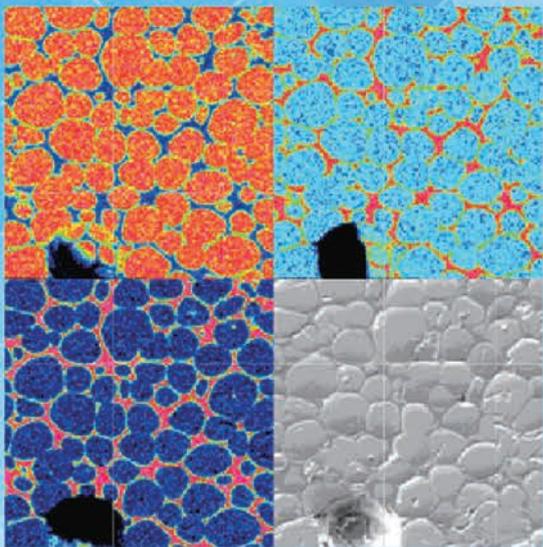


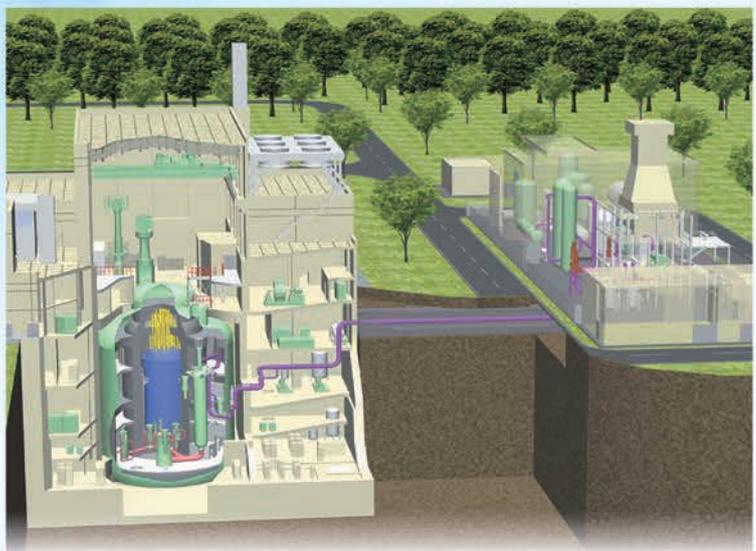
未来を拓く原子力

原子力機構の研究開発成果

2010



MOX-6.9wt%SiO₂ペレット断面の元素分析結果



HTR-IS水素製造システム

はじめに



独立行政法人日本原子力研究開発機構（原子力機構）は、今年、発足から6年目を迎え、第一期中期計画に実施した事業に関して国民の皆さまの評価を受けると同時に、新たに第二期中期計画の達成に向けたスタートを切りました。

昨今、エネルギー安全保障と地球環境問題の重要性が普く認識されており、原子力がこれからの人類の持続的な発展を支えていく上で果たすべき役割はますます重要なものになっていくと考えています。原子力機構は、我が国唯一の原子力に関する総合的な研究開発機関として2005年に発足して以来、核燃料サイクル技術の確立をはじめとする原子力エネルギー研究開発から、科学技術の発展や産業創出を目指した原子力の基礎・基盤までの幅広い研究開発を推進してまいりました。

2010年5月には14年5ヶ月ぶりに高速増殖原型炉「もんじゅ」を再稼働させることができました。今後、安全を第一として皆さまの理解と信頼を得ながら核燃料サイクルの確立に向けた研究開発に全力で取り組んでまいります。また、大強度陽子加速器（J-PARC）をはじめとする量子ビームプラットフォームを基盤とした量子ビーム応用に関する研究開発、2010年3月に完成した国際核融合エネルギー研究センターを拠点とした幅広いアプローチ（BA）活動の展開も含めた国際熱核融合実験炉（ITER）計画など、国際的に注目されている研究開発に加え、高レベル放射性廃棄物の処分技術の開発、更には、自らの原子力施設の廃止措置、研究施設等放射性廃棄物の埋設処分事業などを着実に進めることにより、原子力研究開発の成果を国内ばかりでなく国際的にも積極的に発信・活用していくことに邁進してまいります。

本誌は、日頃の研究開発で得られた最新のトピックスを皆さまに広くご紹介いたしますために、原子力機構の発足から毎年作成しているものです。多くの皆さまに原子力機構の活動について一層のご理解をいただくとともに、今後の展開にご期待いただくための一助となることを願っております。

日頃より、ご支援をいただいている皆さま方には、この場をおか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、ご指導ご鞭撻を賜りますよう、お願い申し上げます。

2010年10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 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て

10

1. 実用FBRの信頼性を向上する冷却システム概念
— FBR実用化に向けたバウンダリ2重化設計 — 11
2. 核拡散させにくい炉心の設計とは？
— 物質障壁に着目した実用FBR炉心の検討 — 12
3. 次世代FBRの安全性の向上を目指して
— 炉心崩壊事故時の厳しい出力上昇の排除 — 13
4. 蒸気発生器伝熱管の小さなキズも見逃さない
— 三次元シミュレーションによる渦電流探傷技術の高度化 — 14
5. 燃料集合体からの安定かつ確実な燃料ピンの分離技術
— FBR燃料集合体の機械式解体システムの開発 — 15
6. 放射性物質の発熱に強い化学分離プロセスを開発
— MAの抽出クロマトグラフィー分離システム — 16
7. 核燃料ペレット原料粉末の流動性測定手法の高度化
— 模擬粒子を用いた振動細管法の適用性検討 — 17
8. 物性値でFBR燃料の燃焼挙動を解析する
— NpとAmを含有したMOX燃料の開発 — 18
9. PuとSiの化合物を調べる
— MOX燃料に含まれる不純物の挙動評価 — 19
10. 電解によりウランとTRU元素を共回収する
— 金属電解法乾式再処理技術開発 — 20
11. 原子炉建造物の照射損傷を監視する
— 磁気測定による照射損傷評価法の開発 — 21
12. ナトリウムの活性度抑制制御へのチャレンジ
— ナノ粒子との原子間相互作用による反応抑制技術の開発 — 22

2 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

23

1. 知と技の伝承への挑戦
— 地層処分の知識マネジメントシステム・プロトタイプのパブリック — 24
2. 熱-水-応力-化学連成解析モデルの構築を目指して
— 緩衝材の地球化学プロセスに着目した工学規模の人工バリア試験と解析評価 — 25
3. 地下水中の放射性核種の化学形と溶解度を評価する
— 地層処分の安全評価に必要な熱力学データベースの整備 — 26
4. 実際の表層環境における放射性核種の移行をモデル化する
— 生物圏評価モデル構築のためのアプローチの提案 — 27
5. 微生物から地下1000 mの化学環境を探る
— 土岐花崗岩を対象とした原位置における微生物の生物学的特性 — 28
6. 大陸地殻の進化の解明へ
— 岩相と化学組成の空間分布から推定する結晶質岩の形成プロセス — 29
7. 能登半島の高温泉の成因を解明
— 非火山地帯の熱水活動のメカニズムに関する研究 — 30
8. 大深度立坑の施工管理指標の構築を目指して
— 大深度立坑掘削のための岩盤挙動分類の提案 — 31
9. 深地層に分布する堆積岩の変形・破壊挙動を探る
— 室内試験に基づく堆積岩の力学特性評価 — 32

10. 深部地球化学環境の長期変遷を探る 33
 —地下水 - 鉱物 - 微生物の相互作用に関する研究—

3 核融合研究開発

核融合エネルギーの実用化に向けて

1. ITER超伝導コイル用導体の製造開始 35
 —高品質製造技術を世界に先駆け確立—
2. ITER用炉内保守ロボットの技術開発 36
 —狭隘アクセスポートから保守ロボットの炉内に自動設置する組立て技術の実証—
3. 世界最大の高純度セラミックリングの絶縁性能を実証 37
 —ITER中性粒子ビーム入射装置に向けた高電圧ブッシング開発—
4. 薄くて丈夫で良く冷える核融合燃料を生み出す箱の完成 38
 —ITERテストブランケット燃料増殖層の製作実証と性能試験—
5. 幅広いアプローチ活動におけるサテライト・トカマク計画事業の進展 39
 —先進超伝導トカマクJT-60SAの日欧共同建設の開始—
6. 大面積負イオンビームの高エネルギー化に成功 40
 —JT-60SA中性粒子ビーム入射装置の実現に大きく貢献—
7. 高圧力プラズマで発生する新たな不安定性の発見 41
 —核燃焼・高圧力プラズマに向けた不安定性物理の開拓—
8. トカマク周辺プラズマ流の複雑構造の解明 42
 —第一原理先進的粒子シミュレーションが拓くプラズマ物理—
9. プラズマの不純物輸送現象を究明 43
 —対向壁表面のタンゲステン量の精密な定量分析法を開発—
10. 核融合炉構造材料の更なる向上を目指して 44
 —低放射化フェライト鋼F82Hの介在物コントロール—
11. 核融合原型炉材料の実証のために 45
 —IFMIF/EVEDAにおける微小試験片試験技術の開発—

4 量子ビーム応用研究

量子ビームテクノロジーの展開

1. 水の新たな姿を明らかに 47
 —水の不思議な性質の解明にまた一步前進—
2. 内殻軌道からのトンネルイオン化を初めて観測 48
 —大規模シミュレーションとの比較でイオン化軌道を初めて同定—
3. 「重い電子」が作るフェルミ面の直接観測に世界で初めて成功 49
 —磁性と共存する不思議な超伝導の機構解明への糸口—
4. 表面形状変化をナノメートルの精度で直接観察 50
 —ナノメートルの形状変化が瞬時に測れる軟X線レーザー干渉計を開発—
5. 排ガス浄化中における金属微粒子の挙動 51
 —時分割X線吸収分光による触媒反応中の金属微粒子の直接観察—
6. 超新星爆発で発生するニュートリノによる元素の合成 52
 —太陽系で最も希少な同位体タンタル180の宇宙起源の理論的解明—
7. イオン照射と放射光で探る太陽系物質の起源 53
 —始原的隕石中の希ガス元素は有機高分子中にあるのか?—
8. 新たなグラフト重合による高耐久性電解質膜の開発 54
 —放射線/リビンググラフト重合によるブロックグラフト膜の合成—
9. 原子炉の厳しい放射線環境でも動作する半導体 55
 —高耐放射線性の炭化ケイ素半導体トランジスタの開発—

10.	内部からの溶接が可能な配管の検査補修システム ーレーザー加工技術と渦電流探傷技術の統合ー	56
11.	中性子回折法による酵素反応中間体の観測 ーセリンプロテアーゼのオキシアニオンホールの観測に成功ー	57
12.	低解像度情報をもとに生体超分子の構造変化を見る ー三次元電子顕微鏡構造から原子モデル構造を構築する計算手法の開発ー	58
13.	小さながんでも見逃さない新しいRI薬剤を開発 ー ⁷⁶ Br-MBBGによる褐色細胞腫のPET画像化に成功ー	59

5 光医療研究連携

	レーザー駆動粒子線治療器の開発を目指して	60
1.	レーザー駆動粒子線がん治療装置開発のための新しい高効率イオン加速法の実証 ーナノ粒子ターゲットから生成されるサブ臨界密度プラズマを利用した粒子加速ー	61
2.	光の圧力で粒子にエネルギーを限りなく与え得ることを提唱 ー光圧力による薄膜状プラズマの同期加速ー	62

6 安全研究

	軽水炉利用の高度化に向けた安全研究	63
1.	高燃焼度燃料の安全基準の合理性向上を目指して ーNSRR高温カプセルを用いた反応度事故時燃料挙動の解明ー	64
2.	軽水炉用高燃焼度MOX燃料の熱特性評価 ー長期使用によるMOXペレットの熱伝導率変化ー	65
3.	原子炉の制御棒を安全に長期間使用するために ーハフニウムの特性評価ー	66
4.	原子炉圧力容器をいかに安全に長く使うか ーナノ組織解析による機構論的な寿命予測ー	67
5.	原子炉圧力容器の構造健全性を調べる ー肉盛溶接を考慮した破壊力学的評価ー	68
6.	リスク評価結果の不確かさへの寄与を調べる ー新重要度指標の提案と汎用コードの開発ー	69
7.	炉心損傷事故で放射性ヨウ素はどのくらい放出される？ ー放射線場での化学反応による気体状ヨウ素生成を調べるー	70
8.	良く検証された計算手法による臨界量データの算出 ー臨界安全ハンドブック・データ集第2版の公刊ー	71
9.	岩盤中での物質の移行挙動を解明する ー地下の還元的な条件における収着実験ー	72

7 先端基礎研究

	未来を拓く先端基礎研究	73
1.	超重原子をシングルアトムで分析する ーフロー電解クロマトグラフ法によるNo元素の酸化ー	74
2.	ウラン化合物の謎に挑む ー超高純度単結晶URu ₂ Si ₂ の新規物性ー	75
3.	同位体分離のブレークスルー ー固体や液体状態で同位体を遠心分離するー	76
4.	微生物の不思議な機能を探る ー微生物による白金族ナノ粒子触媒の作製ー	77

5. 放射線の生物影響を調べるツールを開発
—放射光軟X線を用いた選択的DNA損傷の誘発— 78

8 原子力基礎工学研究

原子力研究開発の基盤形成と産学ニーズを踏まえた研究

1. 科学と技術のための新しい核データ集の誕生
—汎用評価済核データライブラリJENDL-4.0の完成— 80
2. 世界最高性能の中性子核反応測定装置が本格稼働
—高精度核データの取得を目指して— 81
3. 金属材料の変形過程をミクロな視点で観察する
—原子シミュレーションによる欠陥構造のモデリング— 82
4. 高照射損傷を受ける原子力機器構造設計を合理化
—高照射による延性低下にも適用できる構造健全性概念を構築— 83
5. 材料の特性をミクロな観点から明らかにする
—X線CTを用いたセラミックス材料のイメージベースモデリング— 84
6. イオン液体を媒体とした高効率抽出分離システム
—金属イオン及びタンパク質抽出への応用— 85
7. 放射線は細胞、人体、地球にどのような影響を与えるのか？
—高エネルギー放射線被ばく影響評価に関する統合的研究— 86
8. 簡便・低コスト新規回収技術：エマルションフロー法
—放射性廃液処理技術から排水浄化技術への展開— 87

9 原子力水素・熱利用研究

低炭素社会の実現に貢献する高温ガス炉・利用研究

1. 将来の効率的な水素製造を目指して
—熱化学法ISプロセスにおけるヨウ化水素濃縮用分離膜の開発— 89
2. 高温ガス炉水素製造システムの安定運転に向けて
—水素製造施設の異常時に原子炉に影響を与えない運転制御— 90

10 核燃料サイクル技術開発

核燃料サイクルの確立を目指して

1. 再処理低放射性廃液の新たな処理技術開発
—低放射性廃液のセメント固化技術の確立を目指して— 92

11 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

1. 効率的なクリアランスの判断に向けて
—評価対象核種を選定するプログラムの開発— 94
2. 合理的なウラン廃棄物処分の実現に向けて
—ウラン廃棄物の余裕深度処分における安全評価— 95
3. 研究施設等廃棄物に含まれる放射性核種の分析技術
—廃棄物分析の簡易・迅速法の分析指針— 96

12 システム計算科学研究

計算科学と理論・実験科学の融合による原子力研究の高度化を目指して

97

1. 原子力シミュレーションの長時間実行を可能へ
—大規模シミュレーションを容易に実行可能とする基盤技術を開発— 98
2. Cellクラスタによる高速固有値解法の開発
—核融合プラズマの実時間安定性制御を目指して— 99
3. 進化の仕組みを用いて正確な材料劣化シミュレーションを行う
—遺伝的アルゴリズムによる多結晶体構造の生成— 100
4. 鉄系超伝導体の特異な性質と新規デバイスの可能性
—特性を活かした多様な工学的応用を目指す研究開発— 101

13 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技術開発

102

1. 次世代核燃料サイクル施設の先進保障措置を目指して
—低除染, MA混合, 大量Pu取扱施設の保障措置検認技術開発— 103

14 研究開発拠点における試験技術・施設等の開発

104

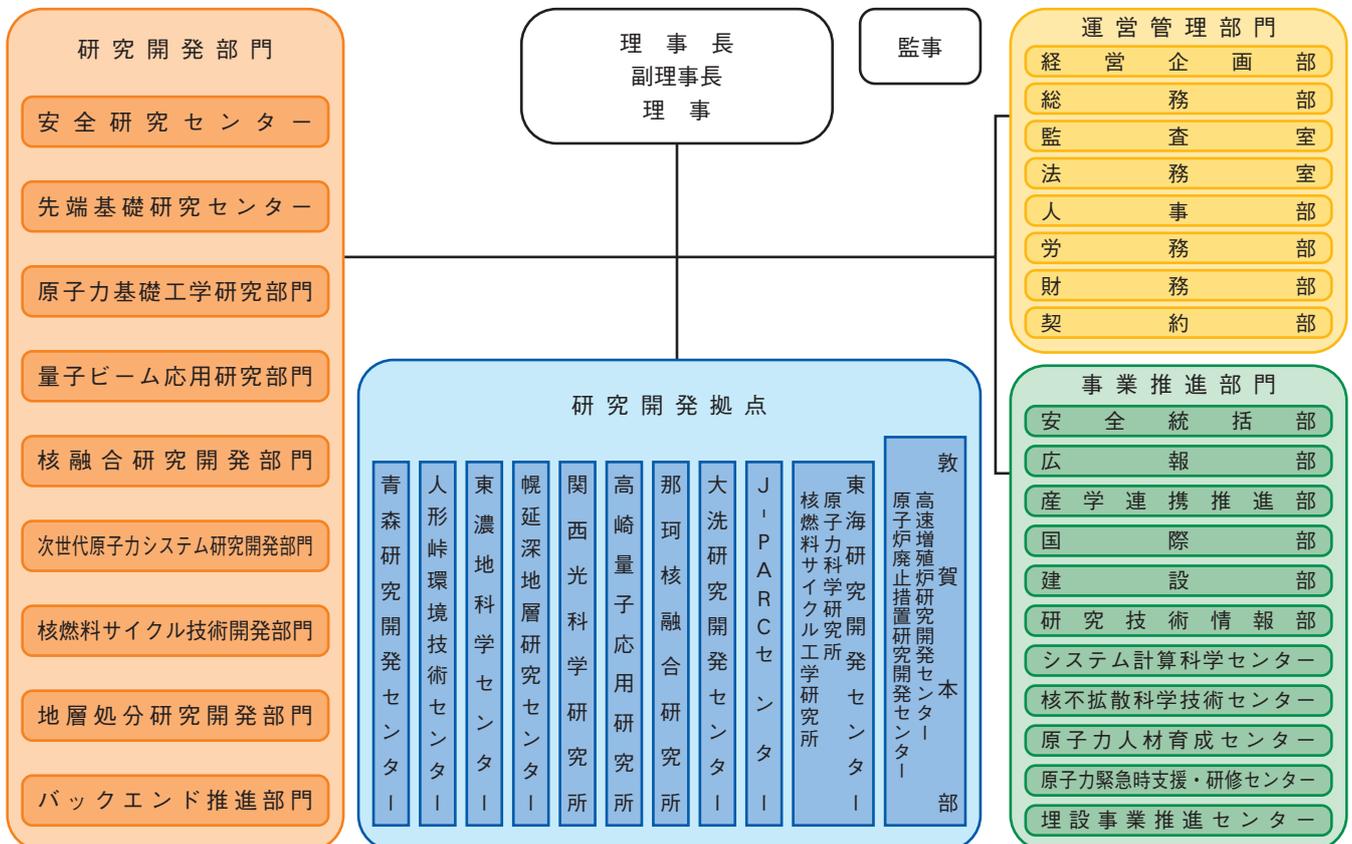
1. 繊維との編み合わせによるプラント監視センサ
—超短パルスレーザー加工技術の原子炉配管への応用— 108
2. 軽水炉試験を加速する静電容量ボイド率計の開発
—高温高圧条件下でボイド率のリアルタイム計測達成— 109
3. 硝酸ウラニル六水和物結晶の高純度化に向けて
—プルトニウム-セシウム硝酸化合物の物理化学的特性— 110
4. Pu, U分析の更なる信頼性向上
—核燃料施設として国内初のISO試験所認定取得— 111
5. 原子運動の全貌を中性子が明かす
—J-PARCで新しい高効率非弾性中性子散乱測定手法の実証実験に成功— 112
6. 世界で最も明るく輝くJ-PARC中性子源を実現
—斬新な線源開発と順調な加速器出力の上昇が貢献— 113
7. 二酸化炭素を排出しない水素製造技術の開発
—ハイブリッド熱化学法の開発— 114
8. 光ファイバによる高温・高放射線環境下の遠隔検査
—「常陽」における原子炉容器内観察— 115
9. 熱膨張に追従し、熱応力を低減する三次元浮動支持
—高温機器・配管熱変位挙動の評価手法確立— 116
10. 極微のイオンビームを素早く切り換える
—サイクロトロンにおけるカクテルビーム加速とマイクロビームの融合— 117
11. 地下400 mを超え、更に深部を目指して
—瑞浪超深地層研究所における研究坑道掘削と湧水抑制技術— 118
12. 環境に配慮した放射性廃棄物処理技術の開発
—イオン液体を媒体としたウラン回収技術の開発— 119
13. 加速器質量分析装置 (AMS) が認証標準物質の作製に貢献
—IAEAによるヨウ素129濃度測定国際相互比較結果— 120

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。

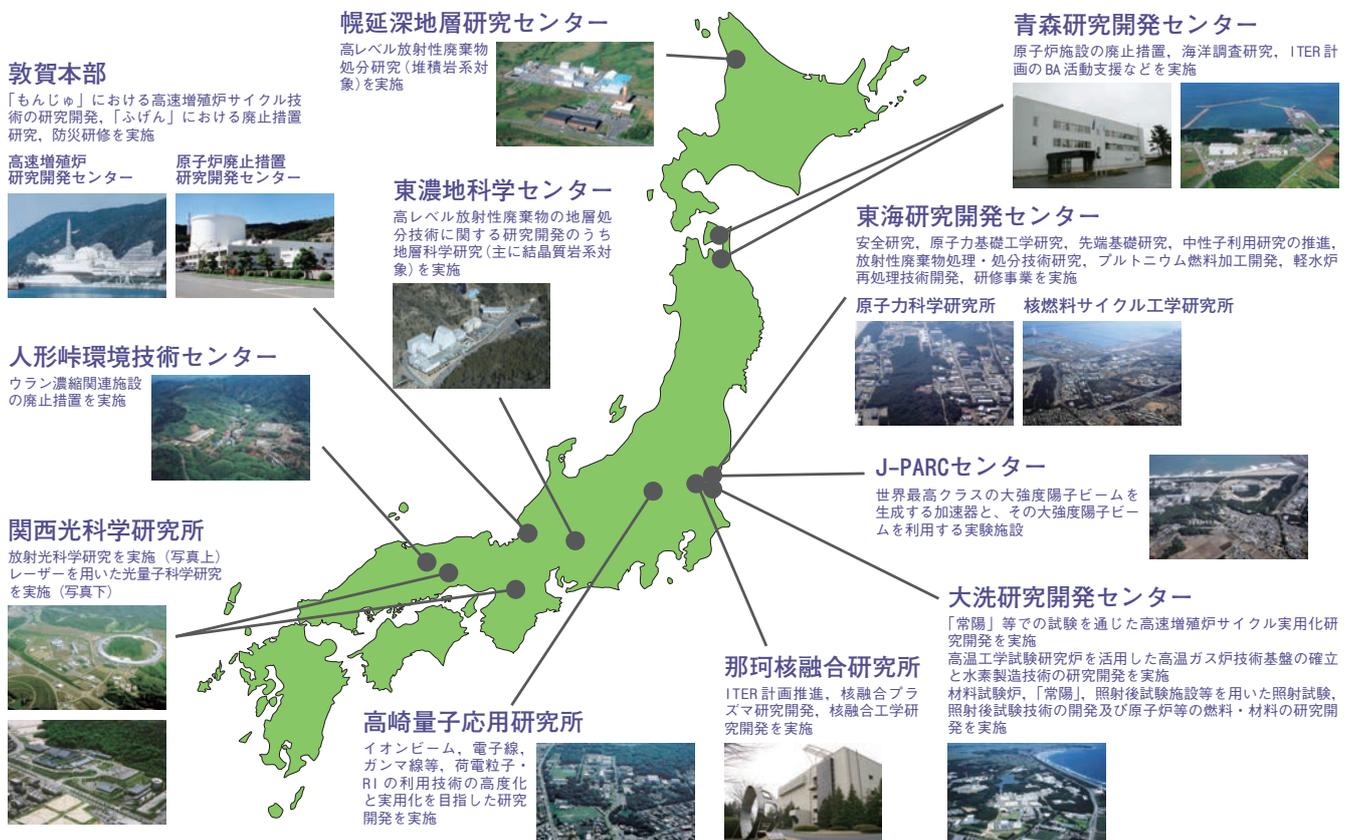
1. 次世代原子力システム研究開発部門は、高速増殖炉（FBR）の利用及びそれに必要な核燃料サイクルの実用化に向けた研究開発を行っています。敦賀本部において高速増殖原型炉「もんじゅ」を用いた研究開発、大洗研究開発センターにおいて高速実験炉「常陽」等を用いた高速増殖炉の実用化に向けた設計、建設の研究開発、東海研究開発センター（核燃料サイクル工学研究所）においてプルトニウム燃料の製造研究開発、高速炉燃料の再処理研究開発などを進めています。
2. 地層処分研究開発部門は、高レベル放射性廃棄物の地層処分を実現するために、東濃地科学センターと幌延深地層研究センターにおいて、それぞれ結晶質岩と堆積岩を対象と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。
3. 核融合研究開発部門は、那珂核融合研究所において、国際熱核融合実験炉（ITER）計画の国内機関として我が国の調達を遂行するとともに、日欧が実施する臨界プラズマ実験装置JT-60Uの改造計画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、青森研究開発センターにおいて、ITER計画を補完するスーパーコンピュータや材料照射施設の技術開発拠点として活動しています。
4. 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センターにおける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。

組織体制図



5. 光医療研究連携センターは、関西光科学研究所においてレーザーを医療に応用する技術開発研究を大学などの協働研究機関と協力して進めています。
6. 安全研究センターは、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などに関する国の安全規制を担う研究を、東海研究開発センター及び敦賀本部を拠点に進めています。
7. 先端基礎研究センターは、東海研究開発センター（原子力科学研究所）及び高崎量子応用研究所を中心に、原子力の基礎科学分野における先端的な研究を進めています。
8. 原子力基礎工学研究部門は、東海研究開発センター（原子力科学研究所）及び大洗研究開発センターにおいて、原子力利用を支える様々な要素技術の基礎・基盤的な研究を進めています。
9. 原子力水素・熱利用研究センターは、大洗研究開発センターにおいて高温ガス炉から供給される高温の熱の利用技術及びその熱を利用した水素製造技術の開発研究を実施しています。
10. 核燃料サイクル技術開発部門は、東海研究開発センター（核燃料サイクル工学研究所）を中心に軽水炉使用済燃料の再処理、放射性廃棄物処理などに係る技術開発及び産業界への技術移転を進めています。
11. 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。
12. 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。
13. 核不拡散科学技術センターは、東海研究開発センター（原子力科学研究所）におい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。
14. 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



FBRサイクルの実用化に向けて

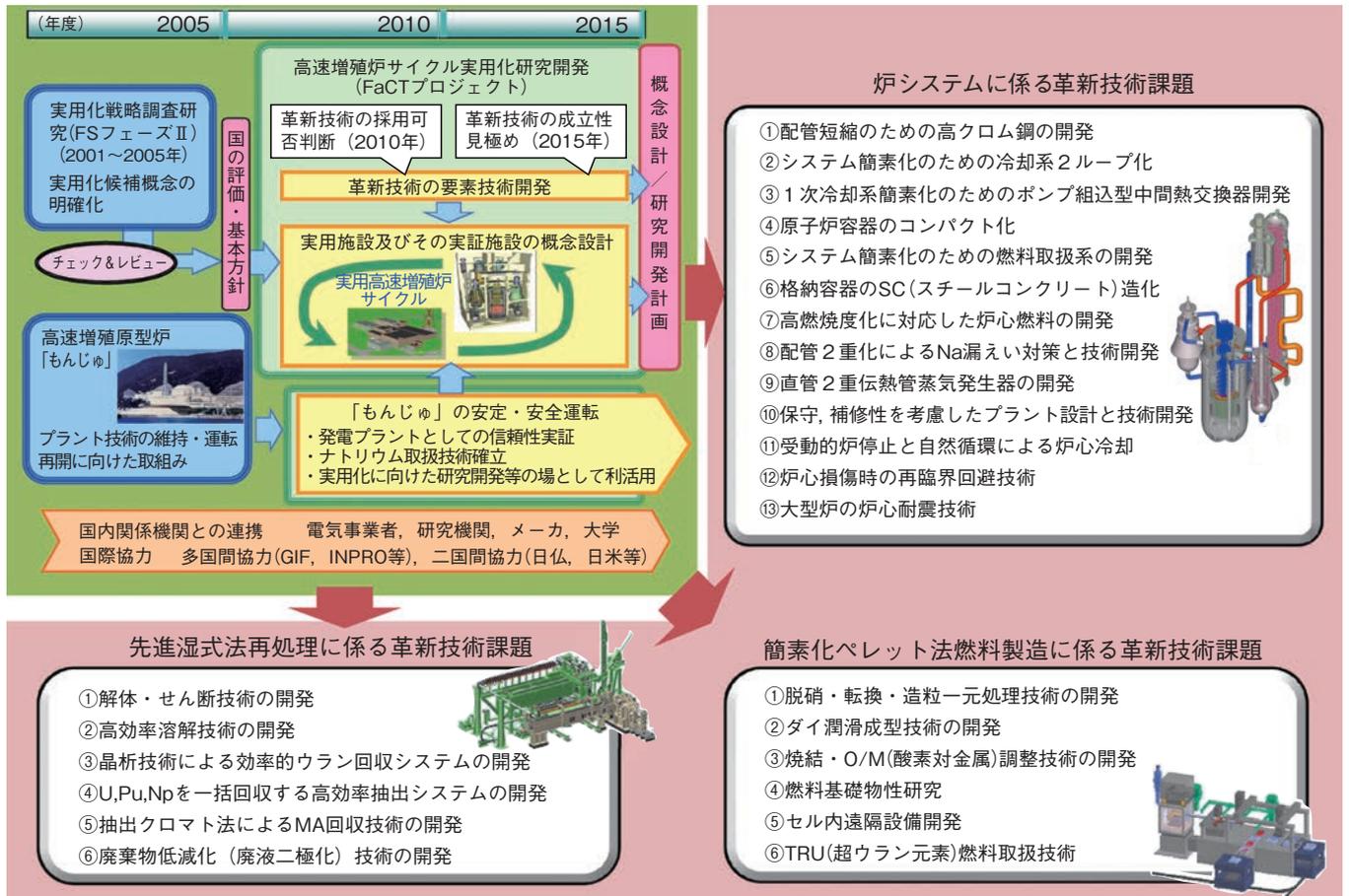


図1-1 FaCTプロジェクトの概要と革新技術課題

FaCTプロジェクトは、2025年頃の実証炉の実現、2050年頃の商業炉の開発を目指して、要素技術開発とシステム設計研究を実施し、2010年には開発すべき革新技術の採用可否判断を行い、2015年には実証炉及び実用炉の概念設計と実用化に向けた研究開発計画案の提示を行う計画で進めています。

私たちは、高速増殖炉(FBR)サイクルの実用化に向け、電気事業者、メーカー等と連携して「高速増殖炉サイクル実用化研究開発」(FaCTプロジェクト)を推進しています(図1-1)。

FaCTプロジェクトでは、酸化物燃料を用いたナトリウム冷却FBR、先進湿式法再処理及び簡素化ペレット法燃料製造を組み合わせた概念(主概念)を中心に進めており、2009年度は、個別技術となる炉システム、再処理システム及び燃料製造技術開発等の成立性見通しを進めました。本章で紹介する各トピックスのテーマは以下のとおりです。

FBR実証炉や実用炉のシステム設計研究では、先進ループ型ナトリウム冷却高速炉(JSFR: Japan Sodium-cooled Fast Reactor)の設計研究と関連する研究開発を進め、原子炉プラントの信頼性を向上させるため、冷却材であるナトリウムと水とのバウンダリの概念を構築しました(トピックス1-1)。炉心設計に係る技術開発では、核不拡散性を向上させるための炉心設計の実現性を明らかにしました(トピックス1-2)。

炉システム関係の革新技術については、炉心崩壊事故

時の安全性向上策として厳しい出力上昇を回避するための対策を実験的に確認し(トピックス1-3)、保守補修技術では、電磁場を利用した検出性をシミュレーションする技術を開発しました(トピックス1-4)。

再処理システム関係の革新技術については、FBR燃料集合体の解体せん断が可能である見通しを得(トピックス1-5)、抽出工程ではマイナーアクチニド(MA)を分離回収する抽出クロマトグラフィー法の適用性を確認しています(トピックス1-6)。燃料製造技術開発では、燃料ペレット製造過程の原料粉末の造粒技術の見通しを得ました(トピックス1-7)。また、FBR燃料の物理的性質や燃焼挙動の解明も行っています(トピックス1-8, 1-9)。一方、再処理システムの副概念である乾式再処理の技術開発では、金属電解法によりアクチニド元素を回収できることを確認しました(トピックス1-10)。

FaCTプロジェクトを支える基礎基盤研究については、プラントの照射損傷量を磁気的手法により検出できる見通しを得(トピックス1-11)、ナノ粒子界面での原子間相互作用を利用したナトリウムの高い化学的活性度を抑制する技術の適用見通しを得ました(トピックス1-12)。

1-1 実用FBRの信頼性を向上する冷却システム概念

-FBR実用化に向けたバウンダリ2重化設計-

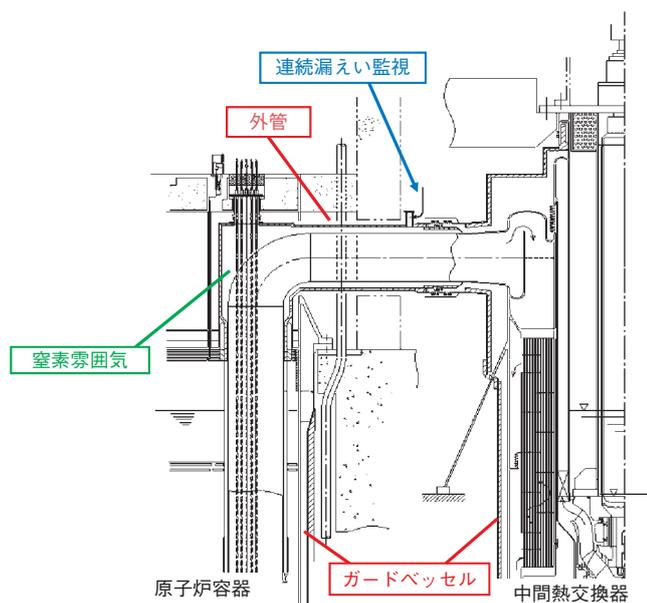


図1-2 1次系の信頼性向上設計の概要

1次系のナトリウムバウンダリは、外管とガードベッセルにより2重化し、ナトリウム漏えい検出器によって常に漏えいを監視します。

JSFRでは、熱輸送能力に優れたナトリウムを冷却材としています。ナトリウムは化学的に活性であることから、実用化に向けた信頼性向上のため、すべてのナトリウムバウンダリとナトリウム/水バウンダリを2重化するとともに、万が一のバウンダリ破損を早期に検出し、事故の拡大を防止する設計としています。

ナトリウムバウンダリについて、1次冷却系は、図1-2に示すように配管に外管を設け、配管と外管の間を不活性雰囲気にするとともに、原子炉容器及びポンプ組込型の間熱交換器にはガードベッセルを設け、ナトリウム漏えい事故時にも炉心冷却に必要な液位を確保します。2次冷却系は、外管と同等のエンクロージャを設け、配管とエンクロージャの間を不活性雰囲気にします。これらの2重化方策により、ナトリウム漏えい燃焼に伴う熱的影響やナトリウムエアロゾルの外部への放出を防止します。さらに、微小なナトリウム漏えいも検出可能な検出器を設置し、万が一のナトリウム配管の破損を早期に検出します。

ナトリウム/水バウンダリについて、蒸気発生器は、ナトリウムと水の熱交換に図1-3に示す密着2重伝熱管を用いることによって、実質的にナトリウム-水反応の

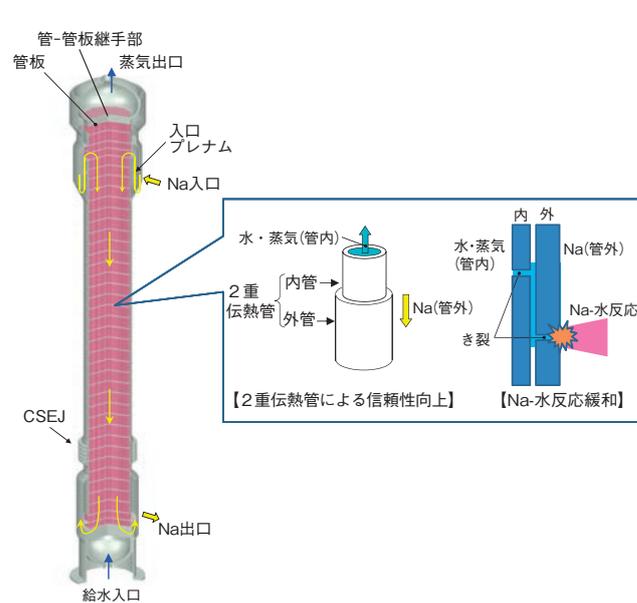


図1-3 蒸気発生器の信頼性向上設計の概要

密着2重伝熱管を採用し、ギャップ部においてき裂の進展が止まることが期待でき、き裂の貫通防止による2重バウンダリの信頼性に寄与するとともに、内外管ギャップ部の流動抵抗により、万が一の伝熱管破損時の水リーク率を制限し、ナトリウム-水反応を緩和します。

排除を目指すとともに、定期的な検査において、欠陥が検出された伝熱管を隔離することによって、ナトリウム-水反応事故を未然に防止します。さらに、微小な水・蒸気の漏えいを検出可能な水素計を設置し、万が一の伝熱管破損を早期に検出します。

これらの設計の実現に向け、微小なナトリウム漏えいの検出器を開発しており、従来技術の難点であった信号信頼性の向上と高感度を実現しうる技術としてLIBS法（レーザー利用の発光分析法）を採用し、基本性能の達成見通しを得ました。また、密着2重伝熱管は、簡便な冷間引抜き加工法の採用と加工条件の最適化で工業的製作性を向上させるとともに内外管の冶金的分離でき裂の貫通を防止し、2重バウンダリの信頼性を向上させるための試作試験を実施しており、加工条件とき裂の貫通防止性能を把握し、実機長35 mの製作見通しを得ました。さらに、従来よりも検出時間を短縮可能な水素計を開発しており、既存技術の改良による応答性の向上方策について検討し、基本性能の達成見通しを得ました。

今後、これらの冷却システム概念を詳細化し、実証炉の基本仕様を決定するとともに、要素研究成果を踏まえた冷却システム及び各機器の実証試験等を進めます。

●参考文献

Kurome, K., Futagami, S. et al., Development of the Main Components for JSFR, Proceedings of 2010 International Congress on Advanced in Nuclear Power Plants (ICAPP' 10), San Diego, California, USA, 2010, paper 10247, 8p., in CD-ROM.

1-2 核拡散させにくい炉心の設計とは？

—物質障壁に着目した実用FBR炉心の検討—

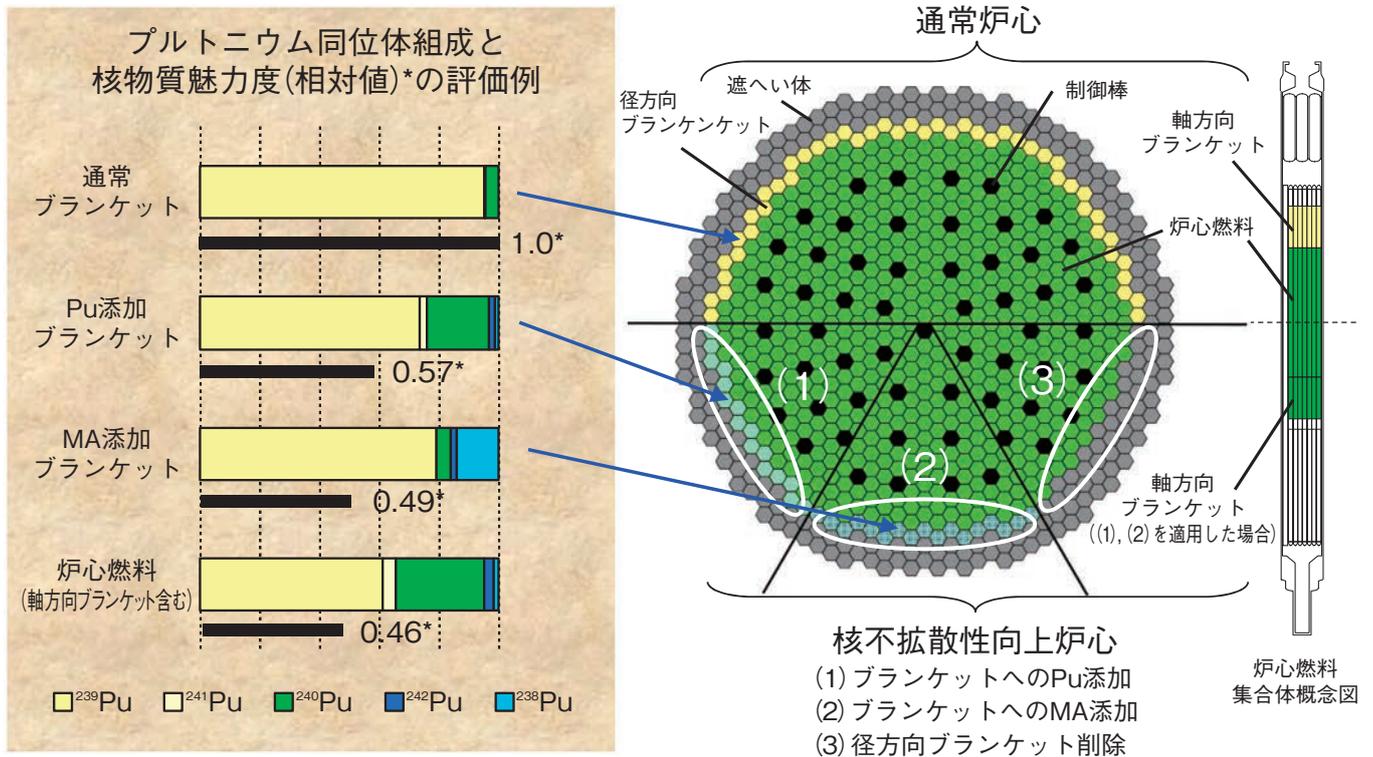


図1-4 実用FBRの核不拡散性を物質障壁の観点から向上させる炉心の設計方法とその効果
 ブランケットへのPuやMAの添加により、ブランケットで生成されるPuの核分裂性同位体割合と核物質魅力度を低くすることができます。また、径方向ブランケットを削除した炉心も可能です。

FBRの炉心燃料として使用するプルトニウム (Pu) は、核分裂性の同位体 (^{239}Pu , ^{241}Pu) が6~7割程度を占め、残りは核分裂しにくい同位体 (^{240}Pu , ^{242}Pu , ^{238}Pu) からなり、原子炉級Puと呼ばれています。一方、炉心燃料の周りに設置したブランケットでは、ウランからPuへの転換を行う仕組みとなっており、ここで生成されるPuは核分裂性の同位体が9割以上と原子炉級Puに比べグレードが高くなります。

Puによる核拡散の懸念に対する方策としては、基本的に、国際原子力機関 (IAEA) 等による厳格な保障措置と核物質防護によって核不拡散性は高い状態に保たれます。また、炉心燃料とブランケットを一緒に再処理することにより燃料サイクルで扱うPu製品を原子炉級に保つことが可能です。それでも、多数基のFBRを導入する将来の本格利用時代には、これら以上に核不拡散性を向上させる社会的要求が生じる可能性があります。それに対する対応策の一例として、物質障壁の観点から核物質魅力度を下げる (すなわち、高グレードPuの生成を防ぐ) 炉心設計を、炉心性能や燃料製造・取扱い等に深刻な影響を与えない範囲で検討し、図1-4に示す(1)~(3)の方

法の実現可能性を明らかにしました。
 方法(1)では、ブランケットにPuを添加してPu富化度3~5%程度の低富化度燃料とします。生成されるPuは初めから存在する原子炉級Puと自然に混ざり合い、高グレードのPuは生じません。方法(2)では、発熱が多いことから核不拡散性への寄与が大きいとされる ^{238}Pu が、2~4%程度添加したMAから生成されます。ただし、燃料製造・取扱いの観点から低発熱のMAが必要なため、MA供給量の制約を受けやすくなります。方法(1)と(2)について核物質魅力度を試評価した結果、炉心燃料と同程度までの低減が十分可能な見通しが得られました。
 方法(3)は径方向ブランケットを持たない炉心であり、増殖性能維持のための炉心燃料の仕様変更を行うことで可能となります。軸方向ブランケットに対しては、方法(1)や(2)を必要に応じて適用します。
 どの方法も実用FBRに要求される目標性能を満足しながら、Puの同位体組成に着目した核不拡散性の向上が期待できます。今後もそれぞれの得失を踏まえ、最適な炉心の姿を明らかにしていきます。

●参考文献

Ohki, S. et al, FBR Core Concepts in the “FaCT” Project in Japan, Proceedings of International Conference on the Physics of Reactors, Nuclear Power: A Sustainable Resource (PHYSOR’08), Interlaken, Switzerland, 2008, log649, 10p., in CD-ROM.

1-3 次世代FBRの安全性の向上を目指して

— 炉心崩壊事故時の厳しい出力上昇の排除 —

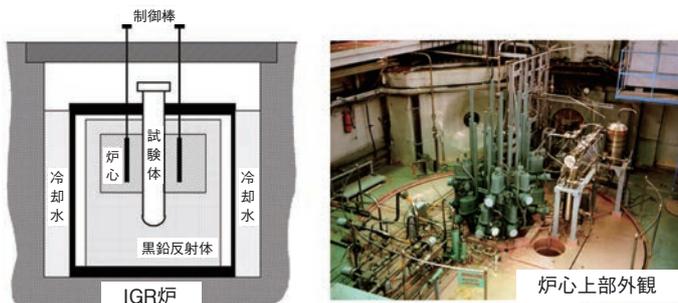


図 1-5 IGR炉と試験体
左はIGR炉心概念、右は制御棒駆動機構などを含む炉心上部外観。

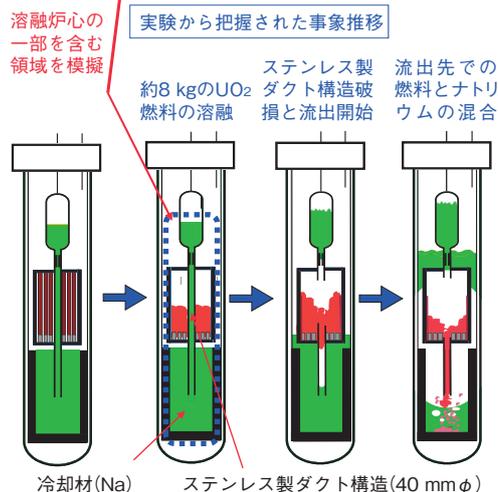
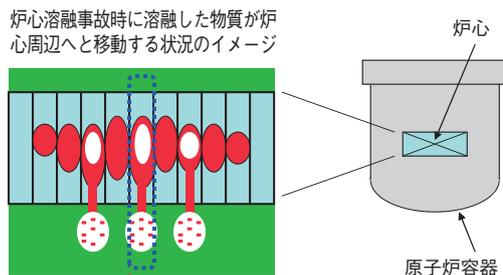


図 1-6 炉心崩壊事故状況の模擬の概念

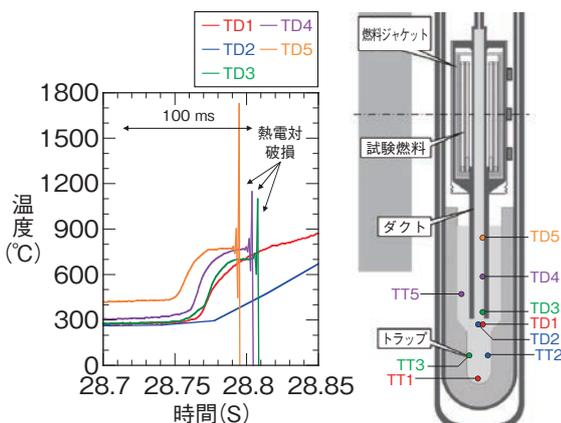


図 1-7 EAGLEプロジェクト試験におけるデータの例
試験体下部に設置した熱電対の温度指示値が上昇し高温物質の移動をとらえています。

FBR安全研究においては、発生確率が極めて低いような炉心崩壊事故についても溶融炉心物質のふるまいを実験的に確認し、そうした厳しい事故の場合でも影響を適切に抑制できることを示す研究をしています。

従来FBRの炉心崩壊事故については、大量の溶融燃料が炉心部にたまったままとなり、これが自由に流動することで出力が急上昇して厳しい事象推移となる可能性を考え、このような状況を想定した安全評価を行ってきました。一方、次世代FBRについては、炉心部から溶融燃料が早い段階で炉心周辺（上方または下方）へと流出するような内部ダクト付燃料集合体を採用するとともに、その有効性を実験的に確認する方針としています。

そこで、カザフスタン共和国国立原子力センターとの協力により、同センターの実験専用原子炉IGR (Impulse Graphite Reactor) を用いた試験研究EAGLEプロジェクトを実施しています。IGRでは、図 1-5 (左) に示すように炉心の中央に試験体を入れる孔が配置されており、この中に 2 重の圧力容器に収納された試験体を挿入して実験を実施しています。これまでに 8 kg 程度の二酸化ウラン燃料を溶融させて炉心崩壊事故時の状態を模擬す

る実験を 4 回実施し、事象の進む様子を把握しました (図 1-6)。図 1-7 はこの中のひとつの試験で観測された実験データの例です。ダクト内に設置した熱電対 (TD1~TD5) による温度変化のデータから、ダクト内を高温の物質が下方向に移動していることが分かります。このほか、トラップ内の熱電対 (TT1~TT3, TT5) からは高温物質のトラップ内への到達が把握されています。更に各部に設置した圧力計、音響計などのデータを総合的に分析することで燃料流出の全般的な様子を把握しています。この実験では溶融した炉心燃料がステンレス製ダクト構造を破り、下方向へと流出する過程が実現されています。なお、JSFRの設計では上方向に流出する内部ダクトを採用することとしており、この設計に即した体系での試験も実施しました。

このようなEAGLEプロジェクトの試験研究によって、内部ダクト付き燃料集合体設計では早期に溶融燃料が炉心周辺へと流出し、炉心部分に大量の溶融燃料が留まることがないことから、事故の影響を適切に抑制できる見通しが示されました。

●参考文献

Tobita, Y., Sato, I. et al., Development of Severe Accident Evaluation Technology (Level 2 PSA) for Sodium-Cooled Fast Reactors (3) Identification of Dominant Factors in Transition Phase of Unprotected Events, Proceedings of 2009 International Congress on Advances in Nuclear Power Plants (ICAPP'09), Tokyo, Japan, 2009, paper 9127, 8p., in CD-ROM.

1-4 蒸気発生器伝熱管の小さなキズも見逃さない —三次元シミュレーションによる渦電流探傷技術の高度化—

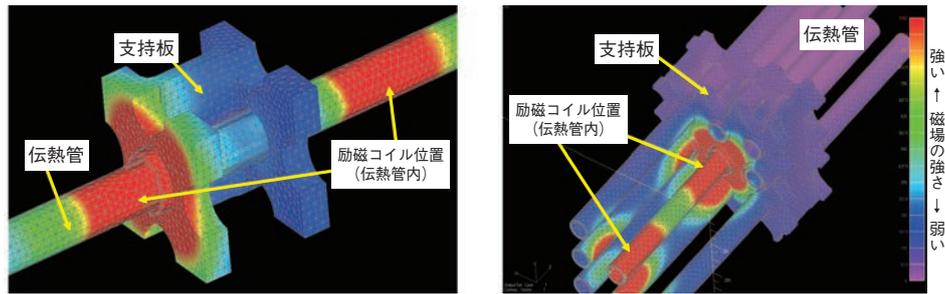


図1-8 単管モデル(左)と多管モデル(右)の比較
渦電流探傷時に支持板付近に生じる磁場の強さを、単管モデルと多管モデルでシミュレーションした結果、多管モデルでは検査する伝熱管に隣接する管にも強い磁場が生じており、ECTの信号はその影響を受けることになります。

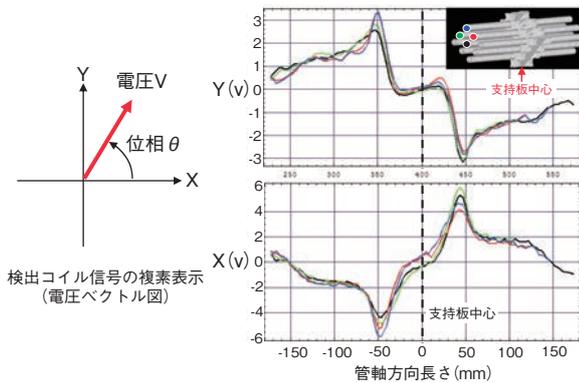


図1-9 伝熱管の位置による支持板の信号の変化
多管モデルでは、伝熱管の位置によって支持板の信号に違いが見られるものの、ばらつきはそれほど大きくないことが分かりました。

ナトリウム冷却高速炉の蒸気発生器は、水とナトリウムが薄肉の伝熱管を隔てて隣接する高速炉特有の機器であり高い信頼性が求められるため、伝熱管の健全性を定期的に確認する方法として渦電流探傷(ECT)技術を開発しています。ECTでは、伝熱管の内側に励磁コイルと検出コイルからなるプローブを挿入し、励磁コイルに交流電流を流すことにより伝熱管に渦電流を生じさせます。減肉や割れ等のきずがある部分は、伝熱管の導電率や透磁率が健全部と異なるので、渦電流による電磁場を検出コイルで測定し、その電圧と位相の変化を調べることできずを検出します。

きずの信号は、きずの種類や大きさによって異なりますが、伝熱管まわりの構造物の影響も受けるので、検出性の高いプローブを開発するためには、より実際に近い条件で実験やシミュレーションを数多く行い、性能を比較検証する必要があります。しかしながら、実験には多くの時間と費用がかかり、従来の伝熱管長さ方向を軸とする軸対称二次元のシミュレーションはモデルの作成や計算を短時間でできるものの、実際の蒸気発生器にある複雑な形状を模擬することはできませんでした。そこ

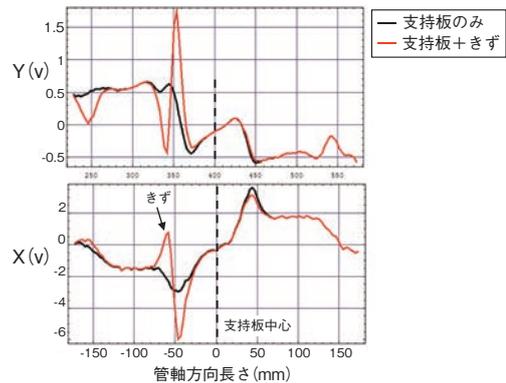


図1-10 支持板ときずによる信号の比較
支持板の下にきず(伝熱管の板厚の20%に相当する深さの減肉)がある場合の信号ときずのない支持板だけの信号とを比較したところ、両者には明確な違いが見られました。

で、シミュレーションコードを三次元化するとともに、並列化することでスーパーコンピュータによる高速な計算を実現しました。

図1-8は代表的な構造物である支持板と伝熱管に生じる磁場の強さをシミュレーションしたもので、右側の多管モデルでは、検査する伝熱管に隣接する管にも強い磁場が見られ、ECTの信号はその影響を受けることを示しています。一方、図1-9は多管モデルの伝熱管位置ごとの支持板信号を示しており、伝熱管の位置によって支持板信号に違いが見られるものの、ばらつきはそれほど大きくないことが分かりました。更に図1-10は、支持板の下に磨耗による減肉(伝熱管の板厚の20%に相当する深さ)がある場合の信号ときずのない支持板信号とを比較したもので、両者には明確な違いが見られました。

このように三次元のシミュレーションコードを活用することで、プローブの性能評価を高精度かつ迅速に行うことが可能となり、小さなきずも見逃さない高性能なプローブの開発に貢献していきます。また、実際の検査において、検査データの解釈に有益な情報を提供するツールとしても期待されます。

●参考文献

Mihalache, O., Ueda, M. et al., 3D Remote Field-Eddy Current Simulation of the Support Plates of the Magnetic Steam Generator Tubes in FBR, Proceedings of the 7th International Conference on NDE in Relation to Structural Integrity for Nuclear and Pressurized Components, Yokohama, Japan, 2009, p.948-956.

1-5 燃料集合体からの安定かつ確実な燃料ピンの分離技術 -FBR燃料集合体の機械式解体システムの開発-

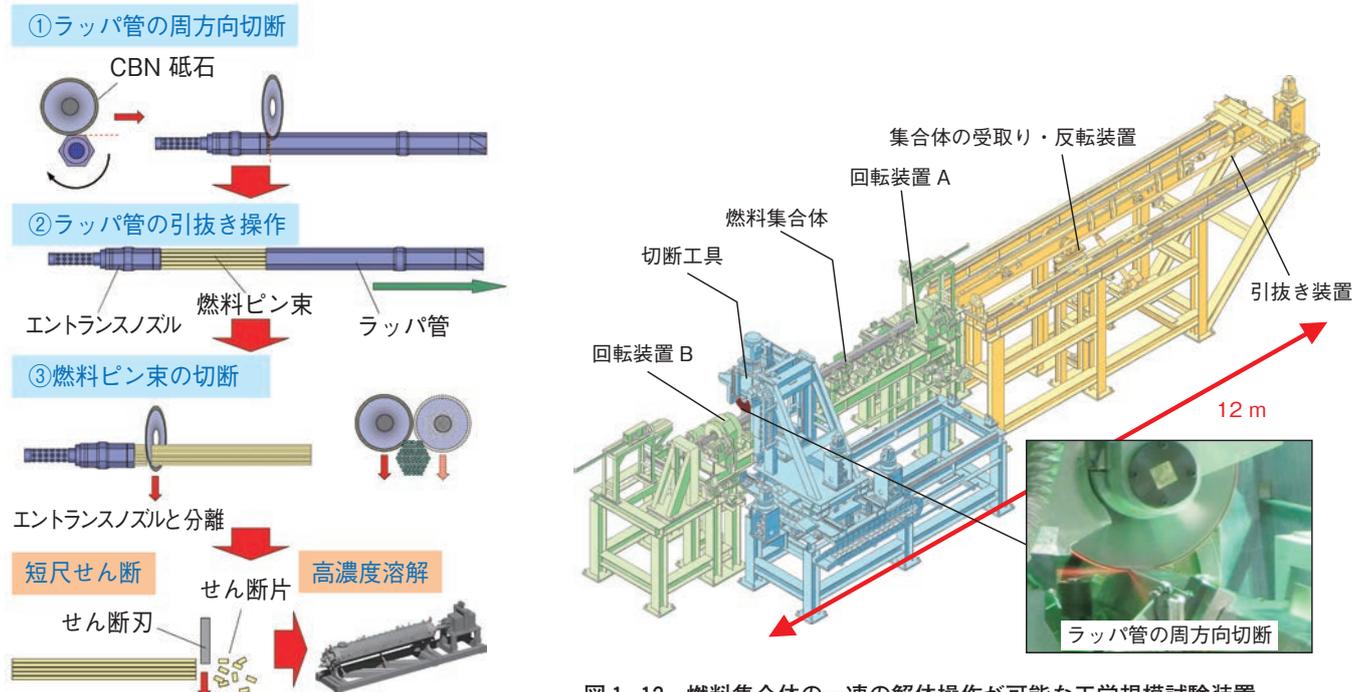


図 1-11 燃料集合体の解体手順
六角形状のラップ管の六面を切断後、ラップ管を引き抜き、エントランスノズルとの固定部を切断することで燃料ピンを分離します。

図 1-12 燃料集合体の一連の解体操作が可能な工学規模試験装置
燃料集合体の受入れから、解体後の燃料ピンを次のせん断工程まで引き渡すことが可能な試験装置を製作し、模擬燃料集合体を用いてその解体性能を評価しました。実際に導入する際にはこの装置に遠隔保守機能、崩壊熱の除去機能などを付加します。

FBRの燃料ピンは、六角形状のラップ管の中に挿入されています。そのため、燃料ピンをせん断する前にラップ管を解体し、内部の燃料ピンを取り出す必要があります。この解体技術には、厚さ数mmのステンレス鋼製ラップ管や数100本に束ねられた燃料ピン束を切断する切断性能や切断部から約1 mm下に位置する燃料ピンを損傷しないように切断する精度が求められます。さらに、使用済燃料から発生する崩壊熱や放射線の影響などを考慮しなければなりません。以上の点を考慮して、私たちは切断性能と切断精度を兼ね備えた機械式解体システムの開発を進めています。

燃料集合体の解体に使用する機械式切断工具としては、数多くの切断工具の種類の中から、切断性能と制御性に優れたCBN (Cubic Boron Nitride) 砥石を解体に適した切断工具として選定しました。燃料集合体を解体するためには、図1-11に示すように、まず燃料ピンの下端部でラップ管を周方向に切断し、ラップ管を燃料ピン束から引き抜きます。なお、ここで、万が一、放射線の影響によりラップ管や燃料ピンが変形し、引抜き操作が困難となる場合には、集合体の長手方向にスリットを入れる操作を行います。次に、燃料ピン束の端栓部を切断す

ることで、燃料ピンを損傷することなくエントランスノズルと分離し、次のせん断工程に送ります。

これまでに、解体試験用の工学規模試験装置 (図1-12) を設計・製作し、模擬燃料集合体を用いた解体システム試験を進めてきました。本システムには、切断操作の信頼性を向上させるために、切断工具の負荷に応じた切断速度の可変機構や燃料集合体の変形を考慮した自動計測機能が備えられています。それらの工学試験結果から、CBN砥石によるラップ管の切断性能は良好であること、燃料ピンの損傷を抑えた切断が可能であることとともに、一連の解体操作が連続的に安定して実施可能であることを実証しました。

今後は、同時に開発を進めている機器の耐放射線性や4 kWを超える燃料集合体の崩壊熱の除去性能、遠隔保守性等の評価結果を含めて総合的に評価し、実用施設への導入を目指した解体システムを構築していきます。

本研究は、エネルギー対策特別会計に基づく文部科学省からの受託事業として、日本原子力発電株式会社からの再委託で原子力機構が実施した平成21年度「燃料集合体の解体及び燃料ピンせん断技術の開発」の成果を含みます。

●参考文献

Kitagaki, T. et al., Design and Fabrication of the FBR Fuel Disassembly System, Proceedings of 17th International Conference on Nuclear Engineering (ICONE-17), Brussels, Belgium, 2009, ICONE17-75117, 5p., in CD-ROM.

1-6 放射性物質の発熱に強い化学分離プロセスを開発 -MAの抽出クロマトグラフィー分離システム-

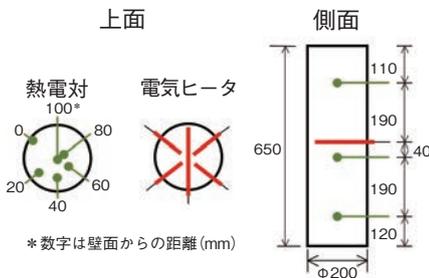


図1-13 安全に関する試験を行ったカラム
内径20 cm、有効高さ65 cmのカラムに熱源(電気ヒータ)と温度測定のための熱電対を備えます。

使用済核燃料に含まれるネプツニウム (Np)、アメリカシウム (Am) やキュリウム (Cm) をプルトニウム (Pu) とともに燃料に加工すると、これらを燃焼でき、また、高レベル放射性廃棄物への移行を抑制することができます。このような観点から、核燃料再処理で発生する高放射性溶液からAmとCmを分離する目的のために、抽出クロマトグラフィー技術の開発に取り組んでいます。この技術では、吸着材を充てんしたカラムに高放射性溶液を流し、目的のイオンを吸着して分離します。高放射性溶液は発熱性の放射性同位体を含み、また、吸着材は有機化合物である抽出剤等を含むので、火災・爆発安全の観点から温度を制御しなければなりません。

候補としている数種の吸着材の熱的な安定性については、熱分解の挙動を分析し、安全に運転に用いられることを確認しました。また、使用する条件を想定して、硝酸溶液中で γ 線を照射して吸着材を劣化させた場合にも問題とならないことが分かっています。

AmやCmが吸着材に捕捉されると、発熱源が固定されるので、熱が蓄積する可能性が高まります。図1-13に

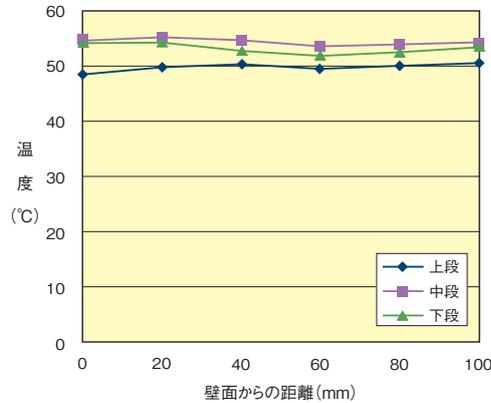


図1-14 カラム内温度の径方向分布
50℃に保ったカラムに上方から水を流し、電気ヒータからの熱を水に吸収して、カラムの下から外へと排出します。放射性物質の発熱も同様にカラム内に留まらせることなく、放出できます。



図1-15 工学規模試験装置の外観
内径48 cm、有効高さ65 cmのカラムを備えます。吸着材の充てんと排出、異常時の対応方法などを確かめました。

示す工学規模のカラム(内径20 cm、有効高さ65 cm)に模擬熱源(電気ヒータ)を設け、カラム内の温度分布を調べました。図1-14に示すように、カラム内の温度は径方向で一定であり、また、軸方向については、熱源から下流の温度上昇は3～5℃に留まりました。これらのことから、運転を熱的に安全に行えることを明らかにしました。

この知見に基づき、遠隔操作が可能となるように考慮した工学規模試験装置(図1-15)を製作し、溶液を流すことができないというような不具合が発生した場合であっても、異常な温度上昇を抑制するよう対応できることを確認しました。

抽出クロマトグラフィー技術の原子力への応用が、安全工学的な面について一歩実用に近づきました。

本研究は、文部科学省のエネルギー対策特別会計委託事業による委託業務として、原子力機構が実施した平成21年度「抽出クロマトグラフィー法によるMA回収技術の開発」の成果です。

●参考文献

Watanabe, S., Koma, Y. et al., Chromatography Column System with Controlled Flow and Temperature for Engineering Scale Application, Journal of Engineering for Gas Turbines and Power, vol.132, issue 10, 2010, 102903 (7p).

1-7 核燃料ペレット原料粉末の流動性測定手法の高度化

— 模擬粒子を用いた振動細管法の適用性検討 —

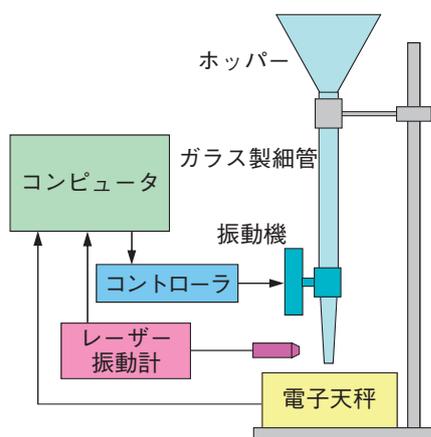
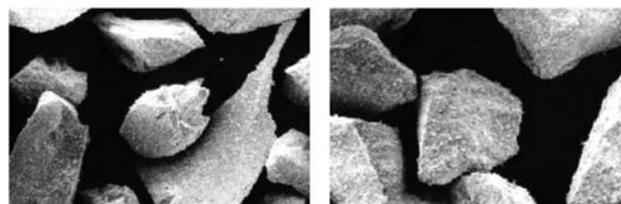


図1-16 振動細管式流動性測定装置の原理図
振動する細管から排出される粒子の質量流量を測定することにより、粒子の流動性を評価します。



粉砕時間 0時間
(円形度: 0.78)

粉砕時間 40時間
(円形度: 0.81)

図1-17 ZrO₂粒子のSEM写真

ボールミルで機械的表面処理をすることにより、粒子の形状や表面状態が変化します。

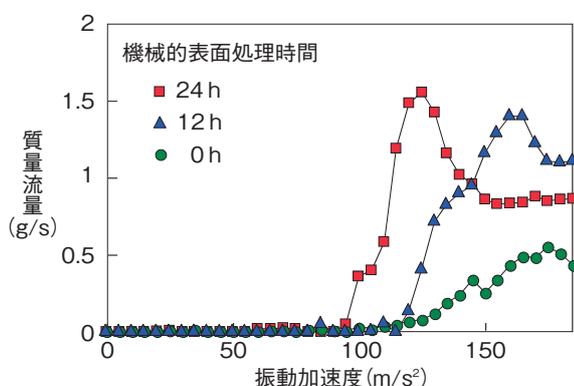


図1-18 ZrO₂粒子 (45 μm以下) の流動性プロファイル
機械的表面処理時間が長い粒子ほど、低い振動加速度で粒子が排出されるので、流動性が良いことが分かります。

FBR用MOX燃料製造工程では、MOX原料粉末からペレットを製造していますが、効率的な製造を行うためには、流動性の良い粉末を用いる必要があります。MOX粉末の流動性評価には、Carrの流動性指数などが利用されますが、グローブボックス内での測定に長時間を要するなどの課題があるため、新しい流動性測定法である振動細管法について、非放射性の模擬粒子を用いた適用性の検討試験を行いました。

振動細管法 (図1-16) は、振動する細管から排出される粒子の質量流量を、振動加速度を変化させながら測定することによって、流動性を評価する装置であり、測定時間が短く、操作や構造がシンプルであるなどの特長があります。

本試験では、ZrO₂粒子 (図1-17) をボールミルで機械的表面処理するとともに、微粒子の混合率を変化させて、粒子の形状・表面状態と粒度分布が異なるサンプルを準備しました。

振動細管法のデータは、図1-18に示すような、縦軸が質量流量、横軸が振動加速度のグラフであり、流動性プ

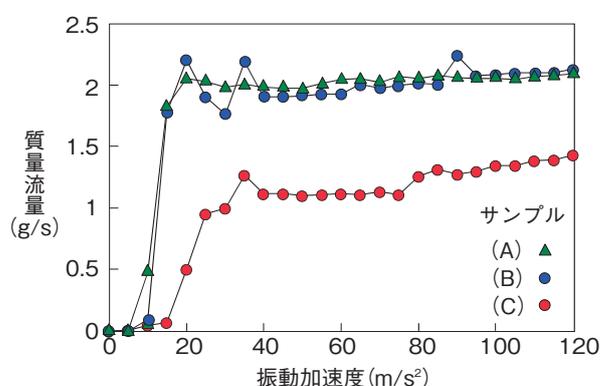


図1-19 ZrO₂粒子 (250 μm以下) の流動性プロファイル
質量流量及び流動開始加速度が異なるため、粒子径45 μm以下の微粒子の有無を検知できることが分かります。

ロファイルと呼ばれます。図1-18は、ボールミルで0時間、12時間及び24時間処理したZrO₂粒子 (粒子径45 μm以下) の流動性プロファイルです。処理時間が長い粒子ほど、小さな振動加速度で粒子の排出が開始されており、流動性が良いことが分かりました。一方、同じ粒子のCarrの流動性指数は、それぞれ41、43、45であり、その違いはわずかであるため、本サンプルに関しては、振動細管法の方が、Carrの流動性指数による方法よりも高感度であることが分かりました。

図1-19は、粒子径106~250 μmの粒子を主成分とし、(A)106 μm以下の微粒子を全く含まないもの、(B)45~106 μmの微粒子を10 wt%含むもの、(C)45 μm以下と45~106 μmの微粒子をそれぞれ5 wt%ずつ含むものの流動性プロファイルです。(C)とほかのプロファイルの違いは顕著であり、45 μm以下の微粒子の混入による流動性の低下を鋭敏に検知できていることが分かりました。

今後は、ウラン酸化物粒子やMOX粒子の流動性測定試験を行い、本手法のMOX粉末への適用性を確認するための試験を進めていきます。

●参考文献

石井克典ほか, 簡素化ペレット法MOX原料粉末の流動性評価への振動細管法の適用性検討, 粉体工学会誌, vol.45, no.5, 2008, p.290-296.

