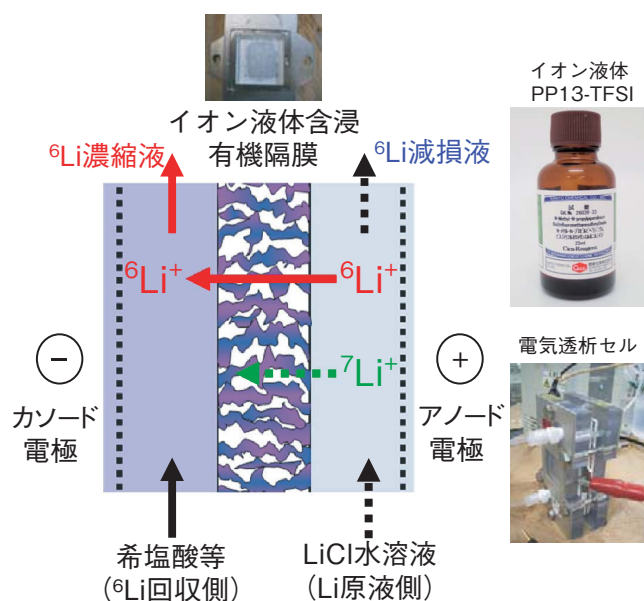


図4-24 イオン液体によるLi同位体分離技術の原理

イオン液体はスポーツウェア等に用いられる撥水性素材に含浸させた状態（イオン液体含浸有機隔膜）で使用する。電位を加えることでLiイオンが移動しますが、特に移動速度が早い ${}^6\text{Li}$ がカソード側に濃縮されます。

核融合炉の燃料として必要なトリチウムは、リチウム（Li）セラミックス中の ${}^6\text{Li}$ と中性子との核反応により生産します。しかし、天然のLiは ${}^6\text{Li}$ が約7.6%（残りは ${}^7\text{Li}$ ）しか存在せず、必要なトリチウム量を確保するためには40～90%に濃縮した ${}^6\text{Li}$ が必要です。

海外にて実用化されている ${}^6\text{Li}$ 濃縮技術は、水銀を用いたアマルガム法のみですが、水銀は有害金属のため、日本では工業化できません。また、吸着材やイオン透過膜を用いた方法では分離係数が低く、さらに、ウラン回収及び同位体分離でも検討された電気泳動法は、連続処理が不可能なことから、それぞれ量産化には不向きです。したがって、日本は ${}^6\text{Li}$ 濃縮技術を有しておらず、希少な ${}^6\text{Li}$ の海外からの輸入も困難であることから、日本独自の ${}^6\text{Li}$ 濃縮技術の確立は、核融合炉早期実現に向けた最重要課題のひとつでした。

そこで、私たちはLiイオンを透過させるイオン液体と隔膜による電気透析法を融合させることで、 ${}^6\text{Li}$ を濃縮できることを世界で初めて発見し、これまでの課題を克服した耐環境性、量産性、省エネルギー性に優れた革新的同位体分離技術を確立しました（図4-24）。天然同位

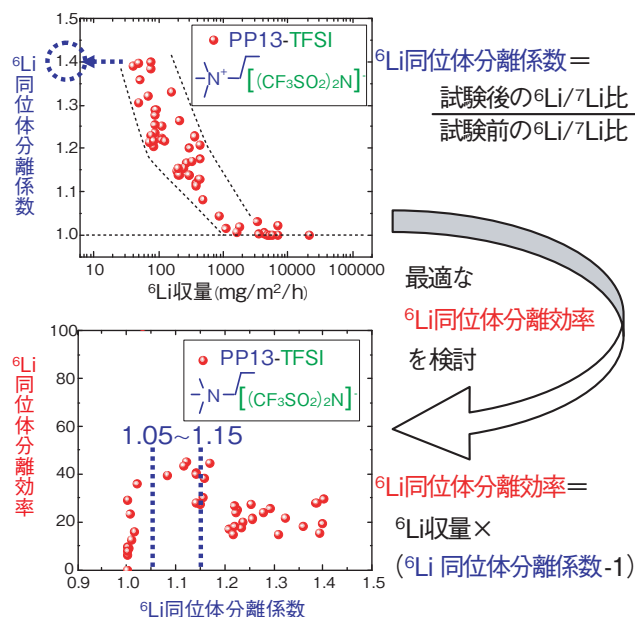


図4-25 イオン液体による ${}^6\text{Li}$ 同位体の分離試験結果

${}^6\text{Li}$ 同位体分離係数は最大で約1.4と海外で実用化されている水銀アマルガム法の1.06を大きく上回る値が得られました。 ${}^6\text{Li}$ の収率の観点では、 ${}^6\text{Li}$ 同位体分離係数が1.05～1.15の範囲での同位体分離条件が効率的に優れています。

体比のLi水溶液（アノード側）とLiのない溶液（カソード側）間を、イオン液体を含浸した有機膜で隔て、電位を加え、イオン液体中の ${}^6\text{Li}$ と ${}^7\text{Li}$ の移動速度差により ${}^6\text{Li}$ をカソード側に濃縮できます。

イオン液体としてPP13-TFSI（ $\text{C}_{11}\text{H}_{20}\text{OF}_6\text{N}_2\text{O}_4\text{S}_2$ ）を用いた結果では、最高で ${}^6\text{Li}$ 同位体の分離係数1.4と高い値が得られ（図4-25上）、さらに、 ${}^6\text{Li}$ 同位体の分離効率を求めた結果、分離係数が1.05～1.15の間で最も効率よく分離できることが分かりました（図4-25下）。水銀アマルガム法の分離係数は1.06であることから、既存技術と同等以上の性能を有しています。

現在、本技術を発展させ、海水や使用済み電池に含まれるLiを回収する研究を開始し、内閣府の最先端・次世代研究開発支援プログラムの研究課題として認められ、また、産業界からも大きな期待と注目を受けており、自動車用大型Liイオン電池の増加を想定する電池産業への波及効果が見込まれています。

本研究は、文部科学省からの受託研究「イオン液体含浸有機隔膜によるLi同位体分離技術に関する研究」の成果の一部です。

●参考文献

Hoshino, T. et al., Basic Technology for ${}^6\text{Li}$ Enrichment using an Ionic-Liquid Impregnated Organic Membrane, Journal of Nuclear Materials, vol.417, issues 1-3, 2011, p.696-699.

4-11 プラズマの複雑な振る舞いの解明を目指して —トカマクプラズマ全体の統合シミュレーションコードの開発—

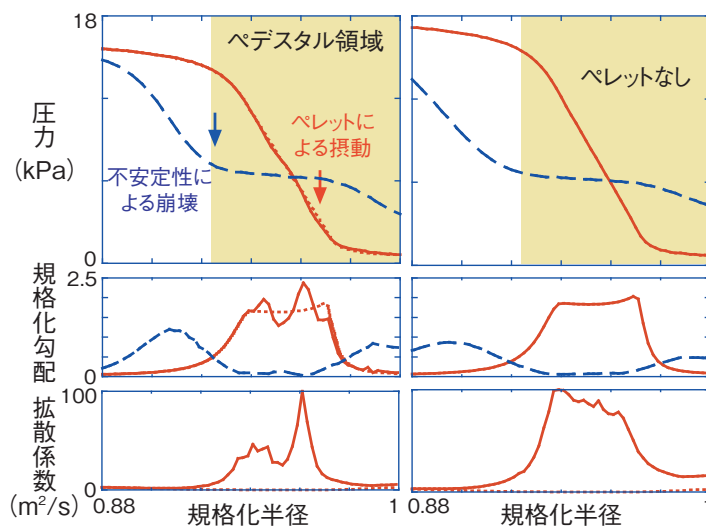


図 4-26 ペDESTAL領域の圧力勾配が増加中に固体ペレットを入射した場合(左図)としなかった場合(右図)の分布時間変化

ペレットは溶発しプラズマのエネルギーを吸収して圧力分布(上図)に摂動を与え(---→—)、局所的にできる急峻な圧力勾配(中図)で不安定性が誘起され拡散係数(下図)の増加により分布が崩壊(---)します。一方、ペレットがない場合は、圧力勾配がペDESTAL領域全体で増加して不安定性を誘起します。ペレットが誘起する不安定性による拡散の増加は局所的なので、エネルギーの掃き出しが低減されます。

核融合プラズマにおいては、多くの現象が相互作用し合って複雑な振る舞いをするため、その挙動を理解し制御することが必要です。そのため、トカマクプラズマを、炉心、ペDESTAL、その周辺のダイバータの三つの領域に分け、各領域において実際のプラズマの形状と整合したプラズマの熱・粒子輸送や不安定性等の物理モデリングを行いました。それらのモデルの統合化を進めて、最終的には各領域の相互作用を考慮したプラズマ全体の矛盾のない評価に不可欠な全領域にわたる統合モデルの開発に成功しました。開発したモデルを用いて、以下のように各領域からトカマクプラズマ全体までの様々な挙動を解明し、ITER、JT-60SA、DEMO炉の設計に貢献しています。

(1)炉心モデル開発と統合化 アルファ粒子が引き起こす不安定性によるアルファ粒子の径方向輸送をモデル化し、炉心統合コードに結合して、ITERにおける核融合性能の低減を評価しました。プラズマの回転モデルを開発し、アルファ粒子で駆動される回転の機構を明らかにし、DEMO炉における回転を評価しました。高Z不純物のピンチモデルを開発し、プラズマ電流と逆方向に回転するプラズマで大きな内向き方向のピンチが生じること

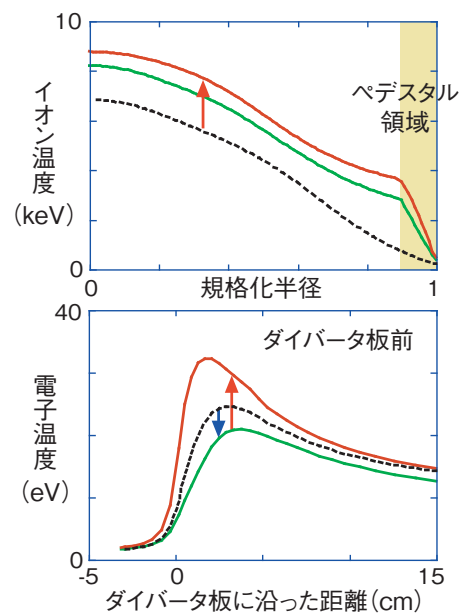


図 4-27 炉心・ペDESTAL領域(上図)とダイバータ板前(下図)の温度分布の時間変化

ペDESTAL領域で輸送が低減され、炉心の温度が増加する(→)一方、ダイバータ板前の温度が一旦減少(→)してから増加する(→)様子が見られます。このようにプラズマ全領域にわたる統合コードにより、プラズマ全体のダイナミクスを調べられます。

を示し、未解明だったJT-60U実験におけるタングステン蓄積を説明できました。

(2)ペDESTALモデルの統合化 不安定性コードと固体燃料ペレット入射モデル、ダイバータとの強い相互作用を考慮するために簡易ダイバータモデルを炉心統合コードに結合したペDESTAL統合モデルを構築しました。これにより、未解明だったペレットで誘起される不安定性の発生機構を明らかにし、これによりペレットで不安定性によるエネルギー掃き出しを低減できることを示し(図 4-26)、ダイバータ板の熱負荷低減というITERの重要課題を解決する指針を与えました。

(3)プラズマ全領域の統合化 前述の簡易ダイバータモデルをより詳細なプラズマ流体コードと中性粒子/不純物モンテカルロコードで構成されたダイバータ統合コードに変えて炉心統合コードに結合し、全プラズマ領域を矛盾なく統一的に扱える統合シミュレーションコードを開発しました。その結果、プラズマ全体のダイナミクスを調べられるようになり(図 4-27)、炉心プラズマの高性能化とダイバータ板の低熱負荷とが両立する詳細な運転シナリオの研究が可能になりました。

●参考文献

Hayashi, N. et al., Integrated Modeling of Whole Tokamak Plasma, Plasma and Fusion Research, vol.6, 2011, p.2403065-1-2403065-8.

量子ビームテクノロジーの展開



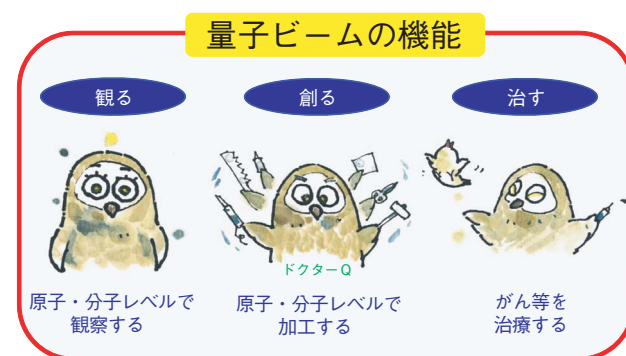
図5-1 原子力機構の量子ビーム施設群と研究開発分野

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

原子力機構では、東海地区の研究用原子炉JRR-3，大強度陽子加速器J-PARC，高崎地区のイオン照射研究施設(TIARA)，電子線照射施設，コバルト60 γ 線照射施設，木津地区の高強度レーザー(J-KAREN)やX線レーザー及び播磨地区のSPRing-8放射光ビームラインなどの様々な量子ビーム施設群(量子ビームプラットフォーム)を保有しています。これらを利用して、各種量子ビームの発生・制御・利用技術を高度化する先進ビーム技術開発を進めるとともに、量子ビームの優れた機能を総合的に活用し、物質・材料，環境・エネルギー，医療・バイオ応用分野の先端的研究開発を推進しています。また、量子ビームを用いて、除染・減容化技術の開発などの東京電力株式会社福島第一原子力発電所(1F)事故の復旧・復興に貢献するための研究課題にも精力的に取り組んでいます(図5-1)。福島に関する量子ビームの取組みについては、第1章のトピックス1-13，1-14，1-15をご参照ください。

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、原子や分子の状態を観るナノレベルの観察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(ナノレベル)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5-2)。



本章では、先進ビーム技術，物質・材料，環境・エネルギー，医療・バイオ応用の各分野から量子ビームを用いた最近の代表的成果を取り上げ、ご紹介します。トピックス5-1，5-2，5-3はレーザー、トピックス5-4，5-5，5-9は中性子、トピックス5-5，5-6，5-8，5-9，5-10は放射光、トピックス5-7，5-11は高崎の照射施設についてそれぞれ利用した研究成果です。

5-1 レーザー駆動生成陽子線エネルギーを大幅向上 —小型化可能なレーザーを用いて世界最高エネルギー陽子線を発生—

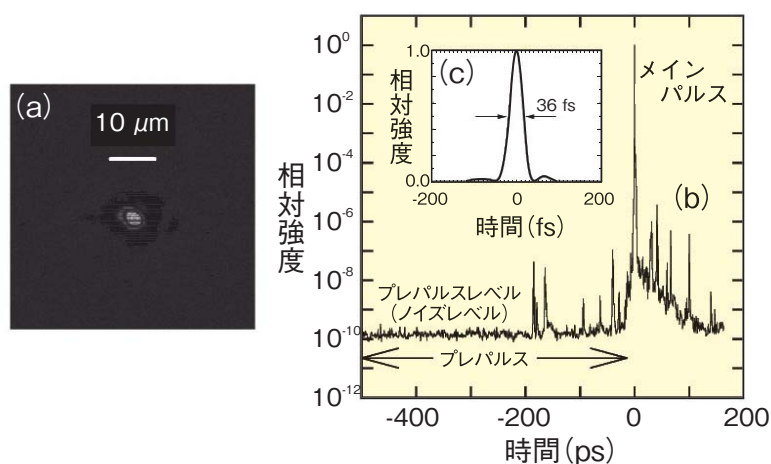


図5-3 集光特性とパルス波形

(a)は、集光スポットの典型的な強度分布を表し、(b)は、メインパルス近傍（500 ps前から、200 ps後まで）のレーザー強度の時間プロファイルを示しています。(c)は、過渡回折格子周波数分解光ゲート(TG-FROG)法により測定したメインパルスのプロファイルで、半値全幅は36 fs、実効パルス幅は40 fsとなっています。

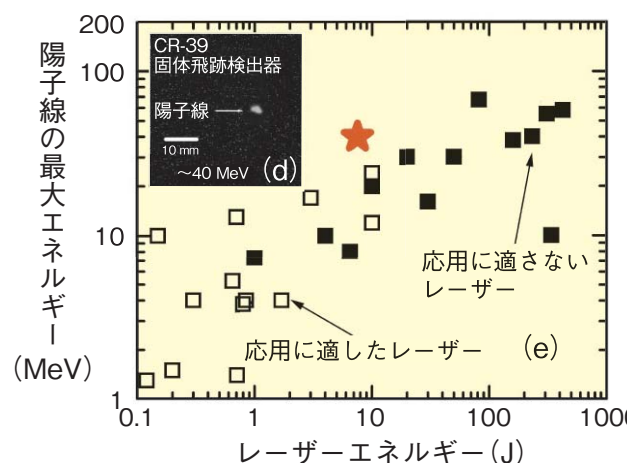


図5-4 今回の最大エネルギーと他所での陽子線最大エネルギーとの比較

(d)は今回、CR-39固体飛跡検出器で検出した～40 MeV陽子線の例です。(e)は、いろいろなレーザーエネルギーを用いた他所での実験結果との比較です。★印が今回得られた結果です。□は、小型化が可能で応用に適したレーザー装置を使用した結果を示しています。■は、小型化が困難で応用に適さないレーザーを使用した結果を示しています。

高強度レーザー光を薄膜に集光すると高いエネルギーの電子の集団がレーザー進行方向に向けて発生することが知られています。この電子の集団が薄膜から飛び去ろうとすることで、薄膜の裏面に強い電荷分離電場が発生します。これが強力な加速電場として作用することで、薄膜裏面に含まれる水分及び油分に含まれ正電荷を持つ物質としては最も軽い陽子を高エネルギーに加速することができます。がん治療などへの利用を目指して、この方法でより高いエネルギーの陽子線を発生するためには、レーザーを強く集光して電子集団のエネルギーを高くする必要があります。これまでに、大型のガラスレーザーを用いた実験では70 MeVの陽子線加速をしたという論文報告がありますが、小型化が可能なチタンサファイアレーザーを用いた実験では、10年前に報告された最大25 MeVの加速に留まっていました。

今回、集光性能を高めるために、薄膜までのレーザー光伝送による波面ひずみを極力抑制し、薄膜上で1ショット当たり7.5 Jのエネルギーを2 μm程度の大きさまで絞り込むことに成功しました(図5-3 (a))。薄膜におけるレーザーは 10^{21} W/cm²を超える強度に達してい

ました。このような高強度レーザー場を実際にターゲットと相互作用させた例は、世界でもほとんどありません。また、レーザー光の位相制御技術を駆使することで、40 fsの実効パルス幅とプレパルスレベル（ノイズレベル）を10桁程度低く抑えた状態で薄膜照射を行いました(図5-3 (b) (c))。プレパルスレベルが高いとメインパルスが薄膜を照射する前にプレパルスで薄膜が破れてしまいましたが、今回、高い照射強度にもかかわらず薄膜を壊すことなく照射することができました。この結果、小型化が可能なチタンサファイアレーザーを用いて、従来の最大のエネルギー 25 MeVを超す40 MeVの陽子線を発生することに成功しました(図5-4 (d) (e))。陽子線のエネルギーは、CR-39固体飛跡検出器を使用し、飛程から求めました。

今回開発に成功した40 MeV陽子線を発生する技術は、生きたマウスを用いた陽子線がん治療実験も可能となることから、実現が期待される粒子線がん治療装置の小型化が大きく前進したと考えられます。また、医療用だけではなく、様々な産業用加速器等への応用も期待されます。

●参考文献

Ogura, K. et al., Proton Acceleration to 40 MeV using a High Intensity, High Contrast Optical Parametric Chirped-Pulse Amplification / Ti:Sapphire Hybrid Laser System, Optics Letters, vol.37, no.14, 2012, p.2868-2870.

5-2 放射反作用を介したレーザーによる高出力 γ 線発生 — 高強度レーザーによる新しい γ 線源の提案 —

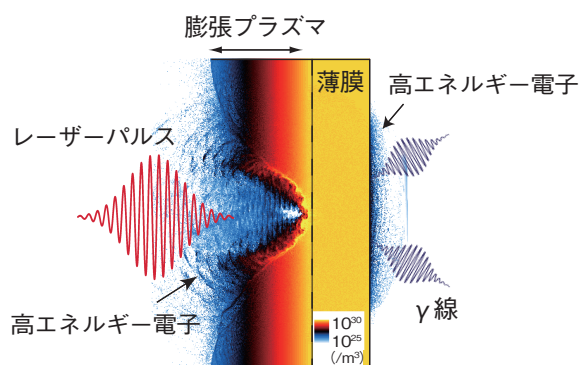


図5-5 炭素薄膜へ高強度レーザーを照射したときの電子密度分布を示すシミュレーション結果
薄膜の前面にはプリパルスの照射等により作られる膨張プラズマが分布しています。レーザー照射領域で発生した高エネルギー電子は前面及び裏面から外へ飛び出し、その一部はレーザーにより再度加速され γ 線を発生します。

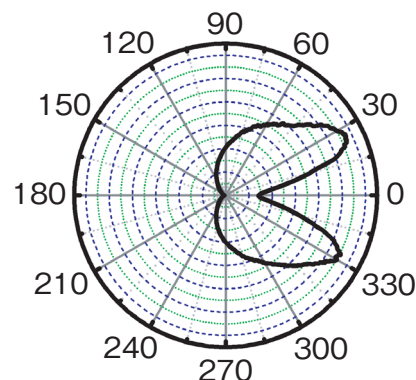


図5-6 γ 線の放射角度分布
発生する γ 線強度はレーザー照射方向から少しずれた方向で強く、指向性を持って放射されることが分かります（角度は図5-5と同じ空間配置で定義）。

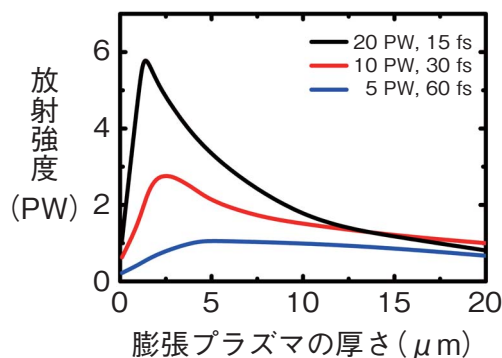


図5-7 γ 線発生の最適条件
膨張プラズマの厚さを変えたときの γ 線強度の変化です。3本の線は、レーザーエネルギーを変えずにレーザー出力を変えた場合を示します。プラズマの厚さがレーザーパルス長程度になる場合が最も強い γ 線が発生します。

近い将来、出力が10 PW ($=10^{16}$ W)、集光強度が 10^{24} W/cm²にも及ぶ高強度レーザーが実現しようとしています。このようなレーザーを物質に照射する場合、放射反作用の効果が無視できなくなると予想されます。放射反作用は、荷電粒子が加速度運動する際に電磁波を放出し、その反作用としてエネルギーを失う効果です。円形加速器中の電子のように単純な軌道を描く単一の電子に対してはその効果を比較的容易に見積もることができます。しかし高強度レーザーを物質に照射した場合、物質中では多数の電子が互いに相互作用しながら複雑な運動を行うため単一電子に対する見積もりとは大きく異なると予想されますが、まだ解明はされていませんでした。

今回、放射反作用を考慮したシミュレーションコードを新たに開発し、高強度レーザーと物質との相互作用における放射反作用効果の定量的解明を行いました。特に、放射反作用を考慮することで解明が可能となる電子を介したレーザーから放射へのエネルギー変換に着目することで、レーザーにより非常に出力の高い γ 線を発生できることを初めて明らかにしました。

図5-5は出力10 PWのレーザーを厚さ10 μ mの炭素

薄膜に照射したときの電子密度分布を示したシミュレーション結果です。加速された電子のエネルギーは最大400 MeVに及び薄膜前面及び裏面から放出されます。その一部は空間電荷効果によりレーザー場が分布する領域に戻ってきて、再度加速を受け γ 線を放出します。最適な条件下では、照射レーザーの約30%のエネルギーが γ 線に変換され、出力が3 PW、時間幅がレーザーと同程度(30 fs)と極めて高出力かつ短パルスの γ 線が発生することが明らかとなりました。発生する γ 線は図5-6に示すように、レーザー照射軸方向に指向性を持っていることも分かりました。また、 γ 線強度や光子数、光子エネルギー等がレーザー及びターゲット条件にどのように依存するかを解明することで(図5-7)、それらを調節することにより発生 γ 線の特性を制御できることを明らかにしました。

今回、放射反作用による超高出力 γ 線発生を見いだしたことでレーザー駆動の新しい γ 線源の可能性が拓けました。特に発生する γ 線出力は、ほかの γ 線発生装置から得られるものと比較して桁違いに大きく、新しい γ 線応用等への発展が期待されます。

●参考文献

Nakamura, T. et al., High Power γ -ray Flash Generation in Ultraintense Laser-Plasma Interactions, Physical Review Letters, vol.108, issue 19, 2012, p.195001-1-195001-5.

5-3 溶液中の核物質の高精度な測定を目指して ー単色X線を用いた次世代HKED装置の考案ー

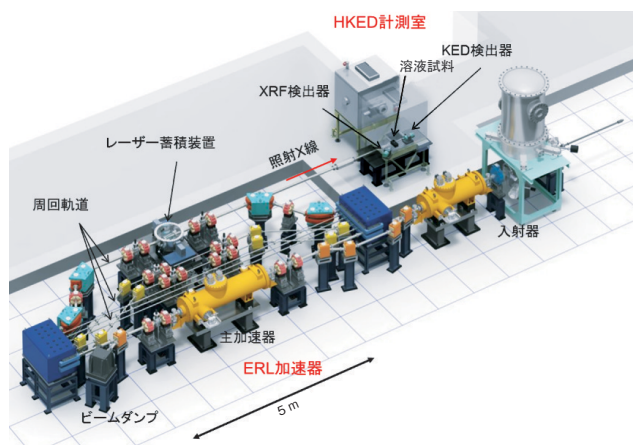


図5-8 次世代HKED装置の概念図

次世代HKED装置は、エネルギー回収型リニアック (ERL加速器)、レーザー蓄積装置及びKED/XRF検出器から構成されます。ERL加速器からの高エネルギー電子とレーザー蓄積装置を用いて増幅したレーザー光を衝突させて単色X線を生成し、溶液試料に照射します。KED検出器及びXRF検出器を用いて透過X線や蛍光X線を測定します。電子ビームを6周回させることで、コンパクトな装置が実現できます。

核物質の計量管理は保障措置上の重要な課題です。核物質の濃度測定では、一般に質量分析器による破壊分析が用いられています。しかしながら、分析の簡便さや迅速性、また、分析で排出される廃棄物の発生量の低減などの観点から、非破壊での測定が望まれています。特に、溶液中の核物質の非破壊測定では、ハイブリッドK吸収端濃度計測法 (HKED) が用いられており、原子炉や再処理施設等において、ウランやプルトニウムなどの濃度測定に使用されています。

従来のHKED装置では、X線管を用いて生成した制動放射X線を入射光源として使用します。制動放射X線は連続エネルギーのため、非弾性散乱に起因するバックグラウンドが増加し、測定精度へ影響を与えます。しかしながら、入射光源としてエネルギー単色性の高いX線を用いれば、バックグラウンドを軽減し、効率の良いK吸収や蛍光X線の計測が期待できます。そこで、私たちは入射光源に単色X線を用いる次世代HKED装置を考案しました (図5-8)。

次世代HKED装置の性能を評価するため、電子・光子輸送電磁カスケード計算による蛍光X線の応答スペクト

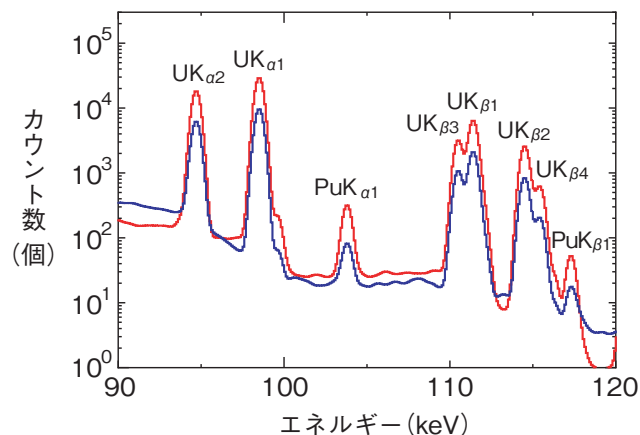


図5-9 蛍光X線の応答スペクトル

電子・光子輸送電磁カスケード計算を用いて、ウラン200 g/lとプルトニウム2 g/lを含む硝酸溶液に対する蛍光X線の応答スペクトルを調べました。入射光源として単色X線を仮定して得られたものを赤線、制動放射X線を仮定して得られたものを青線で示しています。単色X線を用いることによりPuK_{α1}を効率良く測定でき、高いピーク強度が得られることが分かりました。

ルの分析を行いました (図5-9)。単色X線を用いることにより、プルトニウムの蛍光X線 (PuK_{α1}) のピーク強度が高くなるため、従来の制動放射X線を用いる方法と比べ、全計数及びPuK_{α1}領域のバックグラウンド計数に対するPuK_{α1}の強度比が共に向上することが明らかになりました。同様に、入射X線の吸収スペクトルにおいても、単色X線を用いることにより、非弾性散乱によるバックグラウンド計数を軽減でき、全計数に対するウランのK吸収端領域の計数を高めることができます。これらの結果、従来の方法と比べ、短時間に高精度での計測が可能になることが分かりました。

また、溶液中に微量に含まれるネプツニウムの分析は、従来のHKED装置では、PuK_{α1}に起因するバックグラウンドが高くなるため困難でした。一方、次世代HKED装置では、単色X線のエネルギーをネプツニウムとプルトニウムのK吸収端の間に合わせることで、PuK_{α1}の影響を受けずに、ネプツニウムの蛍光X線を計測できることが分かりました。本成果を基に、原子炉や再処理施設などにおいて、溶液中の核物質の迅速かつ高精度での非破壊濃度計測が可能になることが期待されます。

●参考文献

Shizuma, T. et al., Proposal for an Advanced Hybrid K-edge/XRF Densitometry (HKED) using a Monochromatic Photon Beam from Laser Compton Scattering, Nuclear Instruments and Methods in Physics Research A, vol.654, issue 1, 2011, p.597-603.

5-4 極低温における材料の変形挙動を中性子で観る — 中性子回折による超伝導線材の極低温引張荷重下ひずみ測定 —

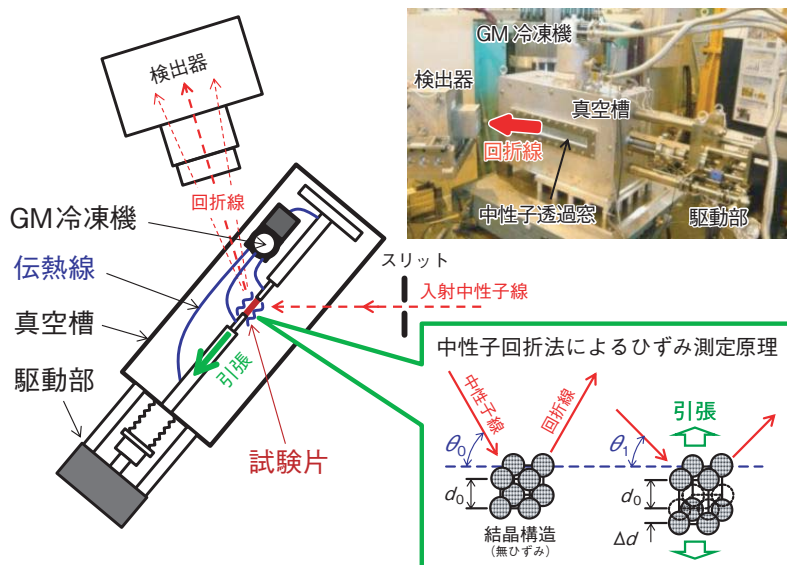


図 5-10 中性子回折用低温引張試験機

本装置はGM冷凍機、真空槽、駆動部により構成されており、真空槽側面に設置されたアルミニウム合金製の中性子透過窓を中性子線が通過することにより、真空槽内部に設置された試験片のひずみ変化を測定することができます。ひずみ変化は、格子面間隔 d の変化 Δd に伴う回折角 2θ の変化を測定することにより評価できます。

中性子回折法は、中性子線の回折現象を利用して、原子間距離を定量的に評価する物理的な計測法であり、数cmオーダーの材料深部の応力・ひずみを測定できるだけでなく、材料の変形挙動を結晶レベルのミクロな視点から詳しく理解することができます。特に、ひずみゲージ法などの機械的計測法では困難な、環境中（負荷・温度など）のその場測定が可能のため、材料開発をはじめとした様々な材料工学研究に用いられています。図5-10は、研究炉JRR-3の中性子応力測定装置RESA-1に整備されている中性子回折用低温引張試験機を示します。この低温引張試験機は、世界最高の冷却性能を有しており、約5 Kから室温までの低温域において、最大10 kNの引張負荷を試料に与えながら、中性子回折法により試料の変形状態を測定することができます。

図5-11は、開発した低温引張試験機を複合超伝導線材YBCO ($\text{YBa}_2\text{Cu}_3\text{O}_{6+\delta}$) テープのひずみ測定に応用した結果です。超伝導線材の機械的特性と臨界電流特性には、材料内部の局所的なひずみが大きく影響するため、本材料の作動温度である極低温下でのひずみ測定が重要となります。ここでは、YBCO超伝導相の200及び020回

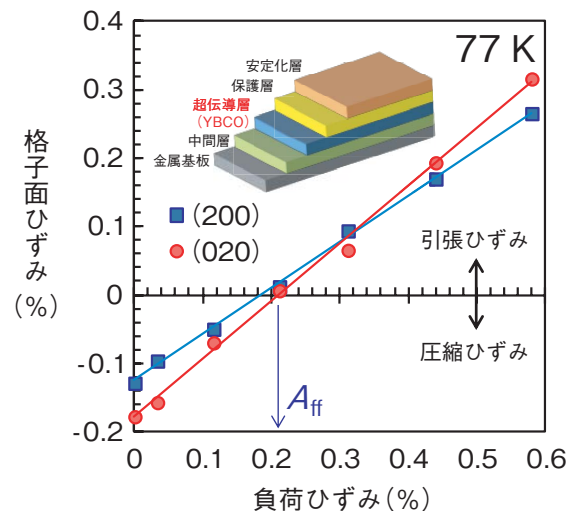


図 5-11 複合超伝導線材YBCOテープのひずみ挙動

YBCO ($\text{YBa}_2\text{Cu}_3\text{O}_{6+\delta}$) テープは、超伝導層を含む複数の層からなる複合超伝導線材です。この図は、77 Kという低温負荷環境において測定したYBCO超伝導相の200及び020回折面の格子ひずみ変化を示しています。 A_0 は超伝導相の格子面ひずみがゼロとなる負荷ひずみを示しています。

折面の格子面ひずみ変化を77 Kという低温負荷環境で測定しており、負荷ひずみが0.19~0.21%付近で、それらの格子ひずみがほぼゼロになることが分かりました。この負荷ひずみはゼロ応力ひずみ A_0 と称します。超伝導相を線材製造段階で圧縮にひずませることで、この値まで外部ひずみに対して余裕ができていたことのほか、YBCOテープの最大臨界電流が0.035%の負荷ひずみで現れることから、臨界電流最大が A_0 に一致するという従来の考え方は成立しないことが明らかとなりました。

このように、工学的応用を目指した超伝導線材などの開発研究に対し、中性子回折法を利用した応力・ひずみの測定は有効な手段といえます。また、本測定技術は、構造材料における低温材料特性の評価など、材料工学研究における幅広い分野への応用も期待されます。

本研究は、文部科学省科学研究費補助金(No.19360289)「高性能高温超伝導複合体開発のための機械・電磁気特性の基礎的研究」及び(No.21360312)「強磁場中での超伝導臨界電流の歪効果の解明＝応力・歪問題の新しい展開をめざして＝」の成果の一部です。

●参考文献

Osamura, K., Suzuki, H. et al., Force Free Strain Exerted on a YBCO Layer at 77 K in Surround Cu Stabilized YBCO Coated Conductors, Superconductor Science and Technology, vol.23, no.4, 2010, p.045020-1-045020-7.

5-5 高圧力で新しい希土類金属水素化物を発見

－圧力誘起相分離で形成されるNaCl型1水素化物－

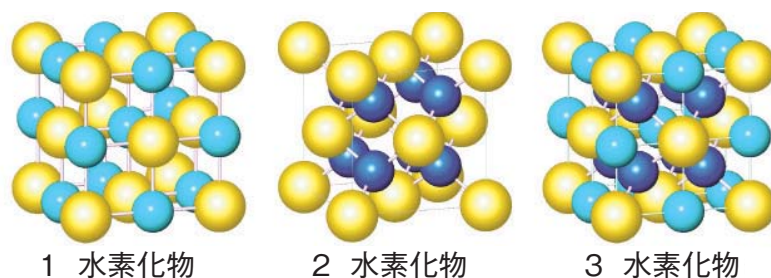


図5-12 金属格子が面心立方構造で水素濃度が異なる三つの水素化物の構造

黄色が金属原子、水色がOサイトの水素、青色がTサイトの水素原子を表しています。左から水素原子がOサイトのみを占有している1水素化物、Tサイトのみを占有している2水素化物、両方のサイトをすべて占有している3水素化物です。Oサイトのみを占有している構造はNaCl構造となります。

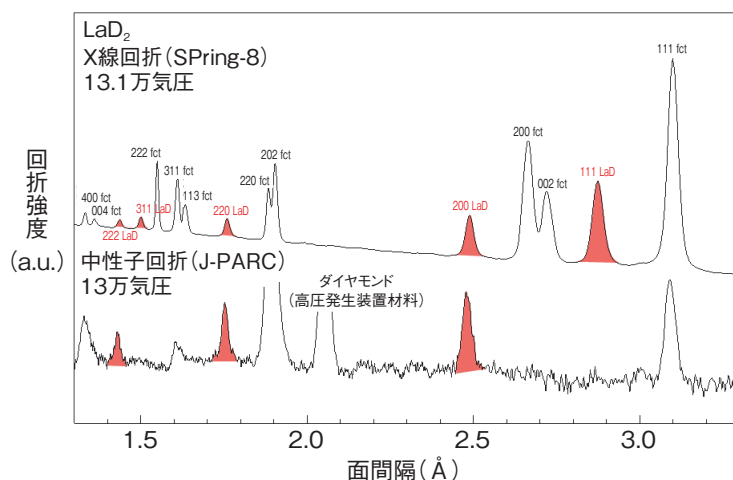


図5-13 LaD_2 の高圧力下13万気圧における回折パターン

上部は放射光X線回折パターンを表し、下部は中性子回折パターンを表します。赤色で示したピークが1水素化物からの回折線です。

希土類金属は水素との親和性が極めて高く、水素との化合物である水素化物を容易に形成します。金属水素化物中で水素原子が位置する金属格子間サイトには、金属原子が四面体に配置したTサイトと八面体に配置したOサイトの二種類があります。希土類金属では水素原子がTサイトを占有した2水素化物(図5-12中央)と、更にOサイトも占有した3水素化物(図5-12右)が形成されることが知られています。しかしOサイトだけを占有した1水素化物(図5-12左)は遷移金属やアルカリ金属の水素化物では形成されますが、希土類金属では存在しないと考えられてきました。

私たちは、SPRING-8において希土類金属水素化物の高圧力下放射光X線回折実験を実施し、ランタン2水素化物(LaH_2)が11万気圧の高圧力下で金属格子の大きさが異なる二つの面心立方構造の状態に分かれる「圧力誘起相分離現象」を見いだしました。二つの状態の格子体積から、高圧力下で LaH_2 が水素濃度の低い状態と高い状態とに分れたと推測できます。しかしX線では水素の位置が分からないため、金属格子内で水素原子の占有状態が分かりませんでした。そこでJ-PARC/MLFにおいて、我が国では困難であった10万気圧を超える高圧力下の中

性子回折実験手法を開発し、重水素化物 LaD_2 に対して相分離後の水素占有状態を調べました。

低重水素濃度状態からの回折パターンに注目すると、X線回折では重水素は無視できるため金属格子を作る面心立方構造を反映した回折パターンが観測されます。しかし、中性子回折ではこのうち奇数で表される指数の回折強度が観測されることが分かりました(図5-13)。これはランタンと重水素の中性子散乱長が近い値のため、構造因子の計算からランタンと重水素がNaCl型に配列した構造で説明ができます。NaCl型構造はすべてのOサイト中心に重水素原子が位置している構造です(図5-13左)。本研究でX線と中性子を相補的に利用することによって、世界で初めてNaCl型構造を持つ新しい希土類金属水素化物の形成が確認できました。これにより、希土類金属水素化物は異なる三種の水素占有状態を同じ金属格子構造で形成できることが明らかになりました。これはすべての金属水素化物で初めてのことです。

本研究は、独立行政法人新エネルギー・産業技術総合開発機構(NEDO)の委託事業「水素貯蔵材料先端基盤研究事業」の成果の一部です。

●参考文献

Machida, A. et al., Formation of NaCl-Type Monodeuteride LaD by the Disproportionation Reaction of LaD_2 , Physical Review Letters, vol.108, issue 20, 2012, p.205501-1-205501-5.

