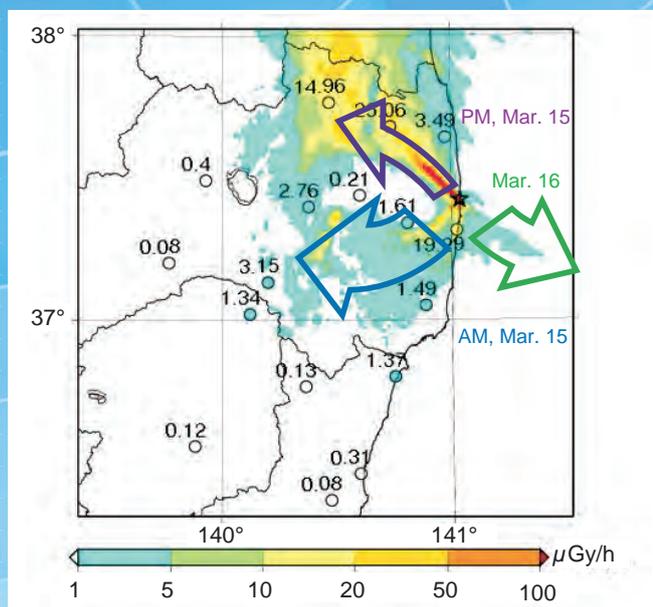


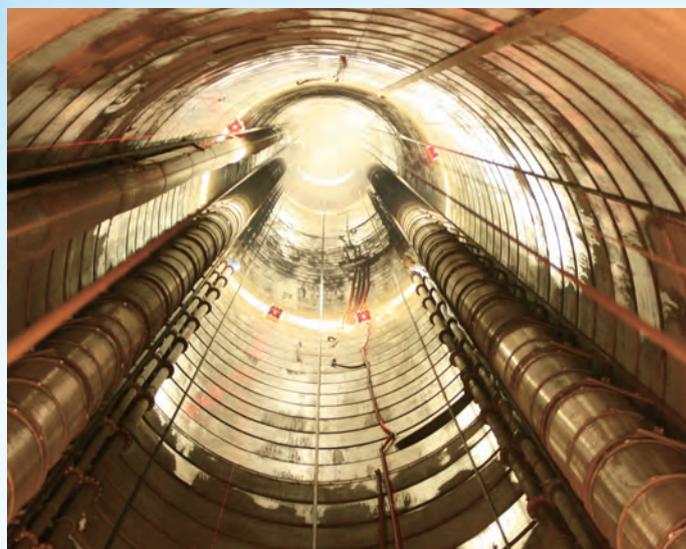
未来を拓く原子力

原子力機構の研究開発成果

2011



WSPEEDIIによる3.11原子力事故時の
空間線量率の解析結果



瑞浪超深地層研究所の主立坑深度400 m付近から
地上方向を見上げた状況



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、原子力のエネルギー利用に係る基幹的分野から、広く科学技術の発展や新たな産業技術の創出を目指した基礎・基盤的分野までの幅広い研究開発を推進する、我が国で唯一の原子力に関する総合的な研究開発機関であります。今年は発足から7年目を迎え、第二期中期計画の半ばに差しかかったところであります。

2011年3月11日に原子力災害で前例のない東京電力株式会社福島第一原子力発電所の事故が発生しました。原子力機構は、発生直後から事態の状況把握や収束に向け、政府をはじめ関係自治体に対して種々の協力を行ってまいりました。具体的には、原子力安全委員会等へ専門家を派遣し、技術的助言あるいは科学的知見の提供などを行うとともに、文部科学省の指示の下、環境放射線のモニタリングや環境放射能の分析などを行ってまいりました。さらに、環境モニタリング及び除染技術実証等の現地活動、県内関係機関との連携強化のため、理事長を本部長とする組織を立ち上げ、福島県内にその活動拠点を開設しております。今後も、除染活動等による早期の環境回復に向けた取組みに中核となって参加するとともに、損傷燃料や汚染物質の処理など、事故終息に向け必要となる技術の開発や基盤整備に積極的に協力したいと考えております。

主要事業の一つである高速増殖原型炉「もんじゅ」については、福島事故を受け、津波に起因する外部電源喪失事象の影響を再評価するなど、安全対策を再点検しつつ、炉内中継装置の復旧やダクトの修復工事など、当初からの予定にある作業を着実に進めております。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施設を基盤とした量子ビーム応用に関する研究開発、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）計画などの核融合エネルギーに関する研究開発、高レベル放射性廃棄物の地層処分に係る技術開発、という三つの主要事業については、3月11日の東日本大震災により重要な施設の一部が被災しましたが、計画の遂行に向け、鋭意、努力しております。さらに、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も、厳しい予算制約の中、着実な進展を図ってきております。