1-8 物性値でFBR燃料の燃焼挙動を解析する

- NpとAmを含有したMOX燃料の開発 -

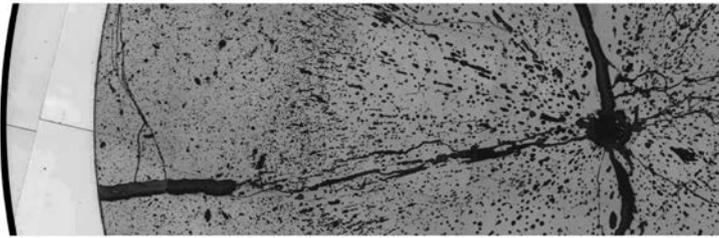


図1-20 約430 W/cmの線出力で10分間燃焼したNp/Am含有MOXペレット断面の組織
気孔の移動や中心空孔の形成が観察できます。

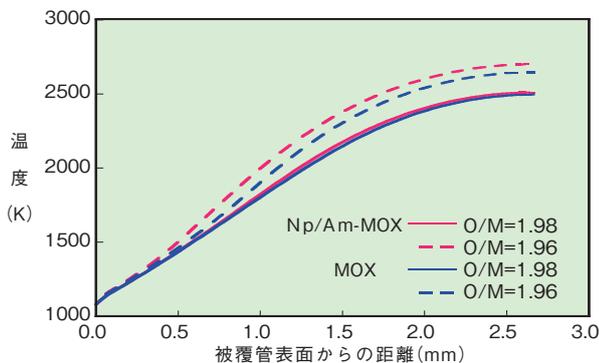


図1-22 燃料ペレット径方向の温度分布計算結果
Np/Am含有による燃料温度に及ぼす影響はわずかです。一方、O/M比では大きく異なり、O/M=1.96の燃料の方が、最高温度が高いことが分かります。

次世代のFBR用燃料としてMA元素を含んだMOX燃料の開発を進めています。NpやAmなどのMA元素は、原子炉内で核反応によって燃料中に生成する元素ですが、再処理工程において、それらの元素を抽出し、燃料に混合してFBR用の燃料として使用することが計画されています。このような新しい燃料の開発を行うためには、燃料の原子炉内での燃焼挙動を評価する技術を開発することが必要です。本研究では、NpとAmを含有したMOX燃料を「常陽」において実際に燃焼させ、燃焼中の組織変化やNpとAmの挙動を調べました。さらに、燃料の熱伝導率や融点などの物性データを測定・評価し、それらの物性値を用いて燃焼した燃料の温度分布などを解析する技術の開発を進めました。

図1-20に、燃焼試験後の燃料ペレットの組織を示します。開発を進めている燃料は、燃料寿命を長くするために酸素/金属比 (O/M比) が従来の燃料 (O/M≒1.98) より低い1.97以下の仕様になっています。そのため、O/M比をパラメータとして試験が行われました。FBR燃料は、軽水炉燃料に比べ高い線出力で運転されるため、燃料の最高温度は2300 K以上の高温に達し、ペレット

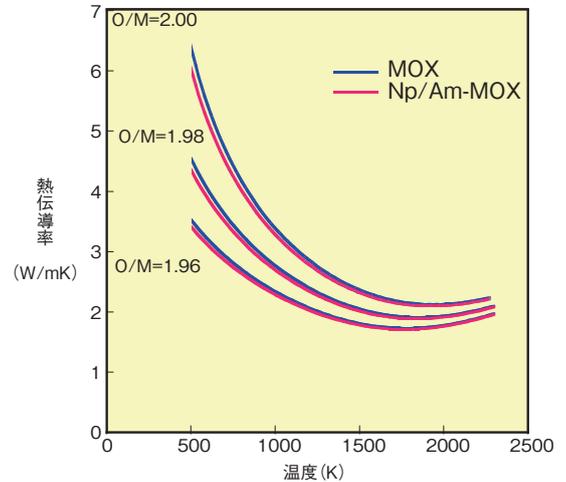


図1-21 熱伝導率の変化
熱伝導率の測定結果をもとに、Np/Am含有、O/M比、密度及び温度を関数とした評価式を作成しました。計算結果から、Np/Am含有による影響はわずかで、O/M比では大きく変化することが分かります。

径方向に大きな温度勾配ができます。そのため、図1-20に示すように燃料ペレット内では、気孔の移動によって中心空孔の形成などの組織変化が起こります。また、元素分析の結果、中心空孔周辺部では、AmとPu濃度の上昇が観察されました。図1-21にMOXとNp/Am含有MOXの熱伝導率を比較します。Np/Am含有による影響は小さく、O/M比の低下は、熱伝導率を大きく低下させることが分かります。得られた物性式を用いて燃焼中のペレット径方向の温度解析を行いました。

温度解析は、ペレット径方向の温度勾配によって引き起こされるO/M比の変化(再分布)を考慮して行いました。計算結果を図1-22に示します。O/M比が低い燃料の方が、より高い最高温度に達していることが分かります。融点の測定結果から、MOX及びNp/Am含有MOXの融点は3000 Kよりも高いことを確認しました。そのため、燃料は、燃焼中には溶融していないことが確認できます。燃料が最高温度で未溶融であったことは、燃焼後のペレットの組織観察の結果からも確認することができました。

●参考文献

Morimoto, K., Kato, M. et al., Thermal Conductivity of (U, Pu, Np)O₂ Solid Solutions, Journal of Nuclear Materials, vol.389, issue 1, 2009, p.179-185.

1-9 PuとSiの化合物を調べる

—MOX燃料に含まれる不純物の挙動評価—

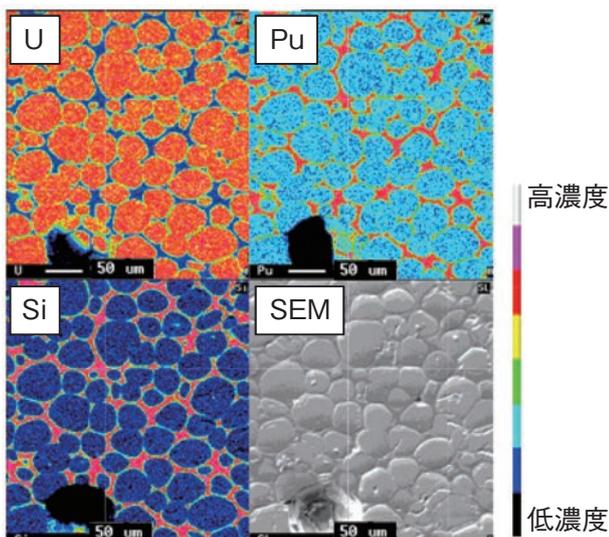


図1-23 MOX-6.9 wt%SiO₂ペレット断面の元素分析結果
熱処理を行ったペレット断面の元素分析結果を示します。赤い領域が濃度の高い領域です。PuとSiは同じ箇所では相対濃度が高くなっており、ネットワーク状に広がっています。右下は電子顕微鏡による組織観察結果です。

私たちはFBR燃料としてMOX燃料の開発を進めています。MOX燃料は、原料粉末である二酸化ウラン(UO₂)と二酸化プルトニウム(PuO₂)を混合、成型、焼結を行うことによって製造していますが、原料粉末の混合工程において、混合設備に用いられるシリコン(Si)ゴムが燃料中に不純物として混入する可能性があります。そのため、MOX燃料中にSiが混入した場合のSiの挙動を調べて評価することが必要です。本研究では、MOX燃料中におけるSiの挙動を明らかにするために、MOXまたはPuO₂にSiを混合させ、反応生成物を調べる試験を実施しました。

MOX粉末に6.9 wt%のSiO₂粉末を混合し、ペレットを作製して2400℃で熱処理を行いました。図1-23に酸素分圧(Po₂)が低い雰囲気(3.0×10⁻⁷Pa)で熱処理を行ったペレット断面の元素分析結果を示します。測定は電子線プローブマイクロアナライザで行いました。PuとSiの相対濃度の高い領域が同じ箇所に存在していることから、SiはMOX燃料中のPuと反応して化合物を形成していると考えられます。

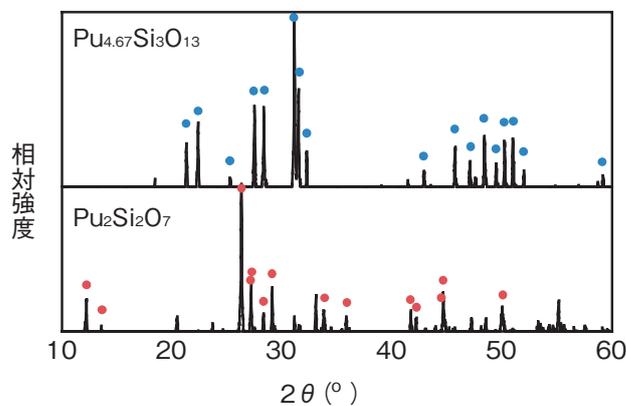


図1-24 熱処理を行ったPuO₂-SiO₂混合粉末のX線回折パターン

熱処理を行った試料のX線回折パターンを示します。Pu₂Si₂O₇は析出する条件が限られており、析出する相の多くはPu_{4.67}Si₃O₁₃を含む相でした。Pu₂Si₂O₇は、本研究で、初めて明らかにした化合物です。

この化合物の生成条件及び化学形態を確認するために、PuO₂-SiO₂反応試験を実施しました。PuO₂とSiO₂の混合比をモル比で3:1, 3:2及び3:3に変化させた試料を調整して、温度(1350~1700℃)と酸素分圧(10⁻⁷~10⁻¹⁰Pa)をパラメータにして熱処理を施しました。図1-24に、熱処理を行った試料のX線回折パターンを示します。温度と酸素分圧により、Pu_{4.67}Si₃O₁₃及びPu₂Si₂O₇の二種類の化合物が析出することが明らかになりました。Pu₂Si₂O₇を含む相は混合比が3:2及び3:3のサンプルで1600℃以上の温度、10⁻⁷Pa以下の酸素分圧の領域で析出しましたが、析出する相の多くはPu_{4.67}Si₃O₁₃を含む相であることが分かりました。さらに、それ以外の条件ではPuO₂とSiO₂が反応しないことを確認しました。これらのことからMOX中にSiが存在する場合、温度及びMOX中の酸素量に依存してSiO₂、Pu_{4.67}Si₃O₁₃及びPu₂Si₂O₇の化学形態をとることが分かりました。

このように、本研究によってMOXに含まれる不純物Siの挙動を調べ、各化合物の生成条件を明らかにすることができました。

●参考文献

Uchida, T. et al., Phase States in the Pu-Si-O Ternary System, IOP Conference Series; Materials Science and Engineering, vol.9, 2010, p.012004-1-012004-5.

1-10 電解によりウランとTRU元素を共回収する

— 金属電解法乾式再処理技術開発 —

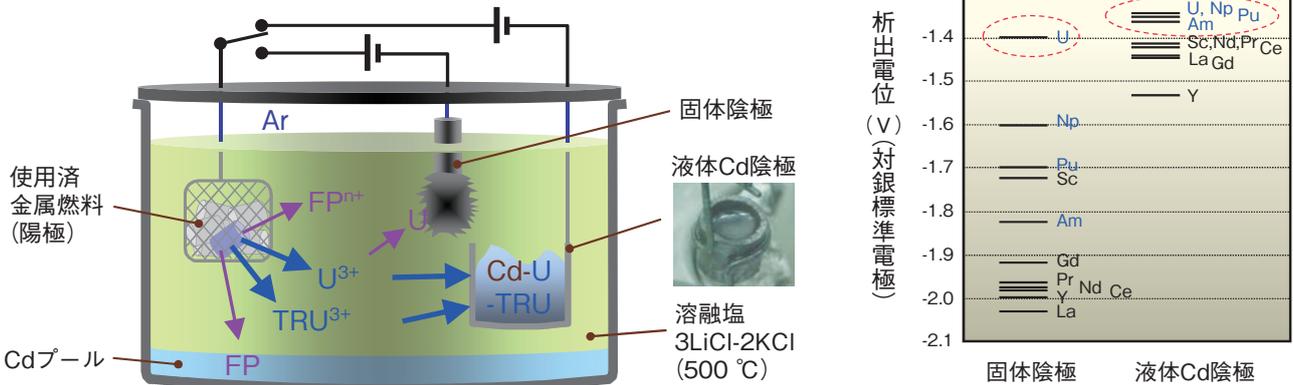


図 1-25 電解精製工程における電解処理の概念 (左) と希土類やアクチニド元素の陰極への析出電位 (右)
 電解により熔融塩中に溶解したUやTRUは陰極に析出し、FP元素と分離回収されます。電解の電位を制御することにより、固体陰極ではU金属のみを、液体Cd陰極ではUとTRU金属を一括で析出させることができます。

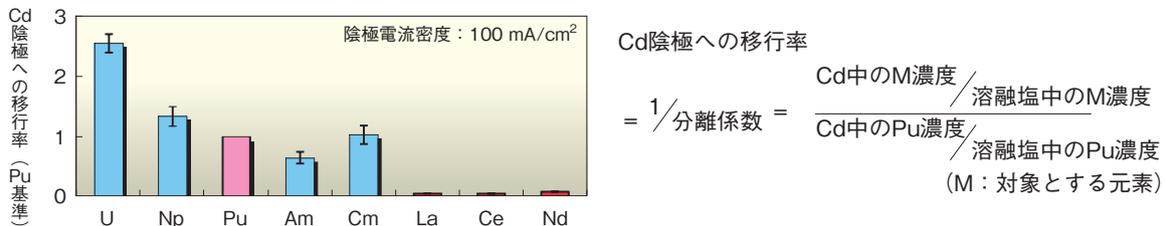


図 1-26 液体Cd陰極を使った熔融塩からのアクチニド一括回収実験の結果
 移行率が大きいほど対象とする元素はPuに比べてCd陰極へ移行しやすく、1でPuと同等にCd陰極に回収されることを表します。実験では、U、Np、Am及びCmはPuとほぼ同様にCd陰極に回収され、希土類元素と分離できることを確認しました。

将来の再処理技術の候補として、熔融塩電解法による乾式再処理技術の研究開発を行っています。金属電解法と呼ばれる乾式再処理プロセスでは、UやPuを電解により核分裂生成物 (FP) 等の不純物から分離回収します。図 1-25に、電解精製工程でのUやTRU (Np, Pu, Am, Cm等のUよりも重い元素) 等のアクチニド元素を電解処理により析出回収する概念と、陰極への析出電位が元素により異なるだけでなく、陰極の材質にも大きく依存することを示します。電解処理を行うための電解質には、塩化物 (ここではLiClとKClの混合塩) を高温で融解させたもの (熔融塩) を使います。二種類の塩を混ぜると融点が下がり、低い温度で処理できるようになります。

細かくせん断した使用済金属燃料を金属製のバスケットに装荷して熔融塩に入れ、これを陽極とします。一方、陰極には鉄等の金属製の固体陰極とカドミウム (Cd) をルツボに入れて融解した液体Cd陰極の二種類を使います。陽極のUとTRU及び一部のFPは、電解処理により熔融塩中に溶解し、陰極に析出します。図 1-25の右に示すように、陰極の電位を制御することで、固体陰極には回収したいUだけを金属として析出させることができ

ます。次に、液体Cd陰極を使って、同様に陽極から元素を溶かしながら、UやTRUを陰極のCd中に合金として回収します。CdへのUやTRUの析出電位はお互いに近いため、陰極の電位を調整してもこれら元素を単独で分離回収することは難しく、まとめてCd中に回収します。希土類元素等のFPは析出電位がU等と離れているため、ある程度の分離が可能です。このように、UとTRUが一括回収されることは、すべてのアクチニド元素をリサイクル利用する将来の核燃料サイクルの方向性に合っており、また原理的に純粋なPuの分離が難しいことは、核不拡散の観点からも好ましい特長といえます。

このような熱力学的な検討を、液体Cd陰極を用いた実験によって確認した結果を図 1-26に示します。アクチニド元素であるU及びTRUを一括で回収し、希土類元素であるLa, Ce及びNdから分離できる結果が得られ、熱力学的な検討と比較することにより、両者が一致していることを確認しました。

今後も、このようなデータを蓄積し、技術的に優れた電解制御手法を開発していく予定です。

●参考文献

Kofuji, H. et al., Electro-Deposition Behavior of Minor Actinides with Liquid Cadmium Cathodes, IOP Conference Series; Materials Science and Engineering, vol.9, 2010, p.012010-1-012010-8.

1-11 原子炉構造物の照射損傷を監視する

—磁気測定による照射損傷評価法の開発—

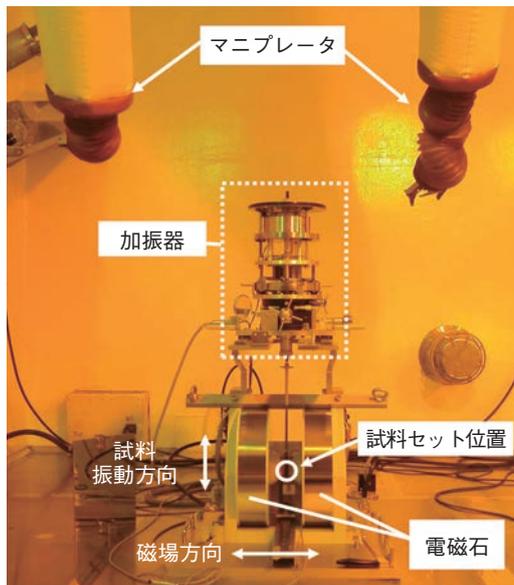


図 1-27 ホットセル内に設置された遠隔操作式振動試料型磁力計

マニプレータを使って、試料を交換したり、装置を調整したりすることができます。オレンジ色をした鉛ガラス越しに撮影したため、オレンジ色に見えています。

高速炉の原子炉容器のような原子炉構造物が受ける照射損傷は、燃料被覆管のような燃料材料ほど厳しくありませんが、放射線環境に長時間、継続的にさらされ、しかもプラント寿命期間中に交換することが困難ですので、適切に監視することがとても重要です。これまでの研究から、照射損傷の指標として弾き出し損傷量が有効であることが知られています。弾き出し損傷量は、プラントの運転履歴から計算により求めることができますが、実際の材料を測定して評価する方法はありません。そこで、磁気測定により弾き出し損傷量を評価することを試みました。磁気測定に着目した理由は、弾き出し損傷による材料中の微細組織の変化に磁気特性が敏感に反応すると期待したからです。

中性子を照射された試料の磁気測定を行うために、遠隔操作式振動試料型磁力計を開発しました。振動試料型磁力計とは、電磁石が作る磁場中で試料を振動させたときに発生する誘導起電力から、飽和磁化や保磁力等の磁化特性を計測する装置です。接近できない照射試料の交換や、装置の保守管理の容易さ、将来の廃棄における放射性廃棄物の削減などを考慮し、装置の各部を試料に近接配置する必要のある測定部と遠隔配置が可能な制御部

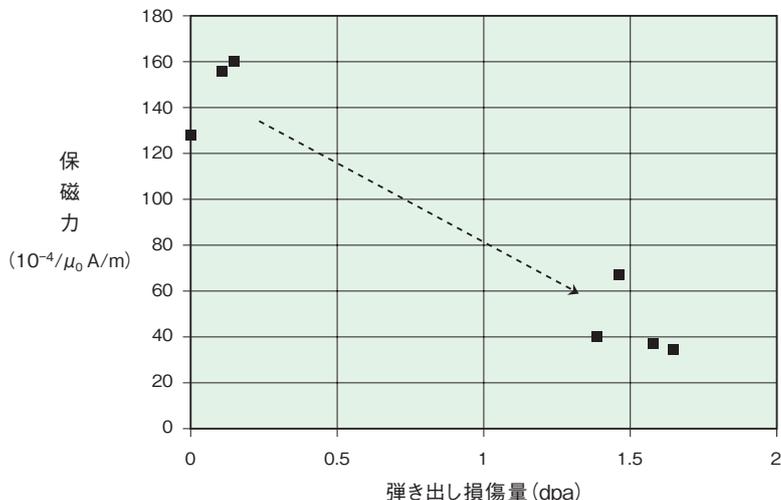


図 1-28 弾き出し損傷量と保磁力の関係 (材料: 316 FR)

遠隔操作式振動試料型磁力計を用いて、弾き出し損傷量が異なる試料の保磁力を測定しました。弾き出し損傷量が大きくなると、保磁力が小さくなることを明らかにしました。

に分け、前者をホットセル内、後者をホットセル外に分割して設置し、測定部はすべてマニプレータにより操作する方式を取りました。図 1-27 に、開発した装置 (測定部) の写真を示します。

測定結果の例として、図 1-28 に、保磁力と弾き出し損傷量の関係を示します。材料は、次世代高速炉の候補構造材料である 316 FR 鋼です。弾き出し損傷量が大きくなると、保磁力が小さくなっていることが分かります。このほかに、飽和磁化も弾き出し損傷量と相関があることが分かりました。

このことから、本装置でサーベイランス試験片を測定することで、原子炉構造物の照射損傷を監視できると期待されます。測定は短時間で終わるため、複数のサーベイランス試験片について測定すれば、より信頼性の高い評価ができます。また、本手法は試験片を破壊することなく測定ができるので、測定後に試験片を原子炉内に戻せば、限られた試験片の本数でもプラントの全寿命期間の評価が可能です。さらに、同一試験片について、寿命期間中に繰返し評価を行えば、試験片の材料特性のばらつきに影響されることがなく、弾き出し損傷量の時間的な変化を把握することができます。

●参考文献

高屋茂ほか, 照射損傷評価のための遠隔操作式振動試料型磁力計の開発, 保全学, vol.9, no.1, 2010, p.51-56.

1-12 ナトリウムの活性度抑制制御へのチャレンジ

— ナノ粒子との原子間相互作用による反応抑制技術の開発 —

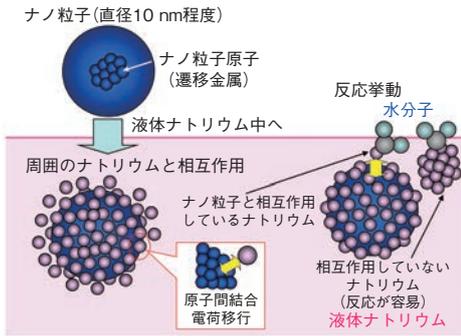


図1-29 ナノ粒子分散ナトリウムの概念
ナノ粒子がナトリウム中に分散すると周囲のナトリウム原子と原子間相互作用(原子間結合と電荷移行)を生じ、それによる反応抑制が生じることが分かってきました。

表1-1 ナノ粒子分散による特徴と物性の変化

		相関する物性	
原子間相互作用	原子間結合力 ナノ粒子-ナトリウム > ナトリウム-ナトリウム	表面張力……増大*1 蒸発速度……低減	<p>表面張力 (mN/m) 300℃ ナノ粒子分散ナトリウム ナトリウム</p>
	電荷移行量 ナトリウム→ナノ粒子	反応特性 反応熱量……低減*2 反応速度……低減	
小粒径化・低分散量の効果	比表面積(概念) 	低分散量により、ナトリウムと比較して 粘性……有意な変化なし 融点……有意な変化なし 熱伝達率……有意な変化なし	<p>反応熱量比 (%) ナトリウム ナノ粒子分散ナトリウム</p>

*1 原子間結合により物性が変化している例
*2 電荷移行により反応特性が変化している例

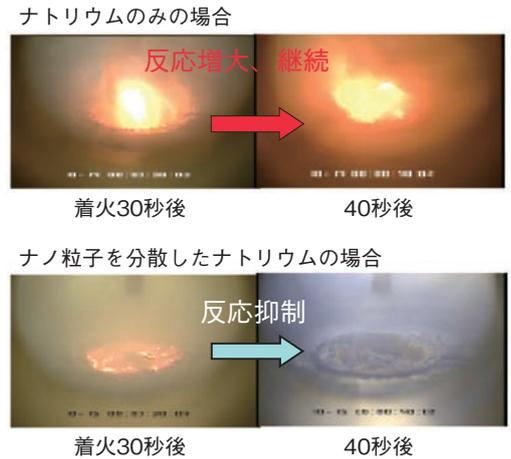


図1-30 燃焼反応挙動の比較
ナトリウムは反応が増大していますが、ナノ粒子分散ナトリウムは明らかに炎が小さくなり、抑制効果が確認できました。

高速炉冷却材のナトリウムは、熱伝導率が高く伝熱流体として優れた特性を有していますが、水や酸素との反応が活性という特性も有しています。そのため高速炉では、設計・設備対応により十分な安全性を確保しています。しかし、ナトリウム自身の活性度を低減することができれば、設備対応によらない一層の安全性向上と機器の簡素化による合理化など経済性向上が期待できます。本研究では、ナトリウム自身の化学的活性度を抑制するという独創的な技術開発にチャレンジしています。

本研究の概念を図1-29に示します。液体ナトリウム中にナノメートルサイズの粒子(ナノ粒子)が分散すると、粒子表面原子とナトリウム原子が原子間相互作用を生じ、これにより反応抑制が有意に生じることが分かってきました。このとき、粒子を微細化し比表面積を大きくすれば低分散量でも原子間相互作用が期待できるので、高速炉の冷却材で要求される優れた伝熱流動性を損なうことなく、反応抑制のみを実現できる可能性があります。

これまでの研究により、理論的に原子間結合力の増大とナトリウムからナノ粒子への電荷移行が確認され、実験的に原子間相互作用による特性の変化を確認していま

す(表1-1上段)。一方、小粒径・低分散量による伝熱流動性への影響を明らかにするために、熱伝達率、融点や粘性などの物性を測定しナトリウムと比較したところ、有意な変化がなく、高速炉の伝熱性能をほとんど変化させないことを確認しています(表1-1下段)。また、ナトリウムの純度管理方法への影響を調査し、ナノ粒子濃度が不純物除去前後で変化していないことなどから、従来の方法に適用できる見通しを得ています。さらに、試作したナノ粒子を分散させたナトリウムの水や酸素との反応における反応抑制効果の確認も進めており、反応熱量の低減や反応速度の抑制を示す結果が得られています(表1-1, 図1-30)。今後は、反応抑制のメカニズムを解明するとともに、高速炉の運転環境下での反応抑制効果と冷却材としての適用性を確認し、ナノ粒子分散ナトリウムの実用化の見通しを明らかにする予定です。また、このようなナノ粒子表面の原子間相互作用を利用した技術は、ナトリウムの化学的活性度の抑制だけでなく、他の媒体の特性改善への応用が期待できます。

本研究は、文部科学省からの受託事業「ナノテクノロジーによるナトリウムの化学的活性度抑制技術の開発」の成果の一部です。

●参考文献

Saito, J. et al., Study on Chemical Reactivity Control of Liquid Sodium -Development of Nano-Fluid and Its Property, and Applicability to FBR Plant, Proceedings of 16th International Conference on Nuclear Engineering (ICONE-16), Orlando, Florida, USA, 2008, ICONE16-48367, 4p., 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を、何万年にわたって生活環境から隔離しておくための対策です。我が国では、最終的に残る放射性廃液をガラス原料に混ぜ、高温で溶かし合わせてガラス固化体にします。これを、金属製のオーバーパックに封入した上で、地下300 m以深の安定な岩盤の中に緩衝材で包み込んで埋設します（図2-1）。

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

まず、地層処分の舞台となる深地層を、天然バリアとしての能力や人工バリアの設置環境という観点から、総合的に調べる技術を整備するため、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2-2）。2009年度末現在、東濃地科学センターでは深度約460 m、幌延深地層研究センターでは深度約250 mまで坑道を掘り進めており、それぞれに研究用の水平坑道も整備しました。実際の候補地での調査に先立って、必要な技術の信頼性を確認しておくことが目的です。地下の坑道は、深地層の環境や研究の様子を体験する場としても活用します。また、長期的な安定性を評価するため、火山や活断層、地殻変動などに関する研究を併せて行っています。

一方、東海研究開発センターでは、人工バリアや放射性物質の長期挙動に関する実験データなどをもとに、深地層の研究で得られる情報も活用して、処分場の設計や安全評価を行うための技術の開発を進めています。2009

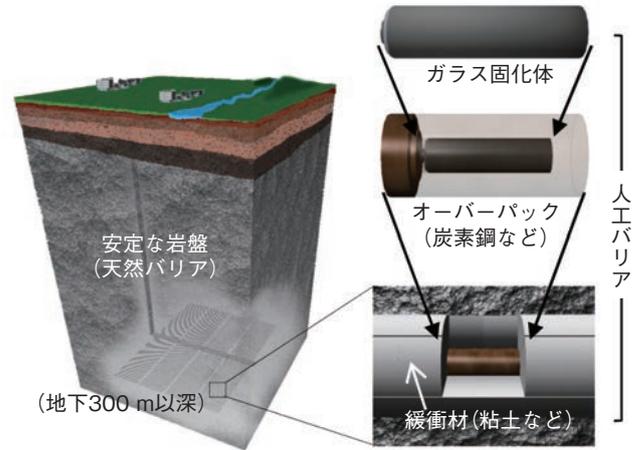


図2-1 地層処分システムの基本概念

年度は、人工バリア周辺で起こる様々な物理・化学現象を複合的に解析するための手法や放射性物質の溶解・移行に関するデータベースの整備などを行いました。

また、このような研究成果に基づき、地層処分の安全性を支える論拠や科学的知見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開発を進めており、2009年度末にプロトタイプを公開しました。

我が国の地層処分計画は、2035年頃の操業開始に向けて、候補地の確保がまさに喫緊の課題となっています。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、地層処分に対する理解の促進にも努めていきます。



図2-2 原子力機構の研究開発施設

2-1 知と技の伝承への挑戦

—地層処分の知識マネジメントシステム・プロトタイプの公開—

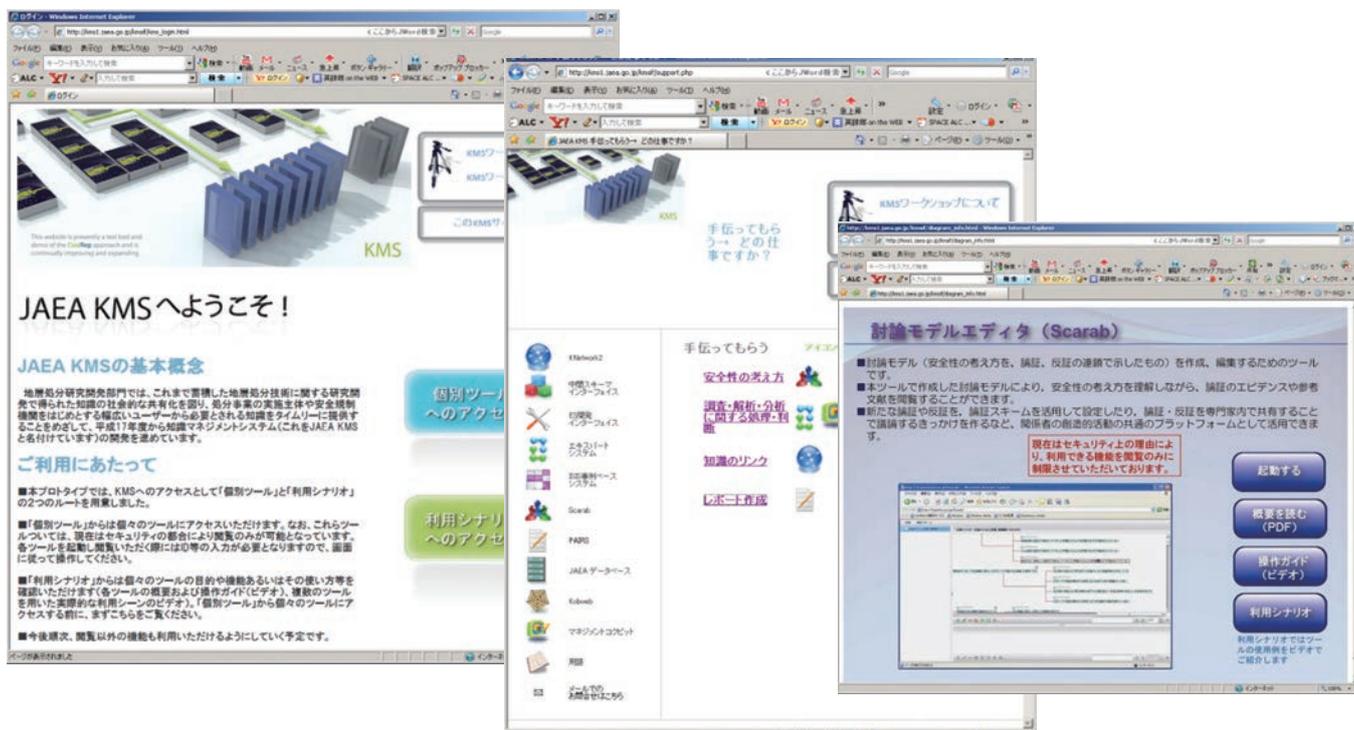


図 2-3 JAEA KMSプロトタイプの画面の例

利用目的ごとにどのツールを使えばよいかのガイド機能や、各ツールの操作ガイドビデオや利用シナリオの紹介などのヘルプ機能が付加されており、初めてのユーザーでも使いやすいようにするための工夫がなされています。

地層処分の安全性は、実際に施設や設備を長期に動かして実証することができないため、様々な知識を用いて立証することが必要になります。これらの「知識」は、データベース、文献、ソフトウェアなどの「形式知」から、専門家の頭の中に蓄えられている経験、ノウハウなどの「暗黙知」まで、多岐にわたります。さらに、処分事業の進展に伴い、関連する知識は、今後も増加し続けることが予想されます。

安全性の立証を信頼に足るものにするためには、ありとあらゆる知識を総動員することが必要ですが、単に膨大な知識の中から個別の知識を抽出して利用するだけではなく、それぞれの知識の関連が分かるように整理し、利用者間で共有するためのプラットフォームを構築することが必要です。そのため、このような地層処分技術の鍵となる知識を適切に管理することを目的として、知識マネジメントシステム (JAEA KMS) の開発を進めています。

これまで、

- ・安全性に関する議論とその根拠を「論証」と「反証」の連鎖によって透明性をもって示すための討論モデル

- ・計画の立案や調査、解析、評価に関する暗黙知を蓄積、活用していくためのエキスパートシステム
- ・過去の失敗事例などを検索できる事例ベース
- ・報告書の作成を支援する性能評価統合レポートシステムを含む、10の個別ツールを開発し、図 2-3 に示すような種々のヘルプ機能を付加して、JAEA KMSとして取りまとめました。現在はまだ、外部からのアクセスは閲覧のみに限られているため、プロトタイプと呼ぶこととし、これを、2010年3月に地層処分研究開発部門のホームページ (<http://www.jaea.go.jp/04/tisou/toppage/top.html>) 上で公開しました。

これにより、地層処分に係る知識ベースへのアクセスを通じて、地層処分の安全性を支える論拠や知識を効率的に統合・利用することが可能となり、我が国の地層処分計画の着実な推進を支援するための方策が一段と強化されたものと考えています。JAEA KMSプロトタイプは、どなたにでもご利用いただけます。今後は、運用、維持、管理を行い、幅広いユーザーの皆さまからご意見、ご要望をいただき、知識の拡充と機能の改良を図っていく予定です。

●参考文献

日置一雅ほか, JAEA知識マネジメントシステムと中期計画取りまとめ“CoolRep”の概要, JAEA-Review 2009-049, 2010, p.24-41.

2-2 熱-水-応力-化学連成解析モデルの構築を目指して

— 緩衝材の地球化学プロセスに着目した工学規模の人工バリア試験と解析評価 —

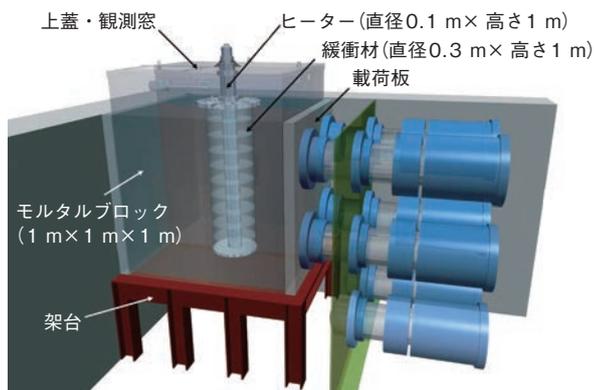


図 2-4 地層処分における工学規模の人工バリア試験の概略図
試験体は、コンクリート支保を想定したモルタルブロック、圧縮ベントナイト製の緩衝材及び廃棄体を模擬したヒーターから構成されています。

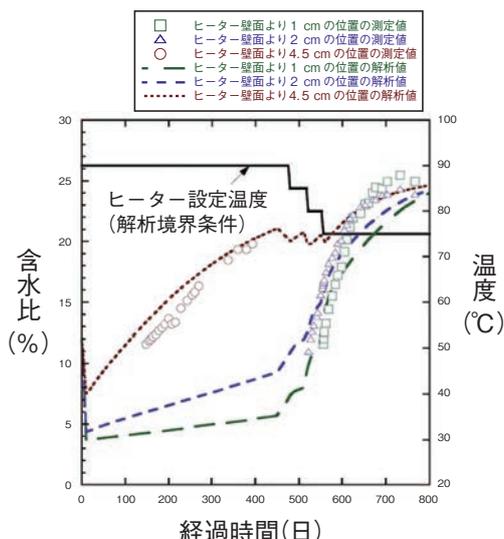


図 2-5 時間の経過及び温度変化に伴う含水比分布の変化

連成解析により、人工バリア試験における時間経過及びヒーターの温度変化に伴う緩衝材中の水分変化を良く再現しています。

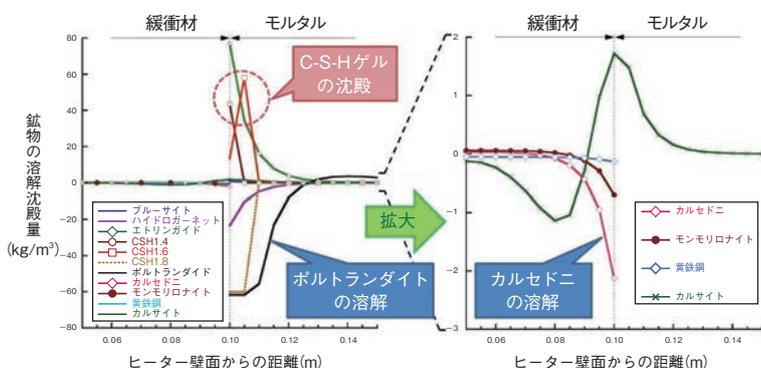


図 2-6 試験体中での鉱物の溶解沈殿

緩衝材とモルタルとの接触界面において生じる鉱物の溶解や析出物の分布を連成解析で表現できることを確認しました。

高レベル放射性廃棄物の地層処分における人工バリア設置後の廃棄体周辺では、廃棄体の発熱、人工バリア内の地下水の浸み込み、緩衝材の膨潤、間隙水組成の変化など、熱的、水理的、力学的及び地球化学のプロセスが相互に影響を及ぼし合うこと（連成挙動）が予想されます。これらの人工バリア内で生じる連成挙動は長期間にわたることから、数値解析によるアプローチが有効な評価手法になります。そこで私たちは、このような人工バリア内で生じる連成現象を定量的に把握することを目的に、世界に先駆けて化学を含めた4変数の連成を目指した熱-水-応力-化学連成挙動解析モデルの開発を行っています。

地層処分においては処分坑道の力学的安定性を確保するために設置されるコンクリート支保によって高いアルカリ性の水が発生し、この水が緩衝材に浸み込むことが想定されます。本研究では、特にこの高いアルカリ性の水による緩衝材を構成する鉱物の溶け出し、二次鉱物の沈殿といった地球化学プロセスに着目した連成解析を実施しました。また、連成解析の信頼性を確認するため、約800日間にわたる地層処分を模擬した工学規模の人工

バリア試験（図 2-4）をあわせて実施し、この人工バリア試験結果と連成解析結果との比較を行いました。

図 2-5 は連成解析及び人工バリア試験によって得られた緩衝材中の水分変化を示したものです。両者の結果の一致は開発中の連成解析モデルの信頼性の高さを示すものといえます。地球化学プロセスについては、図 2-6 に示すようにモルタル中においてセメント水和物のポルトランダイドが溶解し、高いカルシウム濃度の水が緩衝材中へ浸み込むことを解析によって予測しました。また、緩衝材の中に含まれるカルセドニ（玉髄）と呼ばれる鉱物が溶解する解析結果が得られ、人工バリア試験で認められたモルタルとの接触界面近傍での析出物が C-S-H ゲル（セメント水和生成物のカルシウムシリケート水和物）である可能性を示しました。これらの連成解析結果は人工バリア試験の結果と整合するものでした。

本研究を通じて、開発中の連成解析モデルが、緩衝材とコンクリート支保の地球化学プロセスの相互作用を考慮した連成現象の評価に適用できる可能性を示すことができました。今後は本研究で得られた知見に基づき、原位置人工バリア試験の計画に反映していく予定です。

●参考文献

鈴木英明ほか, 緩衝材の地球化学プロセスに着目した熱-水-化学連成挙動に関する工学規模の人工バリア試験と解析評価, 原子力バックエンド研究, vol.16, no.1, 2009, p.43-56.

2-3 地下水中の放射性核種の化学形と溶解度を評価する —地層処分の安全評価に必要な熱力学データベースの整備—

1	H																		He
2	Li	Be										B	C	N	O	F		Ne	
3	Na	Mg										Al	Si	P	S	Cl		Ar	
4	K	Ca	Sc	Ti	V	Cr	Mn	Fe	Co	Ni	Cu	Zn	Ga	Ge	As	Se	Br	Kr	
5	Rb	Sr	Y	Zr	Nb	Mo	Tc	Ru	Rh	Pd	Ag	Cd	In	Sn	Sb	Te	I	Xe	
6	Cs	Ba		Hf	Ta	W	Re	Os	Ir	Pt	Au	Hg	Tl	Pb	Bi	Po	At	Rn	
7	Fr	Ra		Rf	Db	Sg	Bh	Hs	Mt	Ds	Rg	Cn							
	La	Ce	Pr	Nd	Pm	Sm	Eu	Gd	Tb	Dy	Ho	Er	Tm	Yb	Lu				
	Ac	Th	Pa	U	Np	Pu	Am	Cm	Bk	Cf	Es	Fm	Md	No	Lr				

赤字：安全評価上対象となる重要元素
 緑色：2009年現在OECD/NEAのTDBプロジェクトで整備されている元素

図 2-7 JAEA-TDBで整備対象とした元素の一覧

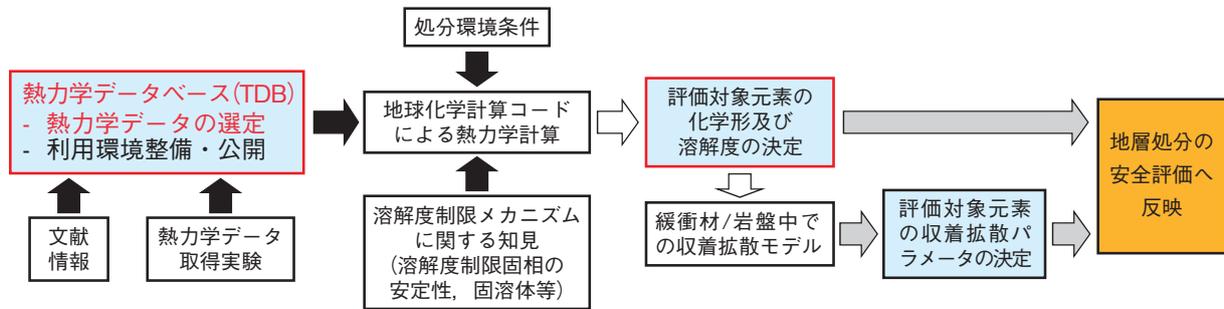


図 2-8 地層処分の安全評価における熱力学データベースの位置づけ

ガラス固化体中に閉じ込められていた放射性核種（元素）が放出される際に起こる最初の現象は、ガラス固化体に接触した地下水に放射性核種が溶出することです。溶出した放射性核種の化学形と溶解度は、地層処分の安全評価を行う上で重要な基盤情報になります。放射性核種の溶解度を測定する実験は数多く行われているものの、放射性核種の化学形や溶解度は地下水の水質に依存する上、地下水組成が一般的な溶解度測定実験より複雑であるため、私たちは化学平衡計算を行うために必要な熱力学定数をデータベース化することが必要と考えています。

国際的にも熱力学データベース(TDB)の重要性は認められており、経済協力開発機構原子力機関(OECD/NEA)では四半世紀を超える長期間にわたって国際的なTDBプロジェクトが進められています。このプロジェクトでは、膨大な実験結果に対して詳細なレビューが行われ、科学的根拠に基づく熱力学データを選定した上で、2009年現在で9元素に対するTDBが整備されています。私たちもこのプロジェクトに参加しています。

今回私たちは、科学的根拠に基づく文献レビュー及び

熱力学データ選定過程についてOECD/NEAのガイドラインを踏襲しつつ、地層処分の安全評価のために対象とする元素や化学形を拡張した形で原子力機構熱力学データベース(JAEA-TDB)を整備しました。私たちは、特に図2-7に示す25種類の安全評価上重要な放射性核種(元素)について文献をレビューし、熱力学データを選定しました。その結果、JAEA-TDBには、安全評価上重要な元素の溶解や錯生成に関する880件の熱力学データ、炭酸やリン酸など地下水の組成に関係する180件の熱力学データ及び岩盤中に含まれる主要な鉱物と水の間で起こる140件の熱力学データが収納されています。更に私たちは、JAEA-TDBにおいて選定された熱力学データが矛盾なく組み合わせられていることを多方面から検証することで、TDBの信頼性を確保しました。JAEA-TDBを用いると、図2-8のフローに従い安全評価のための基盤情報を提供することができます。

私たちはJAEA-TDBを、汎用地球化学計算コード“PHREEQC”等で利用可能なテキストファイルにしてインターネット上で公開しています(<http://migrationdb.jaea.go.jp/>)。是非ご利用ください。

●参考文献

Kitamura, A. et al., JAEA Thermodynamic Database for Performance Assessment of Geological Disposal of High-Level Radioactive and TRU Wastes, JAEA-Data/Code 2009-024, 2010, 84p.

2-4 実際の表層環境における放射性核種の移行をモデル化する —生物圏評価モデル構築のためのアプローチの提案—

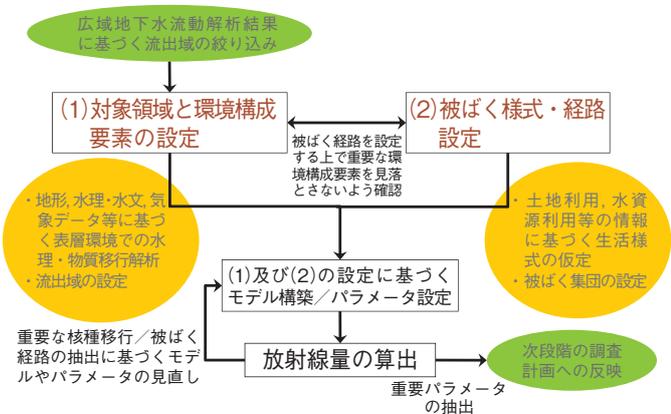


図 2-9 実際の環境条件を反映した生物圏評価モデル構築のための作業フローの概要
広域地下水流動解析による流出域の絞り込みの結果に基づき、表層環境における地下水流動解析を行い、核種流出域を推定した上で、対象領域と環境構成要素を設定します。また、土地や水資源利用の情報に基づき被ばく経路を設定し、それぞれの設定に基づき、生物圏評価モデルを構築します。

地層処分安全評価においては、処分場から流出した放射性核種が地下水等によって運ばれ、人間が生活する環境に到達することをシナリオの一部として想定しています。評価においては、処分場から表層環境に到達した放射性核種により人間が受ける放射線量を算出することが求められます。放射線量の算出にあたっては、環境中の放射性核種の移行や周辺環境（食物等を含む）から人間への移行（被ばく）をモデル化しており、この一連の流れを生物圏評価と呼んでいます。

現在、地層処分事業はサイト選定の段階にあります。現段階の生物圏評価にかかわる研究開発においては、実際の環境条件が与えられた場合に、そこでの現象をモデルに取り込む手法や、優先的に取得しておくべき重要な情報の一覧を整備しておく必要があります。それと同時に、入手した情報を具体的にどう利用するかの手順を示すことが重要となります。そこで、実際の環境条件を反映した生物圏評価モデル構築のための作業フローを作成しました(図 2-9)。本作業フローでは、モデル構築の対象となる範囲(対象領域)とパーツ(環境構成要素)の設定(図 2-10)に関して、まず、表層環境における地下水の流れを把握する手順を示しています。この結果を用

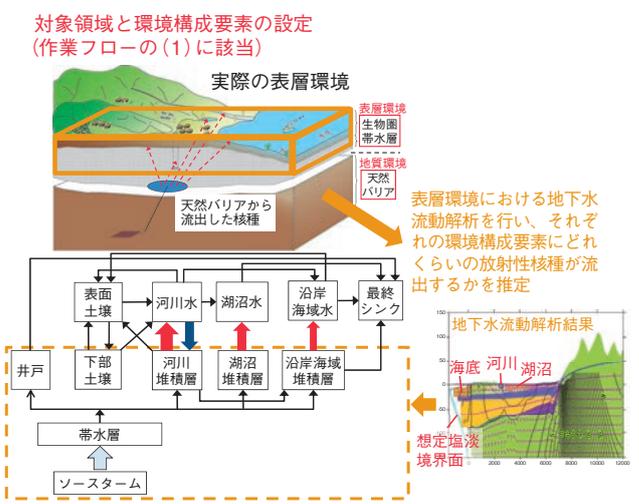


図 2-10 実際の表層環境の情報を用いた生物圏評価モデルの構築のイメージ
図 2-9 の「(1)対象領域と環境構成要素の設定」においては、表層環境における地下水流動解析の結果から、それぞれの環境構成要素にどれだけの放射性核種が流出するかを推定し、流出域を設定します。この結果に基づき、生物圏評価モデルのパーツ(環境構成要素)を設定します。

いて、表層環境のどの部分に放射性核種が流出してくるのか(流出域)を推定することから、生物圏評価モデル構築の対象領域と環境構成要素を特定するための出発点として非常に重要な作業となります。また、作業に必要な情報項目(地形、気象、水理・水文データ等)をフロー中に示しました。

本作業フローの作成と並行して、「事業・調査の各段階において入手可能な表層環境における情報一覧」を準備しました。この一覧には、対象領域と環境構成要素、被ばく経路の設定に必要な情報と情報源(参考文献等)を示しています。作業フローと一覧を統合することにより、生物圏評価を実際に行う際のガイドとなる「対象地域の実際の環境から得られる情報の取扱い手順」を具体的に示すことが可能になります。なお、このような手順は、評価に必要な情報とその重要度が各国で異なることから、諸外国の実例も参考にしつつ日本として独自に構築する必要があります。今後は、表層環境における水理・物質移行の取扱いなど、本作業フローにおいて必要となる評価・解析手法を充実させることにより、生物圏評価技術を体系的に示した知識ベースとして活用することを目指しています。

●参考文献

板津透, 加藤智子ほか, 表層環境を考慮した生物圏評価手法の構築に関する検討, JAEA-Review 2009-015, 2009, 59p.

2-5 微生物から地下1000 mの化学環境を探る

—土岐花崗岩を対象とした原位置における微生物の生物学的特性—

表 2-1 主な微生物の種類と代謝反応

微生物は様々な酸化剤（酸素（ O_2 ）、硝酸イオン（ NO_3^- ）、三価鉄（ $Fe(III)$ ）、硫酸（ SO_4^{2-} ）、二酸化炭素（ CO_2 ）等）と還元剤（有機物やメタン、水素等）を用いて代謝活動を行い、エネルギーを獲得します。微生物は用いる酸化剤及び代謝反応の違いで分類することができます。

微生物種	酸化剤	代謝産物
好気性菌	O_2	$\rightarrow H_2O$
硝酸還元菌	NO_3^-	$\rightarrow NO_2^-$
鉄還元菌	$Fe(III)$	$\rightarrow Fe(II)$
硫酸還元菌	SO_4^{2-}	$\rightarrow H_2S$
メタン生成菌	CO_2	$\rightarrow CH_4$

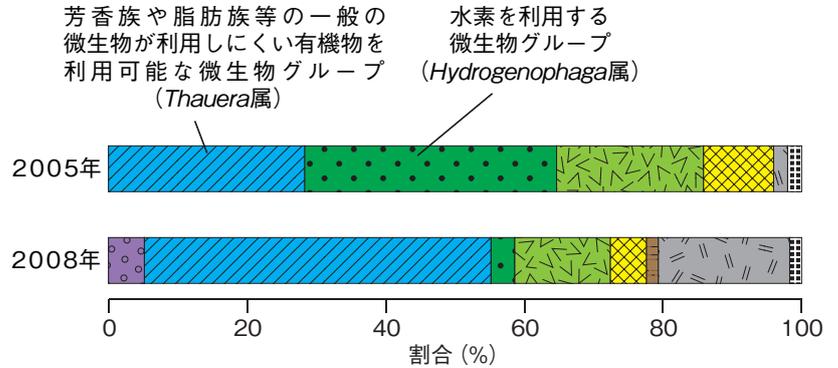


図 2-11 土岐花崗岩中の深度1148～1169 mの区間から採水した地下水試料中の微生物種の構成

地下水試料に含まれる微生物の遺伝子により微生物種の構成を解析した帯グラフは、2005年と2008年では共通した微生物種が生息していますが、優占種が変化したことを示しています。帯グラフの青色部分は *Thauera* 属、緑色の部分は *Hydrogenophaga* 属の微生物グループを示しています。そのほかの部分は多数の微生物グループ（属）を含み、系統的により上位のグループ（門あるいは科）で分類したものです。

近年、生物にとって不利と考えられる深部地下環境においても微生物が生息していることが分かっています。それら微生物の理解は、地下環境を評価する技術につながります。生物は、酸化剤（電子受容体）と還元剤（電子供与体）を用いて代謝活動を行い、エネルギーを獲得しています。例えば、人間は酸化剤として酸素、還元剤として有機物を用いています。深部地下環境は地表とは異なり、酸素や有機物が乏しいため、それ以外の酸化剤・還元剤（エネルギー源）を利用する微生物種も生息しています（表 2-1）。エネルギー獲得効率は利用する酸化剤と還元剤の組合せで異なります。エネルギー源が乏しい地下では、存在するエネルギー源を利用して最もエネルギー獲得効率の高い代謝活動を行える微生物種が、環境に適応し、優占しています。したがって、化学環境の変化により生息する微生物種の構成が変化することから、微生物が利用するエネルギー源と微生物種構成の変化を理解すれば、化学環境の変遷を読み取ることができます。しかし、そのような地下深部の化学環境と微生物の構成及び代謝活動の相関性について、特にエネルギー源が乏しい結晶質岩を対象とした研究はあまりありません。

今回、土岐花崗岩中の深度1148～1169 mの区間から2005年と2008年に採水した地下水試料を対象に微生物のエネルギー源を特定するための地球化学分析（主要及び微量成分、有機酸、溶存ガス）と微生物種構成及び代謝活動の評価を行いました。地球化学分析の結果、地下1000 m付近の環境は、利用しやすい有機物と酸化剤が乏しい環境であることが分かりました。微生物種構成の解析から、難分解性の有機物を利用できる微生物種の優占が明らかとなりました（図 2-11）。また、2005年から2008年にかけて、主要成分の濃度は変わりませんでした。水素を利用する微生物種が減少していました。2005年の水素濃度は未測定ですが、2008年と比べて高かったことが示唆され、化学環境が変化したことが考えられます。変化の原因については現在研究中です。

本研究では、地下水の地球化学的特性に加えて微生物の生物学的特性を調査することにより、従来の調査手法では把握できなかった地層処分の対象となるような地下深部の化学環境の変化を読み取ることができました。

本研究は、独立行政法人産業技術総合研究所との共同研究の成果です。

●参考文献

Fukuda, A. et al., Geomicrobiological Properties of Ultra-Deep Granitic Groundwater from the Mizunami Underground Research Laboratory (MIU), Central Japan, Microbial Ecology, vol.60, no.1, 2010, p.214-225.

2-6 大陸地殻の進化の解明へ

— 岩相と化学組成の空間分布から推定する結晶質岩の形成プロセス —

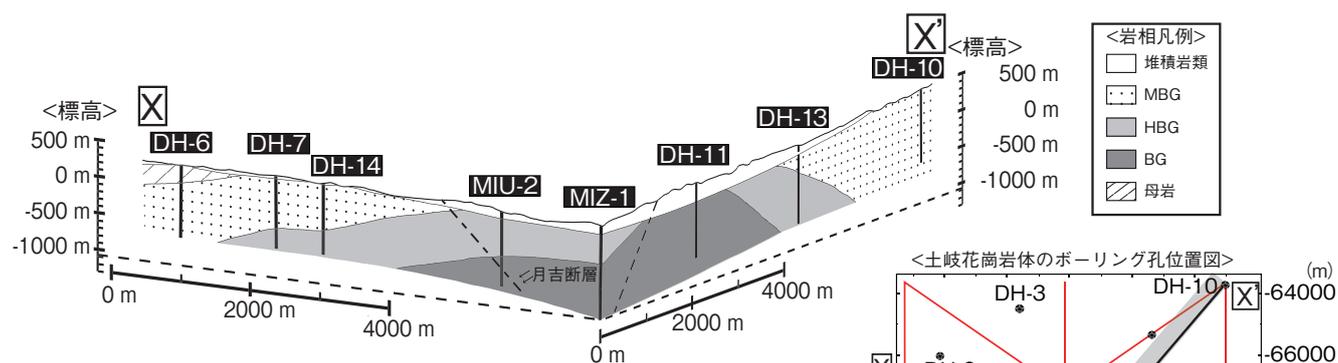


図 2-12 土岐花崗岩体中の岩相断面図

断面図は、右下のボーリング孔位置図の黒線部分 (X-X') に対応します。岩体の周縁部から内側に向かって白雲母黒雲母花崗岩相 (MBG)、ホルンブレンド黒雲母花崗岩相 (HBG)、そして黒雲母花崗岩相 (BG) へと岩相が変化していきます。

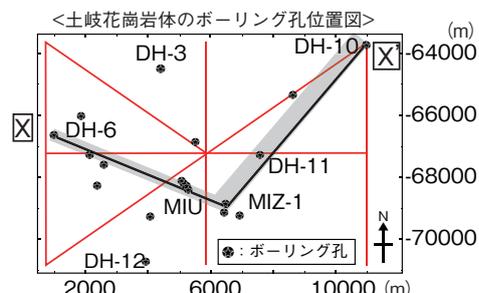
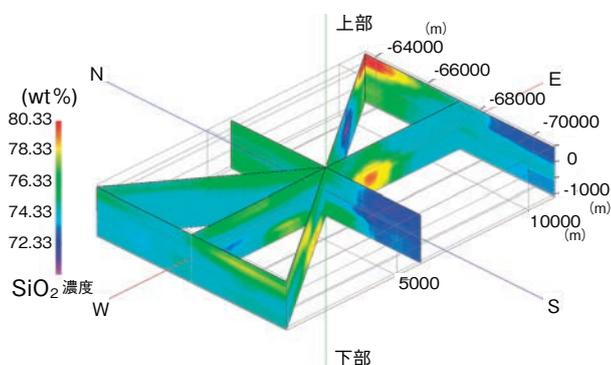


図 2-13 土岐花崗岩体中のSiO₂濃度の空間分布

図の領域は、図 2-12 のボーリング孔位置図の赤線部分に対応します。ボーリングコアのデータから空間情報への展開はソフトウェア (RockWorks 14) を用いて行いました。岩体中のSiO₂濃度の大小が図中の濃淡として表されています。



結晶質岩である花崗岩体の貫入・定置といった形成プロセスを理解することは、大陸地殻の進化を解明する上で重要な課題です。花崗岩体はそれ自体が大陸地殻の多くの部分を占める岩石であるとともに、花崗岩質マグマが貫入して周囲の岩石に放出する熱は、大陸地殻を構成するもうひとつの主要な岩石である変成岩の形成に深く関与します。つまり花崗岩体は大陸地殻の進化をひも解くカギなのです。また、これらの形成プロセスの相違がもたらす花崗岩体の岩相や化学組成の違いは、岩体の物性に影響を与え、ひいては岩体の割れ目の形成に影響を与えます。このため、本研究は地層処分システムの安全評価においても重要な課題です。

本研究では、中部地方に位置する土岐花崗岩体の19本のボーリングコアから得た岩石試料から、岩体中の岩相の相違 (構成鉱物の種類、量比、形状等の相違) と化学組成の空間分布を明らかにし、これを通して花崗岩体の形成プロセスについて考察を行いました。

岩相の空間分布 (図 2-12) によって、土岐花崗岩体は、周縁部から内部へ向かって白雲母黒雲母花崗岩相 (MBG) から、ホルンブレンド黒雲母花崗岩相 (HBG)、黒雲母花崗岩相 (BG) へと推移する累帯深成岩体である

ということが分かりました。また、図 2-13 は、土岐花崗岩体中のSiO₂濃度の三次元パターンです。このSiO₂濃度分布は、土岐花崗岩体の周縁上部と中央下部で高く、その中間で低い傾向を示します。周縁上部の高濃度域はMBG、中央下部の高濃度域はBG、そしてその中間の低濃度域はHBGにほぼ相当します。このように岩相と化学組成は関連して変化しているのが分かります。

このような岩相と化学組成の変化は、形成プロセスに対する二つの可能性を提示します。一つ目は、高温のマグマが周囲の岩石 (母岩) を溶かし込むことにより、母岩と接する周縁部では、マグマ由来の本来の特徴から、母岩に近い特徴へ変異した可能性 (地殻の混成作用) です。二つ目は、それぞれの岩相が、単一のマグマから供給されたものでなく、特徴の異なる各々別のマグマが同時期に貫入した可能性 (マグマの同時期貫入) です。

本研究の成果は、同位体や微量元素を用いた検討を加えることにより、更に踏み込んだ形成プロセスの議論が可能で、また、地層処分システムの安全評価において重要な岩体中の割れ目・断層の分布や特徴などの理解にあたって、今回の研究の成果を反映させることが可能であると考えています。

●参考文献

湯口貴史ほか, 中部日本土岐花崗岩体の岩相と化学組成の累帯変化, 岩石鉱物科学, vol.39, no.2, 2010, p.50-70.

2-7 能登半島の高温泉の成因を解明

—非火山地帯の熱水活動のメカニズムに関する研究—

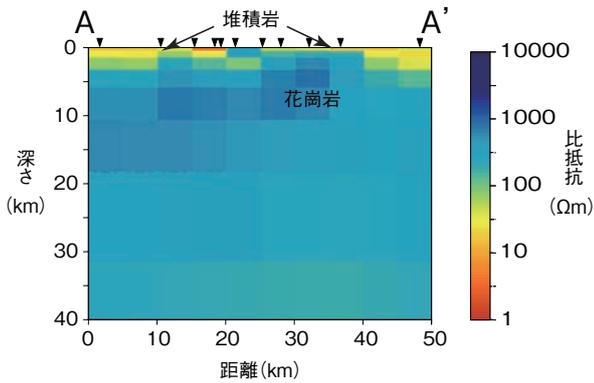


図 2-14 能登半島における比抵抗断面図

地表付近には堆積層を示す低比抵抗層（電気の流れやすい領域）が見られますが、地下数kmより深い場所には、マグマの存在を示すような低比抵抗体は見られません。

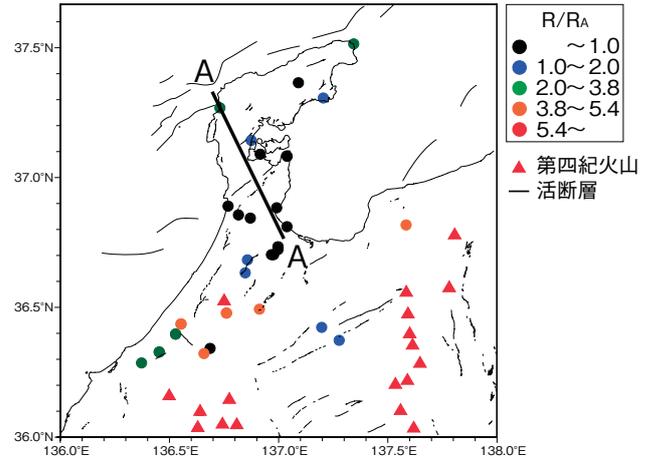


図 2-15 能登半島における温泉ガスのヘリウム同位体比分布
能登半島以外の地域における温泉のヘリウム同位体比 ($R = {}^3\text{He} / {}^4\text{He}$) の多くは、大気のヘリウム同位体比 (R_A) の数倍の値を示しています。しかし、能登半島のほとんどの温泉では、大気のヘリウム同位体比と同程度かそれ以下の値を示しています。

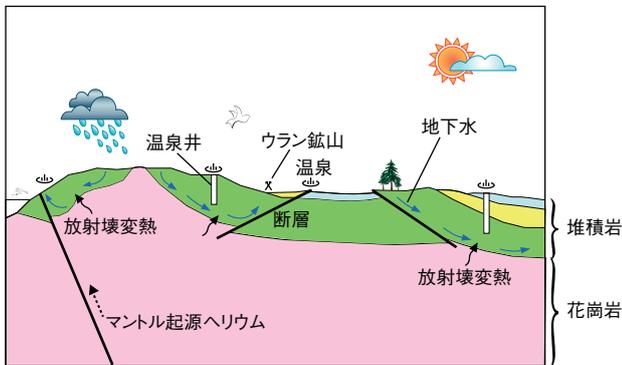


図 2-16 能登半島における温泉の成因に関する概念図

高温泉は、花崗岩に含まれるウランやトリウムなどの放射壊変によって生じる熱により温められた地下水が、局所的に上昇して生じたと考えられます。また、活断層の周辺では、地下30 kmより深いマントルから放出されたヘリウムも観測されています。

高レベル放射性廃棄物の地層処分に際しては、将来にわたって火山活動や熱水活動が生じる恐れのない安定な地域を選定する必要があります。そのため、私たちは地下深部にマグマや熱水などの熱源が存在するか否かを確認するための調査手法を開発してきました。ここでは、これらの研究を進める上で明らかになった非火山地帯の高温泉のメカニズムについて紹介します。

我が国には多くの高温泉が分布していますが、そのほとんどは火山の周辺に見られ、地下のマグマによって温められた地下水が地表にもたらされたために生じていると考えられています。しかし、石川県の能登半島では、近くに火山がないにもかかわらず、和倉温泉(泉温95℃)や栄和温泉(泉温60℃)などの高温泉が見られます。この研究では、能登半島の温泉の熱源が地下のマグマであるかどうかを検討するため、地磁気・地電流法(MT法)による比抵抗(地下の電気の流れにくさ)構造解析と温泉ガスに含まれるヘリウム同位体比(${}^3\text{He}/{}^4\text{He}$ 比)の測定を実施しました。

地下40 kmまでの比抵抗構造解析の結果、マグマの存在を示すような低比抵抗体は存在せず、地下1~2 km

より深い場所は花崗岩が分布していることが分かりました(図2-14)。また、温泉ガスのヘリウム同位体比は、ほとんどの温泉で大気と同程度かそれ以下の値を示しました(図2-15)。一般にマグマから放出されるガスに含まれるヘリウム同位体比は高く、火山地帯の温泉では大気の数倍の値を示します。このことから能登半島の温泉の熱源はマグマではないことが分かりました。それでは、温泉の熱源は何でしょうか。実は、比抵抗構造解析で明らかになった地下の花崗岩(基盤岩)には、ほかの地域の花崗岩に比べてウラン、トリウム、カリウムなどが数倍から数10倍以上含まれていることが分かりました。また、花崗岩中には放射性鉱物も多く含まれます。そのため、これらの元素の放射壊変によって生じる熱が温泉の熱源に深く関与している可能性があります。一次元熱モデルによって地表にもたらされる熱流量の計算結果は観測値とも整合的であることが分かりました。さらに、温泉は活断層の近傍に分布していることも考慮すると、能登半島の熱水活動は、基盤岩に由来する崩壊熱によって温められた地下水や海水が活構造帯に規制され局所的に上昇したものと考えられます(図2-16)。

●参考文献

Umeda, K. et al., Heat Source for an Amagmatic Hydrothermal System, Noto Peninsula, Central Japan, Journal of Geophysical Research, vol.114, 2009, B01202-1-B01202-10, doi:10.1029/2008JB005812.

2-8 大深度立坑の施工管理指標の構築を目指して

—大深度立坑掘削のための岩盤挙動分類の提案—

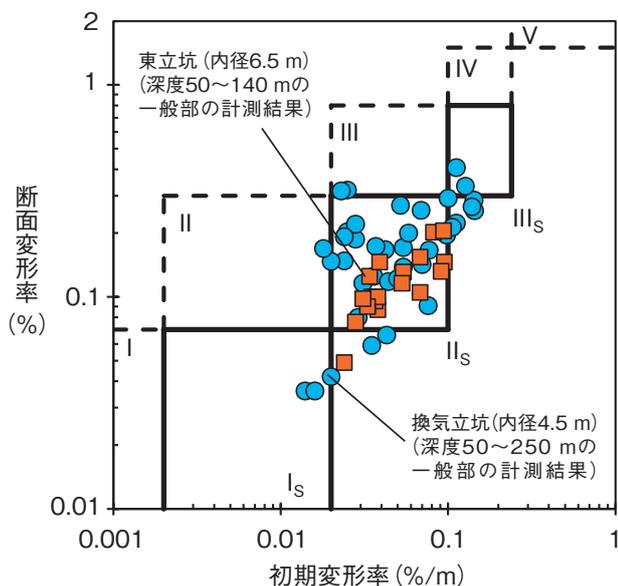


図 2-17 幌延深地層研究所の立坑掘削における初期変形率と断面変形率の関係

点線の範囲 (IからV) は、一般的な水平坑道の施工での関係を示し、実線の範囲 (I_sからIII_s) は、幌延の立坑での実測結果を既往の結果と比較して、新たに設定した区分です。

地下深部の坑道掘削では、地上からの調査によって掘削対象となる岩盤の性状や地圧の大きさと方向性を十分に把握することは困難です。そのため、坑道の掘削に伴って、岩盤の観察や坑道壁面の変形の計測などを実施し、設計の支保部材量を逐次見直し、原位置の岩盤や地圧の性状に合わせた支保構造を構築していきます。一般的な坑道の施工では、掘削直後の変形量 (初期変形率) と坑道が安定するまでに生じる変形量 (断面変形率) の関係を分析し、掘削直後の計測結果から支保と坑道周辺岩盤の力学的安定性を予測しています。地層処分では、坑道周辺岩盤の透水性の上昇した領域を、安全評価における許容範囲内に抑制することが求められます。よって、地層処分場の坑道の施工では、岩盤の変形の計測結果から、坑道の力学的安定性だけでなく、岩盤の透水性の変化の程度やその拡がりを逐次予測・評価できる指標が必要となります。

本研究では、幌延深地層研究所において、換気立坑 (内径4.5 m) と東立坑 (内径6.5 m) の掘削に伴う岩盤の変形計測と原位置岩盤の変形特性の調査試験を実施してきました。対象とした立坑は、標準的な掘削工法であるショートステップ工法で施工していますが、掘削後、比

表 2-2 立坑掘削における岩盤挙動分類

図 2-17 で示した変形量の三つの区分について、岩盤の変形特性と非弾性変位の割合の範囲を分析しました。変形量が区分 III_s の範囲になると岩盤の非弾性挙動が支配的となることが判断できます。

挙動区分	初期変形率 (%/m)	断面変形率 (%)	岩盤弾性係数比 ^{*)}	非弾性変位比 ^{**)}
I _s	0.02未満	0.07未満	400以上	0.2未満
II _s	0.02~0.1	0.07~0.3	300~400	0.2~0.5
III _s	0.1以上	0.3以上	300未満	0.5以上

*) 初期地圧に対する岩盤の弾性係数の比

***) 計測変位量に対する非弾性変位量の比

(適用上の留意点)

- 1) ショートステップ工法による中口径の立坑の一般部の施工を対象とする。
- 2) 幌延地域の珪藻質泥岩での計測結果を対象とする。
- 3) 内空変位計測は、切羽距離が約0.5 m以内に初期値を取得した結果を対象とする。
- 4) 岩盤弾性係数比は、等変位荷方式の孔内水平載荷試験結果を用いる。
- 5) 非弾性変位比は、機械掘削によるショートステップ工法で施工した場合を対象とする。

較的早い施工段階において剛性の高い覆工コンクリートを壁面全周に構築していきます。その結果、通常の水平坑道の施工に比べて、岩盤の変形量を抑制していることが明らかとなりました。そこで、一般的な水平坑道の指標を参考にして、その掘削直後の変形量と坑道がおおむね安定する際の変形量の関係について三つの区分 (I_sからIII_s) を提案しました (図 2-17)。掘削に伴う坑道周辺岩盤の透水性の変化は、岩盤の非弾性的な変形によって顕著に生じます。そのため、設定した三つの区分に対して、計測変形量に対する非弾性変形量の割合や、原位置岩盤の変形特性との関係を分析しました。その結果を、立坑掘削における岩盤挙動分類としてまとめました (表 2-2)。同分類により、掘削直後の計測結果から、地上からの調査結果に基づく事前の想定を超える岩盤の非弾性的な変形の発生の有無を予想し、追加の支保部材量の投入の必要性を迅速に判断することができます。今後は、岩盤の非弾性的な変形量と透水性の変化の程度やその領域の幅との関係を調査し、岩盤の透水性の変化の程度やその範囲を予測・評価することができる施工管理指標を構築していく予定です。

●参考文献

津坂仁和, 堆積軟岩における立坑掘削の内空変位計測に基づく岩盤挙動分類の提案, 土木学会論文集F, vol.66, no.1, 2010, p.181-192.

2-9 深地層に分布する堆積岩の変形・破壊挙動を探る — 室内試験に基づく堆積岩の力学特性評価 —

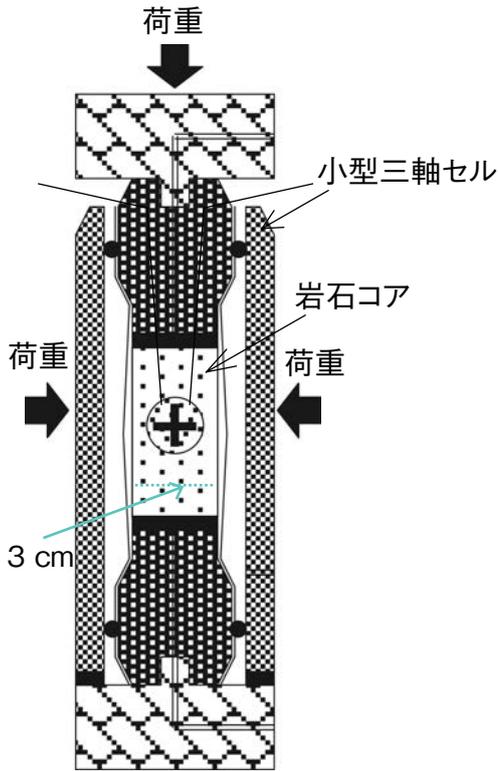


図 2-18 試験システム
岩石コアを三軸セルにセットした状況です。

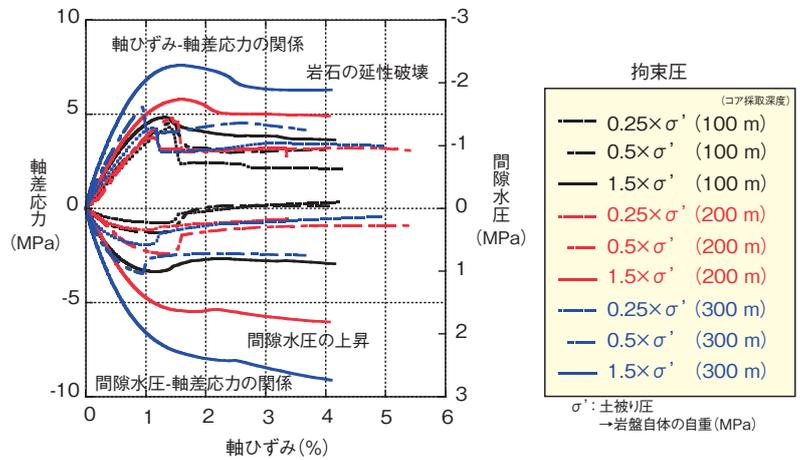


図 2-19 試験結果の一例
応力・ひずみ・間隙水圧の挙動岩石に荷重が加わり、破壊とともに水圧が上昇します。

高レベル放射性廃棄物の地層処分場は、廃棄体・人工バリアの搬入・設置、坑道の換気などのために地下深部に多数の坑道を設ける必要があります。地下深部に坑道を掘削した場合、坑道を掘削する前に岩盤が分担していた荷重が取り除かれることになるため、坑道周辺の岩盤が坑道掘削前の荷重を負担することになります。そのため坑道周辺岩盤は損傷し、それに伴う変形が生じることが予想されます。したがって、地層処分場の合理的な設計・施工を行うためには、岩盤の変形・破壊挙動を理解する必要があります。

我が国に分布する第三紀以降の堆積岩は、諸外国と比べ、堆積年代が若いこと、比較的軟弱で多孔質であることが特徴です。そのため、応力状態の変化に伴い、内部の微視的構造の容易な変形・破壊やそれに伴う水理学的な特性(間隙水圧や透水係数)の変化が予想されます。そこで私たちは、堆積岩の変形・破壊特性を明らかにするために、幌延深地層研究計画で実施されたボーリング調査から採取したコアを用いて複数の力学試験を実施しました。複数の応力状態下で力学試験を行い、更に微視的構造の観察や水理学的な特性との関連性についての検討も行いました。

試験結果の例を図 2-18, 図 2-19 に示します。試験は、深層ボーリングで採取した岩石コアを小型の圧力セルにセットし、荷重を付与させ岩石を破壊させます。その際、コア内部で生じる間隙水圧やひずみが計測されるため、破壊に伴う変形挙動や間隙水圧の発生挙動も同時に把握することができます。図 2-19 には、幌延深地層研究所の浅部に分布する珪藻質泥岩(声間層)の結果を示しています。声間層は、微小な空隙を多数有する珪藻を主体とし構成されており、多孔質でありながら低透水性を有することが特徴です。この試験結果によると、拘束圧の増大に伴い、応力-ひずみの曲線形状が脆性的な破壊から延性的な破壊形態に移行しています。さらに、大きな拘束圧を作用させた場合、破壊後にもかかわらず間隙水圧が増加することが分かりました。これは、拘束圧の増大に伴い内部の微視的構造の損傷や収縮によってもたらされていることが推定されています。幌延深地層研究計画では、地下研究施設の建設に伴う坑道周辺の掘削影響を把握するための試験が実施されており、岩石コアを用いた室内試験結果は、掘削影響試験の試験結果の解釈やモデル化に情報を提供しています。

●参考文献

真田祐幸ほか, 堆積履歴が幌延地域に分布する珪質岩の力学的特性や微視的構造変化に及ぼす影響, Journal of MMIJ, vol.125, no.10-11, 2009, p.521-529.