5-6 スピン成分と軌道成分を分離した磁化測定に成功 —スピンエレクトロニクスデバイスの材料の新たな測定方法—

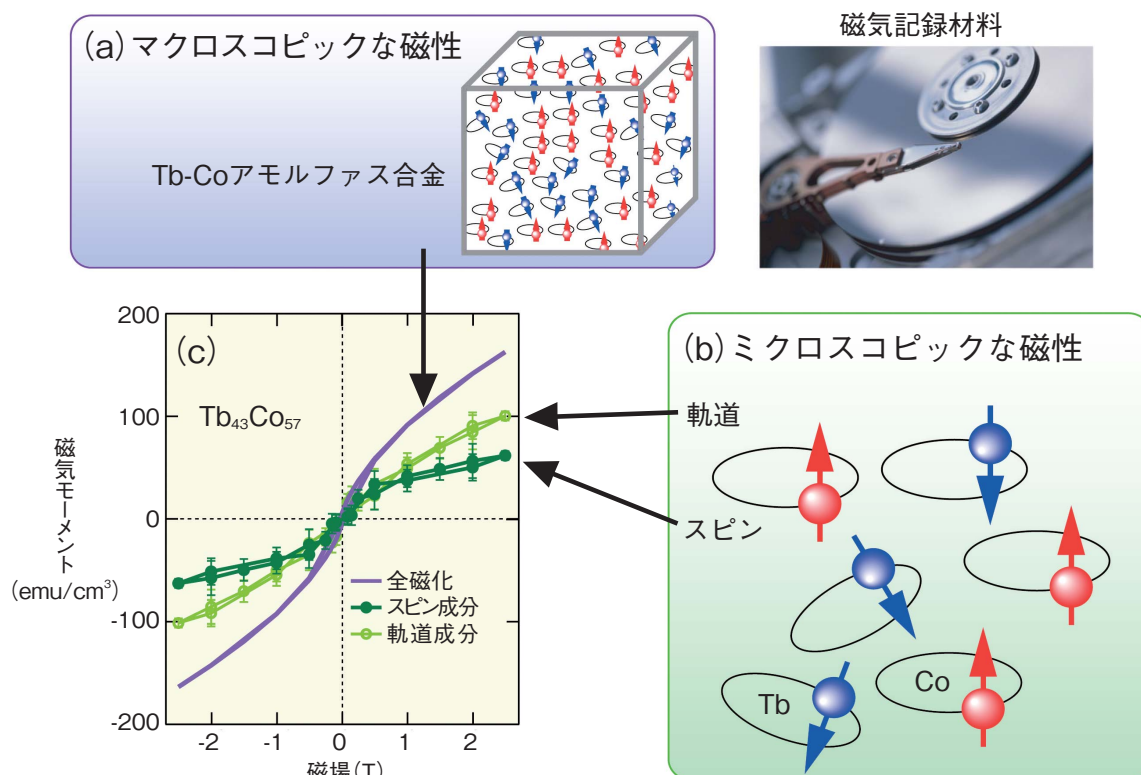


図 5-14 スピン、軌道選択ヒステリシス曲線

(a) はマクロスコピックな磁性の模式図で、(b) はミクロスコピックな磁性の模式図です。(c) は $Tb_{43}Co_{57}$ アモルファス合金薄膜について得られた、全磁化曲線（—線）、スピン選択磁化曲線（●）及び軌道選択磁化曲線（○）の測定の結果を示しています。スピン成分と軌道成分で磁化曲線の形が違ってくるのが分かりました。

次世代デバイスとして期待されるスピンエレクトロニクスデバイスは、磁場によるスピン制御を利用していますが、その材料開発はマクロな磁化測定に基づいて行われています。磁性の起源は、電子自身が持つスピン成分と電子の運動による軌道成分から成りますが、従来のマクロスコピックな磁化測定では、スピン成分と軌道成分を合計した全体の磁化（図 5-14 (a)）を観測するにとどまり、ミクロスコピックに磁化過程を観測することは不可能でした。磁性材料の高性能化のためには、スピン成分と軌道成分を分離し、それぞれの特性を調べるミクロな磁化測定が求められてきました。

磁気コンプトン散乱は磁性体による円偏光X線の散乱として知られ、磁性体のスピン磁気モーメントを算出することができます。これまでに、私たちはこれを利用してスピン成分のみを選択したスピン選択磁気曲線の測定が可能であること実証しています。

磁気材料である Tb-Co アモルファス合金薄膜は、図 5-14 (b) に模式的に示すように、Co 原子（●）の磁気モーメントに対して、Tb 原子（○）の磁気モーメントが反対向きに広がる磁気構造を有しています。この物質は、高密度磁気記録材料の母物質として研究されてきま

した。磁性材料開発においては、ミクロな磁化反転過程の解明は高性能化の鍵となります。

本研究では、 $Tb_{43}Co_{57}$ アモルファス合金薄膜について、大型放射光施設 SPring-8 の BL08W で磁気コンプトン散乱を測定し、スピン選択磁気磁化曲線を算出しました。この結果を、マクロスコピックな全磁化測定（図 5-14 (c) —線）と組み合わせて解析し、スピン成分の磁化曲線（図 5-14 (c) ●）と軌道成分の磁化曲線（図 5-14 (c) ○）と組み合わせて解析し、スピン成分の磁化曲線を分離することに成功しました。さらに、スピン成分が軌道成分に比べて磁場に対して安定であることを見いだしました。

本研究は、高密度磁気記録材料やスピンエレクトロニクスデバイス材料の高性能化のためには、スピン成分・軌道成分個別の磁化過程の特性に基づいて、材料設計することが重要であることを示しています。次世代デバイスとして期待されるスピンエレクトロニクスデバイスの材料開発において、スピン成分・軌道成分個別の磁化過程の特性を利用することで、デバイス的高速・省電力化を進めることができると期待されます。

●参考文献

Agui, A. et al., Microscopic Magnetization Process in $Tb_{43}Co_{57}$ Film by Magnetic Compton Scattering, Applied Physics Express 4, 2011, p.083002-1-083002-3.

5-7 環境に優しいプラスチックの微細加工方法を開発 —電子線ナノインプリントリソグラフィ法によるポリ乳酸のマイクロ/ナノ加工—

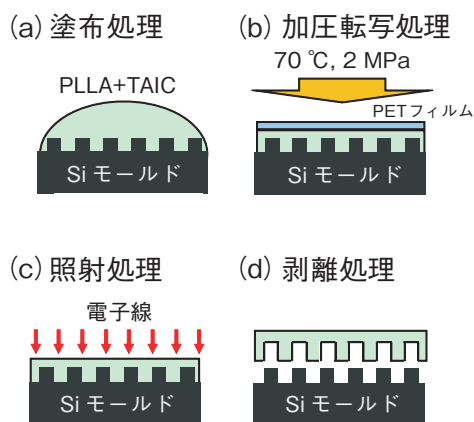


図5-15 ポリ乳酸の電子線ナノインプリントリソグラフィ法

ポリ乳酸 (PLLA) とトリアリルイソシアヌレート (TAIC) 橋かけ剤とを混練りしたのち、ナノメートルスケールの微細パターンを持つSi製の鋳型 (モールド) に加圧転写して電子線を照射することにより、橋かけ構造を有した微細構造体を作製することができます。

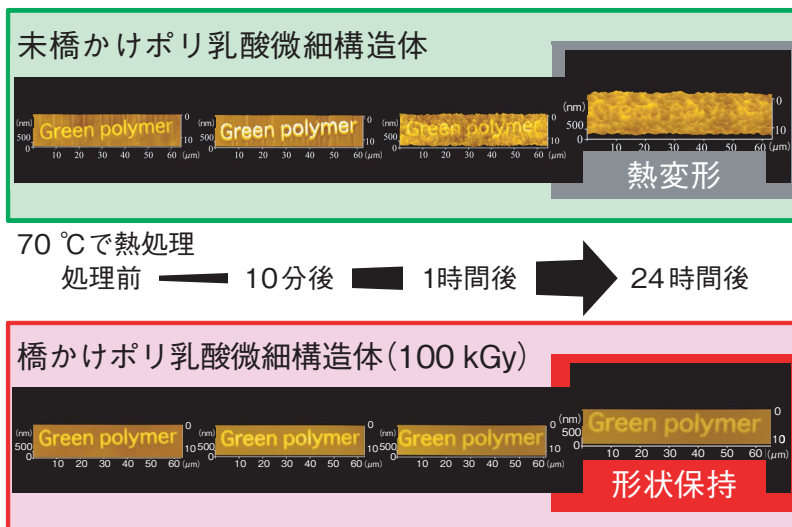


図5-16 ポリ乳酸微細構造体の原子間力顕微鏡画像と熱安定性

「Green polymer」のパターンを持つSi製鋳型に転写してポリ乳酸微細構造体を作製しました。未橋かけの微細構造体は、ポリ乳酸の熱変形温度以上の70℃で加熱処理すると、形状が変形してしまいます。一方、100 kGy電子線を照射したポリ乳酸微細構造体は、橋かけ構造を有しているために、70℃、24時間加熱処理しても、パターン形状が保持されています。

地球環境保全に向けた研究開発が様々な分野で進んでおり、循環型社会の構築の観点から石油由来のプラスチックを植物由来のものに置き換えることが望まれています。植物原料由来のポリ乳酸は、その有力な候補のひとつとして、強度、透明度や融点が高いことから注目されていますが、熱変形温度が低いという弱点がありました。そこで、私たちは、橋かけ剤を探索して最適な照射条件を見だし、放射線橋かけによるポリ乳酸の耐熱変形性を向上させる技術を開発しました。

この技術を微細光学部品、ラボチップ材料などへ応用することを目的として、電子線ナノインプリントリソグラフィ (EB-NIL) 法を用いたポリ乳酸微細構造体の作製について検討しました。図5-15に示すように、EB-NIL法は、四つの工程から構成されています。(a) 塗布処理: Si製の鋳型 (モールド) 上にポリ乳酸とトリアリルイソシアヌレート [混合比95:5] の混合物をクロロホルムで希釈した混合溶液を塗布して薄膜を作製します。(b) 加圧転写処理: 作製した薄膜をモールド内部に充てんさせ転写します。(c) 照射処理: 電子線を10~500 kGy照射して橋かけします。(d) 剥離処理: モールドからポリ乳酸微細

構造体を剥離します。100~200 kGyの電子線を照射して作製した微細構造体は、高い転写精度を持っていました。

図5-16に示すように「Green polymer」のパターンを持つポリ乳酸微細構造体を作製しました。未橋かけのポリ乳酸単独の微細構造体は、70℃で加熱すると時間の経過とともに形状が保てなくなります。一方、EB-NIL法で作製した微細構造体は、24時間加熱しても形状を保ち、更に医療・バイオ分野でのラボチップ材料への利用を考慮した滅菌温度の120℃で10分間処理しても形状を保持していました。マイクロ/ナノサイズのポリ乳酸微細構造体においても放射線橋かけによる熱変性抑制の効果が十分に得られることが分かりました。

今後は、エレクトロニクス、医療・バイオ分野への貢献を目指し、微細光学部品やラボチップ材料の開発に結び付けていきたいと考えています。

本研究は、早稲田大学、大阪大学との共同研究として行い、一部は、文部科学省ナノテクノロジーネットワークプロジェクトの支援の下、大阪大学複合機能ナノファウンドリにて実施いたしました。

●参考文献

Okubo, S., Nagasawa, N. et al., Micro-/Nanofabrication of Cross-Linked Poly(L-Lactic Acid) using Electron Beam Nanoimprint Lithography, Applied Physics Express, vol.5, issue 2, 2012, p.027303-1-027303-3.

5-8 Ce(IV)による水からの水素・酸素生成機構解明に貢献 —水からの酸素発生に重要な四価セリウムの二核錯体を発見—

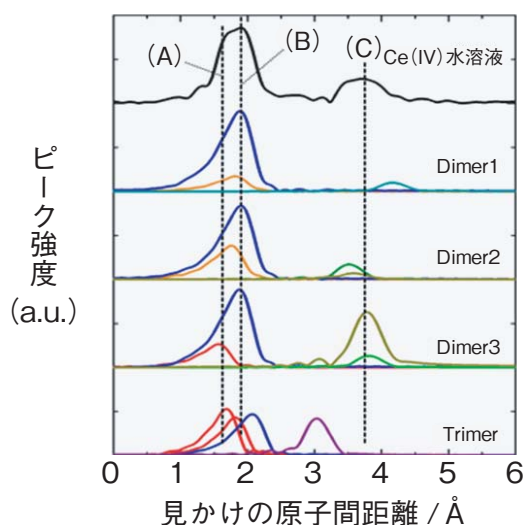


図5-17 Ce K殻における放射光X線吸収分光により得られたCe(IV)の水溶液中における動径構造関数実スペクトル（黒線データ）とそれぞれの化学種（Dimer1～Trimer）に相当する分子軌道法により求められたCe(IV)の二核、三核錯体の動径構造関数のシミュレーション結果（黒線データ以外の各色は、イオン-結合原子間距離を分けて表示しています）が、一致しているのは、特にDimer3であり、Dimer1, 2も含まれている一方、Trimerや単核成分は含まれていないことが分かりました。

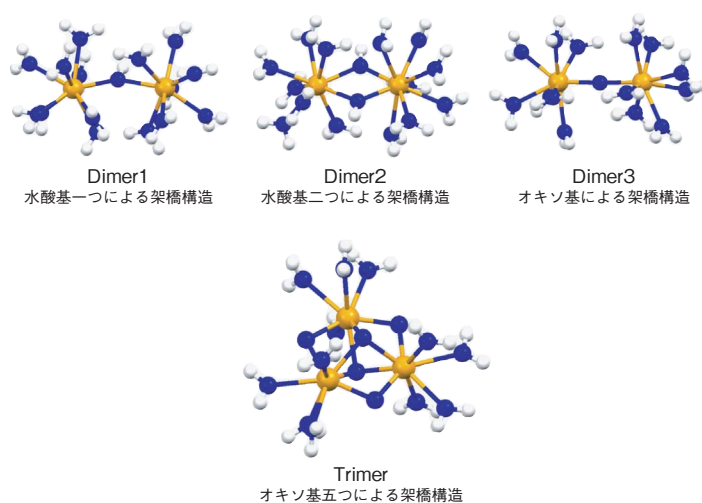


図5-18 X線吸収分光及び分子軌道法により見いだされたCe(IV)の二核錯体の化学構造

これらのCe(IV)化学種が水溶液中で安定に存在することが分かりました。この中でも特にDimer3が多く存在し、この間をつなぐオキソ酸が、水溶液からの酸素発生に関与していることが併せて分かりました。図中の各構造の名称（Dimer1, Dimer2, Dimer3）は図5-17及び本文中の名称に対応しています。分子モデル中玉は、黄色：Ce(IV)、青：酸素、白：水素をそれぞれ表します。

水溶液中における四価セリウム（Ce(IV)）の溶存錯体の化学構造を、大型放射光施設SPring-8 BL11XUの高輝度放射光X線を用いたX線分光実験と分子軌道法を組み合わせて解明しました。その結果、Ce(IV)の溶存錯体は、金属イオンに一般的な単核水和錯体ではなく、オキソ基／水酸基によって架橋されている特殊な二核錯体として存在していることを明らかにし、Ce(IV)による酸化還元に伴う水素、酸素発生のメカニズム解明に大きな貢献をもたらしました。

希土類元素のひとつであるセリウムは、希土類元素の中で唯一、溶液中において三価と四価の二つの酸化状態を安定的に取る元素として知られています。水溶液中におけるCe(IV)→Ce(III)還元反応に関する還元電位は約1.6 Vと非常に大きく、このため、Ce(IV)の水溶液は強力な酸化試薬として、人工光合成など水分子から水素・酸素ガスを生成する触媒反応における強力な酸化剤としてCe(IV)は用いられています。これまでに、Ce(IV)がどのような化学状態で水溶液中に存在しているかについての知見はほとんどなく、Ce(IV)による酸化・還元反応における反応機構については多くが未解明のままでした。

私たちは、Ce(IV)の水溶液を電気化学的に調整し、X線吸収分光実験を実施しました。そのX線吸収スペク

トルの結果（図5-17）では、Ce(IV)は、金属イオンが通常形成するような単核水和錯体（水和などを示すピーク、図5-17 (A) (B)）のみではなく、金属間の相関を示すピーク(C)が確認できることから、オキソ基又は水酸基によって架橋された特異な二核錯体（図5-18のDimer構造）として溶存していることを見いだしました。この結果は、分子軌道計算においても確認されました。

また、Dimer3のオキソ基／水酸基による架橋構造部位は化学的に非常に活性であることが分かり、この酸素が、触媒反応と考えられていた反応における酸素発生の原因になっていることが改めて示唆されたことから、大きな注目を集めることとなりました。これより、Ce(IV)水溶液が関係する水分子からの酸素発生メカニズムの解明に大きく貢献させることができました。

溶液中での存在状態は、様々な化学反応の反応機構を理解する上での根源的な知見であり、今後、関連分野に大きな影響を与える事が期待されます。

本研究成果は、英国化学会の論文誌 Dalton Transactions 41巻の表紙として取り上げられたとともに、英国化学会の一般化学情報誌 Chemistry World（電子版）において注目研究として取り上げられました。

●参考文献

Ikeda-Ohno, A., Yaita, T. et al., Dinuclear Complexes of Tetravalent Cerium in an Aqueous Perchloric Acid Solution, Dalton Transactions, vol.41, issue 24, 2012, p.7190-7192.

5-9 タンパク質分子間の会合制御を目指して —X線結晶解析により会合制御の鍵となる一残基のアミノ酸を特定—

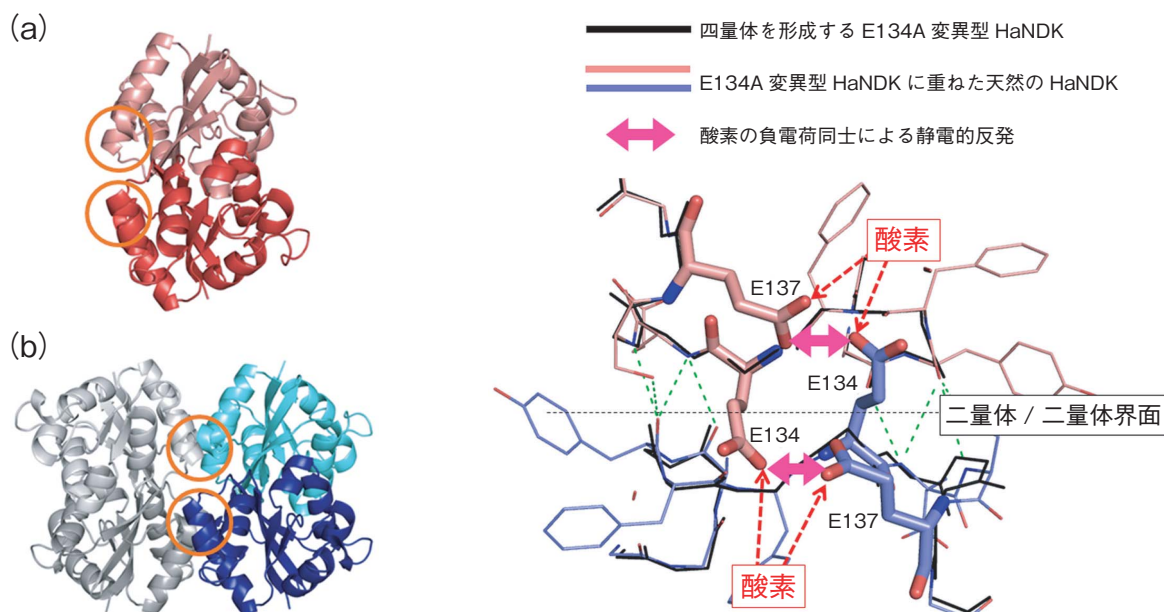


図 5-19 HaNDKの立体構造

(a)は天然の二量体HaNDK、(b)はグルタミン酸E134を電荷をもたないアラニンAに変更したE134A変異型の四量体HaNDKです。オレンジの円は、本研究で変更した134番目のアミノ酸残基の位置を示します。

図 5-20 天然のHaNDKをE134A変異型HaNDKと重ね合わせた場合の二量体/二量体界面付近

天然のHaNDKが四量体を形成しようとすると、グルタミン酸E134とE137が接近して酸素の負電荷に生じ、会合が阻害されます。E134A変異型HaNDKではそれが解消され、二量体/二量体が会合します。

自然界には、会合体を形成することによって初めて機能を発現するタンパク質が存在します。このような会合体形成は、タンパク質の安定性や機能を高めるために有効であることが知られています。私たちは、タンパク質の会合を制御する研究の一環として、ヌクレオシド二リン酸キナーゼ (NDK) の会合状態の操作を試み、分子表面のアミノ酸をわずか一箇所変更することによって二量体から四量体へ会合状態を制御することに成功しました。

NDKは様々な生物の細胞に存在し、二量体以上の会合体を形成します。ほとんどの生物では二量体同士が会合して四～六量体を形成しますが、1～2 Mの塩濃度環境に生息する好塩性細菌のNDK (HaNDK) は、例外的に二量体のままです。HaNDKの会合を阻害する原因を探して解消すれば、ほかの生物のNDKと同様に、より高次の会合状態に改変できると考えました。

そこで、X線結晶解析法を用いてHaNDKの立体構造を解明し (図 5-19 (a))、構造を詳細に調べることで、二量体以上の会合体を形成しない理由を次のように明らかにしました (図 5-20)。すなわちHaNDKが二量体同士で会合しようとする、134番目、137番目のグルタミン酸

(E134, E137) が、会合相手側のHaNDKのE134, E137に接近します。グルタミン酸の先端には負電荷を持つ酸素原子があるため、E134とE137の間に負電荷による静電的な反発が生じ、会合が阻害されます。

したがって、会合を阻害するE134を変えれば、HaNDKは更に会合すると予想できました。実際、E134を電荷を持たないアラニンAに変更したE134A変異型HaNDKを作製したところ、静電的反発が解消され、四量体を形成させることができました (図 5-19 (b))。さらに、四量体HaNDKは二量体の場合よりも19%程度酵素活性が向上しました。

この研究により、X線等の量子ビームを用いて得られるタンパク質の構造情報をもとに、適切な分子設計を行えば、わずかなアミノ酸の変更によって効果的に会合状態を操作できることが実証されました。タンパク質の会合を制御する技術が確立できれば、より高い酵素活性や安定性をタンパク質に付与できる可能性があり、産業的に有用なタンパク質分子の創製につながると期待されます。

本研究は、原子力機構、鹿児島大学の2機関が共同して実施しました。

●参考文献

Arai, S. et al., A Structural Mechanism for Dimeric to Tetrameric Oligomer Conversion in *Halomonas* sp. Nucleoside Diphosphate Kinase, Protein Science, vol.21, issue 4, 2012, p.498-510.

5-10 疎な回折データからの実像回復方法の開発

—短パルス大強度コヒーレントX線による単粒子構造解析の実現に向けて—

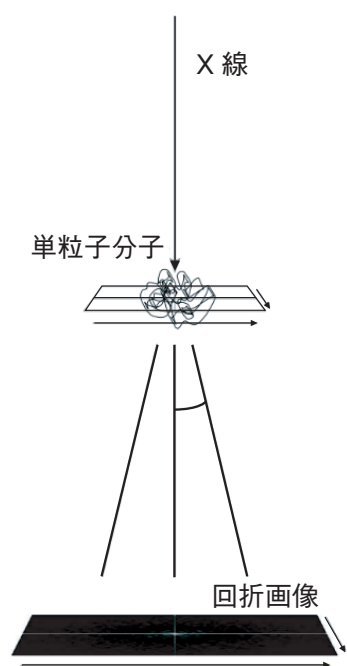


図 5-21 単粒子分子構造解析の実験スキーム
単粒子分子にX線を照射し、その回折データを測定します。

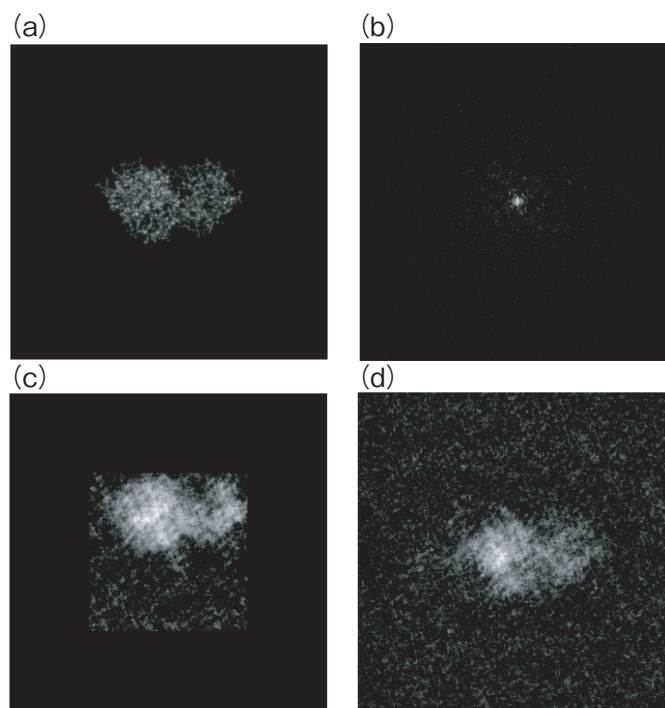


図 5-22 リゾチームタンパク質の電子密度、回折像及び回復した実像
タンパク質の電子密度(a)とその回折データ(b)です。従来法では、実像回復ができませんでした(c)が、新たに開発した方法では位相回復し、実像を得ることができます(d)。

タンパク質など生体高分子の立体構造は、主にX線結晶構造解析によって決定されています。しかし、創薬のターゲットとなる膜タンパク質をはじめ、ヒトゲノムにコードされている約半数のタンパク質は結晶化できず、この結晶化が構造解析のボトルネックになっています。

第四世代の光源、短パルス大強度コヒーレントX線源は、従来に比べて約10億倍強いX線を出すことができます。この光を使うと結晶ではなく、単粒子つまり、タンパク質1分子の回折データから立体構造が決定できるのではないかと期待されています(図5-21)。その実現には多くの問題を解決しなければなりません、そのひとつに疎な回折データからの位相回復があります。結晶は、非常に多くの同じ構造を持った分子が規則正しく並んでいるため、それから回折した光は重なり合って非常に強いブラッグピークとして観測されます。一方、単粒子の場合、回折源となる粒子は文字通り一つですので、第四世代の光源を用いても、図5-22(b)に示すような大部分にフォトンが観測されない、疎な回折データになります。また、X線と電子の相互作用による回折は確率的に起こるため、観測データには量子ノイズが入っています。

す。従来の方法では、このような疎な回折データから位相を回復して実像を得ることは、情報量が少ないために非常に困難で、回復した像も計算の初期条件に大きく依存します(図5-22(c))。

私たちは、このような疎な回折データに対しても初期条件に依存することなく実像を求めることができるベイズ統計に基づいた位相回復方法を開発しました。そして、この方法を用いて、従来法に比べて10~20倍、疎な回折データからでも、高速に位相を回復することに成功しました(図5-22(d))。

本方法の開発により、単粒子分子の回折データによる構造解析がより現実味を帯びてきました。このような新しい構造解析方法が確立されれば、これまで結晶化できなかったタンパク質等の立体構造が明らかにされ、分子の機能発現メカニズムの解明や創薬の開発研究等が大きく進展すると期待されます。

本研究は、文部科学省からの受託研究「生体分子の立体構造決定に向けたシミュレーションに関する研究開発」の成果の一部です。

●参考文献

Ikeda, S., Kono, H., Phase Retrieval from Single Biomolecule Diffraction Pattern, Optics Express, vol.20, issue 4, 2012, p.3375-3387.

5-11 植物のDNAを大きく変化させる

—止まる寸前のイオンビームは大規模欠失変異を高頻度に誘発する—

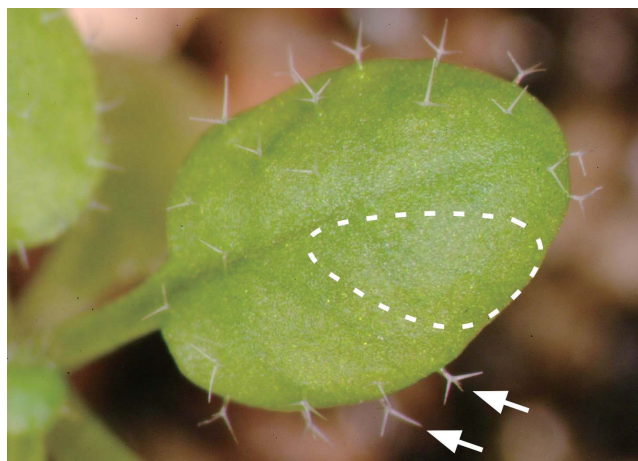


図 5-23 毛状突起を利用した突然変異の検出

シロイヌナズナの葉には毛状突起（矢印）が多数発生します。毛状突起の形成に必須の *GL 1* 遺伝子に変異した組織（点線で囲んだ部分）は無毛となるため、*GL 1* 遺伝子に変異したことを視覚的に検出することができます。

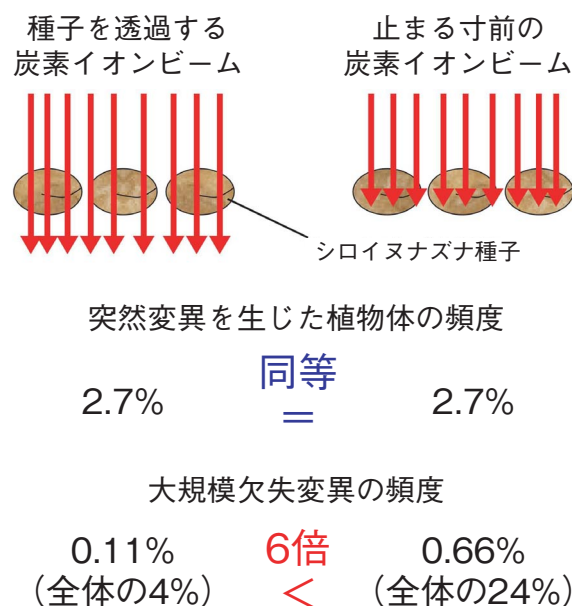


図 5-24 止まる寸前の炭素イオンビームでは大規模欠失変異の頻度が高い

エネルギーの異なる二種類の炭素イオンを用いて、片方は種子を透過する条件、もう片方は種子内で停止する条件でシロイヌナズナ種子に照射しました。突然変異を生じた植物体の頻度は両者で同等でしたが、止まる寸前の炭素イオンビームの方が大規模欠失を高頻度で誘発することが分かりました。

加速器で発生させたイオンビームは、ガンマ線や化学変異原とは異なる変異を誘発することから、新しい突然変異原として植物の品種改良への利用が広がっています。植物の品種改良では、種子や培養組織を透過するイオンビームが主に利用されています。イオンビームは生体組織内で止まる寸前に非常に大きなエネルギーを付与する特性を持っていますが、止まる寸前のイオンビームが植物にどのような変異を起こすのかは知られていませんでした。そこで私たちは、植物に生じる突然変異を効率的に検出する方法を確立し、止まる寸前のイオンビームによって生じる突然変異の特徴について、大規模欠失変異に注目して調査しました。

シロイヌナズナの葉の表面には毛状突起が多数発生します。シロイヌナズナが持つ一対の染色体の片方に、毛状突起の形成に必須の *GLABRA 1* (*GL 1*) 遺伝子に変異を持つ植物体は、もう片方の染色体の *GL 1* 遺伝子に変

異が生じた場合、葉の一部に無毛の組織を形成します（図 5-23）。この性質を利用すると、イオンビーム照射で生じた突然変異を視覚的に検出ことができ、無毛の葉組織から抽出したDNAを用いて、*GL 1* 遺伝子に生じた突然変異の特徴を効率良く調べることができます。

種子を透過する炭素イオンビームと止まる寸前の炭素イオンビームを同じ致死効果を与える線量でシロイヌナズナの種子に照射した場合、突然変異を生じた植物体の頻度は両者で同等でしたが、調査した *GL 1* 遺伝子に生じた突然変異全体のうち、約30 K塩基対以上の大規模欠失変異の割合は、止まる寸前のイオンビームの方が6倍高いことが分かりました（図 5-24）。この結果は、止まる寸前のイオンビームが植物において大規模な欠失変異を高頻度で起こすことを初めて示唆するものであり、植物の品種改良においてDNAをより大きく変化させたい場合に有効だと期待されます。

●参考文献

Hase, Y. et al., Mutagenic Effects of Carbon Ions near the Range End in Plants, Mutation Research/Fundamental and Molecular Mechanisms of Mutagenesis, vol.731, issues 1-2, 2012, p.41-47.

多様な原子力施設の安全性を評価する



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

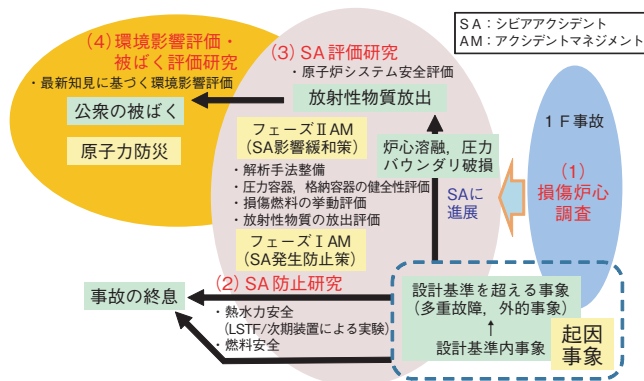


図 6-2 安全研究の今後の方向性
多様な原子力施設の安全評価（主に設計基準事象内）に加え、シビアアクシデントの防止及び評価に関する研究、並びに環境影響評価等の原子力防災に関する研究を重点化して実施する計画です。

安全研究センターでは、原子力施設で深刻な事故が起きる可能性や影響を評価して、原子炉等を安全に使うことができるように研究を進めてきました。しかし、東日本大震災による巨大な地震と津波によって、東京電力株式会社福島第一原子力発電所(1F)で大規模な事故が起きてしまいました。私たちもこれまでの研究成果を活用して、国の緊急時対応等に協力してきましたが、安全研究の専門家集団としてこの事故を防ぐことができなかったことに対し責任を痛感しています。

私たちが利用する技術には常に改善の余地があります。技術をより安全に、かつ効果的に使うためには、常に状態をきちんと理解して対応する能力を高め、必要な道具を磨いていかなければなりません。1F事故の調査を行った国際原子力機関 (IAEA) もこのことを「継続的改善を目指すことが重要」と指摘しています。

これまで私たちは、原子力施設の安全を脅かす可能性のある多様な現象について、図 6-1 に示す施設を活用して研究を進めてきました。これらは、原子力特有の現象を研究するため、放射性物質を取り扱い、また厳しい事故条件を模擬できるなどの特殊な能力を有する施設です。

本章では、最近の研究成果から、原子炉の安全性にか

かわる燃料被覆管の破損限界 (トピックス 6-1) 及び原子炉圧力容器の健全性 (トピックス 6-2)、核燃料サイクル施設の安全性にかかわる再処理施設の火災時間閉じ込め性 (トピックス 6-3)、並びに放射性廃棄物の処分安全性にかかわる高レベル廃棄物容器の腐食 (トピックス 6-4) に関する成果を紹介します。

また、原子力施設の安全性にかかわる技術的課題に着実に対応していくことが、国の安全規制や電気事業者を含めた原子力利用技術の「継続的改善」を促進する上で不可欠であると考えます。私たちは今後、図 6-2 に示すように、原子力施設のリスクを低減するため、低頻度ではあっても大きな影響をもたらす外的事象、シビアアクシデント (SA) の発生防止及び評価手法の高度化、並びに SA を想定した緊急時への準備の充実を図るための研究を重点的に進めていきたいと考えています。

なお、図 6-2 の (2)～(4) にかかわる以下のトピックスについては、第 1 章に記載してあります。

- (2) 1F2号機の炉心損傷回避の予測 (トピックス 1-20)
- (3) 炉心熔融進展を解析するためのデータ取得 (トピックス 1-18)
- (4) 事故後に行われた防護対策の効果 (トピックス 1-16)

6-1 燃料の破損限界を高い精度で評価する —NSRR実験データの発電炉条件への適用手法の開発—

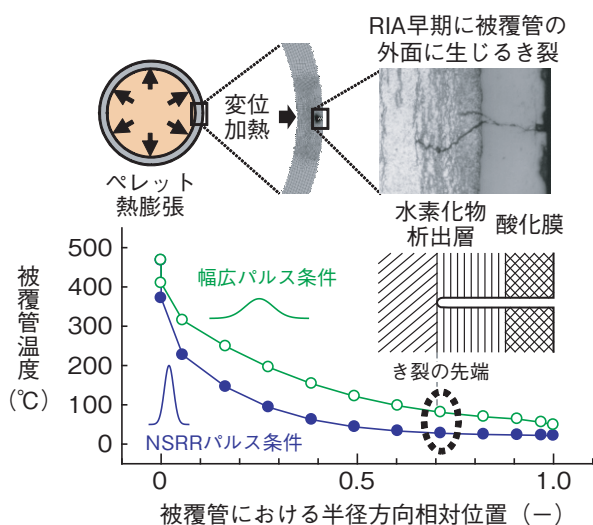


図 6-3 燃料過渡挙動解析による被覆管内の温度分布
異なる出力パルス幅に対する被覆管温度分布の例を示します。RIA早期に水素化物析出層までき裂が生じますが、パルス幅が広い場合は、同じ変位に達した時点のき裂先端温度が高くなり、延性が增大するため、結果的にき裂が進展しにくくると解釈されます。

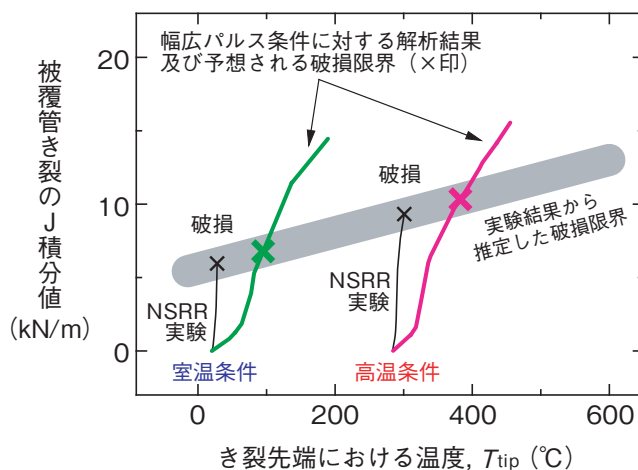


図 6-4 出力パルス幅と温度を考慮した燃料破損限界
き裂の力学的状態と先端温度の関係を示します。縦軸は被覆管に作用する負荷の大きさを表し、一つのケースが1本の軌跡に対応します。室温及び高温のNSRR実験結果から、燃料が破損に至る際の負荷を直線で近似し、出力パルス幅が広い場合の破損限界を軌跡との交点として求めました。

原子炉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ひとつが、制御棒が急に抜けた際の出力暴走すなわち反応度事故 (RIA) です。RIAで燃料が破損に至るかどうかを判断するため、我が国では原子炉安全性研究炉 (NSRR) での模擬実験結果に安全余裕を持たせて判断基準 (破損しきい値) が定められています。NSRRは短時間だけ高出力を得るパルス運転でRIAを模擬しますが、発電炉で想定される場合に比べて出力パルスの時間幅が狭く、最大値が高くなります。また、発電炉では高温 (約280 °C) でRIAが起こる場合も想定されますが、NSRR実験の多くは室温で得られたものです。このようにNSRR実験ではパルス波形及び温度の点で発電炉と条件が異なるものの、いずれも厳しい側の結果を与えるため基準に直接適用されてきました。しかし、燃料の限界性能を正しく評価し、安全余裕をより正確に把握するためには、条件の違いが破損限界に及ぼす影響の定量化が重要です。

そこで、燃料破損過程に関する知見や、近年、280 °Cの温度条件で得た破損限界データ (本誌2010年版トピックス 6-1) を活用し、NSRRでの破損限界を発電炉条件での値に変換する手法を開発しました。

長期間使用された燃料棒では被覆管外面が酸化し、外周部に水素化物が高密度で析出しています。従来研究では、RIA時のペレット熱膨張で被覆管が押し広げられると水素化物析出層までき裂が生じ、先端の力学的状態が限界に達した場合にき裂が進展して破損に至ることを説明しました。本研究では、燃料過渡挙動解析により被覆管変位や温度分布 (図 6-3) を求め、その結果に基づいてき裂先端の力学的状態の時間変化を計算し、さらに、室温及び高温のNSRR実験結果から推定した破損限界 (き裂が進展を開始する条件) を組み合わせました (図 6-4)。その結果、出力パルス幅の違いによりき裂先端温度の違い及びそれに伴う延性 (引っ張られたときに伸びる性質) の違いが生じ、結果的にき裂の進展開始条件が影響されるというメカニズムを定量的に扱うことができました。今回開発した手法により、NSRR実験結果を発電炉条件下での値に適切に変換でき、安全余裕を正確に把握した上で合理的な安全基準を定めることが可能になります。

本研究は、原子力規制委員会原子力規制庁 (当時、経済産業省原子力安全・保安院) から受託した「燃料等安全高度化対策事業」の実験データを利用しました。

●参考文献

Sugiyama, T. et al., Influence of Coolant Temperature and Power Pulse Width on Fuel Failure Limit under Reactivity-Initiated Accident Conditions, Proceedings of 2011 Water Reactor Fuel Performance Meeting, Chengdu, China, 2011, T3-022, 6p., in CD-ROM.