原子力機構における研究開発の成果に関しましては、国内ばかりでなく国際的にも積極的に発信し活用していくことが重要と考えております。

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するために、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。

2011年12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. より高い安全性を実現するコンセプトを世界へ発信
—国際標準に向けたSFR安全設計クライテリアの構築— 11
2. 炉心損傷事故に対する安全性を定量化する
—FBRにおける確率論的安全評価手法(レベル2 PSA)の開発— 12
3. 自然の力で原子炉停止後の崩壊熱を確実に除去
—自然循環崩壊熱除去時の炉心高温点評価手法の開発— 13
4. 原子炉緊急停止のための操作の有効性を評価する
—「もんじゅ」原子炉トリップのためのアクシデントマネジメント有効性評価— 14
5. FBRプラントの長寿命化に向けて
—実機で長期間使用された溶接部並びに補修溶接の評価— 15
6. FBR格納容器の安全確保と建設期間の短縮を両立
—鋼板コンクリート構造格納容器の開発— 16
7. 最新の核データの精度を「もんじゅ」で検証する
—炉定数調整による²⁴¹Amの核データの検証— 17
8. 電磁波を制御してむらなく無駄なくMOX原料粉を作る
—高効率マイクロ波加熱方式の研究— 18
9. 高燃焼度化に必要な燃料被覆管の強度を調べる
—ODS鋼被覆管の照射後強度評価— 19
10. 照射中MOX燃料からの余剰酸素の除去
—酸素ゲッター入りMOX燃料の開発— 20
11. 湿式再処理における燃料溶解の効率化に向けて
—高速炉燃料再処理向け溶解シミュレーションコードの開発— 21
12. 使用済金属燃料を電解で選択的に溶かす
—金属電解法でのU-Pu-Zr合金の陽極溶解挙動— 22
13. 将来の使用済燃料処理に向けた新抽出プロセス構築を目指して
—U, Pu共回収プロセス(コプロセッシング法)開発— 23

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

24

1. 地質環境調査技術の知の伝承
—次世代型サイト特性調査情報統合システム— 25
2. 遠い将来の隆起・侵食の影響を評価する
—我が国の地形変化の特徴を考慮した評価事例— 26
3. オーバーパックのデータベースを初公開
—設計・製作にかかわる情報、試験データを分かりやすく提供— 27
4. 岩石間隙構造と拡散機構の解明に向けて
—ナノX線CTを用いた珪質泥岩の微細間隙構造解析— 28
5. 過去の地殻変動の痕跡から将来を予測する
—破壊された岩石から紐解かれる断層の発達史— 29
6. 地下水中に存在するナノスケール微粒子の採取に向けて
—被圧・嫌気状態を保持したろ過手法の開発— 30
7. 広大な地下に作用する力を推定する
—岩盤応力測定の実測値による推定— 31
8. 立坑掘削に伴う岩盤挙動の解明
—堆積軟岩の岩盤挙動を支配する割れ目系— 32

- 9. 地層処分技術の信頼性を支える新技術の実証 33
 ー低アルカリ性セメントを用いた坑道の本格的施工に成功ー
- 10. 積雪寒冷地での地下浅部の水の動きを探る 34
 ー幌延地域における地下水位と地質構造に基づく浅部地下水流動の研究ー

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超伝導コイルの調達に向けて大きく進展 36
 ーITERトロイダル磁場(TF)コイルの実規模試作ー
- 2. ITER要求性能に迫る負イオンビーム加速を達成 37
 ーITER中性粒子入射装置用1 MeV加速器開発ー
- 3. 大電力ミリ波エネルギー伝送効率のITER目標の達成 38
 ーITER電子サイクロトロン加熱電流駆動システムの開発ー
- 4. ITERで電流分布計測の鍵を握る新型炉内ミラーを考案 39
 ーITERポロイダル偏光計用レトロリフレクターの開発ー
- 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 40
 ー順調に進む先進超伝導トカマクJT-60SAの建設活動ー
- 6. 自発的に多段階で変化する電場構造を発見 41
 ー閉じ込め改善モードの理論モデルに対する新しい知見ー
- 7. 国際研究グループを主導して比較実験を企画・実施 42
 ーITERのための中性粒子ビーム電流駆動理論の検証を目指してー
- 8. 核融合反応によるプラズマの回転生成の可能性を探る 43
 ーアルファ粒子による自発的なトルク生成ー
- 9. 核融合原型炉に向けて 44
 ー幅広いアプローチ活動・国際核融合エネルギー研究センター事業ー
- 10. 炉心プラズマ温度分布の形成機構を解明 45
 ー第一原理計算によるプラズマ輸送現象の数値実験コードを開発ー
- 11. 核融合炉で発生する中性子を加速器で作りだすための小型トリチウムターゲットを製作 46
 ー小型トリチウムターゲットの安定調達に目処ー
- 12. 核融合原型炉材料の実証のために 47
 ー世界最大のIFMIF/EVEDAリチウム試験ループの設計と建設ー