2-10 深部地球化学環境の長期変遷を探る - 地下水 - 鉱物 - 微生物の相互作用に関する研究 -

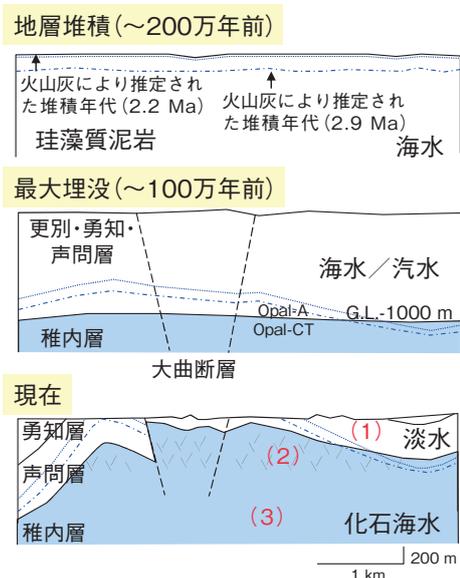


図 2-20 水理地質特性の長期変遷
この地域では、地層の堆積、埋没やその後の隆起、浸食により水理地質特性の異なる複数の領域が形成されてきました。

地層処分にかかわる安全評価では、地層処分場周辺の地球化学環境の将来変遷を推測する必要があります。その方法として、過去から現在までの地球化学環境の変遷を理解した上で、将来の評価期間に外挿・類推する手法が挙げられます。本研究では、北海道幌延地域を事例として、過去から現在までの地球化学環境にかかわる現象を整理した上で、深度約500 mの地下水の塩分濃度、pH及び酸化還元状態(Eh)の変遷について考察してみました。

この地域には新第三系海成層である稚内層、声間層が分布しており、これらの地層の水理地質特性をその形成プロセスに基づいて整理した結果、(1)相対的に空隙率の高い声間層、(2)高透水性構造が形成された深度約400 m以浅の稚内層、(3)深度約400 m以深の低透水性の稚内層に領域区分することができました(図2-20)。地層堆積時の地下水(間隙水)は海水であったと考えられますが、(1)~(3)の水理地質特性が形成される過程で地球化学環境は変化しています。(1)、(2)においては、約100万年前からの地層の隆起・侵食により地表から降水が涵養し、海水が洗い出され淡水~汽水環境になっています。(3)においては、海水の1/3~1/2程度の塩分濃度の化石海水が保持されています。(3)に焦点を当てると、約100万年以前まで続いた地層の埋没に伴う圧密作用によ

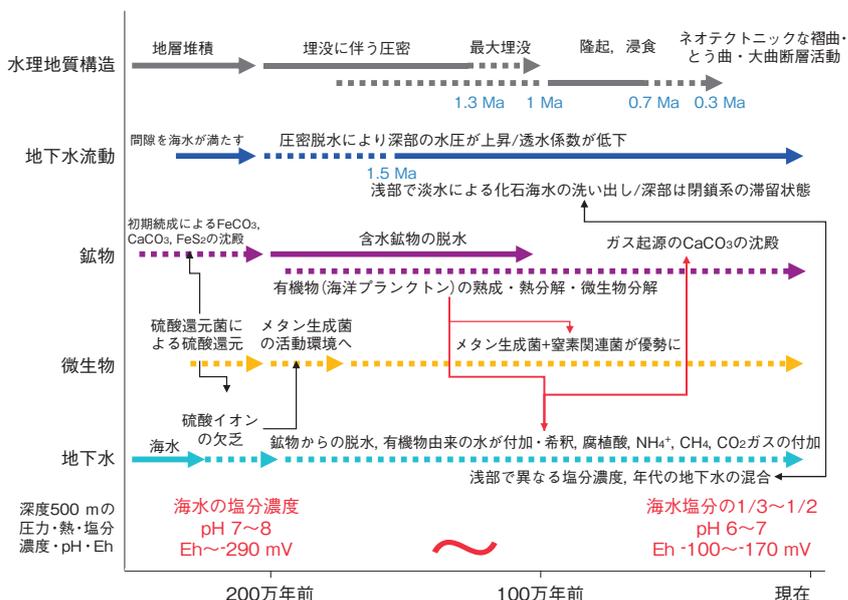


図 2-21 地質現象の相互関連と地球化学環境の変動幅
各時代の地質現象とその相互関連を整理することで、地球化学環境にかかわる主要プロセスやその変動幅を推測することができます。また、各現象の持続性を考察することで将来の地球化学環境の変遷を類推することができます。

り岩盤の透水性が低下したあとは、地表の気候変動や地形変化の影響が及ばず、長期的に地下水が置換することのない閉鎖的な地球化学環境にあったと推察されます(実際に³⁶Cl濃度に基づく地下水の滞留時間は、100万年以上です)。

この閉鎖環境における地下水の塩分濃度、pH及びEhにかかわるプロセスには、様々な水-鉱物-微生物相互作用が挙げられます(図2-21)。長期的な塩分濃度は、これらの相互作用により堆積時の海水の塩分濃度と現在観察される塩分濃度の間にあったと考えられます。また、pHについては、炭酸塩鉱物の溶解・沈殿による緩衝反応が堆積直後から現在まで続いており、中性付近のpH条件が維持されてきたと推測されます。Ehについては、堆積直後は硫酸還元菌による硫酸還元反応のため強還元状態にあり、硫酸イオンが消費され尽くした後は、含鉄鉱物の反応により還元状態が維持されてきたと考えられます。以上のシナリオに基づくと、塩分濃度は海水の濃度~海水の1/3程度、pHは8~6、酸化還元電位は約-100~-300 mV程度の範囲にあったと推測できます。また、これらにかかわるプロセスは、数10万年間にわたって持続してきた現象であり、将来も長期にわたって継続していくと類推することができます。

●参考文献

岩月輝希ほか、北海道幌延地域における深部地球化学環境の長期変遷シナリオの構築, 地学雑誌, vol.118, no.4, 2009, p.700-716.

核融合エネルギーの実用化に向けて

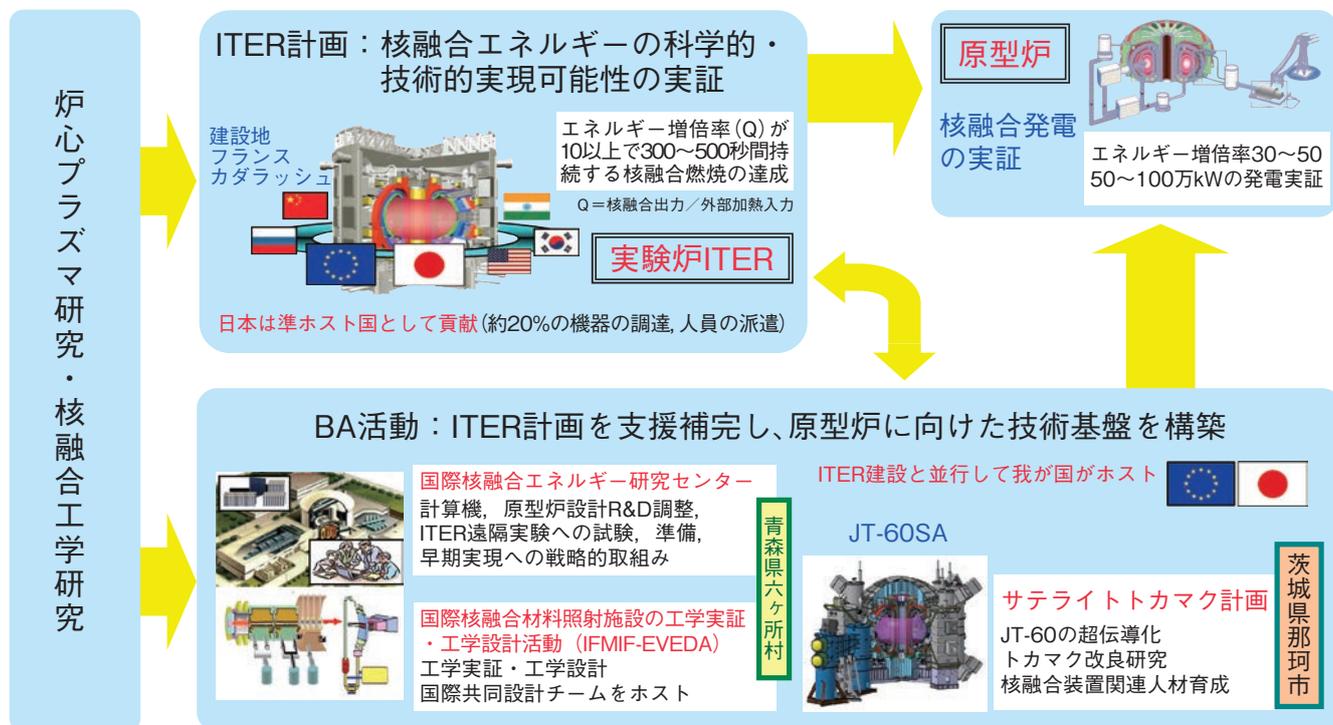


図3-1 核融合原型炉開発へのステップ

核融合研究開発部門では、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（BA）活動などの国際協力を積極的に利用しつつ、炉心プラズマ研究及び核融合工学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3-1）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ITER計画における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準備を進め、種々の技術開発成果（トピックス3-2、3-3、3-4）を達成するとともに、産業界と協力して最先端の超伝導製造工場を完成させ、ほかのITER参加国に先駆けて超伝導コイル用導体の量産を開始しています（トピックス3-1）。

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核融合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BA活動における我が国

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活動、国際核融合材料照射施設の工学実証・工学設計活動（IFMIF/EVEDA）、サテライトトカマク計画の三つのプロジェクトから構成されず。2010年3月には国際核融合エネルギー研究センター施設が完成し、本格的な活動を開始しました。トピックス3-11は、IFMIF/EVEDA関連の研究において得られた成果です。サテライトトカマク計画においては、先進超伝導トカマクJT-60SAの日欧共同建設を開始しました（トピックス3-5）。また、トピックス3-6もJT-60SAに資する成果です。

炉心プラズマ研究

将来の核融合炉では経済性が高いこと、すなわち、コンパクトな炉心で高い核融合出力を維持できることが求められます。そのためにはプラズマ圧力を高めなければなりません。トピックス3-7及びトピックス3-8は、高いプラズマ圧力を実現するための指針となりうる成果です。

核融合工学研究

核融合炉では、1億度以上の超高温プラズマを真空容器の中に保持することが必要となります。トピックス3-9及びトピックス3-10は、そのための機器の開発へ向けて得られた成果です。

3-1 ITER超伝導コイル用導体の製造開始

—高品質製造技術を世界に先駆け確立—

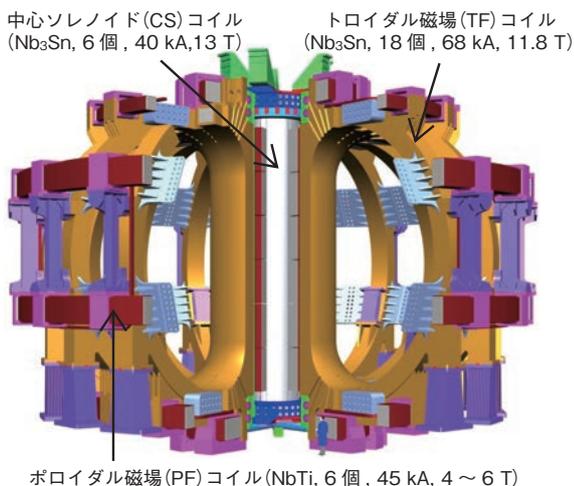


図3-2 ITER超伝導コイル・システム

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。

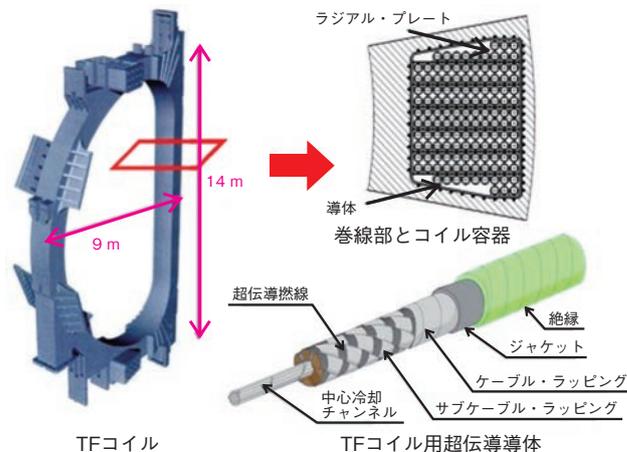


図3-3 TFコイルの構造と超伝導導体

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1,000本を撚り合わせた超伝導燃線を入れた超伝導導体はラジアル・プレートの溝にはめ込まれます。

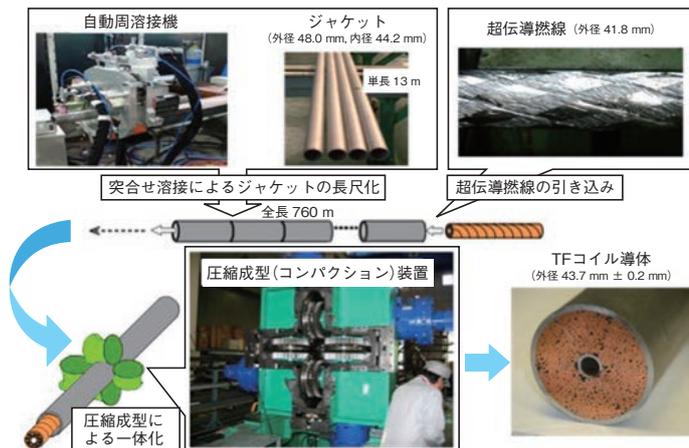


図3-4 TF導体の製造方法

単長13 mのステンレス製ジャケットを自動周溶接機を用いて、突合せ溶接により760 mの長尺ジャケットとし、その中に超伝導燃線を引き込み、圧縮成型装置で外径43.7 mmに圧縮し、導体は完成します。

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3-2）。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、高さ14 m、幅9 m、重さ約300 tの世界最大の超伝導コイルです（図3-3）。日本はTFコイル9個、全体の1/4のTF導体（ Nb_3Sn 導体）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3-4のように、直径0.82 mmの超伝導素線約1,000本を撚り合わせた超伝導燃線を、突合せ溶接により760 mの長さの長尺化されたステンレス製のジャケットの中に引き込みます。そのときの燃線とジャケットの隙間は約2 mmで、引き込み力は約4 tです。その

後、圧縮成型装置の4個のローラにより、所定の外径に、1回で圧縮成型を行います。ジャケットの単長は13 mで、58本のジャケットを、自動の突合せ溶接機により、760 mにします。突合せ溶接ごとに、ヘリウムリーク試験、X線探傷試験及び浸透探傷試験を行います。圧縮成型においては、外径の公差が0.2 mmと外径（43.7 mm）に対して0.5%の高精度が要求されています。圧縮成型後、直ちに、レーザーにより外径寸法を連続的に測定し、この要求を満たしていることを確認しています。その後、導体は直径4 mに巻かれ、真空容器に入れられ、導体全体について、ヘリウムリーク試験を行います。

このように、高品質を確保する品質管理技術を確立して、760 mの銅ダミー導体の製造で、その技術を確認しました。これにより、実機用超伝導導体の製造を開始し、毎月1本のペースで製造を行っています。

●参考文献

Nabara, Y., Takahashi, Y. et al., Procurement of Nb_3Sn Superconducting Conductors in ITER, Journal of Plasma and Fusion Research SERIES, vol.9, 2010, p.270-275.

3-2 ITER用炉内保守ロボットの技術開発

— 狭隘アクセスポートから保守ロボットを炉内に自動設置する組立て技術の実証 —

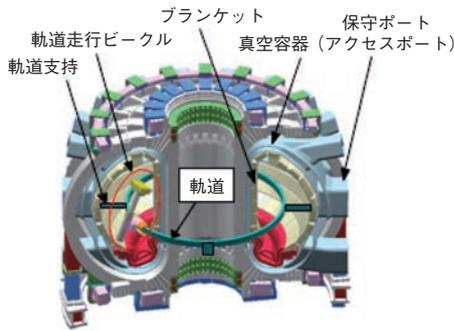


図3-5 ITER保守ロボット

最大6.0 mの伸縮可能なマニピュレータを搭載した、ビークルと呼ばれる台車が軌道上を走行します。

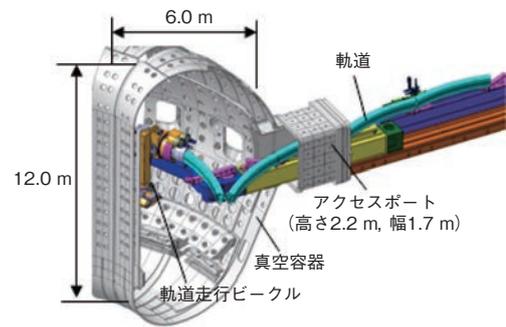


図3-6 保守ロボットを炉内に設置する場合の条件
アクセスポートの通過がひとつの条件です。

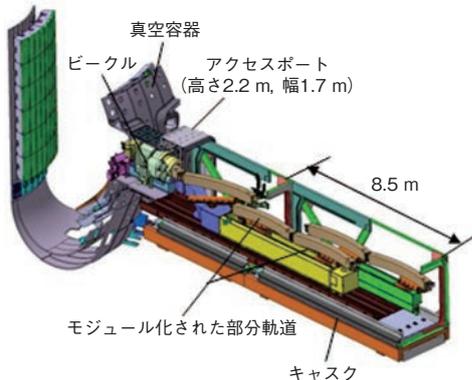


図3-7 保守ロボットを炉内に設置する装置

モジュール化された装置は、目的とする作業に応じて組み合わせることで保守作業を行います。

ITERでは、核融合反応から生じる中性子によって構造材が放射化されるため、ブランケットなどの真空容器内機器の保守は遠隔装置によって行います。ITERにおいて、ブランケットは保守交換を容易にするために440個のモジュールに分割されていますが、個々のモジュールは大重量（4.5 t）かつ大型（1.4 m×1.0 m×0.5 m）であり、ブランケットを遠隔によって保守を行うロボット（保守ロボット）の開発はトカマク装置の維持・保守のために必須です。

この保守ロボットは、軌道上を走行するビークルと軌道の90度毎の4点支持の組合せにより、機動性と剛性が高いことが特徴です（図3-5）。これまでに、真空容器内（炉内）での重量物の高精度ハンドリング技術を実証してきました。今後、更に開発を進め、保守ロボットを実現するために克服すべき重要な技術課題は、保守ロボットを炉内へ設置する技術を確認することです。

この炉内への設置技術に要求される条件は、(1) 炉内の保守空間（高さ12.0 m、幅6.0 m）に比較し、狭隘なアクセスポート（高さ2.2 m、幅1.7 m）を通過して炉内に保守ロボットを設置すること、(2) 保守ロボットは

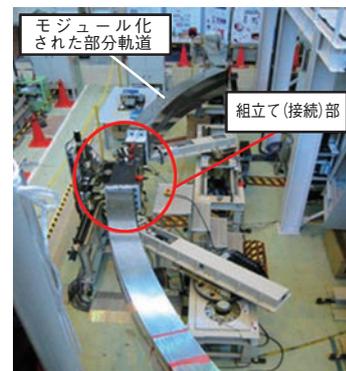


図3-8 モジュール化された部分軌道の組立て（接続）実証試験
従来方式で関節部の強度を増すために用いていたフックが、分割された軌道同士の間最終位置決めにも適用できることに着目して、高精度の組立てを可能としました。

キャスク（長さ8.5 m、幅2.5 m、高さ3.0 m）によって自在に搬送できる大きさであることの二つです（図3-6）。これら二つの要求条件を満足するために、保守ロボットの主要な機構要素である軌道と軌道接続・展開装置をモジュール化し分離しました。このモジュール化によって狭隘なアクセスポートからの保守ロボットの挿入と、キャスクでの搬送が可能な軌道接続・展開機構の小型化を実現しました（図3-7）。

モジュール化による技術課題は、軌道上をマニピュレータが円滑に走行するために、モジュール化した部分軌道の組立て（接続）に0.1 mm程度の高精度が要求される点です。一方、組立てを行うアクセスポート付近も放射線環境下であるため、位置測定のための精密なセンサー類を使用できず、ガイド構造による受動的な位置合わせによらざるを得ません。そこで、高精度の組立てを可能とする新たな軌道組立て機構を考案し、図3-8の軌道接続装置により0.1 mmの高精度接続を可能としました。これにより、狭隘アクセスポートから保守ロボットを炉内に自動設置する組立て技術を確認し、保守ロボットの実機製作に向けて技術課題を解決しました。

●参考文献

Takeda, N. et al., Mock-Up Test on Key Components of ITER Blanket Remote Handling System, Fusion Engineering and Design, vol.84, issues 7-11, 2009, p.1813-1817.

3-3 世界最大の高純度セラミックリングの絶縁性能を実証 —ITER中性粒子ビーム入射装置に向けた高電圧ブッシング開発—

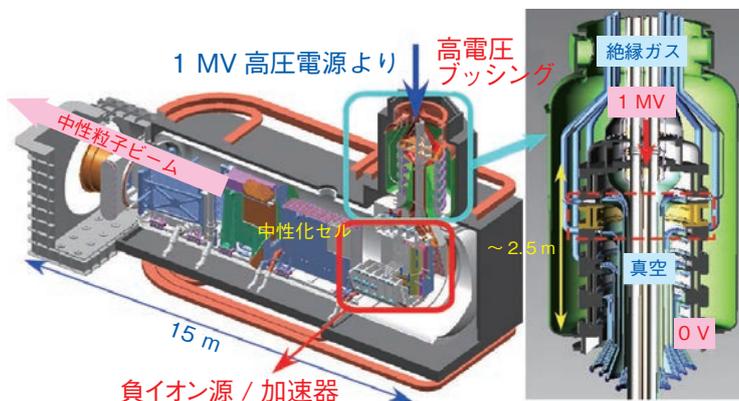


図3-9 ITER NBIと高電圧ブッシング

高電圧ブッシングは、絶縁ガスと真空の圧力境界となり、かつ1 MVを絶縁しながらイオン源と加速器に電力、冷却水を供給する導入部の役割を担います。絶縁体を5段積み重ねて1 MVを絶縁します。

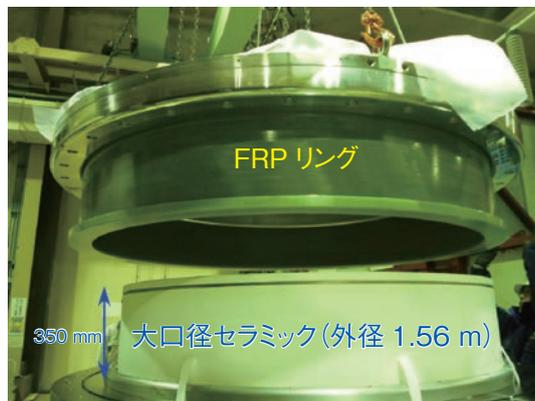


図3-10 試作した実規模大型絶縁体

ITER NBIを模擬するためセラミックリングの外側に繊維強化プラスチック（FRP）リングを配置し二重構造とした大型絶縁体です。内部には私たちが開発した電界緩和のための金属部品が組み込まれます。

ITERでは、プラズマ加熱及び電流駆動のため、1 MV 静電加速器で加速した重水素負イオンビームを中性粒子ビームに変換してプラズマに打ち込む中性粒子ビーム入射（NBI）が用いられます。従来、イオン源と加速器は1 MVの高電圧を供給する高圧電源とともに絶縁ガス中に設置されます。しかしながらITER NBIでは、放射線環境のためにイオン源や加速器周囲には絶縁ガスを使用できず、1 MVという高電圧を真空中で絶縁する必要があります。このため、絶縁ガス中から電力及び冷却水を供給する導体や配管を取り出し、1 MVを絶縁しつつ真空中のイオン源と加速器につなぎ込む「高電圧ブッシング」（図3-9）が必要となります。高電圧ブッシングは、5段積み重ねた絶縁体で構成されます。内部には高電圧がかかる多数の導体や配管を配置するため、外径1.56 m、高さ29 cm、厚さ5 cmという大型のセラミックリングが絶縁体として必要とされてきました。しかしながら、従来の技術で製作できるセラミックリングは外径1 m程度が限界であり、また、このセラミックリングを金属と接合してガスと真空の境界とする接合技術の確立が課題でした。

そこで私たちは、京セラ株式会社と協力して、外径1.56 m（世界最大口径）の高純度セラミックリングを製作しました。さらに、日立原町電子工業株式会社と協力して、このセラミックリングと厚さ3 mmのコパール（ニッケル合金）製リングのロウ付け接合に成功しました。

このセラミックリングを用いて、高電圧ブッシングの1段分となる大型絶縁体（図3-10）を試作しました。これまでの原子力機構における加速器開発で培った技術を活用して、セラミックと金属の接合部が起点になる放電を抑制するための電界緩和部品を開発し、絶縁体に組み込み高電圧絶縁試験を行いました。その結果、セラミック1段あたりの定格電圧を20%上回る直流240 kVを1時間以上安定に保持することに成功し、ITERの要求性能を世界で初めて達成しました。

今回の成果は、私たちが開発した高電圧絶縁技術の有用性を示すとともに、ITER NBI開発を大きく前進させるものです。また、大型セラミック製作の技術は半導体産業分野に、真空中の絶縁技術は絶縁ガスが不要となる高電圧機器開発に貢献でき、電力業界などへの波及効果も期待されます。

●参考文献

Tobari, H. et al., Development of the High Voltage Bushing for the ITER NBI, Journal of Plasma and Fusion Research SERIES, vol.9, 2010, p.152-156.

3-4 薄くて丈夫で良く冷える核融合燃料を生み出す箱の完成 —ITERテストブランケット燃料増殖層の製作実証と性能試験—

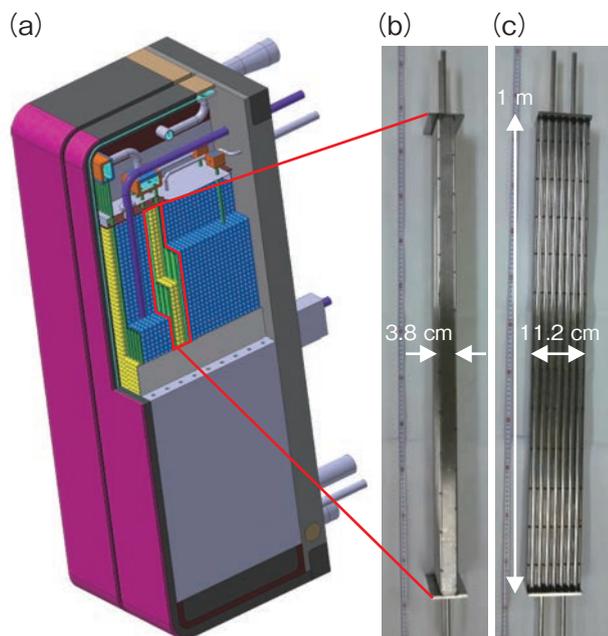


図 3-11 ブランケットの内部構造 (a) 断面図, (b) 増殖材充てん層側面図, (c) 増殖材充てん層正面図

ブランケットの内部には、燃料増殖材（黄色）と中性子の増倍材（青色）の粒を層状に配置します。試作した増殖材充てん層は実物と同じ大きさで、内部に最大5気圧のヘリウムガスを流しても漏れないことを確認しました。

ブランケットは、核融合炉のプラズマの周囲に配置される箱型の構造物で、プラズマで発生するエネルギーを熱として取り出すとともに、ブランケットに内蔵した粒状の燃料増殖材と、プラズマで発生する中性子の反応により、燃料を生産（増殖）する重要な機器です。増殖したトリチウムは、増殖材の隙間にヘリウムガスを流し、ヘリウムガスと一緒に外に取り出します。この機器は、薄い構造材料で作られ、中性子をできるだけ効率良く燃料増殖に利用でき、漏れがないように発生する熱を効率良く取り出す（冷やす）ことができるように作る必要があります。一方で、金属材料は中性子を受けると脆く壊れやすくなりますので、強度を維持する必要があります。私たちは、低放射化フェライト鋼と呼ばれる脆くなりにくい材料を用いて、これらの要求性能を満たす箱（燃料増殖層）を試作し、実際の燃料増殖環境を模擬した性能試験を行いました。

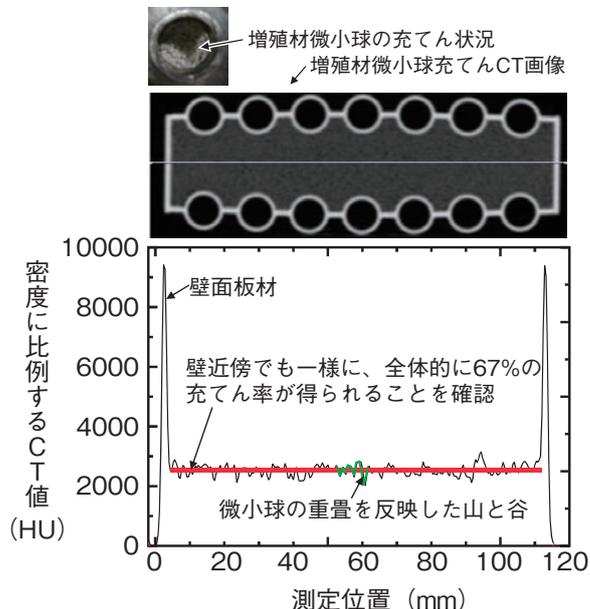


図 3-12 X線CT撮影による燃料増殖層の断面図及び増殖材の充てん率

箱の断面から、増殖材の粒が壁や冷却管の近くでも一様に充てんされていることが分かります。密度に比例するCT値は、粒の形状を反映した山と谷が認められますが、全体的に67%の充てん率が得られていることが分かりました。

箱を冷やすための冷却水を流す厚さ1.0 mmの管と、厚さ1.5 mmの板を、ファイバレーザ溶接でつなぎ、箱の試作を行いました。この方法は、レーザの出力と溶かす位置を高精度で制御することで、通常の溶接で問題となる構造材料の変質と強度の低下を最小限にとどめることができる方法です。試作の結果、このような薄い材料でも使用条件の5倍の圧力に耐える、ガス漏れのない箱を作ることに成功しました（図 3-11）。さらに、この燃料増殖層に直径1.0 mmの燃料増殖材を充てんし、増殖材の体積及びX線コンピュータ断層撮影(CT)により、増殖材の充てん率を調べた結果、効率良い燃料生成と接触熱伝達による冷却に必要な増殖材充てん率67%を箱の全体にわたって達成できることを明らかにしました（図 3-12）。これらの結果により、気密性と耐久性を備え、ブランケットにおける効率的な燃料の増殖と冷却が可能な燃料増殖層の製作方法に、見通しを得ました。

●参考文献

Hirose, T., Seki, Y., Tanigawa, H. et al., Packing Experiment of Breeder Pebbles into Water Cooled Solid Breeder Test Blanket Module for ITER, Fusion Engineering and Design, 2010, doi: 10.1016/j.fusengdes.2010.03.066.

3-5 幅広いアプローチ活動におけるサテライト・トカマク計画事業の進展 —先進超伝導トカマクJT-60SAの日欧共同建設の開始—

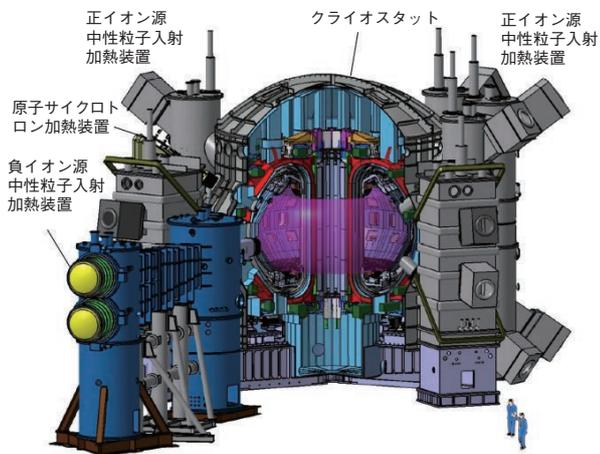


図 3-13 JT-60SAの鳥瞰図

トロイダル磁場コイル、平衡コイル、中心ソレノイドから成る超伝導コイル及び真空容器が、熱遮へい板を装着したクライオスタットに包まれており、その回りに、追加加熱装置として負及び正イオン源中性粒子入射装置、電子サイクロトロン加熱装置が配備されます。

2007年に始まった日欧間のBA協定により実施されるサテライト・トカマク計画事業と我が国の国内計画の下、先進超伝導トカマクJT-60SAを建設し運転するJT-60SA計画が、那珂核融合研究所で進められています。JT-60SA計画のミッションは、ITERへの支援及び原型炉へ向けた研究を行い、核融合エネルギーの早期実現に貢献することです。JT-60SAは、プラズマ電流5.5 MA、主半径約3 m、トロイダル磁場強度2.25 Tにおいて臨界プラズマ条件クラスの超高温重水素プラズマを電流拡散などのプラズマ特性時間よりも長い100秒間維持できる装置で、原型炉に想定される高プラズマベータ条件での完全電流駆動の実証を追究し、能動的なプラズマ安定化を行い、ITERで想定される高プラズマ密度でのHモード閉じ込めを実証するための先進的な機能を有しています(図3-13)。

2007年12月に、コスト課題の解決のためJT-60SA計画の再設定を開始しました。設計の見直しに際しては、若干低いアスペクト比(約2.6から2.5へ)を採用することにより、上記プラズマ性能を確保しつつ、高ベータプラズマと両立するダイバータ形状の最適化を含めプラズマ配位の実現可能領域を拡張し、高ベータプラズマの生成に有効なプラズマの形状制御性を高めました(形状係数

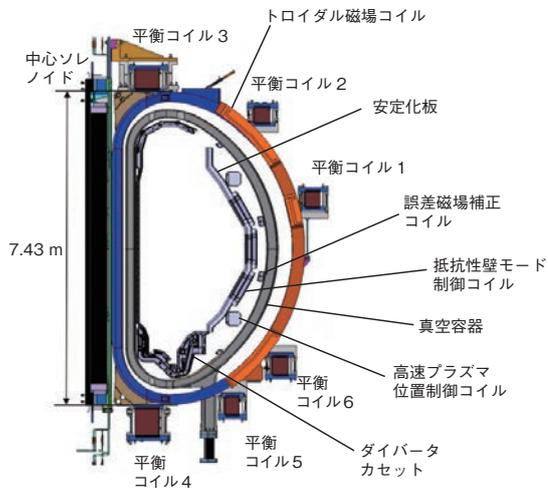


図 3-14 JT-60SAの断面図

真空容器内には、プラズマの水平及び垂直位置を安定に保つための高速プラズマ位置制御、誤差磁場補正及び抵抗性壁モード制御のための銅コイル、ダイバータカセット、安定化板等が設置されます。

約7、非円形度約1.9、三角形度約0.5)。また、100秒間にわたる41 MWの高パワー加熱、5.5 MAのプラズマ電流の維持、そして500 keVの負イオン源中性粒子入射加熱を確保しました。更には、真空容器内に、高速プラズマ位置制御コイル並びに高ベータプラズマの実現に不可欠な抵抗性壁モード安定化用コイル、そして遠隔保守機能を備えたダイバータ機器を設置する設計を実現しました(図3-14)。

この新設計は、JT-60SAのミッションを保持しつつ、コスト及び設計の課題を克服しただけでなく、設計の進捗により追加された要求を満たし、装置の柔軟性をより高めたものとなり、2008年12月にJT-60SA計画の再設定は成功裡に完了しました。日欧の実施機関である欧州のF4E (Fusion for Energy) 及び原子力機構の間で締結された調達取決めに基づき、2009年には、那珂核融合研究所における超伝導コイル製作用建家が竣工し、製作工場において真空容器の試作開発が始まるなど、機器の製作が開始されました。このように、JT-60SA計画は2016年のファーストプラズマを目指し、その完成に向けて大きな一歩を踏み出しました。

●参考文献

Kamada, Y., Ishida, S. et al., Progress of JT-60SA Project towards an Integrated Research for ITER an DEMO, Journal of Plasma and Fusion Research SERIES, vol.9, 2010, p.641-649.

3-6 大面積負イオンビームの高エネルギー化に成功 - JT-60SA中性粒子ビーム入射装置の実現に大きく貢献 -

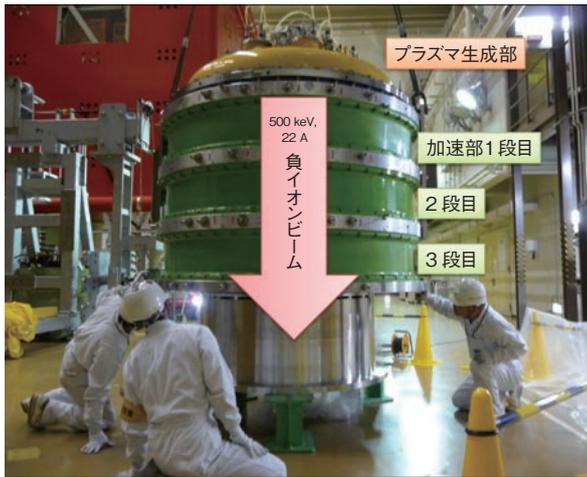


図 3-15 JT-60用500 keV負イオン源の改良
JT-60用負イオン源は世界最大（高さ1.8 m、直径2 m、重量約6.5 t）の負イオン源で、500 keVの水素負イオンビームを22 A生成します。

図 3-17 負イオン源高エネルギー化の進展

図 3-16で得られた結果をもとに負イオン源を改良して、加速電源の出力限界である500 keVの負イオンビームを3 Aまで加速することに成功しました。これはJT-60SA用負イオン源の加速エネルギーの要求を満たす成果です。

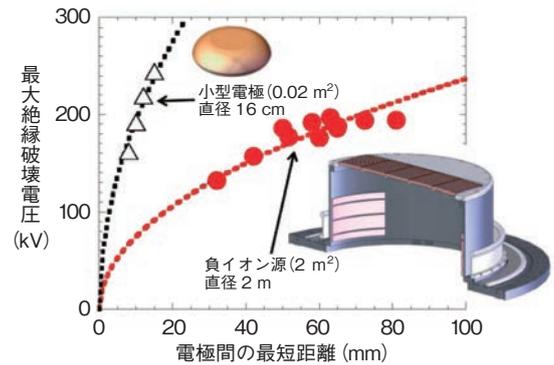
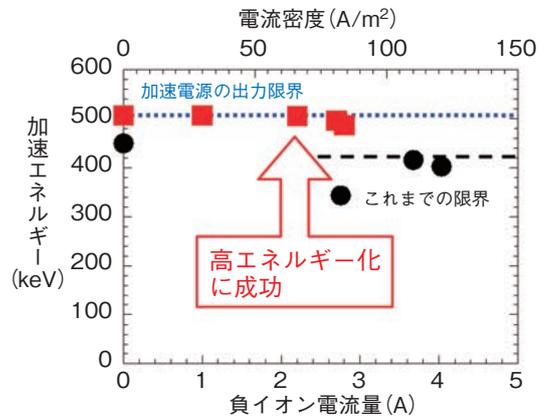


図 3-16 負イオン源加速電極と小型電極の耐電圧特性
1段分の大面積電極と小型電極の真空耐電圧特性を取得しました。JT-60用負イオン源はこれを3段重ねて500 kVを保持する設計です。



核融合装置では、核融合反応が効率良く起こる温度までプラズマを加熱するとともにプラズマ内部に外部から電流を駆動するため、中性の水素ビームをプラズマ中に入射します。ITERや将来の核融合炉においては、プラズマの中心部を加熱するために従来のビーム（約100 keV）よりも高エネルギーなビームが必要とされています。臨界プラズマ試験装置（JT-60）では、水素の負イオン源（図 3-15）を用いた高エネルギー中性粒子ビーム入射装置を世界に先駆けて建設し、高エネルギービームを利用したプラズマ実験や負イオン源の開発を行ってきました。

しかし、設計エネルギー 500 keVの負イオン源の耐電圧性能が不足していたことにより、その最大エネルギーが420 keV程度に制限されていました。この負イオン源の耐電圧は、面積が約0.02 m²の小型電極の耐電圧性能をもとに設計されており、約2 m²と100倍大きい面積を持つ大型負イオン源の耐電圧特性は調べられておらず、必要な真空絶縁距離を予測することができていませんでした。

そこで私たちは、負イオン源の高エネルギー化のために、負イオン源の真空絶縁距離を調整して大面積電極の耐電圧特性を調べました。その結果、図 3-16に示すよ

うに、負イオン源の大面積電極は小型電極よりも非常に長い真空絶縁距離を確保する必要があることがわかりました。また、小型電極に強電界を発生させた実験を行い、耐電圧が電界分布と面積の両方の影響で低下することを明らかにしました。これらの結果は、JT-60SAやITERに向けて現在開発している負イオン源の耐電圧設計を行うための、貴重なデータベースとなりました。

そして、負イオン源実機を用いて得た、このデータベースをもとにして負イオン源の改良を実施したところ、500 kVの高電圧を安定に保持できるようになりました。その結果、図 3-17に示すように、これまでの最高エネルギーを大きく上回り、加速電源の出力限界である500 keVのエネルギーで約3 Aのビームを加速することに成功しました。

今回の成果のキーポイントは、負イオン源の中で最も短かった真空絶縁距離を広げたことです。この成果により、500 keVのビームを必要とするJT-60SA用中性粒子ビーム入射装置の実現に大きく貢献するとともに、学術的には、大面積電極の真空耐電圧特性の新たな知見を得ました。

●参考文献

Kojima, A. et al., Achievement and Improvement of the JT-60U Negative Ion Source for JT-60 Super Advanced, Review of Scientific Instruments, vol.81, issue 2, 2010, p.02B112-1-02B112-5.

3-7 高圧カプラズマで発生する新たな不安定性の発見

—核燃焼・高圧カプラズマに向けた不安定性物理の開拓—

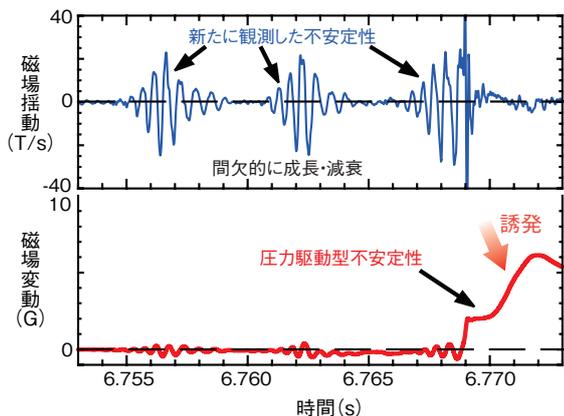


図 3-18 高エネルギー粒子駆動型不安定性と圧力駆動型不安定性の観測波形

新たに観測した高エネルギー粒子駆動型不安定性の波形（上）と誘発された圧力駆動型不安定性の波形（下）です。間欠的に発生する高エネルギー粒子駆動型不安定性が最終的に圧力駆動型不安定性を誘発しプラズマは崩壊しました。

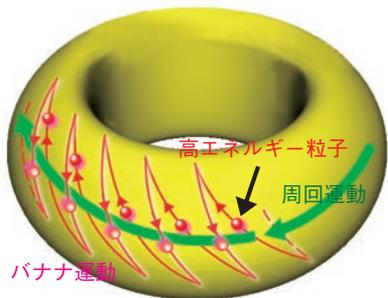


図 3-19 高エネルギー粒子（高速イオン）の粒子軌道の概略図

新たな不安定性の駆動源である高エネルギー粒子（高速イオン）の運動の模式図です。高速イオンは、プラズマ中でジグザグ運動（バナナ運動）を繰り返しながら、プラズマを周回運動します。この周回運動が駆動源となり、新たな不安定性が発生したと考えられます。核燃焼プラズマでは、高速イオンが多数存在するため、同様の現象が発生することが予測されます。

経済性のある核融合炉の実現には、建設コストを抑えるためコンパクトで、その上、より核融合出力が高い装置が望まれます。核融合出力はプラズマの圧力（温度×密度）の自乗に比例しますので、できる限り高いプラズマ圧力での運転が必要になります。しかしながら、磁場閉じ込め型の核融合炉では、到達できる圧力に限界（圧力限界）があり、それに達するとプラズマは変形し閉じ込めを維持できなくなります。プラズマ圧力によって発生する変形を「圧力駆動型不安定性」と呼びます。JT-60では、この不安定性を抑制し圧力限界に近い領域で核融合反応を持続し発電する運転領域を目指して研究開発を行っています。

これまでJT-60ではプラズマを回転させることにより圧力駆動型不安定性を安定化することに成功しています。しかしながら、十分にプラズマを回転させ、圧力駆動型不安定性を抑制しつつ到達した高圧力の運転において、圧力駆動型不安定性が突発する現象を観測しました。この現象には、図 3-18に示すように数kHzで振動し間欠的に成長・減衰を繰り返す別の不安定性が関係していることが分かりました。詳細な解析から、この不安定

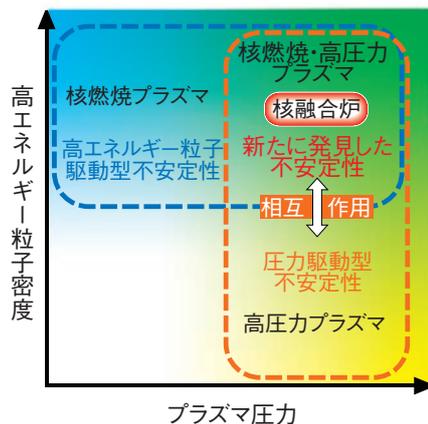


図 3-20 新たに開拓した不安定性物理領域の概略図

新たに発見した高エネルギー粒子駆動型不安定性は、核燃焼かつ高圧力のプラズマにおいて発生すると考えられ、また到達圧力を制限している圧力駆動型不安定性と相互作用します。今回の発見で、核融合炉で想定される核燃焼・高圧カプラズマにおける不安定性物理の新たな領域を開拓したといえます。

性は高圧カプラズマでのみで発生し、プラズマ中に存在する高エネルギー粒子（高速イオン）が駆動源となる「高エネルギー粒子駆動型不安定性」であることが分かりました。図 3-19に駆動源である高速イオンの運動を模式的に示します。プラズマ中で高速イオンの一部は、ジグザク運動（バナナ運動）を繰り返しつつ周回運動をします。この周回運動の周期が観測した不安定性の周期に近いことなどから、この不安定性は高速イオンの周回運動と共鳴して発生したと考えられます。

この新たに観測した高エネルギー粒子駆動型不安定性が圧力駆動型不安定性と相互作用（誘発）する現象は、核融合炉プラズマ、すなわち核燃焼・高圧カプラズマで発生し問題になると考えられます（図 3-20）。また、この新たな不安定性がプラズマ周辺で発生し突発的にエネルギーを放出する周辺局在モードにも相互作用し、放出エネルギーを緩和するという良い現象も観測しています。今回の新たな不安定性の発見は、JT-60において核融合炉で想定される高いプラズマ圧力が実現ができたことによるもので、世界に先駆けた成果となっています。

●参考文献

Matsunaga, G. et al., Observation of an Energetic-Particle-Driven Instability in the Wall-Stabilized High- β Plasmas in the JT-60U Tokamak, Physical Review Letters, vol.103, issue 4, 2009, p.045001-1–045001-4.

3-8 トカマク周辺プラズマ流の複雑構造の解明

—第一原理先進的粒子シミュレーションが拓くプラズマ物理—

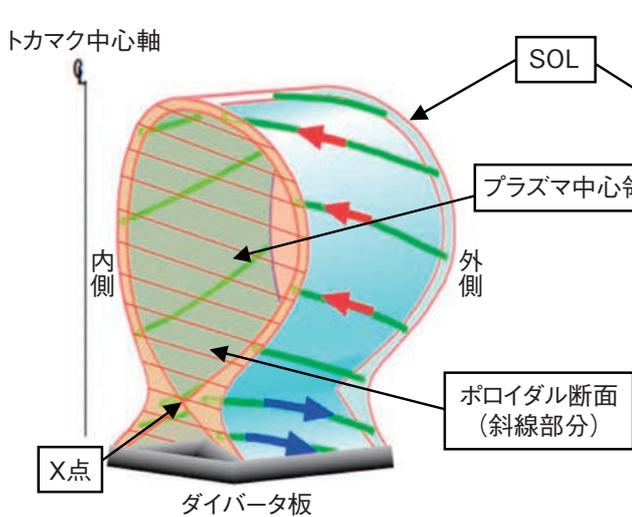


図 3-21 トカマクの周辺プラズマ流

トカマクプラズマを包み込むSOL（細い赤線で囲まれた領域）におけるプラズマは主に磁力線（緑色の線）に沿って流れます。しかし、その向きは赤と青の矢印で示すように逆向きの流れが観測されました。

トカマクプラズマ周辺のスクレイプオフ層（SOL）のプラズマ流は、核融合炉における熱と粒子の制御にとって重要な役割を持っています。プラズマ中心の高温領域で核融合反応により生成されたエネルギーとヘリウム灰は、プラズマ周辺のSOL領域まで拡散していきます。もしSOL中の流れがダイバータ板に向かっていけば（図3-21青矢印）、ヘリウム灰を効率良く排出でき、不純物をダイバータ板近傍に留めることにより放射による冷却を効率良く行うことができます。しかし実験では、図3-21に示すように、外側のSOL領域でダイバータ板へ向かう流れとは逆のダイバータ板から離れる流れ（図3-21赤矢印）が観測されることがあります。この流れの構造を解明するため、流体モデルを用いた数値シミュレーションが数多く行われてきましたが、実験を十分説明する結果は得られませんでした。

そこで、プラズマの粒子的振る舞いを正確に求めていなかったことが原因のひとつではないかと考え、第一原理に基づく粒子シミュレーションコードPARASOLを用いて、SOLにおける流れのパターンについて調べました。その結果、ダイバータ板（あるいはX点）が上側にあるときと下側にあるときで、プラズマ流が変化するこ

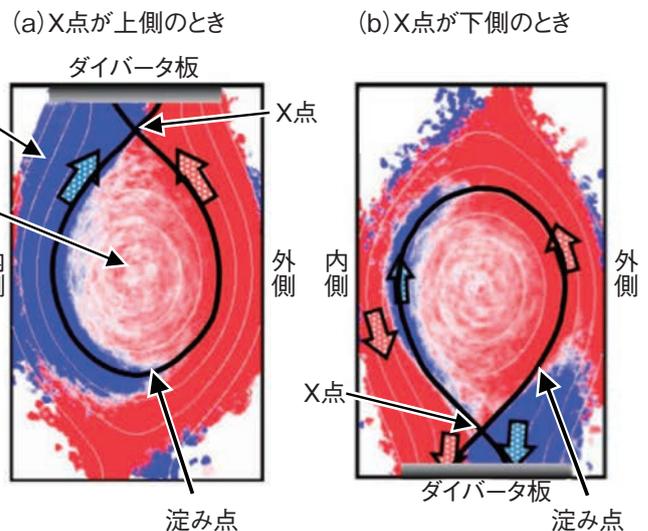


図 3-22 プラズマ流のポロイダル断面上の二次元構造

(a) のとき、プラズマ流はダイバータ板に流れる構造となり、(b) のとき（図3-21の場合）は、外側SOL領域でダイバータ板から離れる方向の逆流構造が見られます。黒実線は図3-21のプラズマ中心領域とSOLの境界です。

とを見だし、その物理機構を解明することができました。PARASOLコードは、プラズマ中心領域とSOL領域の全領域を扱い、その領域に存在する非常に多数のイオンと電子の振る舞いを模擬することができます。粒子の軌道は、粒子シミュレーションによって自己無撞着に計算される電場の中で、旋回運動や粒子間の二体衝突モデルにより正確に求められます。図3-22にシミュレーションによる、磁力線平行方向のプラズマ流 ($V_{||}$) のポロイダル断面上に投影した二次元構造を示します。図3-22(a)のとき（上側にX点）、内側SOL領域（図中青色）でも外側SOL領域（図中赤色）でも流れはダイバータ板に向かい、淀み点 ($V_{||}=0$) は下底側に得られました。一方、図3-22 (b)（図3-21の場合で下側にX点）のとき、外側のSOL領域（赤色）で逆流パターン（反時計回り流れ）となりました。このシミュレーション結果は、実験と比較すると定性的にも定量的にも非常によく似た流れとなっていることが分かりました。さらに、プラズマの流れの複雑なパターンは、主にトロイダル形状を持つ磁場中のイオン粒子軌道の効果によりもたらされることが分かりました。

●参考文献

Takizuka, T. et al., Two-Dimensional Full Particle Simulation of the Flow Patterns in the Scrape-Off-Layer Plasma for Upper- and Lower-Null Point Divertor Configurations in Tokamaks, Nuclear Fusion, vol.49, no.7, 2009, p.075038-1-075038-9.

3-9 プラズマの不純物輸送現象を究明 —対向壁表面のタングステン量の精密な定量分析法を開発—

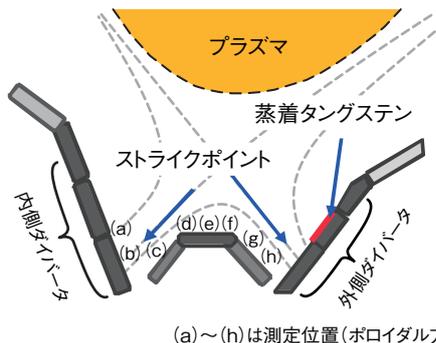


図 3-23 JT-60Uタングステンダイバータ配置と測定位置
プラズマ照射終了後、ポロイダル方向に配置されたダイバータを取り出し、表面に堆積したタングステンの量を測定しました。

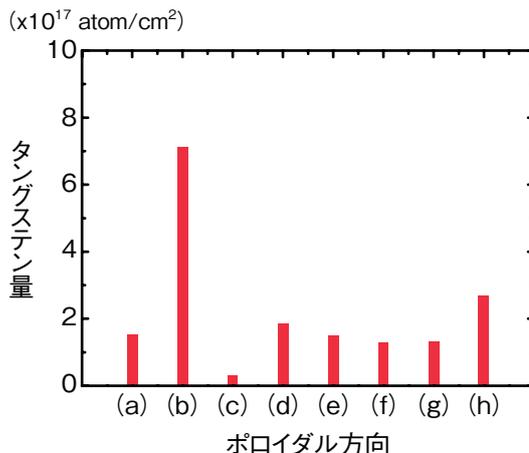


図 3-25 ポロイダル方向のタングステン表面密度分布
プラズマ照射後にダイバータ表面に堆積したタングステン量のポロイダル方向の分布 (横軸の (a) ~ (h) は図 3-23 の (a) ~ (h) に対応)。内側ダイバータのストライクポイント ((b) の位置) にタングステンが集中的に堆積し、飛び散ったタングステンがプラズマの流れに沿って輸送されることを、本分析法で明らかにしました。

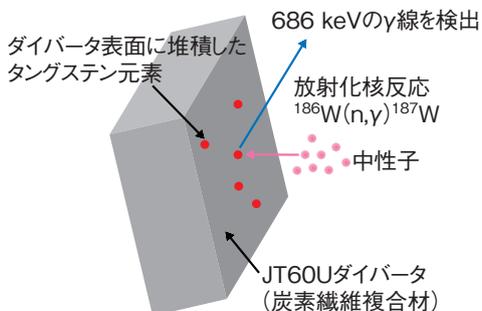


図 3-24 タングステン放射化分析の原理
中性子とタングステンの核反応で生じるタングステン187から放出する γ 線を測定することでタングステンの量を求めることができます。

タングステンはダイバータを始めとする核融合炉プラズマ対向壁表面の有力な候補材ですが、タングステンがプラズマの中に不純物として混入すると輻射により急激にプラズマを冷やし、プラズマの性能を著しく低下させる要因となります。プラズマへのタングステンの混入を低減させるためには、スパッタリングや蒸発などによってプラズマ中に入射するタングステンが、どのようにして輸送されていくのかを明らかにすることが不可欠で、プラズマ実験で使用された対向壁表面に再付着したタングステンの量の実測が必要です。これまでは対向壁表面のタングステン量を測定するためにイオン・電子ビームを用いた表面分析法が用いられてきましたが、微量のタングステンを定量的に測定することは技術的に困難で、その測定法の確立が大きな課題となっていました。今回、タングステンと中性子との核反応で生じるタングステン187からの γ 線に着目し、放射化分析法によるプラズマ対向壁表面上に蓄積した微量タングステン表面密度の測定法を開発しました。図 3-23 に JT-60U で使用したタングステンダイバータの配置とプラズマ照射後に測定したダイバータタイトルの位置、図 3-24 に今回の放射化

分析の原理を示します。

外側ダイバータ領域の一部に炭素繊維複合材 (CFC) を基材とする厚さ $50 \mu\text{m}$ のタングステンを蒸着したダイバータを設置し、1000ショット以上のプラズマ放電を実施しました。全てのプラズマ放電終了後、タングステンダイバータ周辺の CFC ダイバータを取り出し、縦横 1 cm 程度、厚さ 2 mm 程の小片に裁断した試料 (図 3-23 の (a) ~ (h)) を、原子力機構の核融合中性子源 (FNS) で中性子照射を行いました。中性子照射では試料をベリリウム金属で囲うことで中性子のエネルギーを調整し、生成するタングステン187の量を増倍させることで、測定精度の向上を図りました。中性子照射後、タングステン187から放出される γ 線 (686 keV) を測定することで、ポロイダル方向の CFC ダイバータのタングステン表面密度分布を求めました。図 3-25 はポロイダル方向のタングステン表面密度分布を示します。本分析法によって、プラズマの影響を受けて飛び散ったタングステンが内側ダイバータの排気粒子密度の高い領域であるストライクポイント位置 (図 3-23 の (b) の位置) に多く集積することを初めて明らかにしました。

●参考文献

Ueda, Y., Ochiai, K. et al., Localized Tungsten Deposition in Divertor Region in JT-60U, Nuclear Fusion, vol.49, no.6, 2009, p.065027-1-065027-7.

3-10 核融合炉構造材料の更なる向上を目指して —低放射化フェライト鋼F82Hの介在物コントロール—

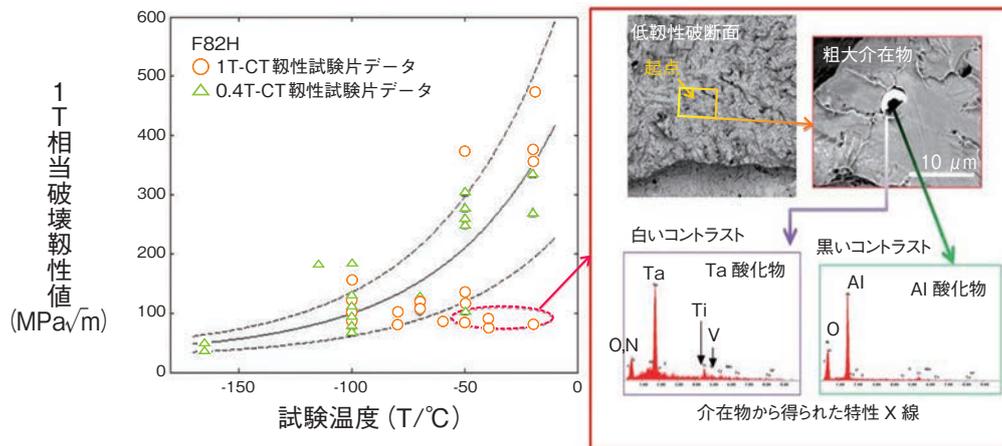


図 3-26 F82Hの靱性に対する介在物の影響

F82H靱性評価において、延性脆性遷移温度領域でばらつき許容範囲を超える低靱性を示した試料の破断面起点に、粗大介在物（Al酸化物とTa酸化物（Ti, V, Nを含む）の複合酸化物）の存在を確認しました。

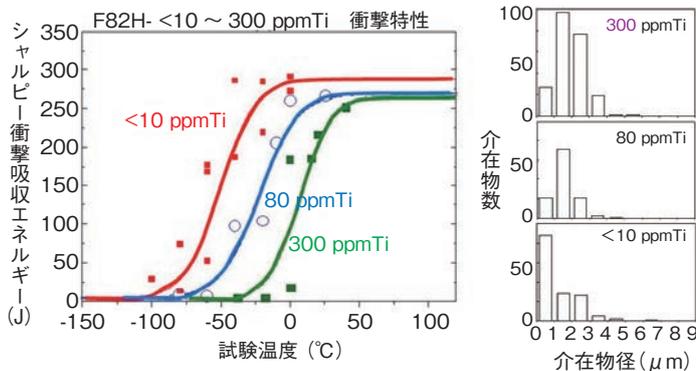


図 3-27 Ti量の衝撃特性及び介在物生成量に対する影響

粗大介在物には必ずTiが含まれていることに着目し、Ti添加濃度の異なるF82Hの評価を実施したところ、Ti量の低減によって延性脆性遷移温度が低温側にシフトし（左）、かつ粗大介在物量が低減することを確認しました（右）。

低放射化フェライト鋼は、その耐照射性と類似鋼の豊富な実用実績を背景に、最も実現可能性の高い核融合炉構造材料の第一候補材料として、各国で開発が進められている材料です。火力発電などで利用されているフェライト/マルテンサイト系高Cr耐熱鋼（Mod 9Cr-1Mo鋼：T91）の組成をもとに、添加元素のMoやNbをW，Ta等で置き換えることで誘導放射能の低減（低放射化）を図られた材料です。原子力機構で開発を進めている低放射化フェライト鋼F82H（Fe-8Cr-2W-0.2V-0.04Ta-0.1C）は、旧原研（現：原子力機構）と旧NKK（現：JFEスチール株式会社）が共同で開発した材料で、強度特性と溶接性のバランスを重視した設計となっており、現在世界で最もデータベースが豊富な鋼となっています。

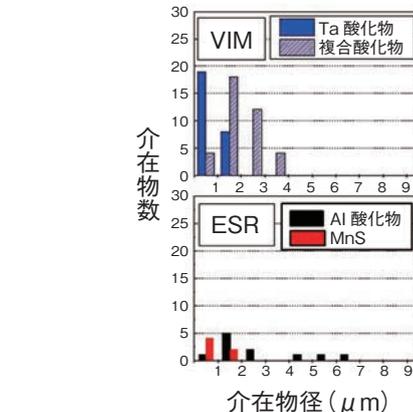


図 3-28 二次精錬による介在物除去

真空溶解鋼（VIM）と、更にエレクトロスラグ再溶解を実施した鋼（ESR）の介在物分布解析から、ESRによりTa系介在物を除去できることが判明しました。

F82Hでは、一般鋼では添加元素として用いられていないTaを靱性や耐熱性を確保するために添加しています。しかし近年の研究により、Taが粗大な介在物（Al酸化物とTa酸化物の複合酸化物）を形成してしまい、靱性や疲労特性に好ましくない影響を与えていることが明らかになりました（図 3-26）。

そこで、粗大介在物にTiが含まれることに着目し、Ti混入量を抑制したところ、粗大介在物量が低減され、衝撃特性が改善されることが明らかになりました（図 3-27）。また、エレクトロスラグ再溶解（ESR）を2次精錬として実施することで、Taを含む介在物（Ta酸化物，複合酸化物）を除去することが可能であることを実証しました（図 3-28）。

●参考文献

Tanigawa, H. et al., Effect of Ta Rich Inclusions and Microstructure Change During Pre-cracking on Bimodal Fracture of Reduced-Activation Ferritic/Martensitic Steels Observed in Transition Range, Journal of ASTM International (JAI), vol.6, issue 5, 2009, JAI101728 (10p.).

3-11 核融合原型炉材料の実証のために -IFMIF/EVEDAにおける微小試験片試験技術の開発-

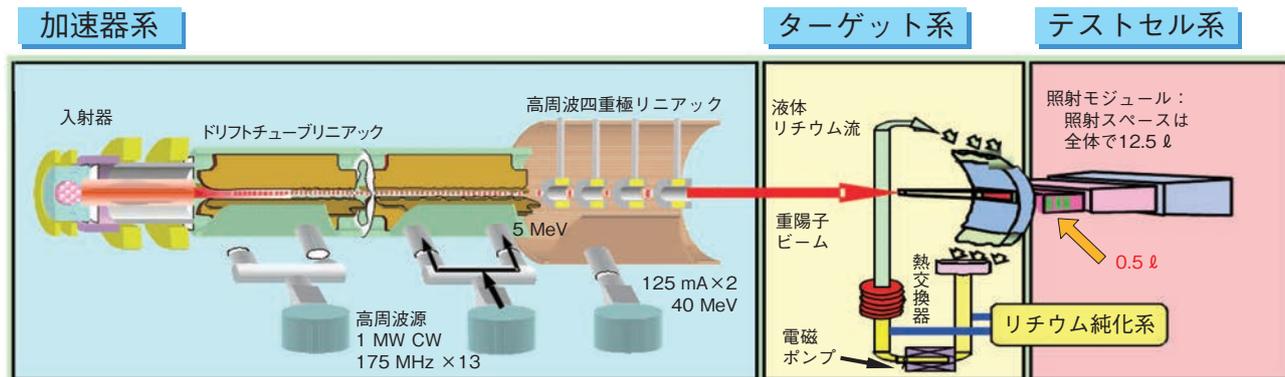


図 3-29 加速器駆動型の核融合材料用中性子照射施設

IFMIFでは40 MeVの重陽子ビーム（125 mAを2ライン）を約20 m/sのリチウム流に照射させて高強度の中性子を発生させ、原型炉構造材料や機能性材料を含めたブランケットの詳細設計評価のための材料照射データを取得します。

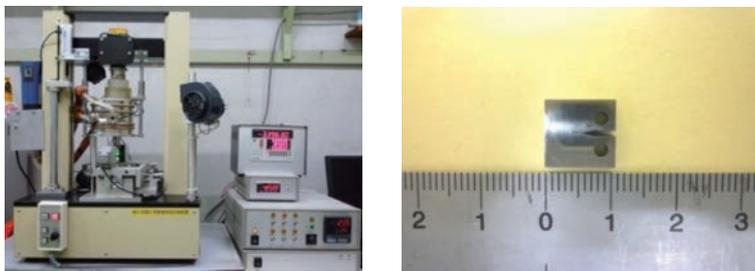


図 3-30 開発した微小試験片用破壊靱性試験装置

試験装置（写真左）は、写真右の微小な試験片（約10 mm角のコンパクトタイプ）を高精度に破壊靱性試験を実施できます。

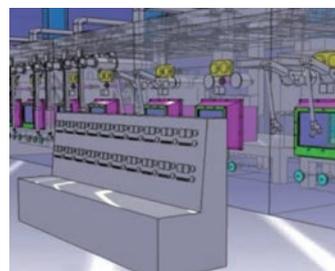


図 3-31 IFMIF用照射後試験施設

照射モジュールで照射した微小試験片などの照射後試験施設の設計を進めています。

日欧国際協力BA活動の下、国際核融合材料照射施設の工学実証・工学設計活動（IFMIF/EVEDA）を進めています。このIFMIFは、ITERの次のステップである核融合原型炉に関係するものであり、核融合反応で生成した中性子を多量に受ける構造材料を含めたブランケットの詳細設計に必須なデータを取得する照射施設として位置付けられています。IFMIFは図3-29のようなりチウムと重水素の反応を利用した加速器駆動型の核融合材料用中性子照射施設です。照射スペースとしては約12.5 l程度がありますが、年間20 dpa（displacement per atom（原子1個あたりの弾き出し））以上の高い損傷領域は0.5 lとスペースが限定されることから、それを評価するための試験片は標準的な大きさのものより小さい試験片を用いる必要があります。このため微小試験片試験技術（SSTT：Small Specimen Test Technique or Technology）の開発を進めています。

現在、破壊靱性試験、疲労試験、き裂成長速度試験を中心とした微小試験片試験技術の研究開発を国内共同研究の下に実施しています。図3-30に非常に微小な約10 mm角程度の大きさのコンパクトタイプの破壊靱性

試験片を試験できる装置を示しますが、これ程小さな試験片用の破壊靱性試験装置は市販ではありません。そこで精密ボールネジによる駆動システムと試料の変位を高精度に測定できる変位計を備えるとともに、それらを連動的に制御させる装置を開発しました（図3-30）。これによりサブミクロンで高精度に変位制御と微小応力変化を導入できるようになりました。

一方、微小試験片試験技術に関する試験法のガイドラインについては、ASTM国際ナショナル、ISO、社団法人日本機械学会などで整備がされていますが、核融合炉構造材料の第一候補材料である低放射化フェライト鋼においては脆さを評価する破壊靱性のマスターカーブ法と呼ばれる既存の試験法は、適切な評価ができないことが最近明らかになりつつあります。したがって、より一般的に適用できる改良した国際標準試験法の評価を進めています。更に微小試験片を装荷させる照射用試験モジュール開発や、微小試験片を用いてデータ取得していくためのIFMIF用照射後試験施設の工学設計（図3-31）を進め、これらを2013年6月までに工学設計などを完了させ、建設フェーズに移行する予定です。

●参考文献

Wakai, E., Kogawara, T. et al., Design Status of Post Irradiation Examination Facilities in IFMIF/EVEDA, Journal of Plasma and Fusion Research SERIES, vol.9, 2010, p.242-247.

量子ビームテクノロジーの展開

量子ビームの特徴

中性子ビーム、イオンビーム、電子線、高強度レーザー、放射光等の量子ビームは、物質を構成する原子や分子と相互作用して、その配列や組成、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）の加工が可能です（「創る」機能）。また、このような相互作用により、量子ビーム自身には進行方向の変化やエネルギーの損失が起こります。別の種類の量子ビームが発生することもあります。このような変化は原子や分子の状態を反映するので、量子ビームは原子や分子の状態を観るナノレベルの観察手段としても有効です（「観る」機能）。

量子ビームの利用

原子力機構では、保有する研究炉や加速器等の施設群（量子ビームプラットフォーム）からの量子ビームの発生・制御・利用技術を高度化するとともに、量子ビームの「観る」「創る」機能を最大限に活用し、科学技術基本計画の重点分野に沿って、物質・材料、環境・エネルギー、生命科学・先端医療・バイオ技術分野の先端的研究開発を進めることにより、科学技術・学術の進歩と産業の振興に貢献することを目指しています（図4-1）。

最近の成果

最近の成果の具体例としては、物質・材料分野では、高温高压条件での水分子の配列と運動状態の解明、トンネルイオン化現象を利用した分子軌道の直接観測、金属中の「重い電子」が作るフェルミ面観測に成功しています。また、軟X線レーザー干渉計の開発、時分割X線吸収分光による金属微粒子観察を推し進め、これらの成果をトピックス4-1～4-5で紹介します。このほか、トピックス4-6～4-7では、宇宙の起源に迫る成果として、太陽系に存在する希少同位体Ta-180の起源や隕石中の希ガス成分同定について解説します。

環境・エネルギー分野では、燃料電池電解質膜などの多機能高分子膜の合成、耐放射線性の高い炭化ケイ素トランジスタの開発に成功するとともに、レーザー加工と渦電流探傷技術を統合した配管検査補修システムを開発し、トピックス4-8～4-10で紹介します。

生命科学・先端医療・バイオ技術分野では、中性子回折により、代表的なタンパク質分解酵素であるセリンプロテアーゼの全原子構造解析に成功し、急性膵炎などの治療薬開発への貢献が期待されています。また、Br-76で標識したPET診断薬を創製して微小な褐色細胞腫の画像化に成功し、新たながん診断薬として有望視されるなど、優れた成果を挙げています（トピックス4-11～4-13）。



図4-1 原子力機構の量子ビーム施設群と研究開発領域

4-1 水の新たな姿を明らかに —水の不思議な性質の解明にまた一步前進—

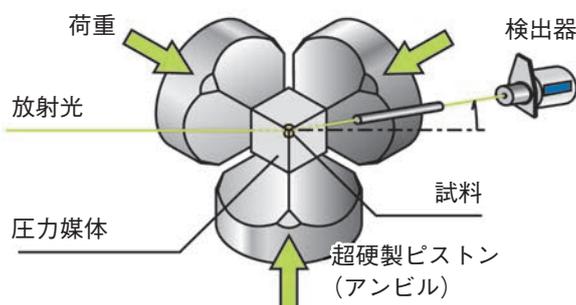


図4-2 高温高圧下X線回折実験の原理と装置の外観

左は実験に用いたキュービック型マルチアンビルプレスの試料付近の模式図で、右は装置の写真です。

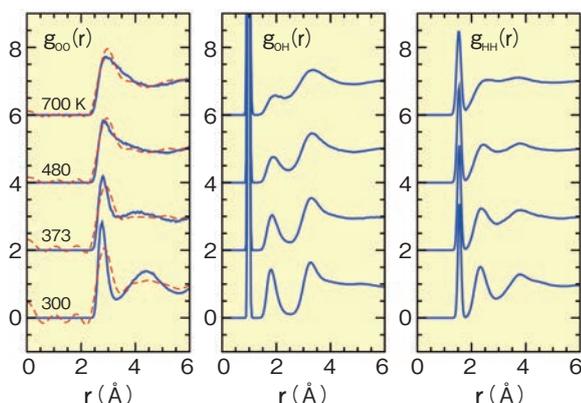


図4-3 計算と実験から得られた動径分布関数

密度 1.0 g/cm^3 での動径分布関数 $g_{XY}(r)$ (X, YはOまたはH)の温度変化です。横軸は動径 r (Å単位)であり、計算と実験から得られた動径分布関数をそれぞれ実線と点線で示しました。見やすくするために温度の異なるデータは縦軸を二つずつずらしています。

近年、地球深部にも含水鉱物として水が存在し、マグマの生成などにも水が深くかかわっていることが分かってきました。その役割を理解するには、地球深部の条件、すなわち高温高圧条件での水の振る舞いを知ることが大切です。室温常圧付近の水は、実は、ほかの液体とは違った性質を示す特殊な液体です。例えば、普通の液体は温度の上昇とともに膨張しますが、水は $0 \text{ }^\circ\text{C}$ から約 $4 \text{ }^\circ\text{C}$ までは収縮します。また、同じような重さのほかの分子からなる液体と比べ、非常に高い温度まで沸騰しません。これは、水は隣り合う水分子の間に水素結合を形成するため、液体中の分子配列に固体状態である氷に類似した秩序が残るためと考えられています。しかし、このような特殊な配列が高温高圧下でどのように変化するのは、よく分かっていませんでした。

私たちは、大型計算機を用いた第一原理分子動力学計算から、密度を一定に保ちながら温度を上げていくと、この特殊な配列がなくなることを明らかにしました。さらに、大型放射光施設SPring-8で、1万気圧近い圧力

を加えて密度を通常の水と同じに保ったまま $400 \text{ }^\circ\text{C}$ 以上の高温条件を実現してX線回折実験を行うことに成功し(図4-2)、このような配列を実験で確かめることができました(図4-3)。この温度圧力は地球内部の深さおよそ30 kmの条件に対応します。計算結果の詳細な解析から、配列の変化は、水分子の回転運動が通常の水よりも数100倍も速くなるために起こることも分かりました。本成果は、高温高圧の地球内部で物質の分解・合成に重要な働きをしていると考えられている水の役割の解明に役立つと期待されます。

現在、開発を進めているJ-PARCでの高温高圧中性子実験では、X線では調べられない水素も観察可能となるので、今後、地球環境の解明に向けた研究が更に進むと期待されます。

本研究は、文部科学省科学研究費補助金 (No.20103004) 「高圧下における水をはじめとした液体の構造変化」及び (No.20103005) 「高圧下における含水鉱物、マグマ、水の量子シミュレーション」の成果の一部です。

●参考文献

Ikeda, T., Katayama, Y. et al., High-Temperature Water under Pressure, Journal of Chemical Physics, vol.132, issue 12, 2010, p.121102-1-121102-4.