6-2 原子炉压力容器の変れにくさを調べる

— 残留応力等を考慮した確率論的手法に基づく健全性評価 —

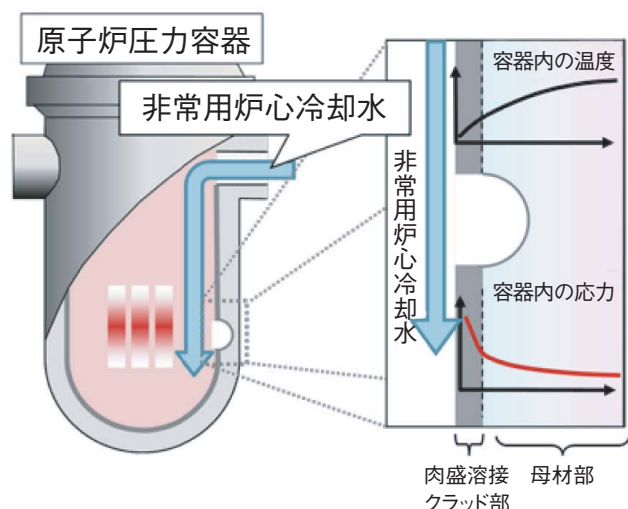


図 6-5 原子炉压力容器の加圧熱衝撃（PTS）事象
原子炉压力容器の健全性に最も大きな影響を及ぼすのがPTS事象です。これは、高温高压で運転中であつた原子炉での冷却材喪失事故等の際に、低温の非常用炉心冷却水が注入され原子炉压力容器が急冷されるために容器内表面に大きな引張応力が発生する事象です。

原子力発電プラントを安全に運転する上で、原子炉压力容器（RPV）はどんな場合でも破壊に至らないこと（健全性）が求められます。このRPVは約200 mmの厚さの強靱な低合金鋼で作られていますが、運転に伴いRPVが炉心からの中性子を受けて脆くなる現象、すなわち中性子照射脆化が生じます。そのため、長期供用後の原子力発電プラントに対して、RPVの材料の劣化等を考慮して健全性を確認し、安全確保を図る必要があります。この健全性評価では、RPVにき裂が存在すると仮定し、その状態で図6-5に示す加圧熱衝撃（PTS）という過渡事象が発生した場合にRPVが破壊に至らないことを確認します。PTS事象は、加圧水型原子炉において、注入された非常用炉心冷却水によりRPVが急冷され、容器内表面に大きな引張応力が発生する事象であり、RPVの健全性に対して最も厳しい事象のひとつです。

健全性評価のための解析手法としては、仮定するき裂寸法等に余裕を持った値を設定することで、安全性を担保した計算を行う決定論的破壊力学解析手法と、構造材料の化学成分や中性子照射量のばらつき、き裂寸法分布等を考慮して評価を行う確率論的破壊力学（PFM）解析手法とがあります。私たちは、PFM解析手法を用いて

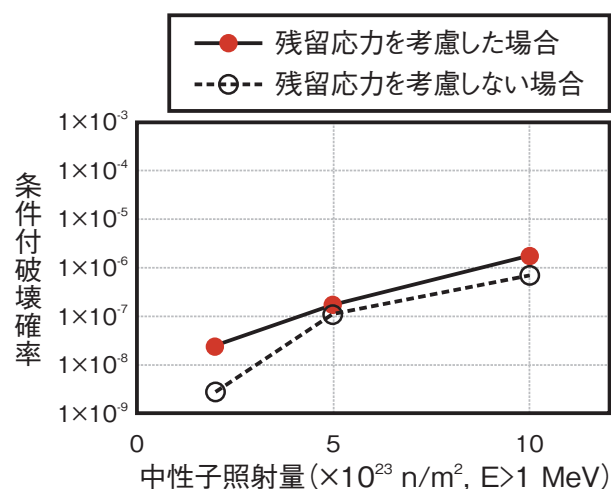


図 6-6 残留応力の考慮の有無による条件付破壊確率の違い
原子炉压力容器の肉盛溶接による残留応力を考慮した場合と残留応力を考慮しなかった場合の中性子照射量に対する条件付破壊確率を比較しました。原子炉压力容器の残留応力を考慮した場合の条件付破壊確率の方が、残留応力を考慮しなかった場合の条件付破壊確率よりも高くなっていることが分かります。

RPVの健全性を評価するための解析コードPASCALの開発を行ってきました。PASCALは、RPVにき裂が存在すると仮定し、そこにPTS事象が発生した場合の条件付破壊確率を算出します。私たちは、より現実的な健全性評価を実施できるよう最新の知見を反映し、残留応力などを考慮した解析が可能なPASCAL Version 3（PASCAL 3）を開発しました。図6-6は、脆化が進行したと想定したRPVに対し、残留応力を考慮した場合と考慮しない場合とで、それ以外は同条件とした解析を行い、中性子照射量に対する条件付破壊確率を示したものです。どの中性子照射量に対しても、残留応力を考慮した方が条件付破壊確率は高くなっています。決定論的解析手法では、き裂寸法の値に大きめの値を採用するなどにより、安全性を担保していますが、上記のようにPFM解析ではより現実的に即した精度の高い評価を行うことを目指しています。

今後も現実的な健全性評価を実施するツールとして、PASCALの解析の精度向上のための整備を進めていきます。

本研究は、原子力規制委員会原子力規制庁（当時、経済産業省原子力安全・保安院）からの受託研究「確率論的構造健全性評価調査」の成果の一部です。

●参考文献

眞崎浩一ほか、原子炉压力容器用確率論的破壊力学解析コードPASCAL 3の使用手引き及び解析手法（受託研究）、JAEA-Data/Code 2010-033, 2011, 350p.

6-3 火災時の放射性物質の閉じ込め安全性を評価する

— 可燃性物質の燃焼特性データの取得と換気系フィルタの目詰まり特性の評価 —

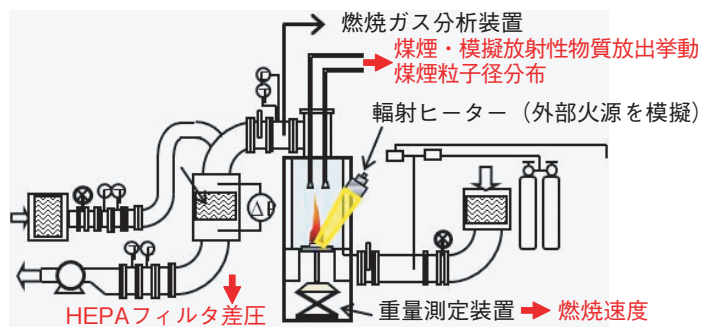


図6-7 火災時ソースタム実験装置の概要

外部からの輻射熱量、給気中酸素濃度や給気流速をパラメータとして、燃焼物の重量変化、模擬放射性物質及び煤煙の放出重量、煤煙付着によるHEPAフィルタの差圧上昇等のデータを関連付けながら取得できます。

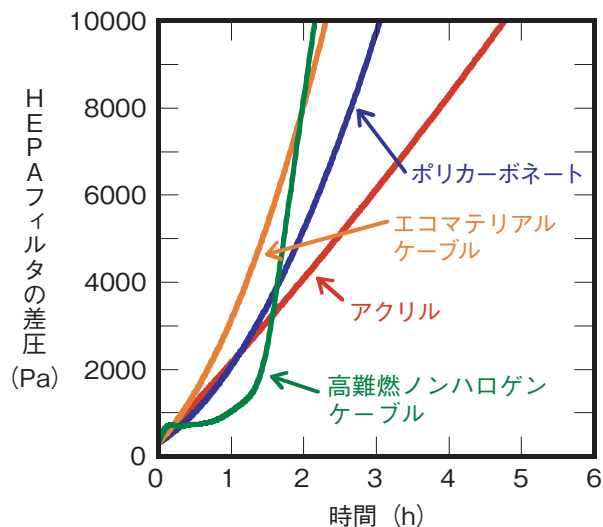


図6-8 HEPAフィルタの差圧上昇の時間的進展の評価例

燃焼物質ごとにHEPAフィルタの差圧上昇が引き起こされる時間が大きく異なることが分かりました。このような評価により、事故を安全に収束するための時間的猶予の定量的把握に役立てることができると考えています。

核燃料サイクル施設での火災時には煤煙及び放射性物質が放出され、高性能エア（HEPA）フィルタによる濾過を経て施設外へ放出されます。そのため煤煙の目詰まりによりHEPAフィルタの差圧が上昇し、破損すなわち閉じ込め機能の喪失が生じる恐れがあります。この閉じ込め機能の喪失に至るまでの時間を定量的に評価するため、火災時ソースタム実験装置（図6-7）を設計・製作し、代表的な可燃性物質であるグローブボックスパネル材（アクリル及びポリカーボネート）及びケーブル材料（エコマテリアルケーブル及び高難燃ノンハロゲンケーブル）を対象とした燃焼試験を実施しました。試験体の燃焼速度や煤煙化率（燃焼質量に対する煤煙質量の割合）等の燃焼特性データとHEPAフィルタの差圧上昇データを、試験体に対する給気流速や外部からの輻射熱量等をパラメータとして相互に関連付けながら取得しました。

その結果、煤煙の放出挙動やHEPAフィルタの差圧上昇は、燃焼物質ごとに大きく異なることを確認しました。例えばアクリルは、燃焼速度が最も高い一方で煤煙化率は最も小さい（つまり同じ量が燃焼しても放出される煤煙の重量が最も少ない）こと及び煤煙の粒子径が最も小さく同じ量の煤煙が付着した場合で比較すると最も速く

HEPAフィルタの差圧上昇を引き起こすことが分かりました。また、高難燃ノンハロゲンケーブルの燃焼では、HEPAフィルタへの煤煙付着量が少量の範囲では差圧上昇は緩やかである一方、付着量が増加すると急激な差圧上昇を引き起こすことも確認しました。

これらのデータを組み合わせることで、HEPAフィルタの差圧上昇の時間的進展を評価しました。図6-8は各物質（アクリル以外については外部から40 kW/m²の輻射熱を照射、アクリルは非照射）が直径50 cmの円に相当する燃焼面積で燃焼するものと仮定した評価結果です。アクリルは燃焼速度が最も大きいにもかかわらず1.5時間以降では、差圧上昇が最も緩やかな結果となりました。一方、高難燃ノンハロゲンケーブルは、煤煙の付着が進むと急激に差圧が上昇する結果となりました。

このように、施設に存在する可燃性物質の燃焼特性に基づいて、火災時のHEPAフィルタ破損に至るまでの評価ができる見通しを得ました。

参考文献は、独立行政法人原子力安全基盤機構からの受託研究「平成21年度火災時エアロゾル評価試験」の研究成果をまとめたものです。

●参考文献

阿部仁ほか、核燃料サイクル施設におけるグローブボックスパネル材及びケーブル被覆材燃焼時の閉じ込め効果評価試験（受託研究）、JAEA-Research 2011-015, 2011, 27p.

6-4 廃棄物処分場の化学環境を決める反応の解明

—高レベル放射性廃棄物の鉄製容器の腐食反応—

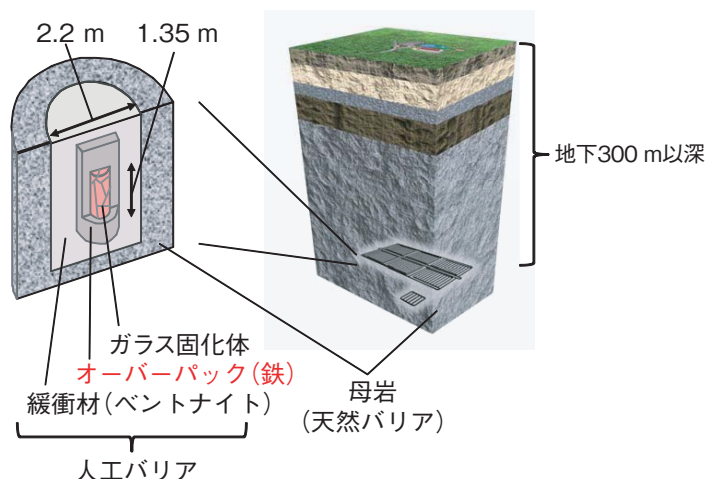
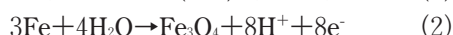
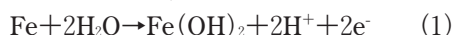


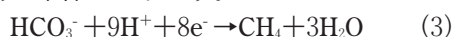
図 6-9 地層処分場における高レベル放射性廃棄物の鉄製容器
高レベル放射性廃棄物ガラス固化体は鉄製容器（オーバーパック）に密封され、その周囲をベントナイト粘土の緩衝材で覆い、深い地下に地層処分されます。鉄製容器はガラス固化体が地下水と接触することを遅らせる働きを担います。

高レベル放射性廃棄物地層処分システムにおいて鉄製容器（図 6-9）は、ガラス固化体が地下水と接触することを所期の期間は防ぎますが、その後も徐々に腐食し、緩衝材内の化学環境に影響を与えられと考えられます。

深地下では酸素がほとんどなく、鉄は(1)や(2)に示す腐食反応を起こします。



これらの反応は鉄が酸化される反応で、何らかの還元反応が同時に起こらなくてはなりません。この還元反応を起こしうる天然地下水の成分として、炭酸水素イオンや硫酸イオンがあります。炭酸水素イオンが還元されると、(3)に示すようにメタン（ CH_4 ）ができ、地下水は350 mV（標準水素電極に対する酸化還元電位、以下同様）程度の還元的な条件になります。



硫酸イオンが還元される場合には、類似の反応により地下水の酸化還元電位は-300 mV程度になります。

高レベル放射性廃棄物の中には、地下水中での動きやすさが酸化還元電位によって大きく変わるNpやSeのような元素があるため、鉄の腐食に伴って地下水がどのよ

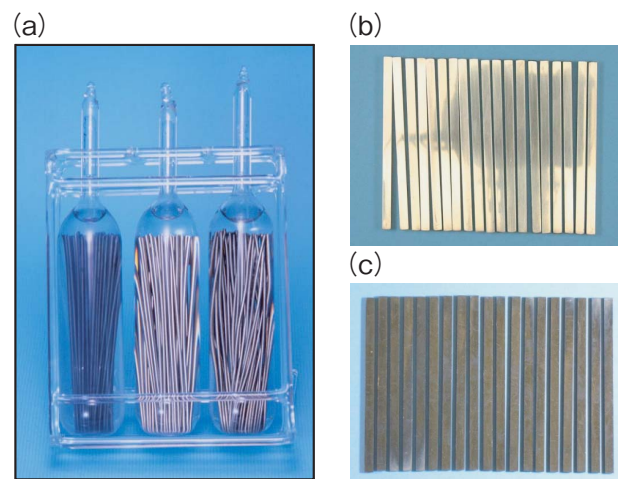


図 6-10 ガラスアンプルに封入した鉄試料及び腐食前後の試料表面
鉄片を水溶液と共にガラスアンプル (a) に封入して腐食させ、発生したガス（硫化水素、メタン、水素）を分析しました。鉄片は試験前には光沢を有していましたが (b)、磁鉄鉱 Fe_3O_4 などの腐食生成物に覆われました (c)。

うな酸化還元電位になるのかは重要です。またU, Np, Pu, Amのような元素は炭酸水素イオンが存在すると動きやすくなる性質がありますので、炭酸水素イオンが還元されてメタンに変化するかどうか重要です。

私たちは酸素の侵入を防止できるガラスアンプルの中で、炭酸水素イオンと硫酸イオンを含む60℃の水によって鉄片を最長160日間腐食させ、どのような還元反応が起こるのかを調べました（図 6-10）。その結果、硫酸イオンと炭酸水素イオンが還元されないこと、代わりに水が還元される反応 (4) が起こることが確認できました。



これは-500 mV程度の強い還元的な条件で起こる反応です。

本研究の結果は、容器としての寿命を超えた長期にわたり、鉄の腐食により人工バリア内は強い還元的な環境となるとともに、炭酸水素イオンが存在しうることを示しており、廃棄物処分の安全性を評価する上で重要なプロセスのひとつが明らかになりました。

本研究は、原子力規制委員会原子力規制庁（当時、経済産業省原子力安全・保安院）からの受託研究として実施しました。

●参考文献

Otsuka, I., Yamaguchi, T. et al., Identification of the Cathode Reaction Accompanied with Overpack Corrosion, Scientific Basis for Nuclear Waste Management XXXV (Materials Research Society Symposium Proceedings Volume 1475), 2012, p.507-512.

未来を拓く先端基礎研究

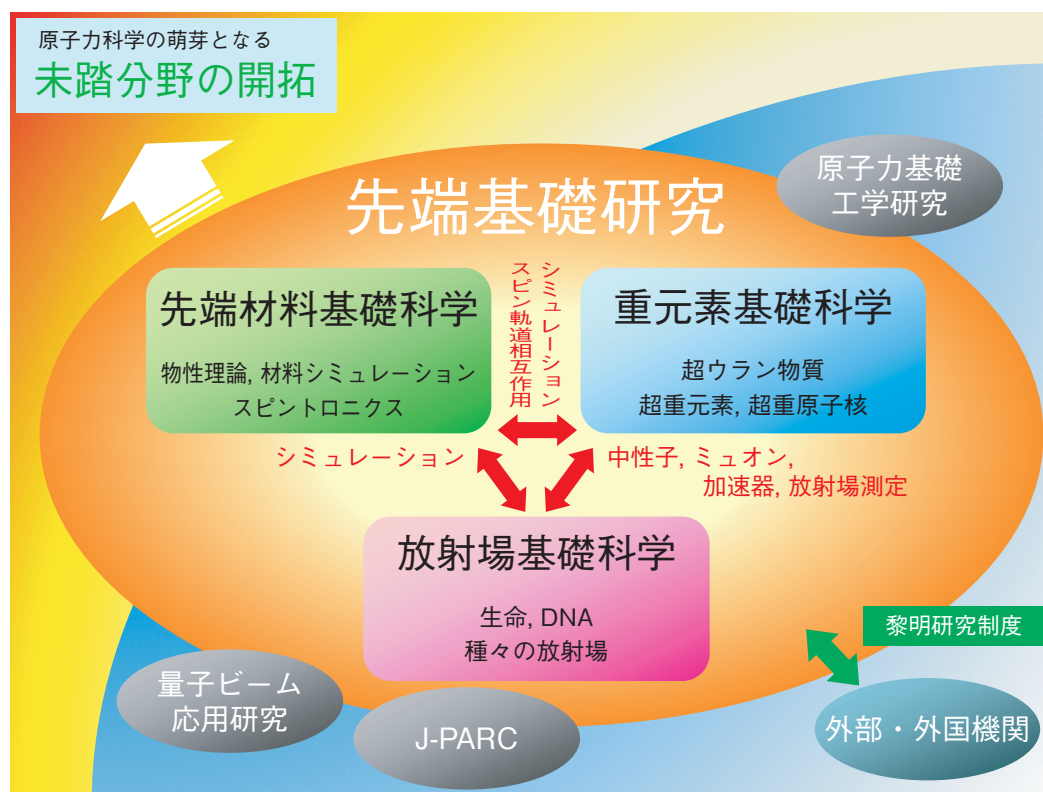


図 7-1 原子力科学の萌芽となる未踏分野の開拓を目指すための各分野間や他部門との連携

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

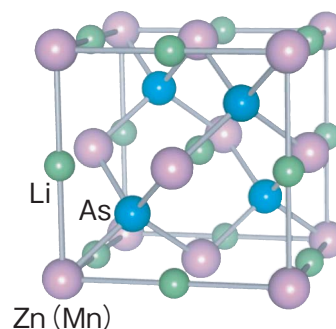
先端基礎研究センターでは、原子力科学における無限の可能性を基礎科学の立場から掘り起こし、更にその過程から新しい学問分野を開拓し、学術の進歩と最先端の科学技術の振興を図ることを目指しています。

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

先端材料基礎科学では、スピントロニクス材料の開発や物性理論の高度化、重元素基礎科学では、超重元素等の核物理的性質や化合物の新しい固体物理コンセプトの開拓、そして放射場基礎科学では、ハドロン物理、生物とアクチノイド元素や放射線に関する研究及びスピン偏極陽電子ビーム技術の開発と応用といった研究を実施しています。これらの各分野間の連携や、他部門等との協力を通じ、原子力科学の萌芽となる未踏分野の開拓を目指しています(図 7-1)。2011年度は、 ^{239}Pu のNMR信号の世界初の測定(トピックス 7-1)、スピン流創出に関する新機構の発見(トピックス 7-2)、世界最高品質のグラフェン膜の作成技術開発(トピックス 7-3)、ウラン化合物の超伝導に関連する異常な電気抵抗成分の発見などで顕著な成果を挙げました。また、東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故対応の研究として、植物に付着し

た放射性Csの分布の可視化(トピックス 1-17)といった研究も行っています。これらについては次ページ以降で詳しく述べます。

これらの先端基礎研究では、原子力機構内部での連携に加えて、黎明研究制度を中心とした原子力機構外、特に国外との連携も大きな役割を果たしています。2011年度は、このような共同研究が新しい磁性半導体の開発に結びつきました。開発された $\text{Li}(\text{Zn}, \text{Mn})\text{As}$ では、磁気的性質と電気的性質が独立に制御できる強磁性半導体で、スピントロニクス分野での応用が大きく期待されています。この成果は、中国科学院、米国コロンビア大学、東京大学との黎明研究に基づく国際共同研究で達成されたものです(図 7-2)。

図 7-2 黎明研究制度を通じた国際共同研究で開発された磁性半導体 $\text{Li}(\text{Zn}, \text{Mn})\text{As}$ の結晶構造

7-1 世界で初めて ^{239}Pu 核磁気共鳴信号の観測に成功 —Pu化合物の電子状態解明に向けて—

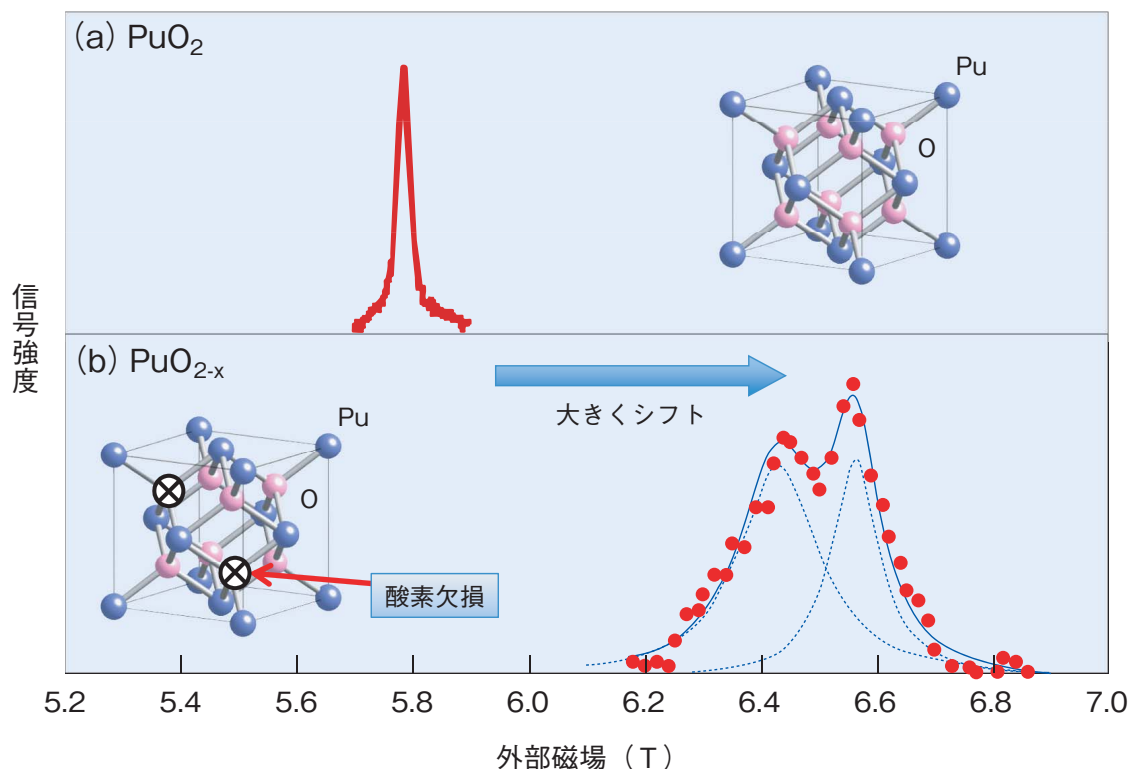


図 7-3 世界で初めて観測に成功した ^{239}Pu のNMR信号

(a)には純良試料の PuO_2 における ^{239}Pu NMRスペクトルを、(b)には酸素欠損のある試料 PuO_{2-x} における ^{239}Pu NMRスペクトルを示します。(a) (b)の挿入図は PuO_2 の結晶構造です。(b)図の—線はフィッティング曲線を、.....線は二本に分裂した共鳴線を示します。

核磁気共鳴 (NMR) は原子核の磁石としての性質を利用し、原子核の周りの電子状態を知ることができる測定手法です。そのため、物性物理学や、化学や生物学の分子構造解析、医療のMRIなど、広い分野にNMRは応用されています。1946年にNMR信号が観測されて以来、現在では九十種類を超える核種のNMRが可能となりました。その一方でアクチノイド元素と呼ばれる一連の元素群の中ではNMRが可能なのは ^{235}U しかありませんでした。アクチノイド元素の中でPuは特に魅力に富んだ物質です。金属単体において六種類もの結晶構造をとることなど、一筋縄では理解できない元素として科学者の興味を引き続けています。原子力燃料としても重要なのですが、Puイオンの電子状態はよく理解されていません。このような理由で、過去50年以上にわたって世界中の科学者がPu NMR信号の探索を行ってきましたが、現在まで成功した例はありませんでした。

私たちは、米国ロスアラモス研究所 (LANL) において ^{239}Pu NMR信号探索の共同研究を行いました。LANLの化学者が作成した極めて純良な試料を用いるとともに、

綿密な実験計画に基づき多くの測定パラメータを精密に制御しながら探索した結果、 ^{239}Pu NMR信号の観測に成功しました。

図 7-3 は世界で初めて観測に成功した ^{239}Pu のNMR信号です。図 7-3 (a) は純度の高い PuO_2 を用いて測定した ^{239}Pu NMRスペクトルです。ここから、重要な基礎物理量である核磁気モーメントの大きさが $0.15 \mu\text{N}$ (核磁子) とまとまりました。図 7-3 (b) は酸素欠損のある試料 PuO_{2-x} において、(a) と同じ条件で測定した ^{239}Pu NMRスペクトルです。(a) のスペクトルと比較して共鳴位置や構造は大きく異なっています。このことは ^{239}Pu NMRが酸素の配位状態の違いに敏感であり、NMRの分解能が高いことを示しています。

この成功により、今後は様々なPu化合物に対して ^{239}Pu NMRを用いた電子状態の研究が進むと期待されています。特に、昨今の世界的な重要課題であるPuを含む使用済原子力燃料の長期保管に関して、Puの電子状態を解明することでPuの安定性が判断できるため、より安全な長期保管方法の構築に役立つと期待されています。

●参考文献

Yasuoka, H., Chudo, H. et al., Observation of ^{239}Pu Nuclear Magnetic Resonance, Science, vol.336, no.6083, 2012, p.901-904.

7-2 音から磁気の流れをつくる

— 音波と最先端のスピンロニクスを結ぶ新現象の発見 —

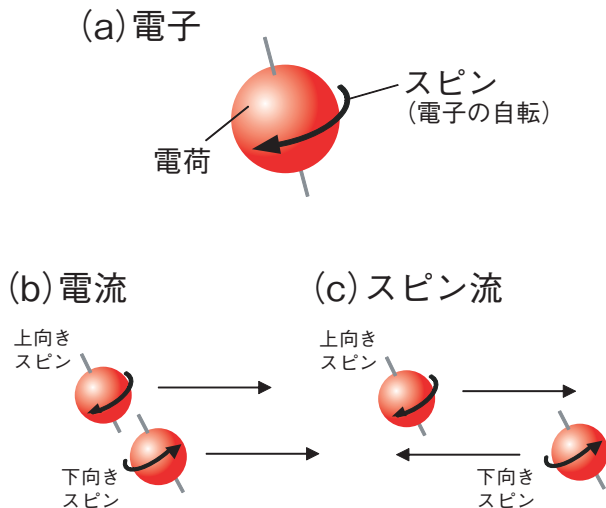


図7-4 電子・電流・スピン流

(a) 電子の持つ電荷とスピンという二つの性質です。電荷の流れが電流を生み、スピンの流れがスピン流を生みます。(b) 素子内に電流を作り出すには、上向きスピンと下向きスピンの電子を同じ方向に流します。(c) 素子内にスピン流をつくるには、上向きスピンと下向きスピンの電子を逆方向に流します。

現代の情報社会は、高度なエレクトロニクス技術によって支えられています。これら電子デバイスの省電力化・小型化が求められる中で、スピンロニクスと呼ばれる新しい電子技術が大きな注目を集め、世界的規模で盛んに研究されています。私たちは、この最先端のスピンロニクスと、ありふれた音とを結びつける新しい現象を発見しました。

物質中に存在する電子には、電気源としての電荷と、磁気源としてのスピンという二つの側面があります(図7-4)。従来のエレクトロニクスは電荷の流れである電流を操作して発展してきましたが、スピンの流れであるスピン流を制御してエレクトロニクスにない革新的機能を作り出そうとするのが、スピンロニクスと呼ばれる技術です。スピンロニクスにはスピン流が不可欠ですが、物質中にスピン流を作り出すのはそれほど容易ではなく、スピン流の生成方法はこれまでごくわずかしかなかったとされてきました。

このような中、私たちは音波を物質に注入するだけでスピン流を作り出せる新しい手法を発見しました。具体

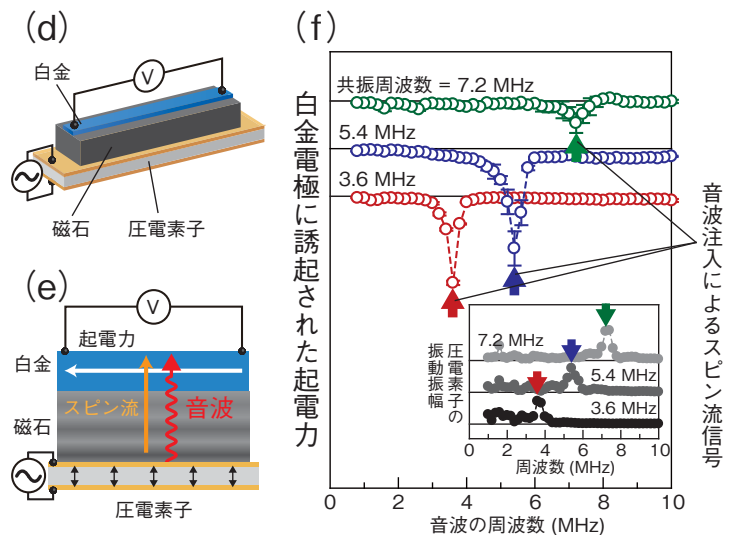


図7-5 音波によるスピン流生成実験

(d) 音波の注入によるスピン流生成実験に用いたスピン流素子の模式図です。(e) スピン流の生成プロセスを描いた模式図です。(f) 観測されたスピン流信号の音波周波数依存性で、圧電素子が大きく振動する時に大きな信号が得られます。挿入図は、圧電素子が特徴的な周波数で大きく振動することが分かります。

的には、図7-5に示すように磁石の表面に白金の電極を取り付けたスピン流素子を音波発生器である圧電素子上に取り付け、磁石に音波を注入しながら白金電極に発生するスピン流信号の精密測定を行いました。そして、圧電素子から特定の周波数の音波を発生させると、スピン流素子にスピン流が発生することを見いだしました。

スピン流素子の磁石の状態を電磁波によって変化させると素子にスピン流が生じることが知られており、スピンポンプ効果と呼ばれています。今回私たちは、電磁波のかわりに音波によって磁石の状態を変化させても同様のスピンポンプ効果が観測されることを、理論と実験の両面から明らかとしました。

音波は、デバイスの基板などに用いられるような、電気も通さず磁石でもない材料でも伝搬します。そのため今回開発した方法を用いることで、従来は基板にしか使われなかった材料からも電気・磁気エネルギーを取り出すことが可能となり、スピンロニクスデバイスの設計自由度の向上につながります。

●参考文献

Uchida, K., Adachi, H. et al., Long-Range Spin Seebeck Effect and Acoustic Spin Pumping, Nature Materials, vol.10, issue 10, 2011, p.737-741.

7-3 世界最高品質のグラフェン作製手法を開発

— スピン・電子デバイス開発への扉を開く —

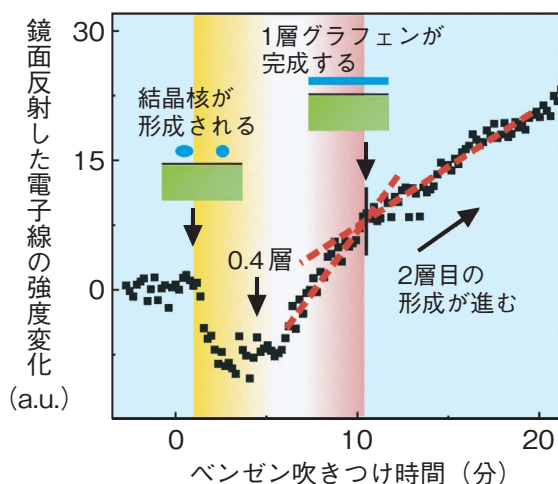


図7-6 グラフェン成長中の電子線鏡面反射強度の変化
ニッケル表面に一定圧でベンゼンを吹きつけながら電子線を照射し、鏡面反射強度から表面の微視的構造の変化を逐次的に観察しました。表面化学組成分析でもグラフェンの成長過程を確認しました。グラフェンが1層ごとに段階的に成長し、層数を精密に制御したグラフェンを得ることができました。

半導体や金属を基盤材料とする従来のエレクトロニクスは、微細加工プロセスに頼った発展が近い将来に限界に至ることが予想されています。これに対するブレークスルーとして、グラフェンを新たな基盤材料として用いることが提唱されています。グラフェンは、黒鉛を形成する炭素原子の層が1層～数層積層したシート状の物質です。従来の材料と比較してキャリア（電子・正孔）の移動度が著しく高いことや、電子スピンの散乱が生じ難いことなどから、高速に動作する電子デバイスや、電子スピンを情報処理に用いる新技術スピントロニクスの優れた材料になると期待されています。最近、黒鉛の塊から粘着テープを用いて剥離する方法によってグラフェン薄片を作る簡便な方法（2010年ノーベル物理学賞）が開発され、グラフェンの物性解明に大きな進展をもたらしました。しかし、同方法で作製したグラフェンの薄片には、炭素原子の層数が異なるグラフェンが混在していることや、同一の薄片内においても電子の状態が一樣でないという問題がありました。そのため、期待されるような優れた特性の発現や特性の人為的な制御が難しく、広い面積にわたって層数や電子の状態が均一なグラフェンを

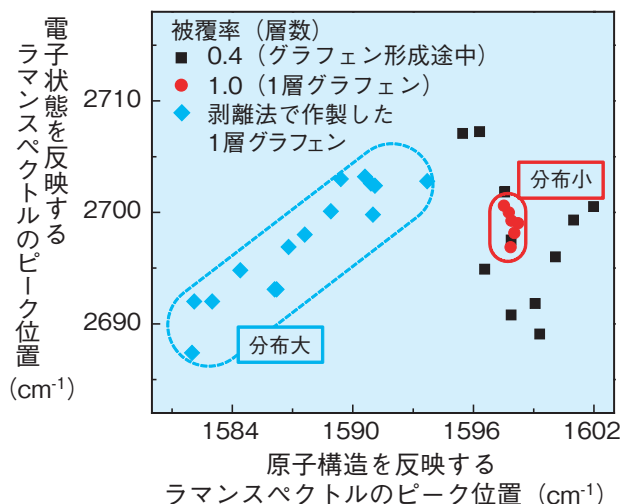


図7-7 グラフェンの原子構造・電子状態の均一性の評価
グラフェン薄片（一片5 mm）上の任意の場所を、分子レベルの構造を解析する手法である顕微ラマン分光で測定し、原子構造や電子状態の薄片内での均一性を評価しました。正確に1層（被覆率1.0）となるグラフェンでは、剥離法で作製したグラフェンと比べて測定点のばらつきが著しく小さい（均一性が高い）ことが分かります。

作製する技術の実現が大きな課題となっていました。

私たちは、超高真空中の触媒金属（ニッケル）表面に原料分子（ベンゼン）を噴霧することでグラフェンを成長させると同時に、グラフェンへの電子線照射による応答観察を行い、成長過程に応じた微視的構造の変化を逐次的に調べました。図7-6に示すように、触媒金属の表面にグラフェンが成長し始めると、成長の過程（成長初期に結晶核が生成し、その後1層ごとに炭素原子層が順次成長）に応じて電子線鏡面反射の強度が特徴的な変化を示すことが分かりました。これにより、成長条件によってグラフェンに含まれる炭素原子の層数を精密に制御することを初めて可能にしました。更に図7-7に示すように、ちょうど1層が成長し終わる条件で作製したグラフェンの原子状態・電子状態は、従来法で作製した1層グラフェンよりも、著しく均一性が高いことが分かりました。

精密な層数制御と高均質化によりグラフェンの電気的性質の制御が可能になったことにより、今後はスピントロニクスや次世代のエレクトロニクスの基盤材料へのグラフェンの応用が可能になると考えております。

●参考文献

Entani, S. et al., Precise Control of Single- and Bi-Layer Graphene Growths on Epitaxial Ni(111) Thin Film, Journal of Applied Physics, vol.111, issue 6, 2012, p.064324-1-064324-6.