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. 世界一明るく強い電子ビーム源の実現へ 49
 ー次世代光源のための500 kV光陰極直流電子銃の開発ー
- 2. 光速飛翔鏡の反射率を向上 50
 ープラズマ中に励起されるプラズマ波によるレーザー光の高効率反射を実証ー
- 3. 軟X線の「偏光」を明らかに 51
 ー軟X線領域における偏光計測技術ー
- 4. 高分子複合材料の核スピン偏極を目指して 52
 ー2成分モデル系を用いた実証実験に成功ー
- 5. 電子の隠された世界を解明する放射光技術を実証 53
 ー散乱X線の偏光特性から励起した電子の軌道状態を識別することに成功ー
- 6. コヒーレントX線を利用した分域構造の観察を目指して 54
 ーマルチスケール観測が解き明かす材料の高機能化の起源ー
- 7. 水素貯蔵材料の性能を改善する機構を解明 55
 ー放射光X線吸収実験で明らかにした微量添加物の構造ー
- 8. 特定レアアースを認識する有機化合物の創成 56
 ーレアアースの単元素分離・高純度化技術の開発に向けてー

9.	レアアースの国産化に向けて —放射線グラフト吸着材による温泉からの資源採取の検討—	57
10.	副産物のオゾンも活用して工場排ガスを浄化 —電子線と触媒を併用した実規模排ガス処理装置の開発—	58
11.	蛋白質に見つかった低障壁水素結合 —中性子結晶構造解析が新たな創薬の設計原理を導く—	59
12.	粒子線で生じる電場のDNA損傷生成への効果を発見 —がん治療に効くクラスター DNA損傷の生成は電場が促進させる？—	60
13.	放射線は照射後も持続的に染色体を傷つける — γ 線照射した植物細胞の子孫で微小核が持続的に出現することを発見—	61

5 安全研究

	原子力の安全を脅かす現象を明らかに	62
1.	水素を吸収した燃料被覆管が壊れやすい理由 —水素の介在により変化するジルコニウム結晶中の割れの伝わりやすさ—	63
2.	酸化による燃料被覆管の性能劣化を適切に評価する —冷却材喪失時の燃料健全性評価手法に関する検討—	64
3.	原子炉内の腐食環境を知るために —放射線照射下における水化学評価手法の高度化を目指して—	65
4.	原子炉圧力容器の耐食健全性を調べる —ナノ組織解析による熱影響下ステンレスの劣化評価—	66
5.	大地震で配管は壊れるか —大きな荷重が加わった際のき裂のふるまいを予測する—	67
6.	地震が来ても炉心の出力は安定か？ —スクラム失敗を想定した地震加速度場における核-熱水力連成解析—	68
7.	運転中の原子炉の内部にある放射能の量をどのように把握するか？ —炉内放射線量計算システムの開発—	69
8.	シビアアクシデントで放出されるガス状ヨウ素量を推定 —ヨウ素化学反応モデルの実機評価への適用—	70
9.	ガラス固化体はどのような環境だと溶けやすいか？ —地下水中にマグネシウムが含まれる場合—	71
10.	原子炉の安全な解体のために —解体作業時の被ばく線量評価システムの開発—	72

6 先端基礎研究

	未来を拓く先端基礎研究	73
1.	熱、回転、磁化運動から磁気の流れを生み出す —スピントロニクスにおけるスピン流生成の新原理を発見—	74
2.	磁性体中の電子のスピンを偏極陽電子で観測 —新しい高スピン偏極陽電子ビーム技術の開発—	75
3.	新しいタイプの核分裂の発見 — ^{180}Hg の核分裂では閉殻構造を持たない核分裂片が生成する—	76
4.	特異な超伝導の背後にあるもの — URu_2Si_2 の「隠れた秩序相」における異常な電子散乱と超伝導の関係—	77
5.	微生物細胞表面はナノ粒子を生成する工場 —微生物を用いた重元素の回収—	78