Katayama, Y. et al., Structure of Liquid Water under High Pressure Up to 17 GPa, Physical Review B, vol.81, issue 1, 2010, p.014109-1-014109-6.

4-2 内殻軌道からのトンネルイオン化を初めて観測 —大規模シミュレーションとの比較でイオン化軌道を初めて同定—

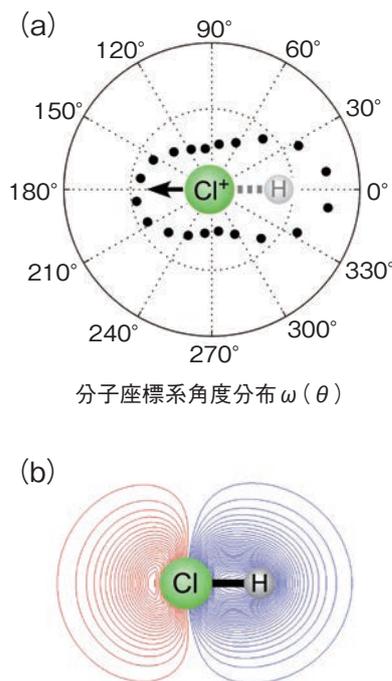


図4-4 (a)Cl⁺イオンと同時に計測された放出電子の分子座標系角度分布と(b)HOMO-1の分子軌道

(a)中心からの距離が電子数に対応するようにグラフを作成しています。このグラフは、電子放出はHCl分子軸方向から、特にH原子側から起きていることを示しています。この角度分布は、HOMO-1の形状(b)と良く似ていることが分かります。

強いレーザー光を分子に集光して照射すると、光が作る電場は分子を構成する原子核の電場に匹敵する強度になります。その結果、分子内部の電子が感じるポテンシャルが歪み、トンネル効果によって電子が放出されるトンネルイオン化が起きることが知られています。このイオン化では、最もエネルギー的に不安定な分子軌道(HOMO)の電子が優先的に放出されます。それ以外の軌道の電子が放出されるイオン化について理論予測はされていたものの、観測例はありませんでした。

私たちは、最新の計算理論に基づく大規模シミュレーションにより、塩化水素(HCl)分子のイオン化率の角度分布を各分子軌道に対して求めました。その計算結果はカナダ国立研究機構(National Research Council of Canada)との共同で行ったHCl分子のトンネルイオン化の観測結果と見事に一致し、初めてHOMO以外の軌道の電子が放出されていることを明らかにしました。

HCl分子のHOMOからのイオン化でできるHCl⁺イオンはH-Cl結合解離を起こしませんが、それより安定な内殻軌道(HOMO-1)からのイオン化でできるHCl⁺イオンは容易に結合解離を起こすため、H⁺イオンあるいはCl⁺イオンが生成するイオン化を観測すれば、HOMO-1か

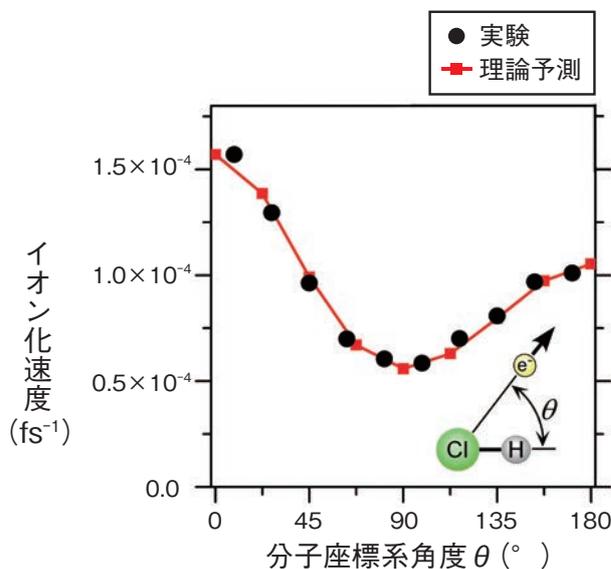


図4-5 HOMO-1からのトンネルイオン化角度分布

HOMO-1からのイオン化を仮定してシミュレーションを行った結果、実験結果を非常に良く再現することが分かりました。このことは、HOMO-1からのイオン化を実際に観測したことを示しています。

らのイオン化に関する情報を実験的に得られると期待されます。そこで、真空中に導入されたHCl分子に強いレーザー光を照射し、生成する電子と解離イオンであるH⁺イオンあるいはCl⁺イオンを同時に計測しました。電子の放出方向をもとにイオン化時の電子放出方向を、解離イオンの放出方向からイオン化したときのHCl分子の向きを決定できます。したがって、一つのHCl分子から放出される電子と解離イオンの放出方向をもとに、分子座標系での電子放出角度分布を実験的に決定しました(図4-4(a))。

得られた角度分布はHOMO-1の形状(図4-4(b))に似ており、更にシミュレーション結果と見事に一致すること(図4-5)から、HOMO-1からのトンネルイオン化を観測した、と結論しました。

この研究は、HOMO以外からのトンネルイオン化の初めての観測例であり、光電場中での電子や分子挙動の解明につながります。また量子力学の普遍的な事象であるトンネル過程の解明にもつながる成果です。レーザー物理学はもとより、物理学全般に広く影響を与える成果であるといえます。

●参考文献

Akagi, H., Otohe, T. et al., Laser Tunnel Ionization from Multiple Orbitals in HCl, Science, vol.325, no.5946, 2009, p.1364-1367.

4-3 「重い電子」が作るフェルミ面の直接観測に世界で初めて成功 —磁性と共存する不思議な超伝導の機構解明への糸口—

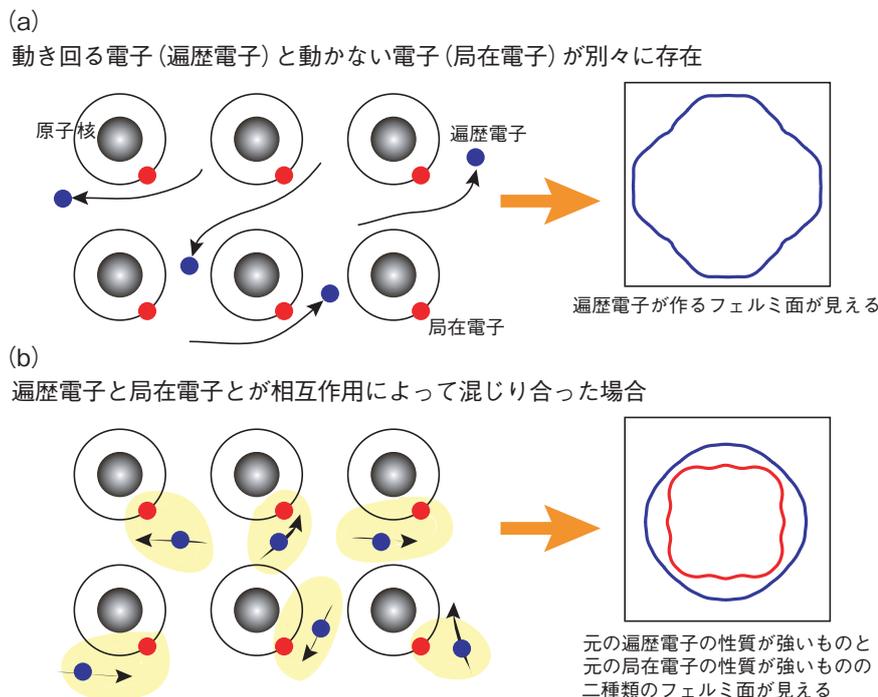


図 4-6 重い電子がかかわるフェルミ面形成の概念図

(a)のように局在的な性質の強い f 電子(●)が遍歴電子(●)と別々に存在する状況では遍歴電子が作るフェルミ面だけが観測されます。(b)のように f 電子が遍歴電子と軌道混成を通じて局在的な性質を獲得した状況では、二種類のフェルミ面が観測されます。

金属中の電子は、動き回って電気伝導を担う「遍歴電子」と、動き回らずに磁性を担う「局在電子」に分けられます。この二種類の電子の間に強い相互作用が働いて混じり合うと、見かけ上通常の電子の10~1000倍にも重くなったように見える重い電子が現れます。この重い電子の性質を明らかにすることは、磁性と共存する超伝導の機構解明につながると考えられています。一方、金属は固有の形を持つフェルミ面を必ず持っており、各金属の電気伝導の性質がその形の違いとして表れるため、フェルミ面は「金属の顔」と呼ばれています。もし、重い電子が作るフェルミ面を観測できれば、重い電子が担う電気伝導の性質について金属ごとの相違点を精密に研究できるようになりますが、重い電子が作るフェルミ面を直接観測した実験はこれまでありませんでした。

今回、SPring-8の原子力機構専用ビームラインBL23SUにおいて、軟X線放射光を用いた「共鳴角度分解光電子分光」実験によって、従来の手法ではできなかった特定の

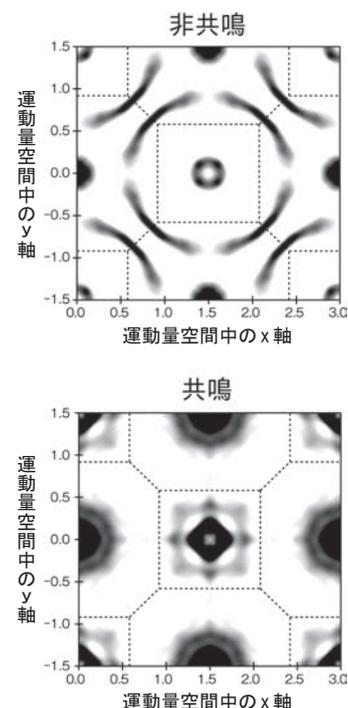


図 4-7 角度分解光電子分光から得られたフェルミ面

非共鳴エネルギーでは遍歴電子の強いフェルミ面が、共鳴エネルギーでは局在電子の性質の強いフェルミ面がそれぞれ強調されて観測されました。

電子軌道の選択的観察を行い、重い電子がフェルミ面を実際には作っていることを直接観測することに世界で初めて成功しました。図 4-6 は、固体内に遍歴性の強い電子と局在性が強い電子とが存在する場合のフェルミ面形成の概念図であり、両者の間に軌道混成がある場合には、重い電子が発現するとともに、遍歴性の強い電子が作るものと局在性の強い電子(重い電子)が作るものとの二種類のフェルミ面が形成されます。共鳴角度分解光電子分光を用いることで、図 4-7 のように、非共鳴エネルギーでは遍歴性の強いフェルミ面を、共鳴エネルギーでは重い電子が作るフェルミ面をそれぞれ選択的に強調した形で観測することができました。

今後、共鳴角度分解光電子分光法を用いて、重い電子がどのようなフェルミ面を作るときに超伝導や磁性が発現するかを系統的に明らかにできれば、重い電子を持つ金属で見られる磁性と共存する超伝導の機構解明が大きく進むと期待されます。

●参考文献

Okane, T. et al., 4f-Derived Fermi Surfaces of $\text{CeRu}_2(\text{Si}_{1-x}\text{Ge}_x)_2$ near the Quantum Critical Point: Resonant Soft-X-ray ARPES Study, Physical Review Letters, vol.102, issue 21, 2009, p.216401-1-216401-4.

4-4 表面形状変化をナノメートルの精度で直接観察 — ナノメートルの形状変化が瞬時に測れる軟X線レーザー干渉計を開発 —

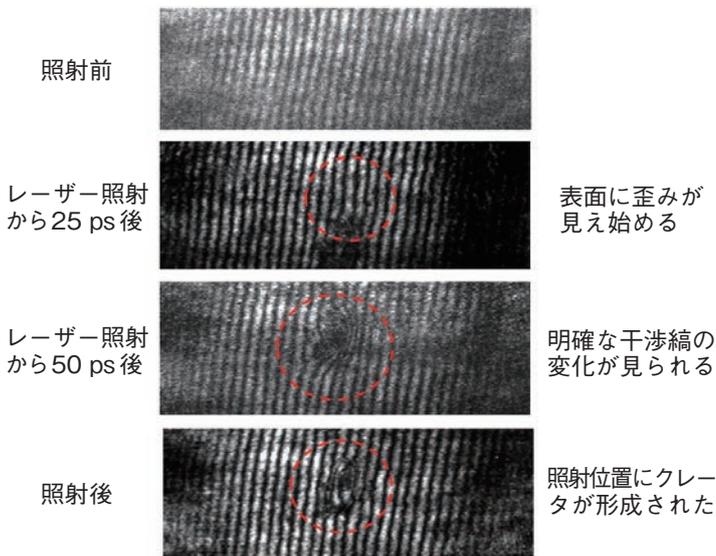


図4-8 軟X線レーザー干渉計によって得られた、レーザー照射後のPt試料表面形状変化の干渉像

レーザー照射された部分を赤の点線で示しています。レーザー照射から25 ps後に表面の歪みが出始め、50 ps後には明確な干渉縞の変化が観測されました。その後、膨張部分がプラズマとなって吹き出したため、中心部分に穴(クレータ)が形成されています。

近年、ナノスケールの表面形状変化を観察する手法の必要性が高まっています。次世代不揮発メモリの候補である強誘電体の構造相転移や、レーザー加工の初期過程における試料の深さ方向の変位量はナノメートルの大きさであり、それらの現象を精度良く観察して理解することにより、将来的にはこれらの過程を制御した応用・実用が可能になります。従来からナノメートルの深さを測定する手段として原子間力顕微鏡や走査型電子顕微鏡などがありますが、どちらも静的な構造を観察するもので、ピコ秒という短時間で起こる形状変化を見る手段はありませんでした。

私たちは、東京大学物性研究所及び徳島大学と協力し、原子力機構の軟X線レーザー(波長13.9 nm, 時間幅7 ps)を光源とするレーザー干渉計を開発しました。軟X線レーザーは、試料表面の平坦部分と凹凸の部分の両方を照らして反射したあと、ダブルロイズ鏡と呼ばれる入射角をお互いに少しだけずらした2枚の鏡に入射します。試料上の平坦部分で反射した軟X線レーザーは上流側の鏡(第一ロイズ鏡)、凹凸の部分で反射した軟X線レーザーは下流側の鏡(第二ロイズ鏡)により反射したあと、両者が検出器の位置で重なることで干渉縞を得ます。この干渉計により深さ方向1 nm, 表面方向1.5 μm

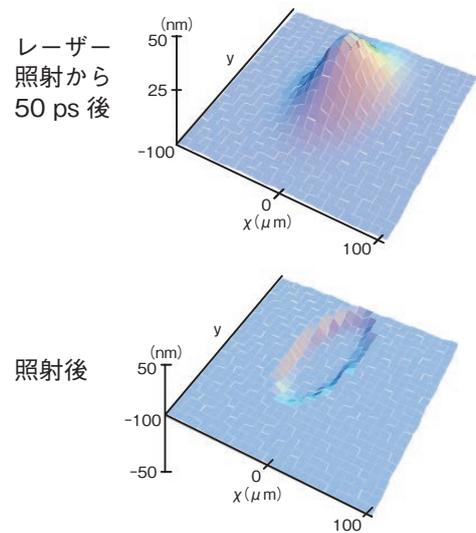


図4-9 レーザー照射から50 ps後と十分に時間が経ったあとの干渉像から復元された試料表面の形状

50 ps後での表面の膨張部分の高さは30 nmに達しています。照射後に形成される中心部分のクレータの大きさが膨張した領域よりもひと回り小さくなることも、この実験から明らかになりました。

の形状変化を7 psの時間分解能で観測することが可能になりました。

この干渉計を用いて、レーザー照射時に金属表面が融解し膨張していく様子を観察しました。時間幅100 fsの赤外線レーザーをプラチナ(Pt)試料に照射し、それと時間的に同期した軟X線レーザーで表面の形状を記録していきます。図4-8に、そのときに得られた干渉像を示します。レーザー照射後、約25 psから表面の変形が始まり、50 psには膨張領域が形成され、最終的に表面に穴(クレータ)が生じる様子が観測されました。図4-9は時刻50 psと照射後の干渉縞から表面形状を復元した結果です。時刻50 psでの膨張部分のピークの高さは30 nmに達しています。また、照射後のクレータの大きさは膨張領域よりもひと回り小さくなることも今回の観測から明らかになりました。このようにレーザー加工の初期過程での表面形状変化の様子をナノメートルの精度で直接観察した例は今までになく、この新しい計測手法によって初めて可能になりました。今後、より詳細な観測を行い理論計算と比較することで、将来的にレーザー加工の初期過程が解明され、レーザー溶接のモデリング確立やレーザーによる表面改質、ナノ構造形成などの現象の理解につながると考えられます。

●参考文献

Suemoto, T., Kawachi, T. et al., Single-Shot Picosecond Interferometry with One-Nanometer Resolution for Dynamical Surface Morphology Using a Soft X-ray Laser, Optics Express, vol.18, no.13, 2010, p.14114-14122.

4-5 排ガス浄化中における金属微粒子の挙動

— 時分割X線吸収分光による触媒反応中の金属微粒子の直接観察 —

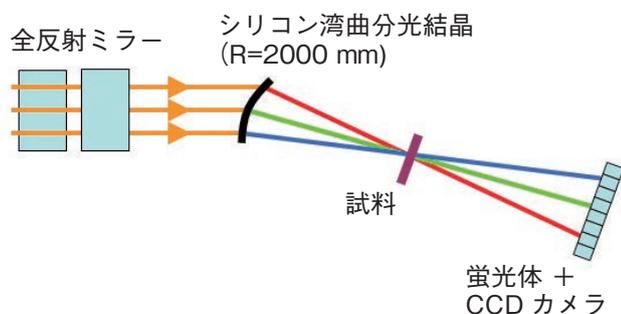


図4-10 分散型X線吸収分光システムの概要図

通常のX線吸収分光システムでは、平板結晶を動かすことで単一のエネルギーを持ったX線を作りますが、分散型システムでは、湾曲分光結晶に白色X線を照射することで、あるエネルギー幅を持ったX線を一度に作り出します。これにより、分光結晶を機械的に動かさずにX線吸収分光測定が可能になります。

自動車から排出される一酸化炭素 (CO)、一酸化窒素 (NO) などの有害ガスは、金属微粒子による触媒反応によって無害なガスに浄化されます。この触媒反応中には金属微粒子自身も様々な変化を示すことが分かっており、触媒反応の更なる理解のためには、金属微粒子を直接観測する必要があります。X線吸収分光法は元素選択性を持つ構造解析手法であるため、微量添加物である金属微粒子のみの情報を選択的に得ることができます。本研究ではこの特徴を活かし、パラジウム (Pd) 金属微粒子のCO/NO触媒反応中における挙動を観測しました。

図4-10に、本研究で採用した分散型X線吸収分光システムの概要を示します。通常の方法では、分光結晶を動かしてX線の入射角を変える必要があるのですが、湾曲分光結晶を使用することで、機械的に動く機構を必要とすることなく、吸収スペクトルの計測が可能です。これにより、時間変化する現象を連続的に測定することが可能になり、また、その際の高い安定性が期待されます。

図4-11に、反応中のアルミナ担持Pd金属微粒子に対して得られたX線吸収分光パラメータの時間変化を示します。この変化から、CO及びNOを順次導入する中で、

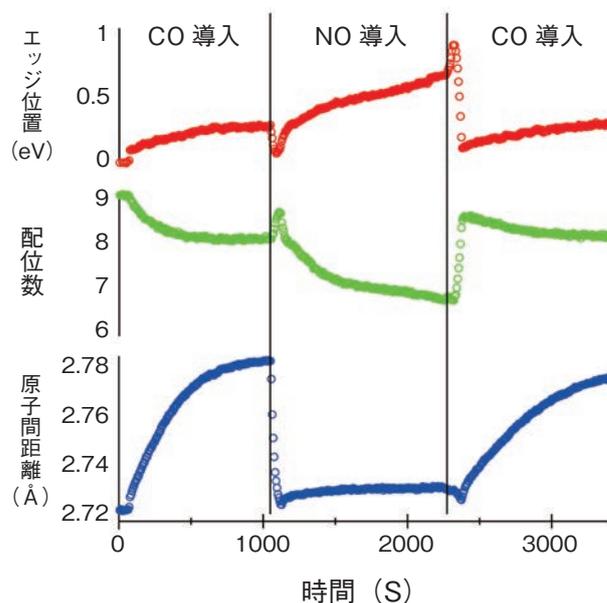


図4-11 X線吸収分光パラメータの時間変化

アルミナ担持Pd微粒子 (4重量%) に対して、400 °CでCO/NOを順次導入した際の、X線吸収分光パラメータの時間変化を示しています。各パラメータの変化から、Pd金属微粒子の構造、形態、酸化状態の変化を読み取ることができます。

Pd金属微粒子の構造、形態、酸化状態が変化している様子を読み取ることができます。原子間距離の相対精度は0.05 %であり、細かな変化も観察することが可能です。

一連の変化の概要を説明します。CO導入後の変化を見ると、0.07 Å程度の原子間距離の膨張が観測されました。これにより、COの一部が解離して、C原子がPd微粒子の中に侵入していることが分かりました。それに伴う配位数の減少は、粒子が小さくなったあるいは角張ったことにより、表面積が増えたことを意味しています。これらの変化は、NOを導入することにより速やかに元の状態に戻ります。エッジ (吸収端エネルギー) 位置の引き続いての上昇は、Pd微粒子の表面がNOにより酸化していく様子を示しています。再びCOを導入すると、エッジ位置の正のピークで表される特異な吸着状態を取ったあとに、酸化膜は速やかに除去されます。

本研究により、Pd微粒子が触媒反応中に起こす変化を直接知ることができ、今まで知られていなかった触媒反応中の金属微粒子の挙動を見つけることができました。この結果は、新たな特性を持つ触媒の開発につながると考えています。

●参考文献

Matsumura, D. et al., Dynamic Structural Change of Pd Particles on LaFeO₃ under Redox Atmosphere and CO/NO Catalytic Reaction Studied by Dispersive XAFS, Journal of Physics: Conference Series, vol.190, no.1, 2009, 012154 (6p.).

4-6 超新星爆発で発生するニュートリノによる元素の合成 — 太陽系で最も希少な同位体タンタル180の宇宙起源の理論的解明 —

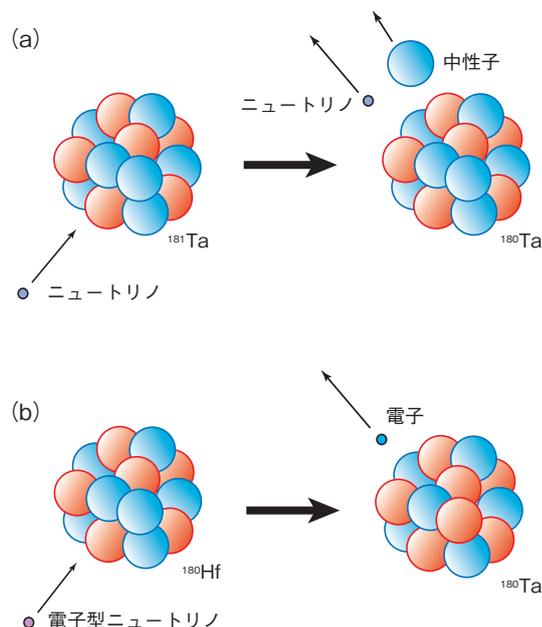


図4-12 ^{180}Ta を生成するニュートリノ反応
ニュートリノが入射し中性子を放出させる反応(a)と、中性子と反応し陽子に変換する反応(b)があります。

太陽系に存在する約290種類の核種は、起源がそれぞれに解明されつつあります。しかし、太陽系で最も希少な核種である ^{180}Ta の起源は大きな謎でした。過去30年間にわたり、超新星爆発における急速な中性子の捕獲反応、超新星爆発の光核反応、銀河系宇宙線による核破砕反応等の様々な仮説が提唱されてきました。しかし、これらの仮説による理論計算では太陽系に存在する ^{180}Ta の量を再現できませんでした。

このような中、超新星爆発で発生するニュートリノによる生成が提唱されました。超新星爆発で中心部に生成された原始中性子星から膨大な量のニュートリノが放出されます。このニュートリノが超新星の外層に存在する ^{181}Ta や、 ^{180}Hf とニュートリノ反応を起こし、 ^{180}Ta を生成します(図4-12)。しかし、理論計算では、太陽系に存在する ^{180}Ta はもっと少ないはずであるという問題が見つかりました。 ^{180}Ta には安定な核異性体と短時間で消滅する基底状態が存在しますが、従来の理論計算では核異性体を適切に取り扱えませんでした。

超新星爆発の高温の環境では、高エネルギーの光子の吸収と放出によって核異性体と基底状態が相互に変換さ

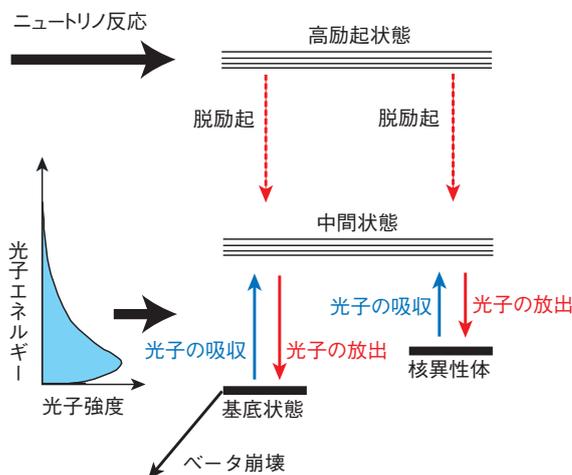


図4-13 超新星爆発における ^{180}Ta と光子の相互作用
ニュートリノ反応で生成された ^{180}Ta は基底状態と核異性体が存在します。この二つの状態は光子の吸収・放出によって相互に変換されます。

れます(図4-13)。この変換割合は温度に依存しますが、超新星爆発では1 GK以上の極めて高い温度に達したあとに数10秒の時間で急速に下がります。

従来の理論では、基底状態と核異性体だけでなくすべての中間状態を組み込んで計算するが必要がありました。しかし、 ^{180}Ta の中間状態の数が膨大であるため計算できませんでした。本研究では、基底状態と核異性体を別々の核種と見なすことで計算を可能にしました。刻々と変化する温度に対する核異性体の割合を計算しました。超新星爆発の温度が十分に下がった時点で、核異性体の割合が39%であることが判明しました。さらに、この値は超新星爆発の爆発エネルギー、最高温度、冷却の平均時間等の物理条件に依存しないことが判明しました。この39%の値を用いて、超新星ニュートリノによる ^{180}Ta の生成量を求めたところ、太陽系に存在する量を初めて再現することができました。同時に超新星爆発における電子型ニュートリノの平均エネルギーは12 MeVでなければならないことも判明しました。この結果は、スーパーカミオカンデ等で期待される銀河系で次に発生する超新星爆発のニュートリノ観測の予測に貢献するものです。

●参考文献

Hayakawa, T. et al., New Estimate for the Time-Dependent Thermal Nucleosynthesis of $^{180}\text{Ta}^m$, Physical Review C, vol.81, issue 5, 2010, p.052801-1-052801-4.

4-7 イオン照射と放射光で探る太陽系物質の起源 — 始原的隕石中の希ガス元素は有機高分子中にあるのか? —

表 4-1 X線吸収スペクトル法で求めたアルゴンの表面濃度
石炭は粉末で測定しました。

ターゲット	アルゴン濃度 (atom %)	
フラーレン	0.41	
カーボンナノチューブ	0.40	
グラファイト	0.79	
ダイヤモンド	0.74	
石炭	新猿払	0.06
	三井芦別	0.08
	三井美唄	0.05
	富内福山	0.07
	帯広	0.05
	貫気別	0.05
	太平洋釧路	0.07

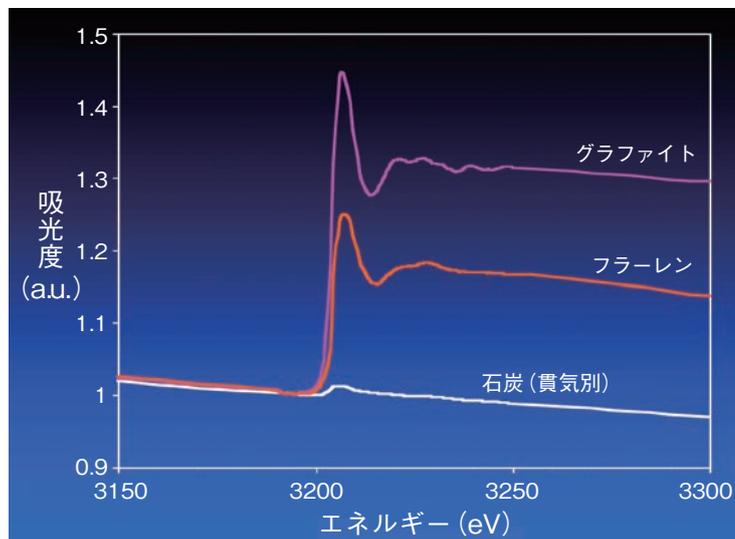


図 4-14 グラファイト、フラーレン、ケロジェンのAr-K吸収端付近のX線吸収スペクトル
石炭中のアルゴンのピークはグラファイトやフラーレンと比較して極めて小さいです。

太陽系がどのようにして形成されたのかを知るためには、隕石の研究が欠かせません。隕石中には太陽系が形成された当初の情報が保存されているからです。特に始原的隕石中に含まれる希ガス元素は、化学的に不活性であることから種々の化学的反応によって擾乱されないため、多くの有益な情報を含んでいます。

始原的隕石中に存在する希ガスのほとんどは、隕石中の金属や鉱物を塩酸とフッ酸で溶かした残渣のうち硝酸等で酸化されやすい部分 (phase Q) に含まれています。phase Qの組成と形成過程を明らかにすることは太陽系の起源を解き明かす上で最も重要な課題とされ、長年にわたって多くの研究者がphase Qの単離に挑みました。しかし成功例はなく、phase Qがおそらく石炭等の有機高分子 (ケロジェン) に近い炭素質物質であろうと予想されているだけなのが現状です。

そこで本当に有機高分子が希ガスの有効な担体と成るのかを、イオン照射と放射光分析を用いて検証を行いました。試料は七種類の石炭のほか、比較対象として炭素の同素体 (グラファイト、ダイヤモンド、フラーレン、カーボンナノチューブ) をそろえました。なるべく試料を破壊しないために 3 keVの低エネルギーでアルゴンを

1時間ほど照射してアルゴンを飽和させ、アルゴンの表面濃度を見積もりました。濃度の測定方法としては、X線光電子分光法とX線吸収スペクトル法の二つの方法を用いました。X線吸収スペクトルからアルゴン濃度を計算する方法は独自に考案しました。

その結果、X線光電子分光法では石炭中にアルゴンを検出することができませんでした。一方、X線吸収スペクトル法では、炭素同素体はいずれも0.40~0.79%の濃度を示したのに対し、ケロジェンは0.04~0.08%と炭素同素体より一桁低い濃度を示しました (表 4-1, 図 4-14)。この事実は石炭が炭素同素体と比較して希ガスの保持力が明らかに劣っていることを示しています。

ダイヤモンドやグラファイトは隕石中にも存在していますが、それらはphase Qでないことが分かっています。希ガス保持力が劣った物質中にだけ希ガスが濃縮して存在し、逆に希ガス保持力に優れた物質中に希ガスが少ないと考えることは難しく、本研究の予想外の結果は従来の学説に大きな疑問を投げかけています。phase Qは地球上の有機高分子とはかなり異なった分子構造を持っているのかもしれませんが。

●参考文献

Osawa, T. et al., Argon Retentivity of Carbonaceous Materials: Feasibility of Kerogen as a Carrier Phase of Q-Noble Gases in Primitive Meteorites, Earth, Planets and Space, vo.61, no.8, 2009, p.1003-1011.

4-8 新たなグラフト重合による高耐久性電解質膜の開発 -放射線/リビンググラフト重合によるブロックグラフト膜の合成-

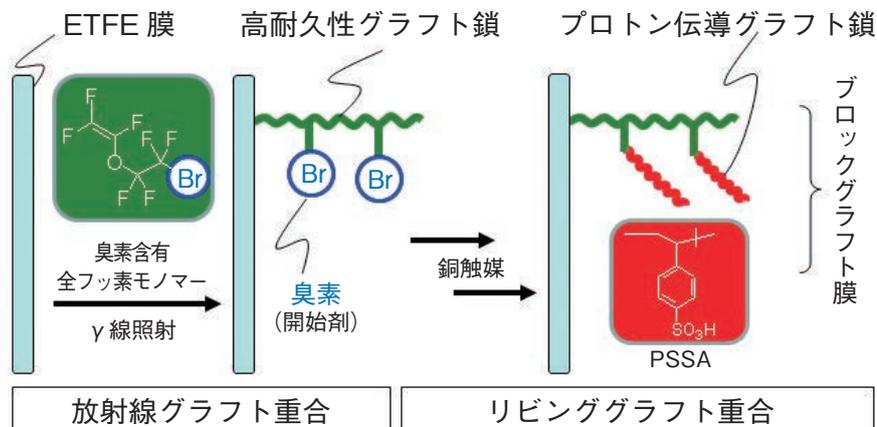


図4-15 ブロックグラフト膜の合成スキーム
臭素含有の全フッ素モノマー中へETFE膜を浸漬した状態で γ 線照射すると第一段階のグラフト重合が進行しました。さらに、第二段階のグラフト重合として、開始剤の臭素及び銅触媒によるリビンググラフト重合を加えることにより、耐熱性の高いブロックグラフト膜が合成できました。

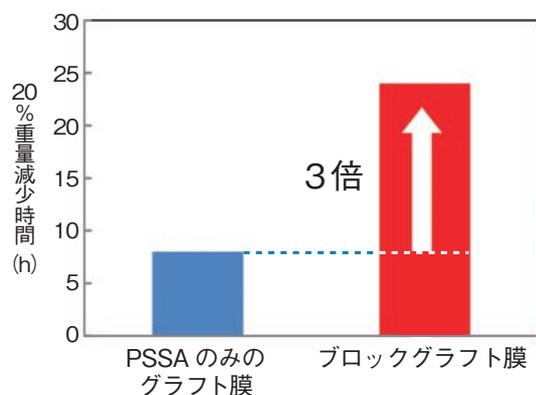


図4-16 PSSAのみのグラフト重合膜とブロックグラフト膜との耐久性比較
酸化分解促進条件において、20%重量減少時間は、PSSAのみのグラフト重合膜と比べ3倍に伸びました。

固体高分子型燃料電池は、発電と給湯を同時に行える家庭用燃料電池システムや燃料電池自動車の動力源として研究開発が活発に進められています。この燃料電池の発電性能を決める高分子電解質膜には、高いプロトン伝導性と耐久性が要求されています。

放射線グラフト重合は、高分子自身の性能を損なわずに新たな機能性を与えられることから、エチレンテトラフルオロエチレン共重合体 (ETFE) などのフッ素系膜にプロトン伝導性のモノマーを放射線グラフト重合した高分子電解質膜が合成され、燃料電池としての高い性能が報告されています。しかし、これまで導入されたグラフト鎖 (ポリスチレンスルホン酸: PSSA) は、プロトン伝導性には優れますが、炭化水素骨格が膜の組成とは異なるため、耐久性に問題がありました。

そこで、膜の基材に臭素を有するフッ素モノマーを重合できれば、フッ素系膜との親和性による耐久性の向上と、臭素を開始剤としたリビンググラフト重合によるプロトン伝導性基の導入が両立できると考えました (図4-15)。しかし、これまで全フッ素系モノマーの高分子へのグラフト重合の報告例がないことから、その方法について

種々の条件を検討した結果、膜をモノマーに浸漬した状態で γ 線を照射する同時グラフト法を用いることで重合を進められることを見だし、グラフト重合率25%の膜を作製することに成功しました。さらに、グラフト鎖の臭素原子を利用した第二段階のリビンググラフト重合について検討した結果、銅錯体触媒の比率等の反応条件の制御により、PSSAがブロックグラフト鎖として導入できることが分かりました。新しく開発した電解質膜は、グラフト率が15%以上の時に市販のナフィオン膜 (Nafion 117) のプロトン伝導性を上回る性能が得られることが分かりました。また、耐久性の指標である酸化分解の促進条件 (60℃の過酸化水素水溶液に浸漬) でも、膜の基材にPSSAだけグラフトしたETFE電解質膜に比べ耐久性が3倍も高くなることが分かりました (図4-16)。

このようにフッ素系モノマーの放射線グラフト重合とリビンググラフト重合に初めて成功したことにより、耐久性フッ素高分子とイオン伝導性の親水性高分子をブロック的に結合した構造を形成できました。このブロックグラフト鎖の新たな形成方法は、燃料電池自動車などに適用できる高導電性電解質膜の合成法として期待できます。

●参考文献

Zhai, M., Hasegawa, S., Maekawa, Y., Synthesis of Fluorinated Polymer Electrolyte Membranes by Radiation Grafting and Atom Transfer Radical Polymerization Techniques, Polymer, vol.50, issue 5, 2009, p.1159-1165.

4-9 原子炉の厳しい放射線環境でも動作する半導体 —高耐放射線性の炭化ケイ素半導体トランジスタの開発—

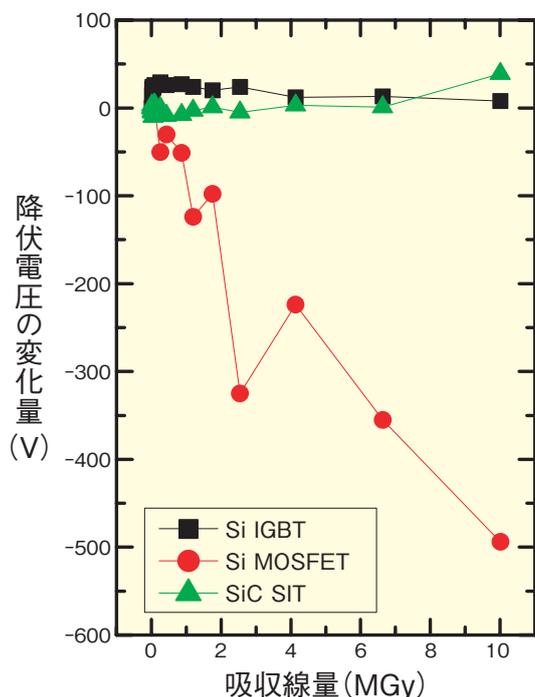


図 4-17 吸収線量と耐圧の変化量の関係
Si IGBTとSiC SITでは、半導体の信頼性が低下する原因となる降伏電圧が、10 MGyという高強度の放射線を受けたあとでも、初期特性からの変化が少ないことが分かりました。

炭化ケイ素 (SiC) を用いると、一般的に利用されているシリコン (Si) に比べて、エネルギー損失を抑えた高効率な半導体を作製できます。そのため、SiCは次世代の省エネルギー半導体として注目されています。さらに、SiCはSiの物理限界を超える厳しい条件でも動作させることが可能です。このようなSiCの利点を活かして、私たちは、原子力施設や宇宙といった厳しい放射線環境でも動作するSiC半導体の開発に関する研究を行っています。

今回、SiC基板で作製した静電誘導型トランジスタ (SiC SIT) に対して、吸収線量が10 MGyとなるまでコバルト60 γ 線照射を行いました。比較の目的で、Si基板で作製した金属-酸化膜-半導体トランジスタ (Si MOSFET) 及び絶縁ゲート型バイポーラトランジスタ (Si IGBT) への γ 線照射実験も行いました。それぞれの試料に対して、照射後の電流-電圧特性を調べたところ、SiC SITやSi IGBTでは、降伏電圧の変化が微少であるのに対して、Si MOSFETでは、吸収線量の増加とともに降伏電圧が低下してしまうことが分かりました (図 4-17)。また、SiC SITやSi MOSFETでは、オン電圧の変化が微少であるのに対して、Si IGBTでは、数100 kGy程度の吸

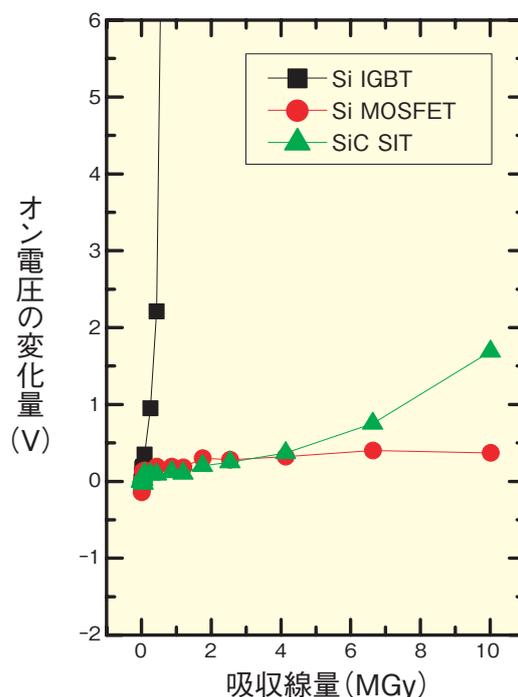


図 4-18 吸収線量とオン電圧の変化量の関係
Si MOSFETとSiC SITでは、半導体の動作電圧を決めるオン電圧が、10 MGyという高強度の放射線を受けたあとでも、初期特性からの変化が少ないことが分かりました。

収線量でもオン電圧が急激に増加することが分かりました (図 4-18)。

降伏電圧が低下する現象は、半導体の信頼性が低下することを意味します。また、オン電圧が変化する現象は、動作を開始する電圧が変動してしまい、設計とおりに回路が動作できないことを意味します。これらの現象は、放射線環境下で使用する半導体にとって、致命的な欠点といえます。Siを基板として作製したIGBTやMOSFETでは、 γ 線を照射したあとに致命的な電気特性の劣化が観察されましたが、SiC SITでは、設計目標線量である10 MGy照射後も初期特性からの大きな変動はなく安定した電気特性が得られました。以上のことから、原子炉環境の厳しい放射線環境にも耐えうる世界でも類を見ない高耐放射線性のトランジスタの開発に成功しました。

本研究は、文部科学省の平成20年度原子力基礎基盤戦略研究イニシアティブにより実施された「革新的原子力エレクトロニクス技術を活用した原子炉制御・保全システムに関する基盤研究」の成果の一部であり、独立行政法人産業技術総合研究所から委託を受けて進めたものです。

●参考文献

Tanaka, Y., Onoda, S. et al., Radiation Hardness Evaluation of SiC-BGSIT, Materials Science Forum, vols.645-648, 2010, p.941-944.

4-10 内部からの溶接が可能な配管の検査補修システム

—レーザー加工技術と渦電流探傷技術の統合—



図 4-19 システム制御系
システムは小型可搬のラックに収納しました。

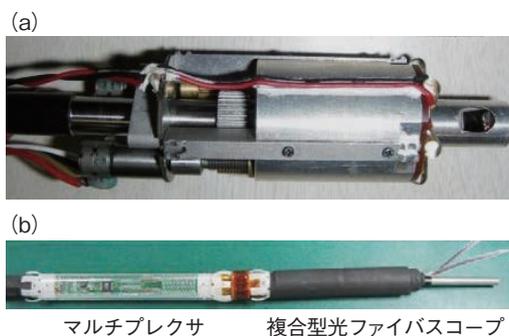


図 4-20 レーザー加工ヘッドとECT用マルチコイルセンサ
(a)内径1インチの伝熱管内壁を光ファイバスコープにより目視観察し、レーザー溶接で補修が可能です。
(b)複合型光ファイバスコープを軸にして、渦電流探傷コイルセンサを設けました。マルチプレクサによる信号線減数化に成功しました。

図 4-21 伝熱管内壁の検査補修の実演
敦賀市白木地区にある原子炉熱交換器の実物を模擬した試験装置を利用しました。実際の原子炉での検査補修を想定した訓練において、有効性を証明しました。

FBRは蒸気発生のための熱交換器で水を使います。このため、水に接触する伝熱管内壁からの腐食劣化対策は重要です。とりわけ溶接部分には残留応力や熱膨張による変形、流れによる振動等が重畳し、溶接ビードに沿ってき裂等の発生が懸念されます。

私たちは、FBR伝熱管を従来の検査だけでなく欠陥の発見に併せて、その場での補修を試みる新型プローブを開発しました。このプローブは、FBR熱交換器伝熱管の検査補修に必要な要素技術として、渦電流探傷検査(ECT)技術、複合型光ファイバ技術、レーザー加工技術を統合させた成果です。従来はECTによる検査のあと、問題が発見された伝熱管には施栓による対応のみでしたが、今後は補修・保全が可能になります。

図4-19は検査補修システムの制御系の外観です。コアとなる技術は、伝熱管内壁の映像を伝送する画像用光ファイバと欠陥部位のレーザー熱加工溶接による補修のためのエネルギー伝送用光ファイバを同軸構造に組み合わせた複合型光ファイバスコープです。このファイバの先端には伝熱管の内壁の撮影と加工補修のためのレーザー加工ヘッド(図4-20(a))を接続してあります。このヘッドは、伝熱管内壁を360度スキャン可能で、レーザー

照射位置の微調整機能も備えています。また、レーザー加工ヘッドの直近には複合型光ファイバスコープを抱え込む形で取り付けられたECT用マルチコイルセンサ(図4-20(b))があります。さらに、伝熱管内壁を撮影するCCDカメラ及び主要光学部品の温度上昇監視のための記録計を組み込みました。それぞれの要素技術の開発後、高精度なスポット溶接が可能な高出力イッテルビウムファイバレーザーを組み合わせてシステムを完成させました。

本システムの性能を実証するために、「もんじゅ」の蒸気発生器伝熱管モックアップ設備で模擬伝熱管検査補修試験として、1インチ伝熱管内壁の欠陥を探傷し、目視確認した欠陥に対してレーザー溶接補修する試験を実施しました。図4-21は検査補修を行っている様子です。本システムは、原子炉だけでなく化学プラントやボイラーなどの配管内壁の検査と補修も可能です。また、高経年化する軽水炉を含め、複雑な配管系で構成される化学プラントや高温ボイラーなどの配管内壁に沈着するスケールの除染にも適用していく予定です。

本研究は、文部科学省からの受託研究「レーザー加工技術の組み合わせによるFBR熱交換器伝熱管内壁検査技術の高度化に関する技術開発」の成果の一部です。

●参考文献

岡潔, 西村昭彦ほか, 複合型光ファイバを用いた1インチ伝熱配管用観察補修レーザー加工ヘッドの開発, 保全学, vol.8, no.4, 2010, p.37-42.

4-11 中性子回折法による酵素反応中間体の観測 —セリンプロテアーゼのオキシアニオンホールの観測に成功—

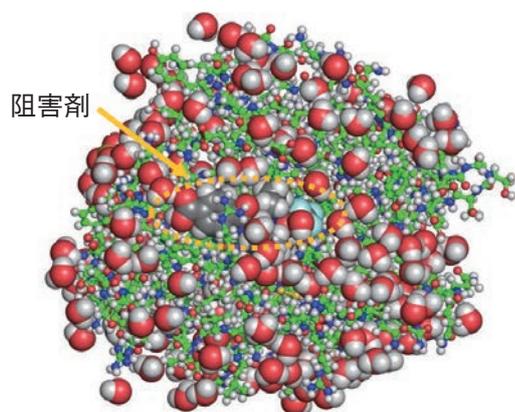


図 4-22 エラスターゼと阻害剤複合体の水素原子を含む全原子構造

水素原子を白、炭素原子を緑（阻害剤は灰色）、窒素原子を青、酸素原子を赤、硫黄原子を黄色、フッ素原子を水色で示します。水和水及び阻害剤分子は空間充てんモデル（原子の大きさを実際の値に対応させたモデル）で表示しています。

代表的なタンパク質分解酵素であるセリンプロテアーゼとその機能を抑制する化合物（阻害剤）の複合体結晶を作製し、研究用原子炉JRR-3に設置された生体高分子用中性子単結晶回折装置（BIX-3）を用いた中性子結晶構造解析によって、水素原子を含む全原子の構造解析に成功しました（図4-22）。

セリンプロテアーゼはセリンというアミノ酸をハサミとして使いペプチド結合を切断しますが、その切断反応過程においてオキシアニオン（酸素陰イオン）ホールと呼ばれる特徴的な構造が重要な役割を果たすと考えられています。オキシアニオンホールはセリンプロテアーゼが有する高い加水分解活性の発現に必要不可欠ですが、実際にどのように酸素原子を見分けているのかはこれまで明らかになっていませんでした。その解明には水素原子の情報を含む全原子構造情報を得る必要がありますが、タンパク質の主要構成元素の一つである水素原子の観測は大変難しいことが知られています。そこで私たちは、セリンプロテアーゼの一つであり、これまでに多くの構造学的知見が蓄積されているエラスターゼに着目し、阻害剤との複合体結晶を作製して、中性子ビームを

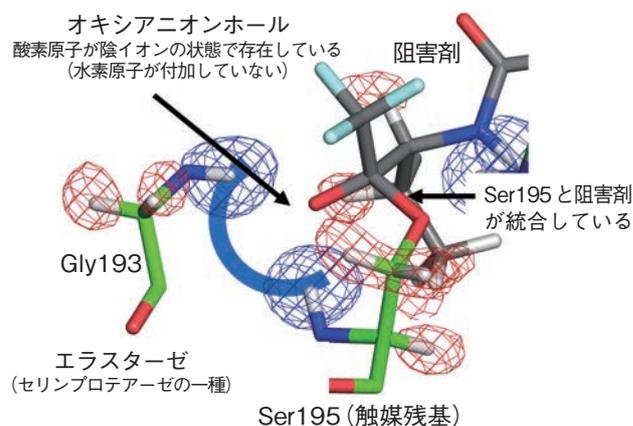


図 4-23 中性子を用いて観測されたエラスターゼのオキシアニオンホールの立体構造

編み目で描かれたマップは原子核散乱長密度分布であり、水素原子（青：重水素、赤：軽水素）の存在を示しています。今回の解析では、試料の水素原子の一部を化学的な性質が類似した重水素原子に置き換えて測定しました。

用いた全原子構造解析を実施しました。

今回用いた阻害剤は、エラスターゼが本来その機能を果たす対象であるペプチドを模倣した立体構造を持つことでエラスターゼに結合し、更に触媒残基であるSer195と直接化学結合を形成することによって酵素反応の途中（反応中間体）で反応が停止し、エラスターゼの機能を止めるように設計されています。この複合体の立体構造解析の結果、図4-23に示すようにSer195と二つ隣のグリシン（Gly 193）の主鎖のアミド基の水素原子の存在が中性子から明らかになり（青の編み目）、図中の半円（青）の場所にオキシアニオンホールが形成されることが分かりました。さらに、オキシアニオンホールには阻害剤に由来する酸素原子が存在していますが、酸素原子に付加した水素原子は確認できず、酸素陰イオンの状態であることを世界で初めて確認することに成功しました。

今回得られた研究成果は、セリンプロテアーゼによる高度なタンパク質分解メカニズムの解明において重要な貢献をするものです。また、近年医薬品開発において一般的になりつつある立体構造情報を基盤とした創薬設計の手法の高度化に貢献することが期待されます。

●参考文献

Tamada, T. et al., Combined High-Resolution Neutron and X-ray Analysis of Inhibited Elastase Confirms the Active-Site Oxyanion Hole but Rules against a Low-Barrier Hydrogen Bond, Journal of the American Chemical Society, vol.131, no.31, 2009, p.11033-11040.

4-12 低解像度情報をもとに生体超分子の構造変化を見る — 三次元電子顕微鏡構造から原子モデル構造を構築する計算手法の開発 —

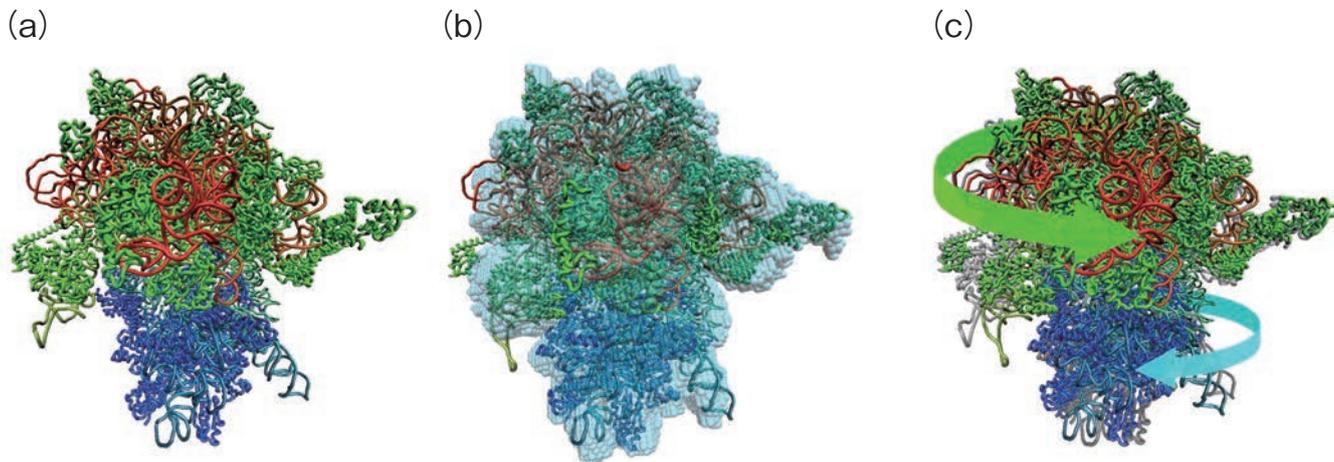


図 4-24 異なる手法で明らかにされたリボソームの立体構造

(a) リボソームのX線結晶構造は、大(赤・緑)、小(青)二つのサブユニットで構成されています。

(b) 三次元電子顕微鏡構造(シアン)と構築した原子モデル構造を重ね合わせて図示します。

(c) X線結晶構造(a)(グレー)と構築した原子モデル構造(b)の比較。矢印方向にねじれているのが分かります。

近年、抗生物質に耐性のある細菌が増えているため、新しい抗生物質の開発が急務になっています。多くの抗生物質は、細菌の細胞内小器官であるリボソームで行われるタンパク質合成を阻害してその増殖を抑制します。したがって、抗生物質を効率的に開発するためには、タンパク質合成を行っている状態のリボソームの立体構造を原子レベルで明らかにすることが重要です。

タンパク質などの生体分子の立体構造は、主にX線結晶構造解析という実験手法によって調べられています。この手法は解像度が高く、タンパク質分子を構成する個々の原子の位置まで決定できますが、タンパク質の結晶化が必須で、それには様々な条件が要求されます。したがって、特定の状態にあるタンパク質の構造を明らかにすることは容易ではありません。リボソームのように多数のタンパク質や核酸から成る複合体(生体超分子)であればなおさらです。現在、いくつかの状態のリボソームの立体構造(図4-24(a),(c))が明らかにされていますが、その活動全体をとらえるには情報が少なすぎます。

近年、X線結晶構造解析とは違う、電子顕微鏡を使った生体分子の立体構造の決定が盛んに行われています。これは、電子顕微鏡により様々な方向から撮影した生体

分子の二次元画像から三次元立体構造を構築する手法です。構築された立体構造の解像度が低いため、分子を構成する原子の位置を決定することは困難ですが、結晶化の必要がないため、様々な状態の分子の構造を決定することが比較的容易というメリットがあります。リボソームについてもタンパク質合成途中の様々な状態での三次元立体構造(図4-24(b))が多数決定されています。

そこで私たちは、X線結晶構造解析で得られた原子レベルの構造を変形することによって、電子顕微鏡で明らかになった構造にうまくフィットする原子モデル構造(図4-24(b),(c))を構築する計算手法を開発しました。これにより、電子顕微鏡では構造が分かっていても、X線結晶構造解析では計測できていない状態のリボソームについても、原子モデル構造を構築できるようになりました。この手法を適用して、電子顕微鏡で調べられた様々な状態のリボソームの立体構造について原子モデル構造を構築しました。さらに、構築した原子モデル構造を統計的に解析して、タンパク質合成の際のリボソームの立体構造変化を明らかにすることに成功しました。

このような立体構造情報は、新しい抗生物質の開発に道を開くことが期待できます。

●参考文献

Matsumoto, A., Ishida, H., Global Conformational Changes of Ribosome Observed by Normal Mode Fitting for 3D Cryo-EM Structures, Structure, vol.17, issue 12, 2009, p.1605-1613.

4-13 小さながんでも見逃さない新しいRI薬剤を開発

—⁷⁶Br-MBBGによる褐色細胞腫のPET画像化に成功—

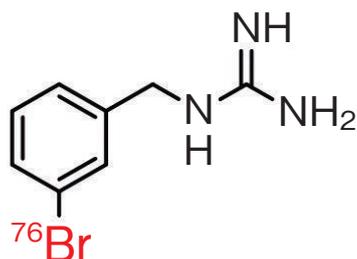


図4-25 ⁷⁶Br-MBBGの化学構造(左)と小動物用PET装置(右)
⁷⁶Br-MBBGは、半減期16時間のポジトロン放出核種である⁷⁶Brを、化学反応により褐色細胞腫に取り込まれる性質を持つベンジルグアニジンへ導入した化合物です。その後、褐色細胞腫を移植したマウスに⁷⁶Br-MBBGを投与し、一定時間経過したあと、小動物用PET装置を用いて20分間撮像します。

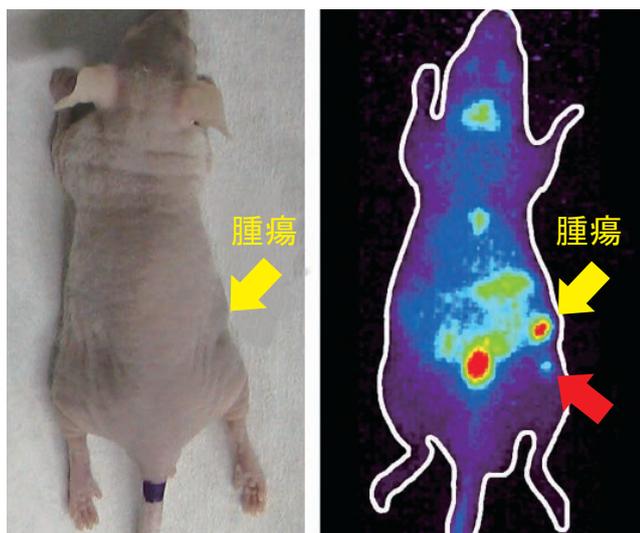


図4-26 褐色細胞腫移植マウス(左)と⁷⁶Br-MBBG投与3時間後のPET画像(右)

黄色の矢印の部位に腫瘍(=がん)を移植してあります。PET画像から、⁷⁶Br-MBBGが紫色や緑色で示された正常部位よりもはるかに多量にがんが集積し、鮮明に描出されている様子が分かります(中央部の集積は尿中に排泄された⁷⁶Br-MBBGが膀胱に集積している)。さらに、赤色の矢印で示す集積はPET画像をもとに発見されたとても小さながん(2 mm程度)です。

「がん」は日本人の死因第一位の疾患で、約3人に1人ががんで死亡すると言われていています。この「国民病」ともいえるがんの予防あるいは完治には、早期発見による早期治療が非常に有効であり、早期発見を実現するための様々な研究が行われています。

褐色細胞腫は主に副腎で発生し、エピネフリン(アドレナリン)などのホルモンを過剰分泌することで重篤な高血圧症を引き起こすがんです。このがんは手術以外の有効な治療法が確立されていませんが、早期に発見し、早期に治療すれば根治可能です。しかし、単一光子放射断層撮像法(SPECT)などのこれまでの検査法では、小さな褐色細胞腫を見つけ出すことが困難でした。

そこで私たちは、小さな褐色細胞腫を見つけ出すためにポジトロン断層撮像法(PET)に着目しました。PETはポジトロン(陽電子)を放出する放射性同位元素(RI)を注射し、放射線を体外で計測することで体内での分布や生理的な機能を画像化する診断法で、近年では大きさ1 cm以下の小さながんの検出にも威力を発揮しています。したがって、ポジトロンを放出し、かつ褐色細胞腫に多く集積する薬剤を開発することができれば、小さな

褐色細胞腫をPETで見つけ出すことが可能になります。私たちは褐色細胞腫などに多く取り込まれるベンジルグアニジンに、ポジトロンを放出する新規RIである臭素-76(⁷⁶Br)を導入したメタブromobenzyलगアニジン(⁷⁶Br-MBBG)を開発しました。褐色細胞腫を移植したマウスに⁷⁶Br-MBBGを注射し、3時間後に小動物用PET装置(図4-25)を用いて撮像を試みたところ、腫瘍を明瞭に描出する画像が取得できました。得られた画像を詳しく調べてみると、移植した部位とは異なる部位に粟粒大の腫瘍(2 mm程度)があることが分かり、極めて小さな腫瘍の検出にも威力を発揮することが実証できました(図4-26)。

今回得られた成果は、⁷⁶Br-MBBGを用いるPET検査により褐色細胞腫の早期発見が可能になることを示すものです。また、神経芽細胞腫や甲状腺髄様がん、カルチノイドなども褐色細胞腫と同様にベンジルグアニジンを多く取り込むことから、⁷⁶Br-MBBGにはこれらのがんの発見への利用も期待されます。

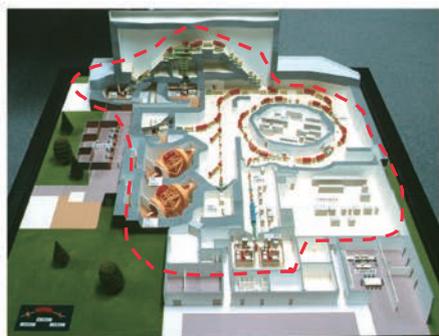
なお、本研究は群馬大学医学部との共同研究により実施されたものです。

●参考文献

Watanabe, S. et al., PET Imaging of Norepinephrine Transporter-Expressing Tumors Using ⁷⁶Br-*meta*-Bromobenzyलगuanidine The Journal of Nuclear Medicine, vol.51, no. 9, 2010, p.1472-1479.

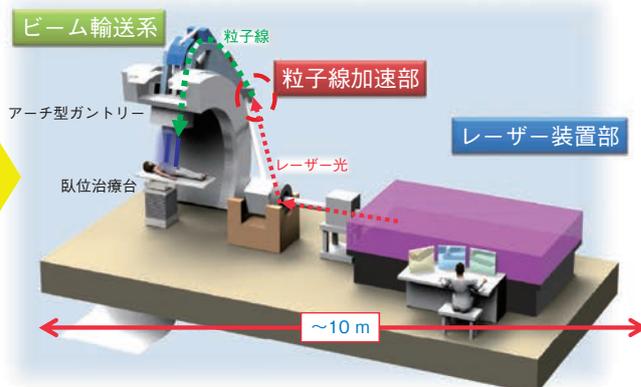
レーザー駆動粒子線治療器の開発を目指して

現在の粒子線がん治療装置



小型化
低コスト化

レーザー駆動による超小型の粒子線治療器



ビルディングサイズ(約50 m×50 m),100億円以上

病室サイズ(約5 m×10 m),10億円以下

図 5-1 現在の粒子線医療装置と開発を目指す「レーザー駆動粒子線治療器」(概念図)

光医療研究連携センターでは、粒子線がん治療の普及などの医療イノベーションへの貢献を目指したプロジェクトとして、高強度レーザーによるレーザー加速技術を医療に応用した極めてコンパクトで低コスト化した、革新的な「レーザー駆動粒子線治療器」(図 5-1)の開発を推進しています(<http://wwwapr.kansai.jaea.go.jp/pmrc/>)。

本プロジェクトは、「研究開発拠点」となる原子力機構の光医療研究連携センターが中核となり、10の協働機関とそのほかの研究協力機関が連携して(図 5-2)、2007年度から文部科学省の科学技術振興調整費を獲得して進めてきました。

光診断治療装置の開発

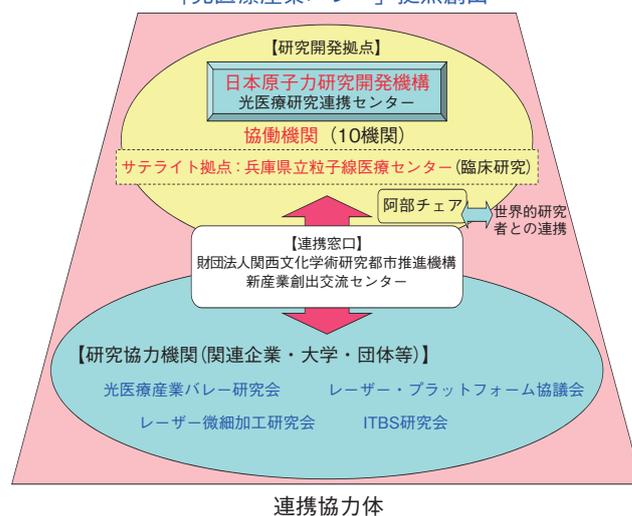
「レーザー駆動粒子線治療器」の開発については、がん治療に適した陽子線ビームを作り出すための研究開発を行いました。本プロジェクトの成功に向けて鍵となる陽子線のエネルギー増強に向け、ナノ粒子ターゲットを用いた新しいレーザー駆動イオン加速手法を世界で初めて実証し、核子当たり20 MeV以上のイオンを発生できることが確認できました(トピックス5-1)。また、ターゲット物質とレーザー照射条件の検討を進め、薄膜法で14 MeVの陽子線ビームを生成することに成功しました。

レーザー駆動陽子線による治療効果の検証

レーザー駆動による陽子線のがんの治療に応用できることを確認するために、がん細胞に対する照射効果の実証試験を行い、世界で初めてレーザー駆動陽子線照射によりヒト由来のがん細胞のDNA2本鎖を切断できることを実証しました。

また、レーザー駆動粒子線と従来加速器による粒子線との照射効果の違いを調べるため、兵庫県立粒子線医療センターに整備した研究用照射室で、ファントム照射による自己放射化測定や細胞照射による生物学的効果を調べる実験を行いました。

「光医療産業バレー」拠点創出



協働機関 (2009年度): 兵庫県立粒子線医療センター, 浜松ホトニクス(株), ウシオ電機(株), (株)東芝, (株)島津製作所, (株)豊田中央研究所, HOYA(株), (株)フジクラ, 日本アドバンストテクノロジー(株), (有)HOC

図 5-2 「光医療産業バレー」拠点創出プロジェクトの連携協力体

試作機の開発に向けた検討

光医療システムの産業応用・展開については、機械工業における金属磨耗のレーザー駆動リアルタイム計測器としてレーザー陽子線による放射化実証と装置の仕様の検討を行いました。また、低侵襲性医療装置の開発では、「低侵襲レーザー治療器」を円滑に操作するための統合用ソフトウェアの開発を進めるとともに、臨床実証の試験に着手しました。

このような成果をもとに、2010年度には本プロジェクトのステップアップを目指し、科学技術振興調整費によるプログラムの審査に再チャレンジします。

5-1 レーザー駆動粒子線がん治療装置開発のための新しい高効率イオン加速法の実証 — ナノ粒子ターゲットから生成されるサブ臨界密度プラズマを利用した粒子加速 —

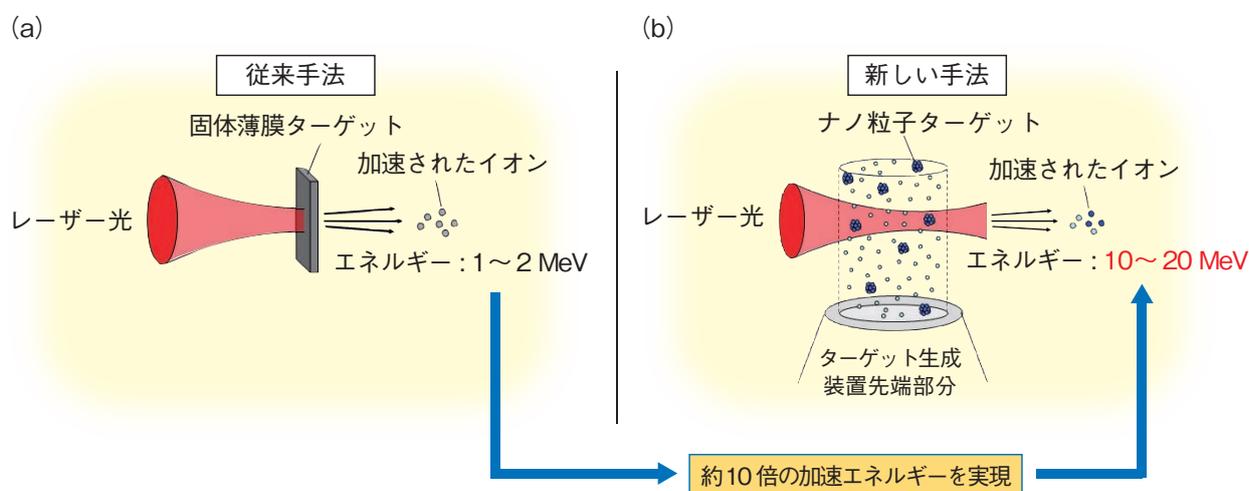


図5-3 レーザー駆動イオン加速の概念図

従来手法 (a) では、数 μm 厚の「固体薄膜ターゲット」にレーザー光を集光して、高エネルギーイオンを加速させていました。新しい手法 (b) では、「固体薄膜ターゲット」に替わり、「ナノ粒子ターゲット」に従来手法と同規模クラスのレーザー光を集光しました。「ナノ粒子ターゲット」では、「固体薄膜ターゲット」の場合と異なり、レーザーのエネルギーを極めて効率的に吸収する状態（サブ臨界密度プラズマ）を作り出すことが容易です。その結果、「ナノ粒子ターゲット」を用いることで、「固体薄膜ターゲット」を用いる場合よりも、約10倍高いエネルギーにまでイオンを加速することができることを世界で初めて実証しました。

高強度レーザーを集光して物質に照射することにより、ミクロン程度の空間内に極めて強い電磁場が生成します。このような強力な電磁場を用いることによるレーザー駆動のイオン加速は、粒子線がん治療装置の小型化、低価格化の観点から注目を集めています。レーザー駆動イオンビームの医学利用のためには、80～250 MeVのイオンビームを発生させる必要があります。しかし、従来から行われている「固体薄膜ターゲット」を用いたイオン加速手法（図5-3 (a)）でこれを実現するには、巨大なレーザーエネルギーが必要であり、超大型のレーザー装置を新たに開発する必要がありました。そのため、レーザーを含めた治療装置全体の小型化のためには、現在世界で広く利用されている小型レーザー装置を用いた、新たな高効率のイオン加速手法の開発が必須でした。

私たちは、「固体薄膜ターゲット」に替わり、「ナノ粒子ターゲット」（図5-3 (b)）に高強度レーザーを照射して、レーザーのエネルギーを極めて効率的に吸収する状態（サブ臨界密度プラズマ）を作り出すことに成功しました。その結果、同規模クラスの小型レーザー装置を用

いた場合、「ナノ粒子ターゲット」から発生するイオンのエネルギー（10～20 MeV）は、「固体薄膜ターゲット」の場合（1～2 MeV程度）よりも、約10倍高くなることを世界で初めて実証しました。

この実験結果とコンピュータシミュレーションの結果から見積ると、「ナノ粒子ターゲット」では 10^{20} W/cm^2 以上の集光強度で、最大エネルギー約200 MeVのイオンが発生可能となり、私たちが目標とする粒子線治療に必要な加速エネルギーが達成できると予想されます。この集光強度は、現在、光医療研究連携センターで用いている小型レーザー装置のビーム品質を高めることで、十分に達成可能です。

さらに、この手法は、医療応用に必要とされるエネルギーのイオンを発生させるだけでなく、ターゲットの連続供給で粒子線量を増加させ治療時間を短縮することが可能、粒子線の発散角が小さく照射系の小型化が可能という特徴も併せ持っています。

以上のことから、「ナノ粒子ターゲット」を用いたイオン加速は、今後のレーザー駆動の超小型粒子線がん治療装置開発の進展を一気に加速させると期待されています。

●参考文献

Fukuda, Y. et al., Energy Increase in Multi-MeV Ion Acceleration in the Interaction of a Short Pulse Laser with a Cluster-Gas Target, Physical Review Letters, vol.103, issue 16, 2009, p.165002-1-165002-4.