原子力研究開発の基盤形成と社会ニーズを踏まえた研究

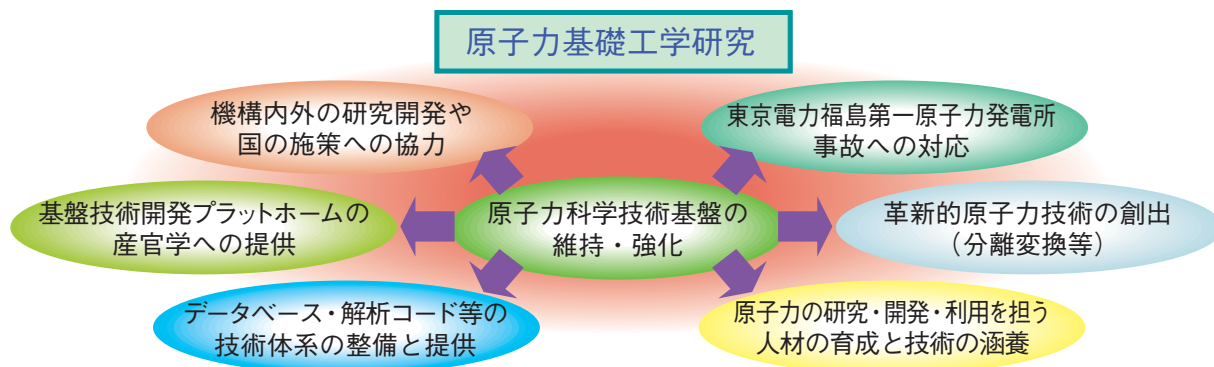


図8-1 原子力基礎工学研究の役割

原子力基礎工学研究は、原子力科学技術基盤の維持・強化をととして、様々な役割を果たしています。

原子力基礎工学研究部門は、図8-1に示すように、我が国の原子力研究開発の科学技術基盤を長期的な視点に立って維持・強化し、新たな原子力利用技術を創出することを使命とし、東京電力株式会社福島第一原子力発電所（1F）事故への対応をはじめとする社会の様々なニーズに的確に応えることを目指しています。このため、原子力研究開発の枢要分野である核工学・炉工学、燃料・材料工学、原子力化学、環境・放射線科学に関する研究を進めています。また、原子力エネルギー基盤連携センターを通して産業界との連携を推進しています。

核工学・炉工学研究では、評価済み核データファイルJENDLの整備や核データ取得技術の開発（図8-2）、原子炉の挙動解析手法の高精度化等を進めるとともに、長寿命核種を短寿命化するための核変換技術の研究等にも取り組んでいます（トピックス8-1、8-2、8-3）。さらに、1F周辺での除染活動によって期待できる空間線量率の低減効果をパソコン上で簡単に計算するツールを開発し、インターネット上で公開するとともに、1F事故の解析にも取り組んでいます（トピックス1-12、1-19）。

燃料・材料工学研究では、原子炉や核燃料サイクル施設における核燃料や構造材料の挙動に関する研究開発を進めています（図8-3）（トピックス8-4）。また、1F事故で生じた溶融燃料の特性把握や、炉心や燃料プールへの海水注入で懸念される材料腐食の検討等においても、この分野の研究で蓄積された知見が役立てられています。

原子力化学研究では、再処理プロセスに関する基礎データの整備、放射性廃棄物から長寿命核種等を分離回収する方法の検討、極微量の核燃料物質の検出方法の開発等を進めています（トピックス8-5）。これらの技術は、1Fにおける汚染水処理や、環境中の有害物質除去等に役立てられています（トピックス1-10、1-23）。

環境・放射線科学研究では、放射性物質の環境中での移行挙動の研究や、放射線防護に関する国際的なデータベース整備活動への貢献等を進めています（トピックス8-6、8-7）。また、1Fから拡散した放射

性物質の挙動を評価し、今後の推移の予測等に役立てていきます（トピックス1-1、1-2）。

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

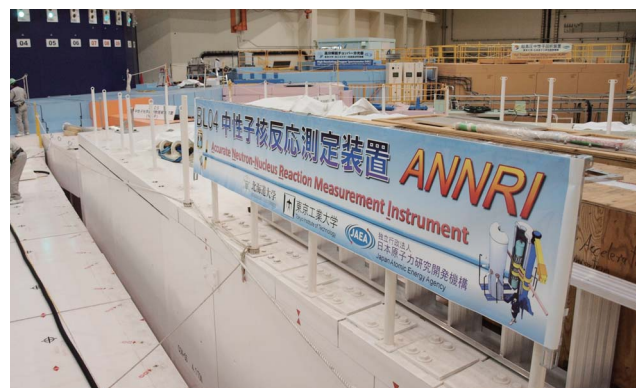


図8-2 大強度陽子加速器施設J-PARCの物質・生命科学実験施設に設置した核データ測定用ビームライン中性子核反応測定装置（ANNRI）を整備し、核変換の対象となるマイナーアクチノイド等の核データを取得しています。



図8-3 NUCCEF施設に設置したTRU高温化学モジュール放射能の高い超ウラン元素（TRU）試料を不活性雰囲気を取り扱える世界でも数少ない施設で、様々な基礎的なデータを取得しています。

8-1 放射性同位元素核データの高精度化を目指して — J-PARC MLF ANNRIにおける ^{244}Cm の中性子捕獲反応断面積測定 —

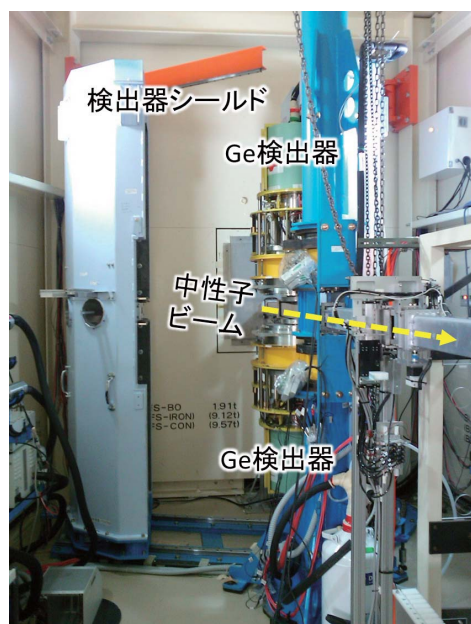


図 8-4 ANNRIに設けられている検出器の写真
本検出器を用いることにより、中性子捕獲反応によって発生する即発 γ 線のエネルギーとその時に捕獲された中性子のエネルギーを同時に知ることができます。

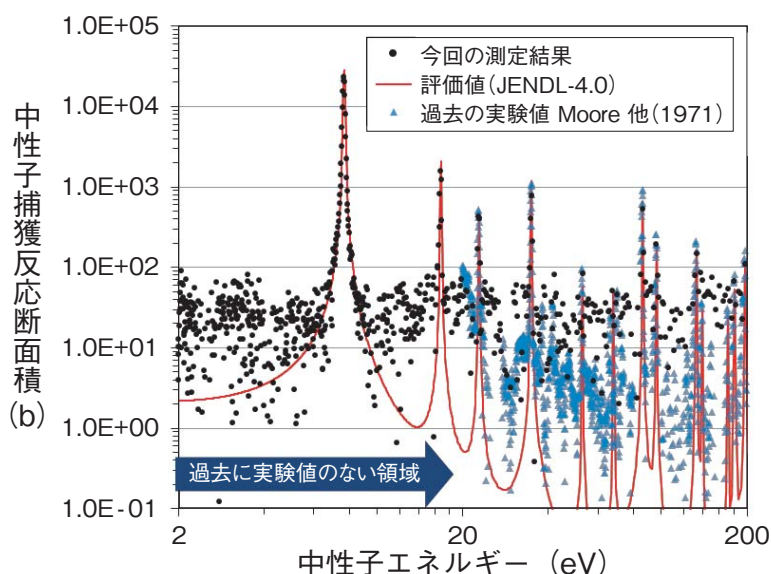


図 8-5 ^{244}Cm の中性子捕獲反応断面積値

ANNRIでの測定結果(●)を評価値(JENDL-4.0、—)及び過去の実験値(▲)と比較しています。20 eV以下の二つの共鳴は過去の実験で測定されておらず、世界で最初に得られた実験値です。

核燃料の有効利用による経済性向上や放射性廃棄物の削減による環境負荷低減化を評価するためには、マイナーアクチノイド(MA)や長寿命核分裂生成物の中性子捕獲反応断面積データの精度を向上させる必要があります。これに応えるため、大強度陽子加速器施設(J-PARC)の物質・生命科学実験施設(MLF)に中性子核反応測定装置(ANNRI)を整備し、これらの核種の中性子捕獲反応断面積を系統的に測定しています(図8-4)。

重要なMA核種のひとつである、 ^{244}Cm の測定結果を図8-5に示します。 ^{244}Cm は過去には1971年の地下核実験での測定値が1件あるのみでした。これは、

- 比放射能が高いため、強い崩壊 γ 線により検出器に大きな不感時間が発生し、不感時間の補正による誤差が大きい
- 試料の入手が困難で、微量の試料(0.6 ± 0.1 mg, 1.8 GBq)しか利用できずその誤差も大きい
- 不純物の $^{245,247}\text{Cm}$ の核分裂反応断面積が大きく、その影響が大きい

等の問題があるためです。そこで、これらの問題を解決するために、

- ランダムタイミングパルスを用いて、検出器の不感時間を高精度に補正する手法

- 娘核種の ^{240}Pu の第一共鳴を用いて規格化を行うことにより、試料重量に起因する誤差を低減する手法
 - 核分裂反応の影響を ^{245}Cm の共鳴から補正する手法
- 等を開発し、1～300 eVの範囲で中性子捕獲反応断面積を導出しました。得られた断面積の誤差は第一共鳴で5.8%と精度が高いだけでなく、20 eV以下の共鳴については世界で最初に得られた実験値です。また、測定結果はJENDL-4.0の評価値を支持する結果となり、JENDL-4.0の信頼性を実験により確認することができました。

現在、 ^{244}Cm の他に ^{246}Cm 、 ^{237}Np の解析を終え、 ^{241}Am 、 ^{129}I 、 ^{107}Pd 、 ^{99}Tc 、 ^{93}Zr の解析も進行中であり、原子力基盤データとして重要な放射性核種の核データの整備に大きく貢献することが期待されます。

本研究は、文部科学省エネルギー対策特別会計受託事業により北海道大学が実施した平成21年度「高強度パルス中性子源を用いた革新的原子炉用核データの研究開発」の成果を含みます。また、本研究は日本学術振興会科学研究費(No.22226016)「長寿命核廃棄物の核変換処理技術開発のための中性子捕獲反応断面積の系統的研究」及び(No.22760675)「大強度ペンシルビーム高速中性子源を用いた高精度中性子捕獲断面積測定」の成果の一部です。

●参考文献

Kimura, A. et al., Neutron-Capture Cross-Sections of ^{244}Cm and ^{246}Cm Measured with an Array of Large Germanium Detectors in the ANNRI at J-PARC/MLF, Journal of Nuclear Science and Technology, vol.49, no.7, 2012, p.708-724.

8-2 軽水炉熱設計手法高度化のための沸騰熱伝達機構の解明

— 高密度・高速度伝熱面温度・熱流束同時計測技術の開発 —

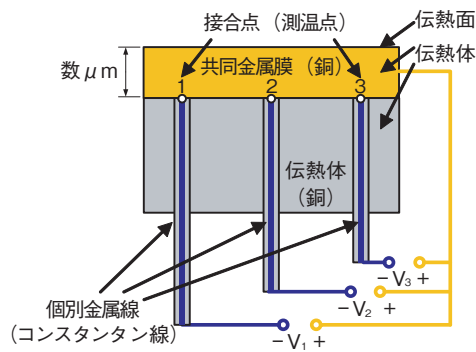


図8-6 新型温度センサ原理図

複数の個別金属線（コンスタンタン線）と一つの共同金属膜（銅）を持つ新型温度センサです。

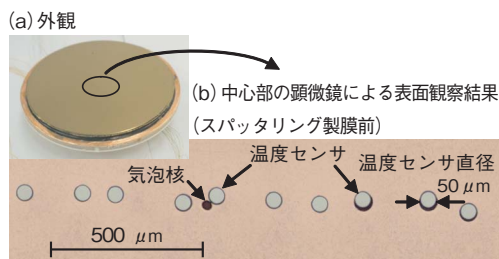


図8-7 新型温度センサを設置した試作沸騰試験体

新型温度センサを開発しました。伝熱面から深さ $2\ \mu\text{m}$ 未満、 $1\ \text{mm}$ 当たり最大6点の温度センサを配置できる技術を確認しました。

沸騰熱伝達は、沸騰水型原子炉、熱交換器、ボイラー等の基幹技術としてこれまでに数多くの研究が行われてきましたが、そのメカニズムについては解明されていませんでした。そこで、沸騰気泡直下伝熱面温度と熱流束分布を高分解能で同時計測する技術を開発し、沸騰熱伝達機構を実験的に明らかにする研究を実施しました。

沸騰気泡直下伝熱面温度と熱流束分布の計測には、次の技術が要求されます。

- (1) 伝熱面上にセンサ等を設置しない非接触計測技術
- (2) 蒸気泡と伝熱面の接触領域は半径 $1\ \text{mm}$ 程度であることから、 $1\ \text{mm}$ 当たり数点の計測ができる技術
- (3) $500\ \text{Hz}$ 以上の周波数で変動する蒸気泡直下温度を計測できる技術

(1)を達成するため、伝熱体熱伝導解析を利用する伝熱面表面温度・熱流束の同時解析法を考案しました。(2)に関しては、熱伝導解析から求められる伝熱面温度・熱流束の空間分解能が伝熱体内部への温度センサの設置数に依存することから、本研究では $1\ \text{mm}$ 当たり3点以上の温度センサの設置を目標にしました。また、(3)については、高速応答を達成するため、温度センサをできるだけ伝熱面に近い位置に設置する必要があります。

開発した新型温度センサを図8-6に示します。複数の個別金属線（コンスタンタン線）に共同金属膜（銅）

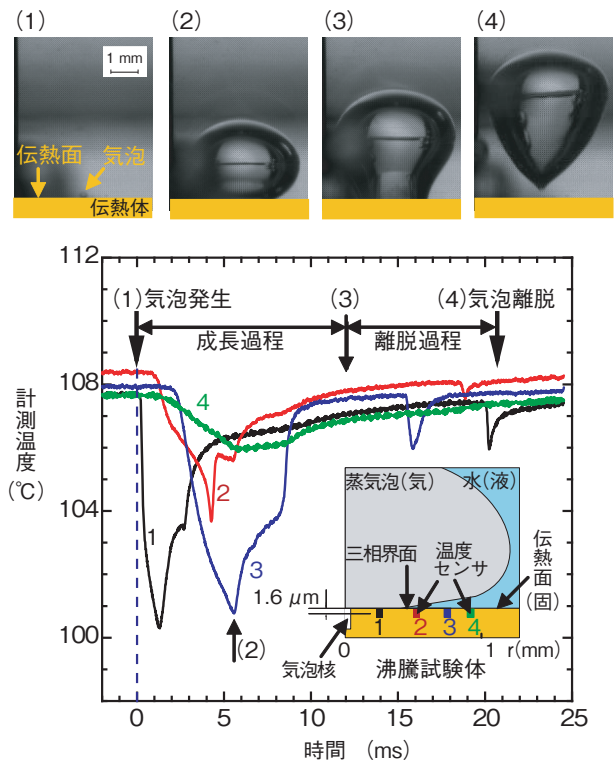


図8-8 気泡直下温度分布実験結果

気泡の発生から離脱までの周期における気泡直下伝熱面の温度分布取得に成功しました。

をつけることによって、これまでの温度センサよりも配線数を半分に減らすことができ、微小領域への高密度な温度センサの配置を可能にしました。同時に、高精度スパッタリング技術の導入により、共同金属膜の薄膜化を達成し、伝熱面への温度センサの近接配置を可能にしました。図8-7に新型温度センサを設置した試作沸騰試験体を示します。伝熱面から深さ $2\ \mu\text{m}$ 未満の位置に $1\ \text{mm}$ 当たり最大6点の温度センサを設置する技術を確認しました。

さらに、開発した計測技術を用いプール沸騰実験を行いました。ここでは、伝熱面から $1.6\ \mu\text{m}$ の深さに半径 $1\ \text{mm}$ 当たり4点の温度センサを配置した沸騰試験体を用いて、図8-8に示すように、気泡の発生から離脱までの周期における気泡直下伝熱面の温度分布取得に成功しました。各温度センサの気泡発生から最低温度になるまでの所要時間は、気泡の成長により移動する固相、気相、液相の三相界面の各温度センサへの到達時間に対応していることから、「三相界面近傍での伝熱が沸騰熱伝達を支配している」という沸騰熱伝達機構の仮説が妥当であることを実験的に明らかにしました。

本研究は、文部科学省からの受託研究「沸騰機構解明のための伝熱面温度／熱流束同時計測技術の開発研究」の成果です。

●参考文献

Liu, W. et al., Development of Measurement Technology for Surface Heat Fluxes and Temperatures, Nuclear Engineering and Design, vol.249, 2012, p.166-171.

8-3 原子炉崩壊熱のより良い推定のために

—核データライブラリJENDL/FPD-2011及びJENDL/FPY-2011—

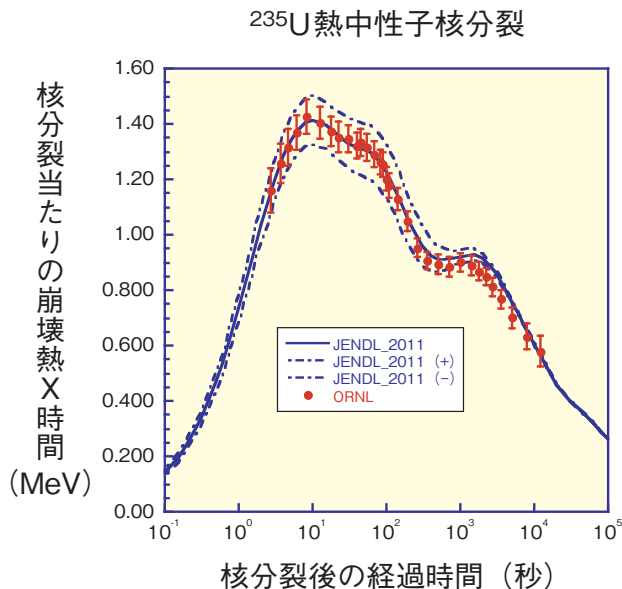


図 8-9 熱中性子による ^{235}U の核分裂後の崩壊熱の時間推移
崩壊熱（単位時間当たりの放出エネルギー）はその性質上時間とともに指数関数的に減少しますが、縦軸を対数にしないために横軸の時間を掛けて表しています。したがって、上記のグラフのようにある経過時間でピークを持つような構造ではないので、誤解のないようにして下さい。誤差棒がついているのが実験値です。計算値は実線です。その誤差は点線で計算値の上限、下限を示します。

原子炉が停止したあとも、使用済核燃料には大量の放射性物質が存在しています。この放射性物質が放出する放射線が吸収され、熱に変わったものが崩壊熱です。この放射性物質の大部分は、核分裂生成物（FP）であり、UやPuの核分裂により作られます。FPは半減期の非常に短いものも含めると約千種類にも上ります。これらのFPの生成量や崩壊熱を予測・推定しようとするFPの半減期や放出エネルギー、核分裂で生成される割合といった核データが必要になります。これらのデータをまとめ使用済燃料の放射能や崩壊熱の計算に利用できるようにしたデータベースがJENDL FP Decay Data File 2011（JENDL/FPD-2011）とJENDL Fission Yields Data File 2011（JENDL/FPY-2011）です。前者のFPD-2011にはFPの半減期、放出エネルギー及びその内訳等が、後者のFPY-2011には1回の核分裂で作られるFPの生成量（核分裂収率：Fission Yields）が、様々な種類の核分裂に対してまとめられています。これらのデータベースには最新の知見が反映されるとともに誤差データも収納されています。

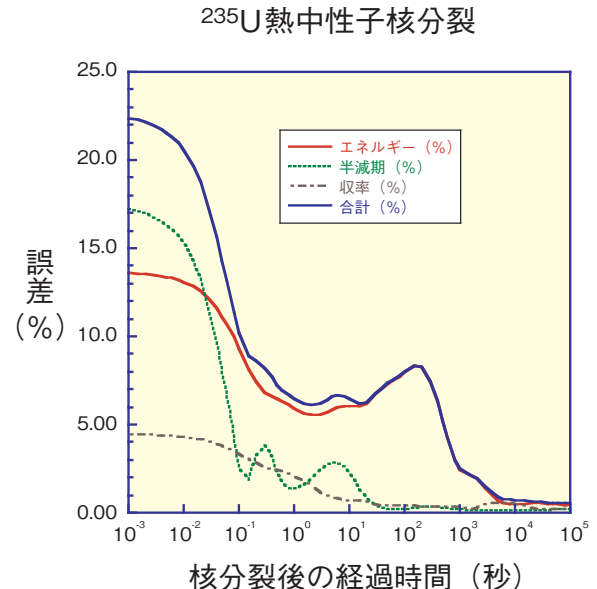


図 8-10 崩壊熱に対する計算誤差の要因

崩壊熱計算における崩壊エネルギー、半減期、核分裂収率に由来する誤差及び全体の誤差を示します。核分裂直後（0.1秒以下の領域）を除くと放出される放射線エネルギーの誤差が支配的なことが分かります。

図 8-9 に示したのは ^{235}U の熱中性子による核分裂が瞬時に起きたときの崩壊熱を核分裂後の時間を横軸に取って表しています。半減期の短い核種が多数寄与する核分裂後の短い時間の崩壊熱計算値は測定値を良く再現するとともに誤差も測定値をカバーするようになっています。図 8-10 はその誤差の由来を示しています。ほとんどの経過時間において、FPから放出される放射線エネルギーの誤差が支配的なことが分かります。

原子炉崩壊熱の研究は原子力利用が始まった直後から実施されてきました。当初は実測値に基づく経験式等を用いていましたが研究の進展に伴い、個々のFPの寄与から崩壊熱を推定する総和計算が発展してきました。これまでは、約千種類にも及ぶFPの半減期や放出エネルギー等の核データには良く分からないところもあったのですが、これらのデータの整備も進むとともに、総和計算の誤差の由来、内訳も分かるようになり、今後の核データ整備の重点化への指標を与え、精度や信頼性が更に向上することが期待されます。

●参考文献

Katakura, J., JENDL FP Decay Data File 2011 and Fission Yields Data File 2011, JAEA-Data/Code 2011-025, 2012, 73p.

8-4 燃料設計のためのデータベース構築に向けて

—ZrN を希釈材としたTRU 窒化物固溶体の熱伝導率評価式の作成に成功—



図 8-11 $(\text{Zr}_{0.58}\text{Pu}_{0.21}\text{Am}_{0.21})\text{N}$ 焼結体
グローブボックス内で撮影した直径約 3 mm の高密度焼結体です。

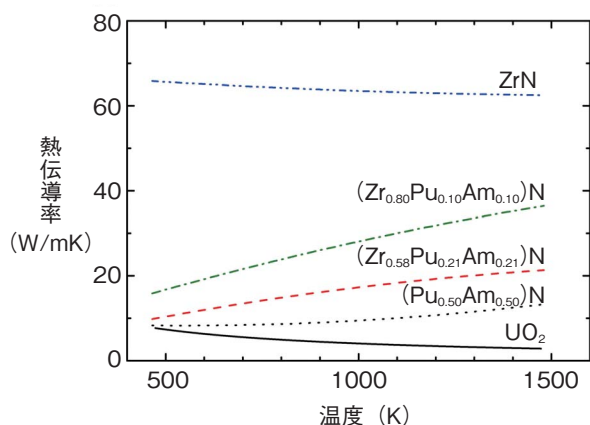


図 8-12 ZrN を希釈材としたTRU窒化物固溶体の熱伝導率
熱伝導率の評価を行うため、理論密度に換算して比較しています。

原子力発電所の使用済燃料には、長寿命放射性核種であるマイナーアクチノイド (MA: Np, Am, Cm) が含まれており、その処理方法が長期にわたる原子力エネルギー利用の課題のひとつとされています。その中で、加速器駆動変換システム (ADS) を用いた長寿命核種の核変換技術は課題解決の有力候補のひとつです。

ZrN を希釈材としたMAやPuを含む窒化物 (TRU窒化物) 固溶体はADS燃料の候補材料として提案されており、実用燃料設計のために必要な熱伝導率データベースの整備は急務となっています。このような背景から、ZrN を希釈材としたTRU窒化物固溶体を調製し、熱拡散率と比熱を実測した上で熱伝導率を算出し、温度及びZrNの含有率をパラメータとした熱伝導率評価式を作成しました。

(1) 原料酸化物の炭素熱還元によるTRU窒化物調製
(2) Zr金属から水素化物経由で調製した高純度ZrNとの混合・加熱 (3) 微粉碎・加圧成型後の N_2 -4 % H_2 気流中での焼結という工程を経て、ZrN を希釈材としたTRU窒化物固溶体の高密度焼結体を作製しました (図 8-11)。作製した焼結体を用いて、レーザフラッシュ法により熱拡散率を、投下型熱量計により比熱を測定し、その測定値から熱伝導率を算出しました。

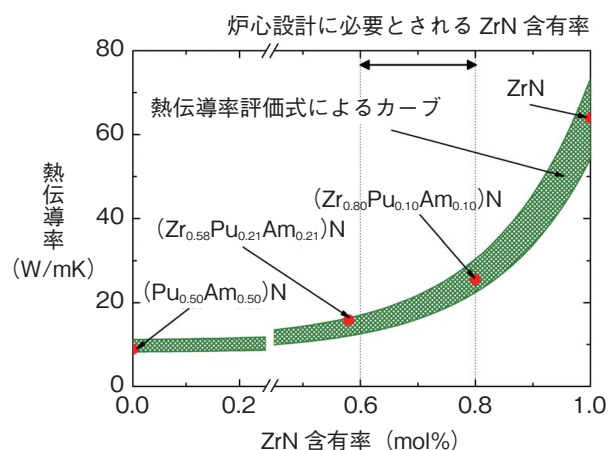


図 8-13 873 Kにおける熱伝導率のZrN含有率依存性
各測定温度においてZrN含有率依存性を評価することで、熱伝導率評価式を作成することができます。

$$\lambda = A + B \exp(x/C)$$

λ : 理論密度に換算した熱伝導率, x : ZrN 含有率, T : 温度

$$A = 4.7624 + 1.3937 \times 10^{-2} T - 1.4543 \times 10^{-5} T^2 + 5.6365 \times 10^{-9} T^3$$

$$B = -0.15962 - 4.2325 \times 10^{-4} T + 9.1965 \times 10^{-7} T^2$$

$$C = -9.8103 \times 10^{-3} + 2.3662 \times 10^{-4} T - 3.2471 \times 10^{-8} T^2$$

図 8-14 $(\text{Zr}_x\text{Pu}_{(1-x)/2}\text{Am}_{(1-x)/2})\text{N}$ の熱伝導率評価式
A, B, C は温度の関数で 873 K 以上で実験値と良く一致します。

ZrN を希釈材としたTRU窒化物固溶体の熱伝導率 (図 8-12) は、通常の酸化燃料等とは異なり、温度上昇に伴って増加することが分かりました。これは窒化物固溶体の特徴として、熱伝導において電子伝導の寄与が大きいと考えられます。また、ZrN を希釈材として用いることで、熱伝導率は更に増加するため、ZrN を希釈材としたTRU窒化物燃料は熱的特性に優れた燃料と言えます。

各測定温度における熱伝導率のZrN含有率依存性 (図 8-13) を評価することで、 $(\text{Zr}_x\text{Pu}_{(1-x)/2}\text{Am}_{(1-x)/2})\text{N}$ の熱伝導率評価式 (図 8-14) を作成しました。この評価式は実験結果を良く再現するとともに、炉心設計に必要とされるZrN含有率 (60~80mol%) においては、TRU組成によることなく熱伝導率を実用的な精度で予測できることを示しました。以上のように、ZrN を希釈材としたTRU窒化物固溶体の熱伝導率と比熱を世界で初めて取得し、熱伝導率の評価式を作成することにより、実用燃料設計のために必要なデータベースの構築が飛躍的に前進し、今後のADSの炉心設計及び燃料開発に大いに貢献することが期待されます。

●参考文献

Nishi, T. et al., Thermal Conductivities of Zr-Based Transuranium Nitride Solid Solutions, Journal of Nuclear Science and Technology, vol.48, no.3, 2011, p.359-365.

8-5 新分析法開発により放射性廃棄物処分の安全評価に貢献 — 難分析核種 ^{79}Se 及び ^{135}Cs の分析と理論計算結果の検証 —

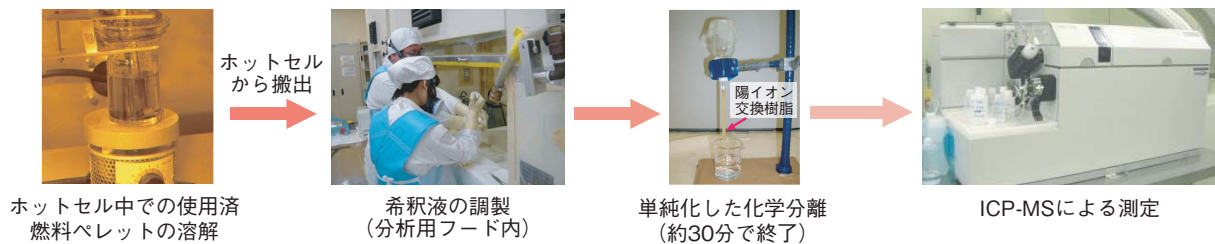


図 8-15 使用済燃料中の ^{79}Se 及び ^{135}Cs 測定までの分析操作

使用済燃料ペレットをホットセル（多量の放射性物質を遠隔操作で取り扱うための遮へい設備）中で溶解し分析試料としました。試料は多量の放射性物質を含んでいるため、測定前処理を単純化して被ばく等の負担を大幅に軽減しました。

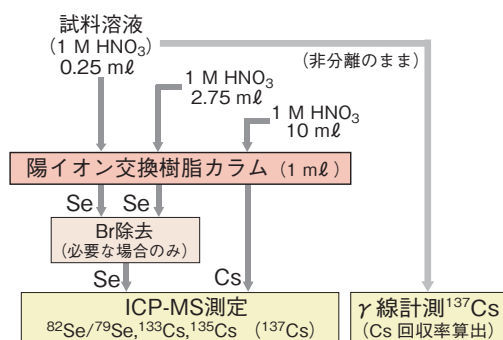


図 8-16 ^{79}Se 及び ^{135}Cs 分析フロー

本分析法では、SeとCsを相互分離するとともに、ICP-MSにおける測定妨害成分や強い放射能を持つ不要成分を除去します。

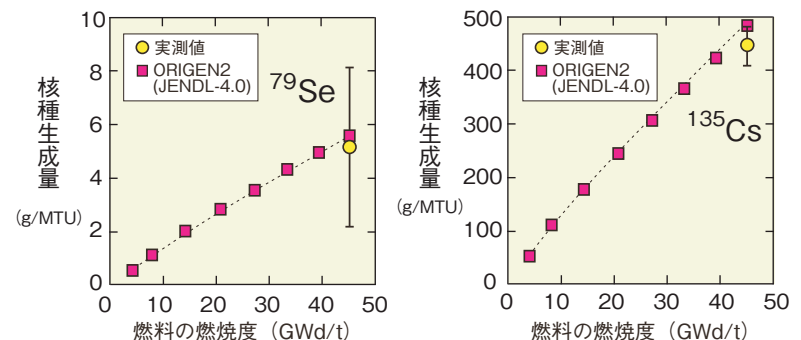


図 8-17 ^{79}Se 及び ^{135}Cs の実測値と理論計算値との比較

使用済燃料中核種生成量は、ORIGEN 2 等の理論計算コードによって算出できます。本分析で得られた実測値と計算値を比較し、計算コードが十分な予測精度を有することを確認しました。

使用済燃料の再処理に伴って発生する高レベル放射性廃棄物 (HLW) には、数万年以上の長い半減期を持つ放射性核種 (長寿命核種) が含まれています。HLWの地層処分における安全評価では、HLW中に含まれる長寿命核種のうち ^{79}Se 及び ^{135}Cs が、数万～数百万年後にHLW処分場に由来する公衆の被ばく線量の大部分を占めると推定されているため、 ^{79}Se 及び ^{135}Cs のHLW中存在量を正確に把握することが不可欠になります。しかしながら、 ^{79}Se 及び ^{135}Cs は難分析核種であるため、世界的に分析実績が少なく、処分安全評価に利用される理論計算に必要な核データの信頼性が十分に検証されていません。特に ^{79}Se は、使用済燃料中にごくわずか (燃料 1 t 当たり約 6 g 程度) しか含まれていないことに加え、測定装置の感度が低いことから、正確な分析値を得るには多量の放射能を含む分析試料が必要になります。

私たちは、従来の ^{79}Se 及び ^{135}Cs 分析法を大幅に改良し、分析操作の負担を軽減する合理的な分析方法を開発しました (図 8-15)。本方法では、1 回の陽イオン交換操作で Se と Cs を相互に分離し、同時に強い放射能を持つ核種 (^{90}Sr , ^{90}Y , ^{137}Cs , $^{137\text{m}}\text{Ba}$ 等) を除去します (図 8-16)。得られ

た ^{79}Se 及び ^{135}Cs 測定溶液中には、誘導結合プラズマ質量分析計 (ICP-MS) における測定妨害成分 (^{158}Gd 等) が検出されなかったことから、前処理を単純化した場合でも十分に正確な値が得られることが分かりました。

実測された使用済燃料中の ^{79}Se 及び ^{135}Cs 生成量を燃焼・崩壊計算コード ORIGEN 2 (最新の評価済み核データライブラリ JENDL-4.0 を使用) により算出された生成量と比較したところ、 ^{79}Se 及び ^{135}Cs の実測値と計算値は、実測値の不確かさの範囲内で一致しました (図 8-17)。したがって、ORIGEN 2 による使用済燃料中核種生成量の評価が十分な予測精度を有することが実証されました。

本方法は、難分析核種である ^{79}Se 及び ^{135}Cs の分析操作上の特殊性を排除することにより、国内使用済燃料中生成量の実測を初めて可能としました。また、計算による ^{79}Se 及び ^{135}Cs 生成量評価の妥当性を示したことから、計算に基づく安全評価の信頼性向上に貢献しました。

本研究は、電力会社 11 社からの受託研究、電力共通研究「高レベル放射性廃液中の難分析長寿命核種のインベントリ評価に関する研究 (第 I 期)」の成果の一部です。

●参考文献

Asai, S. et al., Determination of ^{79}Se and ^{135}Cs in Spent Nuclear Fuel for Inventory Estimation of High-Level Radioactive Wastes, Journal of Nuclear Science and Technology, vol.48, no.5, 2011, p.851-854.

8-6 放射線によるDNA損傷を除去するしくみ

—効率良く酵素が損傷を認識する機構のシミュレーションによる解明—

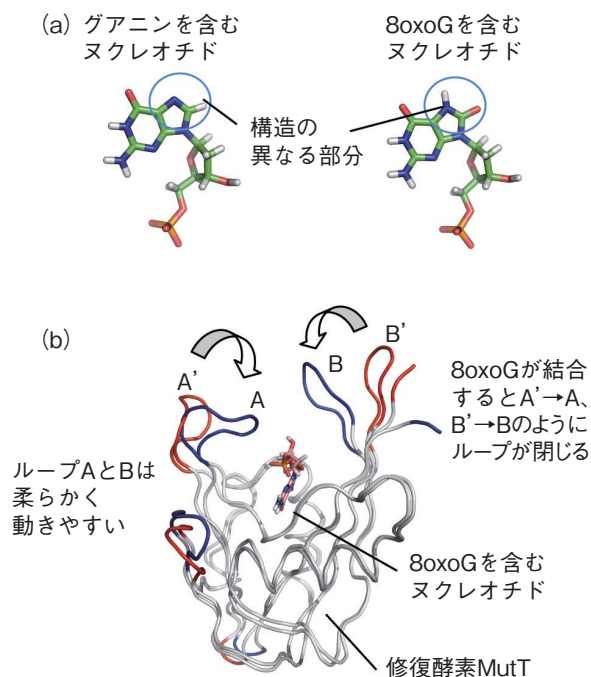


図 8-18 グアニンと8oxoG及び修復酵素MutTの構造
(a)はグアニンと8oxoGを含むヌクレオチドの構造です。
(b)はMutTの主鎖構造です。何も結合していない時(赤)、及び8oxoGとの結合時(青)の構造を重ねて表示し、構造の違いが大きい部分にのみ色をつけて表しています。

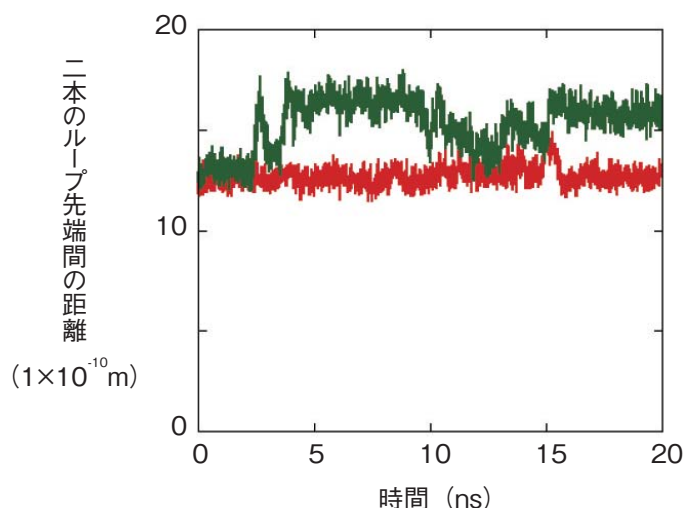


図 8-19 グアニン、8oxoGと結合したときの二本のループの先端間の距離の時間変化

図 8-18 (b) に示している二本のループAとBの先端間の距離の時間変化を示しています。赤のグラフは8oxoGとMutTが結合した場合、緑のグラフはグアニンとMutTが結合した場合を示しています。

細胞に放射線を照射するとDNAの材料となるヌクレオチドの塩基部分が酸化損傷を起こすことがあります。この酸化したヌクレオチドがDNAに取り込まれると、細胞の突然変異等を引き起こす原因になります。そこで生物は酸化したヌクレオチドがDNAに取り込まれる前に、酵素を用いて除去しています。

塩基の酸化損傷のひとつである8-オキソグアニン(8oxoG)は図 8-18 (a) に示すように正常なグアニンと分子構造の違いがほとんどありません。一般的に、酵素は結合する相手とぴったりと構造がはまることで強く結合し、構造が似ていると区別が付きにくくなります。8oxoGを持つヌクレオチドを取り除く酵素MutTも、グアニンと8oxoGの両者と結合することができますが、構造の差から予想できる以上に大きな差で強く8oxoGと結合し、効率良く除去します。この結合力の差はどのような仕組みで表れるのでしょうか。

酵素MutTはループで構成されている二本の腕を持ち、図 8-18 (b) の赤の構造で示すように、何も結合していないときには開いた状態になっています。一方で、8oxoGと結合すると図 8-18 (b) の青の構造で示すように8oxoG

を二本の腕で取り囲むような閉じた構造になることが実験により分かっています。私たちは8oxoGとMutT及びグアニンとMutTの結合状態の分子動力学シミュレーションを行いました。

その結果、図 8-19 の赤のグラフで示すように、8oxoGが結合した場合は閉じた構造のまま変化がなく、MutTの構造揺らぎも小さなままでした。しかし、図 8-19 の緑のグラフが示すように、グアニンが結合した場合は二本の腕がやや開いて構造揺らぎも大きくなり、閉じた構造では不安定になります。更に詳細な構造を調べると、8oxoGとMutTの結合時に存在する特定の水素結合がグアニンとの結合時にはないことが原因で、MutTの腕の構造にずれが生じ、そのずれが次々と伝わり二本の腕の部分がきれいに閉じなくなっていました。この研究により、結合する分子の小さな構造の違いによって、その分子との結合時の安定性に大きな差が生じることが分かりました。この安定性の差が効率良い損傷部分の除去につながっていると考えられます。このように、DNAの修復機構を分子的な側面から理解することが、放射線による生物効果を解明するために必要であると考えられます。

●参考文献

Higuchi, M. et al., Enhanced Resolution of Molecular Recognition to Distinguish Structurally Similar Molecules by Different Conformational Responses of a Protein upon Ligand Binding, Journal of Structural Biology, vol.173, issue 1, 2011, p.20-28.