7 原子力基礎工学研究

原子力研究開発の基盤形成と社会ニーズを踏まえた研究	79
1. 原子核の向きをレーザーでそろえる —円偏光レーザー誘起による動的自己核偏極法の開発—	80
2. 金属材料の溶融と凝固の現象を再現する —気液二相流解析手法を固液二相流体系に拡張—	81
3. 核変換技術の実現に向けて —加速器駆動核変換システムの炉心設計課題への取組み—	82
4. ヘリウム蓄積・放出による燃料ミクロ組織の変化 —結晶格子とペレットの膨張・焼鈍相関を明らかに—	83
5. 難分離性マイナーアクチノイドの相互分離に向けて —疎水性、親水性化合物を併用する新規分離法の試み—	84
6. アクチノイドはどれほど親水的なのか？ —アクチノイドの水/有機相界面標準イオン移動ギブズエネルギーの決定—	85
7. 原子炉材料の照射誘起応力腐食割れを予兆段階で検知する —磁気センサーを用いた材料劣化の診断法に関する研究—	86
8. 試料に触れずに直接同位体の組成を調べる —レーザー遠隔分光法による核燃料物質の同位体分析法の開発—	87
9. 都市での有害危険物質の拡散予測に向けて —局所域高分解能大気拡散モデルの開発—	88
10. 加速器中性子を利用して医療用のRIを作る —革新的な医療用RI生成法の開発—	89

8 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	90
1. 安全性の優れた原子炉を目指して —優れた固有の安全性に基づく高温ガス炉の開発—	91
2. 水素製造に用いるセラミックス機器の高圧化 —機器設計に不可欠な強度評価法の提案—	92

9 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	93
1. 効率的な廃止措置を目指して —管理データ評価システムの開発—	94
2. 超臨界流体を用いた放射性廃棄物の除染法の開発 —超臨界二酸化炭素中での逆ミセル形成とその利用—	95
3. 溶融固化体中の放射性核種分析に向けて —揮発性核種を含む標準試料作製法の検討—	96

10 システム計算科学研究

原子力研究開発を支えるシミュレーション技術と計算機技術	97
1. シミュレーションで核燃料の性質を明らかにする —二酸化プルトニウムの電子状態を第一原理計算で再現する—	98
2. 水素に起因する鋼の強度低下の謎を解明する —水素原子と鉄原子の動きを再現可能とする原子スケールモデルの開発—	99

- 3. 原子力分野の実験やシミュレーション結果から重要情報を見逃さないためには 100
 ー時間と空間の変化を捉える可視化手法の提案ー
- 4. 使用済燃料プール内の水の動きを理解する 101
 ープールの水面や構造物近傍の乱流を考慮した流体解析モデルの提案ー