5-2 光の圧力で粒子にエネルギーを限りなく与え得ることを提唱 — 光圧力による薄膜状プラズマの同期加速 —

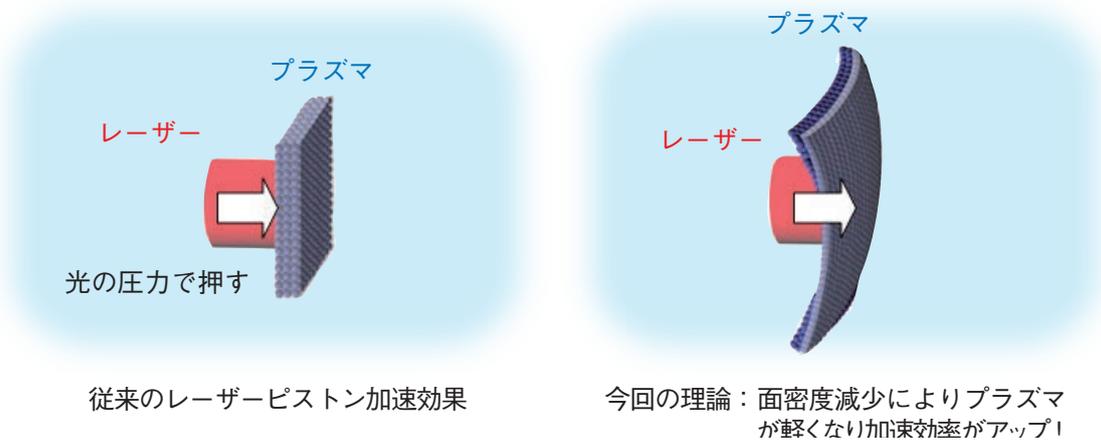


図 5-4 レーザーピストン加速法によるプラズマ面の加速

レーザーがプラズマを押し延ばして、プラズマの厚さを薄くしていくことで、加速中のプラズマ面の密度が減少し、限りなく粒子を加速できるという理論を提唱することができました。

私たちは、これまで提唱してきました「レーザーピストン加速法」に関して、これまで得られた値より、はるかに高いエネルギーを持つ粒子が発生できる理論を新たに提唱しました (図 5-4)。

光医療研究連携センターでは、粒子線がん治療装置のコンパクト化のためにレーザーによる粒子加速の研究を行っています。特に、治療装置の実現のためには、理論計算に基づいて技術開発を行う必要があります。今回、私たちは、その理論計算研究において、いくつかあるレーザーによる粒子線加速方法の中で、ナノメートル厚さの薄膜にレーザーを集光し、光の圧力で薄膜を直接加速するレーザーピストン加速法に着目しました。これまでのレーザーピストン加速法の理論では、図 5-4 の左に示すように、加速中の薄膜は一定の面密度の状態を保ちながら加速されるという考え方でしたが、今回の理論は、従来の理論計算の中に、加速中の粒子からなる薄膜状のプラズマの面密度が時間とともに減少するという条件を加えることで、加速される粒子の数は減るものの、これまでよりもはるかに高いエネルギーへの加速が可能になることを見いだしました。加速される薄膜状プラズマの面密度が時間とともに低くなればその分より速度を

増すことができますが、この効果を考慮に入れると、レーザーのプラズマ中の伝搬速度と、この薄膜状プラズマの速度がほぼ等しくなる可能性が生じます。その場合には、加速を引き起こすレーザーが薄膜状プラズマを追い越すことなく同期が取れた状態で、いつまでもそれを押し続けるという状況が可能になり、すなわち限りなく薄膜状プラズマを構成する粒子を加速しエネルギーを与え続けることができるということになります。

今後、この理論が示す結果に基づいて、プラズマの面密度制御技術を確立できれば、粒子線がん治療に必要な 200 MeV の陽子は、強度 200 TW のレーザー光を厚さ数 nm の薄膜ターゲットに照射することで達成されると予想され、これまでの理論で示されていたレーザーより 5 分の 1 のサイズでレーザー治療器が実現できることとなります。

本研究は、文部科学省科学技術振興調整費先端融合領域イノベーション創出拠点の形成「光医療産業バレー拠点創出」及び文部科学省科学研究費補助金 (No.20244065) 「『光速飛翔鏡』による新しい X 線発生機構の研究」の成果の一部です。

●参考文献

Bulanov, S.V. et al., Unlimited Ion Acceleration by Radiation Pressure, Physical Review Letters, vol.104, issue 13, 2010, p.135003-1-135003-4.

軽水炉利用の高度化に向けた安全研究

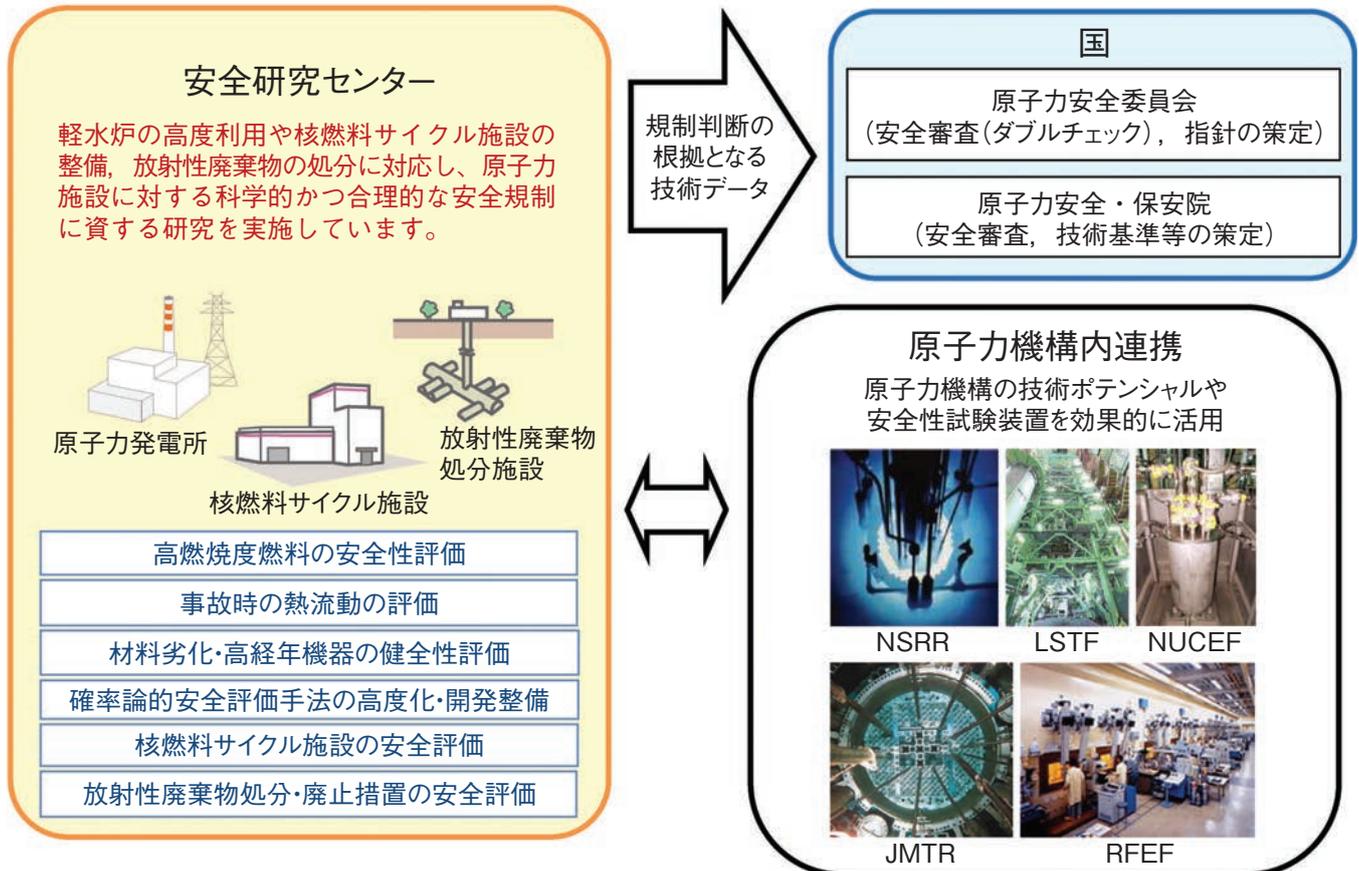


図 6-1 安全研究の主な課題，成果の反映及び原子力機構内連携

エネルギー及び環境問題から、原子炉の出力を高めるアップレート、燃料の長期利用（高燃焼度化）、発電所の高経年化対策等、軽水炉利用を高度化することが求められています。これらは安全性を確認しながら進められなければなりません。私たちは、高度利用の進む軽水炉の安全性に関する研究を行い、国が行う安全審査での規制判断や指針類の策定のベースとして科学技術データを提供しています。現在は、原子力安全委員会が定めた「原子力の重点安全研究計画」等に沿って、高燃焼度燃料の事故時挙動、材料劣化・高経年機器の健全性、事故時の熱流動、核燃料サイクル施設の安全性や放射性廃棄物処分などに関する研究課題に取り組んでいます（図 6-1）。本章では上記課題に関し得られた最近の成果を紹介します。

燃料の高燃焼度化に関しては、実際の原子炉温度条件での事故時燃料破損に関するデータ（トピックス 6-1）や高燃焼度混合酸化物（MOX）燃料の熱特性についてのデータを取得しました（トピックス 6-2）。機器及び材料の高経年化に関しては、ハフニウム制御棒を長期間使用する際に問題となる寸法安定性に影響を及ぼす水素化物析出について調べました（トピックス 6-3）。また、原

子炉压力容器の長期利用に関連し、微細組織変化を系統的に観察することにより照射脆化の機構に関する知見を得ました（トピックス 6-4）。さらに、原子炉压力容器内表面の肉盛溶接により生じる残留応力が压力容器の健全性に及ぼす影響を解析により調べました（トピックス 6-5）。確率論的安全評価から得られたリスク評価結果の不確かさを低減するために、重要な因子を見いだせる指標の提案及び汎用コードの開発を行いました（トピックス 6-6）。事故時の熱流動に関しては、炉心が損傷するような事故が起こった場合に環境へ放出される放射性ヨウ素の量をより定量的に評価するために、放射線化学反応による気体状ヨウ素の発生について調べました（トピックス 6-7）。核燃料サイクル施設の安全評価に関しては、施設の臨界安全性を評価する新たな手法の検証と基礎データの計算を行い、臨界安全ハンドブック・データ集を更新しました（トピックス 6-8）。放射性廃棄物処分に関しては、放射性物質の地下水による移行の解析に役立てるため、放射性物質の収着性に関するデータを整備しました（トピックス 6-9）。

6-1 高燃焼度燃料の安全基準の合理性向上を目指して - NSRR高温カプセルを用いた反応度事故時燃料挙動の解明 -

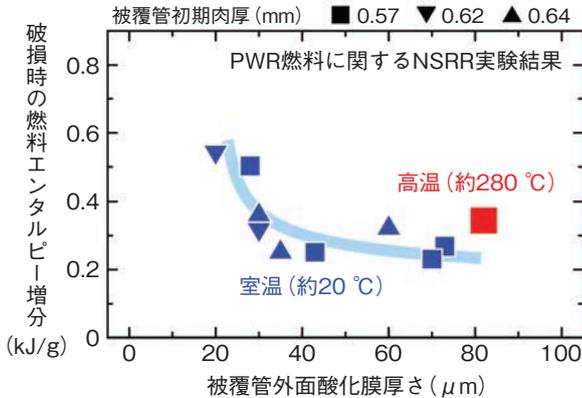


図 6-2 破損時の燃料エンタルピー増分と外面酸化膜厚さの関係

NSRRで反応度事故を模擬し、高燃焼度燃料が破損に至るときの熱的負荷（破損時の燃料エンタルピー増分）を定量化しました。破損時の燃料エンタルピー増分が被覆管外面酸化膜厚さと強い相関（曲線）を持つことは過去の研究から明らかになっていましたが、新たに開発した高温カプセルを用いて取得したデータは、この曲線が高温時に上側にシフトする、つまり室温時よりも燃料が破損しにくくなることを示唆しました。

原子炉が安全に設計されていることを確認するため、通常時に加え、様々な事故を想定した場合についても安全評価が行われます。そのひとつが、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。安全評価ではRIA時に燃料棒が破損に至ると判断するための基準（破損しきい値）が必要です。長期間使用された燃料（高燃焼度燃料）に対して現在我が国で使われている破損しきい値は、原子炉安全性研究炉（NSRR: Nuclear Safety Research Reactor）において室温条件（約20℃）で行われたRIA模擬実験の結果に十分な安全余裕を持たせて定められました。この破損しきい値が原子炉運転時の温度条件（約280℃）にも適用されていますが、高温時に金属の延性が増すことを考慮すると、腐食による被覆管の脆化に起因する高燃焼度燃料に特有の破損に関しては高温時の方が安全であり、結果的に安全余裕が過剰となっている可能性があります。

そこで、約280℃で高燃焼度燃料を取り扱うための高温実験用カプセルを開発し、実験を開始しました。その結果、高燃焼度PWR燃料を用いた実験で高温時の破損条件の定量化に初めて成功し、高温では室温よりも破損

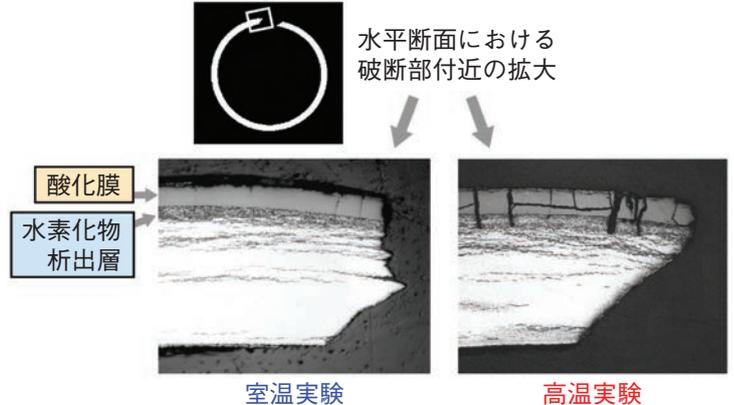


図 6-3 NSRR実験で破損した高燃焼度PWR燃料棒の被覆管
室温実験と高温実験で破損した被覆管の断面を比較しています。いずれの場合も外面の脆化領域（酸化膜及び水素化物析出層）に生じたき裂のうちひとつが進展して破断に至ったと考えられますが、破断部以外のき裂形状の比較より、高温実験では周方向に塑性変形が生じた分、破損に必要な燃料エンタルピー増分が大きくなったと解釈されます。

しにくいことを実証しました。図6-2は燃料棒が破損に至る際の熱的負荷を表す「破損時の燃料エンタルピー増分」を被覆管腐食量の指標である「外面酸化膜厚さ」で整理した結果です。酸化膜厚さが同じなら、高温の方が壊れにくいことを示しています。図6-3は室温実験、高温実験の各々で破損した被覆管の断面を比較しています。いずれの場合も外面の複数箇所が生じたき裂のうちひとつが進展して破断に至りましたが、破断部以外のき裂形状に着目すると、高温実験では幅が広く先端が丸みを帯びていることから、より大きな塑性変形に至るまで破断しなかったと解釈されます。これらの結果は高温カプセルを用いた実験で初めて取得されました。今後更に高温データを蓄積し、より詳細な知見を得る見込みです。

この成果を活用し、温度に応じた適切な安全余裕を備えた破損しきい値を定めることが可能です。すなわち、安全性を損なわず経済性の向上を図ることができる、高い科学的合理性を備えた安全基準の実現が期待されます。

高温カプセルの開発及び高温実験は、経済産業省原子力安全・保安院から委託された「燃料等安全高度化対策事業」の一環として実施しました。

●参考文献

Sugiyama, T. et al., Effect of Initial Coolant Temperature on Mechanical Fuel Failure under Reactivity-Initiated Accident Conditions, Proceedings of Top Fuel 2009, Paris, France, 2009, Paper 2086, p.489-496, in DVD-ROM.

6-2 軽水炉用高燃焼度MOX燃料の熱特性評価

—長期使用によるMOXペレットの熱伝導率変化—

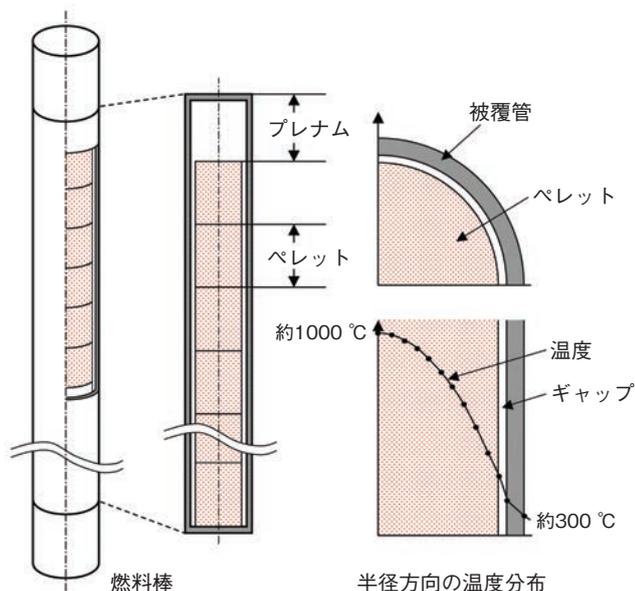


図 6-4 軽水炉燃料棒の構造と燃料棒半径方向の温度分布
軽水炉では、 UO_2 若しくはMOXペレットがジルコニウム合金の被覆管に封入された燃料棒が用いられています。ペレットの温度は、ペレットの熱伝導率と燃料棒の出力によって決まり、定常時のペレット径方向温度分布は放物線に近い形となります。

資源の有効活用の観点から、使用済燃料の再処理で得られたプルトニウム (Pu) をMOX燃料として軽水炉で利用するプルサーマルと、燃料を長期間利用する高燃焼度化が段階的に進められています。

軽水炉で使用される燃料棒の構造を図 6-4 に示します。燃料棒の変形や内圧上昇に影響を及ぼすペレットの熱膨張や核分裂生成ガスの放出は、ペレットの温度に強く依存します。このため、燃料の安全評価においては、ペレットの温度を適切に評価する必要があり、温度評価に用いるペレットの熱伝導率を精度良く評価しておくことが重要です。

二酸化ウラン (UO_2) ペレットについては、高燃焼度まで使用されたあとの熱伝導率の評価が進んでいますが、MOXペレットについては信頼できるデータが十分ではありません。そこで、本研究では、欧州の軽水炉において高燃焼度まで使用されたMOX燃料棒を試験炉で照射し、照射中の燃料棒の中心温度を測定することで高燃焼度MOXペレット (約80 GWd/tHM) の熱伝導率に関するデータを取得しました。

MOX燃料棒の単位長さ当たりの発熱量 (線出力) を変化させたときの燃料中心温度測定値と、異なるペレット

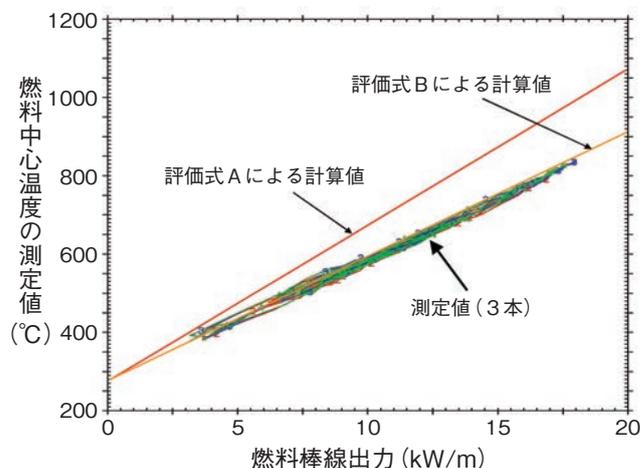


図 6-5 高燃焼度MOX燃料棒の中心温度測定値と計算値の比較
3本の高燃焼度MOX燃料棒の中心温度測定値は、燃焼に伴う UO_2 ペレットの熱伝導率低下のみを考慮した評価式Bによる計算値と良く一致しました。このことから、高燃焼度MOXペレットの熱伝導率は高燃焼度 UO_2 燃料の熱伝導率とほぼ同等であると推定されます。

熱伝導率評価式に基づき燃料挙動解析コードにより計算した値とを比較しました (図 6-5)。ここで、評価式Aは、MOXペレットの熱伝導率評価式として提案されているもののひとつで、Pu添加と燃焼に伴う UO_2 ペレットの熱伝導率低下を考慮したもののですが、計算値は測定値より高くなっています。評価式Bは、 UO_2 ペレットについて燃焼に伴う熱伝導率低下のみを考慮したもので、本研究で実施した UO_2 燃料棒の中心温度測定により、予測性能の高さが検証されています。図から分かるように、高燃焼度MOX燃料棒の中心温度測定値は、燃焼に伴う熱伝導率低下のみを考慮した UO_2 ペレットの評価式Bによる計算値と良く一致しました。この結果は、高燃焼度において、MOXペレットと UO_2 ペレットの熱伝導率の差が小さくなること、すなわち、製造時に添加されたPuよりも燃焼に伴い結晶格子に蓄積する核分裂生成物や照射欠陥の方がペレット熱伝導率に対し大きな影響を及ぼしていることを示しています。この知見は、高燃焼度MOX燃料の安全評価の高精度化に役立つものです。

本研究は、経済産業省原子力安全・保安院からの受託研究「燃料等安全高度化対策事業」の成果の一部です。

●参考文献

Nakamura, J. et al., Thermal Conductivity Change in High Burnup MOX Fuel Pellet, Journal of Nuclear Science and Technology, vol.46, no.9, 2009, p.944-952.

6-3 原子炉の制御棒を安全に長期間使用するために —ハフニウムの特性評価—

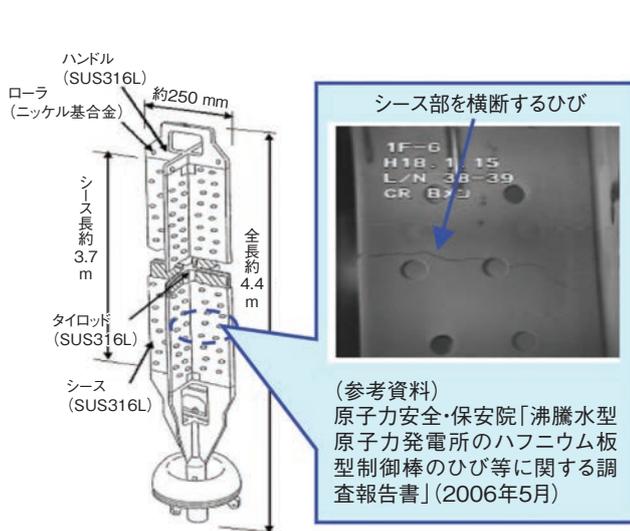


図 6-6 Hf板型制御棒の構造とシースひび割れの例
Hf板型制御棒は、Hf板をシースで被覆した構造となっています。2006年1月、東京電力株式会社の福島第一原子力発電所において、シース部などにおけるひび割れが発生しました。ひびの原因に関する調査結果を踏まえ、現在は制御棒の取替基準を設けるなどの再発防止対策が講じられています。

軽水炉の出力調整に用いられる制御棒は、炉心の高温・高圧水に接し、強い放射線環境に長期間さらされています。軽水炉で主に使用されるホウ素を中性子吸収材とする制御棒は交換頻度が高く、高放射性廃棄物の発生源となっています。一方、ハフニウム (Hf) は、中性子の吸収能力が長期間保持されるとともに高温・高圧水への耐食性を有しているため、交換頻度が低く高放射性廃棄物を低減できる長寿命制御棒の中性子吸収材として使用されてきています。

近年、Hf板型制御棒のステンレス鋼製被覆板(シース)などにおいて、照射誘起応力腐食割れと推定されるひび割れが発生しました(図6-6)。ここでは、Hf板の寸法変化がひび割れを引き起こした可能性が示されています。Hfの寸法変化をもたらす要因としては、照射成長や水素化物の析出が考えられます。ひび割れの原因調査結果を踏まえて、現在は制御棒の取替時期に関する基準を設けるなどの再発防止対策が講じられています。Hf制御棒を安全に長期間使用するために、私たちは安全上問題となるHfの寸法安定性を定量的に評価する研究を進めています。

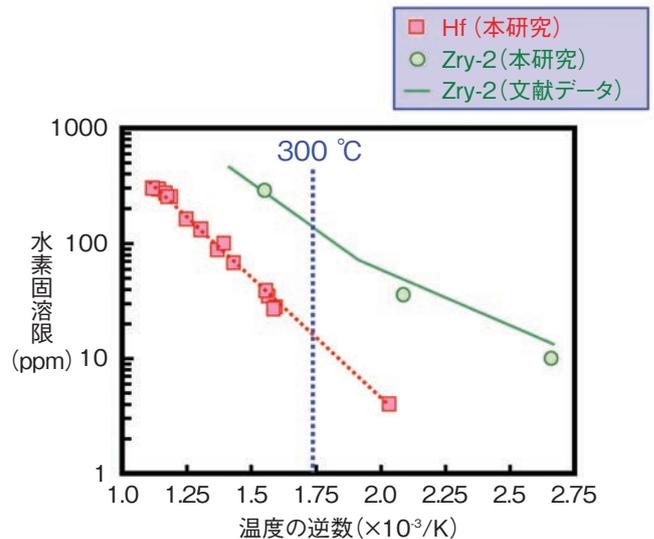


図 6-7 水素固溶限と温度との関係 (HfとZry-2との比較)
制御棒の使用温度(約300°C)におけるHfの水素固溶限は20 ppm程度(Zry-2の1/7程度)でした。腐食などにより水素を吸収した場合には、HfではZry-2よりも低い水素濃度条件で水素化物が析出することが分かりました。

炉心内で長期間使用されたHfは腐食などにより生じた水素を吸収し、吸収された水素の一部は水素化物としてHf中に析出します。水素化物が析出すると寸法変化(体積膨張)の原因になることから、Hf中に水素化物が析出する温度や水素濃度条件を把握しておくことが重要です。図6-7に、Hf中の水素固溶限、すなわち、水素化物が析出する水素濃度の下限の評価結果を示します。比較のため、Hfと化学的性質が似ているジルコニウムを主成分とし、原子力分野で広く用いられているジルコイ-2(Zry-2)に関する結果も示します。水素固溶限は、Hf中とZry-2中とで同様の傾向を示すことが分かりました。また、制御棒の使用温度(約300°C)におけるHfの水素固溶限は20 ppm程度とZry-2よりも低く、HfではZry-2よりも低い水素濃度条件で水素化物が析出することが分かりました。今後は、Hfの寸法変化に及ぼす水素化物析出の影響を明らかにする予定です。

本研究は、経済産業省原子力安全・保安院からの受託研究「平成19年度 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

Ogiyanagi, J. et al., Terminal Solid Solubility of Hydrogen in Hafnium, Journal of Nuclear Science and Technology, vol.47, no.2, 2010, p.197-201.

6-4 原子炉压力容器をいかに安全に長く使うか

— ナノ組織解析による機構論的な寿命予測 —

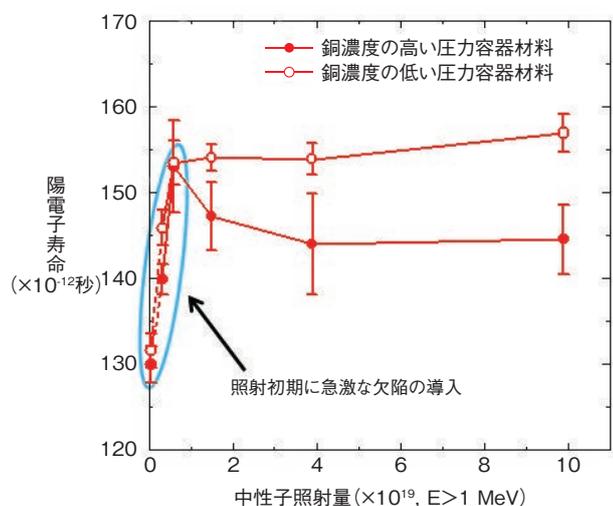


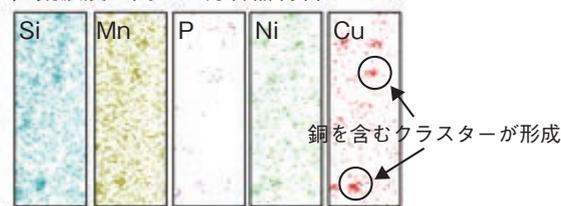
図 6-8 中性子照射量に対する陽電子寿命の変化
横軸の中性子照射量は、压力容器を使用した期間の長さに相当します。中性子照射によって、压力容器材料内部には欠陥が形成されます。欠陥が増えると陽電子寿命が延びる性質があることから、照射初期（压力容器使用初期）に急激に欠陥量が増加していることが分かります。

我が国で最も古い原子力発電所は、運転開始から40年以上が経過し、今後も長期運転が増えていきます。現行の原子力発電所を長く使うことは、温暖化抑止や安定したエネルギー供給の観点から望まれることですが、それには十分な安全性確保が大前提です。

原子力発電は、原子炉から核反応に伴う中性子が放出されます。原子炉を取り囲む原子炉压力容器(压力容器)は、中性子を受けると脆くなる性質があり、その寿命に大きく影響します。

この脆化の程度は、あらかじめ炉内に入れておいた压力容器の材料を定期的に取り出して機械的性質を調べる試験により評価します。また、中性子照射量に対する脆化の増加傾向をもとに、将来の脆化予測も行います。しかし脆化の主因として、中性子照射により材料内に形成される欠陥(原子配列の微細な乱れや空隙)とクラスター(ナノメートルサイズの原子集合体)が挙げられており、压力容器をどの程度使用したら、何が原因でどれだけ脆化が進むのか、という機構論的な理解には微視的な組織観察が必要です。現在、国内の压力容器に対して微視組織観察に基づいた脆化予測式が考案されていますが、より広い照射条件での実証データによる改良は必要です。

(a) 銅濃度の高い压力容器材料



(b) 銅濃度の低い压力容器材料

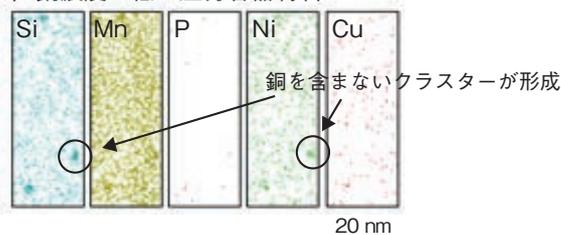


図 6-9 三次元アトムプローブで観察した溶質原子クラスター
压力容器材料は、鉄に様々な溶質元素を微量に含んでいます。中性子照射量の増加につれて、溶質元素のクラスターが形成されていく過程を調べました。(a)銅濃度の高い鋼材では銅を多量に含むクラスターが形成し、大きな脆化を示す一方、(b)銅濃度の低い鋼材でも、銅を含まないクラスターが形成されることが分かりました。

私たちは、陽電子寿命法と三次元アトムプローブ法というナノメートルサイズの組織を観察できる手法を使って、より精度の高い脆化予測を目指しています。陽電子寿命法では、材料中の欠陥の種類と量を知ることができます。材料試験炉(JMTR)を用い、高い中性子照射速度で、実機の運転温度(約290℃)での照射実験を行った結果、中性子照射量が少ないうちに欠陥が急激に導入されることが初めて分かりました(図6-8)。一方、三次元アトムプローブ法では、クラスターを観察できます。銅はクラスター形成の中心的役割を担うと考えられており、銅濃度の高い材料中では銅を含むクラスターが観察されました。これに加え、銅濃度の低い材料でも、銅を含まないクラスターが形成されることも分かりました(図6-9)。機械的性質から脆化は銅濃度におおよそ比例することが知られていますが、ナノ組織観察により、銅濃度の低い材料でも銅を含まないクラスターの形成による脆化を考慮した压力容器の寿命予測が必要ことが示されました。

私たちは、压力容器の脆化に対する予測評価の更なる精度向上を図るとともに、より長期にわたる安全な使用への貢献を目指します。

●参考文献

Takeuchi, T. et al., Effects of Chemical Composition and Dose on Microstructure Evolution and Hardening of Neutron-Irradiated Reactor Pressure Vessel Steels, Journal of Nuclear Materials, vol.402, issues 2-3, 2010, p.93-101.

6-5 原子炉圧力容器の構造健全性を調べる

—肉盛溶接を考慮した破壊力学的評価—

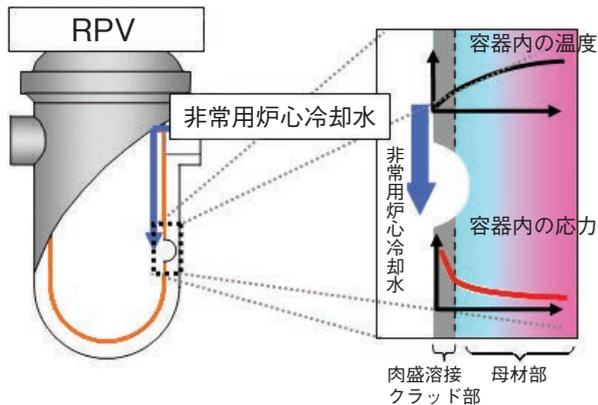


図 6-10 RPVのPTS事象

RPV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っ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RPV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。

図 6-12 き裂進展力の比較

RPV内表面にき裂があると仮定し、あるPTS事象時のRPVに対するき裂進展力を肉盛溶接による残留応力を考慮した場合と考慮しない場合について、比較しました。この図では、残留応力を考慮した場合のき裂進展力の方が考慮しない場合よりも大きくなることを示しています。

原子力発電プラントを安全に運用する上で、原子炉圧力容器 (RPV: ReaPer Pressure Vessel) はどんな場合でも健全であることが必要です。このため、長期利用に伴う材料の劣化などを考慮して構造健全性を確認し、安全確保を図る必要があります。加圧水型原子炉では図 6-10 に示す加圧熱衝撃 (PTS: Pressurized Thermal Shock) がRPVの構造健全性を評価する上で最も厳しい事象のひとつです。PTS事象は、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す。RPVは厚肉の低合金鋼で作られているため、冷却水に接触する内面は腐食から守るためのステンレス鋼が一樣な厚さで肉盛溶接されています。この肉盛溶接によりクラッド部に残留応力が生じ、構造健全性に影響を及ぼす可能性があります。一方、国内における現行のRPVの健全性評価方法においては、肉盛溶接クラッド部は強度部材ではないことから、その取扱いは明記されていません。

そこで私たちは、肉盛溶接による残留応力が構造健全性に及ぼす影響を確かめるため、有限要素法を用いた応力解析及び破壊力学解析を実施しました。溶接残留応力

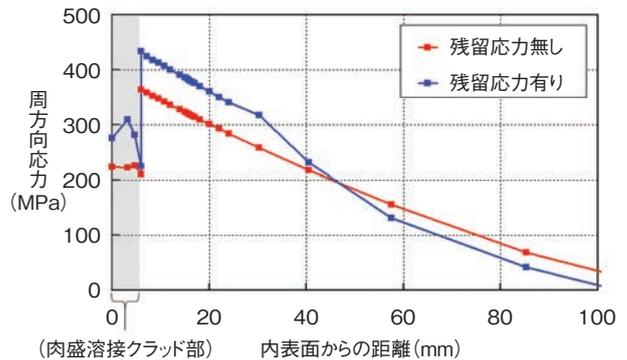
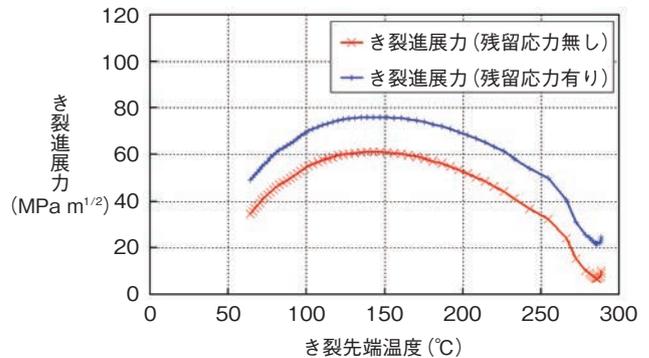


図 6-11 残留応力の考慮の有無に対する周方向応力

RPVの健全性評価では、軸方向にき裂があると仮定して評価を行いますので、このき裂から破壊を生じさせる周方向応力が重要です。肉盛溶接による残留応力を考慮する場合の方が、考慮しない場合より内表面付近の周方向応力は高くなることが分かりました。



解析では、肉盛溶接クラッド部には残留応力として、ステンレス鋼の降伏応力に匹敵する高い引張応力が発生することが分かりました。次に、PTS事象を模擬して応力解析を行い、肉盛溶接による残留応力を考慮しない場合と比較して、PTS発生時のRPV内表面付近に係る周方向応力は、残留応力を考慮した場合の方が高いという結果が得られました (図 6-11)。さらに、RPV内表面にき裂が存在すると仮定してPTS事象時における破壊力学解析を行い、残留応力がRPVに対するき裂進展力に与える影響を評価しました。その結果、肉盛溶接による残留応力を考慮することで、それを考慮しない場合と比較して、き裂進展力が高くなる場合があることが示されました (図 6-12)。

現行の健全性評価方法では、評価に影響する残留応力等の不確かな要素に対応するために、安全率やマージンが設定されていますが、肉盛溶接による残留応力を考慮することにより、健全性評価の精度を高めることができると考えられます。今後も最新の知見を反映した残留応力解析や破壊力学解析の精度向上のための研究、定量的な評価方法の整備を進めていきます。

●参考文献

Nishikawa, H. et al., Effects of Weld-Overlay Cladding on the Structural Integrity of Reactor Pressure Vessels during Pressurized Thermal Shock, 溶接学会論文集, vol.27, no.2, 2009, p.245s-250s.

6-6 リスク評価結果の不確かさへの寄与を調べる

—新重要度指標の提案と汎用コードの開発—

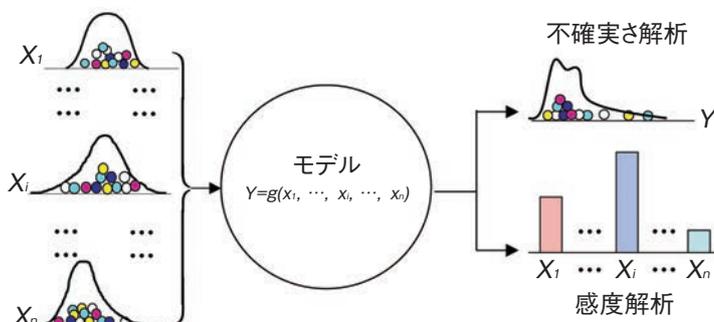


図 6-13 不確かさ解析と感度解析の概念図

入力変数 $\{X_1, \dots, X_i, \dots, X_n\}$ (n は入力変数の数)の不確かさは、通常、確率分布で表します。入力変数の不確かさはモデルを通して、最終的に出力変数 Y の不確かさとして表されます。 Y の不確かさ、すなわち、 Y の確率分布を定量化するプロセスを不確かさ解析といいます。一方、 Y の不確かさに大きく寄与する入力変数を感度解析で見いだします。感度解析で見いだした入力変数の不確かさを減らすことによって、 Y の精度を向上できます。

確率論的安全評価 (PSA) は、原子力施設で起こり得る事象を対象に、炉心損傷事故等の発生頻度と公衆や社会への影響を定量的に推定し、潜在的なリスクを総合的に評価する手法です。

PSAでは、機器の故障率や人の過誤率を入力変数として原子炉の炉心損傷頻度等を評価します。これらの変数の値は不確かさを持ち、確率分布で表されます。PSAでは、入力変数の不確かさ情報を用い、モンテカルロ法で出力変数の不確かさを求めることが一般であり、以下のステップからなるプロセスで行います (図 6-13)。

- (1) 各入力変数の確率分布に沿ってランダムに値をサンプリングし、一組の入力変数のセットを作ります。これを繰り返すことにより数千から数万個のセットを作ります。
- (2) 各セットの入力変数の値を用いて計算し、出力変数 Y の値を求めます。
- (3) 得られた数千から数万個の Y の値から、 Y の確率分布を求めます。

一方、 Y の不確かさに大きく寄与する入力変数を見いだすために、感度解析を行う必要があります (図 6-13)。

従来の感度解析手法では、出力変数の不確かさを分散で表します。ある入力変数の値を固定し、他の入力変数

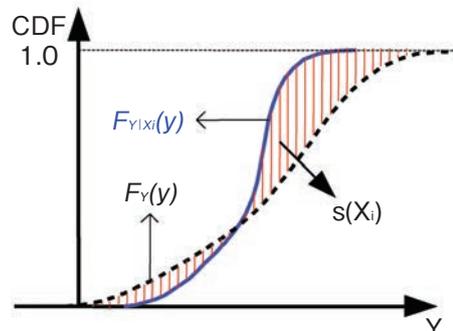


図 6-14 提案した重要度指標の基本的な考え方

モンテカルロ法ですべての入力変数の値を変動させ、得られた出力変数 Y の累積分布関数 (CDF: Cumulative Distribution Function) を $F_Y(y)$ とし、着目した入力変数 X_i をある値に固定し、他のすべての入力変数を変動させ、得られた Y の条件付き累積分布関数を $F_{Y|X_i}(y)$ とし、二つの分布間の相違 (面積 $s(X_i) = \int |F_{Y|X_i}(y) - F_Y(y)| dy$) で X_i による Y の不確かさへの影響を評価します。実際、 X_i の真値が分からないので、 X_i の値を変える度に、 $F_{Y|X_i}(y)$ が求められます。 $F_{Y|X_i}(y)$ と $F_Y(y)$ の間に生じた相違 $s(X_i)$ の期待値を新重要度指標と定義します。

については確率分布を与え、モンテカルロ法によって出力変数の確率分布と分散を求めます。この計算を繰り返すことにより、出力変数の分散の平均値を算出し、さらに、左記ステップ(3)で求めた確率分布、すなわち、すべての入力変数の不確かさを考慮した場合の分散との比をとり、当該入力変数の重要度と定義します。しかし、出力変数の確率分布の歪みが大きい場合には、分散では確率分布の不確かさを適切に表せません。そこで、歪みが大きい場合でも出力変数の不確かさに大きく影響する入力変数を効率的に同定できるように、新しい重要度指標を提案しました (図 6-14)。この新指標は、評価結果の確率分布の形がどの程度変化するかを定量的に評価し、その大きさを入力変数の重要度と定義します。新指標は、従来の手法と比べて、分布の形に依存しないという特徴があります。

さらに、提案した新重要度指標を組み込み、PSAにおける不確かさ及び感度解析を行えるコードGSALab (Global Sensitivity Analysis Lab) を開発しました。同コードの開発により、より精度の高いPSAの結果を得ることが可能となりました。また、GSALabは、原子力施設のPSAに限らず、大気拡散モデルなど、様々なモデルの不確かさ・感度解析にも適用可能な汎用コードです。

●参考文献

Liu, Q., Homma, T., A New Importance Measure for Sensitivity Analysis, Journal of Nuclear Science and Technology, vol.47, no.1, 2010, p.53-61.

6-7 炉心損傷事故で放射性ヨウ素はどのくらい放出される？ —放射線場での化学反応による気体状ヨウ素生成を調べる—

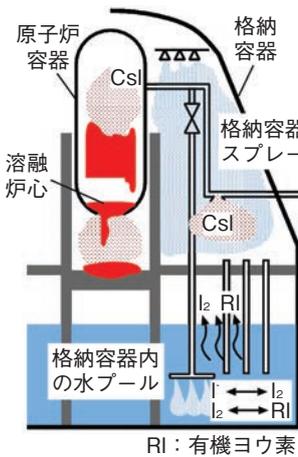


図6-15 炉心損傷事故の際のヨウ素放出
炉心から格納容器内へは主にCsIとして放出され、ほとんどがいったん水に吸収されますが、その後、放射線による化学変化で気体状ヨウ素 (I_2 や有機ヨウ素) ができると考えられています。



図6-16 ヨウ素放出実験
有機物などの添加物を加えたCsI水溶液にγ線を照射し、気体状ヨウ素の放出を調べました。

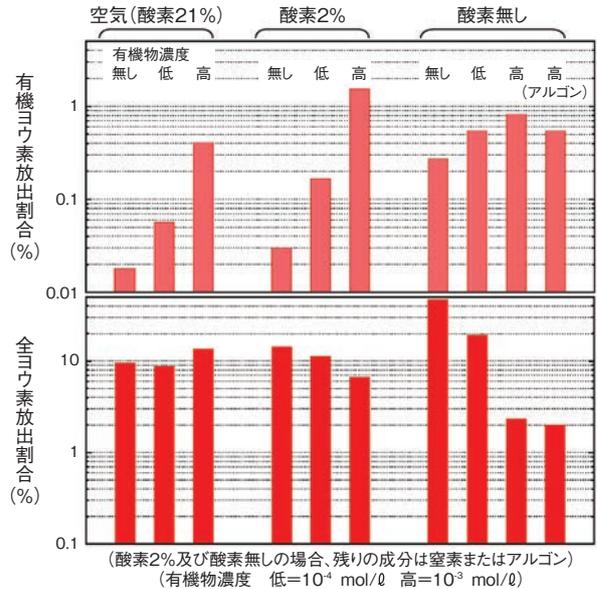


図6-17 有機物濃度と酸素濃度の影響についての実験結果の比較
格納容器内の壁の塗料に含まれる有機溶剤であるMIBKをいろいろな濃度で添加し、また、ガス中の酸素濃度を変化させて実験した結果です。空気はPWR、酸素2%はBWRの格納容器内の条件に相当します。酸素濃度が低い場合は有機ヨウ素としての放出割合、全ヨウ素放出割合が大きい傾向、ただし、酸素がないとき有機物濃度が高いと全ヨウ素放出割合が減る傾向が見られました。(本実験での放出割合は事故時の炉心内全量に対する環境への放出割合とは意味が異なります。)

原子力発電所の安全とは、公衆へのリスクが適切に抑制された状態をいいます。万一炉心が損傷するような事故が起こると、炉心にある放射性物質が環境へ放出される可能性があり、公衆へのリスク評価では、その種類や量を評価することが必要です。そのような放射性物質のうち、ヨウ素は化学反応により気体となって放出されることがあり、さらに、生物の体にとりこまれやすいため、健康への被害を評価する上で最も重要です。格納容器の漏えいや破損の場合、放射性物質は気体の流れとともに環境へ放出されるので、格納容器内で気体状となるヨウ素の量が重要です。

ヨウ素が炉心から格納容器へ放出されるときは主に水に溶けやすいヨウ化セシウム (CsI) になっており、多くは格納容器内で水に吸収されます。しかし、事故時の格納容器内には強い放射線があり、水に吸収されたCsIは放射線による化学変化で気体状の I_2 や有機ヨウ素に変化します(図6-15)。有機ヨウ素は格納容器内の塗料から出てくる有機溶剤などの有機物とヨウ素が反応してできると考えられており、有機ヨウ素のひとつであるヨウ化メチルなどは特に気化しやすく、壁などに吸着して留まることもないため、とても放出されやすい物質です。

私たちはこのような放射線場でのヨウ素の化学変化に

よる気体状ヨウ素の放出について、実験で調べました。図6-16のように、格納容器内に存在する種々の物質を添加したCsI水溶液を容器に入れ、γ線を当てて気体状ヨウ素の放出量を測定しました。容器内では、水溶液の上に一定の速さでガスを流し、気体状のヨウ素が出てくると、そのガスとともに下流に運ばれてフィルタで捕集されます。この方法で、もとの水溶液にあったヨウ素のうち I_2 または有機ヨウ素として放出された割合を測定できる仕組みになっています。

図6-17は、壁の塗料に含まれる有機物のひとつであるメチルイソブチルケトン (MIBK) を水溶液に添加し、また、水面上を流すガスの酸素濃度を変化させて、 I_2 及び有機ヨウ素の放出割合を調べた結果の比較です。この実験により、有機物と酸素の濃度がヨウ素の放出にどう影響するかに関するデータが得られました。今後、化学反応モデルによる計算でこの結果を説明できるようにし、炉心損傷事故におけるヨウ素放出量をより確かに評価するために役立てることにしています。

本研究は、独立行政法人原子力安全基盤機構からの受託研究「シビアアクシデント晩期の格納容器閉じ込め機能の維持に関する研究(ガス状ヨウ素放出抑制に関する試験)」の成果の一部です。

●参考文献

Moriyama, K. et al., Experiments on the Release of Gaseous Iodine from Gamma-Irradiated Aqueous CsI Solution and Influence of Oxygen and Methyl Isobutyl Ketone (MIBK), Journal of Nuclear Science and Technology, vol.47, no.3, 2010, p.229-237.

6-8 良く検証された計算手法による臨界量データの算出 —臨界安全ハンドブック・データ集第2版の公刊—

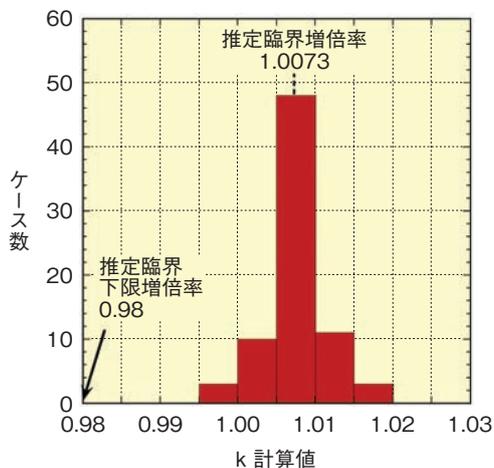


図 6-18 臨界ベンチマーク解析結果の頻度分布 (均質低濃縮ウラン系の例)

均質な低濃縮ウランの臨界量測定結果をMVPとJENDL-3.2を組み合わせると解析した結果、 k は0.995から1.020の範囲に分布しました。統計的な検定を行うと、臨界である可能性が最も高い推定臨界増倍率が1.0073で、推定臨界下限増倍率 k_{\min} に0.98を採用できることが分かります。

原子炉では核燃料物質を臨界にして中性子を媒介にした核分裂連鎖反応を起こし、発生するエネルギーや放射線を利用します。しかし、原子炉以外では核燃料物質は決して臨界になってはいけません。このための安全管理を「臨界安全」と総称します。

計算技術が発達し、核燃料物質などの材料中の中性子と原子核の核反応を解析し、核分裂連鎖反応が持続する臨界なのか未臨界で安全なのかを、かなり良い精度で判断できるようになりました。解析では、中性子の核分裂による発生数と吸収などの消滅数の比である中性子実効増倍率 k を計算します。理論的には $k=1$ ならば臨界、 $k<1$ ならば未臨界です。実際の安全管理に解析手法を用いる前には、その精度を定量的に把握することが必須であり、我が国で開発・整備された連続エネルギーモンテカルロコードMVPと核データライブラリJENDL-3.2を組み合わせると検証しました。

検証の基準として、臨界実験で測定された様々な核燃料物質の臨界量を用います。今回の検証作業では、経済協力開発機構原子力機関 (OECD/NEA) の国際臨界安全ベンチマーク評価プロジェクト (ICSBEP) で、各国で実施された臨界量測定の結果をデータベースに集積し

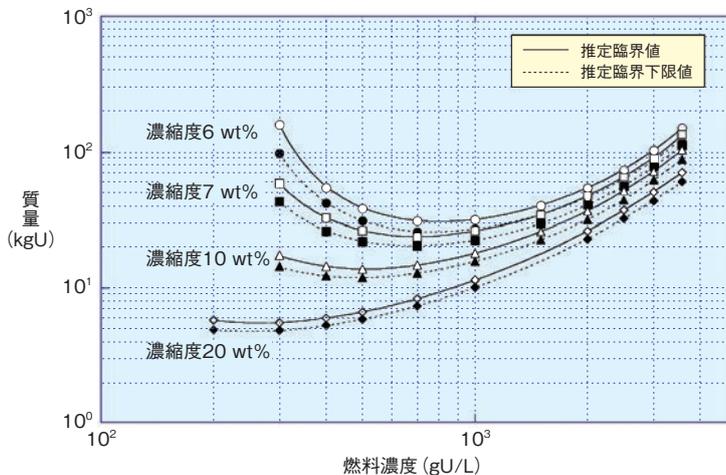


図 6-19 均質ADU(II)-H₂Oの臨界量データ (水反射体付き) MVPとJENDL-3.2による計算結果の例です。再転換工程で見られる重ウラン酸アンモンADU(II)-H₂Oと水の均質な混合物について、ウランの濃度をパラメータにして、最小臨界質量の計算値である推定臨界値と、 $k=0.98$ となる最小質量の計算値である推定臨界下限値を示しています。推定臨界下限値より少ない質量で取り扱えば臨界になることはありません。

たものを用いました。そこには、核燃料物質などの材料の種類・構造・寸法などについて、ほぼ臨界になった条件が詳細に説明されています。

これらの情報に基づき解析すると、図6-18に示すように k は1の周りに分布します。その原因としてICSBEPの情報の不確かさや核データライブラリの誤差が考えられますが、重要なことは、解析結果が $k<1$ でも現実には臨界になることがあるということです。しかし、分布の下限より十分に小さい値を推定臨界下限増倍率 k_{\min} に選べば、解析結果が $k<k_{\min}$ のときは現実にも未臨界であると判断できます。分布の統計検定を行ったところ、 k_{\min} に0.98を採用できることが確認できました。約20年前の解析技術に0.95を採用したことから比べて大きな進歩です。

逆に、 $k=1$ 及び0.98となる様々な核燃料物質の最小質量・寸法・濃度などを同じ解析手法で算出し、核燃料物質を取り扱う機器の設計や手順の策定の参考とするために、例えば図6-19のように整理し、臨界安全ハンドブック・データ集第2版として公刊しました。初版には掲載していなかった種類のデータも追加し、使いやすいハンドブックになっています。

●参考文献

奥野浩, 須山賢也, 外池幸太郎ほか, 臨界安全ハンドブック・データ集第2版 (受託研究), JAEA-Data/Code 2009-010, 2009, 175p.

6-9 岩盤中での物質の移行挙動を解明する

— 地下の還元的な条件における収着実験 —



図 6-20 地下の岩盤から地下水と岩石を採取

地下の還元的な状態を維持したまま地下水と岩石を採取するため、極力空気に触れさせないように工夫をして掘削を実施しました。掘削には、脱気した水にアルゴンガスを吹き込んだ掘削水を用い、地下水と岩石の急激な酸化を防ぎました。

高レベル放射性廃棄物 (HLW) の地層処分は、使用済燃料を再処理したあとに残る高レベル放射性廃液をガラス固化したあと、オーバーパックという鉄の容器で密封し、その周辺をベントナイトという粘土鉱物を主成分とした緩衝材で覆い、300 mより深い安定な岩盤中に埋設する方法です。HLWの中には、長寿命の放射性核種が含まれているので、地層処分の安全性を評価する際には、長い期間のうちにはそれらが溶け出し、岩盤中を移行し、人間に被ばくを与える可能性を考慮します。放射性核種が岩盤中を地下水の流れによって移行する際には、岩盤を構成する鉱物に収着されることにより、その移行が遅延されることが期待されています。そこで、処分場の周りの岩盤内で、放射性核種がどのように移行するかを理解する必要があります。地下深部は地表に比べて酸素が乏しく還元性の条件になっており、また、地下水中の塩濃度によって放射性核種の収着性が影響される可能性があります。

本研究では、天然の岩盤から地下の還元状態を変化させないように注意しながら採取した地下水と岩石(図6-20)を用いて、地下水の塩濃度が放射性核種の収着性に与える影響を調べました。地下の還元状態を維持するため、アルゴンガスを循環させたグローブボックスを使用し

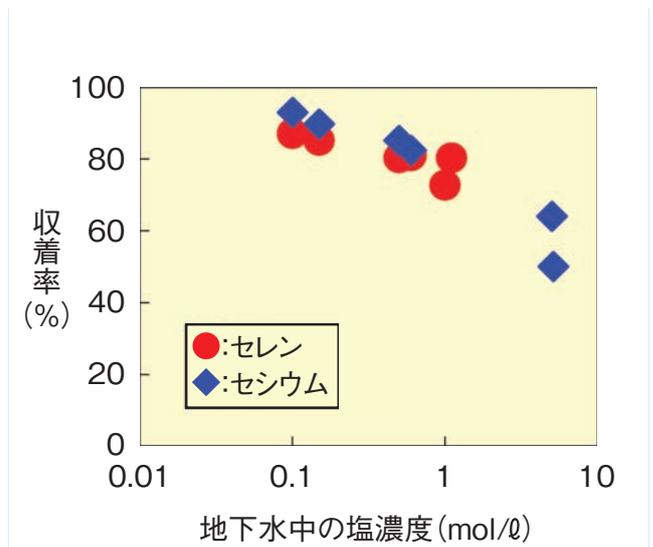


図 6-21 地下水の塩濃度が増加した場合のセレンの収着率の変化

収着率は、地下水に存在した元素が、どれだけ岩石に収着したかを示します。セレンの収着性は、地下水の塩濃度 (NaClやNaNO₃の濃度) が高くなることによってやや低下するものの、低下の程度は緩やかであることが確認されました。

て、酸素濃度の非常に低い雰囲気 (1 ppm以下) において実験を行いました。

得られた結果より、地層処分の安全性評価において被ばく線量を支配する元素のひとつであるセレンとセシウムについて砂質泥岩への収着性を示します (図6-21)。セレンは岩石に収着しにくい負イオンを形成しますが、還元性の実験環境では鉱物表面との特異的な結合により、陽イオンであるセシウムと同等の収着性を有することが分かりました。また、収着率は地下水の塩濃度が高くなることによって緩やかに低下するものの、その影響は顕著ではないことが確認されました。

このように、岩盤中の鉱物には放射性核種を収着する働きがあることを実証し、地下水の塩濃度が増加してもこの働きが大きく阻害されないことを確認しました。処分場の周りで起こりうる環境の変化によって、放射性核種を収着する働きがどのように変化するかについて、信頼性のある評価に必要な情報の蓄積を進めています。

本研究は、経済産業省原子力安全・保安院からの受託研究「平成18年度放射性廃棄物処分の長期的評価手法の調査」の成果です。

●参考文献

飯田芳久ほか, 地下の還元的な条件下でのセレンの砂質泥岩への収着分配係数, 原子力バックエンド研究, vol.15, no.2, 2009, p.57-67.

未来を拓く先端基礎研究

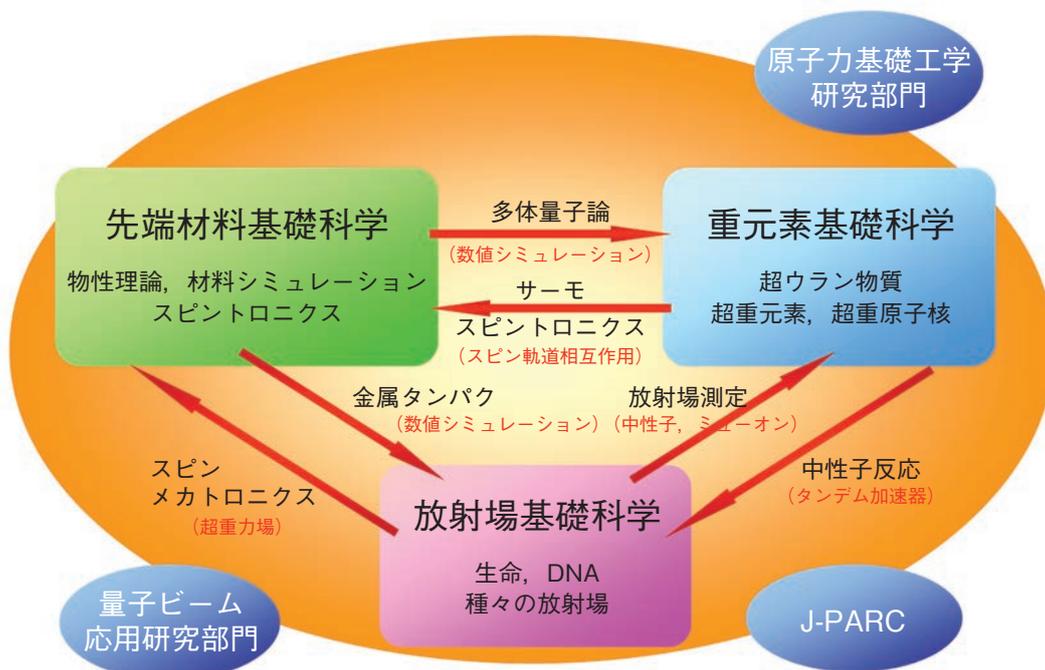


図 7-1 先端材料基礎科学, 重元素基礎科学, 放射場基礎科学の三分野とそれぞれの連携体制

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、今日的なエネルギー問題などの解決もさることながら、10年後あるいは20年後に来るであろう原子力利用の新しいフェーズに対応できる資質と体力を常に備え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。2009年度は、超重元素のシングルアトム分析、ウラン化合物での新奇物性の発見、超重力場下での同位体分離法の開発、微生物が作り出すナノ粒子の生成及び放射光による選択的DNAの損傷等で顕著な成果を挙げました。これらについては次ページ以降で詳しく述べます。

2010年度から始まる中期計画では、センタービジョンとして、(1)世界最先端の先導的基礎研究の実施、(2)国際的研究拠点の形成、(3)新学問領域の開拓とそのための人材育成を掲げ、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を設定しました。

先端材料基礎科学では、数値シミュレーションによる新機能材料の創出、分子・ナノ炭素系におけるスピン伝道機構の解明及び電子スピンと力学的トルクとの相互作用によるスピนมカトロニクスの開拓の3テーマを、重元素基礎科学では、核子移行反応による重原子核反応特性の解明、超重元素の価電子状態と超重核の殻構造の解明、アクチノイド化合物の物質開発及び重元素系化合物

のための新しい固体物理コンセプトの開拓の4テーマを、そして放射場基礎科学では、ストレンジネスを含む原子核とハドロンの構造解明、バイオ反応場におけるアクチノイドのナノ粒子化機構の解明、放射場における生体分子の変異と生体応答の解明及びスピン偏極陽電子ビーム技術の開発と最表面磁性の解明の4テーマを実施しています(図7-1)。

これらの先端的な研究を推進していくために、センター内の協力はもとより、原子力機構内の他部門との連携や機構外の研究機関との研究協力を精力的に実施しています。また、黎明研究制度を実施して、国内外から斬新な研究のアイデアを募り、先端基礎研究に活用しています(図7-2)。

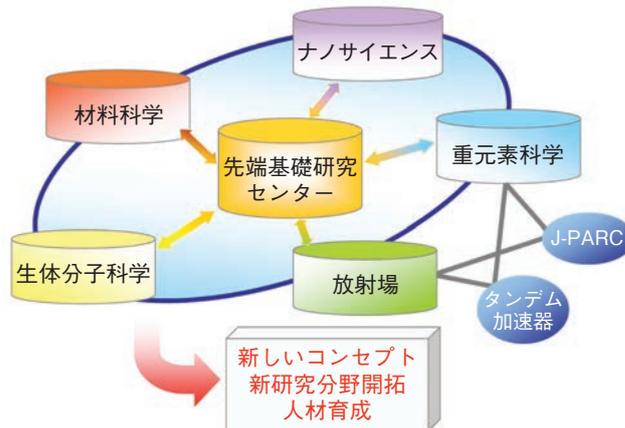


図 7-2 研究拠点としての先端基礎研究センターの位置づけ

7-1 超重原子をシングルアトムで分析する —フロー電解クロマトグラフ法によるNo元素の酸化—

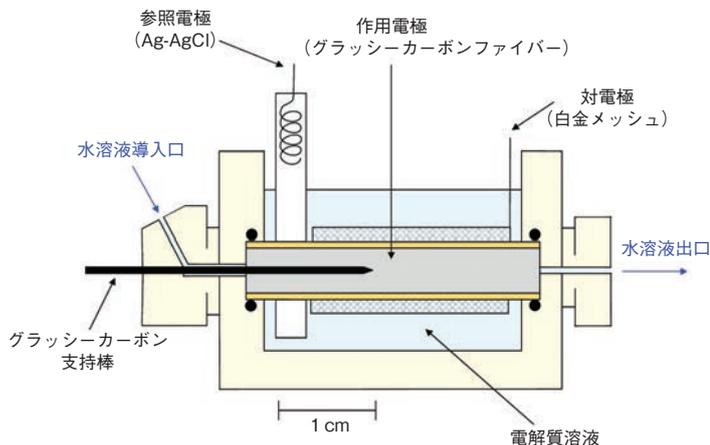


図 7-3 フロー電解クロマトグラフ装置
水溶液導入口から導入されたシングルアトムは、カラム状の作用電極を通過したあと、出口から溶出します。その際、ナフィオン化学修飾電極で、酸化還元とともに陽イオン交換分離が行われます。

周期表の最も下に位置する超重原子の電子状態には相対論効果が強く働きます。相対論効果の影響を明確にするためには、価電子状態を強く反映する酸化還元的性質を決定することが重要です。しかし超重原子は生成率が極端に小さいため、わずか一個の原子(シングルアトム)を用いて性質を調べる必要があり、酸化還元的性質は全く分かっていません。そこで私たちはシングルアトムの酸化還元を分析できるフロー電解クロマトグラフ法を独自に開発し、これを102番元素ノーベリウム(No)に適用してその酸化反応を初めて観測しました。

実験では、原子力科学研究所のタンデム加速器施設を用い、炭素-12 (^{12}C) ビームとキュリウム-248 (^{248}Cm) 標的の核反応によって ^{255}No を合成しました。 ^{255}No の生成率は1分間当たり約30個で、半減期は約3分です。これを0.1 M α -ヒドロキシイソ酪酸(α -HIB)水溶液に溶解し、図7-3に示すフロー電解クロマトグラフ装置によって分析しました。Noは2価イオンが最も安定で、3価イオンへと酸化されます。Noがこの装置に導入されると、カラム状の作用電極を通り抜けます。この電極はナフィオン(陽イオン交換体)で化学修飾したカーボ

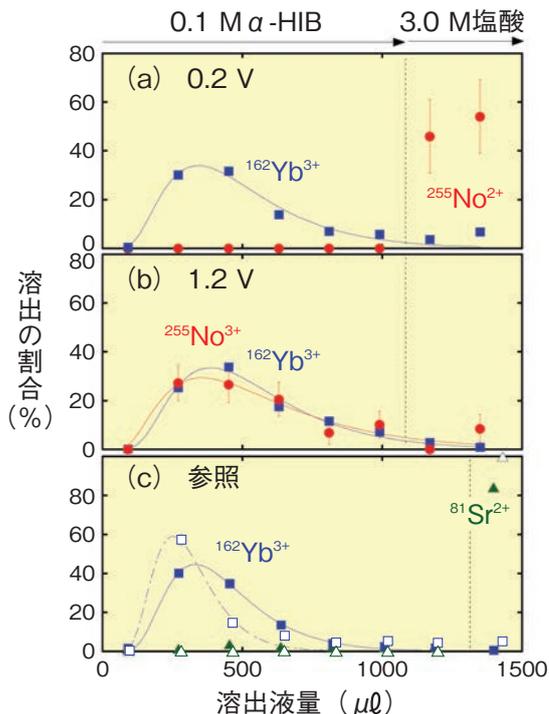


図 7-4 No及びSr, Ybの溶出挙動
(a)印加電圧0.2 V及び(b)1.2 VにおけるNo(●)とYb(■)の溶出挙動、(c)Sr(0.2 V:△, 1.2 V:▲)並びにYb(0.2 V:□, 1.2 V:■)の溶出挙動です。

ンファイバーの束からなっています。そのため、その電極上ではNoが酸化されると同時に陽イオン交換分離され、その挙動から酸化反応を確認できます。

図7-4に、Noの溶出挙動(a), (b)並びにSr $^{2+}$ とYb $^{3+}$ の挙動(c)を示します。YbとSrの溶出挙動から、2価イオンと3価イオンは大きく挙動が異なることが分かります。0.2 Vの電圧をナフィオン電極に印加した場合(図7-4(a))、Noは α -HIB水溶液では溶出しません。この挙動はSr $^{2+}$ と類似しており、Noが安定な2価イオンとして存在することを示しています。一方、より高い印加電圧である1.2 Vでは(図7-4(b))、Noの溶出挙動はYb $^{3+}$ の挙動とほぼ同じで、Noが3価イオンに酸化されたことが分かります。このように私たちはシングルアトムレベルにおける電気化学的な酸化に初めて成功しました。

本研究によって、シングルアトムレベルでの電気化学分析法という新たなアプローチを切り開くことができました。今後、私たちはこのアプローチをほかの超重元素にも適用し、その酸化還元的性質を明らかにしていきたいと考えています。

●参考文献

Toyoshima, A. et al., Oxidation of Element 102, Nobelium, with Flow Electrolytic Column Chromatography on an Atom-at-a-Time Scale, Journal of the American Chemical Society, vol.131, no.26, 2009, p.9180-9181.

7-2 ウラン化合物の謎に挑む — 超高純度単結晶URu₂Si₂の新規物性 —

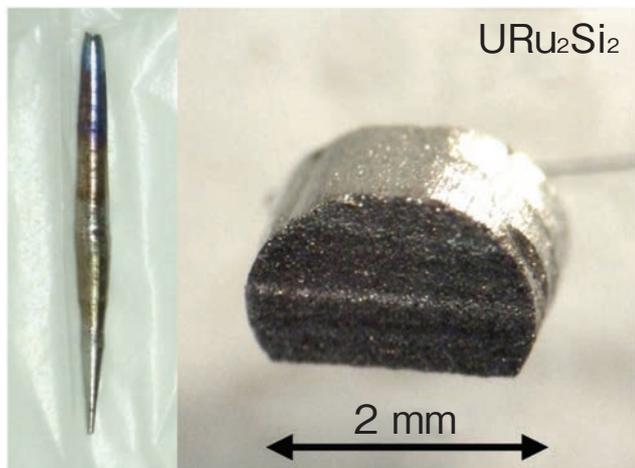


図 7-5 URu₂Si₂の単結晶
左は、引き上げ法で作製した単結晶を熱処理して得た超高純度単結晶インゴットです。右は、測定用に整形した試料です。

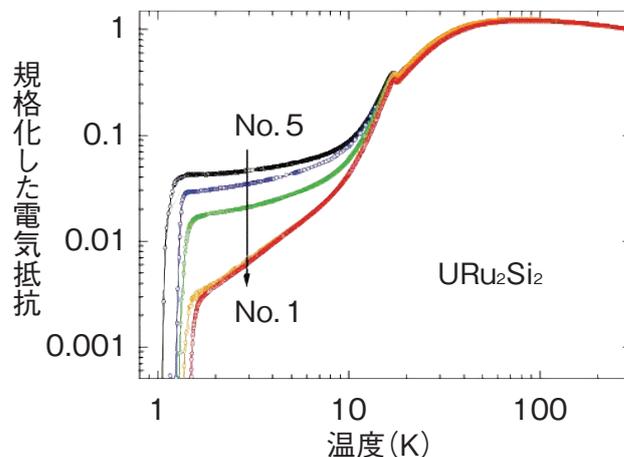


図 7-6 URu₂Si₂単結晶の電気抵抗
縦軸は室温の値を1としたものです。No. 1は不純物量が最も少ない試料です。1.5 K付近で抵抗が急激に減少しているのは超伝導転移によるものです。

アクチノイド元素を特徴づける5f電子は多くの自由度を持つため、相転移を通じて多様な秩序状態を作ります。磁気秩序や、電子分布の向きがそろった多極子秩序が良く知られており、これらは中性子・X線散乱やNMR等の測定手段によりその起源が解明されています。しかし、URu₂Si₂が17.5 Kの低温で起こす相転移の起源については、1985年の発見以来25年にわたり、いかなる測定によっても決定的な結果が得られておらず、「隠れた秩序」と呼ばれています。

私たちは、URu₂Si₂の隠れた秩序へのアプローチとして、電気抵抗の詳細な測定が手がかりになると考えました。電気抵抗の振る舞いは間接的ではありますが、電子の散乱を通じて電子状態、秩序状態の性質を反映します。例えば、強い電子-電子散乱は温度の二乗に比例する寄与を与えます。ただし金属の場合、低温で不純物や格子欠陥等による散乱がもたらす残留抵抗の寄与が無視できません。残留抵抗が大きければ、そのほかの寄与を分離するのは極めて困難となります。そこで、残留抵抗の小さい、すなわち超高純度の単結晶試料を作製することが不可欠となるのです。

私たちは、固相電解法によるウラン金属の精製と単結

晶育成手法及び超高真空下での熱処理を組み合わせることにより世界で最も残留抵抗の小さなURu₂Si₂単結晶を作製することに成功しました(図7-5)。この世界最高純度の試料を含め5個の試料を用いて測定した電気抵抗を図7-6に示しました。No. 1の試料が最も残留抵抗が小さく、No. 5の試料に比べて約1/10です。電気抵抗の振る舞いは、両者で異なっています。No. 5は、通常のウラン化合物の試料としては十分に「高純度単結晶」ではありますが、低温では残留抵抗に支配され詳細な振る舞いは分かりません。ところが残留抵抗の小さい世界最高純度のNo. 1では、温度のほぼ1.5乗に近い振る舞いが見られます。これは、前述した通常の電子-電子散乱では見られない異常な振る舞いです。電気抵抗は秩序状態からの散乱を反映しているため、これが「隠れた秩序」解明への重要な鍵を提供することは間違いありません。

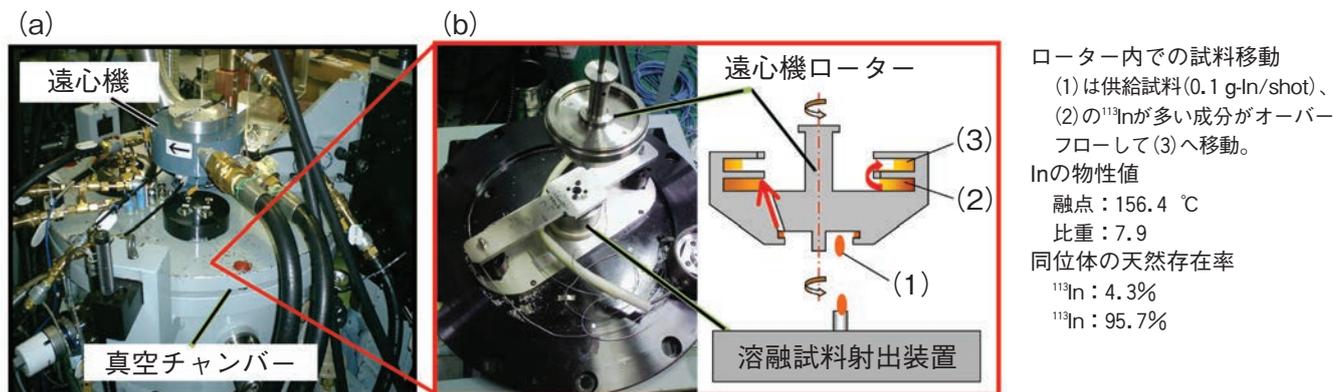
アクチノイド元素は、核燃料として非常に重要である一方、URu₂Si₂の例に示されるように5f電子による多彩な性質の理解は必ずしも十分には進んでいません。このような研究の積み重ねがアクチノイド元素の電子状態の理解につながると期待されます。

●参考文献

Matsuda, T. D. et al., Super Clean Sample of URu₂Si₂, Journal of the Physical Society of Japan, vol.77, suppl.A, 2008, p.362-364.