8-7 原子炉・加速器等における照射損傷の予測に向けて — 種々の粒子に対するはじき出し損傷計算モデルの開発 —

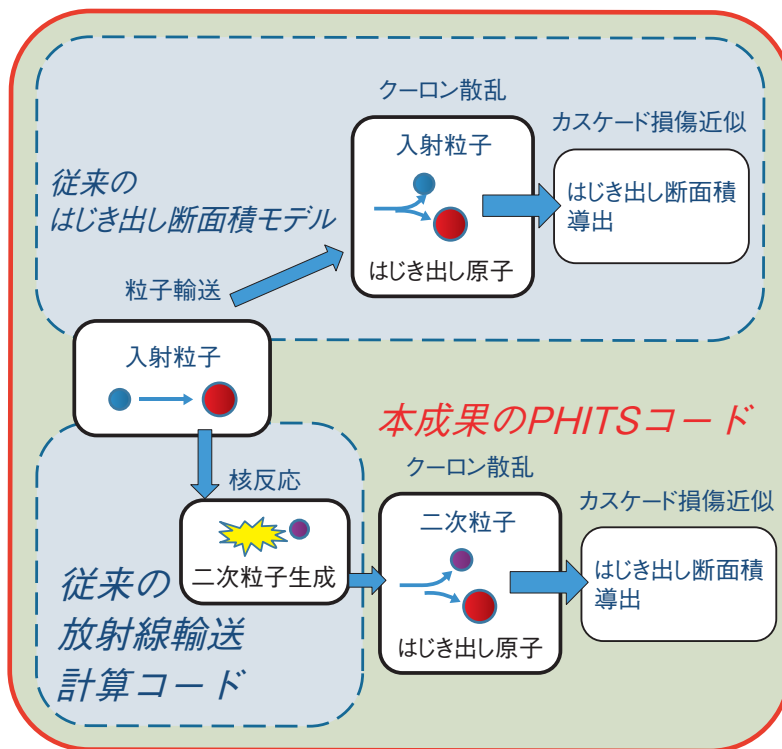


図 8-20 はじき出し損傷計算モデルの概要

入射粒子又は二次粒子とターゲット原子とのクーロン散乱により生成されたはじき出し原子が、照射損傷を引き起こします。

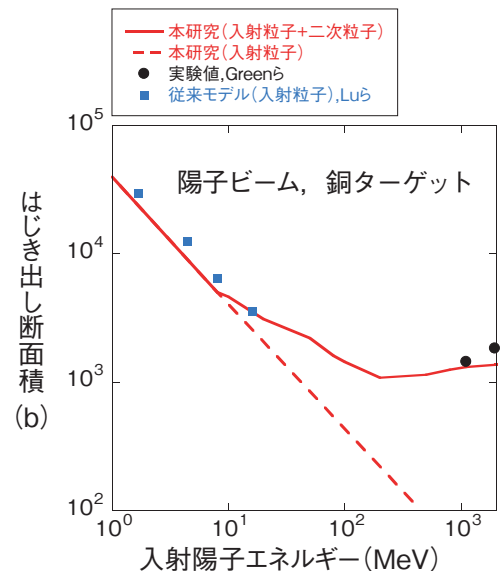


図 8-21 開発した方法で計算した陽子エネルギーに対する銅のはじき出し断面積と過去のデータとの比較を示した図です。開発したモデルは、広いエネルギー領域にわたって実験値や計算値を精度良く再現しました。

原子炉材料や加速器機器の放射線照射による損傷の評価の指標として、照射領域に存在する全格子原子数に対するはじき出された格子原子数の比で定義されるDPA値があります。DPA値は、はじき出し断面積と粒子フルエンスの積で物理的に表され、この値の評価精度が原子炉や加速器施設等の機器のメンテナンス時期に大きく影響します。しかし、これまでの施設設計に用いられてきた放射線輸送計算コードは、核反応モデルしか採用していなかったため、はじき出し断面積を導出することができませんでした。

そこで、私たちは、幅広いエネルギーの種々の粒子に対する照射損傷を評価するため、核反応とクーロン散乱を考慮したはじき出し断面積の導出が可能な統合的な計算モデルを開発しました。本方法で考慮した機構を図 8-20 に示します。従来ののはじき出し断面積導出モデルは、入

射粒子とターゲット原子とのクーロン散乱から生じるのはじき出し断面積のみを考慮していました。本研究では、放射線輸送計算コードPHITSの核反応モデルと、クーロン散乱・カスケード損傷近似モデルとを組み合わせることで、入射粒子及び核反応から生じる二次粒子の寄与を計算可能としました。そして、広いエネルギー範囲の陽子照射に対するはじき出し断面積を計算したところ、実験値等を精度良く再現しました（図 8-21）。

本成果により、PHITSコードを用いた種々の粒子に対する照射損傷の精度良い評価を可能にするとともに、エネルギーがeVからGeV程度の広い範囲に及ぶ照射損傷の評価を可能としました。開発したモデルが組み込まれたPHITSコードのバージョン2.30は、米国希少同位体ビーム用施設 (FRIB) やJ-PARC核変換施設の施設設計等に用いられています。

●参考文献

Iwamoto, Y. et al., Improvement of Radiation Damage Calculation in PHITS and Tests for Copper and Tungsten Irradiated with Protons and Heavy-Ions over a Wide Energy Range, Nuclear Instruments and Methods in Physics Research B, vol.274, 2012, p.57-64.

低炭素社会に向けた本質的に安全な高温ガス炉研究



図 9-1 高温ガス炉の概要：特長、利用、HTTRの主要仕様及び主要技術

高温ガス炉は、ヘリウムガス冷却、黒鉛減速の熱中性炉であり、様々な熱需要に応えることができます。特に、本質的に安全な原子炉になりえるため、原子力に対する信頼を獲得できる炉型として大いに期待されています。

私たちは、低炭素社会の実現を目指して、本質的に安全な高温ガス炉とその利用に関する研究を進めています。

高温ガス炉は、水の代わりに、安定なヘリウムガスを用いて、950℃もの高温の熱を取り出すことができます。熱は高温であればあるほど、同じ量のウランで多くの電気や水素を供給できます。

軽水炉の出口温度300℃に比べより高温の熱を取り出すことができるのは、主に三つの世界最先端の国産技術が開発できたためです。一つ目は、ウラン燃料の核分裂で生成される放射性物質を閉じ込める役割を果たす燃料被覆材に2500℃でも溶融しないセラミックスを用い、ウラン燃料をセラミックスで四重に包み、直径約1mmの小さな燃料粒子を作る技術です。二つ目は、中性子を減速するための黒鉛を製造する技術です。一般的に強度や熱伝導度などの黒鉛の材料特性は、すべての方向に均等ではありません。すべての方向に優れた材料特性及び耐照射性を有する大きな黒鉛ブロックを製造する技術です。三つ目の技術は、耐熱性・耐腐食性の超合金技術であり、ケイ素やマンガンなどを微量混ぜます。これら核となる技術と高温構造設計技術、ヘリウムガス取扱技術

等によって、2004年に950℃の熱を取り出すことに世界で初めて成功しました（図9-1）。

高温ガス炉は、発電のみならず、燃料電池自動車や製鉄還元用の水素、工業用のプロセスヒート等の供給源として、さらに、排熱を地域暖房や海水淡水化にも使えます。温排水の元凶である環境に捨てる熱量も、軽水炉の67%を20～30%へ大幅に減らすことができるのです。

特に、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、つまり高温ガス炉の自己制御性によって、公衆・社会・環境に有害な影響を及ぼさない本質的安全性を持たせることが可能です。東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故以降強く求められる「公衆の信頼を得ること」ができる力を秘めています（トピックス9-1～9-3）。

今世界では、中国、米国、カザフスタンが商用炉に向けた高温ガス炉建設のための国家計画を持ち、中国では既に建設を始めており、米国では概念設計を終え、次の段階の検討を行っています。カザフスタンでは、成立性評価を始めようとしています。

9-1 事故が起きても安全な究極の原子炉を探究

－本質的安全高温ガス炉の概念設計研究－

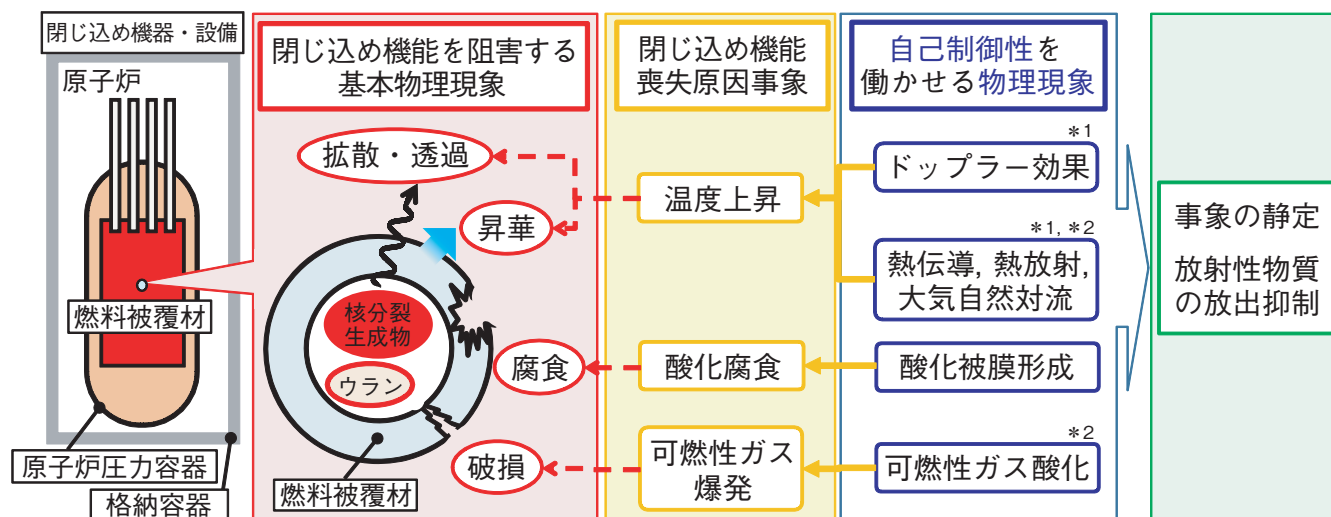


図9-2 本質的安全高温ガス炉の概念

いかなる事故が発生し、防止機能をすべて喪失しても、公衆・社会・環境に有害な影響を与えないように、物理現象に基づく自己制御性のみで、燃料被覆材の閉じ込め機能を喪失させる原因事象の進展を防ぎ、放射性物質を閉じ込め、本質的に公衆・社会・環境の安全を確保します（*1トピックス9-2、*2トピックス9-3）。

東京電力福島第一原子力発電所事故後、原子力システムの安全性に対して公衆の信頼を得ることが最重要課題です。このためには、想定外事象にどのように対処するのか、発生確率が非常に小さくても取り返しがつかない重大な結果を招く可能性のある原子力システムは受容できないという国民の疑問と意見に答える必要があります。この答えとして、私たちは、いかなる事故が発生しても、公衆・社会・環境に有害な影響を及ぼさないよう、本質的安全性を有する高温ガス炉システムを考案しました。安全を守る機器・設備を特段必要とせず、事故の進展を自然に防ぐ物理現象のみで原子炉を静定させる自己制御性を有した原子力システムです。

高温ガス炉は、燃料に1600℃以下では破損しない被覆粒子燃料を用い、燃料被覆材で核分裂生成物を閉じ込めます。私たちは、いかなる事故が発生しても、物理現象に基づく自己制御性のみで、燃料被覆材の閉じ込め機能を喪失する原因事象の進展を防ぎ、放射性物質を閉じ込めることを目標とした本質的安全高温ガス炉の概念を考案しました（図9-2）。燃料被覆材の閉じ込め機能を喪失する原因事象として、発熱量増加、若しくは冷却量

減少による温度上昇、配管破断事故時に侵入する空気による酸化腐食及び空気と黒鉛の反応で発生する一酸化炭素（CO）等の可燃性ガスの爆発が挙げられます。温度上昇は、HTTRを用いて実証を進めているように、ドップラー効果、熱伝導、熱放射、大気自然対流による熱放散によって抑制できます。酸化腐食の進行は、安定な酸化被膜が形成されるため抑制できます。可燃性ガス爆発は、可燃性ガスが空気中の酸素によって早期に穏やかに酸化するため、可燃性ガス濃度は爆発下限濃度以下に抑制できます。HTTR等のこれまでの高温ガス炉システムでは、原子炉圧力容器からの熱を大気に放散する炉容器冷却設備、空気侵入量を制限する格納容器等の安全を守る機器・設備を設置していますが、今後のHTTRを用いた試験、設計研究等により、これらを必要とせず、物理現象のみで原子炉を静定させることが可能な本質的安全性を有する高温ガス炉システムの実現を目指しています。

本質的安全高温ガス炉の実現により、いかなる事故が発生しても、確実に公衆・社会・環境に対する安全を確保することで、公衆の信頼を得ることを目指します。

●参考文献

Ohashi, H. et al., Concept of an Inherently-Safe High Temperature Gas-Cooled Reactor, The 3rd International Conference on Advances in Nuclear Science and Engineering 2011 (ICANSE 2011), American Institute of Physics Conference Proceedings, vol.1448, 2012, p.50-58.

9-2 止めなくとも冷やせなくとも高温ガス炉は静定 －HTTRを用いた安全性試験：「出力制御機能喪失」＋「冷却機能喪失」－

表 9-1 HTTR安全性試験の条件と結果

HTTRの安全性試験では、出力制御機能喪失、冷却機能喪失を模擬し、HTTRが自然に静定することを確認しました。

	HTTR 安全性試験	東京電力福島第一 原子力発電所事故
出力制御機能	喪失(全制御棒未挿入) ⇒ 自然に止まる	作動 ⇒ 自動停止
冷却機能	喪失(全ヘリウムガス循環機停止) ⇒ 自然に冷える(崩壊熱除去成功)	喪失 ⇒ 崩壊熱除去失敗
最終状態	HTTRは自然に静定	炉心溶融 水素発生・爆発 放射性物質の放出

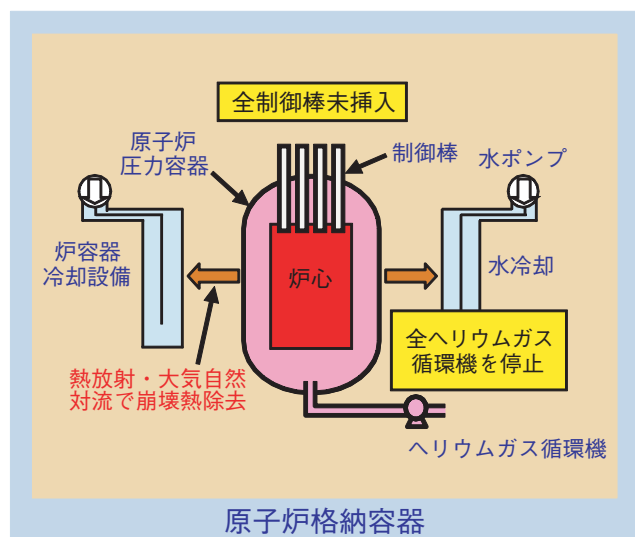


図 9-3 HTTRを用いた安全性試験の概要

試験では、原子炉出力30%の運転中にすべての制御棒を炉心に挿入せず（出力制御機能喪失）、ヘリウムガス循環機をすべて停止させ冷却材流量をゼロとし（冷却機能喪失）、原子炉の挙動を確認しました。

我が国で唯一の高温ガス炉HTTRを用いて、出力制御機能及び冷却機能を喪失した事故を模擬した安全性試験を実施し、高温ガス炉が自然に静定することを実証しました（表9-1）。

試験では、原子炉出力30%の運転中にヘリウムガス循環機をすべて停止させ、冷却材流量をゼロとし、すべての制御棒を炉心に挿入せず、原子炉の挙動を調べました。その結果、原子炉出力は直ちに下がり、ほぼゼロとなることを確認しました（図9-3、図9-4）。高温ガス炉がこのような挙動を示す理由は、ウラン-238等の温度が上昇し、中性子吸収量が増加（ドップラー効果）し、核分裂連鎖反応が急激に減少するためです。また、原子炉出力低下後、冷却材流量がゼロで崩壊熱があるにもかかわらず、燃料温度が大きく上昇しない理由は、大きな熱容量を持つ炉心が一時的に熱を吸収するとともに、原子炉

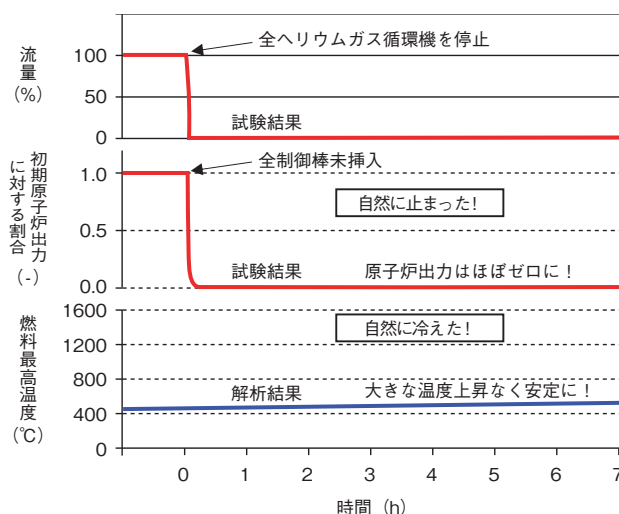


図 9-4 冷却材流量、原子炉出力、燃料最高温度の過渡変化
試験では冷却材流量がゼロとなりすべての制御棒が未挿入でも原子炉出力は、ほぼゼロとなり、燃料温度は大きな上昇なく安定になることを確認しました。

圧力容器内の熱伝導と、原子炉圧力容器外表面からの熱放射及び大気自然対流とにより自然に冷却されるためです。

東京電力福島第一原子力発電所事故では、地震で制御棒が自動的に挿入され、原子炉は自動停止しました。しかし、地震と津波で全電源喪失、冷却機能喪失により崩壊熱除去ができなくなり、その結果として、炉心溶融、水素発生・爆発、放射性物質の放出に至りました。一方、HTTRではすべての制御棒が未挿入でも原子炉出力はほぼゼロとなり、また、すべてのヘリウムガス循環機が停止し冷却機能を喪失しても、崩壊熱が除去でき炉心溶融に至らず、自然に原子炉が静定することを実際の原子炉で証明しました（図9-4）。

今後は、炉容器冷却設備を停止させ、地中を最終ヒートシンクとする、あらゆる冷却系を止めた安全性試験を実施する計画です。

●参考文献

Takamatsu, K. et al., Reactor Kinetics in a Loss-of-Forced-Cooling (LOFC) Test of HTGRs, Proceedings of the 20th International Conference on Nuclear Engineering (ICONE 20), California, USA, 2012, ICONE20-54641, 10p., in CD-ROM.

9-3 高温ガス炉が自ら自然に静定する条件の明確化

－本質的安全高温ガス炉の技術的成立性の検討－

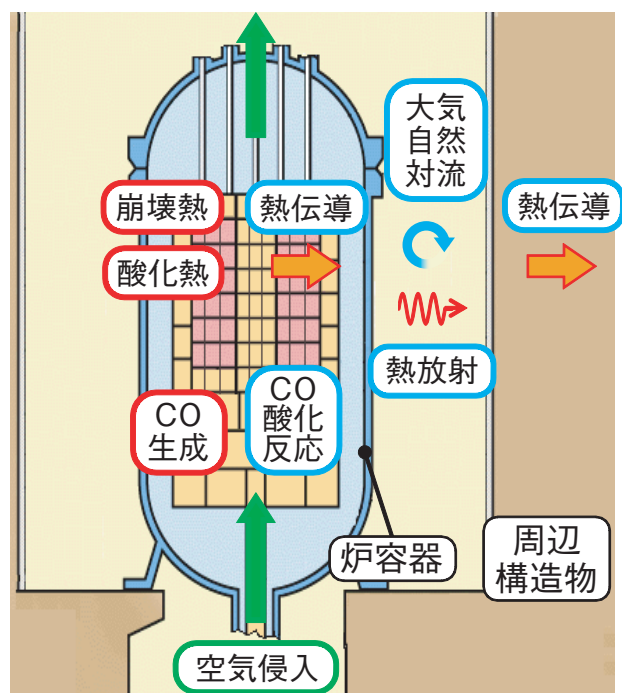


図9-5 過酷な事故時に働く物理現象

配管等の破断による冷却材喪失に加え、すべての冷却設備が故障し、更に原子炉内へ大量の空気が侵入するような過酷な事故時において、原子炉内の温度が上昇すると、周辺構造物との温度差が大きくなることで熱伝導、熱放射、大気自然対流により原子炉は自然に冷却されます。空気中の酸素と原子炉内の黒鉛との酸化反応により生成される一酸化炭素は空気中の酸素との反応により二酸化炭素となります。

本質的安全高温ガス炉では、いかなる事故が発生した場合でも、特段の機器・設備に頼ることなく物理現象のみにより原子炉を静定させ、環境に有害な放射性物質を放出させないことを目指しています(図9-5)。本研究では、「燃料被覆材」が有する放射性物質の閉じ込め機能を阻害する事象のうち、崩壊熱と黒鉛等の酸化熱による燃料温度上昇や黒鉛酸化による一酸化炭素生成に焦点を当て、これら事象が物理現象のみで自然に抑制される条件の導出を試みました。

原子炉内の冷却材喪失に加え、すべての冷却設備が故障し、更に原子炉内へ大量の空気が侵入するような過酷な事故を対象に、炉心設計の重要な緒元である炉心寸法や出力密度、燃料冷却流路寸法をパラメータとして、炉心温度や燃料冷却流路での一酸化炭素濃度及び発生する

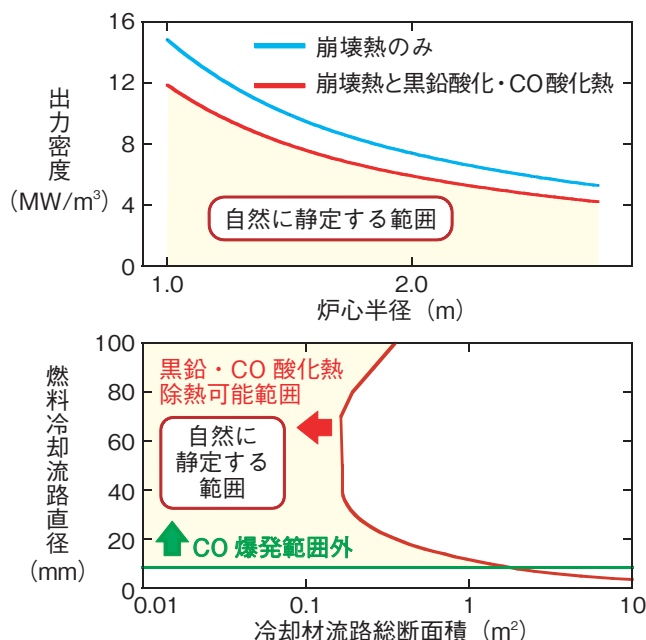


図9-6 過酷な事故時に原子炉が自然に静定する条件

配管等の破断による冷却材喪失に加え、すべての冷却設備が故障し、更に原子炉内へ大量の空気が侵入するような過酷な事故時において、物理現象のみにより燃料温度が制限温度以下に抑制される炉心の出力密度と大きさの範囲や原子炉内の一酸化炭素が爆発下限界未満に抑制でき、かつ、除熱可能な酸化熱量に収まる燃料冷却流路の形状の範囲を明らかにしました。

酸化熱量の評価を行いました。その結果、原子炉内の熱伝導、炉容器から周辺構造物への熱放射、大気自然対流などの物理現象のみにより燃料温度が制限温度（1600℃）以下に抑制される炉心の出力密度と大きさの範囲を明らかにしました(図9-6)。また、黒鉛酸化により生じる一酸化炭素が空気中の酸素との反応により消費され、二酸化炭素となることで、一酸化炭素濃度を爆発下限界未満（12.5%）に抑制でき、かつ、除熱可能な酸化熱量に収まる範囲が存在することが分かりました(図9-6)。

本研究は、高温ガス炉では、固有の特性を活用することで、原子力エネルギーが潜在的に有する広域災害の発生を排除できる可能性を示しています。

今後、公衆の信頼を得ることができるよう、究極の本質的安全性を有する原子力システムを探索していきます。

●参考文献

Sato, H. et al., Analysis of Core Heat Removal Capability under DLOFC Accidents for HTGRs, Proceedings of 6th International Topical Meeting on High Temperature Reactor Technology (HTR2012), Tokyo, Japan, 2012, paper HTR2012-8-003, 9p., in CD-ROM.

原子力施設の廃止措置から廃棄物処理処分の実施に向けて

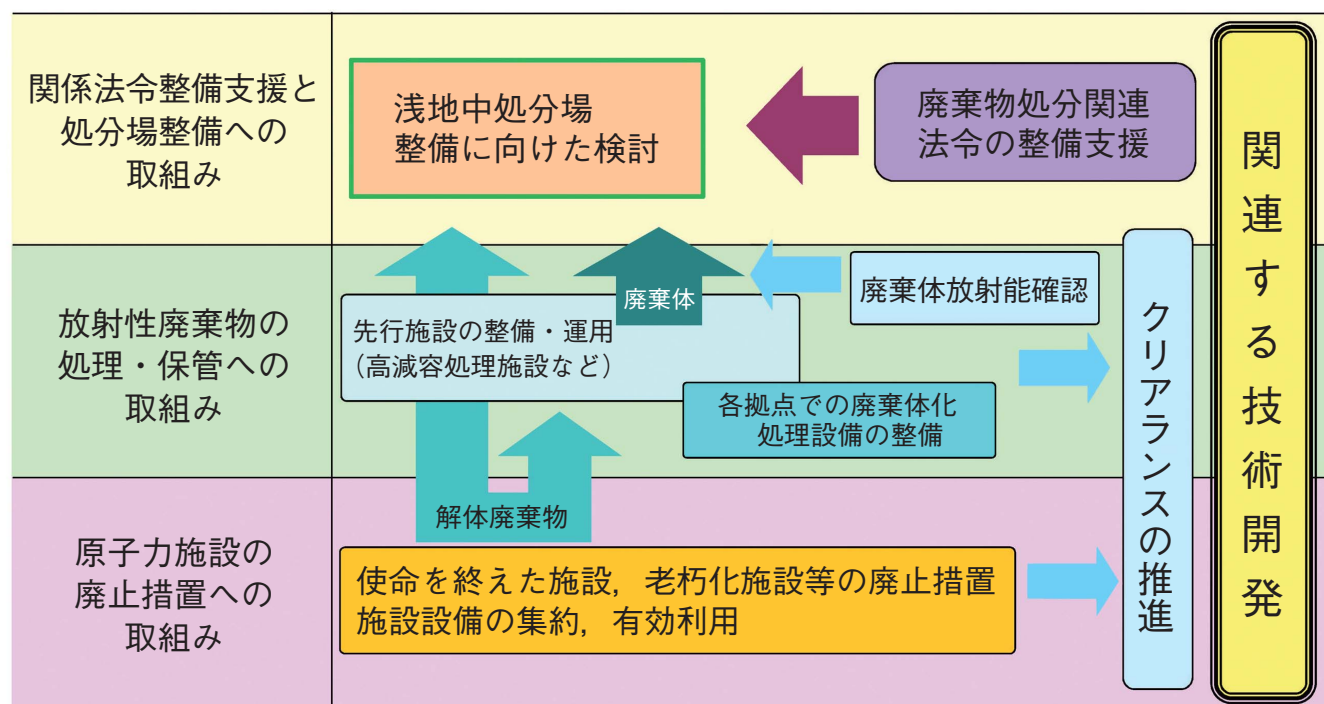


図10-1 バックエンド対策の全体概要

原子力機構におけるバックエンド対策では、放射性廃棄物の処分に関連する法令整備に係る支援業務を行うとともに、原子力施設の廃止措置や放射性廃棄物の処理処分、廃棄体放射能確認等の廃棄物の発生から最終処分までに関連する技術開発（廃棄体化処理技術、除染処理技術、放射能確認技術、分析技術等）を進めています。

原子力機構における原子力の研究開発を円滑に進めるためには、使命を終了した原子力施設の安全かつ経済的な廃止措置及び放射性廃棄物の放射能確認を含めた安全かつ効率的な処理処分対策（バックエンド対策）が、重要なミッションのひとつです。原子力機構は、自ら発生する放射性廃棄物のほか、大学、民間等の研究施設等から発生する低レベル放射性廃棄物（研究施設等廃棄物）の埋設処分を行う実施主体として、埋設処分業務を進めるとともに、放射性廃棄物の発生から処分までに関連する技術開発を総合的に行っています（図10-1）。

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

放射性廃棄物の分析に係る技術開発

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

放射性廃棄物のうち表面が放射性核種で汚染された金属廃棄物を対象にその汚染面に付着した放射性物質の溶

解条件と、その溶解液（Feを多量に含む溶液）に含まれる極微量のPuとAmの化学分離条件の検討を行いました。その結果、Fe(III)に対して反応当量の1.3倍以上のアスコルビン酸を加えることで、市販の抽出樹脂(TRUレジン)により、1 gのFe(III)を含む試料溶液(20 ml)からでもほぼ100%のAm回収率を得られることが分かりました。この検討結果を踏まえ、「ふげん」冷却系配管の分析に係る技術開発を進めています（トピックス10-1）。

放射性廃棄物の処理に係る技術開発

放射性廃棄物の処理処分において、その費用を低減すること、処分時の安全性を高めることなどが重要です。原子力機構では可燃性の放射性廃棄物を焼却し、焼却灰として保管していますが、その焼却灰にはわずかですが鉛などの重金属が含まれています。

焼却灰はセメントを用いて固形化したあと、地中に埋設処分する計画です。しかし、地下水等によりセメント固化体から重金属が溶出し、生活圏に影響を及ぼす可能性があります。このため、焼却灰のセメント固化時に不溶化剤を添加し、重金属の溶出を防ぐ技術開発を進めています（トピックス10-2）。

10-1 放射性廃棄物に含まれるTRU核種分析

—表面汚染金属廃棄物中のPuとAmの分析—

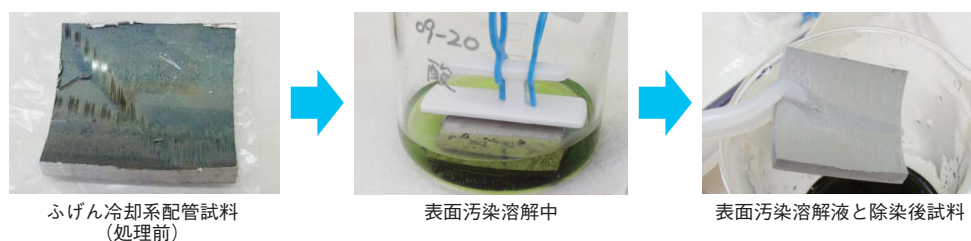


図10-2 ふげん冷却系配管試料の表面汚染溶解過程

塩酸と硝酸の混酸に5時間浸漬することで表面汚染を溶解することができました。

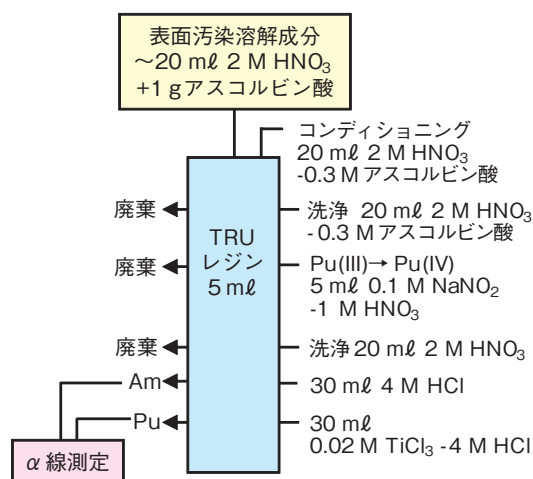


図10-3 TRUレジンを用いたPuとAmの分離スキーム

原子力施設の解体により発生する多種多様な低レベル放射性廃棄物を処分するためには、廃棄物に含まれる ^{237}Np 、 $^{238,239,240,242}\text{Pu}$ 、 $^{241,242\text{m},243}\text{Am}$ 、 ^{244}Cm などのTRU核種の濃度を確認する必要があります。ここでは原子炉冷却系配管に付着したPuとAmの分析法について検討しました。

冷却水に接していた配管内面は放射性核種が付着しています。この表面汚染中に極微量含まれるPuやAmを定量するには、それらを多量のFe、CrやNiなどの配管主成分から分離し、薄い膜状の測定試料に調製する必要があります。そこで、この表面汚染を塩酸(12 M)と硝酸(13 M)の混酸(塩酸：硝酸：水=1：1：4)により溶解する条件を検討しました。その結果、汚染表面を5時間以上この混酸に浸せば汚染を溶解できることが分かりました(図10-2)。

次に、PuとAmを配管主成分から簡易・迅速に化学分離するためにTRUレジンを用いた抽出クロマトグラフィーを検討しました。TRUレジンには硝酸溶液から三、四、六価のアクチニド(An)を選択的に抽出しますが、塩酸溶液ではAn(III)を溶出します。そこで、溶解液を一度蒸発乾固して2 Mの硝酸溶液に調製し、TRUレジンに通液してAmとPuを抽出し、配管主成分を溶出させて分離したあと、Puを四価にしてTRUレジンに保持させ、Amを塩酸溶液

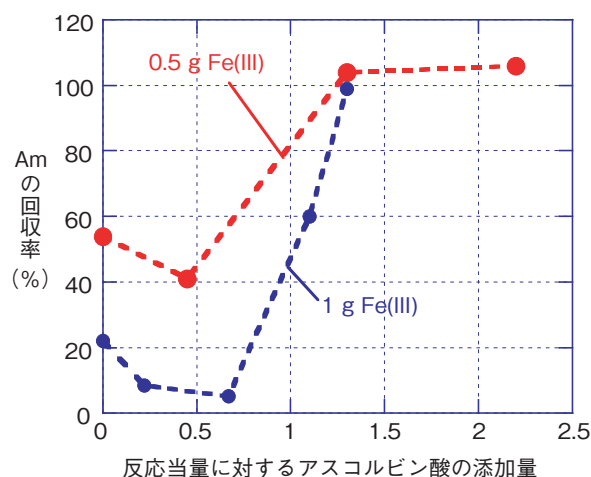


図10-4 Fe(III)を含む試料溶液からのAm回収率に与えるアスコルビン酸添加の影響

試料溶液に反応当量の1.3倍のアスコルビン酸を添加することでFe(III)がFe(II)に還元され、ほぼ100%のAmを回収できました。

で回収し、その後Puを TiCl_3 で三価に還元して回収するスキームを組み立てました(図10-3)。このとき、Fe(III)を多く含む試料ではAm(III)の抽出が阻害されるため、Fe(III)をFe(II)に還元する必要があります。そこで $\text{Fe}(\text{NO}_3)_3 \cdot 6\text{H}_2\text{O}$ を用いてFe(III)を0.5 g又は1 g含む20 mlの2 M硝酸溶液を調製し、Amの回収率に与える還元剤(アスコルビン酸)添加の影響を調べました。その結果、いずれも反応当量(アスコルビン酸1 molに対して2 molのFe(III)がFe(II)に還元される)に対して1.3倍以上のアスコルビン酸を添加することによりほぼ100%のAm回収率を得られることが分かりました(図10-4)。なお、回収したAmとPuは NdF_3 共沈により線源を調製し、 α 線スペクトロメトリーを行いました。

以上の検討結果をもとに、「ふげん」で採取した冷却系配管試料(6試料)に付着したPuとAmを分析しました。その結果、1試料について $1.6 \times 10^{-5} \text{ Bq/g}$ の $^{239+240}\text{Pu}$ が検出されましたが、それ以外は検出限界値以下でした(^{238}Pu に対しては $2.8 \times 10^{-6} \text{ Bq/g}$ 以下、 $^{239+240}\text{Pu}$ に対しては $3.0 \times 10^{-6} \text{ Bq/g}$ 以下、 ^{241}Am に対しては $2.9 \times 10^{-6} \text{ Bq/g}$ 以下)。また、既知量の放射性核種を添加した試験からPuとAmに対してそれぞれ94~101%と85~93%の高い回収率が得られました。

●参考文献

Shimada, A. et al., Analysis of Th, U, Pu, and Am in Radioactive Metal Waste using Extraction Chromatography, Journal of Radioanalytical Nuclear Chemistry, vol.286, no.3, 2010, p.765-770.

10-2 焼却灰セメント固化体から重金属の溶出を防ぐために —不溶化剤を用いた重金属の閉じ込め—

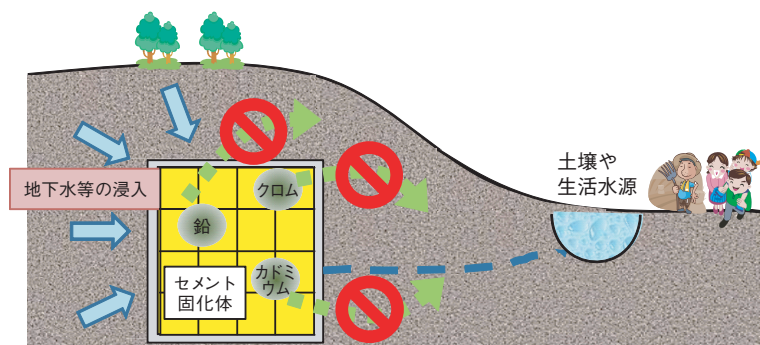


図10-5 セメント固化による重金属の閉じ込め

焼却灰にわずかながら含まれている有害な重金属は、地下水などの水と接触した場合に溶出する可能性があるため、セメント固化体として閉じ込めることが重要です。

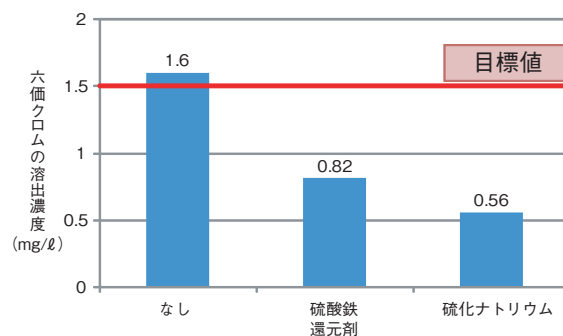


図10-6 六価クロムの溶出濃度

還元剤を添加していない条件では、六価クロムの溶出濃度は目標値を超えています。還元剤である硫酸鉄や硫化ナトリウムを不溶化剤として添加した条件では、溶出濃度は目標値以下となっています。

放射性廃棄物の処理処分において、その費用を低減すること、処分時の安全性を高めることなどが非常に重要です。原子力機構では可燃性の放射性廃棄物を焼却し、発生した焼却灰はセメントを用いて固化化したあと、地中へ埋設処分する計画です。セメント固化における利点は、セメント自体が安価で、放射線による劣化が起こりにくいことなどがあります。一方、セメントで固化した固化体（セメント固化体）が水と接触すると、わずかですがセメント固化体の一部が溶け出すことがあります。

焼却灰には、焼却対象物であるプラスチックや塗料に含まれている鉛、カドミウム、六価クロムなどの重金属をわずかながら含有しています。埋設処分された焼却灰のセメント固化体が地下水などの水と接触すると、焼却灰中の重金属が溶出する可能性があるため、焼却灰中の重金属はセメント固化体に閉じ込めることが重要となります（図10-5）。

このため、鉛、カドミウム及び六価クロムの化合物を実灰に含まれる含有量を考慮し、灰重量に対して1%加えた焼却灰とセメント材、水を練り合わせてセメント固化体を作製し、それを多量の水と接触させる試験を行

い、セメント固化体からの重金属の溶出濃度を調査しました。溶出濃度の目標値については、「廃棄物の処理及び清掃に関する法律（廃掃法）」に基づき、鉛及びカドミウムの溶出濃度の目標値を0.3 mg/l以下、六価クロムの溶出濃度の目標値を1.5 mg/l以下としました。

接触させた水に溶出した鉛とカドミウムの濃度は、鉛が0.1 mg/l、カドミウムは検出下限値（0.01 mg/l）以下と目標値以下となり、これらの重金属はセメント固化体内に閉じ込めることができることが分かりました。セメント固化体はアルカリ性の環境であり、鉛やカドミウムは水に溶けにくい水酸化物として存在すると予想されます。

他方、六価クロムの溶出濃度は目標値を超え、閉じ込めることは困難であることが分かりました。六価クロムは強力な酸化剤であり、セメント混練物中に酸化される物質があれば容易に還元されて三価クロムになることが知られています。このため、還元剤である硫酸鉄及び硫化ナトリウムを不溶化剤としてセメント混練物に添加した固化体を作製し、試験を行いました。その結果、還元剤を添加することによって六価クロムの溶出濃度は目標値以下となることが分かりました（図10-6）。

●参考文献

Meguro, Y., Nakayama, T. et al., Elution Behavior of Heavy Metals from Cement Solidified Products of Incinerated Ash Waste, Proceedings of the 14th International Conference on Environmental Remediation and Radioactive Waste Management (ICEM2011), Reims, France, 2011, ICEM2011-59102, 5p., in CD-ROM.