11 核不拡散科学技術開発

原子力平和利用を支える核不拡散・核セキュリティに関する技術開発・人材育成 102

- 1. 我が国の核不拡散対応を他の国に活かすために 103
 ー原子力平和利用の信頼確立の要素と今後の課題ー

12 研究開発拠点における試験技術・施設等の開発

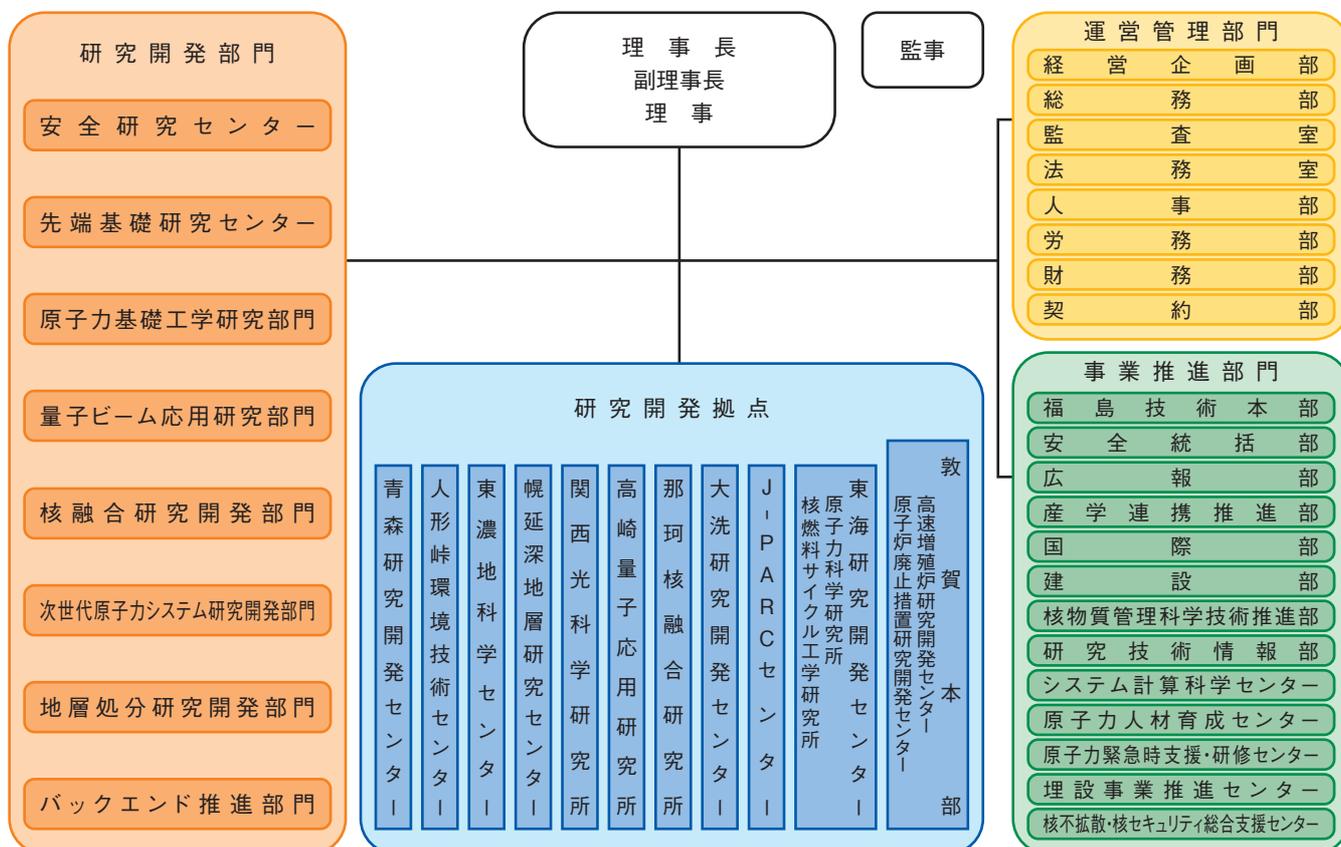
- 1. 「もんじゅ」の運転再開で何が得られたか 108
 ー「もんじゅ」性能試験(炉心確認試験)の結果ー
- 2. 大型グローブボックスパネル交換における低コスト、省力化の実現 109
 ーバッグイン・バッグアウト方式を採用した画期的なパネル交換技術ー
- 3. 汗をかいて結晶中の液体不純物を除去 110
 ー等温発汗効果による硝酸ウラニル六水和物結晶の精製ー
- 4. MOX燃料ペレットの物性値を効率良く調整 111
 ー残留炭素によるMOX燃料ペレットのO/M比調整技術の開発ー
- 5. 強力な陽子ビームを精密に制御する 112
 ーデジタル低電力高周波制御系によるビーム制御ー
- 6. パルス中性子ビームの磁気極性をそろえる 113
 ーJ-PARC大強度パルス中性子ビームで利用できる偏極技術の開発ー
- 7. 危険物取扱施設の安全性向上に向けた取組み 114
 ーIFMIF/EVEDAリチウム試験ループにおける漏えい対策の構築ー
- 8. 燃料ペレットのふるまいを透視する 115
 ー高解像度X線CTによる高速炉燃料の照射挙動究明ー
- 9. JMTRを用いた⁹⁹Mo国産化への挑戦 116
 ー⁹⁹Mo-^{99m}Tcジェネレータ用新型Mo吸着剤の開発ー
- 10. 放射線量測定範囲を拡張する 117
 ー電子線・γ線加工処理における品質保証に役立つ線量計測技術の開発ー
- 11. 大深度地下を掘削する 118
 ー瑞浪超深地層研究所における研究坑道掘削ー
- 12. ウラン廃棄物中のウランを中性子ではかる!! 119
 ーウラン廃棄物の計量管理測定用NDA装置NWASの開発ー