7-3 同位体分離のブレークスルー

— 固体や液体状態で同位体を遠心分離する —



ローター内での試料移動
 (1)は供給試料(0.1 g-In/shot)、
 (2)の¹¹³Inが多い成分がオーバー
 フローして(3)へ移動。
 Inの物性値
 融点：156.4 °C
 比重：7.9
 同位体の天然存在率
¹¹³In：4.3%
¹¹⁵In：95.7%

図7-7 (a)超重力場装置, (b)開発した固体や液体状態での同位体分離ユニット (遠心機ローターと溶融試料射出装置)
 遠心機にローターを吊して高速回転させて超重力場を発生させます。ローターはチャンバー内に設置されたヒーターで400 °C まで加熱可能です。

表7-1 遠心前後の金属インジウムの¹¹³Inの存在率
 (1)遠心前, (2)遠心後の第1分離槽内, (3)遠心後の第2分離槽内 (図7-7 (b)模式図参照)

実験条件 (遠心加速度37万 g)	遠心前後の金属インジウムの ¹¹³ Inの存在率 (二次イオン質量分析での ¹¹³ In/ ¹¹⁵ In同位体比の測定結果から算出。標準偏差は1σ)		
	(1)	(2)	(3)
固体 (試料温度148 °C, 試料供給間隔 0.1 g/45 min, 全遠心時間約60 h)	4.300±0.012%	4.285±0.009% (0.345% ↓)	4.319±0.011% (0.435% ↑)
液体 (試料温度170 °C, 試料供給間隔 0.1 g/5 min, 全遠心時間約5 h)	4.300±0.009%	4.287±0.010% (0.308% ↓)	4.318±0.011% (0.411% ↑)

数10万g ($g=9,80665 \text{ m/s}^2$) レベルの遠心加速度場(超重力場)では、固体状態の合金等において、より原子量の大きな原子が遠心加速度方向に、より原子量の小さな原子が反対方向に移動する現象、すなわち、原子の沈降が生じます。私たちは、試料を加熱しながら最大100万gを加えられる遠心機を開発し(図7-7 (a))、超重力場における原子の沈降の質量依存性を調べた結果、質量数の差の小さな同位体しか存在しない単一元素中であっても原子が沈降すること、つまり、同位体の沈降を見いだしました(熊本大学との共同研究)。この同位体の沈降は、Se, In, Sn等で、固体、液体いずれの状態でも確認されました。

これまで、同位体を「遠心分離」する方法としては、物質の3態のうち、気体状態を扱う方法(ガス遠心分離法)しか実現されていませんが、私たちが見いだした同位体の沈降は、ほかの2態を扱う方法を実現しうる可能性を秘めた現象でした。そのため、これが固体や液体状態で同位体を遠心分離する方法の基本原則となりうる現象であることを実証するための研究・開発を実施しました。

まず、外部から試料を供給しながら、内部の二つの溝

に同位体比の異なる成分を分配できる遠心機ローターを開発しました(丸和電機株式会社との共同研究(原子力機構黎明研究))。評価試料には、天然には二つの同位体しか存在しないため同位体分離を評価しやすい金属インジウムを選定しました。

図7-7 (b)は、開発した遠心機ローター及び遠心機ローターに試料を供給するための溶融試料射出供給装置、表7-1は固体、液体それぞれの場合における、遠心前後の金属インジウムの¹¹³Inの存在率を示しています。固体と液体では、拡散係数の違いにより、分離槽内が同位体分離平衡に達するまでの時間が異なるため、試料の供給間隔と遠心処理時間の条件が一桁ほど違いますが、同じ遠心加速度では最終的に同程度の分離比が得られています。このことは、固体と液体状態では、ローター内の試料の移動の原理は異なるものの(固体：塑性変形)、同位体分離は同一の原理が支配していることを示しています。

以上のとおり、同位体の沈降が固体や液体状態で同位体を遠心分離する方法の基本原則となりうることを遠心機ローターの開発をもって示しました。

●参考文献

Ono, M. et al., Development of Special Rotor for Centrifugal Separation of Isotopes in Solid Pure Metals, Review of Scientific Instruments, vol.80, issue 8, 2009, p.083908-1-083908-6.

7-4 微生物の不思議な機能を探る

—微生物による白金族ナノ粒子触媒の作製—

菌無添加 菌添加

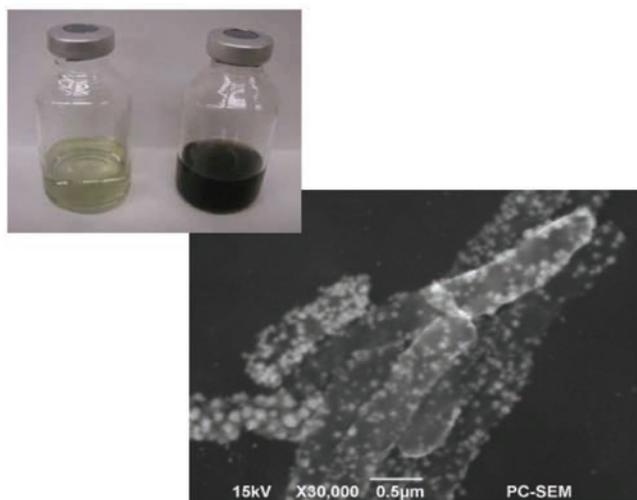


図7-8 鉄還元菌を添加あるいは無添加の白金酸溶液の写真(左上)及び鉄還元菌の電子顕微鏡写真(右下) 白い粒子状のものが白金族元素ナノ粒子で、楕円状のものが細胞です。

微生物(鉄還元菌)により白金やパラジウムの金属ナノ粒子(1mmの1万分の1以下の粒子)を生成する、新規のバイオ手法を開発しました。

触媒能に優れる白金族元素は、電気化学反応による燃料電池、光化学スモッグや酸性雨などの原因物質(窒素酸化物: NO_x)除去、同位体交換などの触媒として幅広く使用されています。その一方で、白金族元素は希少かつ高価であるため、その有効活用には少量で表面積を大きく利用できるナノ粒子化が不可欠です。しかし従来のナノ粒子作製法では、大規模システムを必要とする経済性の問題やナノ粒子の高純度化などの技術的課題がありました。

微生物はエネルギーを得るために様々な機能を有しています。中でも、元素を集める機能(濃集機能)や選別する機能(選択機能)は、核燃料サイクルにおけるアクチノイドの新しい分離・回収法の開発やアクチノイドの地下水中移行の予測モデルの精緻化に貢献できる重要な研究です。

本研究では、特定の微生物が超ウラン元素(TRU)などを不溶化することに着目し、鉄還元菌による白金族イオンの還元による沈殿を試みました。その結果、水溶液

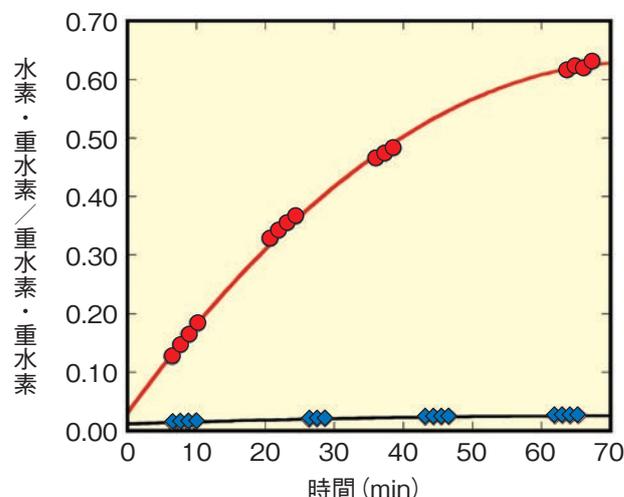
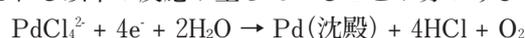


図7-9 H₂-D₂混合ガスを触媒カラム中に流した際に得られた、流出ガス中のHD/D₂存在比の経時変化 ●印が微生物起源白金ナノ粒子を用いた実験データ、◆印は、従来法で沈殿させた白金粒子を用いた実験データです。実線はデータをフィッティングした結果です。

中に溶解した塩化白金イオンと塩化パラジウムイオンは鉄還元菌から電子を受け取り、0価の白金族元素に還元される以下の反応が生じていることが分かりました。



細胞表面を電子顕微鏡で観察したところ、白金族元素を含むナノ粒子が生成していました(図7-8)。また、ナノ粒子をX線回折及び放射光におけるX線吸収微細構造解析を行ったところ、白金族の価数は0価であり、面心立方構造をとっていることを明らかにしました。微生物を用いる白金族元素ナノ粒子の生成方法は、従来の工学手法とは全く異なる新規のバイオ手法です。

さらに、珪藻土に「微生物細胞-白金族元素ナノ粒子」を保持させて、水素(H₂)と重水素(D₂)の同位体交換(H₂+D₂→2HD)の触媒性能を調べました。時間の経過、すなわちH₂-D₂混合ガスの流入量の増加により流出ガス中のHD/D₂存在比が増加しました(図7-9)。水溶液中での沈殿により生成した白金粒子単体と比較して約6倍の効率で交換できることが分かり、バイオ手法による白金族ナノ粒子の優れた触媒能を世界で初めて示しました。

本研究は、名古屋大学との共同研究の成果の一部です。

●参考文献

Suzuki, Y., Ohnuki, T. et al., Effects of Citrate, NTA, and EDTA on the Reduction of U(VI) by *Shewanella Putrefaciens*, *Geomicrobiology Journal*, vol.27, issue 3, 2010, p.245-250.

7-5 放射線の生物影響を探るツールを開発 —放射光軟X線を用いた選択的DNA損傷の誘発—

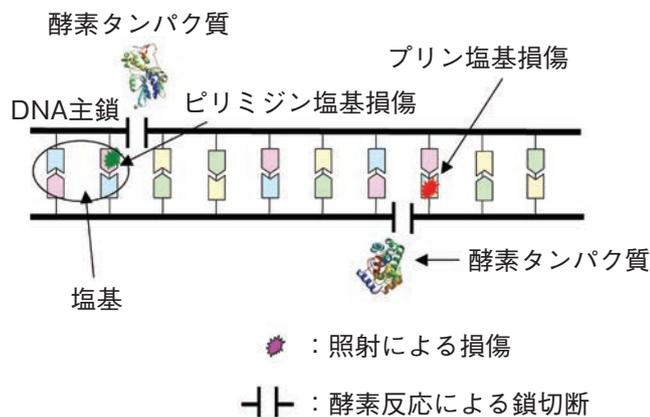


図7-10 酵素タンパク質を用いた塩基損傷の検出
プリンあるいはピリミジン塩基に生じた損傷を酵素タンパク質が高感度で検出し、鎖切断に変換します。

放射線によって生体に誘発される細胞致死や突然変異・発がんの主要な原因のひとつがDNA分子上に生じる化学変化（DNA損傷）であることが従来から指摘されています。そこで、もし放射線により特定の損傷を選択的にDNA分子中に誘発させることができれば、生体に対する放射線の影響を調べる分野の研究が大きく進展すると期待されています。DNA分子は主鎖骨格部位（糖とリン酸基）と塩基部位から構成されます。DNAの二重らせんの両鎖が切断されると、細胞致死が高い頻度で起こると言われています。一方、遺伝暗号を担う塩基にはプリン塩基とピリミジン塩基の二種類がありますが、その損傷は、突然変異の主要な原因とされています。そこで、DNAを自在に切断する技術の開発を試みました。私たちは軟X線のエネルギーを選ぶことでDNA中の炭素、窒素及び酸素をそれぞれ選択的にイオン化し、この時に誘発される主鎖切断と塩基損傷のそれぞれの誘発頻度が変わるかどうかを探りました。実験には、塩基損傷を主鎖切断に変換することにより高感度で検出できるタンパク質を利用しました（図7-10）。その結果、照射した軟X線のエネルギーの違いにより、損傷の誘発頻度が大きく変

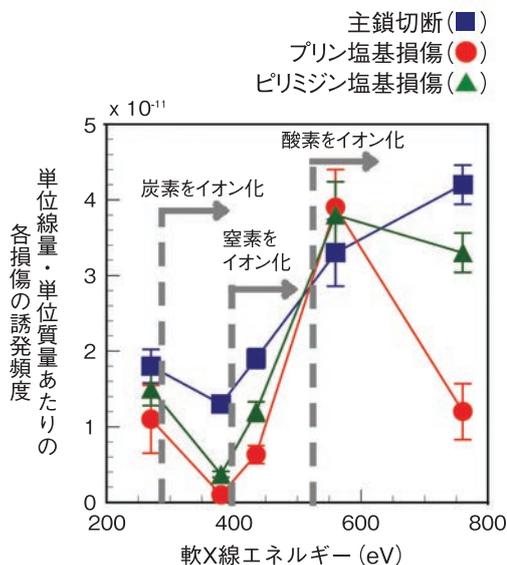


図7-11 各種DNA損傷の誘発頻度の軟X線エネルギー依存性
軟X線のエネルギーを選択することで、炭素、窒素や酸素を選択的にイオン化することができます。炭素、窒素及び酸素のイオン化を選択することにより、主鎖切断（■）、プリン塩基損傷（●）やピリミジン塩基損傷（▲）の誘発頻度が大きく変化しています。

化することが確認されました。

炭素のイオン化のみが起こる380 eVの場合では、主として主鎖切断が生じます。一方、酸素をイオン化させた場合（560 eV）、塩基損傷の誘発頻度が、窒素のイオン化（435 eV）の場合に比べ約3倍にもなりました。更に酸素イオン化エネルギーを大きく超えた760 eVの場合では、プリン塩基損傷が減少し、主鎖切断とピリミジン塩基損傷が主に誘発されます（図7-11）。

一般にプリン塩基は正孔を、ピリミジン塩基は電子を引き付けやすい性質を持ちます。それらの正孔や電子が塩基に損傷を引き起こす原因となることが知られています。また、主鎖切断は鎖中の糖部位の分解により誘発されます。軟X線の照射により生じた電子や正孔の挙動や、糖の分解のしやすさが、照射するエネルギーにより異なるため、軟X線のエネルギーに対する主鎖切断や塩基損傷の誘発頻度の違いが現れたと推測しています。このような性質を利用して、イオン化する元素を変えることで主要なDNA損傷の種類を選択することに成功しました。この技術は、今後生体への放射線影響を探るための強力なツールとして活用されると期待されます。

●参考文献

Fujii, K. et al., Nucleobase Lesions and Strand Breaks in Dry DNA Thin Film Selectively Induced by Monochromatic Soft X-rays, The Journal of Physical Chemistry B, vol.113, issue 49, 2009, p.16007-16015.

原子力研究開発の基盤形成と産学ニーズを踏まえた研究

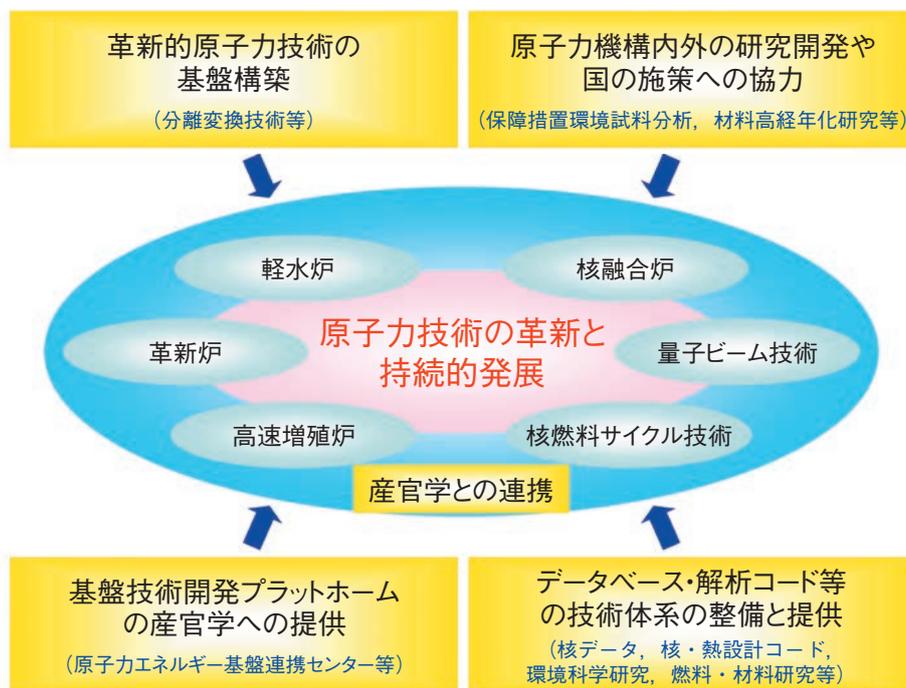


図 8-1 原子力基礎工学の四つの役割

原子力基礎工学研究部門では、我が国の原子力研究開発の基盤を形成し、新たな原子力利用技術を創出することを目指しています。原子力基礎工学に関する研究分野は多岐にわたり、その研究開発活動は図 8-1 のように四つの役割があります。これらの役割を果たすため、核工学・炉工学研究、燃料・材料工学研究、環境・放射線科学研究を進めています。また、原子力基礎工学研究部門と密接な連携のもとに運営されている原子力エネルギー基盤連携センターでは、原子力機構の保有する施設・設備を利用して産学との連携を強化し、社会のニーズを踏まえた研究開発を推進しています。

核工学・炉工学研究では、革新的原子力システムの創出とそれを導く最先端核物理・炉設計技術の開発を進めています。この分野では、原子核と中性子の反応確率(断面積)等の核データを測定したり、評価済み核データ集(JENDL-4.0)として構築する研究を行っています。また、先進的な原子炉体系での核反応に関する研究や、原子炉特有の伝熱現象に関する研究を行っています。さらに、高レベル放射性廃棄物の有害性を軽減するための分離変換技術についても研究を行っています。

燃料・材料工学研究では、革新的核燃料サイクル技術の基盤形成(図 8-2)と原子力プラントの健全性・信頼性確保のための原子力材料に関する研究開発を進めています。この分野では、特に民間における再処理施設の運転に協力する取組みとして、高レベル放射性廃液のガラス固化に関する技術協力を原子力エネルギー基盤連携セ

ンターの枠組みの中で実施しています。

環境・放射線科学研究では、放射性物質の環境中移行挙動の研究や、最新科学に基づく放射線防護の確立を目指した研究を進めています。この分野では放射性物質である炭素14の環境中での挙動に関する研究が、地球温暖化に関連する土壌中の炭素の放出挙動に関する研究にまで発展したり、放射性廃液の処理技術を一般排水の浄化技術に応用するなど、身近なところでの成果も数多く得られています。

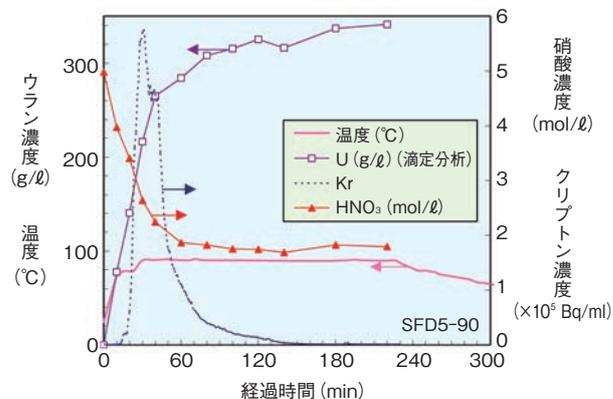


図 8-2 MOX燃料溶解試験(90℃)における処理液の温度・組成変化及び放出Kr量の変化

このデータが掲載された「再処理プロセス・化学ハンドブック第2版」(JAEA-Review 2008-037)は、Webで公開されており、民間からも極めて多数のアクセスを得て活用されています。

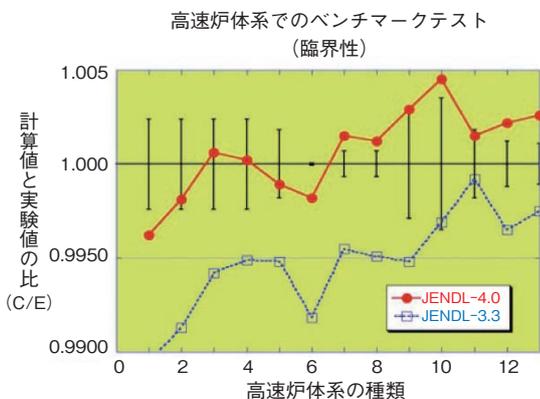
8-1 科学と技術のための新しい核データ集の誕生

— 汎用評価済核データライブラリJENDL-4.0の完成 —

表 8-1 評価済核データライブラリの比較

欧米の評価済核データライブラリと比べ収納核種数だけでなく γ 線データや誤差データも充実しています。

ライブラリー	JEFF-3.1.1	ENDF/B-VII.0	JENDL-4.0
開発国	欧州	米国	日本
公開年	2009	2006	2010
収納核種数	381	393	406
γ 線データ 収納核種	139	206	354
誤差データ 収納核種	37	26	95



新しい評価済核データライブラリJENDL-4.0が完成し、公開されました。JENDL-4.0は原子力利用のための基礎的な中性子核反応データを収納しており、原子炉の臨界性や中性子遮へい、加速器の医学利用、宇宙の元素合成等科学と技術の様々な分野で利用されます。

JENDL-4.0には406種類の原子核や元素の核反応データが収納されています。JENDL-3.3が2002年に利用されてから利用者からのニーズや改善要望に応え、改良を進めてきました。特に、原子炉の高燃焼度化や廃棄物処理等で重要となるマイナーアクチノイドや核分裂生成物のデータを充実させるとともに、最近ニーズが高まっている共分散(誤差)データも充実させることができました。表8-1に欧米の評価済核データとJENDL-4.0の収納核種数などの比較を示します。収納核種数だけでなく、誤差データや原子炉の発熱評価等で重要な γ 線のデータ等も充実しているのが分かります。

誤差データの例を図8-3に示します。これは ^{235}U に中性子が入射した際の核分裂断面積(反応確率)の誤差をエネルギー間の相関を含め示しています。対角成分があるエネルギーにおける断面積の誤差(%)になります。対

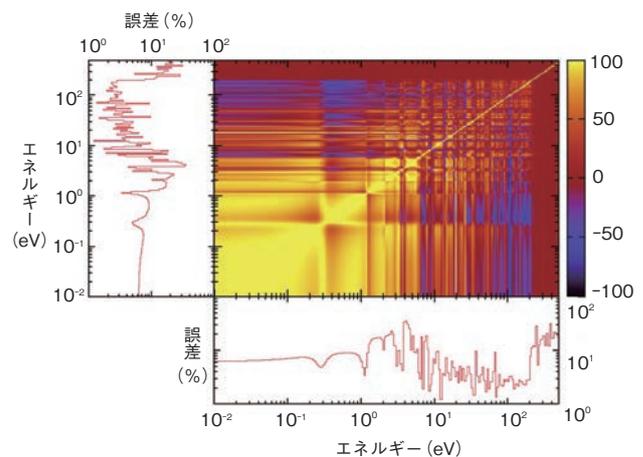


図 8-3 共分散(誤差)データの例

^{235}U の中性子による核分裂断面積の共分散(誤差)を示しています。対角成分が断面積の誤差で、対角成分から外れた部分がエネルギー間の相関を表します。あるエネルギーでの断面積が変化すると他のエネルギーでの断面積の変動に影響する程度を表しています。

図 8-4 高速炉体系での臨界解析の例

計算値(C)と実験値(E)との比を表し、予測精度が良ければ1.0となります。様々な高速炉体系でJENDL-4.0を使った計算結果はJENDL-3.3を使った結果と比べ大幅に改善していることが分かります。

角成分から外れている部分はエネルギー間の相関を示しており、あるエネルギーでの断面積の変動が他のエネルギーでの変動に影響する程度を示しています。

また、JENDL-4.0の完成には、臨界性等多くの炉物理実験の解析結果を反映させ、従来の評価済核データより予測性能が良いことを確認しています。図8-4に高速炉体系における解析結果を示します。この図は、臨界性の指標である中性子実効増倍率の計算値と実験値の比を示したもので予測精度が良ければ1.0となるものです。従来のJENDL-3.3と比べJENDL-4.0を用いた計算結果の方が1.0に近い例が多く、予測精度が改善されていることが分かります。

JENDL-4.0はオープンライブラリとして、自由に利用することができます。核データ評価研究グループのWebページ (http://www.ndc.jaea.go.jp/index_J.html) からダウンロードできるほか、IAEAの核データセクションやOECD/NEAのデータバンクなどの国際機関からもダウンロードできます。このため、国内のみならず世界中の研究者や技術者たちが利用することが期待されます。

●参考文献

Namekawa, M., Katakura, J., Curves and Tables of Neutron Cross Sections in JENDL-4.0, JAEA-Data/Code 2010-017, 2010, 822p.

8-2 世界最高性能の中性子核反応測定装置が本格稼働 —高精度核データの取得を目指して—



図 8-5 NNRIの全体写真
NNRIはJ- PARC MLFのBeam Line No. 04にあり、中性子源から21.5 mの場所に「全立体角Geスペクトロメータ」が設置されています。

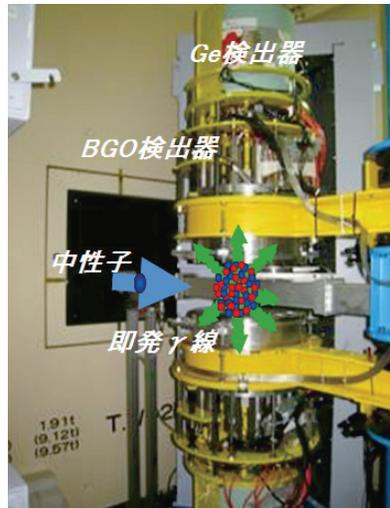


図 8-6 NNRI内に設けられた「全立体角Geスペクトロメータ」の写真
「全立体角Geスペクトロメータ」はクラスタ型Ge検出器2台、同軸型Ge検出器8台とBGO検出器一式の構成です。

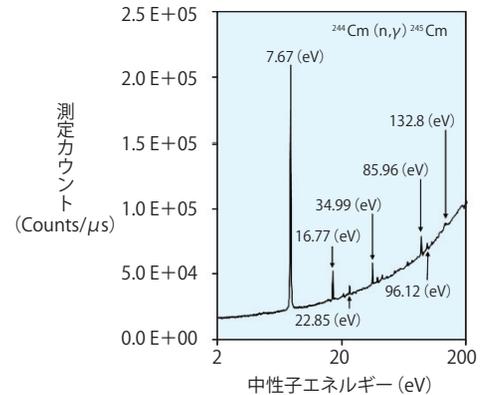


図 8-7 ^{244}Cm 試料(1.8GBq, 0.6 mg)をNNRIの「全立体角Geスペクトロメータ」で約40時間測定した結果

200 eV以下の領域で ^{244}Cm の共鳴吸収反応のピークを7本、明瞭に確認できました。

放射性廃棄物の低減・管理は、将来の原子力エネルギー開発における重要な課題です。特に放射性廃棄物の低減を目的とした核変換の研究では、マイナーアクチノイド(MA)や長寿命核分裂生成物(LLFP)の高い精度の中性子捕獲反応断面積が必要とされています。しかしながら、放射性核種であるMAとLLFPは同位体純度が低く、利用できる試料が微量であるため、断面積測定には大強度のパルス中性子源及び高性能の検出器が不可欠でした。

このような背景の下、北海道大学、東京工業大学、原子力機構は、世界最高性能の中性子核反応測定装置(NNRI)を大強度陽子加速器施設(J-PARC)の物質・生命科学実験施設(MLF)に共同で整備し(図8-5)、測定を開始しました。NNRIには多数のGe検出器からなる「全立体角Geスペクトロメータ」(図8-6)が設置されており、中性子捕獲反応によって発生する即発 γ 線のエネルギーと中性子飛行時間法により中性子のエネルギーを同時に測定することができます。

同様の装置はスイスの欧州原子核研究機構(CERN)や米国のロスアラモス国立研究所(LANL)にもありますが、NNRIの試料位置での中性子強度はこれまでの

世界最高のLANLの装置に比較しても約7倍強いため1 mg以下の極微量試料でも測定が可能です。また、「全立体角Geスペクトロメータ」は他施設で用いられている検出器に比べて γ 線のエネルギー分解能が二桁程度高く、核種弁別による不純物の影響除去が可能です。

例として、 ^{244}Cm 試料(1.8 GBq, 0.6 mg)の測定結果を図8-7に示します。200 eV以下の領域で7本の共鳴吸収反応のピークを明瞭に確認できました。特に20 eV以下の2本の共鳴吸収反応ピークは世界初のデータです。

今後、J-PARC MLFの中性子強度は更に約8倍増強される予定であり、より微量な試料での測定が可能となります。また、大強度のパルス中性子ビームと「全立体角Geスペクトロメータ」の核種弁別性能を活かし、宇宙核物理研究に必要な核データの測定や微量分析等、幅広い応用研究が予定されています。

本研究は、エネルギー対策特別会計に基づく文部科学省からの受託事業として、北海道大学からの再委託で原子力機構ほかが実施した平成20~21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」の成果です。

●参考文献

鬼柳善明, 木村敦ほか, 中性子核反応測定装置 NNRI, 波紋, vol.20, no.1, 2010, p.21-24.

8-3 金属材料の変形過程をミクロな視点で観察する —原子シミュレーションによる欠陥構造のモデリング—

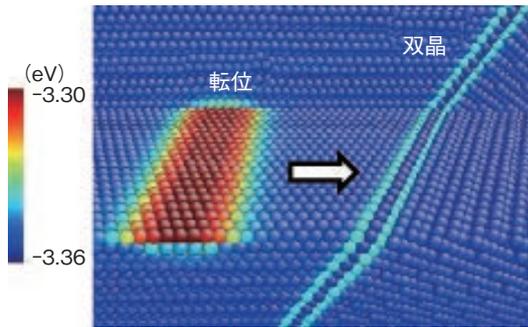


図8-8 欠陥構造（転位と双晶）の原子モデル
金属材料中の欠陥である転位と双晶をアルミニウムの原子モデルを用いて構築しました。各原子はエネルギーで色分けされていますが、エネルギーが高い部分がそれぞれの欠陥に対応しています。

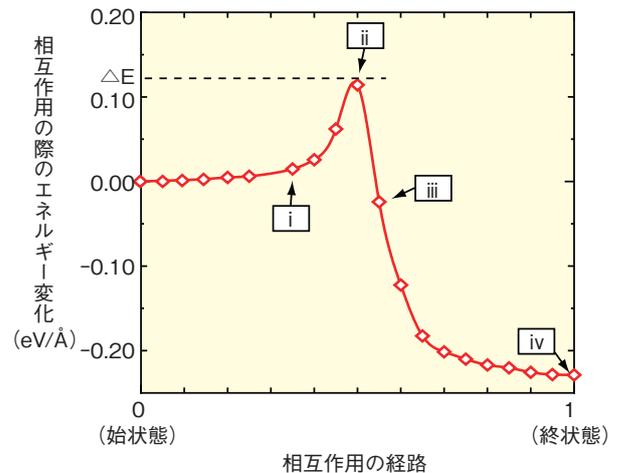


図8-9 転位と双晶の相互作用エネルギー変化
転位が双晶に近づいて相互作用するときの転位の単位長さあたりのエネルギー変化を示しています。相互作用する際には高いエネルギーの山が存在することが分かります。

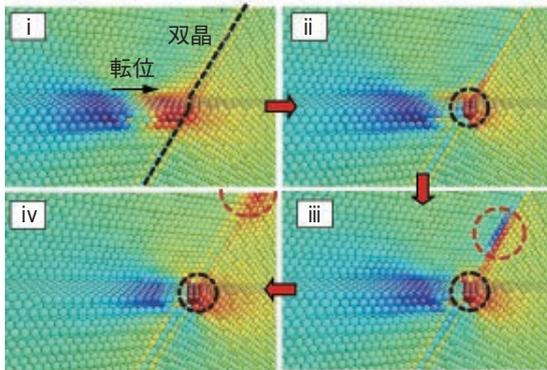


図8-10 相互作用の際の欠陥の運動の原子イメージ
図8-9の記号に対応した経路上の欠陥の運動の様子を示しています。(ii)の状態では転位が双晶に接する瞬間でエネルギーが最も高くなります。また、接したあとは黒と赤で囲まれた部分で転位が二つに分解して運動していくことが分かります。

原子力プラントの炉内構造材料の多くは金属材料によって構成されています。金属材料は、内部に原子配列の不規則な部分（材料欠陥）が存在し、それらの内部組織の運動や相互作用が変形や割れといった材料としての機械特性を決定します。高分解能の観察技術によってこのような材料組織を実験によって観察することが可能になっていますが、組織が変化していく様子を直接観察することは困難です。しかし、変形を受ける材料では材料組織は刻々と変化しており、割れが生じる場合には欠陥構造が重要な役割を担います。そのため、材料内部の欠陥構造の変化をミクロな視点から理解することが材料の変形機構を理解するために重要になります。

材料欠陥の中でも、転位（結晶中の面と面の間のずれ）と粒界（結晶粒と結晶粒の境目）の二つの欠陥の相互作用は、金属材料の変形や強度に大きく影響することが知られています。そこで、計算機シミュレーションを用いて、金属材料を原子の集合として考え、欠陥構造を直接的にモデル化することにより、相互作用の際のミクロ組織の変化の様子を解析しました。図8-8は転位と粒界の中でも整合性が高く安定に存在する双晶を実際にアル

ミニウム原子を用いてモデル化したものです。変形を受けるときに転位が運動して双晶にぶつかりますが、そのときの転位の運動の様子を原子論的な状態遷移解析手法を用いて解析しました。得られたエネルギー経路を図8-9に示します。横軸が0のときが図8-8の状態に対応し、1のときが相互作用をしたあとに対応していますが、図から転位が双晶に近づき相互作用する際に高いエネルギー障壁を越える必要があることが分かりました。次に、実際の欠陥の運動の様子を図8-10に示します。(i)～(iv)の記号は図8-9に対応しており、転位が双晶と接した瞬間にエネルギーが最も高くなることが分かります。相互作用後は転位は双晶上で二つの新たな転位に分解し、一方は双晶上でひずみを生じ、他方は方向を変えて運動を続けることが分かりました。以上の結果から、双晶は転位のすべり変形の大きな抵抗になることや、転位の分解により新たなすべり変形を引き起こすことが明らかになりました。このように、計算機シミュレーションを用いたミクロな欠陥構造の視点から、材料のマクロな変形挙動の理解に貢献できると考えています。

●参考文献

Tsuru, T. et al., Fundamental Interaction Process between Pure Edge Dislocation and Energetically Stable Grain Boundary, Physical Review B, vol.79, issue 1, 2009, p.012104-1-012104-4.

8-4 高照射損傷を受ける原子力機器構造設計を合理化 — 高照射による延性低下にも適用できる構造健全性概念を構築 —

表 8-2 高延性から低延性までの体系的な破損モード
高延性及び延性が低下した場合に破損モードはき裂の発生と過大な変形に大別できます。各カテゴリーごとに、荷重条件等により破損モードが細分化されます。

カテゴリー	破損モード
き裂の発生	1回の負荷でのき裂発生
	漸増変形によるき裂発生
	疲労き裂の発生
	応力腐食割れなど、環境効果によるき裂発生
	脆性破壊
過大な変形による機能喪失	1回の負荷での過大な変形
	漸増変形
	座屈

高速増殖炉の高性能化、軽水炉の高経年化及び核融合システム開発などにおいて、高い中性子照射量で使用される機器の設計の合理化が必要となります。従来の設計では、材料の伸びが所定の値（例えば10%）以上で使うこととしていますが、照射量が高くなってくるとこの条件を満たさない場合があります。

しかし、これまでの研究の結果、伸びは著しく低下しても、機器の健全性確保に必要な材料の変形能力（延性）は、より適切な指標である絞りなどから、確保されることが分かっています。一方、延性も照射量とともに徐々に低下するため、今回、照射前には高延性であったものが照射により低下していく場合にも健全性を確保する方法を検討し、その概念を構築しました。

延性が低下すると、破壊の仕方、いわゆる破損モードや変形挙動等が変わってきます。このため、従来、破壊防止の許容応力を設定するために破壊ひずみの代替として用いていたパラメータ（引張強さ）では設定が難しくなります。そこで、まず、延性低下とともに破損モードがどのように変わるかを考察し、体系的に整理するためにはどのように破損モードを分類するのがよいかを検討しました。その結果、クリープ現象が現れない低温側においては、き裂の発生と、過大な変形による機能の喪失



図 8-11 高照射を受けた構造不連続試験体の破壊直前の様子
フェライト鋼製で、中央部に円孔(孔の初期直径約2.5 mm)を有する試験体に引張荷重を負荷した場合でも、JISの引張試験片と同じく、中央部で変形が不安定化してくびれが発生します。最大ひずみ点である円孔内縁からのき裂発生は見られませんでした。

に大別できることを明らかにし、表 8-2 として整理することを提案しました。

次に、これらの破損モードごとに許容応力を設定するための限界パラメータは本質的にどのような姿であるべきかを考察し、破損に至るまでに変形が不安定化するか、き裂発生が先かによって変えるべきことを示し、延性低下する場合の体系的な判断基準を構築しました。しかしながら、変形が複雑となる構造的に不連続な形状の場合に、この判断基準が適用できるか不明でした。そこで、実際に高照射した中央部に円孔を有する不連続構造体の引張試験の結果、破壊直前には図 8-11 のようになり、最大荷重点を超えると、き裂が発生する前に変形が不安定化し、局所的に絞られることを明らかにしました。これは、単純な JIS 試験片の引張試験と同じであり、これによって判断基準の構造的に不連続な形状への適用性を実証しました。

今後、クリープ現象が現れる高温側にこの概念を拡張し、体系的な構造健全性概念の構築を目指していきます。

本研究の一部は独立行政法人原子力安全基盤機構からの受託研究「高照射損傷を受ける炉内機器の破壊防止制限の高度化に関する研究」の成果です。

●参考文献

Suzuki, K. et al., Intensely Irradiated Steel Components: Plastic and Fracture Properties, and a New Concept of Structural Design Criteria for Assuring the Structural Integrity, Nuclear Engineering and Design, vol.240, issue 6, 2010, p.1290-1305.

8-5 材料の特性をミクロな観点から明らかにする -X線CTを用いたセラミックス材料のイメージベースモデリング-

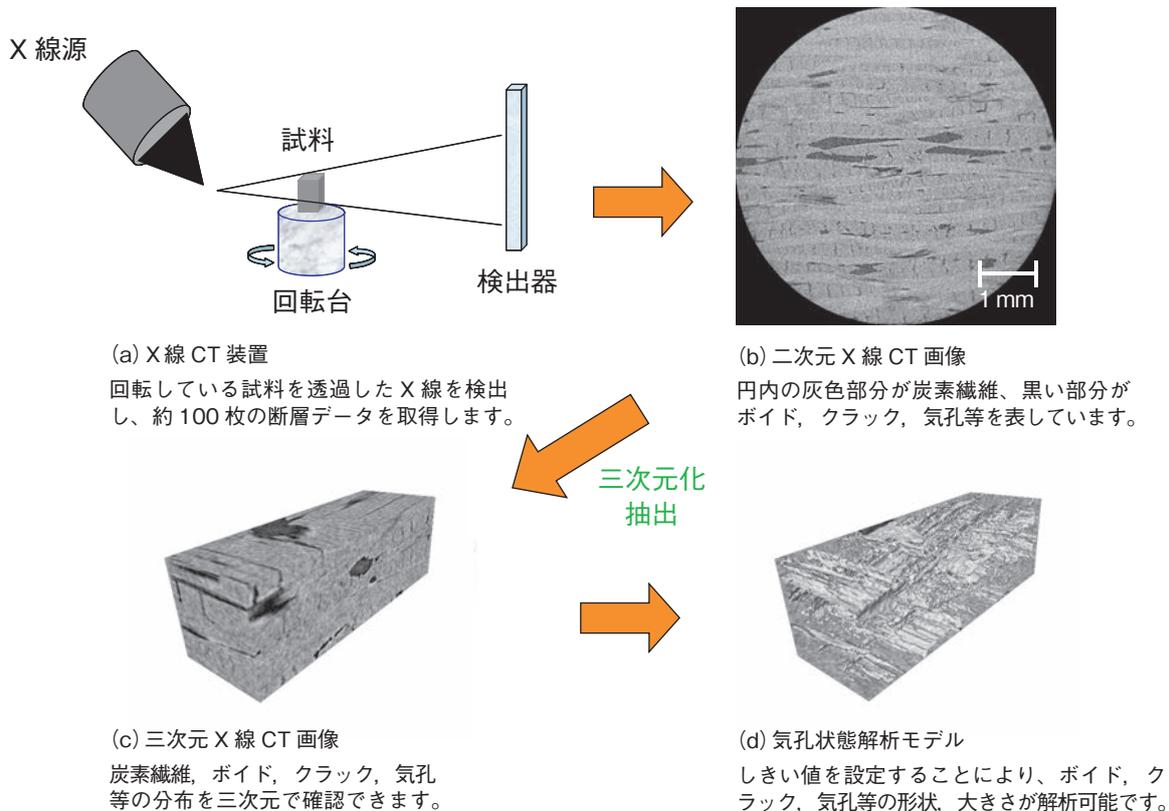


図8-12 三次元X線CTによるイメージベースモデリング

第四世代原子炉システム（GEN-IV）の候補である超高温ガス炉（VHTR）の実用化に向けて、高温ガス炉の炉内に使用されている黒鉛構造物の長寿命化及びセラミックス構造物の開発を進めています。

黒鉛構造物の寿命評価では、寸法変化、ヤング率等の特性評価が重要ですが、それら特性は照射による黒鉛内部の微細構造（結晶、気孔）の変化に大きく依存します。また、セラミックス構造物の素材候補のひとつである炭素繊維強化炭素複合材料（C/Cコンポジット）は、樹脂含浸した炭素繊維を焼き固めたものです。C/Cコンポジットの内部には、製造時に発生する微細なポイド、クラック、気孔が存在しますが、これらは材料の特性に大きく影響します。そのため、微細構造から特性を予測する手法の開発が必要です。

そこで、東洋炭素株式会社と連携した共同研究として、三次元X線CTを用いたイメージベースモデリングにより黒鉛、炭素材料の微細構造と特性を関連付ける初めての試みに着手しました。本手法は、X線CTによる三次

元画像を用いて結晶及び気孔の大きさ、分布を微小領域で定量化し、材料の特性を予測するものです。第一段階として、東洋炭素株式会社から提供されたC/Cコンポジットを用いて、三次元X線CT画像をもとにしたイメージベースモデリングの適用性を検討しました（図8-12）。X線CT画像から気孔状態を確認するためには、物質の有無を判定する2値化処理が必要です。そこで、詳細なX線CT画像解析を行って適切なしきい値を設定し、三次元で気孔状態を解析するモデルの作成に成功しました。また、黒鉛材料に関しても同様の手法が適用できることを確認しました。

現在、作成した解析モデルをもとに、黒鉛、炭素材料の微細構造と特性を関連付けるモデルの開発を進めています。本手法の開発は、黒鉛構造物の照射による特性変化を予測し、寿命評価を可能にするばかりではなく、新しい黒鉛・炭素材料の設計にも役立ち、一般産業分野にも大きく貢献すると期待されています。

●参考文献

Sumita, J. et al., Investigation of Microstructural Change by X-ray Tomography and Anisotropic Effect on Thermal Property of Thermally Oxidized 2D-C/C Composite for Very High Temperature Reactor, Journal of Nuclear Science and Technology, vol.47, no.4, 2010, p.411-420.

8-6 イオン液体を媒体とした高效率抽出分離システム —金属イオン及びタンパク質抽出への応用—

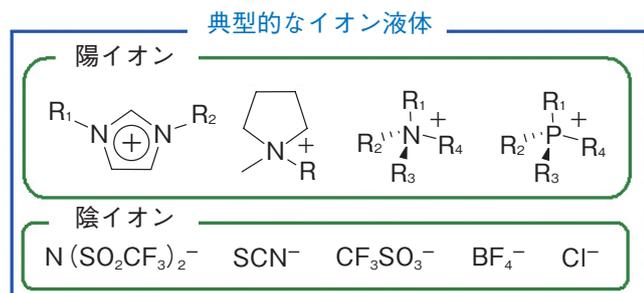


図 8-13 典型的なイオン液体の構造

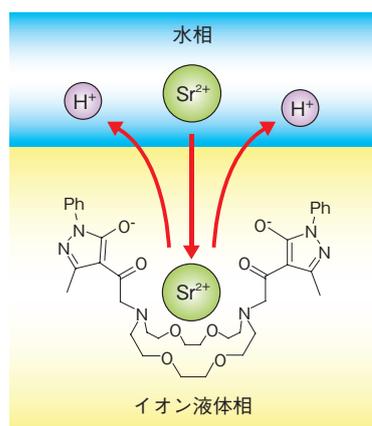


図 8-14 β -ジケトン結合クラウンエーテルによるイオン液体への Sr^{2+} の抽出
ジアザクラウンエーテルに β -ジケトンを導入することで、イオン液体でのみ分子内協同効果が発現し、抽出能が向上します。

イオン液体はイオンのみから構成されているにもかかわらず、室温でも液体として存在する溶融塩です(図 8-13)。イオン液体は不揮発性、難燃性であり、安全面に優れることから環境調和型溶媒と言われています。また、構成イオンの組合せによって、溶媒特性を目的に応じて調節できることが最大の魅力です。例えば、イオン性・高極性を保持したまま、高い疎水性を示し、水にも有機溶媒にも混和しない二面性を同時に導入できます。私たちは、このようなイオン液体の特異的な性質に注目し、イオン液体を媒体とした抽出分離システムの開発を重ねてきました。

溶媒抽出法は金属の湿式精錬、放射性廃液の処理・処分、産業廃棄物からのレアメタル回収などにおいて有望な分離技術です。これまで、有機溶媒の代替としてイオン液体を使用し、様々な抽出剤を用いて貴金属・ランタノイド・マイナーアクチノイドの抽出を検討した結果、従来の一般有機溶媒を用いた系に比べて飛躍的に抽出分離能が向上することを明らかにしてきました。

溶媒抽出法において、二種類の異なる抽出剤を用いる

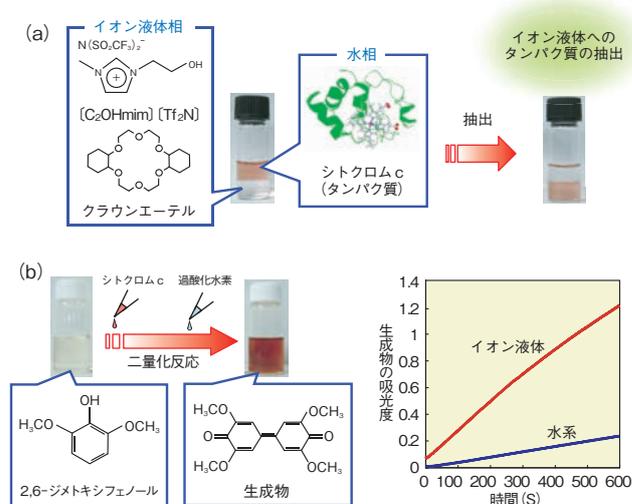


図 8-15 イオン液体へのタンパク質の抽出と生体触媒反応
(a) クラウンエーテルがシトクロム c に結合することで、シトクロム c (赤色) が水相 (上の相) からイオン液体 (下の相) へ抽出されます。
(b) シトクロム c は電子伝達機能を有するタンパク質であり、本来、触媒 (酵素) として機能しません。したがって、2,6-ジメトキシフェノールが過酸化水素によって酸化される反応は水系ではあまり起こりません。しかしながら、イオン液体系ではシトクロム c に酸化反応を触媒する機能 (ペルオキシダーゼ活性) が発現するため、反応効率が大きく向上します。

ことで、それぞれを単独で用いた場合よりも劇的に抽出能が向上することがあります。この現象を「協同効果」といいます。ごく最近、私たちはジアザクラウンエーテルに二つの β -ジケトンを組み込んだ新規抽出剤を合成し、ストロンチウムイオン (Sr^{2+}) の抽出を検討しました。その結果、イオン液体系でのみ「分子内」での協同効果が発現し、有機溶媒系に比べて飛躍的に抽出能が向上する特殊な現象を見いだしました (図 8-14)。

更に私たちは、イオン液体へのタンパク質の抽出に成功するとともに、イオン液体に抽出したタンパク質に酸化反応を促進する新たな触媒活性 (ペルオキシダーゼ活性) が発現することを見いだしました (図 8-15)。具体的にはシトクロム c というタンパク質に高い親和性を有するイオン液体を合成し、シトクロム c 表面を認識するクラウンエーテルと組み合わせることで、シトクロム c の定量的な抽出を可能にしました。さらに、イオン液体に抽出されたシトクロム c は、その立体構造が大きく変化することで、機能が改変し、本来持ちあわせていない新たな酸化触媒機能が発現することを明らかにしました。

●参考文献

Shimojo, K. et al, Cooperative Intramolecular Interaction of Diazacrown Ether Bearing β -Diketone Fragments on an Ionic Liquid Extraction System, Dalton Transactions, no.25, 2009, p.4850-4852.

8-7 放射線は細胞, 人体, 地球にどのような影響を与えるのか？ — 高エネルギー放射線被ばく影響評価に関する統合的研究 —

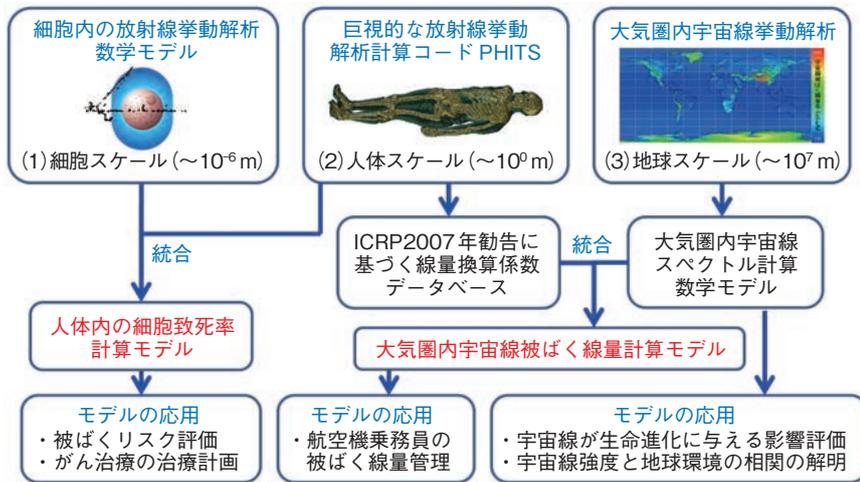


図 8-16 本研究の概要

左側が細胞スケールと人体スケールの統合、右側が人体スケールと地球スケールの統合に関する研究の概要を表しています。

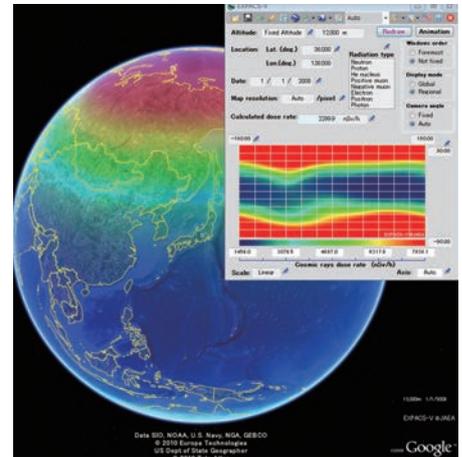


図 8-17 大気圏内宇宙線被ばく線量可視化ソフトウェアEXPACS-Vのサンプル画面
(<http://phits.jaea.go.jp/expacs/>)

高エネルギー放射線は、低エネルギー放射線と比べて生物学的な影響が大きいので、放射線治療に用いられれば高い治療効果が期待できる反面、望まない被ばくを受けた場合は、重篤な影響を引き起こす可能性があります。また、航空機乗務員は、地上の約100倍の強度と言われる高エネルギー宇宙線に被ばくしており、その健康への影響が懸念されています。しかし、それら被ばくによる影響を的確に評価するためには、スケールの異なる放射線挙動解析を統合する必要があります、そのようなモデルはこれまで存在しませんでした。

そこで、私たちは、従来独立していた(1)細胞スケールと(2)人体スケールにおける高エネルギー放射線の挙動解析を有機的に統合し、個々の細胞の応答を反映させた人体の被ばく影響評価モデルを構築しました(図8-16左側)。具体的には、これまで膨大な時間を必要とした細胞スケールの放射線挙動解析を、独自の数学モデルを導入して迅速化しました。そして、そのモデルと人体など巨視的な体系に対する放射線挙動解析コードPHITSを統合し、高エネルギー放射線被ばくにより人体内の個々の細胞がどの程度死に至るか予測する計算モデルを構築しました。

また、(2)人体スケールと(3)地球スケールの宇宙線挙動解析を統合し、新たな宇宙線被ばく線量評価法を開発しました(図8-16右側)。具体的には、PHITSを用いて人体内の放射線挙動を解析し、国際放射線防護委員会(ICRP) 2007年勧告に基づくフルエンスから被ばく線量への換算係数のデータベースを世界に先駆けて構築しました。また、地球大気圏内における宇宙線の挙動を解析し、その結果をもとに、大気圏内の任意地点、時間における宇宙線スペクトルを迅速に計算可能な数学モデルを構築しました。そして、構築したデータベースと数学モデルを統合することにより、大気圏内の宇宙線被ばく線量モデルを開発し、その可視化に成功しました(図8-17)。

構築した人体内の細胞致死率計算モデルは、放射線被ばくによるリスク評価だけでなく、近年急速に普及している高エネルギー放射線を用いたがん治療の治療計画に適用することができます。また、大気圏内の宇宙線被ばく線量計算モデルは、現在、我が国の航空機乗務員被ばく線量管理に利用されています。さらに、大気圏内の宇宙線スペクトル計算数学モデルは、宇宙線が生命の進化に与える影響の評価や宇宙線強度と地球環境の相関の解明など、惑星科学分野でも幅広く活用される見込みです。

●参考文献

- Sato, T. et al, Development of PARMA: PHITS-Based Analytical Radiation Model in the Atmosphere, Radiation Research, vol.170, issue 2, 2008, p.244-259.
- Sato, T. et al, Biological Dose Estimation for Charged-Particle Therapy Using an Improved PHITS Code Coupled with a Microdosimetric Kinetic Model, Radiation Research, vol.171, issue 1, 2009, p.107-117.

8-8 簡便・低コスト新規回収技術：エマルションフロー法 —放射性廃液処理技術から排水浄化技術への展開—

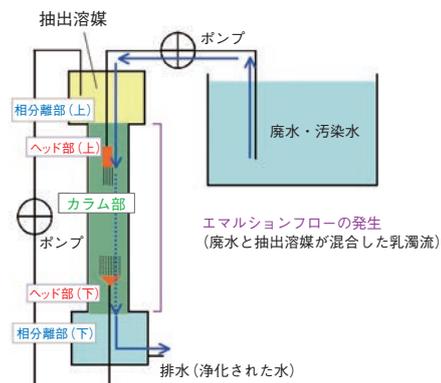


図 8-18 エマルションフロー法の概要
ヘッド部で微小な液滴を発生させることで、カラム部でエマルションフローが発生し、相分離部で消滅します。

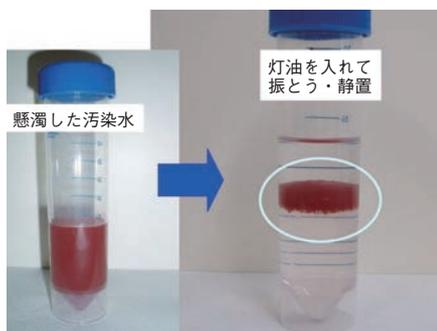


図 8-19 エマルションフロー装置の外観と稼働中の様子
エマルションフロー装置の外観(左上)と、ヘッド部での微小液滴の発生、カラム部でのエマルションフローの発生及び相分離部でのエマルションフローの消滅の様子(破線枠内)です。

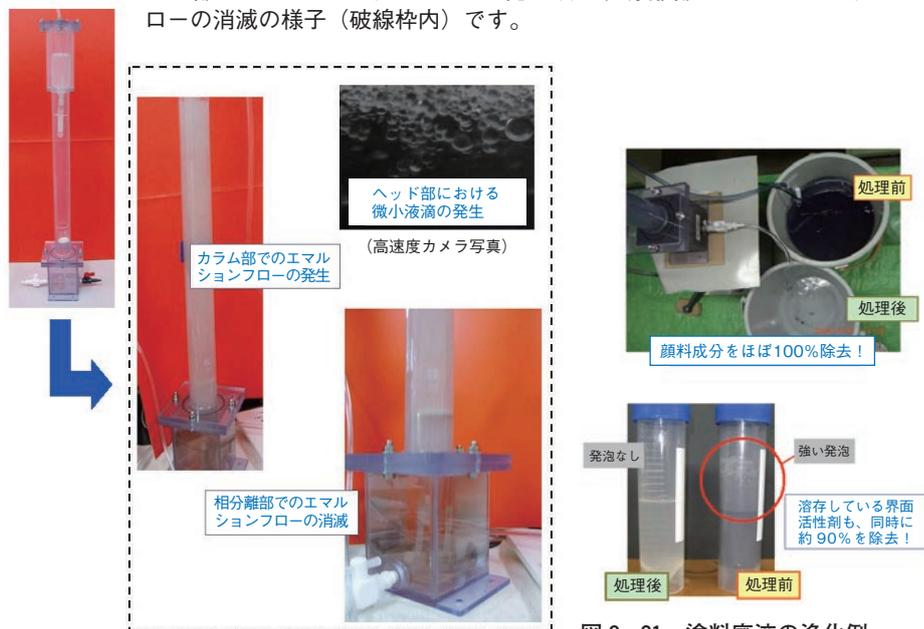


図 8-21 塗料廃液の浄化例
顔料粒子と界面活性剤の同時除去により、塗料廃液が浄化されます。

図 8-20 粒子成分回収の例
酸化鉄の微粒子で懸濁した水を灯油と振とうしたあと、静置すると、微粒子が液液界面に集まります。

エマルションフロー法とは、油のような水と混じり合わない溶媒を用いて、水に溶けている溶存成分と水を懸濁させている粒子成分の両方を、コンパクトでシンプルな装置を使って、低廉、簡便、迅速に回収・除去できる新しい手法です。エマルションフロー法では、金属イオンなどの溶存成分は液液抽出(溶媒抽出)で、懸濁物などの粒子成分は液液界面への凝集を利用して回収します。溶存成分と粒子成分の同時回収も可能です。

液液抽出とは、水に溶けている成分を油のような水と混じらない溶媒に抽出する方法のことで、溶媒抽出とも呼ばれ、工業的に広く利用されています。エマルションフロー式の液液抽出法では、ヘッド部で微細な液滴を発生させることで、カラム部で水と油が混じり合った乳濁流エマルションフローが発生し、これが相分離部に達すると消滅します(図 8-18, 図 8-19)。すなわち、送液のみで効率的に水と油を混合・乳化するので、攪拌・振とうなどの機械的な外力を必要とする従来法(ミキサーセトラ等)よりも、格段に低コストで簡便です。また、フローを利用して水と油を強制的に相分離するので、コンパクトな装置で迅速処理が可能です。

エマルションフロー式液液抽出法は、原子力施設内の設備・装置の解体撤去に伴って発生する除染廃液の浄化(放射性物質の除去)を目的に開発され、実用に向けて発展を遂げてきました。最近では、原子力以外にも、工場からの排水の浄化や廃液からのレアメタルの回収などに利用できる簡便・低コストな新規回収・除去技術として、様々な産業分野で注目を集めています。

エマルションフロー方式は、懸濁物のような粒子成分の回収にも利用できます。懸濁した汚染水に灯油を入れて振とうすると、図 8-20 に示すように、懸濁粒子が水と油の間の界面に集まります。これをエマルションフロー方式で行うことで、フィルタや凝集剤を使わずとも、効率的に水の中の粒子成分を回収することができます。例えば、ひとつの例として、自動車用水性塗料の廃液の浄化に適用すると、廃液に含まれる顔料粒子のほぼ 100% を除去することができます(図 8-21 上)。加えて、塗料廃液に溶存している界面活性剤も、同時に約 90% を除去できます。界面活性剤はいわゆる石鹼ですので、処理前の廃液は強く発泡しますが、処理後は発泡がなくなり、界面活性剤が除去されたことが分かります(図 8-21 下)。

●参考文献

長縄弘親ほか, 向流方式エマルションフロー連続液液抽出装置, 特開2010-082531, 公開特許公報。
長縄弘親ほか, 溶液中粒子成分の連続回収方法, 特開2010-082530, 公開特許公報。

低炭素社会の実現に貢献する高温ガス炉・利用研究

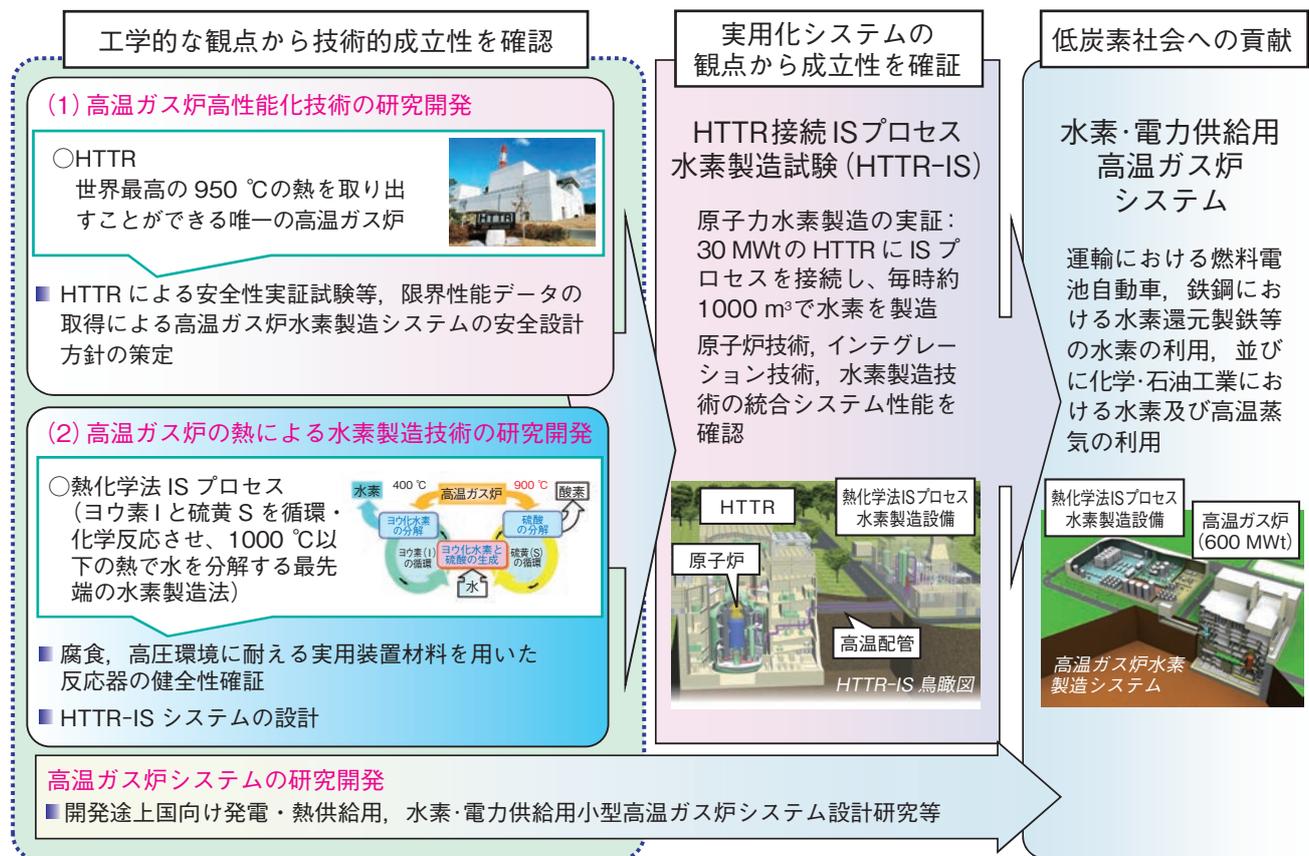


図9-1 高温ガス炉を用いた水素製造研究開発計画

私たちは、低炭素社会の実現を目指して、900℃を超える熱を取り出せる高温ガス炉を、非電力分野（運輸、鉄鋼、化学・石油等の熱利用分野）で利用し、原子力エネルギー利用を多様化するための研究開発を進めています。

我が国の二酸化炭素（CO₂）排出量の約70%は運輸、鉄鋼、化学・石油等の熱利用分野に起因しており、大幅なCO₂の排出削減を図るためには、これまで原子力が利用されていなかった熱利用分野での利用を拡大すること、すなわち、原子炉の熱でクリーンなエネルギーである水素を製造すること及び原子炉で発生する高温の熱を直接利用することが不可欠です。具体的には、運輸における燃料電池自動車、鉄鋼における水素還元製鉄等の水素の利用、並びに化学・石油工業における水素及び高温蒸気の利用が挙げられます。また、開発途上国における急速なエネルギー需要の増大に対応し、世界的規模でのCO₂の排出削減を図るためには、送電網が小規模でも建設でき、安全性に優れ、発電に加えて多様な熱利用が可能な原子炉（特に小型炉）の導入が必要です。高温ガス炉は、900℃を超える高温の熱を取り出せることに加えて、安全性及び経済性にも優れた原子炉であることから、私たちは、高温ガス炉の熱利用分野での利用は低炭素社会の実現に不可欠であると考え、研究開発を実施しています。

私たちは、高温ガス炉・利用研究として、(1)高温ガス炉高性能化技術の研究開発、(2)高温ガス炉の熱による水

素製造技術の研究開発を行っています（図9-1）。

(1)では、我が国初の高温ガス炉である高温工学試験研究炉（HTTR：原子炉出力30 MWt、最高出口温度950℃、1998年初臨界）について、2004年に最高原子炉出口冷却材温度950℃を世界で初めて達成し、高温連続運転、安全性実証試験等を段階的に行い、高温ガス炉の実用化に必要なデータを蓄積し、取得したデータを用いて特性評価手法の高度化などを進めています。最近では、2010年3月に50日間の高温（950℃）連続運転を達成しました。

(2)では、水から水素を製造する熱化学法ISプロセスに係る研究開発を進めています。水の熱分解では水素と酸素を切り離すのに約4000℃の熱が必要ですが、IS法は化学反応を利用することで、900℃前後の熱で水を分解できる水素製造方法です。2004年に毎時30ℓの水素を1週間にわたって、連続かつ安定して製造することに世界で初めて成功しており、現在、反応器の信頼性試験を進めています。将来的には2020年頃までにHTTRにISプロセスを接続し、原子力水素製造を実証する計画です。

さらに、並行して、小型高温ガス炉システムの設計研究を行っています。

9-1 将来の効率的な水素製造を目指して

—熱化学法ISプロセスにおけるヨウ化水素濃縮用分離膜の開発—

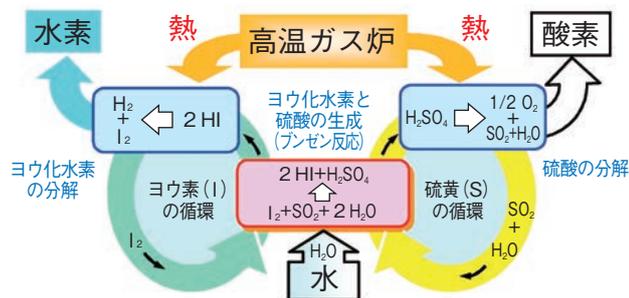


図9-2 熱化学法ISプロセスの概要
水からヨウ化水素と硫酸を生成し、それらを高温ガス炉の熱を用いて分解することで、水素と酸素が生成されます。

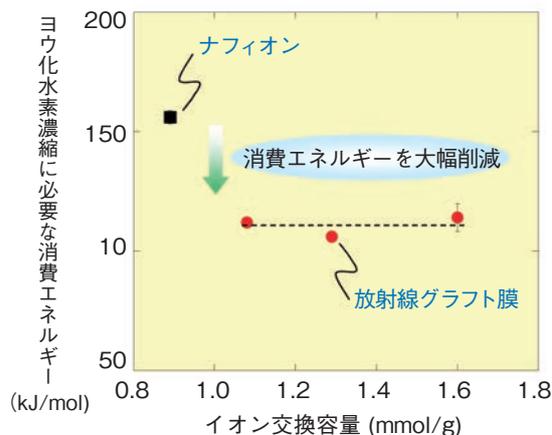


図9-4 放射線グラフト膜と市販膜の性能比較
放射線グラフト膜を用いることにより、ヨウ化水素濃縮に必要な消費エネルギーを市販膜(ナフィオン)に比べて大幅に削減することができました。

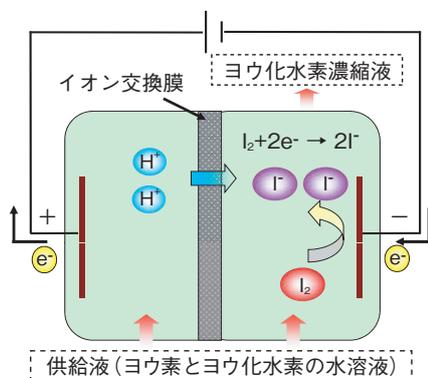


図9-3 イオン交換膜を用いたヨウ化水素濃縮の原理
イオン交換膜における水素イオンの選択的透過及び、ヨウ素とヨウ化物イオンとの酸化還元反応を利用して、ヨウ化水素水溶液を濃縮します。

高温ガス炉の熱利用技術開発の一環として、熱化学法ISプロセスの研究開発を行っています。ヨウ素と硫黄を循環物質とした化学反応を組み合わせることで、原料の水を分解して水素を製造する技術です(図9-2)。この技術は、原子力エネルギーの利用拡大につながるだけでなく、化石燃料などの炭素源を使用しないため、炭酸ガス排出削減にも貢献できるクリーンな技術です。

ISプロセスは、高温ガス炉の熱を水素の化学エネルギーに変換するプロセスであり、水の電気分解などの既存技術の効率を大幅に超える40%以上の高い熱効率で運転することが望まれます。ISプロセスによる高効率水素製造にとって、ヨウ化水素の分離濃縮を効率的に行うことが重要であり、私たちは、水素イオンのみを選択的に通す分離膜(イオン交換膜)を用いてヨウ化水素水溶液を濃縮する方法の研究を進めています(図9-3)。

効率良くヨウ化水素を濃縮するには、ヨウ化水素水溶液環境で性能劣化せず長時間安定で、かつ、水素イオン選択透過性の高いイオン交換膜が必要ですが、市販膜には満足できる性能を持つものはありませんでした。

一方、原子力機構は、これまでに燃料電池などへの利用を目的にして、水素イオンの選択透過性を左右するイ

オン交換基の導入量(イオン交換容量)などを調節することにより、使用目的に適ったイオン交換膜を作製する技術(放射線グラフト重合法)を開発してきました。そこで、この独自技術を利用して、ISプロセスのヨウ化水素濃縮に適したイオン交換膜(放射線グラフト膜)の作製を試みました。

膜の基材として四フッ化エチレン・エチレン共重合樹脂のフィルムを選定し、放射線グラフト重合法によりイオン交換容量の異なる膜を作製して、水素イオンの選択透過性を測定しました。測定結果を解析してヨウ化水素濃縮に必要な消費エネルギーを評価し、市販膜の性能と比較したところ、大幅に削減できることが分かりました(図9-4)。

このように、放射線グラフト法を活用することにより、効率的な水素製造のために重要なヨウ化水素濃縮を少ない消費エネルギーで行うイオン交換膜を作製する目処を得ることができました。また、ヨウ化水素水溶液環境における安定性についても、膜の強化処理(架橋)などによって確保できる目処を得ています。今後は、イオン交換容量や使用する高分子の種類などの合成条件を最適化し、信頼性の高いイオン交換膜を実現するための研究開発を進めていく予定です。

●参考文献

Tanaka, N. et al., Electro-Electrodialysis of HI-I₂-H₂O Mixture Using Radiation-Grafted Polymer Electrolyte Membranes, Journal of Membrane Science, vol.346, issue 1, 2010, p.136-142.

9-2 高温ガス炉水素製造システムの安定運転に向けて —水素製造施設の異常時に原子炉に影響を与えない運転制御—

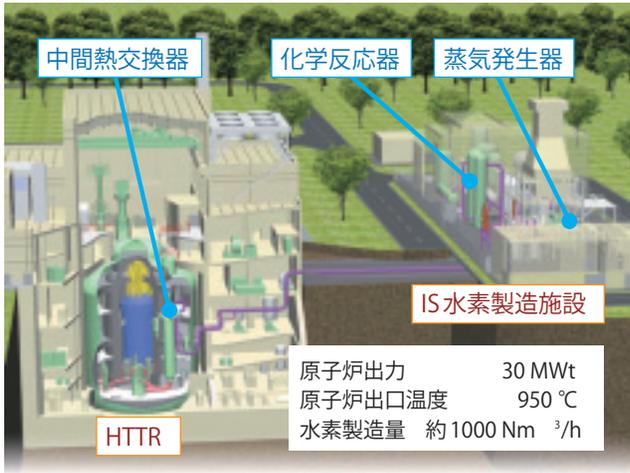


図9-5 HTTR-IS水素製造システム

原子炉で加熱された1次冷却材(ヘリウムガス)は、中間熱交換器を介して2次冷却材(ヘリウムガス)に原子炉の熱を伝えます。加熱された2次冷却材は、IS水素製造施設に輸送され、水素製造の熱源として用いられます。

図9-7 負荷変動の緩和効果(解析)

考案したシーケンス制御により、蒸気発生器出口温度の上昇を目標値以下に緩和できることを確認しました。

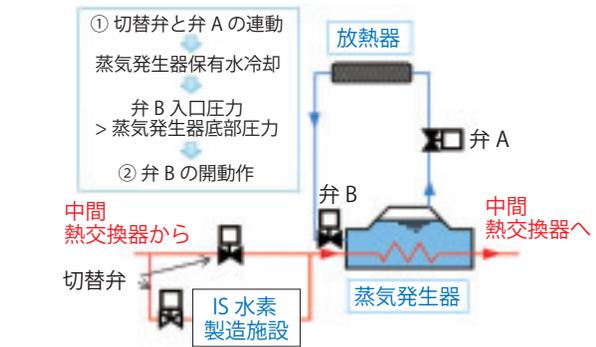
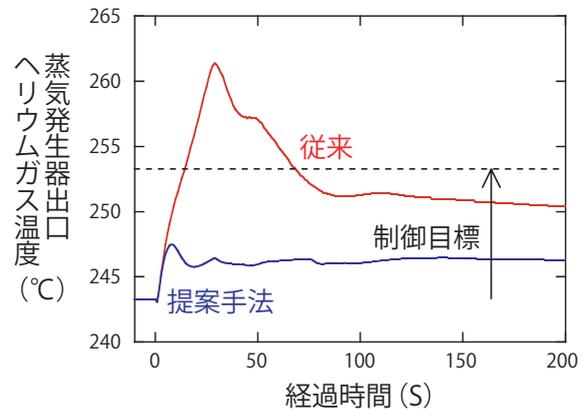


図9-6 負荷変動を緩和するシーケンス制御

水素製造施設での負荷変動を緩和するシーケンス制御を考案しました。



高温ガス炉は950 °C という高温の熱を取り出すことができることから、発電はもとより、水素製造、化学工業の熱源など、多用途にわたる利用が想定され、二酸化炭素排出量の削減に大きく貢献することが期待されています。これまで、化学プラントの熱源に原子炉を利用した例は世界でまだないことから、私たちは大洗研究開発センターのHTTRを用い、世界で初めて原子炉の熱を用いて水素製造を行うシステム(HTTR-IS水素製造システム)の建設を計画しています(図9-5)。

高温ガス炉と水素製造施設の接続時の課題のひとつに、水素製造施設での機器の故障、人的操作ミスなどにより生じる化学反応器の交換熱量変動(負荷変動)が原子炉に与える影響を防止することがあります。この負荷変動は2次冷却材での温度変動の原因となり、この温度変動は中間熱交換器を介して1次冷却材へ伝播します。高温ガス炉では構造材の健全性を保持する観点から1次冷却材の温度変動を制限しており、この温度変動が原子炉スクラム設定点を超える場合には原子炉が自動停止します。高温ガス炉水素製造システムの安定な運転には、水素製造施設の異常時に生じる負荷変動を緩和すること

が不可欠です。これまでに、蒸気発生器と放熱器を用いた負荷変動緩和システムの設計、水素製造施設の異常時におけるプラント過渡挙動を評価するための解析手法の開発を行い、本システムの基本的成立性を確認しました。一方、IS水素製造施設のように、異常時に2次冷却系からの隔離が必要な場合には、負荷変動の大きさや速度が大きいことから従来手法を適用できませんでした。そこで、2次冷却系の切替弁と蒸気発生器の上部に設置された弁を連動させ、蒸気発生器保有水を冷却することで蒸気発生器出口での冷却材温度変動を緩和する新しい概念を取り入れたシーケンス制御を考案するとともに、運転員の操作の介在を期待せずに蒸気発生器と放熱器間において安定な自然循環を形成するための弁の作動条件を見いだしました(図9-6)。解析の結果、水素製造施設での異常時にも原子炉の安全保護装置や警報装置を作動させることなく、通常運転を継続できることを明らかにしました(図9-7)。今後は、HTTR-IS水素製造システムの設置許可申請時に必要な安全評価に向け、HTTRで取得するプラント過渡挙動に関するデータを用いて解析手法の信頼性を確認する予定です。

●参考文献

佐藤博之ほか, HTTR-IS 水素製造装置における熱負荷変動緩和システムの運転制御法, 日本原子力学会和文論文誌, vol.7, no.4, 2008, p.328-337.