原子力計算科学研究の役割と可能性

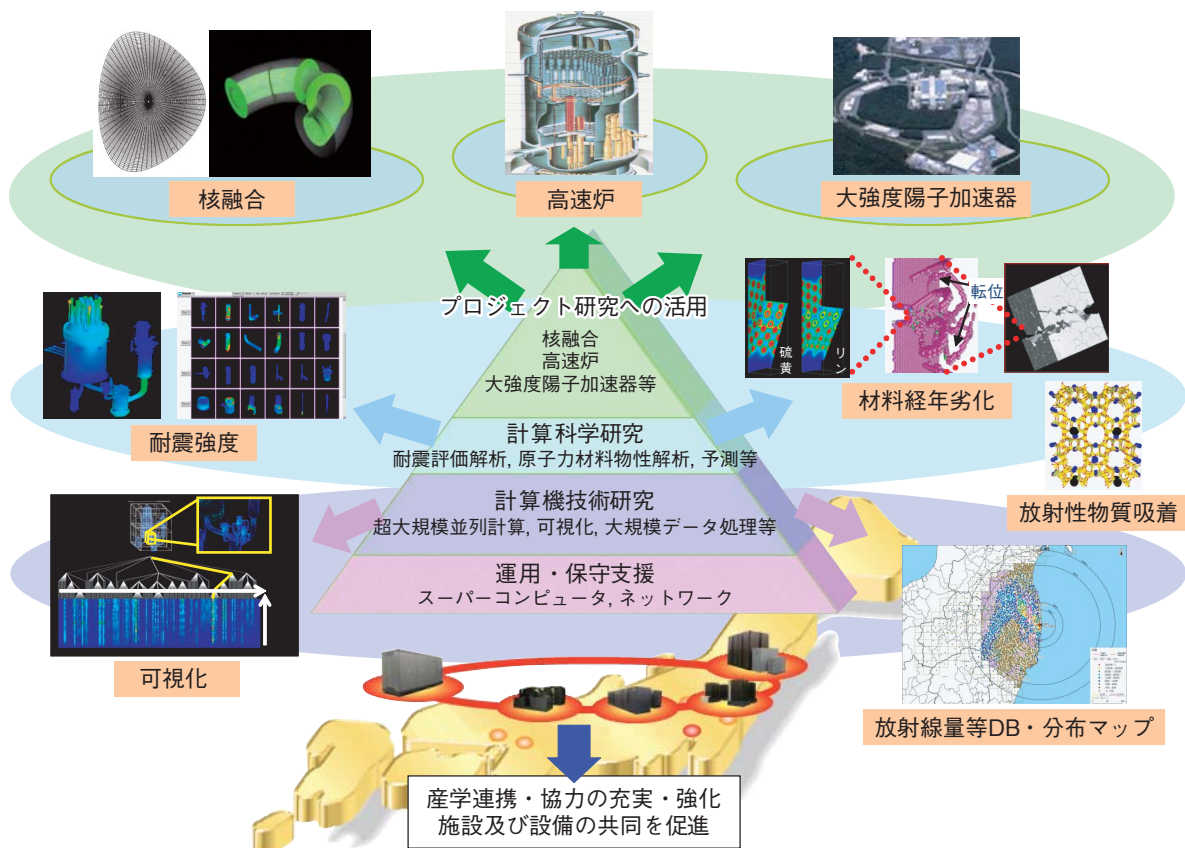


図11-1 原子力機構における原子力計算科学研究の展開

原子力計算科学研究の成果は、原子力機構内のプロジェクト研究だけでなく、原子力機構外の産学連携・協力の充実・強化にも活用されています。また、福島復興のための研究開発への応用も進めています。

計算科学は、「理論」「実験」と並ぶ第三の研究手法として、実験や観測が困難な現象の解明、予測に不可欠な分野として急成長をとげています。国家プロジェクトとして次世代スーパーコンピュータ「京」が開発され、その利用が一部開始されるなど、計算科学を取り巻く環境の変化が、その成長を加速させているといえます。

私たちは、図11-1に示すように最先端計算技術を駆使しなければ解決できない耐震強度や材料経年劣化などにかかわる原子力分野の重要課題を選定し、様々な研究開発に取り組んでいます。また、これらの研究に必要な超大規模並列計算技術などを基盤技術として開発、整備するとともに、得られた研究成果を高速炉、核融合などのプロジェクト研究と連携させ、横断展開しています。

材料経年劣化の研究では、原子炉構造材料の劣化のメカニズム解明と予測が重要な課題です。そのため材料強度を下げる不純物原子の偏析を予測する必要があります。トピックス11-1では、第一原理計算で得た係数を用いた拡散レート方程式を解くことで、照射材中のリンの粒界への偏析量を評価した研究例を紹介します。

量子ビーム応用研究部門との連携研究では、J-PARCで観測された鉄系高温超伝導体の中性子散乱強度のデータ

を解析し、超伝導の仕組みを解明することが重要な課題です。トピックス11-2では、そのために第一原理計算によるモデリングを利用した、スーパーコンピュータでなければできない規模の仮想実験の研究例を紹介します。

原子力施設の耐震研究では、巨大地震発生時の挙動の再現性の向上が重要な課題です。そのためには、最初に塑性化することが予想される接合部とその近辺の弾塑性挙動のモデル化が重要となります。トピックス11-3では、原子力施設建屋と機器の接合部の弾塑性モデリングに関する研究例を紹介します。

福島復興では、福島技術本部との連携のもと、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線量などの測定結果を一元的に管理するデータベースや地図上で確認することが可能な分布マップシステムを構築し、一般公開しています。トピックス1-3では、これらシステムの概要を紹介します。

私たちは、今後も最先端計算科学を活用した原子力研究開発、及びそれらを支える計算機基盤技術開発に取り組む、原子力機構内外の組織との連携を深め、原子力計算科学研究という分野を牽引していきます。

11-1 照射下材料内を不純物はどうに拡散するのか

— 原子の移動メカニズムを基に拡散レート方程式で粒界への偏析を評価 —

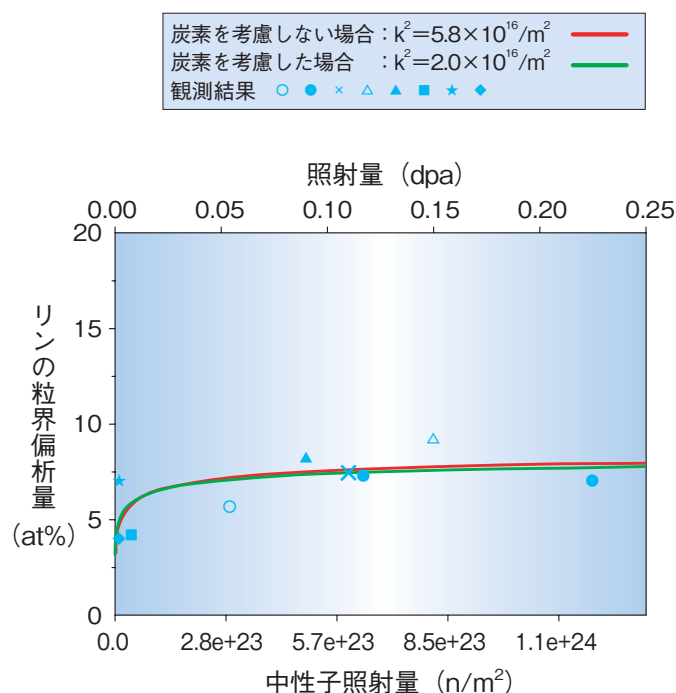


図11-2 照射量に対するリンの粒界偏析量の変化

リン含有率0.013at%，温度290℃，照射速度 1.8×10^{-10} dpa/sの条件での計算結果です。炭素を考慮した場合は、考慮しない場合より小さなシンク強度(k^2)で観測結果を再現するため、炭素はリンの粒界偏析を押さえる効果があることが分かります。

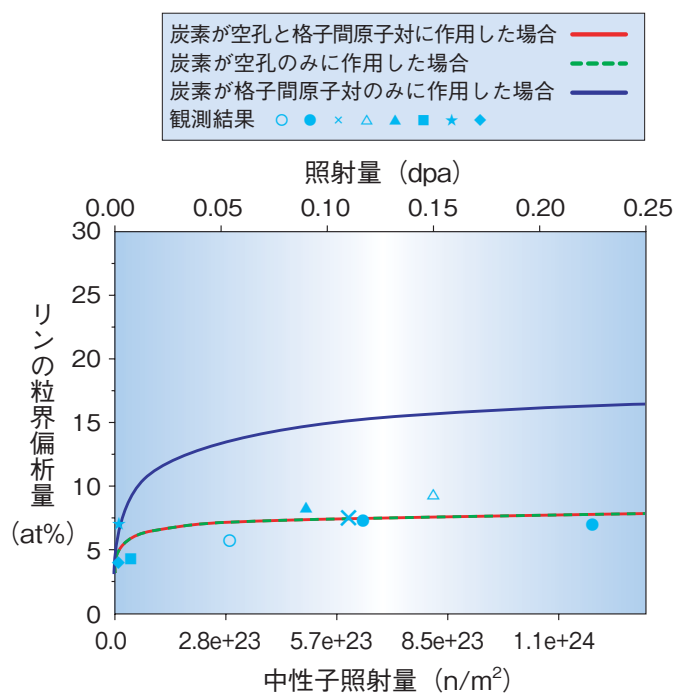


図11-3 リンの粒界偏析量に対する炭素の影響の考察

炭素が空孔のみに作用した結果は、空孔と格子間原子対の両方に作用した場合とほぼ同じ結果となることから、炭素は主に空孔へ作用することで粒界リン偏析量に影響を与えることが分かります。

鉄鋼材料に含まれるある種の不純物元素は、材料中に拡散し結晶間の界面である粒界に偏析（粒界偏析）し、粒界の結合力を弱め、材料全体の強度を低下させます。この現象は粒界脆化と呼ばれます。さらに、不純物の粒界偏析は、放射線の照射で促進されます。そのため、原子炉で使われる鋼材での不純物の粒界偏析を評価することは、原子炉の健全性の点で非常に重要な課題です。

鋼材中の不純物の多くは、母相の鉄原子と置き換わり結晶格子に安定に存在します。しかし、鋼材中に容易に移動できる空孔（原子がない格子点）や格子間原子対（安定な格子点にない二つの鉄原子が作る対）が近づくと、それらとの相互作用で安定位置の不純物原子は移動可能となり粒界に偏析します。また、材料が照射されると、鉄原子が安定な格子点から弾き出されるため、多くの空孔や格子間原子対が生じ、粒界偏析が促進されます。

本研究では、原子炉圧力容器の鋼材での粒界脆化の原因であるリン原子の粒界偏析について、空孔、格子間原子対、リン原子それぞれの拡散レート方程式を連立して解き評価しました。空孔や格子間原子対の拡散レート方程式において、消滅の大きさを表すシンク強度の値が大きいほど、それらの量が減り、粒界偏析が抑制されます。

また、空孔や格子間原子対の拡散の速さや、それらによるリン原子の拡散の速さは、従来、経験的な値が使われていましたが、今回は、原子レベルの計算で見積もった空孔や格子間原子対の移動や、それらとリン原子の結合解離などのエネルギーから理論的に導出した値を使用しました。さらに、鉄鋼に必ず含まれる炭素原子と空孔や格子間原子対との相互作用を原子レベルの計算で詳細に評価し、その影響を空孔や格子間原子対の拡散の抑制として考慮しました。図11-2から、炭素を考慮した場合は、考慮しない場合より小さなシンク強度で観測結果を再現するため、炭素はリンの粒界偏析の抑制効果があることが分かりました。図11-3から、炭素は主に空孔に作用し粒界偏析を抑制することも明らかとなりました。

今回の計算手法では、より高照射や異なる照射条件でのリン原子の粒界偏析傾向についての検討が可能です。さらに、多様な不純物に対しても同様の計算手法が適用可能と考えます。

本研究は、独立行政法人原子力安全基盤機構からの受託研究「平成21年度高照射量領域の照射脆化予測（粒界脆化と確率論評価手法に関する調査）」の成果の一部です。

●参考文献

Ebihara, K. et al., Effect of Carbon on Irradiation-Induced Grain-Boundary Phosphorus Segregation in Reactor Pressure Vessel Steels using First-Principles-Based Rate Theory Model, Journal of Nuclear Materials, vol.414, issue 2, 2011, p.328-335.

11-2 J-PARCとスーパーコンピュータで超伝導の謎に迫る ー鉄系超伝導体の中性子散乱をシミュレーションし電子ペアを決定するー

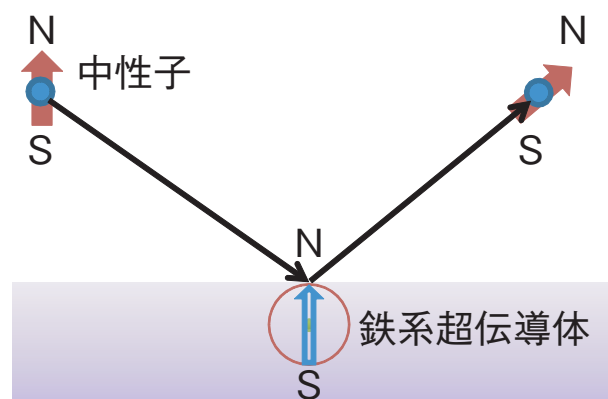


図11-4 中性子散乱実験の模式図

中性子は微小磁石（スピン）を持つため、散乱後の磁石のずれから、物質の電子の作る磁場（磁気モーメント）を知ることができます。

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。この特性を活かし、原子力分野では、核融合炉や加速器等の巨大磁場発生コイルや放射線の検出器等に応用され更なる研究開発が行われています。

2008年、鉄を含む新しい高温超伝導材料（鉄系超伝導体）が発見されました。この材料は様々な化学組成で合成可能なため、より高い超伝導温度を示す組成を探す研究が世界中で行われ、原子力機構でも大強度陽子加速器施設（J-PARC）において、鉄系超伝導体 $\text{BaFe}_2(\text{As}, \text{P})_2$ を対象に中性子散乱実験研究が行われました（図11-4）。これらにより、超伝導発現への鉄の磁性の関与が示唆されるようになりましたが、まだ十分裏付けられていません。このためには超伝導発現の起源となる電子ペアの性質を明らかにしなければなりません、実験により見いだすのは困難です。

そこで私たちは、 $\text{BaFe}_2(\text{As}, \text{P})_2$ を対象に、中性子散乱の仮想実験（シミュレーションによる中性子散乱強度計算）を行うことで電子ペアの性質を明らかにすることを試みました。ここで、従来の研究では、現実より数10倍高いエネルギースケールの電子相関効果しか扱えていないことが実験結果との齟齬を生んでいる要因であると考

表11-1 $\text{BaFe}_2(\text{As}, \text{P})_2$ の中性子散乱強度の実験値と理論計算値
超伝導が起こるとき、二つの電子が引力によりペアを作ります。その引力の起源により作られる電子ペアは異なり、鉄系超伝導体では多くの電子ペアが提案されています。私たちは、シミュレーションにより磁性の関与がやや弱い候補3が最も実験を再現していることを確認しました。

	特 徴	中性子散乱強度 (規格化後)
J-PARCでの実験結果	他の鉄系化合物より 強度弱め	~1.7
候補1 ($S_{\pm}$ 波)	磁性の関与が強めな 電子ペア	~2.1
候補2 (d_{xy} 波)	非鉄化合物での 磁氣的電子ペア	< 1
候補3 (水平ノード付 $S_{\pm}$ 波)	磁性の関与が やや弱めな電子ペア	~1.6

え、その解決のために、第一原理計算に基づいたモデルと、電子相関効果を高精度に計算できる乱雑位相近似を用いた新たな数値計算手法を開発しました。

また、計算量を削減し現実的に実行可能なコードとするために、計算順序の抜本的変更とOpenMP+MPIによるハイブリッド並列計算コードを実装しました。

鉄系超伝導体では、磁性との関与の仕方の異なる電子ペアの候補が複数提案されていますが、これらの中で有力な電子ペアの候補を使って仮想実験を行い、結果をJ-PARCの実験結果と比較しました（表11-1）。その結果、実験結果との齟齬を回避することに成功し、磁性の関与がやや弱い候補3のモデルが最も実験結果を再現することを見いだすことで、鉄が持つ磁性が関与していることを裏付ける結果を得ました。この結果は、ほかの鉄系超伝導体でも同様の機構となっている可能性があることから、機構解明への足がかりとなる成果といえます。

本研究は、独立行政法人科学技術振興機構（JST）戦略的創造研究推進事業（CREST）の助成により実施した受託研究「ミクロ・メゾ・マクロの各スケールのシミュレーション研究基盤の構築、各スケールに跨るマルチスケール・マルチフィジックス研究」の成果の一部です。

●参考文献

Nagai, Y. et al., Theoretical Analysis for Inelastic Neutron Scattering on $\text{BaFe}_2(\text{As}_{1-x}\text{Px})_2$ using Realistic Three-Dimensional 10-Orbital Tight-Binding Model, Journal of the Physical Society of Japan, vol.80, Supplement B, 2011, p.SB021-1-SB021-4.

11-3 地震の波は原子力施設内にどのように伝わるか

—地震波による建屋-機器間連成の精緻なシミュレーションの実現—

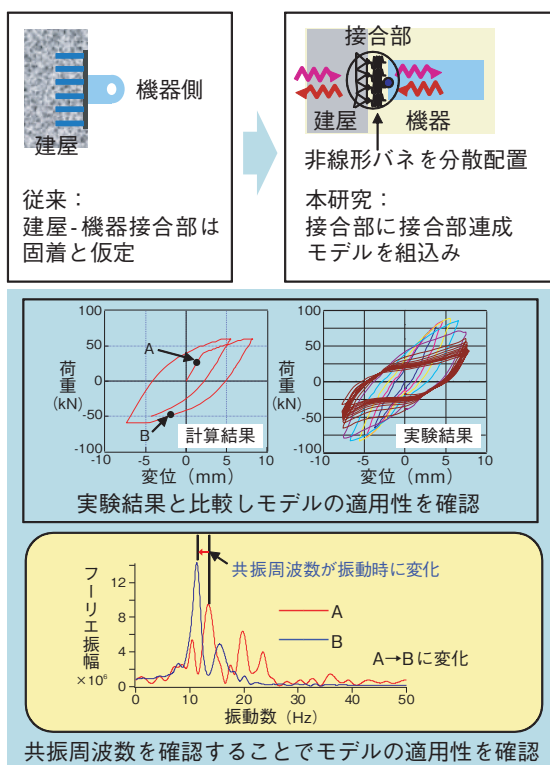
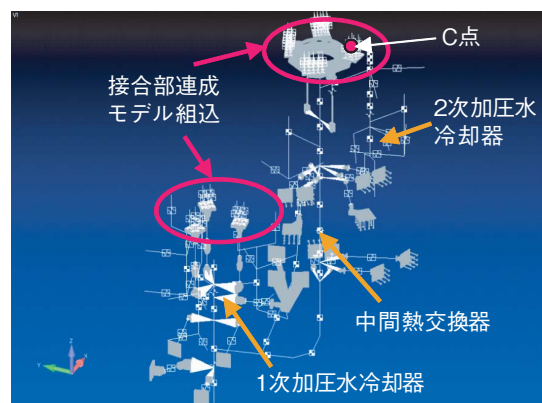


図11-5 建屋-機器間の接合部連成モデル
提案する接合部連成モデルの解析結果を実験結果と比較し、建屋-機器接合部への提案モデルの適用性を確認しました。

原子力施設は多数の機器で構成されており、耐震安全評価では各機器の地震に対するより現実的な応答を評価する必要があります。機器の応答は建屋の応答を入力として評価するため、建屋から接合部を介してどのような波が入力してくるか、すなわち、接合部の伝播特性(伝播と反射)を精緻に知ることが重要となります。この建屋と機器の接合部はコンクリートと金物からなる複合材料であるため、地震波の伝播特性の解明が困難であり、従来は、接合部は固着(完全固定)と仮定されていました。しかしながら、実際には、わずかな変位量ではありますが、大きな入力に対する接合部のずれに関するデータがいくつか報告されており、固着の仮定では接合部における伝播特性を精緻に表すことはできないということが分かってきました。

そこで、従来固着と仮定されている接合部の力-変位関係を実験データを基にモデル化することで、接合部の伝播特性を表現することを試みました。その際、接合部における部分的なずれを含む履歴特性を考慮できるように、接合部に非線形バネを分散配置し、微小部分ごとの力と変位の関係を直接組み込むように工夫しました。図11-5に示すように、提案した接合部連成モデルを実験結果と比較し、また、接合部の非線形化前後の共振周波数値



HTTR主冷却系全体モデル

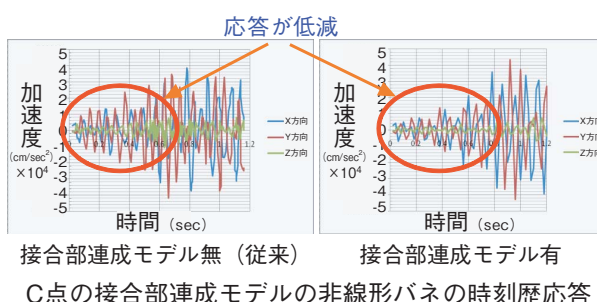


図11-6 接合部連成モデルを組み込んだ実プラント全体系解析
接合部連成モデルを実プラントモデルに組み込み、大入力時には接合部の非線形化による履歴エネルギー吸収により機器応答が低減したことから、接合部連成モデル組み込みの効果を確認しました。

を確認することで、提案モデルの適用性を確認しました。

一方、本提案モデルの実プラントへの適用性を確認するために、入力波として建屋-機器接合部が非線形化するような大きな地震波を設定し、建屋-機器接合部に接合部連成モデルを組み込んだ原子力施設主冷却系全体の地震応答解析を実施しました。図11-6に本解析で対象とした高温工学試験研究炉(HTTR)の主冷却系全体モデル、及び解析結果を示します。解析結果より、接合部連成モデルを組み込んだ場合には接合部の非線形化による履歴エネルギー吸収により応答が低減し、接合部連成モデル組み込みの効果を確認することができました。これらにより、接合部連成モデルの機器の耐震裕度評価などへの活用が見通しを得ることができました。

原子力施設の耐震安全評価においては、今後、より詳細な解析が求められることが予想されます。本成果を活用することで、将来的には、原子力施設の地震時挙動の再現性が高まるとともに、国民へ説明性のあるデータを示すことが可能になると期待されます。

本研究は、文部科学省エネルギー対策特別会計委託事業による受託研究「原子力プラント全容解析のための接合部連成モデリングの研究開発(平成19~20年度)」の成果の一部です。

●参考文献

Nishida, A. et al., Elastic-Plastic Connection Model Describing Dynamic Interactions of Component Connections, Progress in Nuclear Science and Technology, vol.2, 2011, p.576-581.

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

日本のための、そして世界のための核不拡散技術開発

米国エネルギー省（DOE）等と協力し、核拡散抵抗性技術及びその評価手法、先進的保障措置技術の開発等を実施しています。保障措置環境試料分析の分野では、国際原子力機関（IAEA）のネットワークラボとして技術支援をしています。

東京電力株式会社福島第一原子力発電所（1F）事故に対応する計量管理方策の構築

1Fの炉内燃料に対しては、通常の計量管理手法を適用できないため、合理的に計量管理を実施する手法を構築するための検討を開始しました。

技術的知見・経験をベースとした国際貢献

包括的核実験禁止条約（CTBT）に係る活動として、放射性核種監視観測施設の運用を行うとともに、各国にある観測所データを収集・解析評価を行う国内データセンターを整備して、国際的な核実験監視体制の確立に貢献しています。また、観測所のネットワークにより、1F事故由来の地球規模での放射能の拡散状況を明らかにする役割も果たしました。

技術的知見に基づいた政策立案支援

我が国における本分野のシンクタンクとして、日米原子力協力協定を改定する場合の論点の検討等の政策研究を実施しています。

原子力機構が保有する核物質的的確な管理とその管理経験を利用した国内外への貢献

自らの核物質を厳格に管理するとともに、国及びIAEAを技術的に支援するなど、査察の効率化に貢献しています。また、核物質防護に係るIAEAへの支援や国内法令改正への的確な対応を実施しています。

核セキュリティに係る新たな取組みの実施

2010年4月の核セキュリティ・サミットでの日本政府の表明に基づき、核セキュリティ強化のためにアジア地域を中心とした人材育成支援、基盤整備支援を行う核不拡散・核セキュリティ総合支援センターを2010年12月に原子力機構内に設置して事業を開始しました。本事業の下で、核セキュリティや保障措置に関して実施したトレーニング等には、2011年度は国内外から約600名（内アジア諸国等からの参加者は約280名）が参加し、アジアを中心とした地域での本分野での人材育成に貢献しています。

また、日米協力も活用し、核物質計量管理の高度化に資する測定技術や核検知・核鑑識技術の開発を開始しました。2013年までを目途により正確で厳格な技術を確立し、これを国際社会と共有することにより、政府による国際貢献を支援していきます。

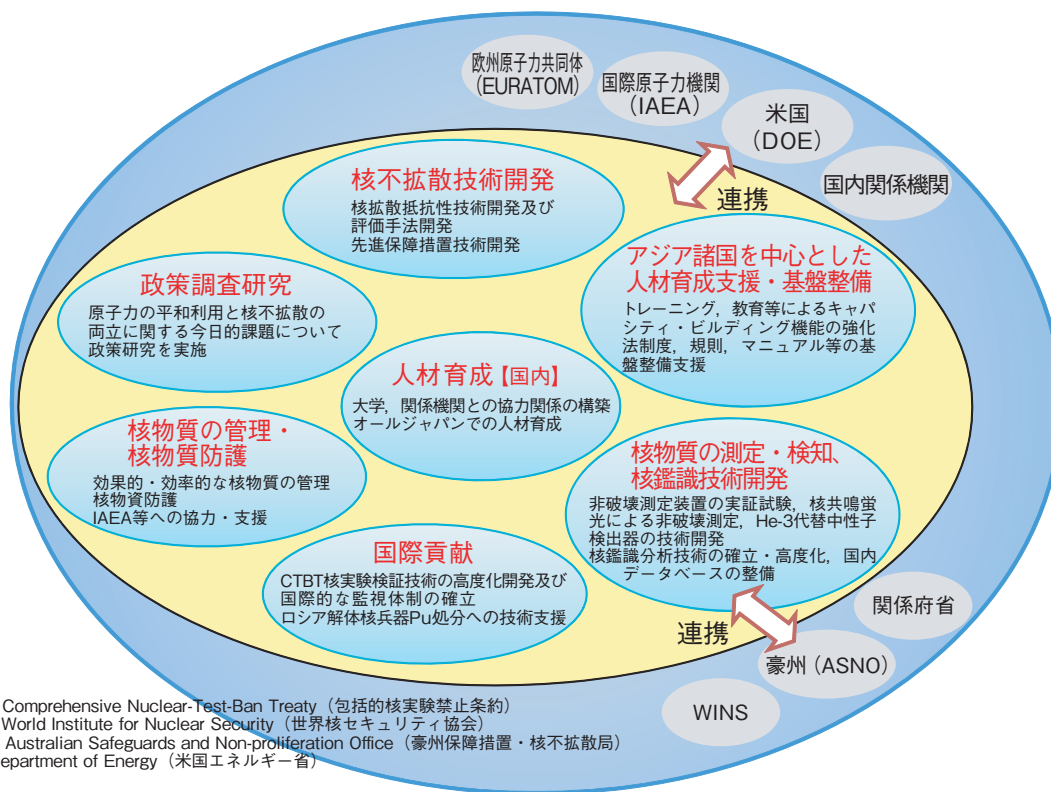


図12-1 核不拡散科学技術開発分野

国の核不拡散政策立案を支援するための政策調査研究と、国及び国際機関を支援するための核不拡散技術開発を二つの柱として、これに加えて国際貢献、自らの核物質管理の着実な実施と関連技術の開発、この分野の人材育成・人的貢献を行っています。

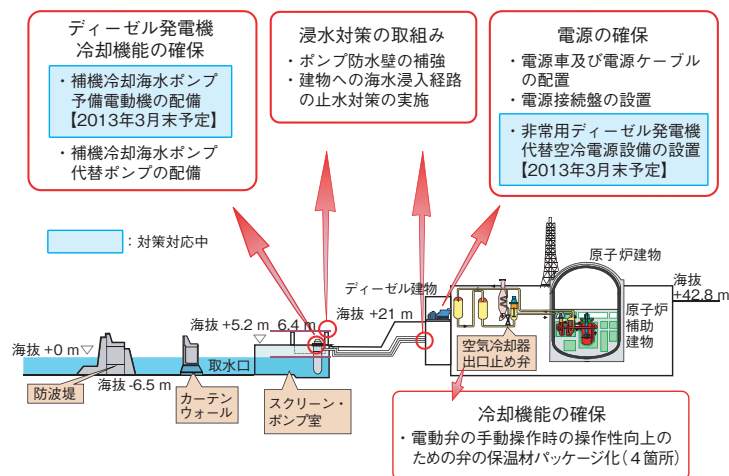
敦賀本部

2011年3月の東京電力株式会社福島第一原子力発電所（1F）事故を踏まえて「もんじゅ」「ふげん」の緊急時安全対策を進めています。

「もんじゅ」は、2010年8月に発生した炉内中継装置落下トラブルの復旧のために、炉内中継装置の製作・機能確認などを行い、落下による原子炉容器、炉内構造物等への影響がないことを確認しています。また、性能試験の第2段階である40%出力プラント確認試験の実施については国の政策判断を踏まえることとしており、施設・設備の万全な維持管理に努めています。

「ふげん」は、廃止措置及び関連の技術開発を着実に進めています。特に、低レベル廃棄物は一般廃棄物として扱えるよう、除染設備の試験導入を進めています（トピックス13-1）。

レーザー技術をはじめとする産学官連携による研究開発の推進など技術協力を積極的に進めています。



「もんじゅ」の安全性向上対策の取組み状況

東海研究開発センター原子力科学研究所

東日本大震災で被災した研究用原子炉（JRR-3、JRR-4、NSRR）、臨界実験装置（STACY、FCA等）、核燃料物質使用施設（WASTEF、BECKY、第4研究棟等）、加速器（タンデム等）等の復旧を進めました。特にライフライン等を迅速に復旧させたことで、福島復興に向けた取組みを早期に着手可能にしました。

技術開発も間断なく進め、長期使用と繰り返し読み取りが可能な光刺激ルミネッセンス線量計を開発した（トピックス13-2）ほか、研究所の保有技術等の利活用としても企業と連携した放射線メーター等の開発に成功しました。また、放射性廃棄物の合理的効率的処分の検討を進め、放射能レベルの非常に低いJRR-3改造工事で発生したコンクリートを対象としたクリアランスを進めています（トピックス13-3）。



JRR-3



燃料サイクル安全工学研究施設（NUCEF）



原子炉安全性研究炉（NSRR）

このほか、JRR-4、FCA、TCA、WASTEF、第4研究棟、タンデム加速器等



燃料試験施設

原子力エネルギー利用と量子ビーム利用を支える原科研の施設

東海研究開発センター核燃料サイクル工学研究所

プルトニウム燃料技術開発センターは、MOX燃料の基礎物性等のデータ取得を行うとともに、日本原燃株式会社への技術協力としてPu分析用標準試料の調整に係る試験等を実施しました。

再処理技術開発センターは、耐震性向上対策工事の継続や六ヶ所再処理工場運転に係る技術協力等に加えて、1F事故を受けた冷却機能の確保等の緊急安全対策を実施しました。

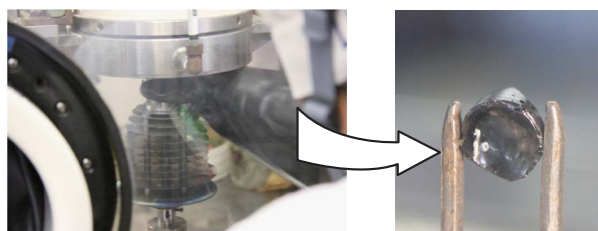
サイクル工学試験部は、FBRサイクル技術基盤維持のための試験（トピックス13-4）を実施しました。

環境技術管理部は、東海固体廃棄物廃棄体化施設の焼却設備の基本設計を実施するとともに、地層処分技術の信頼性向上等に関する試験を実施しました。

また、融点測定装置を用いて被覆管材と燃料を熔融し混合させた模擬燃料デブリを製作し、基礎データを取得する等の1F事故後の対処に向けた試験を実施しました。



プルトニウム燃料第一開発室



融点測定装置(左)を用いて模擬燃料デブリ(右)を製作

プルトニウム燃料第一開発室で製作した模擬燃料デブリ

J-PARCセンター

東日本大震災によって建家周囲地盤の陥没に伴う配管や受電設備等の破損、加速器機器のアライメントの狂い、実験装置や遮へい体のズレ等の被害を受けたため、運転を停止していました。しかし、関係者の懸命な努力の結果、2011年12月9日に加速器の運転を再開し、22日には物質・生命科学実験施設（MLF）に陽子ビームを受入れ、中性子ビームの発生を確認しました。その後調整を行い、2012年1月24日にMLF及び世界的競争を展開しているニュートリノ実験施設の利用運転を再開しました。3月中旬には、陽子ビーム強度が震災前と同等以上のレベルになり、MLFには210 kW、ニュートリノ実験施設には180 kWとなりました。J-PARCの利用者数も1月以後、震災前と同様に1ヶ月あたり2500人を超えるようになりました。そして、MLFの中性子利用では、タンパク質の構造解析、物質中の磁気を可視化する技術開発などの成果が出始めています。



物質・生命科学実験施設への陽子ビーム受入再開（2011年12月22日）

大洗研究開発センター

東日本大震災で被災した施設・設備の復旧工事及び安全対策を行いました。また、1F事故の廃止措置に向けた研究開発として、材料の塩水浸漬試験やCs除染模擬試験等を実施しました。

材料試験炉（JMTR）は、再稼働に向けて施設の点検を行うとともに、最先端研究基盤事業に基づく施設整備として種々の照射装置の製作、照射試験炉シミュレータ等の製作・据付を行いました。

高速実験炉「常陽」は、復旧措置に必要となる装置等の製作設計を進めるとともに、これら装置類の炉外機能確認試験用模擬体を製作しました。

高温工学試験研究炉（HTTR）は、再稼働に向けて施設の点検及びコールド状態での確認運転、設備・機器の健全性に関する総合評価を進めました。

また、FaCT計画のナトリウム試験等を実施するための冷却系機器開発試験施設が竣工しました。



照射試験炉シミュレータの操作確認の様子

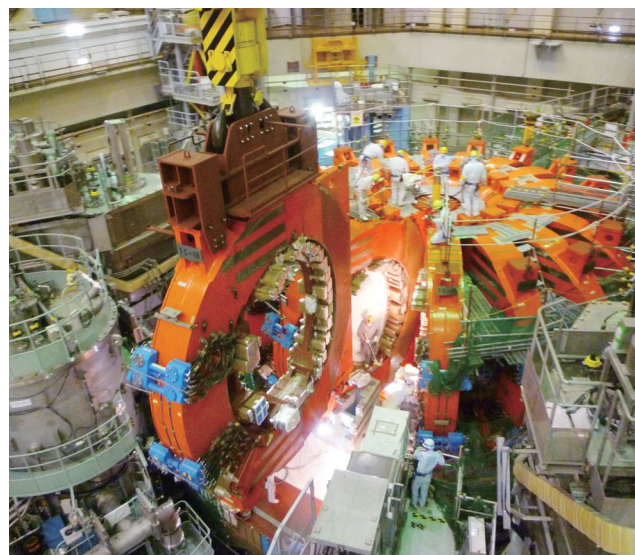
那珂核融合研究所

核融合エネルギーの実用化を目指した研究開発を進めています。

現在は、主に国際熱核融合実験炉（ITER）計画の国内機関としての機器開発・製作とともに、欧州と共同で実施している「幅広いアプローチ（Broader Approach:BA）活動」として、臨界プラズマ試験装置（JT-60）からITERの支援・補完研究を行うサテライト・トカマク装置（JT-60SA）への改修を実施しています。

2011年度は、ITERの超伝導導体の製作等を進めるとともに、JT-60の解体作業において、本体装置の主要機器であるトロイダル磁場コイルの解体・撤去を進め、年度末までに全18体の撤去を完了しました。

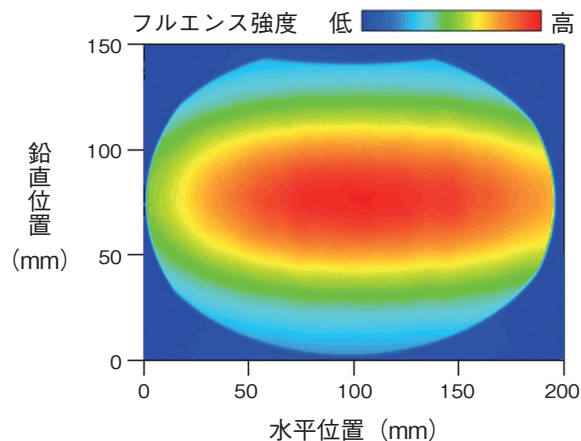
JT-60SA用の機器製作も進められ、実機の磁場コイルに用いる超伝導導体の製作の継続とともに、真空容器についても実機の40度セクター3体が搬入され溶接が行われました。



JT-60トロイダル磁場コイルの解体作業（2011年12月）

高崎量子応用研究所

産業への応用を目指した新機能・環境調和材料、医療応用・バイオ技術及び量子ビーム分析の研究開発や材料・機器等の耐放射線性評価研究のため、4基のイオン加速器からなるイオン照射研究施設（TIARA）と電子・ガンマ線照射施設を原子力機構内外の利用に供しています。また、マイクロビーム、シングルイオンヒット及び大面積均一照射等のイオンビームの形成・照射に係る技術や、三次元大気マイクロPIXE及び三次元精密描画加工などの応用技術の開発を行っています。2011年度は、数100 MeV重イオンの大面積均一照射技術開発の一環として、放射線着色フィルムを用いたビーム強度分布計測技術の開発を進め、520 MeV Arと490 MeV Xeについて、ビームの照射面積や均一度を評価できる見通しを得ました。



放射線着色フィルムで計測した520 MeV Arビームのガウス様二次元強度分布

関西光科学研究所

木津地区は、高強度レーザーの品質向上などの高度化を行っています。高強度短パルスレーザーについては、パルス幅の低減及びレーザー波面の改善を行い、強度としてはこれまでの2倍の 10^{21} W/cm²を達成しました。また、関西光科学拠点ネットワーク「融合光新創生ネットワーク」は幹事機関として、テラヘルツ～X線、量子ビームに至る超広帯域の光源開発を行っています。