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）及びそれに必要な核燃料サイクルの実用化に向けた研究開発を行っています。敦賀本部（高速増殖炉研究開発センター）において高速増殖炉原型炉「もんじゅ」を用いた研究開発、大洗研究開発センターにおいて高速増殖炉に関する革新技術の研究開発、東海研究開発センター（核燃料サイクル工学研究所）においてプルトニウム燃料の製造、使用済燃料の再処理に係る研究開発などを進めています。
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、幌延深地層研究センターと東濃地科学センターにおいて、それぞれ堆積岩と結晶質岩を対象として深地層を総合的に調べる技術の整備を、東海研究開発センターにおいて処分場の設計や安全評価を行う技術の高度化を、更にこれらを体系的に管理・継承する知識マネジメントシステムの開発を進めています。
3. 核融合研究開発部門は、国際熱核融合実験炉（ITER）計画の国内機関及び幅広いアプローチ（BA）活動の実施機関としての研究開発活動を遂行しています。那珂核融合研究所においては、ITER計画の調達活動を行うとともに、BA活動の一環としてのJT-60超伝導化改修及び炉心プラズマ研究や各種要素技術の研究開発を実施しています。また、主に青森研究開発センターにおいて、国際核融合エネルギー研究センター事業及び国際核融合材料照射施設の工学実証・工学設計事業を実施しています。
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センターにおいて中性子を利用する研究を、高崎量子応用研究所において電子線、 γ 線、イオンビーム等を用いた研究を、関西光科学研究所においてレーザー、放射光を用いた研究を進めています。

組織体制図



2011年12月現在

5. 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。
6. 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。
7. 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。
8. 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。
9. 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。
10. 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）を中心に先端的なシミュレーション技術開発、計算科学基盤技術開発及び計算機の運用・保守を行っています。
11. 核物質管理科学技術推進部及び核不拡散・核セキュリティ総合支援センターは、東海研究開発センター（原子力科学研究所）及びテクノ交流館リコッティを拠点として、原子力の平和利用を担保する核不拡散及び保障措置のための技術開発を実施しています。
12. 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



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



図 1-1 FBRサイクルの実用化に向けた研究開発の概要

将来の他のエネルギー技術よりも安全性、経済性、環境保全、資源有効利用、核拡散抵抗性等に優れた高速増殖炉(FBR)サイクルの実用化を目指し、その性能目標達成に係る革新技術の要素技術開発と設計研究等を進めています。

私たちは、高速増殖炉 (FBR) サイクルの実用化に向けて、「高速増殖炉サイクル実用化研究開発」(FaCTプロジェクト) 及び高速増殖原型炉「もんじゅ」を用いた研究開発等を推進しています (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、簡素化ペレット法燃料製造及び先進湿式法再処理を組み合わせた概念を主な対象として、将来の電源が有すべき性能目標を達成するための革新技術の要素技術開発と設計研究を進めています。2010年度には革新技術の採用可能性を判断し、第一段階を完了しました。また、「もんじゅ」の試運転を再開し、炉心確認試験を完了しました。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。

世界共通の次世代炉 (第四世代炉) の安全設計クライテリアを構築すべく、多国間協力の下でその安全設計概念を示しました (トピックス 1-1)。そして、仮想的な炉心損傷事故の発生やその影響を定量的に評価できる手法を開発し (トピックス 1-2)、ポンプ電源喪失時の自然循環炉心冷却システムの評価方法を構築しました (トピックス 1-3)。また、「もんじゅ」を対象にアクシデントマネジメントの実現可能性を示しました (トピックス

1-4)。基盤技術開発では、実機材料のデータを用いてプラント構造材料健全性評価上の課題を同定できました (トピックス 1-5)。また、安全性と経済性を両立する鋼板コンクリート構造格納容器の成立性を見通しました (トピックス 1-6)。「もんじゅ」炉心確認試験結果を用いて核データの信頼性が高いことを示しました (トピックス 1-7)。

燃料製造の研究開発では、混合酸化物燃料の原料粉をマイクロ波加熱法で量産する条件を示しました (トピックス 1-8)。また、燃料長寿命化のため、次世代燃料被覆管の照射健全性を確認するとともに (トピックス 1-9)、被覆管の内面腐食防止に余剰酸素の吸収材を使用する方法を見通しました (トピックス 1-10)。再処理技術の研究開発では、工程操作の効率化の予備検討に資するため、実燃料を用いた試験経験を踏まえた溶解シミュレーションコードを開発しました (トピックス 1-11)。一方、金属燃料の乾式再処理について、燃料溶解効率化の課題を抽出しました (トピックス 1-12)。さらに、FBRサイクル導入期を目指した新抽出プロセス構築のための試験研究を行っています (トピックス 1-13)。