核燃料サイクルの確立を目指して

核燃料サイクルの確立を目指して、軽水炉使用済燃料の再処理、放射性廃棄物処理などに係る技術開発に取り組んでいます。また、日本原燃株式会社（JNFL）が青森県六ヶ所村において進めている核燃料サイクル事業に対する技術協力に取り組んでいます。

1. 再処理技術開発

民間事業者による軽水炉使用済燃料の再処理及びプルトニウム利用を推進するため、民間事業者のニーズを踏まえつつ、「ふげん」MOX使用済燃料の再処理試験や高レベル放射性廃液のガラス固化技術開発などの研究開発を実施しました。

ガラス固化技術開発については、ガラス溶融炉内の点検作業を通じて、炉内堆積物の除去や炉内形状計測に係るデータを取得しました。また、長寿命ガラス溶融炉の実現に向け、溶融炉材料の耐久性に係る試験や白金族対策としての炉底構造の検討などを実施しました。

低レベル廃棄物の減容・安定化技術開発については、リン酸廃液やスラリー廃液の固化条件に係るデータを取得し、セメント固化設備設置に係る設計に反映しました。また、硝酸塩を含む低レベル放射性廃液の硝酸塩分解技術開発を継続して実施し、工学試験に向けたデータを取得しました（図10-1）。

2. 技術協力

JNFLが進めている核燃料サイクル事業に対し、ウラン濃縮事業については新素材胴遠心機（新型機）のカスケード試験、再処理事業については六ヶ所再処理工場（RRP）のアクティブ試験、MOX燃料加工事業についてはMOX燃料加工工場の建設・運転に向けての技術協力を継続して実施しました（図10-2）。

特に、RRPアクティブ試験の最終段階においてJNFLが直面している高レベル廃液ガラス固化施設の課題解決に対し、ガラス固化技術や遠隔操作技術等に精通した技術者を追加派遣するとともに、模擬試験協力や各種受託試験、共同研究などによる支援強化を実施しました（図10-3）。

このほか、財団法人核物質管理センターへの技術者の派遣を行い、六ヶ所地区での核物質管理に関する技術協力を継続して実施しました。また、RRPで分析業務を請け負っている原子燃料分析有限責任事業組合技術者の受入研修を実施しました。



図10-1 硝酸塩分解試験状況

廃棄物を浅地中処分とする際の硝酸性窒素による環境影響を低減するため、硝酸溶液中の硝酸塩を分解する試験を実施しています。



図10-2 技術協力

JNFLが青森県六ヶ所村において進めているウラン濃縮事業、再処理事業、MOX燃料加工事業に対して、原子力機構の研究成果を提供するとともに、技術者の派遣などの人的支援や要員の受入れによる技術訓練を実施するなど民間事業の推進に必要な技術協力に取り組んでいます。

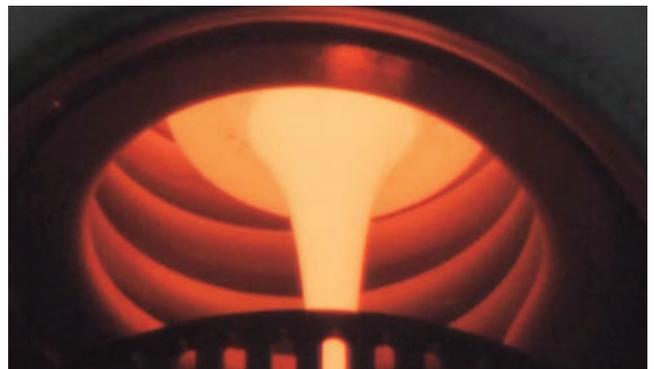


図10-3 溶融ガラスの流下状況

RRPの高レベル廃液ガラス固化施設の溶融炉運転の課題解決のため、モックアップ溶融炉による運転条件等を確認する模擬試験への協力を実施しました。

10 - 1 再処理低放射性廃液の新たな処理技術開発 —低放射性廃液のセメント固化技術の確立を目指して—

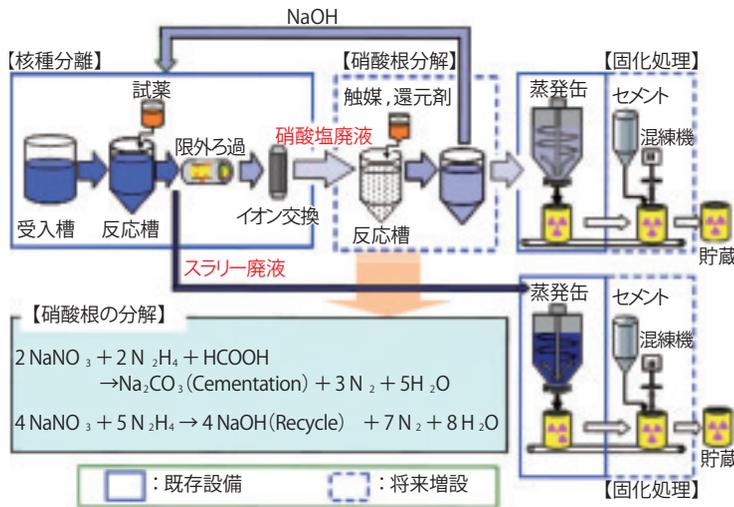


図10-4 液体廃棄物処理の現状と将来計画

東海再処理施設から発生する低放射性の濃縮廃液及びリン酸廃液は、将来埋設処分するためにLWTFで処理する計画です。LWTFでは埋設費用を軽減するために、廃液を放射性核種を含むスラリー廃液と放射性核種をほとんど含まない硝酸塩廃液とに分離し、また将来的には処分環境中の硝酸性窒素の濃度を低く抑えるために硝酸根を分解し炭酸塩等に変換する計画です。

私たちは、低放射性廃液のセメント固化設備を低放射性廃棄物処理技術開発施設（LWTF）に設置するための技術開発に取り組んでいます（図10-4）。

核種分離後の廃液は、蒸発缶で水分量を調整しインドラムで固化処理します。蒸発缶の性能上、塩量に対する水分量の割合が多く市販セメントでは浮き水が発生します。そのため余剰な水分があっても固化が可能な高炉水砕スラグ微粉末を主成分とした特殊セメントを採用しています。その結果、硝酸塩充てん率50 wt%で強度10 MPa以上の均一な固化体が作製可能となりました（図10-5）。

不純物を多く含むスラリー廃液に関しては、不純物の沈降を防止するために混練物の粘性を高め高粘度流体用攪拌翼を採用することで均一な固化体が作製可能となりました。

硝酸根分解後の炭酸塩廃液は、pH約11.5の飽和溶液と沈降した炭酸塩が主成分です。炭酸塩は32℃以下で10水和塩を形成し混練に必要な水分が不足します。また、セメント成分のカルシウムと反応しNaOHが放出されpHが上昇します。そのため水分が不足しても混練可能で、高pHに対しても反応が緩やかな粒の粗い高炉水砕スラ

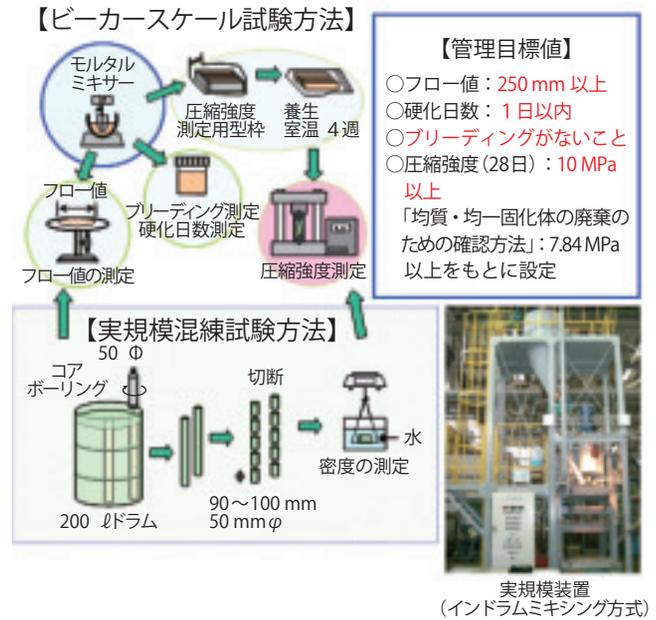


図10-5 セメント固化試験概要図

グを採用し、廃液温度は50℃に設定しました。ビーカー試験では、温度の低下が早く、一部のサンプルで割れや膨張が観察されました。しかし、実規模試験ではドラム缶内の保温性が高く割れや膨張などは見られませんでした。炭酸塩充てん率30 wt%で強度10 MPa以上の均一な固化体が作製可能であることを確認しました。今後、膨張を抑制する条件を整備する計画です。

廃溶媒を処理した結果発生するリン酸廃液(NaH_2PO_4)は、pH約4の酸性廃液で固化前に中和が必要となります。リン酸イオンは固化反応への影響が大きく、また中和したリン酸塩(Na_3PO_4)は34℃以下で12水和塩を形成し増量するためにリン酸塩充てん率は原廃棄物換算で最大でも6 wt%でした。充てん率を向上させるためにリン酸廃液をカルシウムで処理し水和塩を持たない安定なリン酸カルシウムに変換する方法を試験しました。その結果、Ca/P比2.43倍ですべてのリン酸塩をリン酸カルシウムに変換することができ、固化反応への影響が緩和され、リン酸塩(NaH_2PO_4)充てん率14 wt%で強度10 MPa以上の均一な固化体が作製可能となりました。

今後は、固化体の低pH化を目指した固化材の開発、処分適合性の確認試験を実施する計画です。

●参考文献

Sugaya, A. et al., Development of New Treatment Process for Low Level Radioactive Waste at Tokai Reprocessing Plant, Proceedings of WM2010 Symposia, Phoenix, Arizona, USA, 2010, 12p., 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

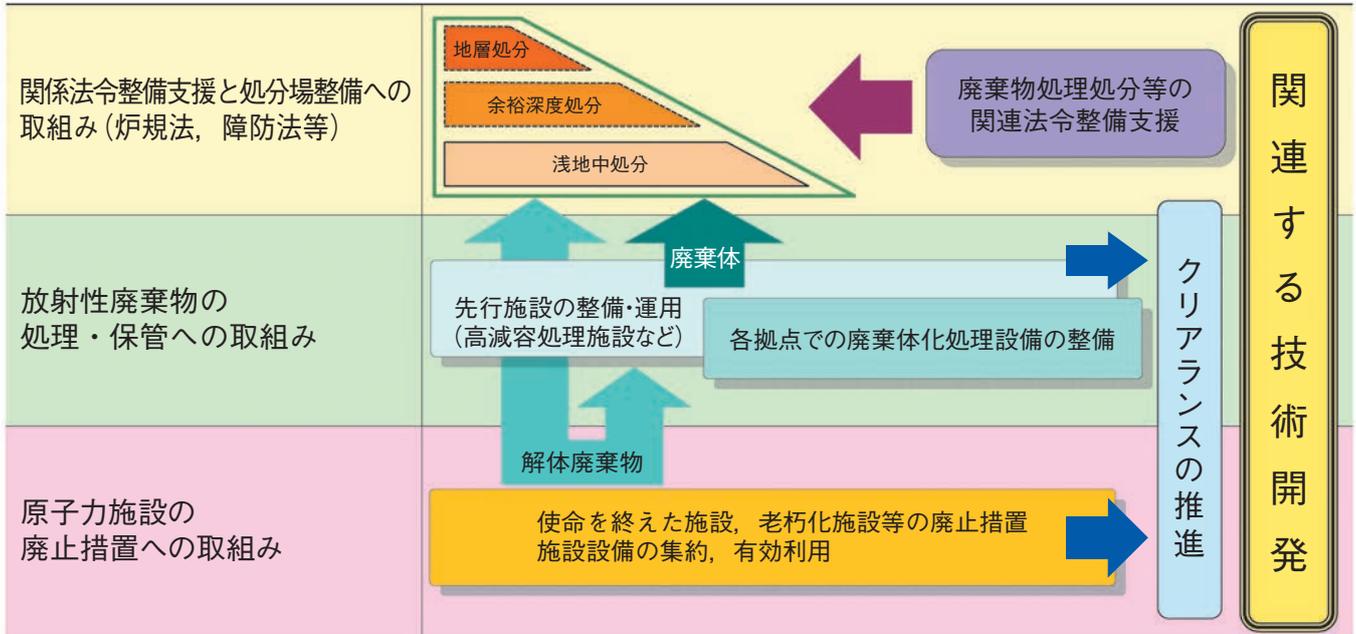


図11-1 バックエンド対策の全体概要

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は、私たちにとって大変重要な仕事のひとつです。私たちは、研究施設等から発生する低レベル放射性廃棄物（研究施設等廃棄物）の埋設事業実施主体となり、原子力機構以外の大学、民間などで発生する放射性廃棄物も対象とした埋設事業計画を進めています。また、廃棄物の発生から処分に至る関連する技術開発や、廃棄物処理設備及び処分場整備、関連法令整備の支援業務による基盤整備などを行い、原子力施設の廃止措置や放射性廃棄物の処理処分について、合理的かつ計画的実施に向けて、総合的に対策を進めています（図11-1）。

効率的なクリアランス作業の実施に向けて

原子力施設の廃止措置に伴い多量の解体廃棄物が発生します。そのうち、含まれる放射性物質の濃度が人の健康への影響を無視できるほど小さいクリアランスレベル以下のものが多くの割合を占めています。これらの多量のクリアランス対象物を効率的に、確実なクリアランスを実施するため、汚染源、汚染性状等を入力条件として評価対象核種を選定する「クリアランスレベル検認評価システム」の開発を行いました（トピックス11-1）。

合理的なウラン廃棄物処分の実現に向けて

原子力施設からは様々な研究施設等廃棄物が発生します。この中には主要な汚染核種が長半減期のウランを含む廃棄物（ウラン廃棄物）が含まれています。このような廃棄物を安全に処分することは原子力の重要な課題です。ここでは、ウラン廃棄物の余裕深度処分の成立性を確認することを目的に数万年～数10万年という長期間にわたる安全評価を進めています（トピックス11-2）。

研究施設等廃棄物に含まれる放射性核種の分析技術

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、含まれる放射性核種の種類と濃度を把握し、その放射能評価が必要不可欠になります。私たちは、主要な対象施設として、原子力科学研究所の高減容処理施設において放射性廃棄物から製作される溶融固化体を想定し、この溶融固化体試料に含まれる重要核種に対して、コストを抑えつつ定常的に分析できる手法の開発を進めました。この結果、非破壊 γ 線測定の高効率化、試料前処理法及び核種分離法の簡易・迅速化、長寿命核種に対する測定の迅速化などの技術を確認し、これら成果を廃棄物の簡易・迅速分析法（分析指針）としてまとめました（トピックス11-3）。

11-1 効率的なクリアランスの判断に向けて - 評価対象核種を選定するプログラムの開発 -

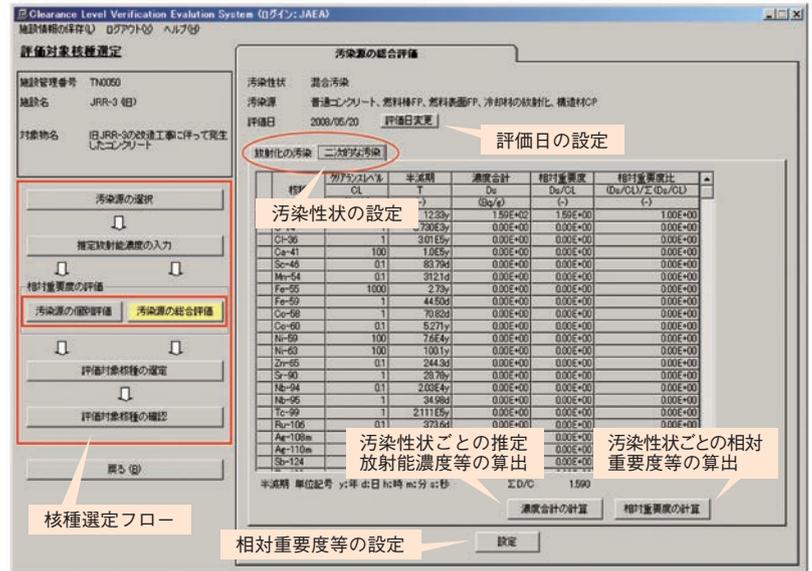
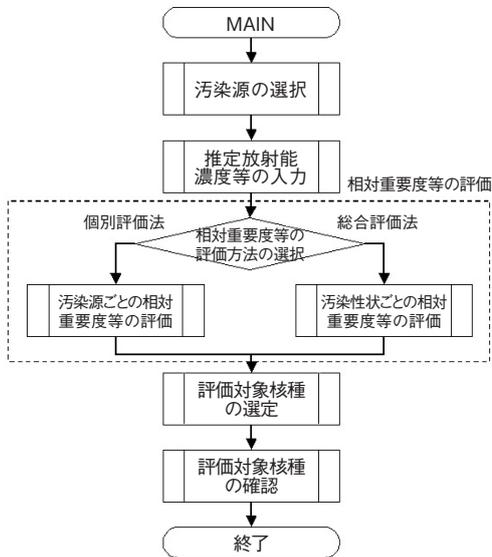


図11-2 評価対象核種選定プログラムのメインフロー
汚染源（核分裂生成物や腐食生成物等）又は汚染性状（二次的汚染，放射化汚染，それらが混在した汚染等）に応じて評価対象核種（クリアランス判断に当たって放射能濃度の測定・評価の対象となる核種）を選定できる構造としました。

図11-3 総合評価法による相対重要度等の評価画面の例
汚染源ごとに入力した推定放射能濃度等を用いて、総合評価法により汚染性状ごとの相対重要度等を評価できる構造としました。

私たちは、原子力施設の廃止措置などに伴い放射能濃度の低い多量の解体廃棄物を対象にクリアランスを計画しています。このためクリアランスの作業の軽減と効率化を図り、確実な解体廃棄物のクリアランスを支援するクリアランスレベル検認評価システム（CLEVES）の開発を進めています。

このうち、原子炉施設について放射能濃度確認規則にクリアランスレベル（C）が示された33核種の中からクリアランス対象物の汚染性状，汚染源に応じた相対重要度（クリアランス対象物，汚染性状及び汚染源ごとに最大となった核種のD/Cを1として、ほかの核種のD/Cとの相対比を規格化したもの）などを評価し、規制基準に応じた評価対象核種の選定を支援する評価対象核種選定プログラムを作成しました。評価対象核種選定プログラムでは、原子炉施設の種類や構造などの特徴を考慮し、クリアランス対象物の汚染性状に応じた汚染源を選択し、汚染源ごとの推定放射能濃度（D）等を入力します（図11-2）。次に、個別評価法又は総合評価法により推定放射能濃度等から相対重要度等を評価します。

個別評価法では汚染源ごとの相対重要度等を評価し、

総合評価法では汚染性状等の推定放射能濃度等を求め、汚染性状ごとの相対重要度等を評価します。図11-3に総合評価法による相対重要度等の評価画面の例を示します。その後、相対重要度等を用い、原子炉施設における規制当局の基準に応じて、33核種の中から評価対象核種を選定します。また、作成した評価対象核種選定プログラムを用いて原子力機構で進めているJRR-3の改造に伴って発生したコンクリートのクリアランス作業を対象として試算を行いました。総合評価法により評価対象核種の検討を行った結果、Co-60，Cs-137，Eu-152の3核種が評価対象核種として抽出されました。また、個別評価法により評価対象核種の検討を行った結果、H-3，Co-60，Sr-90，Cs-137，Eu-152の5核種が評価対象核種として抽出されました。

このように本評価対象核種選定プログラムでは、汚染源ごとに評価を行う個別評価法や汚染性状ごとに評価を行う総合評価法による評価対象核種の選定が可能となり、利用者のニーズに合わせて、多様に利用することができます。今後、原子力機構におけるクリアランス作業に順次適用していく予定です。

●参考文献

立花光夫ほか，クリアランスレベル検認評価システムの開発Ⅰ；評価対象核種選定プログラムの作成，JAEA-Data/Code 2009-019, 2010, 52p.

11-2 合理的なウラン廃棄物処分の実現に向けて

—ウラン廃棄物の余裕深度処分における安全評価—

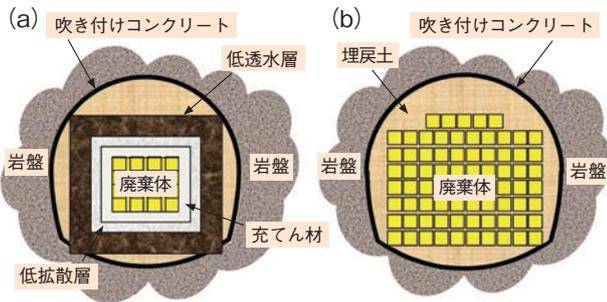


図11-4 本研究で設定した合理的な処分空洞の概念図
(a)原子力安全委員会の報告書で示された処分空洞。
(b)本研究で設定した処分空洞。

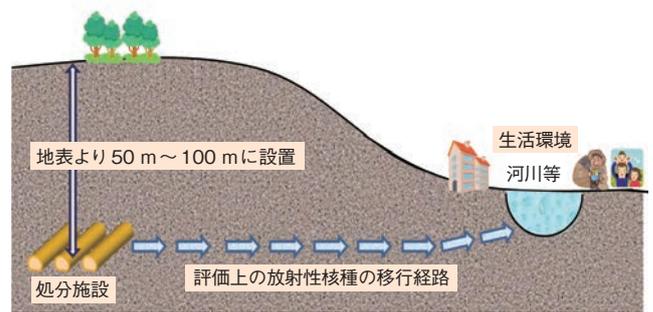


図11-5 地下水シナリオの概念図
地中深くの地下水は非常にゆっくりと移動します。処分施設内の放射性核種は、この地下水とともに長い年月をかけて、移行経路を移動し、河川等に至ります。その結果、河川水等を利用することで一般公衆の被ばくが想定されます。

表11-1 評価シナリオの検討と安全評価で考慮するパラメータの例
評価シナリオを想定される天然事象ごとに整理しました。そして、それぞれの評価シナリオで想定される変化事象を、時間経過に伴い変動するパラメータとして設定し、安全評価に反映しました。

評価シナリオ	想定される変化事象	安全評価に反映したパラメータ
気候変動 — 寒冷化	<ul style="list-style-type: none"> 降水量が減少し、地下水への供給水量が減少する 海水準が低下する 	<ul style="list-style-type: none"> 時間経過に伴い、地下水流速が低下する
気候変動 — 温暖化	<ul style="list-style-type: none"> 降水量が増加し、地下水への供給水量が増加する 海水準が上昇し、移行経路に海水が浸入する 	<ul style="list-style-type: none"> 時間経過に伴い、地下水流速が上昇する 移行経路の化学的性質が、陸水性から塩水性に変化する
造構運動—隆起・侵食—表層剥離等	<ul style="list-style-type: none"> 隆起・侵食により処分施設が地表に接近する 酸素を多く含む降雨影響により、地下環境が風化変質し、透水係数が大きくなる（地下水が流れやすくなる） 地表面の削剥、河川の浸食等により移行距離が減少する 	<ul style="list-style-type: none"> 地下水流速が上昇する 地下環境の化学的性質が、還元性から酸性に変化する 放射性核種の移行距離が減少する

原子力機構における様々な研究開発や、原子力施設の維持管理に伴い、放射性廃棄物が発生します。これらの放射性廃棄物を安全に処分することは、原子力の研究、開発及び利用を支障なく進める上で重要な課題です。本研究では、ウラン廃棄物の余裕深度処分における安全性を評価するため、数万年～数10万年という長期間にわたる安全評価を進めています。

ウラン廃棄物の処分空洞の構成は、過去の検討結果に基づき設定しました。具体的には、ウランは半減期が極めて長く、人工バリア（低拡散層、低透水層等）に長期間の閉じ込め機能は期待できないことなどの理由から、人工バリアを設置しない合理的な処分空洞としました(図11-4)。

安全評価の対象としては、図11-5に示すような、地下に設置された処分施設内の放射性核種が、移行経路を介して生活環境にある河川等に移動したときの一般公衆に対する被ばくのほか、長期間が経過したあと、処分施設が地表に接近し、その直上あるいは周辺で活動する一般公衆に対する被ばく等が挙げられます。

安全評価では、一般公衆が長期間にわたり安全であることを確認することが重要となります。そのため、想定される気候変動や地形変化等の天然事象を、科学的データに基づき、将来の状態を予測し、何が、いつ、どのように変化するかを設定する必要があります。表11-1に、評価シナリオの検討における天然事象と、それに対応する変化事象を安全評価におけるパラメータとして整理した例を示します。なお、パラメータについては、現状では具体的な処分場所が確定していないことから、既往文献等に示されている値を参考としました。

上記のような条件の下に、地下水シナリオに対して、想定しうる複数の評価シナリオの検討、パラメータ設定及び被ばく線量評価を実施しました。この結果、様々な変動を考慮しても、一般公衆に対する被ばく線量は十分小さいことを確認しました。

今後は、固有のパラメータ、事象変化の速度等を反映した、より詳細な安全評価を行うことが重要と考えています。

●参考文献

中谷隆良ほか, ウラン廃棄物の余裕深度処分概念の検討(5), JAEA-Research 2009-028, 2009, 47p.

11-3 研究施設等廃棄物に含まれる放射性核種の分析技術

— 廃棄物分析の簡易・迅速法の分析指針 —

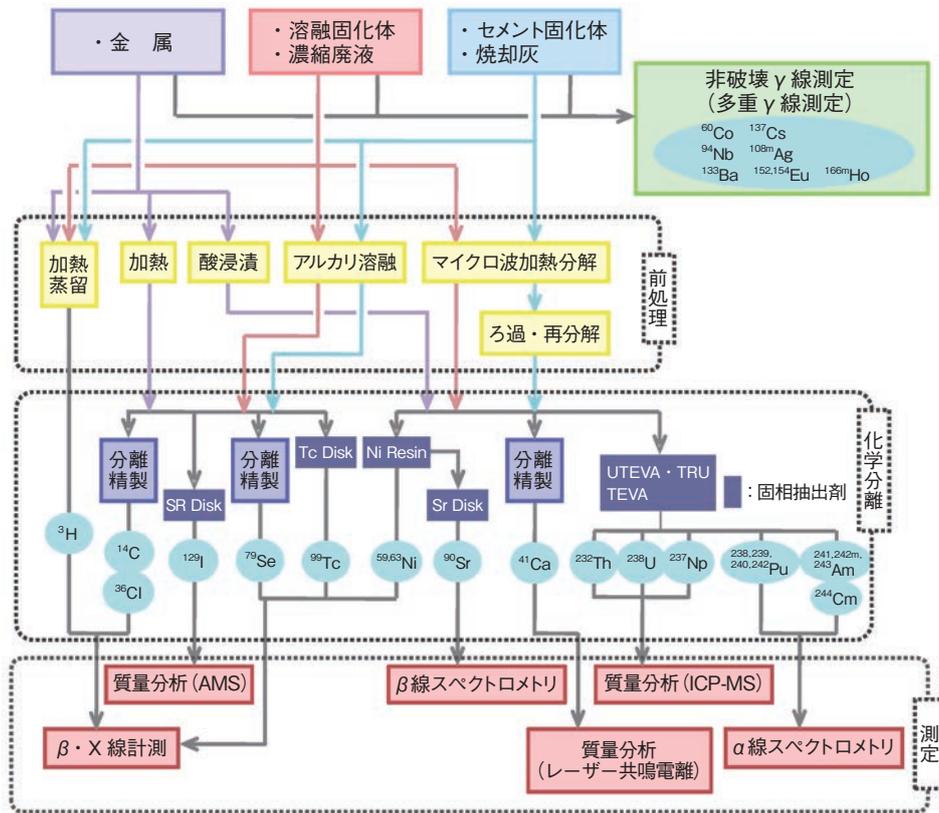


図11-6 廃棄物分析の基本フロー

各廃棄物試料は、非破壊 γ 線測定を行ったあと、核種の性状に応じて加熱、酸浸漬、アルカリ溶解、マイクロ波加熱による前処理を行います。前処理により溶液化した試料は、固相抽出剤等を用いて化学分離を行い、 α 線や β 線等の放射線測定を行います。また半減期が非常に長い核種は、質量分析法を適用して放射能を定量します。

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放射能評価が不可欠です。私たちは合理的で信頼性の高い放射能評価手法を確立するため、非破壊 γ 線測定や破壊分析（放射化学分析）により廃棄物試料中の核種組成・濃度等のデータの収集を進めています。

放射能評価が必要となる放射性核種は、予備検討の結果29核種に絞り込まれていますが、そのうち21核種は、放射化学分析が必要な α ・ β ・X線を放出する核種です。これらの核種を従来の放射化学分析法で分析した場合、試料の溶解処理に長時間を要することや、化学分離が煩雑で二次廃棄物発生量が多いこと、半減期の非常に長い核種の測定に長時間を要することなどが問題となっていました。

そこで私たちは、浅地中処分に対応する比較的放射能濃度の低い多数の廃棄物試料を効率良く分析することを目的に、廃棄物分析の基本フローを作成するとともに、分析作業の迅速化に有効な要素技術の開発を行ってきました（図11-6）。



図11-7 多重 γ 線測定装置

非破壊 γ 線測定では、 ^{60}Co 等に起因するバックグラウンド計数の増加により、ほかの核種の検出限界が上昇することが問題でしたが、多重 γ 線測定法を適用することにより、検出感度を大きく向上させることができました。

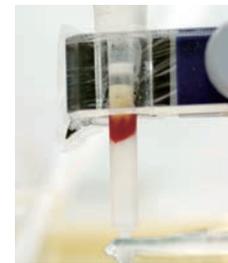


図11-8 固相抽出樹脂による核種分離
 α ・ β ・X線核種の分離に固相抽出剤を適用し、分離の迅速化と廃液等の二次廃棄物発生量の低減を図りました。この写真は、Niの固相抽出を行っている様子を示しており、赤く発色している部分にNiが抽出されています。

非破壊 γ 線測定については、Ge検出器4台で同時測定を行う多重 γ 線測定法を適用することにより測定を効率化し、従来、湿式分析が必要であった核種の非破壊分析を可能としました（図11-7）。熔融固化体等の難溶性試料の溶解処理にはマイクロ波加熱分解法を適用し、核種の保持性を考慮した迅速な溶解法を開発しました。また、 α ・ β ・X線核種の分離には、従来の溶媒抽出法に替わる固相抽出法を適用することで、分離を迅速するとともに廃液等の二次廃棄物発生量を低減することができました（図11-8）。そのほか、測定法についても、レーザー共鳴電離と回転電場偏向を組み合わせた飛行時間型質量分析装置を新規に開発するなどした結果、従来法と比較し、分析フロー全体で所要時間を1/3程度に短縮することができました。

これらの成果を取りまとめた分析指針を用いて、今まで以上に廃棄物放射能データを効率的に取得できることが期待されます。

●参考文献

亀尾裕ほか, 研究施設等廃棄物に含まれる放射性核種の簡易・迅速分析法(分析指針), JAEA-Technology 2009-051, 2009, 81p.

計算科学と理論・実験科学の融合による原子力研究の高度化を目指して

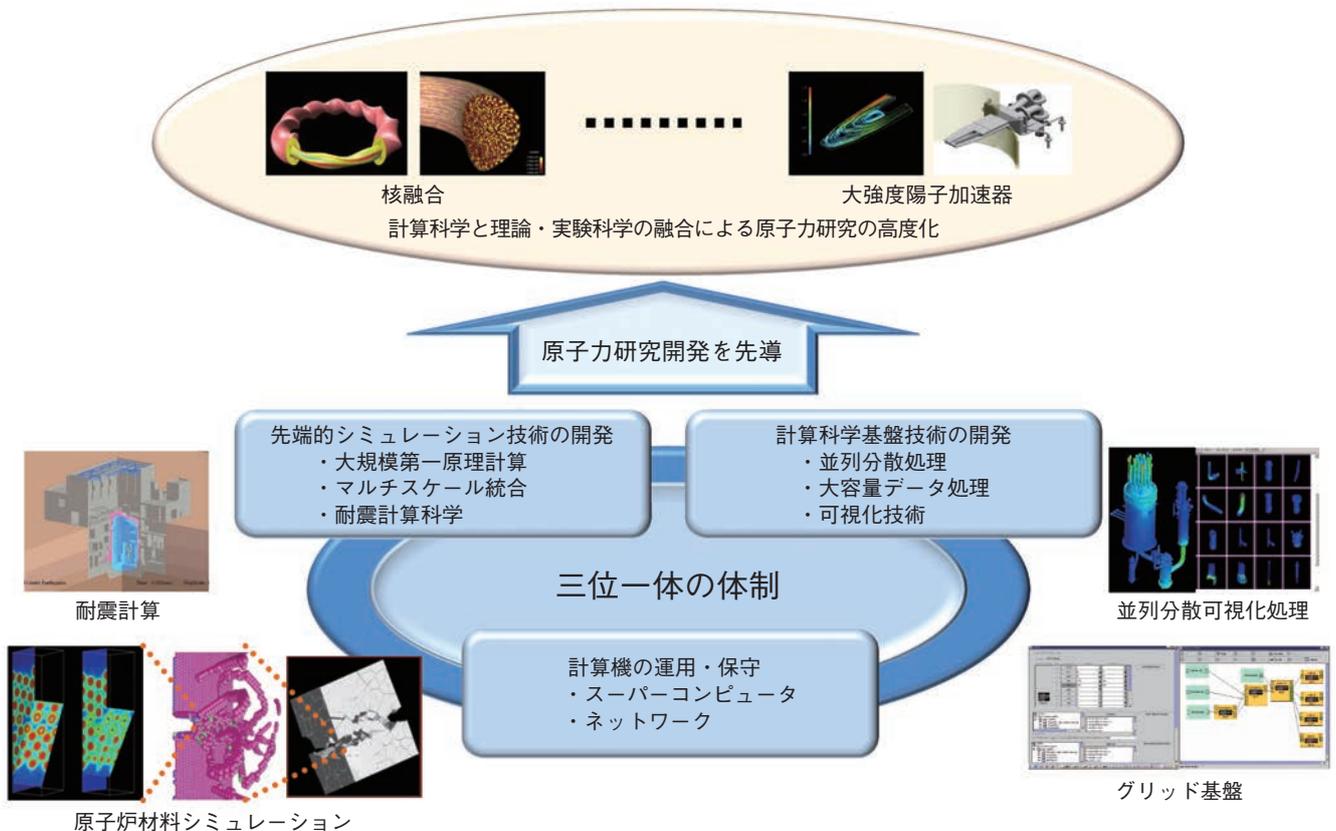


図12-1 原子力研究を先導するための計算科学の役割とその成果

私たちは「先端的シミュレーション技術の開発」「計算科学基盤技術の開発」「計算機の運用・保守」を三位一体の体制で推進することで、計算科学を活用した原子力研究を先導しています。

1980年代のスーパーコンピュータの出現を契機として、計算科学研究を支えるシミュレーション技術、計算科学基盤技術が急速に進展しました。その結果、計算科学研究が大きく発展し、従来の理論・実験に次いで、第三の研究手段として認識されるようになりました。

原子力の分野でも、実験や観測が困難な現象の解明や予測に、計算科学研究の成果が大きく貢献しつつあります。大規模かつ長期間を要する原子力研究開発の進展のために、今後も計算科学の更なる利用拡大が期待されています。

こうした状況の下、私たちは、原子力分野の膨大な計算需要にこたえ、様々な現象の解明を支援するために、図12-1に示すような「先端的シミュレーション技術の開発」「計算科学基盤技術の開発」「計算機の運用・保守」の三位一体の体制をとっています。そして、計算科学と理論・実験科学とを融合し、計算科学を活用した原子力研究を先導しています。

例えば、原子力の分野では、原子炉材料・核燃料の経年劣化、原子力施設の耐震性等を、理論・実験の両側面から検証し、現象を解析してきました。ここに計算科学

を取り入れることで、コストや規模の問題から従来は困難であった評価・予測の実現が期待されます。

具体的な取組みとして、原子炉材料の経年劣化の解析では、原子炉の劣化予測に科学的根拠を与えるため、鉄鋼材料のき裂進展メカニズムを原子・電子のミクロレベルから連続体のマクロレベルまでの広範囲な手法を用いて研究を行っています。

原子力施設の耐震性の解析では、地震時における原子力施設全体の挙動解析、新型炉設計時の耐震強度解析などを実現するため、コンピュータの中に振動台を構築する研究、構築した振動台を用いた長時間シミュレーションを実現するための研究開発を進めています。

また、プラズマ安定性の実時間制御法開発を支援するために、計算機の新しい技術も積極的に取り入れ、それに適したプログラミング手法を開発しています。

私たちは、今後も先端的シミュレーション技術、計算科学基盤技術の開発に努め、原子力機構内外の機関との分野融合も推進することで、原子力研究の高度化を目指していきます。

12-1 原子力シミュレーションの長時間実行を可能へ —大規模シミュレーションを容易に実行可能とする基盤技術を開発—

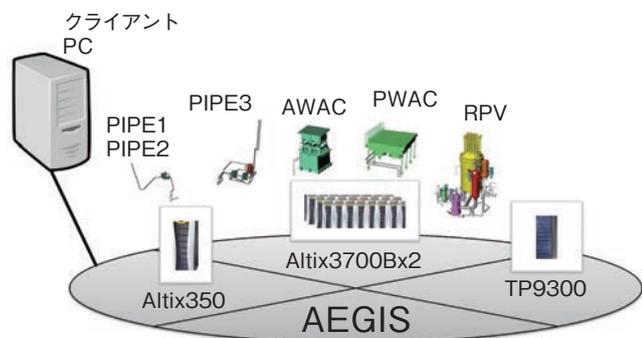


図12-2 原子力施設の耐震シミュレーション

大洗研究開発センターで開発された高温工学試験研究炉（HTTR）を対象として、構成機器群を三つの主要機器（高温ガス炉（RPV）、加圧水冷却器（PWAC）、補助冷却器（AWAC））と三つの配管に分け、六つの部分のシミュレーションを同時並行的に実行します。所要時間は10日間です。同時並行実行により従来技術に比べ所要時間を約30%短縮しました。また制御を自動化することにより、機器や部品間の相互作用を考慮した原子力施設全体規模の地震応答解析の省力化を実現しました。

複雑な物理現象を取り扱う原子力シミュレーションには、スーパーコンピュータ（スパコン）を用いても困難なほど大規模な計算や膨大なデータを必要とするものが存在します。例えば原子力施設の地震時の構造健全性を詳細に評価するためには、1000万を超える部品から構成される原子力施設全体を取り扱う必要があります。個々の部品ごとに解析するプログラム（要素プログラム）を連携動作させることで初めて、従来の部品解析技術では困難な機器や部品間の相互作用に起因する局所の変形などの物理現象を再現することが可能になります。

このようなシミュレーションを実現するために、私たちは複数のスパコンを組み合わせることでAEGISと呼ばれる仮想的な大規模スパコンを構築し、制御を自動化することで連携・統合プログラムを実行させる技術の研究開発に取り組んでいます。

AEGISを用いても計算に数週間を要する大規模連携・統合プログラムを実行するためには、状況に応じて要素プログラムの実行を継続する柔軟性が重要です。例えば、スパコンは多数の利用者により共同利用されているため、半日程度の決められた時間内でしかプログラムを実行できません。したがって、時間制限によりプログラ

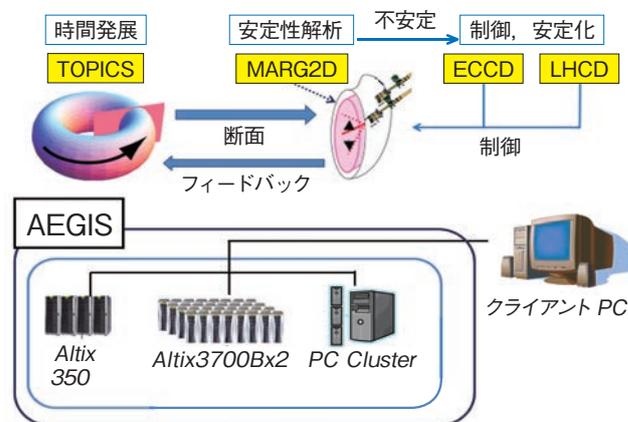


図12-3 核融合統合シミュレーション

核融合研究開発部門で開発を進めているシミュレーションです。核融合反応の持続のため、核融合プラズマが不安定になりかけた場合には安定化させる必要があります。制御、安定化のシミュレーションの実行のタイミングは事前に予測できませんが、本技術では3台のスパコンを連携し、必要に応じて自動的に電磁波でプラズマの制御、安定化を行うプログラムを連携実行することで、数秒～数10分に及ぶプラズマの詳細挙動及び安定制御の効果を数値的に調べることができるようになりました。

ムが終了したら、自動的に再実行する機能が必要です。また、メンテナンスや予期せぬ故障のためにスパコンが停止したり、利用負荷が高く実行待ちが必要だったりする場合には、実行対象をほかのスパコンに切り替える機能も必要です。私たちは、プログラムの途中終了や実行不能等を判断し、自動的に再実行する機能をAEGISに実装し、連携・統合プログラムの長時間実行に成功しました。

ここで二つの連携実行の例を示します。原子力施設の耐震シミュレーションは、施設を分割して地震時の挙動を同時並行的に計算し、その結果を統合して施設全体の挙動を解析します（図12-2）。一方、核融合統合シミュレーションは、プラズマが不安定になりかけた場合に安定化処理を行うため、プラズマの状態に応じて実行される要素プログラムが変化します（図12-3）。これらのプログラムを連携して長時間動かすためには、従来技術では要素プログラムの大幅な修正が必要でした。本技術では合計数10万行の要素プログラムに対し、100行程度の修正と設定を行うのみで実現できました。今回の成果により、統合プログラムの実行時間短縮、実行の省力化のみならず開発期間の短縮に寄与できることが期待できます。

●参考文献

立川崇之ほか、グリッド上における統合シミュレーションの連携実行フレームワーク, FUJITSUファミリー会論文集, 2009, 19p.

12-2 Cell クラスタによる高速固有値解法の開発

—核融合プラズマの実時間安定性制御を目指して—

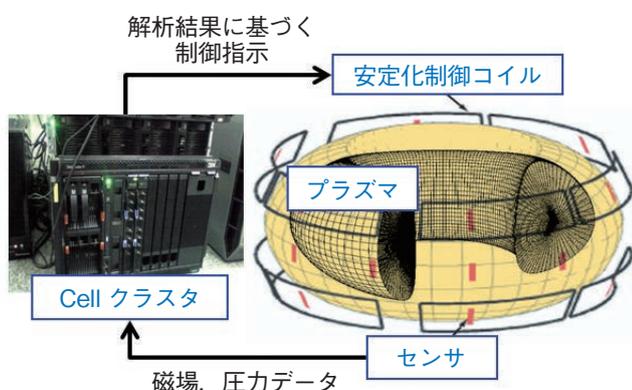


図12-4 プラズマ安定制御の概念図

核融合装置では、プラズマの安定性を制御するためセンサにより不安定の兆候をモニタし、外部コイル磁場で安定化させます。そのためにはセンサからの情報を高速に解析できる常時占有可能な計算機が必須となります。私たちはCellを複数台接続した計算機環境を構築し、固有値解法の高速化に成功しました。

我が国を含めた7カ国で推進している国際熱核融合実験炉（ITER）などで採用されているトカマク型核融合装置では、炉心プラズマの不安定性による運転性能の悪化を防止する必要があります。不安定化を防ぐための有力な方法として、センサにより不安定性の兆候をモニタし、外部コイル磁場を用いて制御する方法が検討されています（図12-4）。しかし、兆候信号から不安定性の抑制までに許容される時間はITERのような大型核融合炉でも5秒程度と短いため、現時点では高度の計算を用いた制御は困難な状況です。中でもセンサのデータから安定性を解析する処理の高速化は、現行のスパコン以上の性能を必要とし、最も解決が難しい課題のひとつです。

現行のスパコンは多数のCPUを接続して性能を向上させます。この方式は数値シミュレーションのように1週間の計算を1日に短縮するには適していますが、CPU間の通信に時間を要するため、1分の計算を1秒にすることは困難です。加えて、不安定性の監視のためには常時占有が必要なので、多人数で共有するスパコンは適していませんでした。

スパコンを超える単体計算能力を持ち、常時占有可能という二点を兼ね備えた環境構築のため、私たちは高い

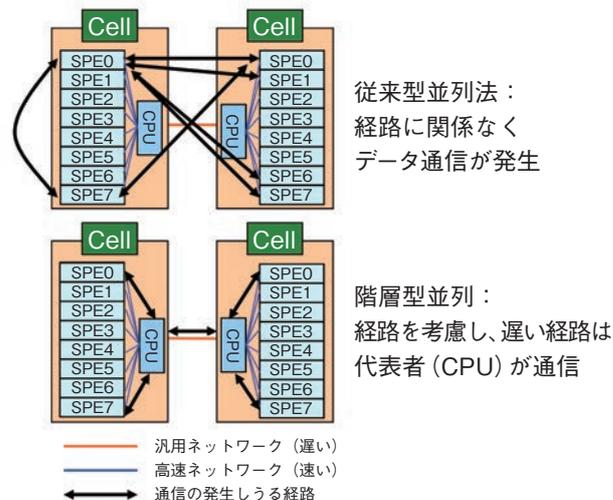


図12-5 Cellクラスタの構造と階層型並列

Cellは、CPU及びSPEと呼ばれる高速演算装置とそれらを内部的に接続する高速ネットワークから構成されます。Cellクラスタはそれらを汎用的なネットワークで接続した構成となっています。高速解析実現のために、私たちは速度低下の原因となる汎用ネットワークの利用をできるだけ抑え、高速ネットワークだけを利用する階層型並列手法を考案しました。

計算能力を持ちPlayStation®3にも搭載された実績を持つCellを複数台接続しました（Cellクラスタ）。Cellは従来のCPUに比べ費用対効果が極めて高く安定性解析計算に必要な特徴を備える一方、その性能を引き出すためには高度なプログラミング手法が必要です。

今回は安定性解析計算の中で最も計算時間のかかる処理である固有値解法の部分に注目し、Cellクラスタ向けの手法を検討しました。その結果、Cell間、Cell内の階層並列を考慮することで高性能を達成しました（図12-5）。更に汎用ネットワークの通信を減らすため数学的に最低限必要な通信以外を削除した計算法を考案し、従来はトレードオフであった演算性能と計算安定性を両立させました。これらの成果を統合し1秒以内で固有値を求めることが可能となり、プラズマ安定性の実時間制御法開発に向けた高速処理の目処をつけることができました。今回考案した手法は汎用性があり、原子力研究で要求されている多様な高速処理に対して幅広い応用が期待できます。

この研究は、文部科学省科学研究費補助金（No. 21760701）「国際熱核融合実験炉ITERのリアルタイムモニタリングシステムの開発」の成果です。

●参考文献

Kushida, N. et al., High Speed Eigenvalue Solver on the Cell Cluster System for Controlling Nuclear Fusion Plasma, Proceedings of 18th Euromicro International Conference on Parallel, Distributed and Network-Based Computing (PDP 2010), Pisa, Italy, 2010, p.482-488, doi: 10.1109/PDP.2010.22.

12-3 進化の仕組みを用いて正確な材料劣化シミュレーションを行う — 遺伝的アルゴリズムによる多結晶体構造の生成 —

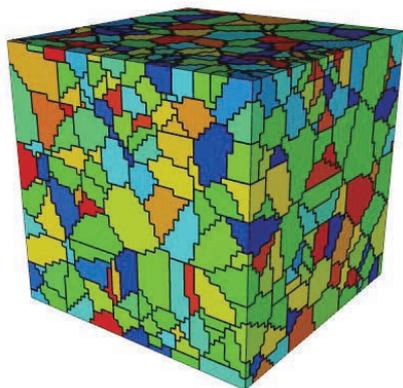


図12-6 遺伝的アルゴリズムを応用して作成した多結晶体
実際多結晶体の中に観察される粒は平均サイズよりもかなり大きい粒や小さい粒を含んでいます。従来、材料シミュレーションに十分な粒数を有するこのような多結晶体を計算機上で作成する方法がありませんでした。

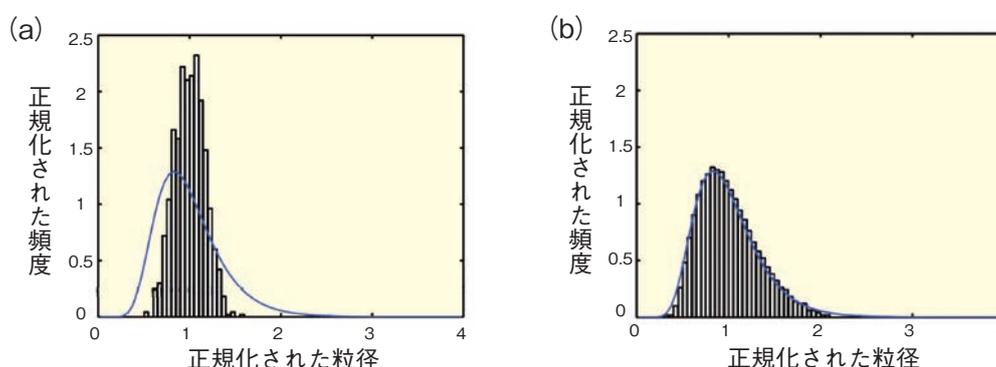


図12-7 最適化前後の粒サイズ分布の変化

単純に乱数で多結晶体を作った場合、(a)のヒストグラムのように平均的な大きさの粒しかできず、現実的なサイズ分布（青い実線）からはかけ離れています。これを遺伝的アルゴリズムによって、(b)のような現実的な粒サイズ分布に最適化することが可能になりました。

原子力材料を含め様々な材料をミクロな目で見ると、図12-6のように多くの結晶粒が集まった多結晶体であることがわかります。このような多結晶体での材料劣化の機構解明は、材料研究の大きな課題ですが、その原因のひとつは結晶粒界での原子結合状態の変化にあると考えられています。したがって、劣化を予測するためには、実験観察と一致するような結晶粒の形状をまず再現し、その結晶粒境界の変化をシミュレーションすることが重要です。そのため、私たちはまず、劣化予測のための第一歩となる、実験観察と一致する形状の結晶粒を自動的に生成するシミュレーション技術を開発しました。

その際、大きな問題となったのは、実験観察にて得られている結晶粒形状の特徴を従来行われてきた方法で再現しようとする、多大な計算時間がかかってしまい、原理的に計算が不可能になってしまう点です。私たちは、この難題を解決する方法として、遺伝的アルゴリズム(GA)の利用が最適であると気付きました。GAとは、ダーウィンの進化論にそのアルゴリズムの起源を辿るこ

とができます。つまり、ダーウィンの進化論によると、多数の同種の生物が突然変異と自然選択を繰り返しながら環境に徐々に適応していきますが、このような仕組みを数値的な最適化に応用したのがGAです。

ここでは多数の同種の生物の代わりにたくさんの多結晶体を作っておきます。その中で私たちが欲しい特徴を持った多結晶体に比較的近いものを残します（自然選択）。残った多結晶体を親としてそれから少し違った多結晶体をまた多数作ります（増殖）。そしてまた、その中で私たちが欲しい特徴を持った多結晶体に比較的近いものを残します。これを繰り返していくと、同時にたくさんの多結晶体を比較できるので、従来法よりも効率良く目標とする多結晶体を得ることができます（図12-7）。

この手法の開発によって、シミュレーションに必要な結晶粒数が数千個の多結晶体データが初めて作成可能になり、原子力材料研究にとって重要である結晶粒の成長、材料の変形・破壊などの計算機シミュレーションをより現実的な初期条件からスタートできるようになりました。

●参考文献

Suzudo, T. et al., An Evolutional Approach to the Numerical Construction of Polycrystalline Structures Using the Voronoi Tessellation, Physics Letters A, vol.373, issue 48, 2009, p.4484-4488.

12-4 鉄系超伝導体の特異な性質と新規デバイスの可能性

- 特性を活かした多様な工学的応用を目指す研究開発 -

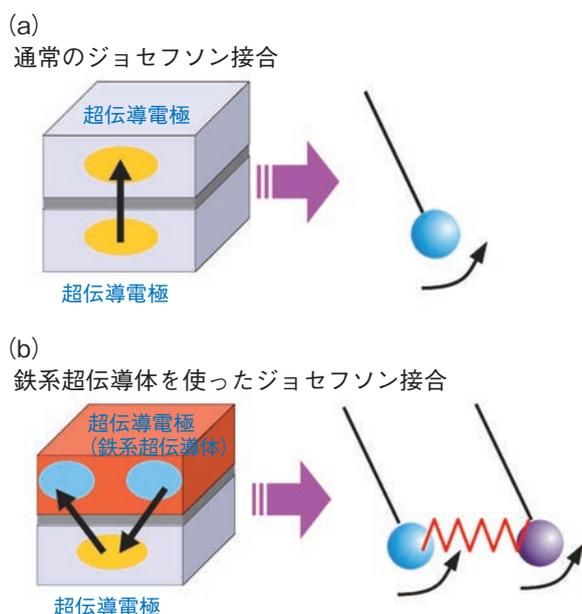


図12-8 ジョセフソン接合と振り子モデル

(a)従来型のジョセフソン接合は単一の振り子モデルで記述されます。

(b)鉄系超伝導体の場合、複数の互いに結合した振り子モデルで記述されます。

超伝導とは、超伝導転移温度以下で電気抵抗が突然ゼロになる現象を指し、その性質はエネルギー輸送に革新をもたらすだけでなく、従来の限界を遥かに凌駕する超高感度・超高速デバイスを実現させます。現在、原子力分野では、これらの優れた特性を活かすべく研究開発が行われ（例えば、核融合炉で要求される巨大な磁場を発生させるには超伝導コイルが必須です）、機能材料として期待は高まる一方です。

2008年、鉄系超伝導体と呼ばれる鉄を含む全く新しい超伝導材料が発見されました。この材料は、銅酸化物に次ぐ高い超伝導転移温度を有し、様々な化学組成でも超伝導性が現れるため、用途に応じた柔軟な材料設計が期待されています。さらに、超伝導の有用性の起源ともいえる超伝導ギャップが複数個、少なくとも3個存在している点特徴的です。従来の多くの超伝導体では1個しか存在しませんので、鉄系超伝導体は特異で、多様な有用性を備えているといえます。私たちは、複数超伝導ギャップに起因する機能特性を探索すべく、理論構築とシミュレーションを実施し、特に、重要な超伝導デバイスであるジョセフソン接合について、その特性を明らかにしました。

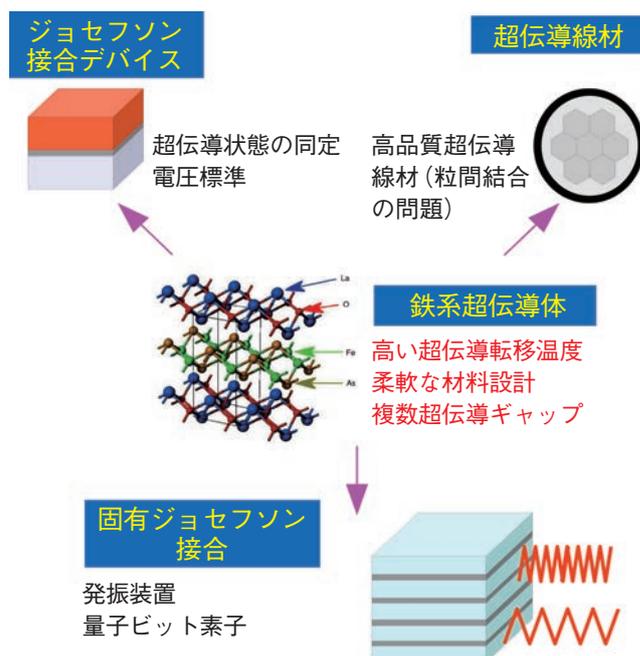


図12-9 鉄系超伝導体の工学応用

鉄系超伝導体は多様な工学応用のポテンシャルを有し、応用先には、物性探索、電圧標準、線材、発振装置、更には量子ビット素子などがあります。

まず、従来型ジョセフソン接合の理論に立ち戻り、その接合部を流れる超伝導トンネル電流の振る舞いが、単一の振り子の運動と等価である点に着目しました(図12-8(a))。そのモデリングの単純さは、デバイスの理解と応用に有用です。そこで、私たちが取り組んだ課題は、接合のひとつの超伝導電極を鉄系超伝導体に置き換えた場合(図12-8(b))、振り子モデルがどう変更されるかでした。研究の結果、トンネル径路が複数となるため、複数個の互いに結合した振り子モデルになることを突き止めました。そして、この結合した振り子モデルに基づき、鉄系超伝導デバイスの多様な電氣的・磁氣的性能を予測することにも成功しました。

本成果は、鉄系超伝導体を使ったジョセフソン接合の基礎を与えます。また、超伝導材料の電流特性を評価する枠組みへも応用可能です。今回の成果が鉄系超伝導体の本質を明らかにし、今後の超伝導工学の発展に大いに寄与することを期待しています(図12-9)。

本研究は、独立行政法人科学技術振興機構(JST)からの受託研究「超伝導新奇応用のためのマルチスケール・マルチフィジックスシミュレーションの基盤構築」の成果です。

●参考文献

Ota, Y. et al., Theory of Heterotic Superconductor-Insulator-Superconductor Josephson Junctions between Single- and Multiple-Gap Superconductors, Physical Review Letters, vol.102, issue 23, 2009, 237003-1-237003-4.

原子力平和利用を支える核不拡散技術開発

日本のための、そして世界のための核不拡散技術開発

核不拡散技術開発として、核拡散抵抗性技術及び同評価手法、先進的保障措置の開発、また、核セキュリティ技術の開発を実施しています。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するとともに、極微量核物質同位体比測定法の開発を通してIAEAに貢献してきています。

核セキュリティに係る技術開発等新たな取組みを開始

2010年4月の核セキュリティ・サミットにおいて、鳩山由紀夫内閣総理大臣（当時）より、核物質計量管理の高度化に資する測定技術や不正取引等が行われた核物質の起源の特定に資する核検知・核鑑識技術の開発に関し、日米で研究協力を実施すること、また、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アジア核不拡散・核セキュリティ総合支援センター（仮称）を2010年中に原子力機構に設置することなどの表明がなされ、現在具体化に向けた検討を行っています。

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に係る活動として、放射性核種監視観測施設の運用を行い、世界へデータ発信するとともに、各国にある観測所データを収集し解析評価を行う国内データセンターを整備し、国際的な核実験監視体制の確立に貢献しています。

人材育成への貢献

核不拡散関連の人材育成に資するため、IAEAと共同でアジア地域を対象とした保障措置のトレーニングを実施しています。また、核不拡散を研究する大学と共同で研究者の育成に努めるとともに、東京大学大学院工学系研究科原子力国際専攻に対し客員教員を派遣し、連携を進めています。

原子力機構が保有する核物質の的確な管理とその管理経験を利用した国内外への貢献

多くの核物質を扱う機関として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。

日本のシンクタンク、そして、アジアのセンターへ

世界の核不拡散・核セキュリティに関する動向などを調査・分析し、原子力の平和利用と核不拡散の両立に向けて取り組んでいます。特にアジア地域には、ベトナム、タイ、インドネシア等、原子力発電の導入を進める国において、我が国の経験を踏まえ各国の状況に応じた核不拡散にかかわる基盤整備に向けた支援を実施しています。

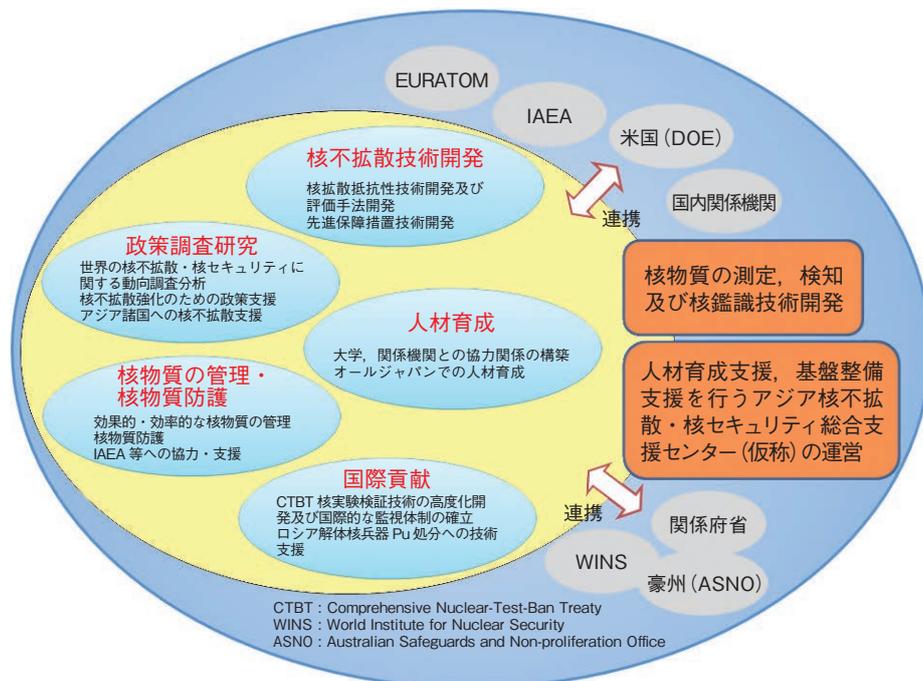


図13-1 核不拡散科学技術開発分野

国の核不拡散政策立案を支援するための政策調査研究と、国及び国際機関を支援するための核不拡散技術開発を二つの柱として、これに加えて国際貢献、自らの核物質管理の着実な実施と関連技術の開発、この分野の人材育成・人的貢献を行っています。

13-1 次世代核燃料サイクル施設の先進保障措置を目指して —低除染, MA混合, 大量Pu取扱施設の保障措置検認技術開発—

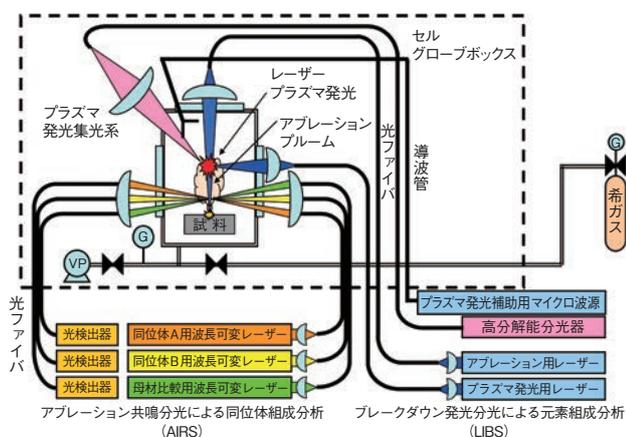


図13-2 次世代MOXサンプル用LIBS・AIRS利用検認システム概念
アブレーション用レーザーを照射して発生させた試料蒸気に、プラズマ化レーザーを当て発生するブレイクダウン発光により含まれる元素(Pu)濃度を測定します。また、発生した試料蒸気での同位体識別用レーザーの共鳴吸収により同位体比を測定します。

次世代核燃料サイクルでは、取り扱われるプルトニウム(Pu)量は現状に比べてかなり大きなものとなります(特徴1)。また、低除染(核分裂生成物(FP)が多く残留(特徴2))で、かつ、マイナーアクチニド(MA)がリサイクル(付加)される(特徴3)プロセスも提案されています。以下では、これらの特徴的事項から求められる保障措置技術として開発または提案している例を紹介しします。

特徴1からは、Pu等の測定誤差に起因する不確定量の累積がより短時間で大きくなり、頻繁な査察が実施されることになるため、より迅速な測定・確認技術開発が必要となります。

特徴2からは、含まれるFPに起因するγ線の妨害により、現状のγ線スペクトル同位体組成比分析が困難なものとなります。更に特徴3から、自発中性子発生量が極めて高い ^{244}Cm (^{240}Pu の約 10^4 倍)の混合が考えられ、現状採用されている中性子同時計数法では、Pu測定が困難なものとなります。このため、新たなPu・非破壊測定(NDA)技術が必要とされます。

特徴2及び特徴3に対応する観点から、新しい保障措置検認技術として、原子力基礎工学研究部門(遠隔・分光分析研究グループ)の協力を得て、レーザー誘起プラ

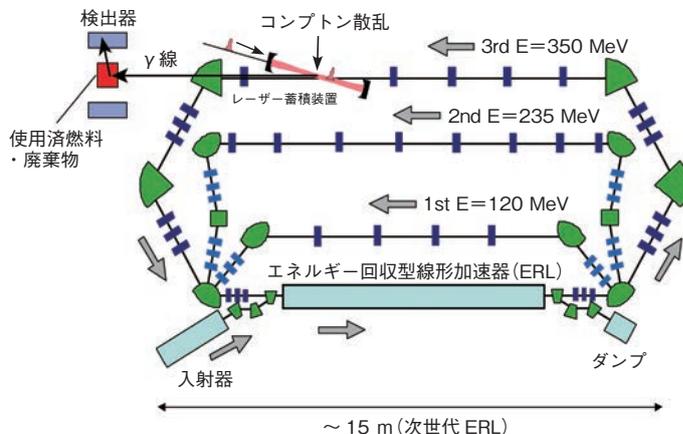


図13-3 LCS γ線NRF利用使用済燃料中Pu・NDA装置概念
350 MeV加速電子ビームと蓄積レーザーの(逆)コンプトン散乱により発生させる ^{239}Pu 固有共鳴励起状態エネルギー(2.143 MeV)のγ線を使用済燃料に当て、 ^{239}Pu NRF反応で発生する同エネルギーγ線を測定し、使用済燃料中の ^{239}Pu 量を測定します。

ズマ発光分光法(LIBS)とアブレーション共鳴吸収分光法(AIRS)を組み合わせた測定技術(図13-2)を次世代燃料サイクルMOXサンプルのPuの濃度・同位体迅速測定に適用すべく取り組んでいます。

また、従来より再処理施設においては、受払差(SRD: 払出値(計算値)と回収実績値の差)の累積が処理量とともに増大する課題があり、大量Puを取り扱う次世代サイクルにおいては、その課題への対応がより強く求められます。さらに、燃料ロッドの抜取り・転用が懸念される長期保管使用済燃料の増大に関して世界的な関心が高くなり、困難とされていた使用済燃料中Pu量のNDA技術開発が開始されています。

この課題については、量子ビーム応用研究開発部門(ガンマ線核種分析研究グループ)及び核不拡散科学技術センターの共同で、レーザーコンプトン散乱γ線(準単色で透過性の高い1~3 MeV)を利用した、特定同位体識別能力の高い核共鳴蛍光(NRF)法による使用済燃料中PuのNDA装置提案を行っています(図13-3)。

これらの技術のほか、次世代核燃料サイクルに関しては、多くの新しい保障措置技術開発が求められるものとなります。

●参考文献

Hayakawa, T., Seya, M. et al., Nondestructive Assay of Plutonium and Minor Actinide in Spent Fuel Using Nuclear Resonance Fluorescence with Laser Compton Scattering γ-rays, Nuclear Instruments and Methods in Physics Research A, vol.621, issues 1-3, 2010, p.695-700.