播磨地区は、大型放射光施設SPring-8にある専用ビームラインを利用して、物質・材料の機能発現機構や反応機構の解明の最先端解析技術の開発を進め、ナノテクノロジーやエネルギー・環境関連研究等に应用するほか、外部利用にも供しています。軟X線ビームラインでは、表面ナノスケール磁性体の元素を選別した超高精度磁化測定に成功しました。



高強度レーザー装置（J-KAREN）

幌延深地層研究センター

地下施設を建設し、堆積岩を対象とした「地層科学研究」及び「地層処分研究開発」を行っています。

地下施設について、換気立坑を深度約250 mから深度約350 mまで、東立坑を深度約250 mから約350 mまで掘削するとともに、西立坑の掘削に着手し深度約50 mまで掘削しました。また、深度250 m調査坑道の西立坑までの掘削を完了し、深度350 m調査坑道の掘削を開始しました。

地層科学研究では、地質環境調査の技術開発、地質環境モニタリングの技術開発、深地層における工学的技術の開発及び地質環境の長期安定性に関する研究を継続しました。

地層処分研究開発では、低アルカリ性セメントに関して、周辺岩盤や地下水に与える影響の調査を継続するとともに、深度250 mの調査坑道において施工試験を行いました。



深度250 mの調査坑道における低アルカリ性セメントの施工試験

東濃地科学センター

高レベル放射性廃棄物の地層処分技術に関する研究開発のうち、主に花崗岩を対象とした深部地質環境の調査・解析・評価技術や工学技術の研究開発、地質環境の長期安定性に関する研究を実施しています。

岐阜県瑞浪市で「超深地層研究所計画」を進めており、「瑞浪超深地層研究所」の研究坑道掘削については、2011年度は主立坑は深度481.3 mから深度500.4 mまで、換気立坑は深度497.7 mから深度500.2 mまでの掘削を行いました。その後、深度500 mの水平坑道掘削に着手し、主立坑、換気立坑ともに立坑と水平坑道との接続部分からそれぞれ5 m程度の掘削を行いました（トピックス13-12）。調査・研究は、研究坑道掘削時の岩盤壁面調査や、既存ボーリング孔において、地下水の水圧や水質の長期的な観測を継続しました。



深度500 mにおける主立坑と水平坑道との接続部分

人形峠環境技術センター

核燃料物質（ウラン）取扱施設である製錬転換施設及び濃縮施設に関する廃止措置技術開発を実施しています。製錬転換施設の解体は、「大型核燃料施設廃止措置」の国内初のケースとして、2008年度に施設の解体に着手し、2011年度に転換設備の大型機器類の解体・撤去を完了しました。この間、使用済流動媒体（紛体）貯槽の除染では、大きな面積の除染を行うため、作業性以外に経済性も考慮して、市販の除染剤の選定試験並びに効果的な除染手順の確立のための試験を実施し、管理区域の持出し基準（ α : 0.4 Bq/cm², β γ : 4.0 Bq/cm²）以下まで除染が可能であることを確認できました。

今後、1Fへの適用を含め、大型解体物の除染への活用を検討します。

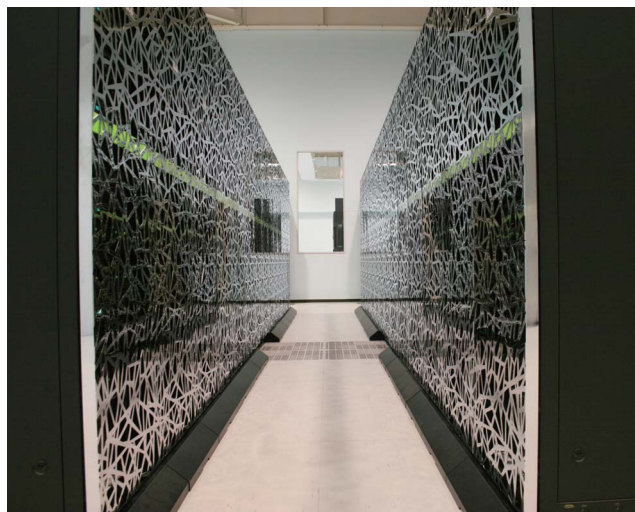


除染剤による除染状況

青森研究開発センター

六ヶ所地区は、「核融合エネルギーの実現に向けた幅広いアプローチ（BA）活動」の拠点として三つの研究施設（原型炉R&D棟、計算機・遠隔実験棟、IFMIF/EVEDA開発試験棟）のうち、原型炉R&D棟については放射線管理区域を設定し、また、計算機・遠隔実験棟についてはスーパーコンピュータ（仏国Bull社製）の設置作業が完了し、2012年4月より本格運用を開始しました。

むつ地区は、研究施設等廃棄物処分場の操業を見据えた大型機器一括撤去処分等の合理的・経済的な解体手法における調査検討、含有される有害物の調査など原子力第1船原子炉施設の廃止措置並びに加速器質量分析装置（AMS）による極微量元素分析及び分析技術の開発を継続して行うとともに内外の利用に供しています。

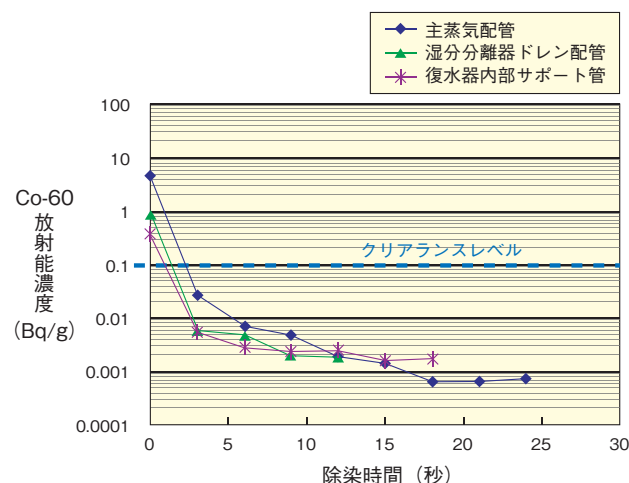


スーパーコンピュータの外観

13-1 解体撤去物の再利用を目指して —クリアランスのためのウェットブラスト除染技術—



図13-1 ウェットブラスト除染装置（手動タイプ）
除染ブース、ブラスト材回収器、排水処理装置、排気装置、
空気圧縮機から構成し、ブース内でブラストガンにより
除染を行います。



ブラスト材 : 高硬度ステンレスグリッド
 ブラスト材粒子径 : 50～200 μm
 ブラスト材濃度 : 12vol%
 噴射ノズル : 丸ノズル (Φ 11 mm)
 噴射圧力 : 0.4 MPa
 投射距離・角度 : 100 mm, 90°
 処理単位 : 試験片 (約 20 cm^2) を 1 回処理する
 時間を 3 秒と設定

図13-2 除染性能の一例（「ふげん」で使用された炭素鋼の例）
「ふげん」のタービン設備で使用された配管に対して、3秒の処理
時間（1回処理）でクリアランスレベル以下とできる性能を
有しています。

新型転換炉原型炉施設の廃止措置を進める原子炉廃止措置研究開発センター（「ふげん」）では、廃止措置完了までに発生する放射能レベルの極めて低い放射性廃棄物に対し、除染を講じることなどにより、クリアランス制度に基づき、クリアランス物として再利用又は産業廃棄物として処分していく計画です。

「ふげん」では、タービン施設などの解体撤去工事を実施中であり、この工事において発生した金属類の解体撤去物に対して、クリアランス制度を適用するための準備を進めています。クリアランスに当たっては、対象物に残留する放射性物質の濃度を基準値以下に低減する必要があることから、その汚染の状況などに応じて表面に付着する放射性物質を除去（除染）するための技術が必要となります。

このため、除染に伴って発生する粉塵を抑制しながら必要な除染性能を確保できる除染技術として、数気圧程度に加圧した水を数十～数百ミクロンの研掃粒（ブラスト材）とともに除染対象物表面に噴射し、表面に固着した放射性物質を除去する「ウェットブラスト方式」の除染技術を選定して手動タイプの装置を設置し（図13-1）、

解体撤去物の除染に適用しています。

実除染作業に先立ち、除染性能の確認及び作業条件などの設定に資するため、「ふげん」の解体撤去物から採取した試料を用いて、本装置が所定の除染性能を有していることを確認するための試験を実施しました。

この結果、解体撤去物の錆・塗装が除去されて梨地の地肌となるとともに、炭素鋼、ステンレス鋼とも短時間で残留放射能をクリアランスレベル以下とすることが可能であり（図13-2）、除染係数（除染前後の残留放射能の比）はいずれの材料に対しても目標とする100以上の性能が得られることを確認しました。また、除染作業後に二次的に発生する廃液は、フィルタにて、ろ過することにより、既設の液体廃棄物処理設備で処理することができ、専用の廃液処理装置などを設置する必要はありません。

本技術をタービン設備の解体撤去物に適用して除染を進めており、この作業を通して長期的な除染性能や二次廃棄物の発生量などに関する実績データを継続的に収集するとともに、装置の運用管理に係る知見を蓄積し、装置の大型化、自動化の検討などに反映していく計画です。

●参考文献

濱田宣幸, クリアランス制度運用に向けた準備状況—③手動式除染装置の除染性能試験結果—, 第23回ふげん廃止措置技術専門委員会資料集, JAEA-Review 2011-026, 2011, p.25-31.

13-2 指先の被ばく線量評価の信頼性を向上 ー光刺激ルミネセンス (OSL) 型リングバッジの開発ー



図13-3 OSL型リングバッジの構成

OSL型リングバッジは、 β 線と γ (X)線の分離評価用の2枚のOSL検出素子と β 線の透過を遮る金属フィルタで構成しています。1枚目のOSL検出素子で β 線及び γ (X)線を検出し、2枚目のOSL検出素子で γ (X)線のみを検出することで、分離評価ができるように設計しました。

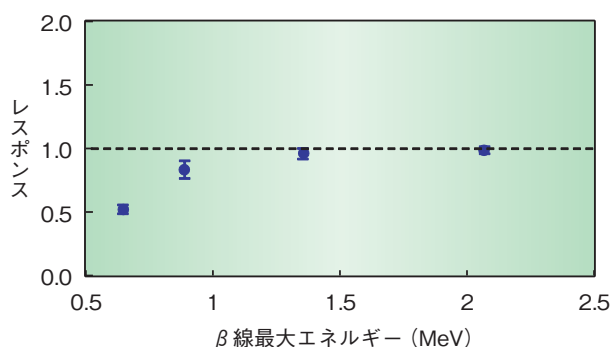


図13-4 β 線に対する応答性

基準照射試験の結果から、0.88～2.06 MeVの範囲で±15%未満であることを確認しました。

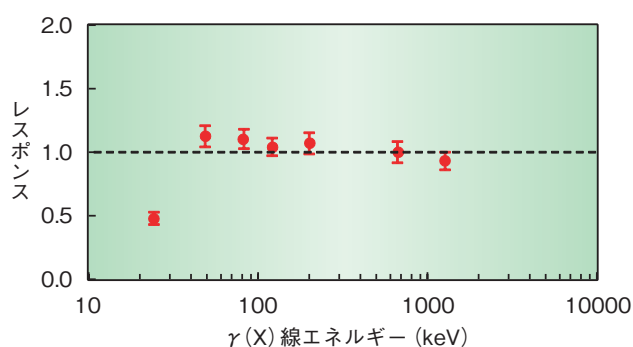


図13-5 γ (X)線に対する応答性

基準照射試験の結果から、48～1250 keVの範囲で±15%未満であることを確認しました。

原子力施設内における除染作業などでは、作業者の全身の被ばく線量に対して指先の被ばく線量が高くなる場合があるので、指輪状の線量計（リングバッジ）を用いて指先の被ばく線量を測定することがあります。従来、原子力科学研究所においては、熱ルミネセンス線量計（Thermoluminescence dosimeter：TLD）を用いたリングバッジ（従来型）を作業者に着用させて測定してきました。しかし、従来型は、時間とともに測定値が減少するため使用期間が1ヶ月間に限られることや、確認のための繰返し読取りができないことなどの課題を抱えていました。

近年は、光刺激ルミネセンス（Optically Stimulated Luminescence：OSL）現象を利用したOSL線量計が多く使われるようになりました。このOSL線量計は、使用時間に伴う測定値の減少はわずかで長期間の連続使用ができること、繰返し読取りができることなど、一般にTLDよりも利便性が高いことが知られています。中でも、ナノドットの商品名で販売されている米国LANDAUER社製のOSL検出素子は、小型かつ軽量で耐水性が高いという特徴があります。私たちは、この特徴に着目して、

前述の課題を解決するために新たなリングバッジを開発しました（図13-3）。リングバッジの形状は、性能を確保しつつ着用上の作業性が損なわれない形状としました。

本OSL型リングバッジは、基準照射試験及びシミュレーション計算による検証の結果から、多種類の核種に対して β 線及び γ (X)線を分離して被ばく線量を評価することができ、かつ、放射線のエネルギーに対する応答性、線量直線性などの特性について優れていることを確認しました。例えば、放射線のエネルギーに対するOSL線量計の応答性は、基準となる β 線量及び γ (X)線量に対して±30%以内であることが日本工業規格で要求されており、OSL型リングバッジは、 β 線量及び γ (X)線量に対して±15%未満であることを確認しました（図13-4、図13-5）。また、使用期間は最長3ヶ月間に延びました。

OSL型リングバッジの開発により、確認のための繰返し読取りが可能になり、指先の被ばく線量評価の信頼性が向上しました。このOSL型リングバッジは、既に実用化して除染等作業者の被ばく線量評価に用いており、今後は幅広い放射線作業への活用が期待されます。

●参考文献

宮内英明ほか, OSL型リングバッジの開発, JAEA-Technology 2010-050, 2011, 17p.

13-3 原子炉のコンクリートを資源として有効利用する -JRR-3 改造工事に伴って発生したコンクリートのクリアランス-

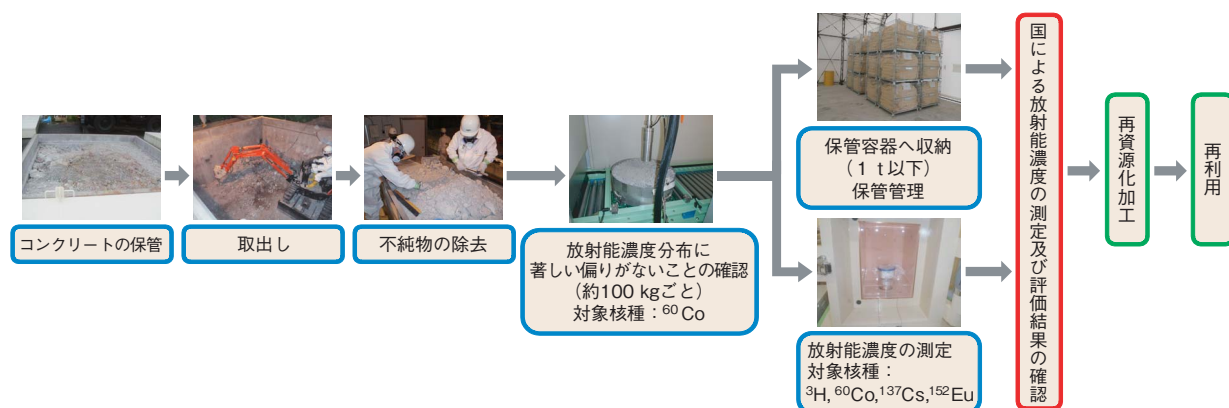


図13-6 放射能濃度の測定及び評価の方法の流れ

JRR-3 改造工事に伴って発生したコンクリート中の放射性物質の放射能濃度がクリアランスレベルを超えないことを、測定によって合理的かつ確実に評価できる方法を策定しました。



図13-7 再資源化加工を行ったコンクリート

国の確認を受けたコンクリートをRC40材としての品質基準を満足するよう破碎しました。



図13-8 コンクリートの再利用

再資源化加工を行ったコンクリートを陥没した建物周囲の埋戻し材として再利用しました。

私たちは、クリアランス制度を活用した資源の有効利用を推進しています。クリアランス制度とは、原子力施設などから発生する資材のうち、放射能レベルが極めて低く、人体への放射線影響が無視できると国が確認したものを有価物として再利用することで、我が国が目指す資源の有効利用による循環型社会の形成に貢献することを目的とした制度です。

私たちは、クリアランス制度が導入される以前の1985年～1990年に行われたJRR-3 原子炉施設の改造時に大量に発生した放射能レベルが極めて低いコンクリート約4000 tを放射性廃棄物として保管していました。このコンクリートを有効利用するため、保管していたコンクリートの汚染状況の事前調査を行い、その調査結果を基に、評価対象核種の選定、コンクリートの特性に応じた測定方法、測定結果の評価方法、コンクリートの管理の方法などを定めた放射能濃度の測定及び評価の方法を策定し、2008年に国の認可を受けました。

その後、2009年度より国の認可を受けた方法に従って

放射能濃度の測定及び評価を行い、2011年度末までに約1900 tのコンクリートについて国による放射能濃度の測定及び評価結果の確認を受けました(図13-6)。

国の確認を受けたコンクリートは再利用するために再資源化加工を行い、財団法人茨城県建設技術管理センターにおいて、ふるい分試験、すりへり試験、異物混入試験などの品質試験を受け、コンクリート再生碎石(RC40材)として使用するための品質基準を満たしていることを確認しました(図13-7)。

品質試験を受けたコンクリートは、原子力科学研究所内で再利用を進めており、東日本大震災の影響によって一部建物で周囲のアスファルトが陥没したため、その陥没箇所の埋め戻しをするために2011年度末までに約600 t使用しました(図13-8)。

コンクリートをクリアランスし再利用することは我が国で初めてであり、今回の方法は、今後の合理的な廃止措置、資源の有効利用による循環型社会の形成に役立つことが期待されます。

●参考文献

里山朝紀ほか、JRR-3 改造工事に伴って発生したコンクリートのクリアランス放射能濃度の測定及び評価の方法の策定一、JAEA Technology 2011-003, 2011, 53p.

13-4 放射性廃棄物低減に向けた長寿命核種の分離・回収 ー簡素化溶媒抽出法におけるネプツニウムの酸化及び抽出挙動ー

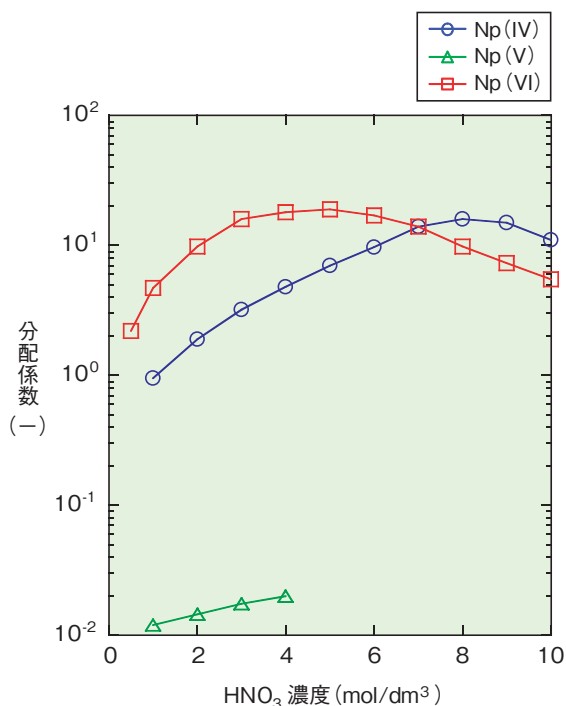


図13-9 HNO₃-TBP系におけるNpの分配係数

HNO₃溶液においてNpは主にNp(IV)、Np(V)及びNp(VI)の原子価で存在します。Np(IV)及びNp(VI)の分配係数(抽出しやすさ)は高く、TBPに易抽出性であることを示しています。一方、Np(V)の分配係数は低い値を示し、難抽出性であることが分かります。

ネプツニウム(Np)には、半減期の長い同位体 (²³⁷Np: 214万年) があり、従来の使用済燃料再処理法では核分裂生成物等と共に放射性廃棄物として地層処分されます。高速炉燃料再処理では、抽出溶媒であるリン酸トリブチル(TBP)を用いて、照射済燃料を硝酸(HNO₃)に溶かした溶解液からウラン(U)及びプルトニウム(Pu)とともにNpを回収します。高速炉では回収したこれらの物質を再び燃料として装荷するため、放射性廃棄物の低減につながります。

Npは原子価によりTBPへの抽出率が異なり、Np(IV)及びNp(VI)は易抽出性、Np(V)は難抽出性を示します(図13-9)。そのため、Npを抽出するためには、原子価をNp(IV)若しくはNp(VI)に調整する必要があります。Np(V)は、HNO₃によりNp(VI)に酸化されることが知られているため、Np(V)の存在割合に及ぼすHNO₃濃度依存性を評価しました(図13-10)。その結果、HNO₃濃度が高いほどNp(V)の割合が減少する傾向を示し、Np(V)の酸化を促進させるためには、溶液中のHNO₃濃度を高く

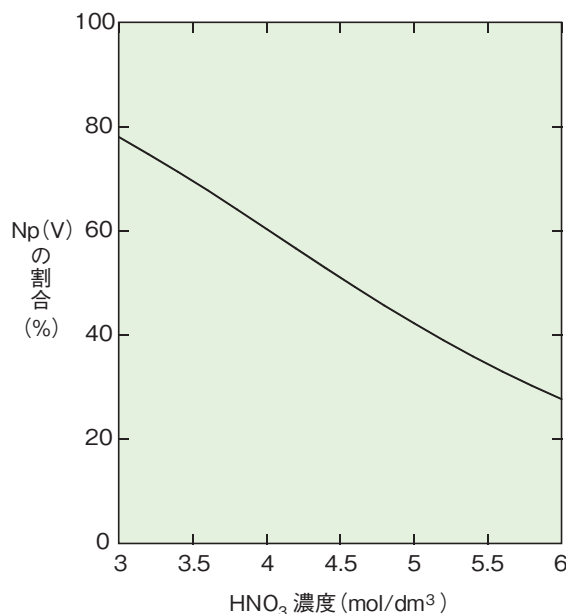


図13-10 Np(V)の存在割合とHNO₃濃度との相関

燃料溶解液中のNp(V)の存在割合に及ぼすHNO₃濃度依存性を計算により評価しました。HNO₃濃度が増加するに従い、Np(V)の存在割合が減少する傾向を示しました。

することが有効であるとの知見を得ました。従来の再処理法からPu分配及び精製工程を削除した簡素化溶媒抽出法では、この性質を利用してフィード溶液中においてNp(V)をNp(VI)にできるだけ酸化します。

この効果を確認するために、小型遠心抽出器を用いた向流多段抽出試験を高レベル放射性物質研究施設(CPF)において実施しました。フィード溶液には高速炉の照射済燃料溶解液を使用しました。フィード溶液のHNO₃濃度が3 mol/dm³の場合は9.9%のNpがラフィネート(抽出残留液)に移行したのに対し、5 mol/dm³に調整すると1.3%未満に抑えることができました。これは、フィード溶液のHNO₃濃度を5 mol/dm³に調整したことにより、Np(V)がNp(VI)に酸化され、NpのTBPへの抽出が促進されたためと考えられます。

本研究により、フィード溶液を高HNO₃濃度(5 mol/dm³)に調整することによりNpをU及びPuとともに回収できることを実証しました。

●参考文献

Nakahara, M. et al., Influence of Nitric Acid and Nitrous Acid on Oxidation and Extraction of Neptunium with Double Scrub Flow Sheet in Simplified Solvent Extraction Process, Journal of Chemical Engineering of Japan, vol.44, no.5, 2011, p.313-320.

13-5 中性子を光に変えて高位置分解能で検出する — J-PARCの結晶構造解析装置用2次元シンチレータ中性子検出器を開発 —

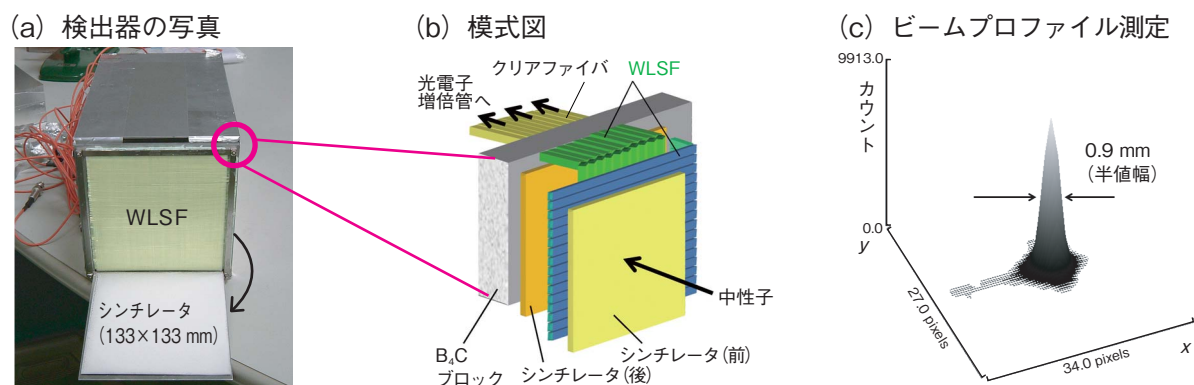


図13-11 高分解能2次元シンチレータ中性子検出器 (iBIX装置用)

中性子有感シンチレータの間に配置したWLSFでシンチレーション光を読み出し中性子の入射位置を検出します。WLSFは曲率半径3 mmで後方へ曲げシンチレータ配置領域を増やし不感領域を低減しました。約0.3 mmの微小中性子ビームを入射した測定で位置分解能0.9 mmを確認しました。

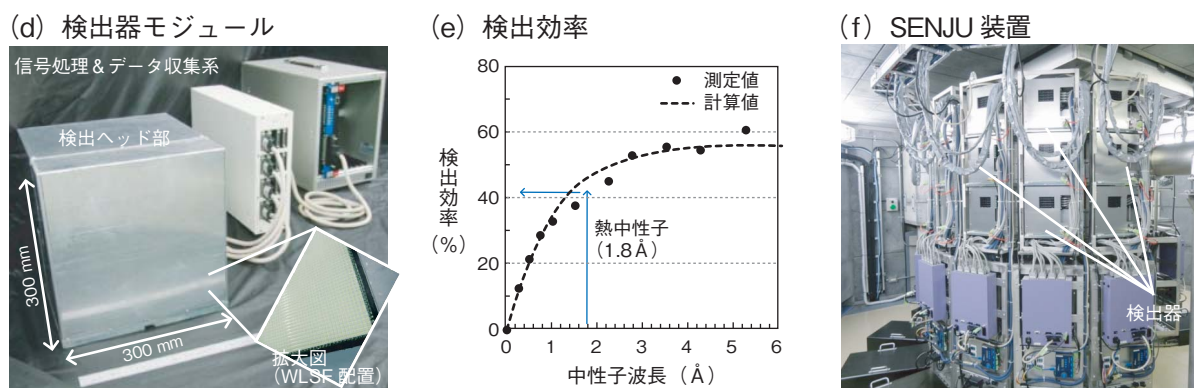


図13-12 大面積2次元シンチレータ中性子検出器 (SENJU装置用)

位置分解能4 mm、有感面積 $256 \times 256 \text{ mm}^2$ の性能を有します。熱中性子(波長1.8 Å)に対し40%の高い検出効率を確認しました。SENJUは31台の検出器を装てんし30%の立体角をカバーする高効率な単結晶中性子回折装置です。

中性子を用いた蛋白質の結晶構造解析では蛋白質内の水素の位置を特定できるなど、ほかの手法にない優れた長所があります。一方、蛋白質結晶からの回折ピークは強度が弱くかつ空間的に密なため1 mm以下の位置分解能、50%以上の検出効率、不感領域が小さく多数を配置できる検出器が不可欠です。

この課題を克服するため、私たちは中性子有感シンチレータと波長シフトファイバ(WLSF)を用いた高分解能2次元検出器を開発しました(図13-11)。この検出器ではまず中性子をシンチレータで吸収し光へ変換します。シンチレータを0.4 mmと薄くすることで発光の拡がりを抑え、直径0.5 mmの細いファイバで光を読み出すことで位置分解能0.9 mm、不感領域36%を実現しました。さらに、従来品($\text{ZnS}/^{10}\text{LiF}$)より中性子吸収率が約4倍高いシンチレータ($\text{ZnS}/^{10}\text{B}_2\text{O}_3$)を開発し、2枚のシートを組み込めるヘッド構造の考案と微弱発光の検出に最適なフォトンカウンティング計測システムの構築により、世界一級の検出効率50%を実現しました(従来は35%)。

本検出器を30台装てんしたJ-PARCの茨城県生命物質構造解析装置iBIXでは研究用原子炉(JRR-3)で1ヶ月以上

を要した測定が約3日で可能になります(1 mm^3 試料)。蛋白質結晶のほとんどが小サイズでしか得られないため測定効率の向上は極めて重要です。

次に、私たちは本検出器が持つ性能や特徴を活かし、微小な金属や低分子化合物結晶を極低温や高磁場等の極端条件下で測定する物質構造解析装置SENJUの整備に貢献しました。SENJUには広い運動量領域を効率良く測定できる大面積があり、かつ、位置分解能4 mm、高検出効率というこれまでにない検出器が必要でした。そこで、私たちは直径1 mmの太いWLSFを4 mm間隔で配置した大面積型の検出器を考案しました(図13-12)。この構造によると検出効率は40%と高く、かつ、有感面積はiBIX検出器の4倍です。本検出器を31台装てんしたSENJUではJRR-3で数日以上を要した測定が1日に短縮され、X線回折実験で標準的な少量試料($< 1 \text{ mm}^3$)でも十分な統計精度での中性子回折測定が可能になりました。

今回の検出器技術開発によってユニークかつ、高性能な中性子回折装置が実現し高精度な構造解析が可能になりました。これらの検出器は中性子計測が必要な様々な分野にも活用できます。

●参考文献

Nakamura, T. et al., A Large-Area Two-Dimensional Scintillator Detector with a Wavelength-Shifting Fibre Readout for a Time-of-Flight Single-Crystal Neutron Diffractometer, Nuclear Instruments and Methods in Physics Research A, vol.686, issue 1, 2012, p.64-70.

13-6 空間中の磁場を中性子で可視化

—大強度偏極パルス中性子による新しい磁場可視化技術の開発—

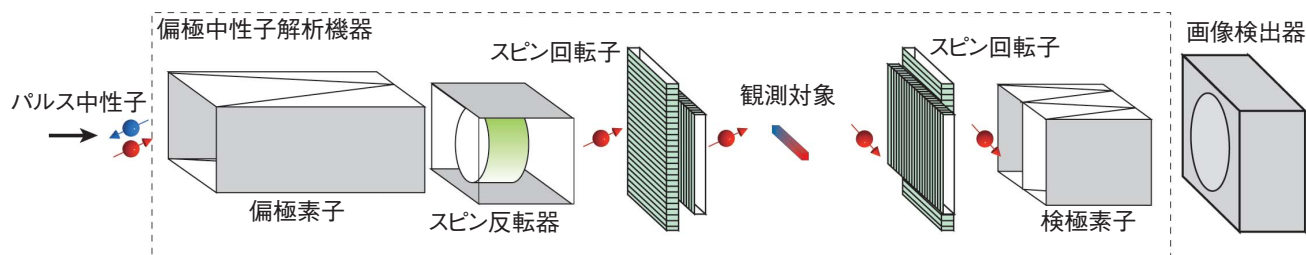


図13-13 偏極中性子を用いた磁場可視化システムの概念図

磁場可視化システムは偏極素子、検極素子等からなる偏極中性子解析機器と画像検出器から構成されます。偏極素子で最大偏極度98%の偏極中性子を作り、磁場空間を透過後の中性子の偏極度の変化を検極素子で解析し、最後段の検出器でその空間分布を画像として得ます。

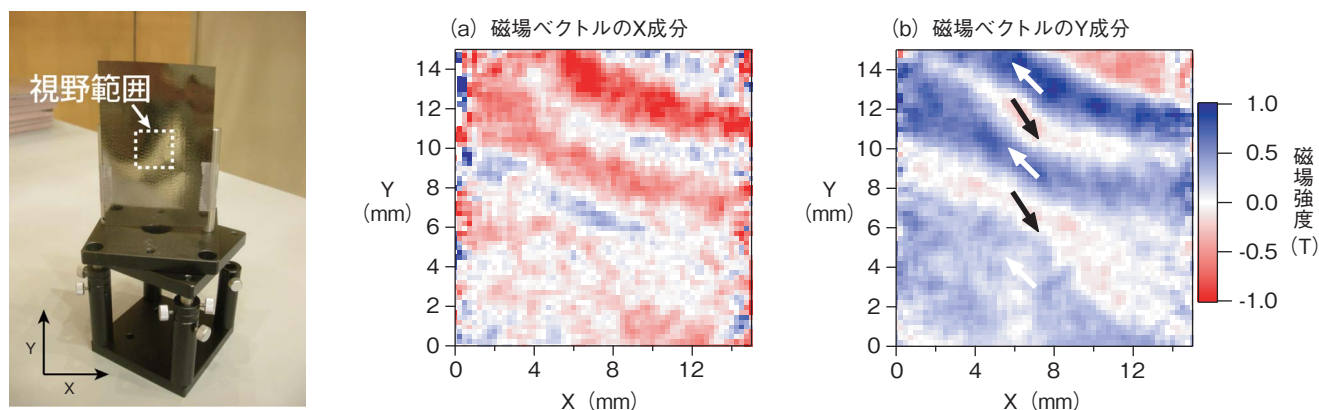


図13-14 磁場可視化システムを用いた磁場分布の観測

軟磁性金属箔の15 mm×15 mmの範囲について、磁場の分布を可視化した結果を示します。(a)は磁場ベクトルのX成分、(b)はY成分の強度分布を示します。X、Y成分の強度分布の結果をもとに合成した磁場ベクトルを(b)中の矢印で表しています。

中性子はスピンを持ち、磁場中で歳差運動をします。このため、磁場空間を透過したあとの中性子スピンの回転を調べることで、磁場の強さと向きが分かります。この特徴を利用することで、磁場の空間分布を画像として再現し、目に見えない磁場を可視化することができます。特に、中性子は物質透過能力が高いため物質内部の磁場も調べることができます。また、スピンの回転は中性子の速度と磁場の強さに依存します。パルス中性子は様々な速度の中性子を含み、各々の速度を飛行時間法により決定できるので、入射中性子の速度とスピンの回転の関係を効率良く調べることができ、磁場の強さを精度良く決定できます。

私たちは、中性子を用いた磁場の可視化法として、スピンの向きが一方にそろった偏極中性子を利用して、磁場空間を通過したあとのスピンの回転を偏極度の変化として取得する「偏極度解析技術」と、パルス中性子を利用して中性子透過画像を取得する「パルス中性子イメージング法」を組み合わせた新しい手法を開発しました。図13-13は測定システムの概念図で、偏極素子と検極素子、スピン反転器からなる偏極中性子解析機器と画像検出器で構成されます。ここで、スピン回転子を用いて入射

する中性子のスピンと検出する中性子のスピンの向きを選択することで、磁場ベクトルのX、Y、Z成分の値が得られ、磁場の方向を決定できるようになります。図13-14は、J-PARCの中性子源特性試験装置（NOBORU）で測定した軟磁性金属箔の内部の磁場分布の結果です。磁場強度は縞状に分布し、磁場ベクトルの各成分を合成して求めた磁場の方向が互い違いであることを明らかにしました（図13-14(b)の矢印）。また、磁場の強さが1.2 Tであることも分かりました。

位置ごとに偏極度を解析して磁場を可視化するためには、中性子強度が十分高いことが必要ですが、J-PARCの大強度パルス中性子を利用することによって、1 mm以下の空間分解能で磁場の分布を画像にするとともに、その強さと方向を決定できるようになりました。

私たちが開発している手法は、磁性材料研究だけでなく、磁場を利用する機器の特性評価への応用が期待でき、磁気に関連する幅広い分野での研究開発に貢献するものと考えます。

本研究は、日本学術振興会科学研究費補助金（No.22604009）「偏極パルス中性子による空間磁場可視化法の開発と応用」の成果の一部です。

●参考文献

Shinohara, T. et al., Quantitative Magnetic Field Imaging by Polarized Pulsed Neutrons at J-PARC, Nuclear Instruments and Methods in Physics Research Section A, vol.651, issue 1, 2011, p.121-125.

13-7 1 MW大強度陽子ビームの実現へ向けて —ペイント入射法によるビーム損失の低減—

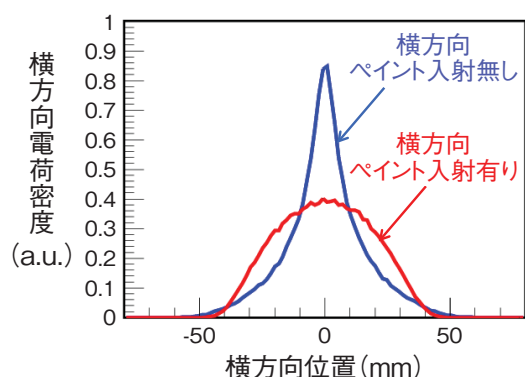


図13-15 横方向ペイント入射の有無による横方向ビーム分布の比較
横方向ペイント入射の導入により、ビームの電荷密度が均一化しています。

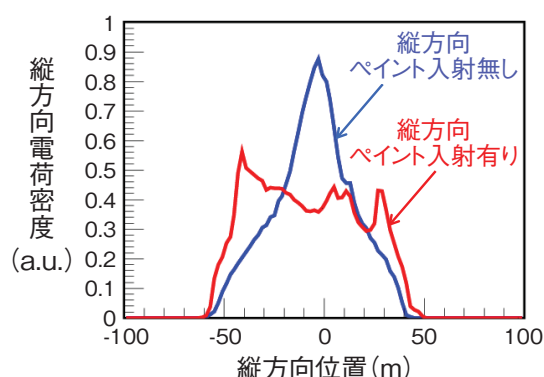


図13-16 縦方向ペイント入射の有無による縦方向ビーム分布の比較
縦方向ペイント入射の導入により、ビームの電荷密度が均一化しています。

JPARC Rapid Cycling Synchrotron (RCS) は、物質・生命科学実験施設へのビーム供給と後段のMain Ring Synchrotronへの入射器という二つの役割を担っており、前段のリニアックから入射された陽子を25 Hzの速い繰り返しで3 GeVまで加速し、最終的に1 MWという世界最高レベルの大出力運転の実現を目指しています。

RCSのような大強度陽子加速器では、ビーム損失により生じる機器の放射化が出力強度を制限する最大の要因となるため、ビーム損失の低減が出力増強過程で直面する重要な研究課題となります。ビーム損失の原因は多様ですが、ビーム中の陽子が互いに電氣的に反発し合うことで生じる空間電荷効果が主原因のひとつに挙げられます。この効果は、陽子のエネルギーがまだ低い入射終了直後に最も顕著となるため、その時間帯でのビーム損失の原因となります。RCSでは、この効果を緩和するために、ペイント入射という手法を採用しています。ペイント入射とは横方向（ビーム進行方向に直交する方向）及び縦方向（ビーム進行方向）の位相空間に粒子をできる限り一様に分布させてビームの最大電荷密度を低減させる手法です。横方向については周回閉軌道と入射ビーム

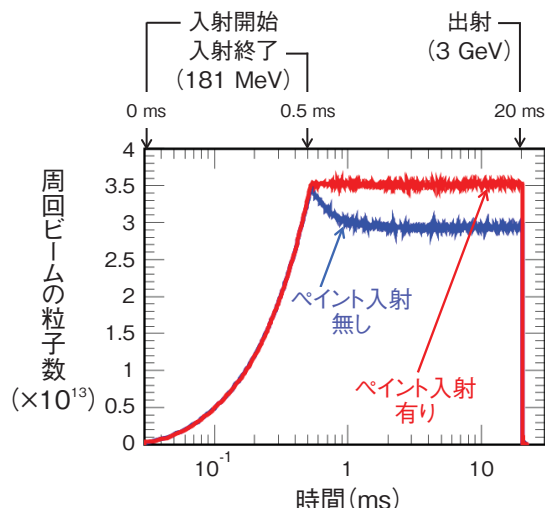


図13-17 420 kW出力運転時のペイント入射の有無によるビーム損失の比較
入射終了直後に発生したビーム損失がペイント入射により低減しています。

軌道の相対関係を入射期間中（0.5 ms）に変化させることでベータatron振動の振幅を時間的に制御し、ビームを横方向空間に一様に分布させました（図13-15）。縦方向も原理は同様で、入射中に運動量オフセットを加えて大きな振幅を持つシンクロトロン振動を励起させることでビーム進行方向に一様な分布を作ります。この運動量オフセット入射にシンクロトロン振動のポテンシャル形状を時間的に変化させる手法を組み合わせ、最大電荷密度の大幅な低減を実現させました（図13-16）。私たちは、この入射法により420 kW相当の出力時に出現した15%という有意なビーム損失を1%以下まで低減させることに成功しました（図13-17）。

現状のRCSの入射エネルギーは181 MeVですが、2013年度にこれを400 MeVへ増強する予定です。その後、私たちは、設計出力1 MWを目指すことになります。420 kW出力の際の入射エネルギー領域での空間電荷効果と入射エネルギー増強後の1 MW運転時のその効果はほぼ等価であるため、本研究の成果は1 MW出力実現に向けた大きな一歩と位置づけられます。

●参考文献

Hotchi, H. et al., Beam Loss Reduction by Injection Painting in the 3-GeV Rapid Cycling Synchrotron of the Japan Proton Accelerator Research Complex, Physical Review Special Topics — Accelerator and Beams, vol.15, issue 4, 2012, p.040402-1-040402-15.