1-1 より高い安全性を実現するコンセプトを世界へ発信 — 国際標準に向けたSFR安全設計クライテリアの構築 —

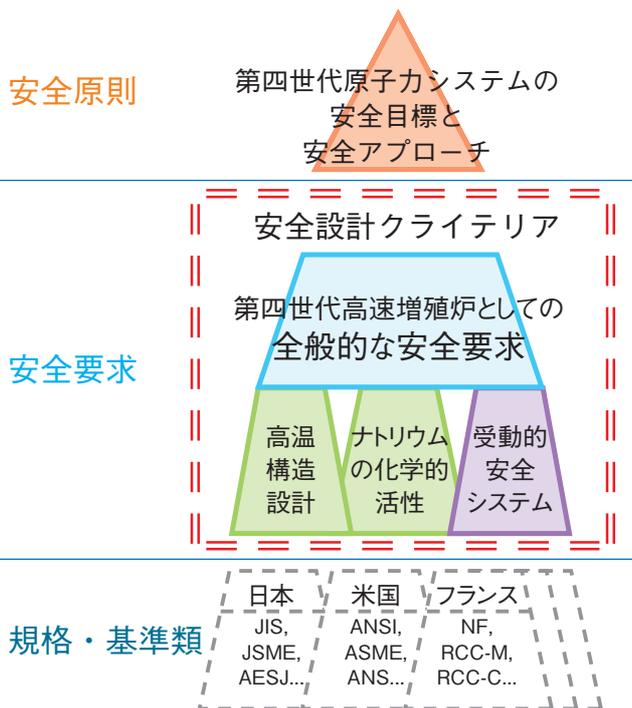


図1-2 安全基準の階層における安全設計クライテリアの位置付け
基本的な安全原則を実現するためのシステムや機器類を、どのような考え方で設計すれば良いかを体系的に定めるものです。SFRを始めとして、第四世代炉を対象とした国際標準の安全設計クライテリアはこれまでありませんでした。

第四世代原子力システム国際フォーラム (GIF) では、これまでシステムや機器・材料開発を中心に国際協力が進められてきましたが、今般、国際標準の「安全設計クライテリア (SDC)」整備に向けた協力が開始されました。

安全基準の階層におけるSDCの位置付けを示したのが図1-2です。上位の安全原則と規格・基準類の中間に位置し、「安全の基本概念を実現するためには、規格・基準に基づき製造されるシステムや機器類を、どのような考え方で設計すれば良いか」を体系的に定めるものです。ナトリウム冷却高速増殖炉 (SFR) を始め、第四世代炉を対象とした国際標準のSDCはこれまでなく、今回このためのSDC案を初めて構築しました。

SDC構築のポイントは、第四世代炉としての高い安全性の反映、SFRの技術的特徴の反映、そして最新の研究開発成果と東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故の教訓の反映の三つです。これらの関係とSDCの具体化プロセスを表したのが図1-3です。

第四世代炉の安全目標「炉心損傷の頻度が極めて低く、その程度も小さいこと」については、安全アプローチ「設計条件を超えた想定外の状態も考慮」に従って達成する

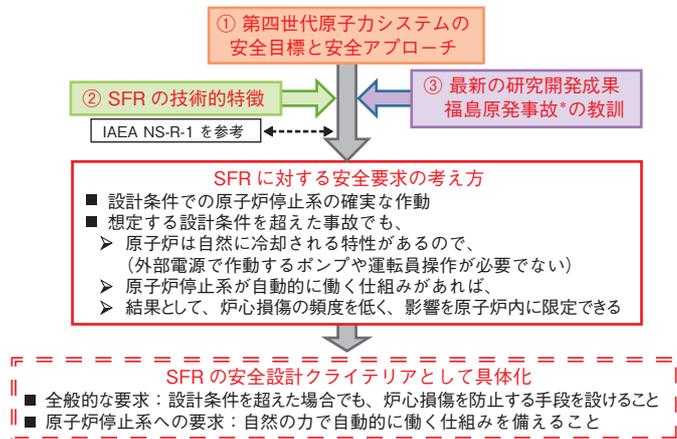


図1-3 新しい安全設計クライテリアの具体化プロセス (例：原子炉停止系)
第四世代炉としての高い安全目標を達成するため、SFRの技術的特徴や最新の研究開発成果、東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故*の教訓を踏まえ、第四世代炉の安全設計クライテリアを構築しました。