敦賀本部

高速増殖炉研究開発センターにおいては、ナトリウム漏えい対策等の改造工事、プラント全体の機能を確認するプラント確認試験、原子炉を起動する前に弁やスイッチ等の状態を確認する性能試験前準備点検、新潟県中越沖地震等に関連した耐震安全性評価等を完了し、2010年5月6日、14年5ヶ月ぶりに「もんじゅ」の性能試験を再開しました。5月8日には原子炉が臨界に到達し、2010年7月22日に約3年間の予定で実施する三段階の性能試験の第一段階である炉心確認試験を完了しました。

また、2009年9月には、福井県内におけるレーザー技術による産業への貢献などを旨とする「レーザー共同研究所」が創設されました。

原子炉廃止措置研究開発センター「ふげん」においては、廃止措置が着実に進められているとともに、関西電力株式会社との連携・協力による高経年化分析室（ホットラボ）が整備されました。



「もんじゅ」の性能試験再開を岡崎理事長（当時）に報告する向所長（2010年5月6日）



レーザー共同研究所開設記念式典（2009年9月29日）

東海研究開発センター原子力科学研究所

原子力科学研究所では、研究用原子炉（JRR-3、JRR-4、NSRR）、加速器（タンデム）、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）、さらに、大型非定常試験装置（LSTF）、大型再冠水実験棟等のコールド施設を活用して、各研究開発部門（原子力基礎工学、安全研究、量子ビーム応用研究、先端基礎研究等）が様々な研究開発を行っています。研究所が進める技術開発として、研究炉JRR-3の冷中性子ビームの高強度化、中性子測定器の校正用中性子標準場等の開発のほか、原子炉を模擬した熱水力試験における気液二相流の状態を調べるため、気相部分の体積割合（ボイド率）を高温高圧の条件下で実用的に計測できる技術を開発しています（トピックス14-2）。



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

このほか、JRR-4、FCA、WASTEF、第4研究棟、タンデム加速器、FRSなど



原子炉の熱水力模擬試験を行う大型コールド施設
大型再冠水実験棟（手前）
大型非定常ループ実験棟（右奥）

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では、「簡素化ペレット法」の実用化に向けた工学規模での燃料製造技術開発試験を実施しています。2009年度は、この試験で得られた燃料を利用して「もんじゅ」の性能試験に装荷する燃料18体を供給しました。また、ダイ潤滑成型試験のための設備を整備しました。さらに、プルトニウム及びウランの分析に関して、国内の核燃料施設で初めてISO/IEC 17025:2005に基づく試験所としての認定を取得しました（トピックス14-4）。

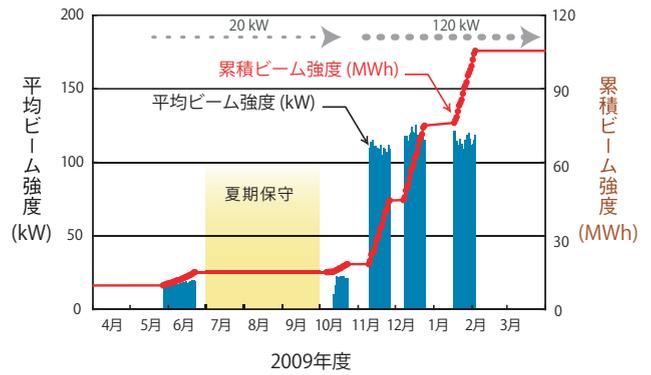
また、再処理技術開発センターでは、耐震性向上対策工事を進めるとともに、耐震指針に基づく耐震安全性評価報告書提出に向けた準備を、サイクル工学試験部では、次世代原子力システム研究開発部門と連携し、先進湿式再処理技術などの開発（トピックス14-3）を、環境技術管理部では、東海固体廃棄物廃棄体化施設の焼却設備の設計検討を進めるとともに、地層処分研究開発部門と連携し、地層処分技術の向上などに関する試験を実施しています。



工学規模試験用ダイ潤滑成型機

J-PARCセンター

2009年4月にニュートリノビームの発生を達成し、すべての実験施設で運用が始まりました。物質・生命科学実験施設（MLF）の中性子・ミュオンユーザーへの供用運転は2年目を迎えて、中性子実験装置8台、ミュオン実験装置1台で課題公募を行い、111件の一般利用課題を採択しました。2009年11月からは陽子ビーム強度を120 kWに上げ、運転稼働率86~92%という非常に優れた性能を達成しました。すなわち、2009年度は安定な100 kW以上のビームでの供用運転に至り、2008年度に中期目標（100 kWビームでの運転）を達成したことに続き、順調に開発を進めています。さらに、2009年12月に300 kWの試験運転に成功し、MLFではこの時点で世界最高強度の中性子及びミュオンビームが生成されたことを計測しました。



J-PARC物質・生命科学実験施設の核破砕パルス中性子源への陽子ビーム輸送履歴（2009年度実績）

大洗研究開発センター

FBRサイクル実用化研究開発に係る試験として、FBR用高燃焼度燃料及びマイナーアクチニド含有燃料等の照射後試験やナトリウム試験等を進めるとともに、実証炉用大型機器の開発のために冷却系機器開発試験施設の本格工事を開始しました。

材料試験炉（JMTR）は、2011年度の再稼働に向けた改修工事を進めるとともに、「汎用照射試験炉に関する国際会議」を通して、諸外国との情報交換や照射技術の活用などに関する検討を行いました。

高速実験炉「常陽」は、燃料交換機能の一部阻害（2007年11月発生）に関する法令報告（最終報）を提出し、再起動に向けて炉心上部機構の交換に係る装置等の詳細設計を行いました（トピックス14-8）。

高温工学試験研究炉（HTTR）は、50日間の高温連続運転（原子炉出口冷却材温度約950℃）を達成し、高温ガス炉の技術基盤の確立と実用化に必要な高温機器等の特性に関するデータを取得しました。



HTTRが50日間高温連続運転を達成

那珂核融合研究所

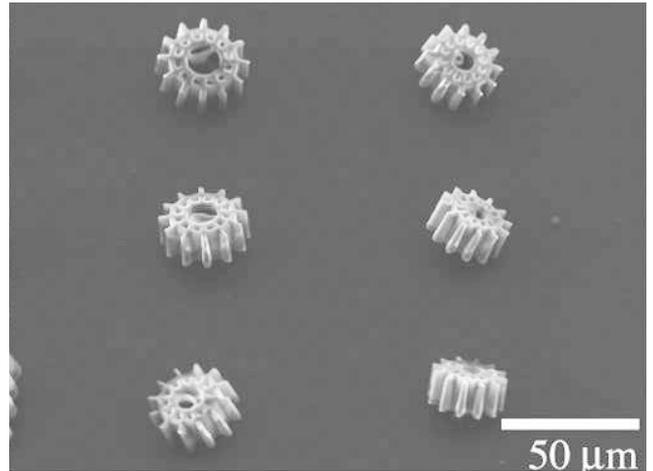
那珂核融合研究所は、核融合研究開発部門と一体となって核融合エネルギーの実用化を目指した研究開発を進めています。炉心プラズマ研究や工学研究を行い、フランスに建設される国際熱核融合実験炉（ITER）の国内機関として機器製作を進めるとともに、欧州と協力して進める「幅広いアプローチ（Broader Approach: BA）活動」のひとつとして、ITERの支援・補完研究を行う、サテライト・トカマクJT-60SA計画を展開しています。2009年度はJT-60SA実機コイルに用いる超伝導導体の初製作に成功し、2本が完成しました。またJT-60の解体準備作業を進め、撤去した放射化物を堅牢な保管容器に入れて安全に保管する専用エリア等を所内に整備し、収納保管を開始するとともに、JT-60SAで再使用する加熱装置用高電位テーブルや放射線遮へい壁等の移設を行いました。



解体準備作業が進みJT-60本体部分の搬出空間が確保された実験棟の様子（上）
初製作に成功し直径3 mのドラムに巻き取られた1本のJT-60SA用超伝導導体（全長450 m）（下）

高崎量子応用研究所

高崎量子応用研究所では、産業への応用を目指した新機能・環境調和材料、バイオ応用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ビーム加速・形成及び照射技術や、三次元大気マイクロPIXE技術及び三次元精密描画加工技術などの応用技術の開発を行っています。2009年度は、ビーム利用効率を向上するために、異種・異なるエネルギーのイオンビームを短時間で切り換える技術開発(トピックス14-10)などを進めました。



エネルギーが異なる微細なプロトンビームを順次照射したあと化学エッチングすることにより、三次元の精密な構造体を創製

関西光科学研究所

木津地区では、高強度レーザーの品質向上、X線レーザーの高繰り返し化などの高度化を行っています。また、光医療研究連携センターでは、科学技術振興調整費プログラムの『光医療産業バレー』拠点創出(第5章光医療研究連携)の推進を、関西光科学拠点ネットワーク「融合光新創生ネットワーク」では、幹事機関として高品位高輝度光源の開発を行っています。

播磨地区では、大型放射光施設SPring-8にある4本の専用ビームラインで強力なX線を利用した最先端計測技術の開発・高度化を推進し、原子力開発において重要なアクチノイド物質を中心としたエネルギー・環境関連物質等の研究を進めています。



高強度レーザー装置 (J-KAREN)

幌延深地層研究センター

幌延深地層研究計画は、「深地層の研究施設」を活用した計画のひとつであり、堆積岩を対象に深地層の研究を行っています。

2009年度の地下施設の建設については、換気立坑で深度約250 m、東立坑で深度約225 mまで掘削を進めるとともに、深度140 mの水平坑道掘削は、東立坑から換気立坑に通じる部分が5月に貫通、西立坑(未着工)に通じる部分を含め9月に完了しました。

地上施設については、国内外の研究者の交流活動の拠点、地域の方々との交流の場を目的とする国際交流施設が完成し、10月17日より開館しました。

2010年度の地下施設の建設については、東立坑の掘削(深度約250 mまで)及び深度250 m水平坑道の掘削(換気立坑-東立坑間の貫通)を進めるとともに、湧水抑制のための調査や対策を継続し実施します。

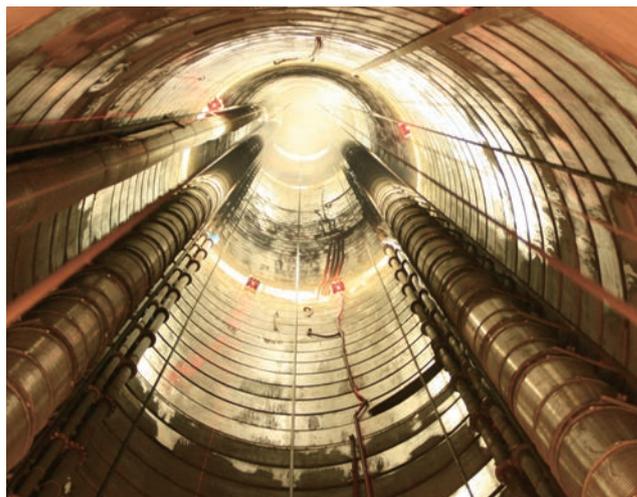


地下140 m調査坑道における試験

東濃地科学センター

高レベル放射性廃棄物を安全に処分するため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。

現在、岐阜県瑞浪市で「超深地層研究所計画」を進めており、深地層の研究施設である「瑞浪超深地層研究所」の研究坑道掘削は、主立坑は深度459.6 m、換気立坑は深度459.8 mまで到達しました。調査・研究は、研究坑道掘削時の岩盤壁面の調査や深度300 mの調査研究を行うための水平坑道（深度300 m研究アクセス坑道、延長約100 m）からのボーリング調査などを行いました（トピックス14・11）。



主立坑の深度400 m付近から見上げた状況

人形峠環境技術センター

人形峠環境技術センターでは、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進めています。製錬転換施設では、2008年度から施設の解体を開始しました。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なるため、解体に要する人工数や実施内容、手順などの実績データを収集・評価することは、今後の同種の廃止措置を合理的に行う上で重要な役割を果たします。2008年度から2009年度末までに、製錬転換施設の管理区域37部屋のうち、14部屋の設備の解体・撤去を実施しました。解体された設備の総重量は約300 tで解体予定の管理区域内の設備の約6割にあたります。引き続き、大型核燃料施設の廃止措置技術開発や、解体に要する情報の収集・評価を継続していきます。



製錬転換施設の解体状況

青森研究開発センター

六ヶ所地区では、2010年3月に、欧州と日本の核融合の共同研究開発事業として実施される「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」の拠点となる、国際核融合エネルギー研究センターの主要施設が完成し、本格的な研究開発に向けた準備が整いました。

むつ地区では、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合理的・経済的な解体手法における調査検討、クリアランス検認技術開発関連データの収集などを実施し、原子力船「むつ」原子炉施設の廃止措置を進めています。また、加速器質量分析装置（AMS）による極微量元素分析及び分析技術の開発を継続して行うとともに原子力機構内外の利用に供しています。また、第2回AMS利用報告会を開催しAMS利用者相互の情報交換を行いました。



国際核融合エネルギー研究センター施設完成記念式典セレモニーの様子

14-1 繊維との編み合わせによるプラント監視センサ —超短パルスレーザー加工技術の原子炉配管への応用—

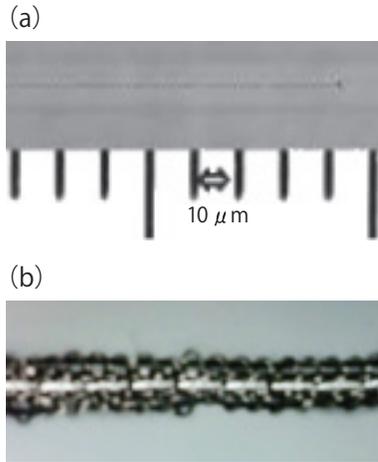
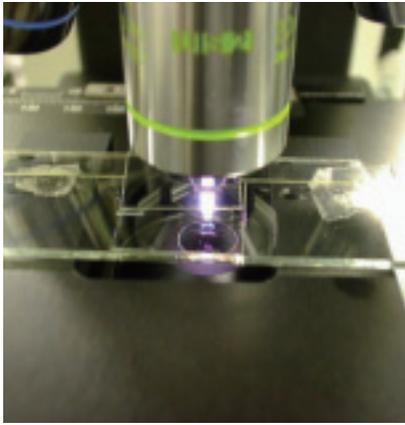


図14-1 レーザ微細加工

超短パルスレーザー光を顕微鏡に導入し、光ファイバのコア中心に集光しています。下からの位相差顕微鏡像による加工点の屈折率の変化や光ファイバの端部から発生する広帯域白色光を同時に観察しつつ正確に加工します。

図14-2 光ファイバコア内FBGと繊維との複合強化

(a)光ファイバコアの中心に沿って一直線に並んだ加工点の列です。
(b)カーボン繊維織物の中心部分にFBGを編み込み、強度を改善しました。

図14-3 模擬配管への実装と負荷試験

原子炉配管を模擬した試験装置を利用し、検査補修を想定した訓練において、有効性を証明しました。

原子炉等の経年変化する複雑な配管について、地震時の変形挙動を把握するため、光ファイバコア内部に周期的な屈折率構造を描き込むFiber Bragg Grating (FBG) と呼ばれる光学技術を利用したセンサを開発しました。コア内部の周期的な屈折率の変化は、周期に対応する特定の波長の光を反射します。光ファイバを配管に密着して沿わせることにより、配管の変形がコアの周期的な屈折率構造を歪ませ、反射するレーザー光の中心波長を変化させます。

描き込み方法は、干渉露光法と直接描画法の二種類に大別されます。市販のセンサは、量産に適した干渉露光法で製造されますが、高温では使用できません。そこで、原理的に高温耐性に優れたセンサの製作が可能な直接描画法として、レーザーによる点加工の繰り返し法を採用しました(図14-1)。石英ガラスにパルスレーザー光を集光すると、集光位置近傍がピコ秒以下の瞬間に融点を超える温度まで過熱されて急激に膨張し、その後冷却により、集光点の中心部分が低密度に、その周囲が高密度に変化します。この密度分布は、ガラスを軟化点まで再加熱しない限り保持されます(図14-2(a))。このとき、紫外線レーザーではガラスの表層で吸収されてしまい、ま

た、ナノ秒レーザーではパルス時間が長すぎて熱による損傷が生じます。そのため、近赤外線のフェムト秒超短パルスが最も適した「光の彫刻刀」となりました。

また、このセンサを原子炉配管に実装するために最も重要な技術が、センサ部分の耐熱繊維編み込みによる強度向上です。ここでは、軽量かつ耐熱性の繊維として航空機や自動車にも利用が拡大しているカーボン繊維への編み込みを試みました(図14-2(b))。これにより、センサの実質的な強度が向上し、取扱いが格段に容易になりました。

さらに、計測用光源として、半導体レーザー励起のエルビウムファイバレーザーの共振器の端部に回折格子を設け、その角度を微調整することによって波長可変とする小型光源の開発に成功しました。FBGから反射されるこの光源の中心波長をモニターします。

最後に重要となる配管への実装について、模擬配管への実装と負荷試験によって課題を抽出し、得られた知見を高速炉の2次冷却系ナトリウム冷却配管溶接部への取付けに活かしていきます(図14-3)。今後、地震計による揺れと配管溶接部の振動変形の同時観測により、社会への安全安心がもたらされます。

●参考文献

Shimada, Y., Nishimura, A. et al., Design of Monitoring System of High Temperature Piping System by Heat Resistant Fiber Bragg Grating, Journal of Laser Micro/Nanoengineering, vol.5, no.1, 2010, p.99-102.

14-2 軽水炉試験を加速する静電容量ボイド率計の開発 - 高温高压条件下でボイド率のリアルタイム計測達成 -

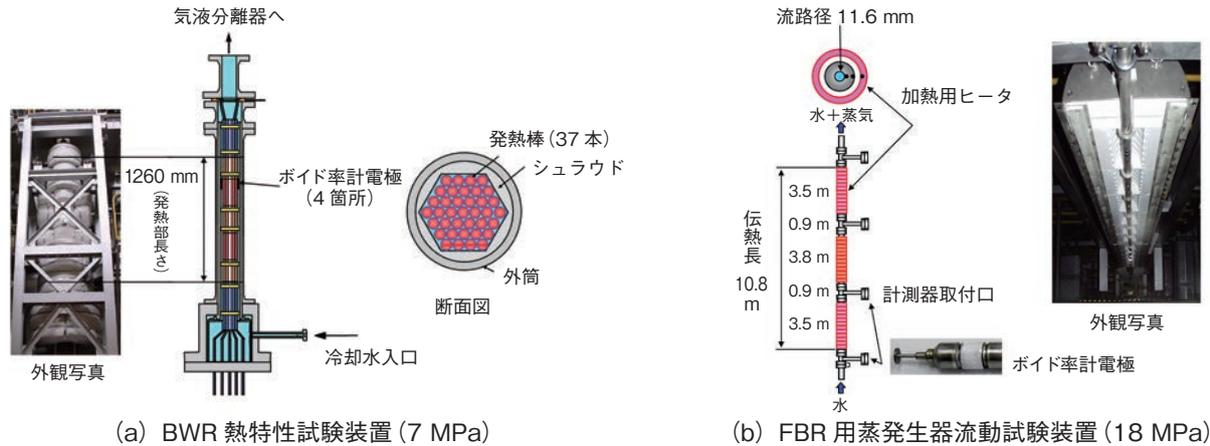


図14-4 静電容量式ボイド率計測法を適用した試験装置

(a)はBWR熱特性試験装置です。電気発熱式37本バンドルを試験体内部に装着しています。シュラウド内壁に取り付けた円板状の電極でボイド率計測を行います。
 (b)はFBR用蒸気発生器流動試験装置です。試験部は二重管構造の垂直細管で、外周に設置の電気ヒータにより加熱します。図下にボイド率計電極の写真を示しました。

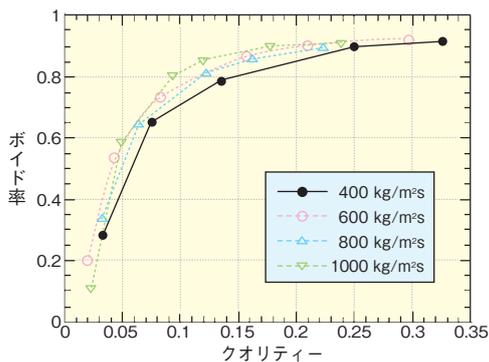


図14-5 BWR熱特性試験ボイド率計測結果

図14-4 (a)を用いたBWR熱特性試験結果を示します。図より、流量が増大するほど、同一クオリティー（蒸気の質量割合）に対してボイド率が增大する傾向を示し、従来の知見と合致する結果が得られました（クオリティーはバンドル加熱量とともに増大します）。

沸騰水型軽水炉（BWR）では、炉心のボイド率（流路内の気相が占める体積率）が変化すると、炉心出力、燃料転換比、炉心冷却性能が急速に変化することからBWR熱特性試験では実機相当の高温高压条件下でボイド率をリアルタイム計測する技術が囑望されていました。このため、気液二相流の静電容量がボイド率とともに関数的に変化することを利用する静電容量計測法（C計測法）を開発しました。従来技術では、リアルタイム計測や高ボイド率域の計測が困難でした。またボイド率計測特性式を直線近似していたため計測誤差がありました。

C計測法の適用性を検証するため実施した急速遮断法による較正試験結果から、ボイド率の計測特性線は一定の双曲線であること、測定範囲は全領域、水質の影響を受けないことを確認しました。更に高温高压用試験のため電極の絶縁材に金属と膨張率が等しいセラミックを採用した結果、最大330℃、18 MPaの高温高压条件下での耐久性を確保しました。

本計測法を以下の試験に適用し、ボイド率計測データを取得しています。一部の測定では電気抵抗（R）計測法も利用しています。

- (1) BWR熱特性試験（高増殖比及び超高燃焼度の特徴を有す水冷却増殖炉の開発試験）（図14-4 (a), 図14-5）
- (2) BWR核熱結合試験（BWR運転時の炉心安定性試験）
- (3) 過渡ボイド試験（燃料棒急加熱時の安全余裕度確認試験）
- (4) FBR用蒸気発生器流動試験（FBR 2次系の蒸気発生器を構成する小径管内流動不安定性試験）（図14-4 (b)）
- (5) BWRプレナム流動特性試験

この研究開発はボイド率計測が重要課題である軽水炉安全性試験や新型炉開発試験の試験研究に貢献します。

応用計測技術として、マイクロチャンネルのボイド率計測法を開発しました。CPU用小型冷却器などのマイクロマシンの開発に適用されることが期待されています。

●参考文献

渡辺博典ほか, 静電容量検出型電気式ボイド率計の実用化に関する実験的研究, 日本機械学会論文集B編, vol.74, no.742, 2008, p.1257-1262.

14-3 硝酸ウラニル六水和物結晶の高純度化に向けて —プルトニウム-セシウム硝酸化合物の物理化学的特性—



図14-6 生成したPu-Cs硝酸化合物

燃料溶解液から生成し、ガラスフィルタの上に回収した淡緑色の物質がPu-Cs硝酸化合物です。得られた化合物を使用して、物理化学的特性を把握するための各種基礎データを取得しました。

私たちは、次世代再処理技術として高速炉燃料溶解液に含まれているUを粗分離するために晶析法の研究開発を進めています。晶析は、化学、食品及び医薬品の分野において、製品の分離や精製に広く用いられている技術です。原子力の分野では、1980年代にドイツのカーlsruエ原子力研究センター（KfK）において溶媒抽出法により燃料溶解液から分離したU製品の精製を目的とした研究が行われていました。この晶析法は、新たな試薬を必要とせず、溶液の温度制御のみでUを硝酸ウラニル六水和物（UNH）結晶として分離・回収することができます。高速炉燃料溶解液は、KfKにおいて適用されていた溶媒抽出後のU製品に比べてPuや核分裂生成物（FP）が多量に含まれているため、これらの元素の挙動を把握することが重要です。これまでの研究から、晶析工程においてPuとCsが化合物として析出することが示唆されており、回収されるUNH結晶の純度の低下、また回収後のU製品の保管及び燃料製造時の作業員の被ばくが懸念されます。そこで、この化合物の生成抑制及びUNH結晶からの除去を目的とした物理化学的特性を把握する研究を進めています。

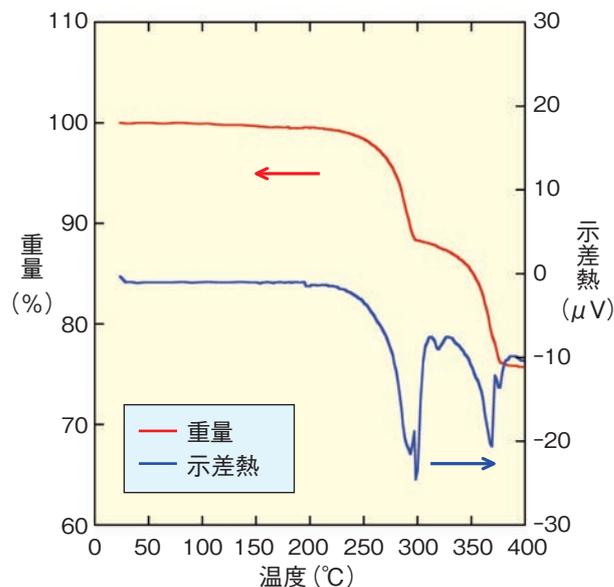


図14-7 Pu-Cs硝酸化合物の熱分析

Pu-Cs硝酸化合物の熱的安定性を確認するため、熱分析を行いました。約245 °C よりPu-Cs硝酸化合物の重量が減少していることが確認されました。この結果より、UNH結晶の精製運転時、Pu-Cs硝酸化合物は固体不純物としてUNH結晶に同伴することが示唆されました。

Pu-Cs硝酸化合物の生成挙動試験は、高レベル放射性物質研究施設（CPF）で実施しました。この試験により、淡緑色のPu-Cs硝酸化合物を調製しました（図14-6）。この化合物は、母液の硝酸濃度の増加に伴い、生成量が増加することが明らかとなりました。生成したPu-Cs硝酸化合物の元素分析及びX線回折より、 $\text{Cs}_2\text{Pu}(\text{NO}_3)_6$ の化学式であることを突き止めました。また、UNH結晶は60～100 °C の温度領域において精製運転が検討されていることから、このPu-Cs硝酸化合物の熱的安定性を調べました。この熱分析の結果（図14-7）により、Pu-Cs硝酸化合物は約245 °Cまでは重量減少がなく安定に存在することから、UNH結晶の精製工程では、固体として存在することが示唆されました。

これらの研究により得られたデータは、晶析工程におけるPu-Cs硝酸化合物の生成抑制及びUNH結晶からの除去に大きく寄与できるものと考えています。

本研究は、文部科学省原子力システム研究開発事業「晶析工程における結晶精製技術に関する研究開発」の成果の一部です。

●参考文献

Nakahara, M. et al., Preparation and Characterization of Dicesium Tetravalent Plutonium Hexanitrate, Journal of Alloys and Compounds, vol.489, issue 2, 2010, p.659-662.

14-4 Pu, U分析の更なる信頼性向上

—核燃料施設として国内初のISO試験所認定取得—

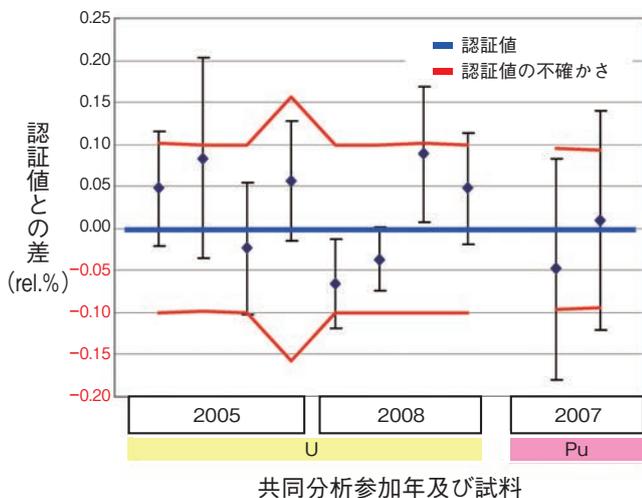


図14-8 共同分析結果

仏国CETAMAの主催する認証標準物質を用いた共同分析に参加し、私たちの測定結果が認証値に対して、精確であることが確認されました。
(エラーバー：測定結果の不確かさ (95%信頼限界))

核燃料物質を取り扱う施設においてPu及びUを精確に分析することは、工程管理上は無論のこと、保障措置上も極めて重要で、IAEAや国の行う査察検認の前提となっています。

プルトニウム燃料技術開発センター技術部品質管理課では、これまでISO 9001に基づく品質管理を行うとともに、より品質の高い分析結果を提供するために、以下の技術的改善を図ってきました。

- (1) 各国の分析所に認証標準物質を供給している米国DOE傘下の研究所であるNBLとの共同研究により、私たちが行っているPu及びUの分析に係る測定の不確かさを、ISO/IEC Guide 98-3に基づいて推定する手順を確立しました。
- (2) 仏国CEA傘下の研究所であるCETAMAや、NBLの主催する共同分析に参加し、私たちの分析結果が、認証値に対して精確であり、海外の主要研究機関と比べても遜色ない分析精度であることを確認しました (図14-8)。これはPu濃度及びU濃度の保障措置分析に求められる国際目標値 (ITV) の±0.36% (2σ) に比べ、非常に良いといえます。
- (3) これまで核燃料物質中のPu及びUの分析は、国内の

質量分析法による核燃料物質中のPu及びUの同位体組成分析
同位体希釈質量分析法による核燃料物質中のPu及びUの含有率分析

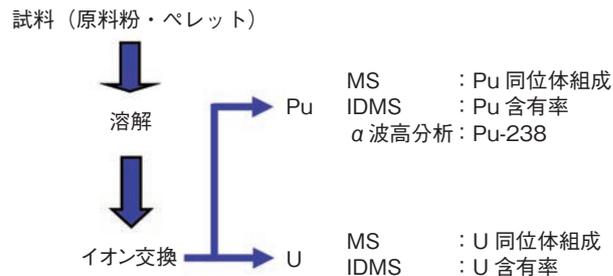


図14-9 ISO/IEC 17025認定範囲

MOX燃料ペレット及びその原料粉を分析所に受け入れ、質量分析 (MS) 法によるPu, Uの同位体組成分析を行うこと及び同位体希釈質量分析法 (IDMS) によるPu, Uの含有率分析を行うことが認定範囲になります。

各機関でその手法が統一されていなかったことから、今後分析結果の信頼性を向上させるためにも、国内で標準化することが重要と考え、日本原子力学会内に「計量保障措置分析品質保証特別専門委員会」を設置し、分析法の国内標準化を図りました。これにより、私たちの分析手法が、標準法として認められるものであることが確認されました。

これらの結果、私たちは、図14-9に示す認定範囲において、2010年3月1日、社団法人日本化学工業協会 (日本化学試験所認定機構) により、国内の核燃料施設で初めてISO/IEC 17025:2005 (JIS Q 17025:2005) (試験所及び校正機関の能力に関する一般要求事項の国際標準規格) に基づく試験所として認定されました。ISO/IEC 17025は、組織の品質保証体制を認証するISO 9001に対し、ある試験所が特定の試験を行う能力を持っていることを、国際規格に基づき第三者機関が認定する制度で、認定を受けた試験所の出す試験結果の信頼性は、国際的にも認められることとなります。

今後も常に信頼性の高い分析結果を提供することで、核燃料施設における核物質の精確な計量管理に貢献し、核物質利用の透明性を高めていきます。

●参考文献

Sumi, M. et al., Experience on Preparation of LSD Spikes for MOX Samples, Proceedings of the Institute of Nuclear Materials Management, Tucson, Arizona, USA, 2009, Abstract #292, 9p., in CD-ROM.

14-5 原子運動の全貌を中性子が明かす

- J-PARCで新しい高効率非弾性中性子散乱測定手法の実証実験に成功 -

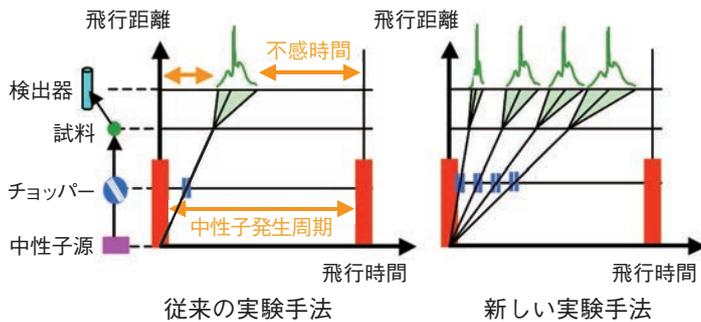


図14-10 パルス中性子源における非弾性中性子散乱実験の測定原理
従来の実験手法に比べて、複数の入射中性子エネルギーを利用する新しい手法では、測定の不感時間を減少させることが可能となり、測定効率を飛躍的に向上させることができます。

物質内部の原子と原子の間は様々なエネルギーで結びつきつつ微小な運動（ダイナミクス）をしており、これらの原子運動が高温超伝導などの特異な機能と深くかかわっています。物質内部のダイナミクスに関する情報は、非弾性中性子散乱実験（INS実験）と呼ばれる実験手法を通じて視覚化することができますが、単一の入射中性子エネルギー（ E_i ）のみを使用する従来のINS実験では、測定の効率が低く、大量の試料や極めて長い測定時間を要するといった問題がありました。

私たちはこの欠点を克服すべく、複数の異なる E_i を利用することによってINS実験の高効率測定を実現するというアイデア（図14-10）を提案し、J-PARC中性子実験装置「四季」の設計・建設を進めてきました。INS実験の測定効率は利用する E_i の本数に比例して向上します。チョッパーの回転数を大きくすると利用できる E_i の数は増加し、高分解能測定が可能になりますが、強度を犠牲にすることにもなりますので、事前によく検討して最適な実験条件を選びます。図14-11はCuGeO₃という物質のダイナミクスに関する情報を「四季」で観測した結果であり、新たな実験手法によって四種類の異なる非弾性中性子散乱データが同時に得られています。

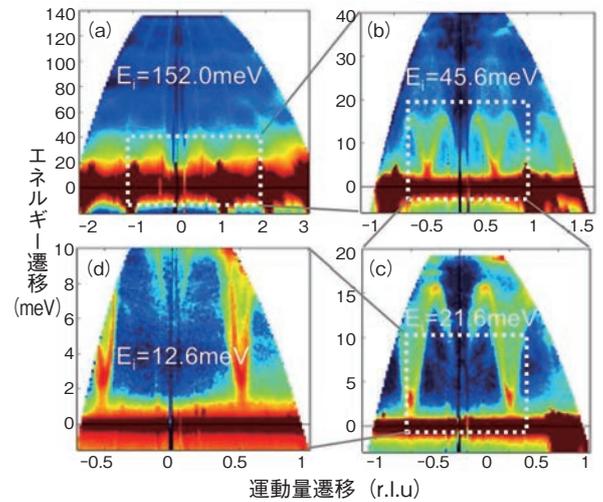


図14-11 新しい測定手法で観測した非弾性中性子散乱データ

CuGeO₃のダイナミクス情報を視覚化した四種類の二次元マップを一度の測定で同時に得ることに成功しました。これらのデータは互いにズームイン・アウトの関係になっています。

図14-11の横軸と縦軸はそれぞれ位置情報とエネルギーを表しています。 E_i が小さくなるに従って、観測範囲が三段階にわたってズームインされるとともにデータの分解能が上がっており（例えば、図14-11 (a) と比べて図14-11 (d) の分解能は40倍向上しています）、広い範囲を概観するような測定から狭い範囲を詳しく調べるような測定まで同時に行うことに成功しています。

今回実証した実験手法を用いれば、世界中の衛星写真を自由にズームイン・アウトするインターネット地図検索のように、物質内部におけるダイナミクスの全体像と詳細を一挙にとらえることができるようになり、新現象発見に至るプロセスが極めて迅速になるものと期待されます。さらに、近い将来J-PARCのビームパワーが最終目標値である1 MWに達した場合には、現状と比較して約10倍の測定効率向上が見込まれ、本実験手法が物性研究のまったく新しいフロンティアを切り開くものと予見されます。

本研究は、文部科学省の平成17年度科学研究費補助金（No. 17001001）「4次元空間中性子探査装置の開発と酸化物高温超伝導機構の解明」の成果です。

●参考文献

Nakamura, M. et al., First Demonstration of Novel Method for Inelastic Neutron Scattering Measurement Utilizing Multiple Incident Energies, Journal of the Physical Society of Japan, vol.78, no.9, 2009, p.093002-1-093002-4.

14-6 世界で最も明るく輝くJ-PARC中性子源を実現

— 斬新な線源開発と順調な加速器出力の上昇が貢献 —

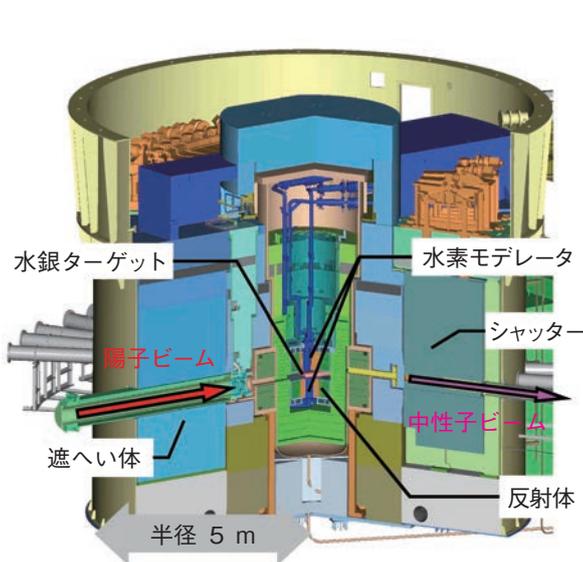


図14-12 J-PARCの1 MWパルス核破砕中性子源

3 GeVのパルス状陽子ビームを水銀ターゲットに入射して核破砕反応により毎秒約 10^{17} 個の中性子を生成、これを20 Kの水素モデレータで減速し、パルス冷中性子ビームとしてユーザーに供給します。

中性子には、物質の構造や動きを観測するためのプローブとしての働きがあります。高強度のパルス中性子ビームを利用すれば、物質科学や生命科学等の分野で世界をリードする最先端の研究創出や、材料、薬剤等の創成を狙った産業利用への展開が期待されます。そこで私たちは、世界最高強度のパルス中性子ビームを実現しようと、J-PARC物質・生命科学実験施設(MLF)に中性子源(図14-12)の建設を進めてきました。同中性子源では2008年5月に初中性を発生、同年12月には20 kWの陽子ビーム出力でユーザーへのビーム供給運転を開始し、2009年11月以降は出力を120 kWに上昇させ運転を行ってきました。

2009年12月10日、出力を300 kWまで上昇させ、高強度パルス中性子の発生試験を行いました。中性子強度測定の結果、1パルスあたり水素モデレータから単位立体角に向けて放出される中性子数は 5.1×10^{12} 個でした。この2009年12月時点で、J-PARCで達成された中性子強度は、世界を代表するパルス核破砕中性子源である米国オークリッジ国立研究所のSNS施設(4.2×10^{12} 個)と英国ラザフォード・アップルトン研究所のISIS施設(4.0×10^{12} 個)を上回り、

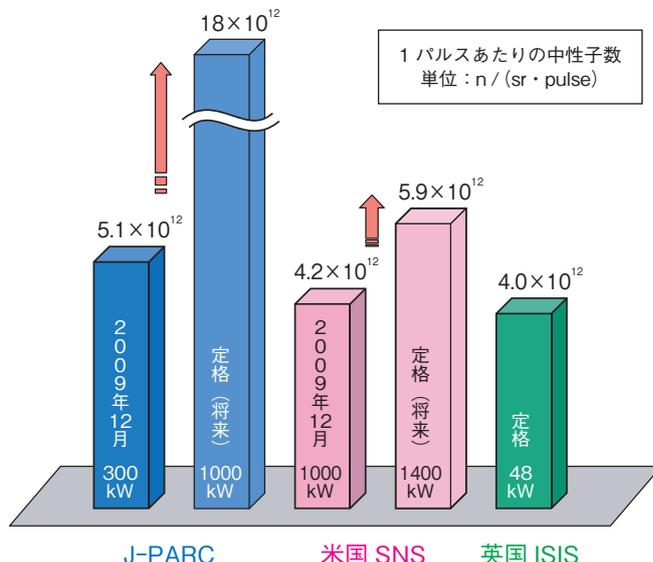


図14-13 世界の主要パルス核破砕中性子源の強度比較

パルスあたりの強度は、出力だけではなく、パルスの繰り返し周期や線源の設計にも依存します。J-PARCで1 MW定格出力を達成すると、ほかを大きく引き離す中性子強度となる予定です。

世界最高であることを確認しました(図14-13)。さらに、将来J-PARCが定格の1 MWに達すると、その中性子強度はSNSの約3倍になる予定です。

J-PARCで世界最高中性子強度を達成した背景には、加速器の出力上昇への絶え間ない努力があります。また、毎秒のパルス数をSNSの60に対し25と低く抑え、1パルスあたりの中性子数を多くする工夫をしました。更に設計段階において、物質中での陽子や中性子の振る舞いを追跡するモンテカルロ法計算コード(現PHITSコード)を開発し、これを駆使して水銀ターゲット、水素モデレータ、反射体等の線源構成機器の材料、寸法、配置について最適化計算を行い、また中性子強度をより高めるモデレータ形状の考案や新しい中性子吸収材(Ag-In-Cd合金)の開発等、ほかにはないアイデアを導入した線源開発を行いました。

定格の1 MW出力達成には、まだ解決しなければならない課題がいくつか残されています。私たちは、今後ともこれらの課題解決への努力を継続し、揺るぎない世界最高性能を誇るパルス中性子源へと育て上げていきます。

●参考文献

Maekawa, F. et al., First Neutron Production Utilizing J-PARC Pulsed Spallation Neutron Source JSNS and Neutronic Performance Demonstrated, Nuclear Instruments and Methods in Physics Research A, vol.620, issues 2-3, 2010, p.159-165.

14-7 二酸化炭素を排出しない水素製造技術の開発 -ハイブリッド熱化学法の開発-

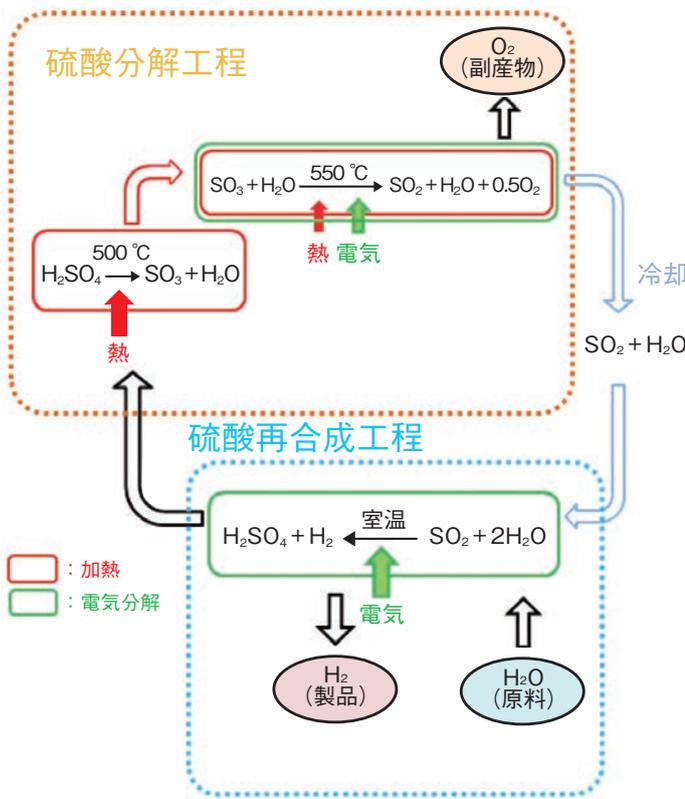


図14-14 ハイブリッド熱化学法のプロセス概要図
水を原料に、熱と電気を用いて二酸化炭素を出さずに水素を作ります。

地球温暖化、大気汚染の問題や、将来の石油枯渇の懸念もあり、最近、将来のエコ技術として水素エンジンを搭載した自動車や、燃料電池自動車がよく紹介されています。水素は、石油や天然ガス等とは異なり、使用時には全く二酸化炭素を排出しないクリーンなエネルギー源であるため、将来のエネルギー源として期待されています。しかしながら、現在、工業的に水素は、高温下で天然ガスと水蒸気を反応させて作られており、作る段階において二酸化炭素を排出するという問題があります。このため、将来的には、水素を作る段階から二酸化炭素を排出しない水素製造方法を開発する必要があります。

この問題を解決するため、私たちは、高速増殖炉から得られる熱と電気を併用して、水を原料に多量の水素を高効率に製造できる（通常：約30%→本法：約44%）ハイブリッド熱化学法の研究開発を行っています。熱化学法とは、複数の化学反応を組み合わせ、水を化学的に分解する方法ですが、直接、水を電気分解して水素を作る方法に比べ、高い効率と、エネルギー消費量の低減が期待できます。私たちは、高速増殖炉を用いて水素製造を行うため、高温ガス炉用として提案された水素製造方法

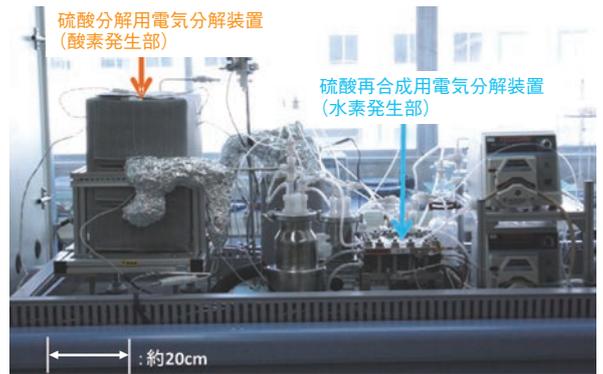


図14-15 開発した試験装置の写真
大きさは、幅1.3 m、高さ0.6 m、奥行き0.7 m程度です。

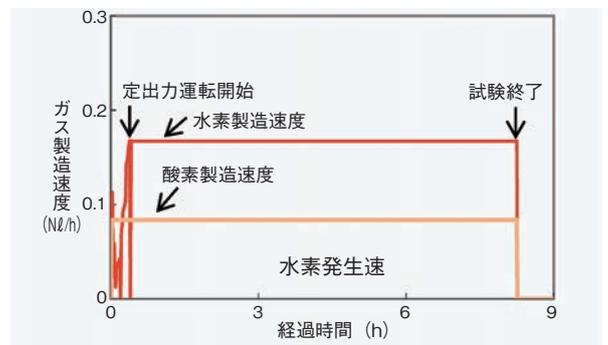


図14-16 水素製造試験結果の一例
定出力運転開始後は、水素と酸素の製造割合が、ちょうど2:1となるよう制御されています。

(米国W.H社)に改良を加えました。私たちは、熱を利用するだけでなく電気分解を併用することで、従来約800℃の高温が必要だった硫酸の分解反応を、高速増殖炉の運転温度域（500～550℃）で実施することを考案し、ハイブリッド熱化学法による水素製造に世界で初めて成功しました。

ハイブリッド熱化学法では、図14-14に示すように、硫酸（H₂SO₄）を加熱し、三酸化硫黄（SO₃）と水蒸気（H₂O）に分解し、この三酸化硫黄を電気分解で酸素（O₂）と二酸化硫黄（SO₂）に分解します（硫酸分解工程）。分解された二酸化硫黄と水蒸気は室温まで冷却され、電気分解により硫酸と水素（H₂）が製造されます（硫酸再合成工程）。私たちは、ハイブリッド熱化学法のプロセスを用いて安定的に水素を製造できるかを実証するための試験装置を開発しました（図14-15）。その結果、安定的に水素を製造できること（図14-16）、定常運転中に硫酸循環量等に変動を与えても、その安定性が保たれることを確認しました。さらに、実用化に向けて、主要な機器類を金属で製作し、腐食性の高い硫酸環境下での耐久性評価を進めています。

●参考文献

高井俊秀ほか、ハイブリッド熱化学法による水素製造試験—システム成立性及び効率の簡易的評価—, JAEA-Technology 2008-068, 2008, 63p.

14-8 光ファイバによる高温・高放射線環境下の遠隔検査 - 「常陽」における原子炉容器内観察 -

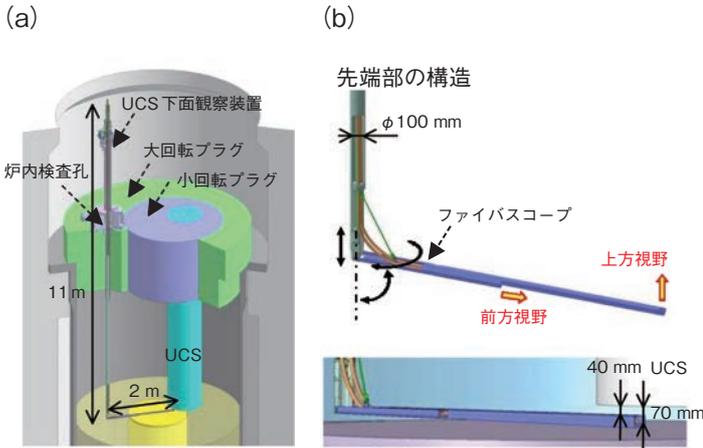


図14-17 UCS下面観察装置の概要

UCS下面観察装置は、炉内で先端部をL字型に屈折させることができます。先端部をUCS下面の隙間に挿入し、内蔵しているファイバースコープにより、下面の状況を観察します。

高速炉の原子炉容器内部は極めて高い放射線環境にあるとともに、冷却材であるナトリウムは、原子炉停止時においても高温（約200℃）で管理され、化学的に活性であることから、図14-17 (a) に示すように原子炉容器上部には遮へい及び気密性を確保するための回転プラグが設置されています。この原子炉容器内部を観察するためには、観察装置に耐熱性と耐放射線性が求められるとともに、ナトリウムは不透明であるため、ナトリウム液位を下げる必要があるなど、多くの制約があります。

今回、高速実験炉「常陽」では、計測線付実験装置MARICO-2と干渉した可能性のある炉心上部機構(UCS)下面の状態を確認するために、光ファイバ(ファイバースコープ)を用いたUCS下面観察装置を開発しました(図14-17 (b))。

上述したように、原子炉容器内は高温・高放射線環境下であり、接近することができないため、UCS下面観察装置には、耐熱・耐放射線性に優れたファイバースコープを採用し、その操作(昇降、屈折、旋回)は回転プラグ上から遠隔で行うこととしました。UCS下面観察装置は、ナトリウム液位を下げ、回転プラグ上の炉内検査孔

UCS下面の構造

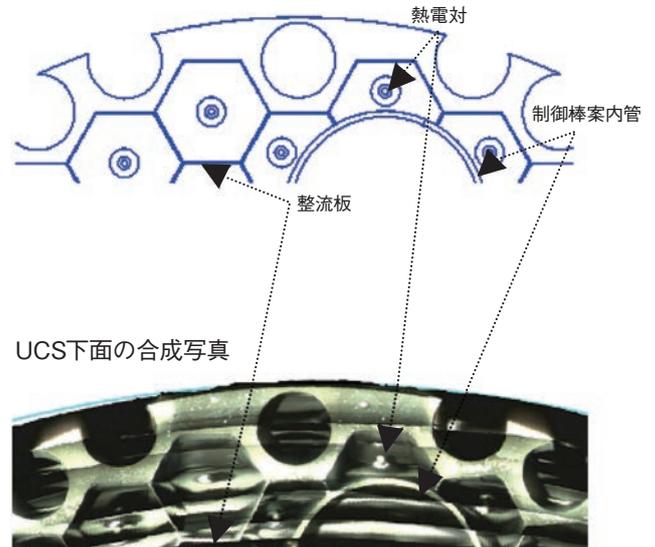


図14-18 UCS下面観察結果

UCS下面は六角形状の整流板や制御棒案内管が配置されており、その内側には熱電対が設置されています。写真はファイバースコープにより撮影した画像を合成したものです。

を通して原子炉容器内に挿入し、先端部を屈折・旋回させてUCS下面の隙間に挿入します。

ここで、UCS下面の隙間は70 mmと非常に狭いため、観察前には、実寸大の模型を使ったモックアップ試験を行い、屈折角度や装置の動作性及び操作手順などを入念に確認しました。また、実際の観察では、1回の観察視野が狭い(直径約40 mm)ことから、直径約1 mの炉心上部機構下面を細かく分割(57領域)し、領域ごとに先端部の位置を調整した上で、回転プラグを操作してUCSを移動させながら撮影を行い、UCS下面全面にわたる観察映像を取得しました。その後、観察映像から写真(計35,000枚)を打ち出し、貼り合わせることで、UCS下面全域の合成写真を作成しました。図14-18に合成写真の一部を示します。得られた合成写真からUCS下面の冷却材の流れを整えるための整流板(厚さ0.8 mm)と燃料集合体出口温度を測定する熱電対の形状が明らかとなりUCS下面の状況が確認できました。

高温・高放射線環境となる炉容器内部を遠隔操作により観察した経験は、今後の高速炉の検査技術の開発において有用な知見となりました。

●参考文献

板垣亘ほか, ナトリウム冷却型高速炉の原子炉容器内観察技術, 第14回動力・エネルギー技術シンポジウム講演論文集, 2009, p.435-438.
Takamatsu, M. et al., Development of Observation Techniques in Reactor Vessel of Experimental Fast Reactor Joyo, Journal of Power and Energy Systems, vol.4, no.1, 2010, p.113-125.

14-9 熱膨脹に追従し、熱応力を低減する三次元浮動支持

— 高温機器・配管熱変位挙動の評価手法確立 —

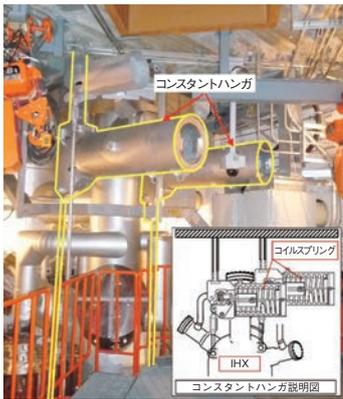
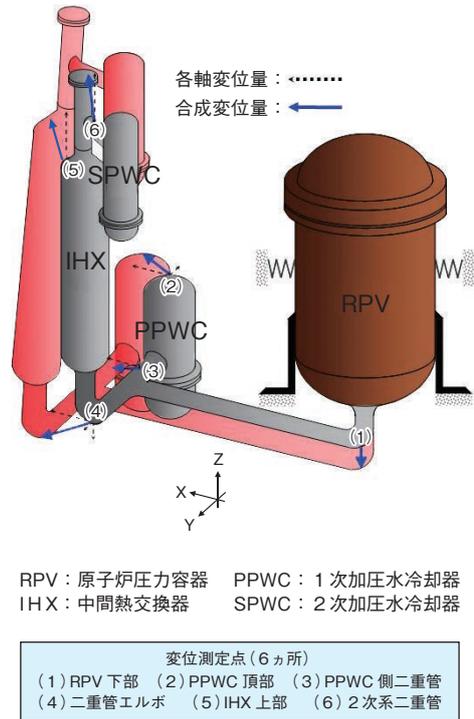


図14-19 三次元浮動支持方式

一般的に、熱変位を吸収するためには、配管に曲げ部を設けますが、HTTRでは、内部構造が複雑な二重管を使用し最短で機器を接続するために、高温機器を天井からコンスタントハンガによって吊り下げる浮動支持方式を採用して熱変位を吸収しています。



RPV：原子炉圧力容器 PPWC：1次加圧水冷却器
IHX：中間熱交換器 SPWC：2次加圧水冷却器

変位測定点(6ヵ所)
(1) RPV 下部 (2) PPWC 頂部 (3) PPWC 側二重管
(4) 二重管エルボ (5) IHX 上部 (6) 2次二重管

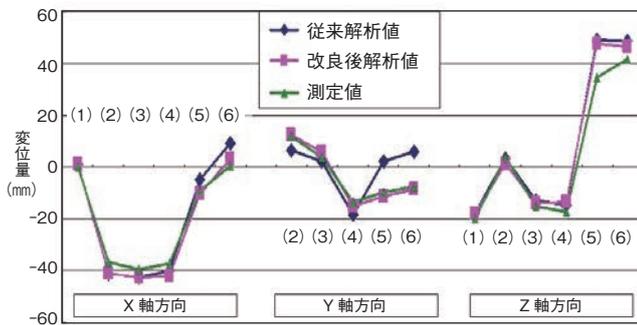


図14-21 熱変位測定値と解析値の検討結果

油圧防振器の抵抗力をゼロとすることにより、影響が顕著となる水平方向(X軸とY軸方向)変位について測定値を精度良く再現するようになりました。

高温工学試験研究炉 (HTTR) では、原子炉で加熱された最高950 °C の1次冷却材を約400 °C に冷却したのちに原子炉へ戻します。複雑な変位を示す高温機器・配管に対し、格納容器という限られたスペースの中で、自重を支持し、熱変位に追従し、耐震機能を有する機構が必要となります。

そこで、HTTRでは、1次冷却設備全体をコンパクトにするため、コンスタントハンガ、リジットハンガ等のハンガ類及び油圧防振器等の支持構造物で構成される三次元浮動支持方式を採用しています(図14-19)。本支持方式は、熱膨脹等の緩慢な変形挙動に対しては比較的自由的な移動を許し、地震等の急激な挙動に対しては油圧防振器で拘束します。

これまで、原子力施設では、三次元浮動支持方式の採用がほとんどなく、さらに、中間熱交換器 (IHX) が長尺構造物であることに加え、周辺に設置されている支持構造物が干渉しあうため、高温配管熱変位挙動を適切に予測するための評価手法を開発してきました。従来の評価手法では、支持構造物である油圧防振器の摺動速度を一般プラントでの実績に基づいて考えられた1 mm/secでモデル化していました。しかし、HTTRでは、原子炉

図14-20 原子炉運転中の配管変位挙動 (測定値)

高温機器・配管 (赤表示) は、原子炉運転中の配管変位挙動を示しています。

運転中の温度変化がゆっくりであることから、実際の運転データを検討したところ、約4~5 mm/dayと非常に遅いことを突き止めました。このため、摺動抵抗力が極めて小さくなります。この事実を考慮して解析モデルを改良し、その妥当性について検証しました。

解析では、主冷却設備の機器配管系をはり要素、ハンガ類をバネ要素でモデル化し、油圧防振器の抵抗力をゼロとして、汎用有限要素コードABAQUSを使用しました。油圧防振器の影響が顕著となる水平方向(X軸とY軸方向)変位について、新評価手法による解析結果は測定値を極めて良く再現するようになりました(図14-20, 図14-21)。特に、従来の評価手法では、Y軸方向(5)、(6)の変位が測定と逆方向の変位挙動を示していたのに対し、新評価手法では、変位方向を一致させ、変位量の予測精度を約10%まで向上させ、実機の熱変位挙動を適切に再現できる評価手法を確立しました。

これにより、三次元浮動支持された高温機器・配管の熱変位挙動を適切に予測でき、高温ガス炉の技術の高度化に寄与するとともに、将来の高温ガス炉に対しても、三次元浮動支持方式採用の可能性を示すことができました。

●参考文献

篠原正憲ほか, 高温工学試験研究炉 (HTTR) の高温機器・配管における熱変位挙動の評価, JAEA-Technology 2009-057, 2009, 33p.

14-10 極微のイオンビームを素早く切り換える

-サイクロトロンにおけるカクテルビーム加速とマイクロビームの融合-

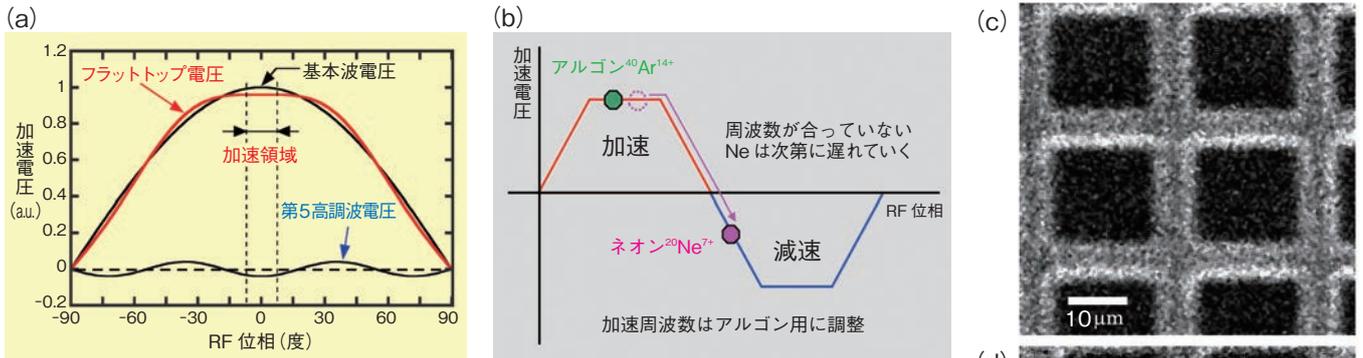


図14-22 フラットトップ加速とカクテルビーム加速の原理説明図
台形波を作ってエネルギーのそろったイオンビームを加速するフラットトップ加速技術(a)と、短時間でイオンビームの種類・エネルギーを切り換えるカクテルビーム加速技術(b)の二つの“究極の技”がそろって、世界最高エネルギーの1ミクロン級マイクロビームを短時間で切り換えて提供することが初めて可能になりました。

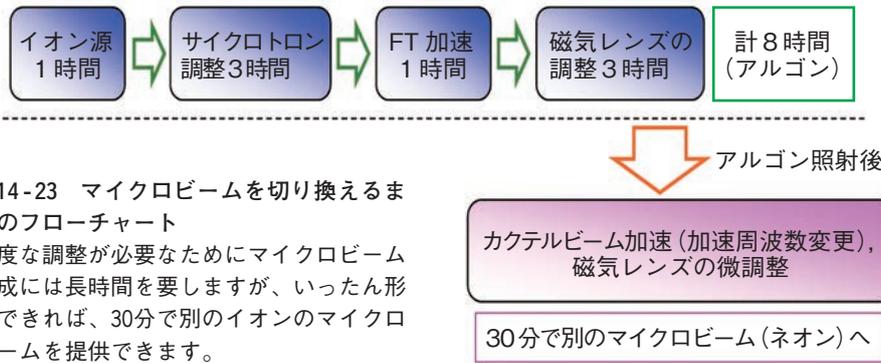


図14-23 マイクロビームを切り換えるまでのフローチャート
高度な調整が必要なためにマイクロビーム形成には長時間を要しますが、いったん形成できれば、30分で別のイオンのマイクロビームを提供できます。

図14-24 1000 lines/inの銅グリッドをマイクロビームでスキャン照射して得られた二次電子像
(c)は520 MeVアルゴンビーム、(d)は260 MeVネオンビームを照射して得られました。エッジの立ち上がり(明暗部の境界)から評価したマイクロビーム径は、ともに約1ミクロンです。

高崎量子応用研究所のイオン照射研究施設 (TIARA) では、サイクロトロンで加速したイオンビームを用いてバイオテクノロジーや材料科学の研究が行われています。現在は、イオンビームの直径を約1ミクロン (1 mmの1000分の1) まで絞ったマイクロビームを利用する研究が活発になっています。マイクロビームは磁気レンズを使用して形成します。サイクロトロンは図14-22 (a) に示すように交流電圧 (基本波電圧) を用いてイオンを加速するので、加速のタイミングが異なるイオンの間にはわずかなエネルギーの差が生まれます。これをエネルギー幅といいます。サイクロトロンのビームでは通常0.2~0.3%程度あります。小さい値に思えますが、磁気レンズを通過するときの軌道に若干の違い (色収差) を生じるので像がぼやけてしまい、1ミクロンのマイクロビームを得ることは困難でした。そこで、エネルギー幅を小さくするために基本波電圧に第5高調波を加えて台形波を発生するフラットトップ (FT: Flat-top) 加速装置を開発しました。FT加速では台形の平らな電圧

部分でイオンを加速するため、従来よりも一桁小さいエネルギー幅のビームを得ることができました。この結果、520 MeVアルゴンビームで世界最高エネルギーの1ミクロンビームを形成しました。しかし、図14-23に示すようにマイクロビームを形成するまでに8時間も必要になります。そこで、イオンやエネルギーを次々に変えて効率良く照射実験を行うために、カクテルビーム加速を導入しました (図14-22 (b))。この技術では、電荷と質量の比率がほぼ等しいイオン種をサイクロトロンへ同時に入射して加速を始めますが、最後まで加速されるイオンは高電圧の加速周波数と完全に一致して回転するもの (この例はアルゴン) のみです。別のイオンを加速したい場合は加速周波数を変更すればよいので、短時間で切り換えが可能です。FT加速、カクテルビーム加速というサイクロトロン特有の“技”を組み合わせ、世界最高エネルギーのマイクロビームを形成し、イオン種を素早く切り換えることに成功しました (図14-24)。

●参考文献

Kurashima, S. et al., Quick Change of Ion Species of Heavy-Ion Microbeam by Cocktail Beam Acceleration Technique with the JAEA AVF Cyclotron, Nuclear Instruments and Methods in Physics Research B, vol.267, issues 12-13, 2009, p.2024-2027.

14-11 地下400 mを超え、更に深部を目指して

— 瑞浪超深地層研究所における研究坑道掘削と湧水抑制技術 —

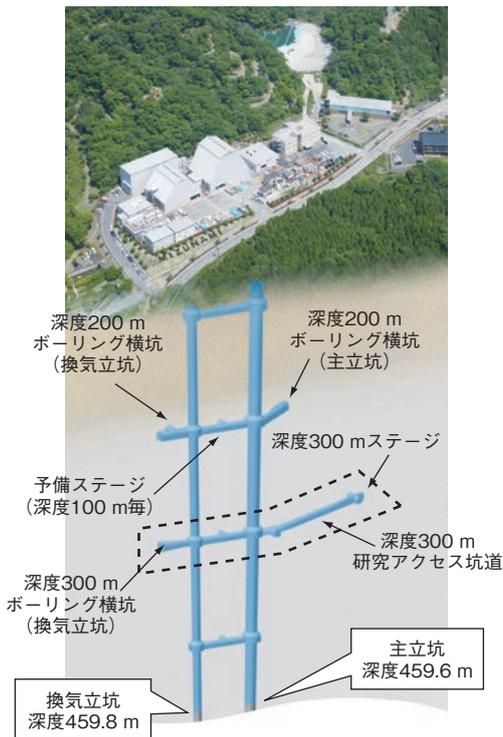


図14-25 「瑞浪超深地層研究所」研究坑道のレイアウト
両立坑深度は2010年3月31日時点の掘削深度です。

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的研究を進めています。研究坑道の掘削は、2009年度末で主立坑459.6 m、換気立坑459.8 mまで到達しました（図14-25）。

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。これまでの調査で、換気立坑側の深度200 m付近や400～450 m付近、深度300 m研究アクセス坑道で大量湧水が発生する可能性が高いことが分かりました。そこで、坑道掘削に先立ち掘削範囲の周辺の割れ目にセメントミルクを注入する工法（プレグラウチング）により、湧水を抑制しました。

ここでは深度300 m研究アクセス坑道で実施したプレグラウチングと坑道掘削について説明します。坑道掘削に先立ち、掘削範囲を対象に先行ボーリングを実施しました（図14-26、図14-27）。その結果、複数の箇所でも1,000 ℓ/分を超える湧水箇所が確認されました。この情報をもとにプレグラウチングを実施しました。プレグラウチングと坑道掘削の施工は、プレグラウチングの注入孔の削孔長を約15 mとして注入を行い、その後、

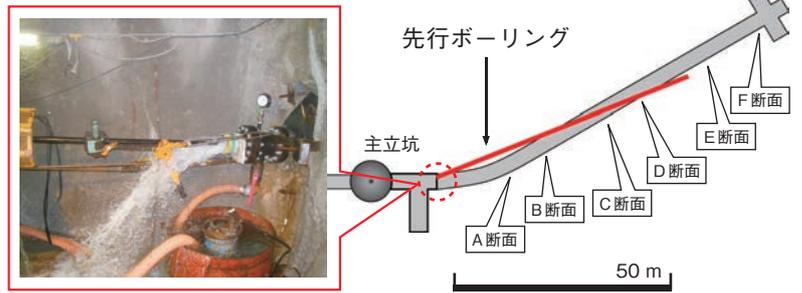


図14-26 先行ボーリング掘削時の湧水状況
先行ボーリングを掘削したときに発生した湧水(写真の湧水量は毎分約1200 ℓ)です。

図14-27 深度300 m研究アクセス坑道(水平坑道)平面図
坑道掘削に先立ち、先行ボーリング(掘削長62.5 m)を実施しました。

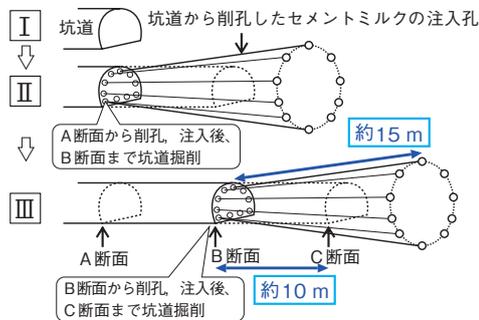


図14-28 深度300 m研究坑道におけるプレグラウチングと坑道掘削のパターン説明図
I→II：セメントミルクの注入孔の削孔長を約15 mとして注入を行い、このうち約10 m坑道を掘削しました。
III：このパターンをA～Fの断面位置(図14-27)から繰り返し実施し、坑道延長約100 mの掘削を完了しました。

このうち延長約10 mの坑道を発破工法で掘削しました（図14-28）。このパターンをA～Fの六つの断面位置（図14-27）で繰り返し行い、延長約100 mの掘削を完了しました。坑道を掘削した際には顕著な湧水は発生せず、坑道壁面の観察では、割れ目に注入されたセメントミルクが固化した状態が認められ、これにより湧水が抑制されたと推測できます。なお、技術開発の観点から、A～Fの各断面からの注入状況を壁面観察時に視覚的に区別できるようにするため、A断面から順に赤と青に着色したセメントミルクを交互に注入し、効果の範囲が区別できるようにしました。これらのデータをもとにグラウチングの注入特性に関する検討を行う予定です。

湧水抑制の計画策定では、ボーリング調査からの情報をもとに、地下水浸透理論を用いて坑道周辺の透水性を低下させる割合やセメントの注入範囲を費用対効果も加味し、目標を定めました。この計画に基づき施工した結果、計画以上の湧水抑制効果を得ることができました。今後も必要に応じて湧水抑制を図り、安全を最優先させながら、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, 超深地層研究所計画における研究坑道掘削と湧水抑制対策の適用, 第54回地盤工学シンポジウム論文集, 2009, p.39-46.

14-12 環境に配慮した放射性廃棄物処理技術の開発

—イオン液体を媒体としたウラン回収技術の開発—

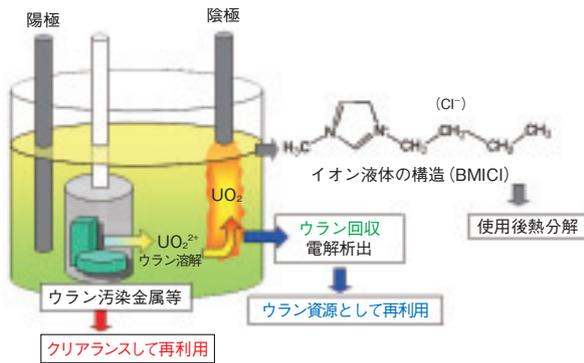


図14-29 イオン液体を媒体としたウラン回収技術の概要
イオン液体によって金属等に付着したウランを溶解し、金属類をクリアランスレベルまで除去するとともに、溶解したウランを電解析出させて回収します。

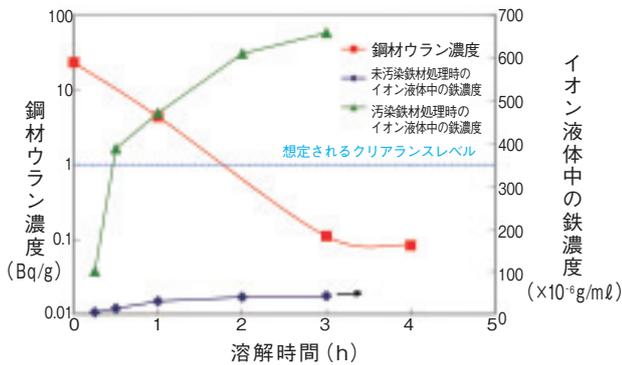


図14-30 UF₄に汚染された鋼材のBMIClへの溶解時間と鋼材ウラン濃度及びイオン液体中の鉄濃度の関係(100℃, 大気中) 3時間程度で鋼材のウラン濃度は想定されるクリアランスレベル以下になり、未汚染の鉄は溶解しないことが分かります。

核燃料サイクル施設のうち、ウラン濃縮やウラン転換などのウラン取扱施設からは、その操業及び廃止措置によって、内面をウランで汚染された配管類や塔槽類及びウランを含有したスラッジ類などが発生します。これらは含有するウラン量が多いため、ウランを除去・回収することができれば、回収したウランと除染された金属を資源として有効利用できるとともに、処分するウラン廃棄物の量が大幅に削減できます。

この技術開発では環境負荷の少ない環境調和型溶媒(グリーンソルベント)として知られているイオン液体を処理媒体として選択し、ウランにより汚染した金属類をクリアランスレベル(放射性廃棄物として扱う必要のないものを判断するレベル)までウランを除去するとともに、溶解したウランを電解により回収する方法について検討しました。図14-29はプロセスの概要を示しています。イオン液体は、イオンのみで構成される塩で、低融点、不揮発性、高導電性といった性質から、安全かつ高性能な電解質等としての利用が期待されています。

ウラン濃縮施設の金属類は、四フッ化ウラン(UF₄)などのウランフッ化物で汚染されているものが多く、UF₄で表面汚染した鋼材をイオン液体に100℃で浸漬

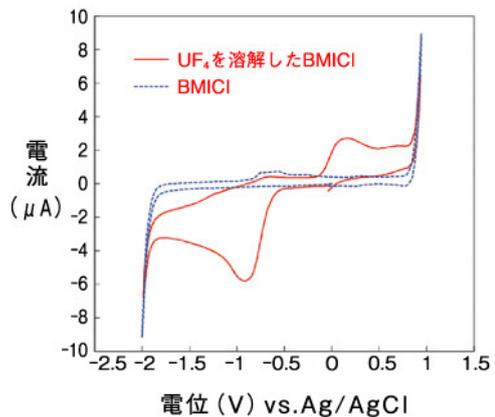


図14-31 UF₄を溶解したBMIClにおける電流-電位曲線(80℃, 大気中)
電位-1 V付近にウランの還元ピークが見られ、ウランを電解析出できる可能性が確認できました。

した結果、イオン液体のうち1-ブチル-3-メチルイミダゾリウムクロライド(BMICl)はUF₄について高い溶解能を持つこと、3時間程度の処理により表面汚染した鋼材のウラン濃度は想定されるクリアランスレベルを下回ることが分かりました(図14-30)。

さらに、UF₄で表面汚染された鋼材と未汚染の鋼材についてBMIClに浸漬したときの溶液中の鉄濃度についての時間変化を確認したところ、未汚染の鋼材についてはほとんど鉄が溶解しませんが、汚染した鋼材は鉄が溶解することが分かりました。このことから、イオン液体はウラン化合物に腐食された鋼材部分のみを溶解し、余分な鉄の溶解が少なく、二次廃棄物の発生量を少なくすると予想されます(図14-30)。

また、イオン液体中に溶解したウランの酸化還元挙動について検討した結果、電解によりウラン酸化物として析出・回収しうる可能性を確認しました(図14-31)。

以上の結果からイオン液体BMIClを媒体として、ウラン汚染鋼材からのウランの回収と鋼材の再資源化の見通しを得ることができました。本成果は、ウラン廃棄物処理の有効な一手法として、各ウラン取扱施設への適用が期待されます。

●参考文献

Ohashi, Y. et al., Application of Ionic Liquid as a Medium for Treating Waste Contaminated with UF₄, Journal of Nuclear Science and Technology, vol.46, no.8, 2009, p.771-775.

14-13 加速器質量分析装置 (AMS) が認証標準物質の作製に貢献 — IAEAによるヨウ素¹²⁹濃度測定国際相互比較結果 —



図14-32 国際相互比較測定に参加した青森研究開発センターむつ事務所に設置してあるAMS 中央に見える加速器に2本のビームラインが取り付けられており、¹²⁹I測定には赤点線で示したビームラインを使用しました。



図14-33 海水試料からのヨウ素の抽出
上層の海水から下層の有機層に着色したことによりヨウ素が抽出されていることが分かります。

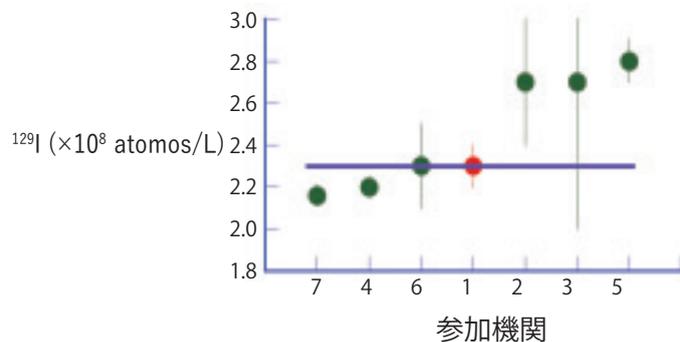


図14-34 国際相互比較結果
赤点が原子力機構の測定結果です。紫線は中央値を示しています。

ヨウ素¹²⁹(¹²⁹I)は環境中に極微量に存在する長寿命放射性核種のひとつです。環境試料中の¹²⁹Iの濃度レベルは非常に低いため高感度な分析法である中性子放射化分析法を用いても¹²⁹Iを検出することは困難でした。加速器質量分析装置(AMS:Accelerator Mass Spectrometry)の登場により、環境試料中の¹²⁹Iを高感度で測定することが可能になりました。青森研究開発センターではむつ事務所に設置してあるAMS(図14-32)を¹²⁹Iも測定できるよう調整し、様々な研究依頼に対応できる体制を整えました。

国際原子力機関海洋環境研究所(IAEA-MEL:International Atomic Energy Agency - Marine Environmental Laboratories)では放射能分析における品質保証や品質管理を目的に認証標準物質(濃度既知の標準物質)を作製していますが、¹²⁹Iに関する認証標準物質を有していませんでした。このため新たに海水中の¹²⁹Iの認証標準物質を作製する必要性が生じました。

標準物質を作製するにはできるだけ多数の機関で測定することが望ましいのですが、海水中の¹²⁹Iを測定できる

機関は世界的に見ても少なく、IAEA-MELは地中海の海水を採取し原子力機構を含む8機関に測定を依頼しました。私たちはIAEA-MELから海水試料が到着後、海水試料からヨウ素を抽出し、AMSによる¹²⁹I測定を3回行いました(図14-33)。この3回の測定結果から平均値及び標準偏差を計算することにより、原子力機構の測定結果(2.28±0.14)×10⁸ atoms/Lが得られました。

IAEA-MELから2009年10月に参加した全機関の測定結果が公表されました。8機関のうち、1機関は棄却検定により除外されたため、7機関の測定結果を図14-34に示します。7機関の測定結果から平均値及び標準偏差は(2.28±0.27)×10⁸ atoms/L(図14-34)と求められました。この海水中の¹²⁹I濃度が決定したことにより、新たな¹²⁹Iの認証標準物質を完成することができました。

新たに¹²⁹Iの認証標準物質が作製できたことは、環境中の¹²⁹I濃度レベルを正しく把握するだけでなく、¹²⁹Iを海水循環のトレーサーとして利用するなど、地球化学分野等で大きく貢献できるものと期待されます。

●参考文献

Pham, M. K., Suzuki, T. et al., Certified Reference Material IAEA-418: ¹²⁹I in Mediterranean Sea Water, Journal of Radioanalytical and Nuclear Chemistry, vol.286, no.1, 2010, p.121-127, doi: 10.1007/s10967-010-0621-6.

◆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、MOX-6.9wt%SiO₂ペレット断面の元素分析結果（左上）とHTTR-IS水素製造システム（右下）です。

前者はMOX燃料に混入した不純物の挙動を評価するために実施した試験の結果で、MOX燃料中における化合物の生成条件を明らかにすることができました（トピックス1-9）。

後者は高温ガス炉を熱源とし、熱化学法ISプロセスを採用することにより二酸化炭素を排出しないクリーンな水素製造技術として期待されています（トピックス9-2）。



未来を拓く原子力 原子力機構の研究開発成果 2010

発行 2010年10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 大山 幸夫
副委員長 板橋 慶造
委員 長 明彦 蕪木 英雄 須田 一則 及川 哲邦 芳賀 芳範
森 貴正 橘 幸男 山本 博之 松橋 信平 菊池 満
平尾 和則 天本 一平 吉川 信治 鈴木 義晴 茂田 直孝
武部 慎一 石井 哲朗 菊池 孝 高田 弘 大岡 誠
石原 正博 田中 拓 小嶋 拓治 見掛信一郎 八木 直人

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

T E L 029-282-6387

F A X 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