13-8 世界が注目するHTTRの成果

—高温ガス炉による世界初の長期連続高温核熱供給の達成—

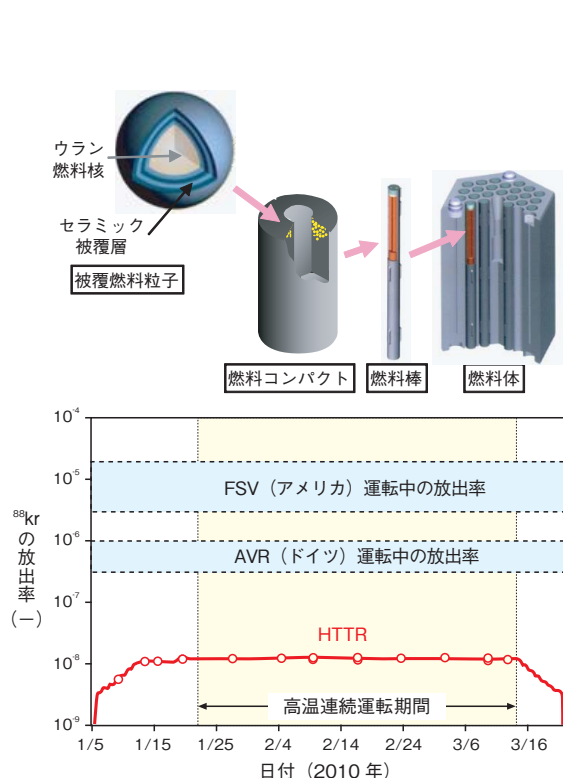


図13-18 HTTR燃料のFP閉じ込め性能

FPのひとつである ^{88}Kr の放出率は燃料のFP閉じ込め機能を表しており、値が低いほど被覆燃料粒子内にFPを閉じ込める能力が高いことを示しています。高温連続運転期間中、放出率はほぼ一定であり、その値も他国で開発が行われていた高温ガス炉に比べはるかに低いことが確認できました。

高温ガス炉は、固有の安全性を有していることや水素製造等の多目的熱利用や高効率発電が可能である等の特徴から、世界的に注目されています。原子力機構は、我が国初の高温ガス炉である高温工学試験研究炉 (HTTR) を建設し、2004年4月に世界最高となる原子炉出口冷却材温度 950°C を達成しました。しかし、高温ガス炉が発電や水素製造を行う実用炉として稼動するにあたっては、発電システムや水素製造システム等の熱利用系に長期にわたって高温の熱を安定に供給できる原子炉であることを実証しなければなりません。

そこでHTTRでは、原子炉出口最高温度が 950°C となる高温試験運転モードでの50日間連続運転 (高温連続運転) を2010年に世界で初めて達成しました。この運転では、長期連続運転に伴う燃料性能、高温機器の熱供給特性等の評価を行いました。

HTTRの燃料は被覆燃料粒子を用いていますが、高温状態での長期連続運転に伴う燃料の健全性 (核分裂生成物 (FP) の被覆燃料粒子内への閉じ込め機能) を確認する必要があります。そこで、代表的なFPである ^{88}Kr につ

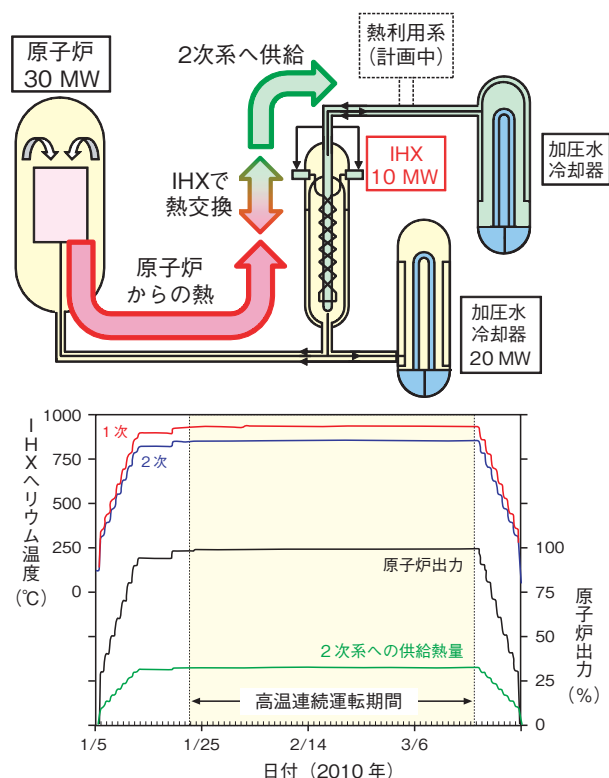


図13-19 IHXの熱交換性能

IHXは原子炉で発生した高温の熱の1/3を2次系へと輸送する熱交換器です。高温連続運転期間中、1次系及び2次系のヘリウム温度並びに2次系への供給熱量はほぼ一定であることが確認でき、IHXを用いて原子炉で発生した熱を熱利用系に安定に供給できることを実証しました。

いて、高温連続運転中の燃料からのFPの放出率について評価を行い、放出率は過去の高温試験運転とほとんど変わらず、また高温連続運転期間中、その値はほとんど変化していないことが確認でき、高温連続運転を行っても被覆燃料粒子が健全であり、高いFP閉じ込め機能を有していることを確認しました (図13-18)。

高温機器のひとつである中間熱交換器 (IHX) は、原子炉で発生した熱を熱利用系へと輸送する機器であり、安定な熱供給を行うために欠かせない機器です。そこで、高温連続運転期間中のIHXにおける1次系及び2次系のヘリウム温度並びに2次系への供給熱量について調査を行い、高温連続運転期間中、熱量及びヘリウム温度が安定していることを確認し、IHXが長期にわたって高温の熱を2次系へと安定に供給できることを確認しました (図13-19)。

これらの結果から、高温ガス炉が長期にわたって安定に熱を供給できる原子炉となりうることを実証しました。

本研究は、日本原子力学会より平成23年度日本原子力学会賞「技術開発賞」を受賞しました。

●参考文献

栃尾大輔ほか, HTTR長期連続運転の結果の概要—高温・並列50日運転—, JAEA Technology 2010-038, 2010, 57p.

13-9 ジルカロイ-2/SUS316Lの異材継手の開発 -JMTRにおける軽水炉燃料の出力急昇試験への適用-

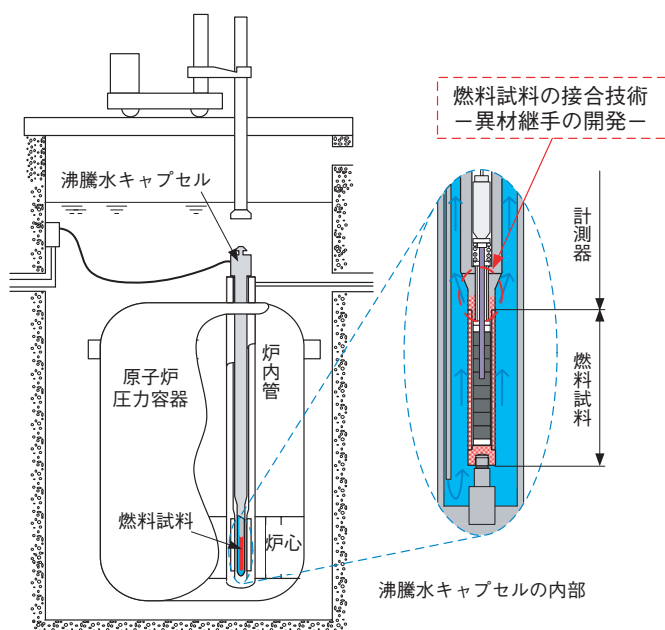


図13-20 JMTRにおける軽水炉燃料の出力急昇試験

JMTRにおける出力急昇試験では、燃料試料に計測器を接続し、燃料出力変動時の燃料の中心温度や核分裂生成ガスの放出による燃料棒内の圧力変化を測定しています。燃料試料と計測器の接合部では、材料の特性上、異材の直接溶接ができません。そこで、予め製作した異材継手を計測器の先端に接合しておくことで、ホットセル内で燃料試料と計測器を同材で溶接することができます。

燃焼が進んだ軽水炉燃料（高燃焼度燃料）を安全に使用していくためには、出力変動時の燃料の健全性を確認しておく必要があります。そのため、高燃焼度燃料の出力急昇試験を行うための照射設備（沸騰水キャプセル）を材料試験炉JMTRに整備しています（図13-20）。

一方、これまでは沸騰水キャプセルの燃料試料部と計測器部の接合は、ジルカロイ-4（Zry-4）とSUS304で行っていましたが、Zry-4はBWR燃料試料と同じ外径に加工可能な素材の入手が困難であり、SUS304は中性子照射環境での応力腐食割れが発生する可能性があることや照射試験後に線量が高くなるため、放射性廃棄物増加の一因になっていました。そこで、素材の入手が容易なジルカロイ-2（Zry-2）と応力腐食割れへの耐性がありCo含有率を0.05%以下にして線量の低減化が図れるSUS316Lを候補材にして、新たな異材継手の開発に着手しました。

本開発では、JMTRにおける沸騰水キャプセルに使用可能なZry-2とSUS316Lの異材継手の製作条件を明らかにすることを目的としました。接合では、摩擦熱によって部材を軟化させると同時に圧力を加えて原子同士を金属融合させて接合する摩擦圧接法により、接合時の温度は室温とし、回転数、摩擦圧力及び摩擦時間等をパラメータとして、Zry-2とSUS316Lの異材継手の試作を行いました。この試作材を用いて、摩擦圧接で接合可能な

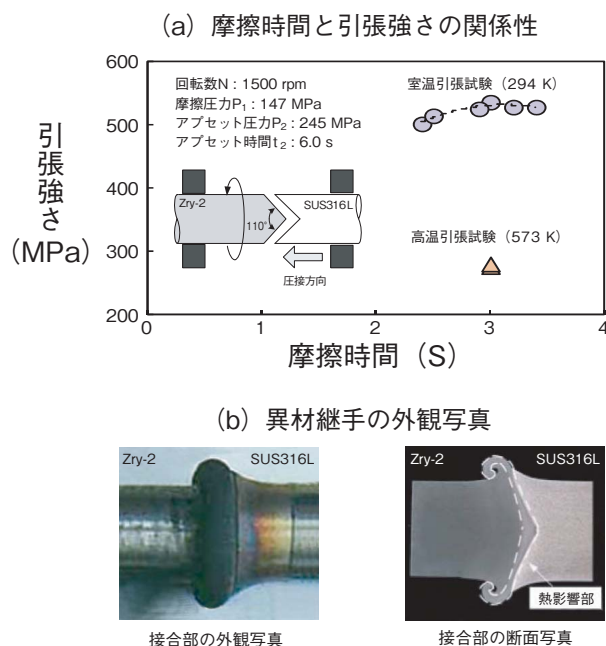


図13-21 異材継手の試作試験

(a) Zry-2とSUS316Lの異材継手の引張試験を行い、摩擦時間と引張強さとの関係を明らかにしました。

(b) 接合境界付近では、エッチングにより白色に変色し、摩擦熱による熱影響部が見られますが、摩擦圧接によりバリとして押し出されています。また、割れやホールは見られませんでした。

回転数や摩擦圧力を実験により定め、次に、摩擦時間を変化させて接合し、室温で引張試験を行いました。その結果、摩擦時間を3秒以上とした場合、引張強さは529～536 MPaであり、日本機械学会規格の判定基準（SUS316Lの最小引張強さ480 MPa以上）を満足することが分かりました（図13-21 (a)）。さらに、出力急昇試験を行う場合の最高温度（573 K）で引張試験を行いました。その結果、引張強さは277～281 MPaであり、Zry-2の母材の引張強さ（286 MPa at 573 K）とほぼ同等になることが分かりました。なお、引張強さについては、着目する温度において小さくなる方の材料の値を判定基準としています。

異材継手の接合部の断面は、図13-21 (b) に示すように摩擦熱による熱影響部が見られますが、摩擦圧接によりバリとして排出されて外周の熱影響部は小さくなり、かつ、割れやホールはなく、接合部が健全であることを確認しました。

以上の試験により、Zry-2とSUS316Lの異材継手の摩擦時間と機械的強度との関係を明らかにし、沸騰水キャプセルに使用可能な異材継手の製作条件を定めることができました。これにより、沸騰水キャプセルの製作に見通しが得られました。

本研究は、原子力規制委員会原子力規制庁（当時、経済産業省原子力安全・保安院）からの受託研究「軽水炉燃材料詳細健全性調査」の成果の一部です。

●参考文献

北岸茂ほか、ジルカロイ-2/SUS316Lステンレス鋼の摩擦圧接継手の性能評価、日本機械学会論文集、A編、vol.78, no.788, 2012, p.564-570.

13-10 ナトリウムの材料腐食問題をひも解く

－高速炉におけるナトリウム環境効果の評価－

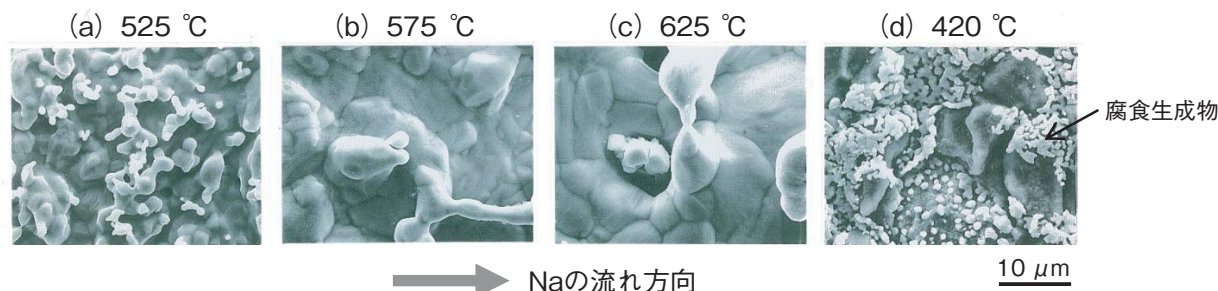
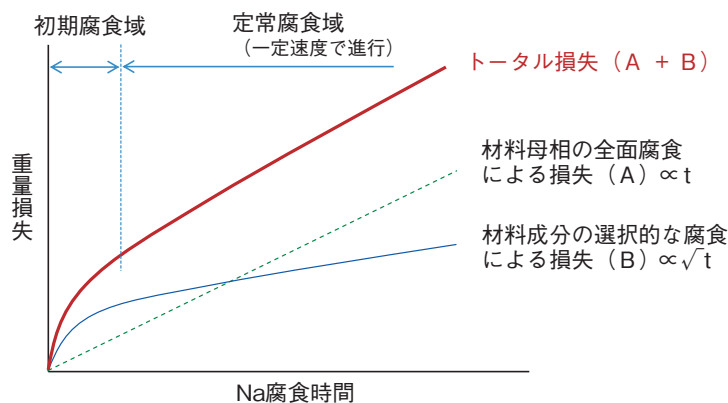


図13-22 長時間（約82000時間）さらされたステンレス鋼（SUS304）腐食表面の走査型電子顕微鏡による観察例
Na流動循環系内で、Na流れに沿って温度が上昇する領域（a）～（c）では材料の合金元素が溶出された腐食形態を、その下流に位置する温度下降の領域（d）では温度上昇領域（a）～（c）で溶出された微細な腐食生成物の沈着現象が観察されます。

図13-23 腐食過程の模式図

Na腐食は、材料成分のNa中への選択的な溶け出しと、Na中の不純物（酸素）と母相（Fe）との化学的な反応によって生じる腐食があり、これらの総和として材料の損失（減肉等）として現れます。時間軸に見ると、初期段階では前者による腐食が、数1000時間後の定常域では後者による腐食が支配的となって進行します。



ナトリウム冷却型高速炉に適用される構造材料は、供用期間の数10年にわたって常に高温（500 °C 前後）のナトリウム（Na）に接液しながら使用されるため、Na腐食が及ぼす材料特性への影響を解明し、材料の健全性を確保することが重要になります。このため、これまでの研究知見を体系的に整理し、高速炉におけるNa環境効果の影響について取りまとめました。

Na環境中では、一般の大気環境下の腐食とは異なり、材料表面に酸化被膜が生成されず、液体の金属Naと固体の金属材料の金属同士が直接接液することになります。この場合、Na環境条件、つまりNaに接液されている温度や時間などによっては、材料の表面からNa中へ合金元素が溶出し、その現象が著しい場合には材料の特性を変化させる一因になります。これらの現象は、温度や時間の他に、Na中における合金元素の溶解度や不純物濃度（主に酸素）に支配されることになります。

例えば、温度分布を有する流動Na系内では、Na流れの中で高温域では材料の合金元素の溶出等による腐食が生じ、その下流側に位置する降温域では、高温域で溶出さ

れた微細な腐食生成物が沈着する（図13-22）。また、時間経過では、腐食初期には主に合金元素（Ni, Cr等）の選択的な溶出による腐食が進み、その後長時間側になると母相（Fe）の均一的な全面腐食を受けて進行する（図13-23）。さらに、合金元素の中で、炭素は材料の強度特性を維持する上で重要な役割を成す元素であり、Naを介した材料の脱炭・浸炭現象が重視されます。異なった材料（例えば、ステンレス鋼とフェライト鋼）で構成されるNa系統では、材料間の炭素活量差から、炭素活量の高い材料（フェライト鋼）で脱炭が生じ、低い材料（ステンレス鋼）では浸炭が生じます。特に、高速炉では軽水炉よりも高い温度で使用されるため、クリープ特性やクリープと疲労が重畳するクリープ疲労特性を把握することが重要です。これらの特性に及ぼす脱炭・浸炭現象の影響についても研究が進められ、純度管理されたNa環境下では、Na腐食特性を含め、工学的に大きな問題にならないことが明らかにされています。

本研究は、高速炉の設計に用いられる材料強度基準等に反映されています。

●参考文献

Yoshida, E. et al., Corrosion Issues in Sodium-Cooled Fast Reactor (SFR) Systems, Nuclear Corrosion Science and Engineering, no.22, 2012, p.773-806.

13-11 ミクロな粒子の化学状態を観る —イオンマイクロビーム誘起発光による顕微イメージング—

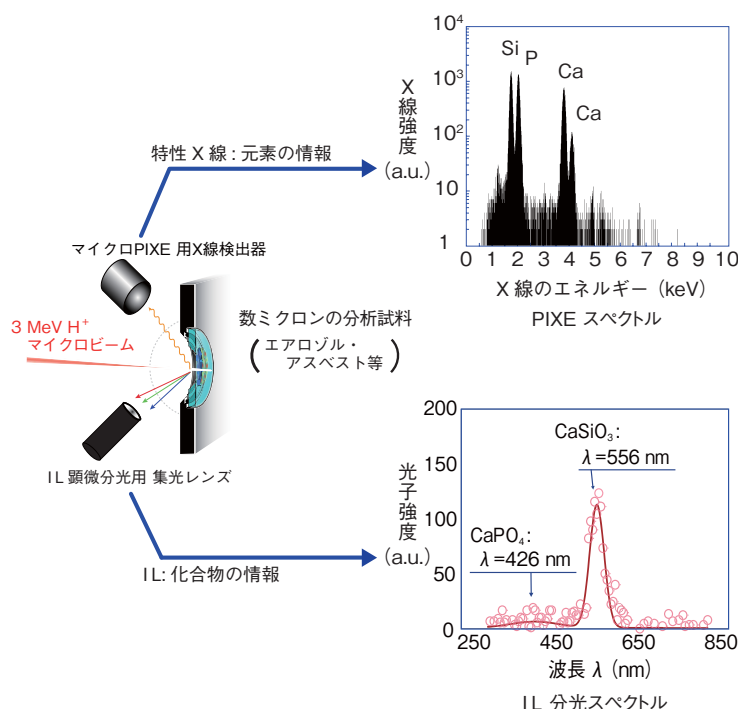


図13-24 マイクロPIXEとIL顕微分光の概略図と分析例
マイクロPIXEでは、ケイ素、リン、カルシウム等の元素組成が分析可能です。IL顕微分光ではそのスペクトルから化学種（ここではCaSiO₃とCaPO₄）を判別できます。

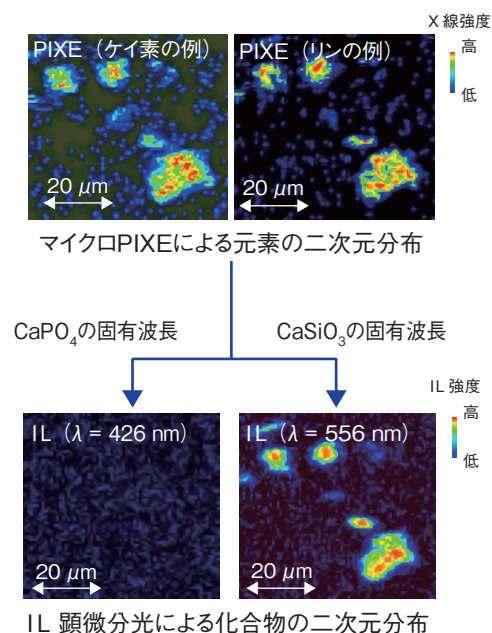


図13-25 エアロゾルの元素分布と化学状態分布の顕微イメージング例

マイクロPIXEでは、エアロゾルの主要構成元素（ケイ素、リン、カルシウム）がそれぞれ同様の分布を示します。IL顕微分光では、想定した化学種のうちCaSiO₃のみが分布像として得られました。

自然界には、肉眼では見ることができないミクロな微粒子（エアロゾル）が大量に存在します。近年、有害な化学物質や微生物が一部のエアロゾル表面に固着し、大気中を広く拡散する現象が環境問題として関心を集めています。このような極めて小さな粒子の表面で起こる物質の固着機構を解明するためには、粒子の成分である元素の種類だけではなく、化合物や結晶といった化学状態についてその空間分布を取得する技術が求められています。

イオン照射研究施設（TIARA）では、マイクロPIXE（Particle-Induced X-ray Emission：粒子線誘起X線放出）システムを開発し、大きさが数μmから100 μm程度の試料の個別分析に利用してきました。このシステムでは直径1 μm以下のイオンマイクロビームで試料を走査しMgより重い元素から放出される特性X線を測ることで、試料の元素組成分布を高い空間分解能で取得できます。

一方、イオンビーム照射時には、内殻電離に伴う特性X線の放出に加え、外殻電子の励起に伴う発光（IL：Ion Luminescence：イオン誘起発光）が観測されます。特性X線と異なり、ILは原子・分子の結合状態の情報を含みます。私たちはこれに着目し、マイクロPIXEと同体系でIL

を顕微分光することで、元素組成と化学状態の同時分析を行うシステムを開発しました（図13-24）。IL顕微分光は、イオンマイクロビームの走査によりμmスケールの領域から放出される可視光近傍（波長λ=200～850 nm）の微弱なILを、大口径集光レンズを用いた高感度な顕微光学系で捉え、回折格子と電子冷却型光子計数装置により分光することで実現されました。

本技術を利用して、大気中から採取したエアロゾルを分析した結果、ケイ素、リン、カルシウムが主要元素であるとともに、その主要な化学種がリン酸カルシウム塩（CaPO₄）ではなくケイ酸カルシウム塩（CaSiO₃）であることが分布像から明らかになりました（図13-25）。このようにマイクロPIXEにIL顕微分光を加えることで、数μm程度の微小試料について元素組成とその化学状態の分布を同時に分析・画像化することが可能となりました。

本研究は、平成23年度原子力機構研究開発調整財源萌芽研究及び平成24年度日本学術振興会科学研究費補助金（No.24710097）若手研究（B）「大気中でのエアロゾル表面解析を実現するイオン顕微分光法の開発」の成果の一部です。

●参考文献

Kada, W. et al., Development of Analysis System of Micro-IBIL Combined with Micro-PIXE, International Journal of PIXE, vol.21, nos.1-2, 2011, p.1-11.

13-12 大深度地下500 mに到達

— 瑞浪超深地層研究所における坑道掘削と湧水抑制技術の有効性 —

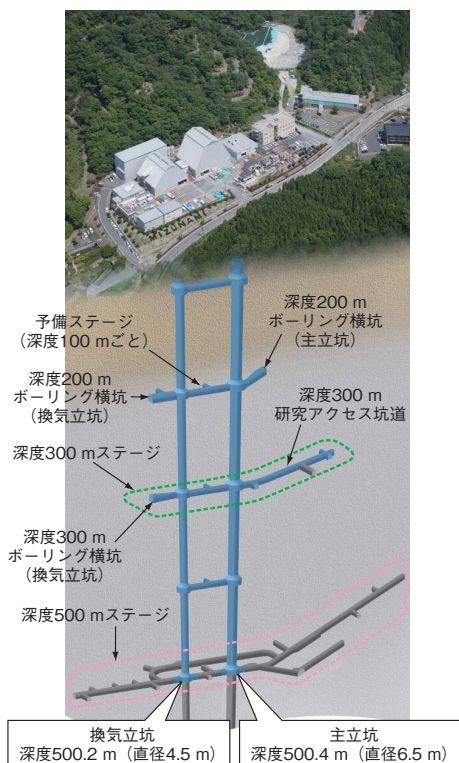


図13-26 「瑞浪超深地層研究所」研究坑道のレイアウト
両立坑深度は2012年3月31日時点の掘削深度です。

高レベル放射性廃棄物の地層処分の技術基盤を整備するため、岐阜県瑞浪市にある「瑞浪超深地層研究所」において花崗岩を対象とした深地層の科学研究を進めています。研究坑道の掘削は、2011年度末で主立坑、換気立坑ともに大深度地下500 mまで到達しました。また、深度500 mの水平坑道の掘削に着手し、主立坑及び換気立坑と水平坑道との接続部分からそれぞれ5 m程度、掘削しました（図13-26）。

研究坑道掘削では、土木工学等で培われた技術の有効性について確認してきました。研究坑道はボーリング調査などにより掘削範囲の地質や地下水状況を把握した上で掘削しています。これまで、先行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こと）により湧水を抑制しました。この技術の適用により、効率的に掘削を進めることができ、深度500 mの到達に大きく貢献することができました。ここに例示する深度300 m 研究アクセス坑道では、深度500 mまでの範囲で、最大湧水量（1690 ℓ/min 、水圧も2.4 MPaと高水圧）が観測されました（図13-27）。このため、坑道延長（約100 m）

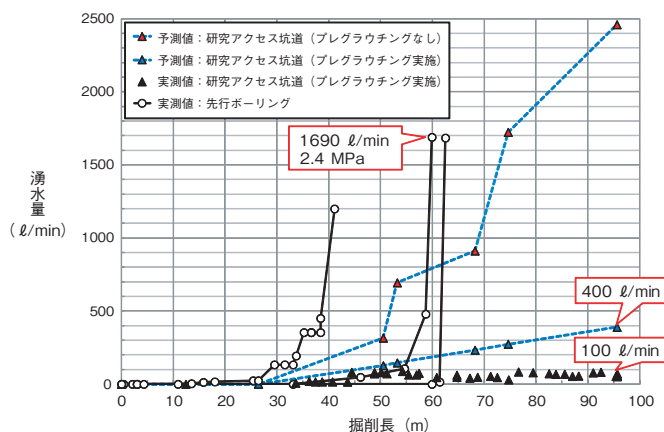
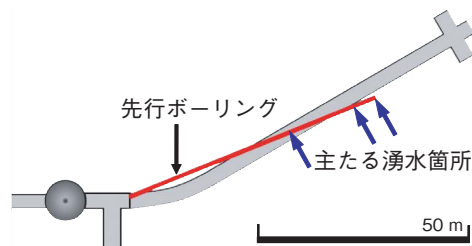


図13-27 先行ボーリング及び坑道掘削後の湧水量の比較

上図のレイアウトは、深度300 mステージにおける先行ボーリングの実施位置です。下図は、先行ボーリングにおける実測湧水量、研究アクセス坑道についての予測値と実測値のグラフです。

の半分程度を対象にプレグラウチングを実施しました。図13-27では、湧水量の予測値と掘削後の実測値を比較しています。プレグラウチングを実施した場合の予測値（400 ℓ/min 程度）は、坑道周辺の透水性低減の程度やセメントの注入範囲を、費用対効果も加味して計画した場合のものであります。この計画に基づき施工した結果、掘削完了後の湧水量は100 ℓ/min 程度であり、計画以上の湧水抑制効果を得ることができ、大量湧水（高水圧）を伴う岩盤の湧水抑制が既存技術で可能であることを示すことができました。

また、岩盤の透水性に応じた注入材料の適用範囲の確認として、超微粒子セメントや溶液型材料を用いたグラウチング試験を実施しました。これらの結果から、透水性が高い領域（ 10^{-7} m/secオーダー以上）に対しては、普通ポルトランドセメントと超微粒子セメントを用い、透水性が低い領域に対しては、溶液型を用いることで、広範な透水性を有する岩盤の湧水抑制に効果的であることが分かりました。今後も必要に応じて湧水抑制を図り、更に地下深部へと坑道掘削を進めていくことを目指しています。

●参考文献

見掛信一郎, 池田幸喜ほか, 結晶質岩を対象とした坑道掘削における湧水抑制対策の計画策定と施工結果に関する考察, JAEA-Technology 2010-026, 2010, 146p.

13-13 γ 線の遮へい効果を考慮した新たな評価手法 —不均一に充てんされた廃棄物の放射能評価手法の開発—

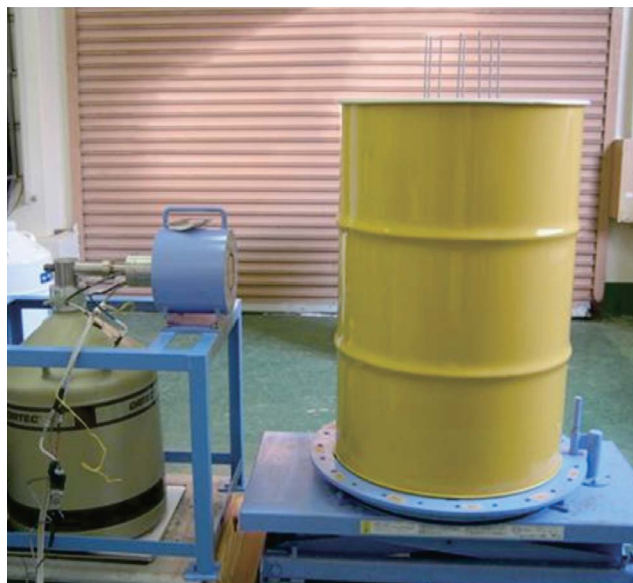


図13-28 模擬ウラン廃棄物の γ 線測定試験

廃棄物の密度分布が不均一でウラン線源の分布も不均一な模擬廃棄物を製作し、廃棄物収納容器の外部での γ 線測定を実施しました。 γ 線エネルギーは766 KeVと1001 KeVを選択し、それぞれのエネルギーでの γ 線計数率を計算しました。

原子力関連施設の廃止等に伴って発生する放射性廃棄物は、処分場に払い出す際、放射能濃度を計測し、処分場の受け入れ基準を満たすことを確認しなければなりません。

ドラム缶等に収納されたウラン廃棄物の放射能濃度評価では、ウランから発せられる γ 線のエネルギーが低いために線源となるウランの配置や廃棄物の性状（ γ 線の遮へいに影響を与える密度の分布など）により γ 線の計数率が大きく変わります。

つまり、廃棄物密度が不均一で線源分布も不均一の場合、線源から検出器の間の遮へい条件が一定ではないため、内包する放射能が同じでも γ 線計数率が大きく変化してしまい、放射能定量評価に大きな誤差を生じる要因となっていました。

そこで、遮へい効果を定量化できる評価座標を設定することで、これらの問題に対応することができる評価モデル（等価モデル）を新たに構築しました。このモデルでは放射性物質から放出される二つのエネルギーの γ 線

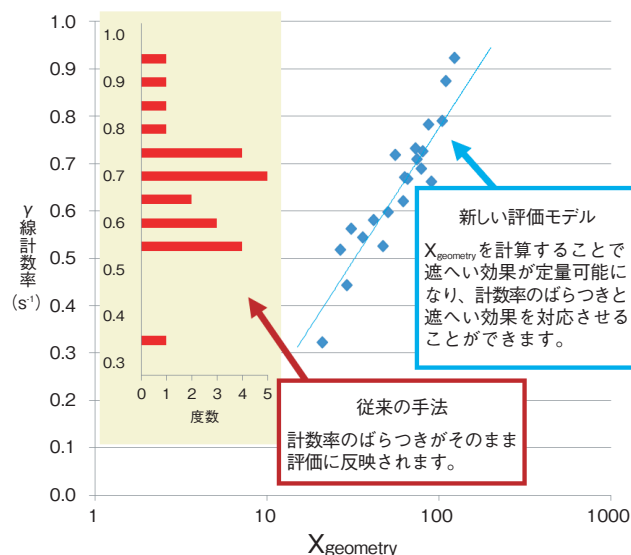


図13-29 等価モデル解析結果と従来法の比較

模擬廃棄物を用いて測定した766 KeVと1001 KeVの γ 線計数率を等価モデルで解析して得られた X_{geometry} （横軸）と1001 KeVの γ 線計数率平均値（縦軸）をプロットし、従来の手法と比較しました。データの一部は財団法人原子力研究バックエンド推進センター（RANDEC）受託研究「ウラン廃棄物中の放射能計測技術に関する支援業務」の成果を含みます。

（公開データ <http://www.randec.or.jp/images/seika.htm>）

での減衰効果の違いから、廃棄物密度の不均一性や線源分布の不均一性で生じる遮へい効果を以下の式で定量化しました。

$$X_{\text{geometry}} = \frac{1}{\left(\ln\left(\frac{k}{R}\right)\right)^2} \begin{cases} k: \text{二つの}\gamma\text{線の放出率比} \\ R: \text{二つの}\gamma\text{線の計数率比} \end{cases}$$

本研究では、ウラン系廃棄物に対する等価モデルの実用性を検証しました。具体的には、模擬廃棄物を用い、様々な状態で試験を行いました（図13-28）。この結果、 X_{geometry} を計算することで遮へい効果を定量的に表すことができ、ウラン量を相対誤差20%以内で定量可能になるよう補正できるようになりました（図13-29）。

今後、本手法を既存の測定装置に導入し、ウラン量の定量精度を向上させる計画です。また、本研究は放射性廃棄物の定量精度を向上させる手法として、ウラン廃棄物以外にも、様々な状態の放射性廃棄物への適用が期待されます。

●参考文献

横山薫ほか、放射性廃棄物収納容器中のウラン放射能簡易定量評価のためのパッシブ γ 線計測, RADIOISOTOPES, vol.59, no.12, 2010, p.707-719.

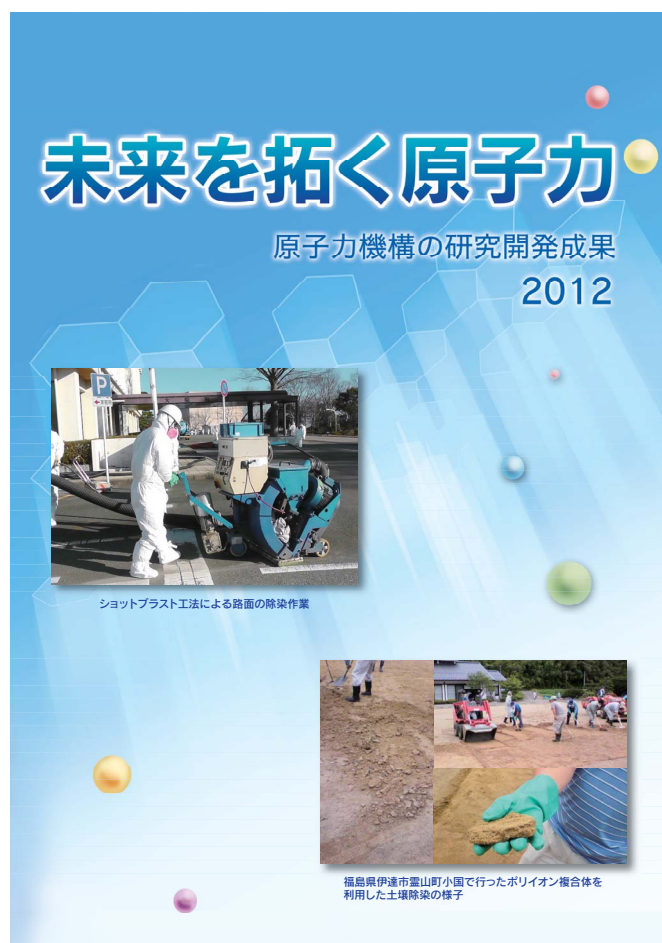
◆表紙デザインと画像◆

色彩は日本原子力研究開発機構のロゴマークに合わせた青を基調とし、澄んだ青空から光（明るい未来）が差し込む様子をイメージしました。デザイン要素に取り入れています「正六角形」は玄武すなわち亀の甲羅を表し、長寿のシンボルとして古来より尊ばれた紋様です。なお、高速増殖原型炉「もんじゅ」と高温工学試験研究炉「HTTR」の燃料体も正六角形です。

画像は、ショットブラスト工法による路面の除染作業の様子（左上）と福島県伊達市霊山町小国で行ったポリイオン複合体を利用した土壌除染の様子（右下）です。

前者は、ショットブラスト工法により、直径1 mm程度の鉄球を路面に衝突させることで路面を薄く切削して除染を行います。原子炉の廃止措置で利用されていた技術で、大熊町の表面汚染密度を90%以上除染することができました（第1章トピックス1-8, p.19）。

後者は、福島県伊達市霊山町小国の公民館広場1500 m²を対象にポリイオン複合体を利用した土壌の除染試験を行ったときの様子で、表層土壌2 cmの剥ぎ取りで85～90%の放射性セシウム除染率が得られました（2011年7月）（第1章トピックス1-10, p.21）。



未来を拓く原子力 原子力機構の研究開発成果 2012

発行 2012年11月
編集・発行 独立行政法人 日本原子力研究開発機構

成果普及情報誌『未来を拓く原子力』編集委員会

委員長	油井 三和							
副委員長	板橋 慶造							
委員	根本 工	田川 明広	鈴木 喜雄	綿引 優	鬼沢 邦雄			
	香西 直文	森 貴正	柴田 大受	山本 博之	松橋 信平			
	菊池 満	平尾 和則	駒 義和	山田 文昭	茂田 直孝			
	船橋 英之	石井 哲朗	室川 佳久	高田 弘	那珂 通裕			
	石原 正博	中島 準作	鳴海 一雅	見掛信一郎	吉田 英明			

印刷 いばらき印刷株式会社

■本誌及び内容についてのお問い合わせは、下記にお願いいたします。

独立行政法人 日本原子力研究開発機構
研究技術情報部 研究技術情報課

〒319-1195 茨城県那珂郡東海村白方白根2-4

TEL 029-282-6387

FAX 029-282-5920

e-mail ird-seika_shi@jaea.go.jp



独立行政法人 日本原子力研究開発機構



この印刷物は再生紙を使用しています