ことが必要です。SFRの特徴は、炉心が壊れたときに反応度が上昇する場合がありますが、非常時でも自然循環で全崩壊熱を除去可能なことですが、想定外の場合でも、炉心の反応度を抑えて再臨界を防止すれば、原子炉は自然に冷却されることとなります。新技術となる自己作動型炉停止機構は原子炉内での試験に成功しており、SFRでの実用化が見込まれる状況です。

以上より、設計条件で原子炉停止系の確実な作動を要求する従来の要求に加えて、SFRに対する安全要求の考え方として、想定外の事故でも原子炉停止系が自動的に働くようにすることで、GIFの安全目標が達成されることとなります。これをSDCとして具体化すれば、(1)設計条件を超えた場合でも炉心損傷を防止する手段を設けること、(2)自然の力で自動的に原子炉停止系が作動する仕組みを備えること、となります。原子炉停止系の他に、冷却系や格納系などに対しても同様のプロセスでSDCとして具体化しました。

今後はSDC案を、日本発の「より高い安全性を実現するコンセプト」として、GIFという国際協力の場において国際標準化を図ることとなります。

●参考文献

Okano, Y. et al., Safety Principles and Safety Approaches for Next Generation Sodium-Cooled Fast Reactor, Proceedings of 2011 International Congress on Advances in Nuclear Power Plants (ICAPP'11), Nice, France, 2011, paper 11037, p.719-727, in CD-ROM.

1-2 炉心損傷事故に対する安全性を定量化する - FBRにおける確率論的安全評価手法(レベル2 PSA)の開発 -

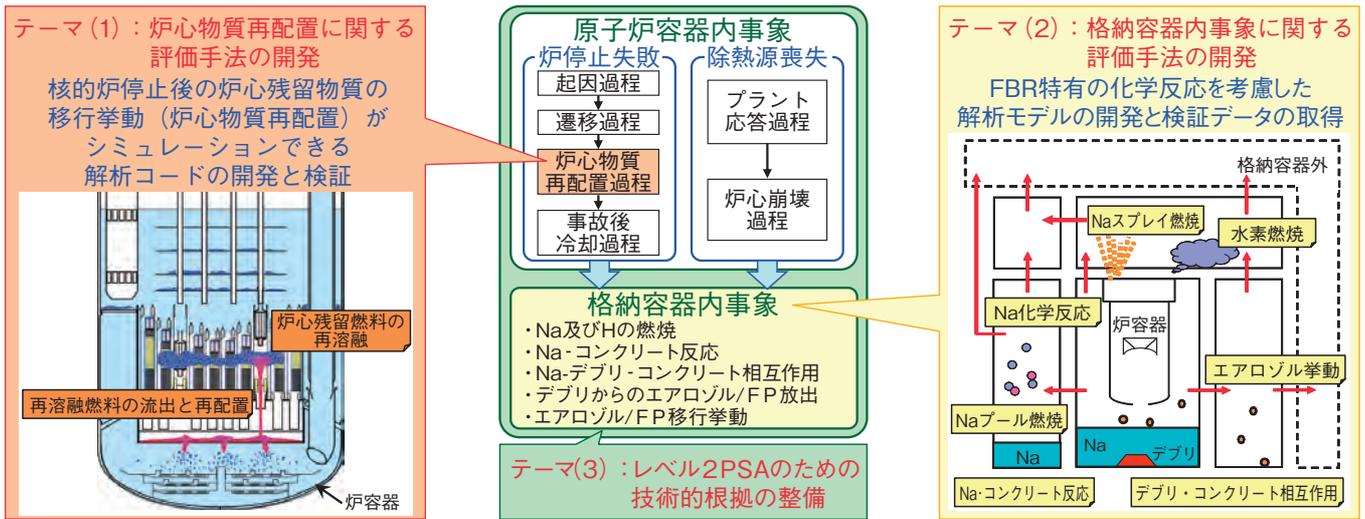


図1-4 FBRのレベル2 PSAで評価対象となる事象と本研究で開発・整備した評価手法
未整備だった評価手法を新たに開発・整備し、FBRのレベル2 PSAを実施するための標準的な技術基盤を世界で初めて提供しました。

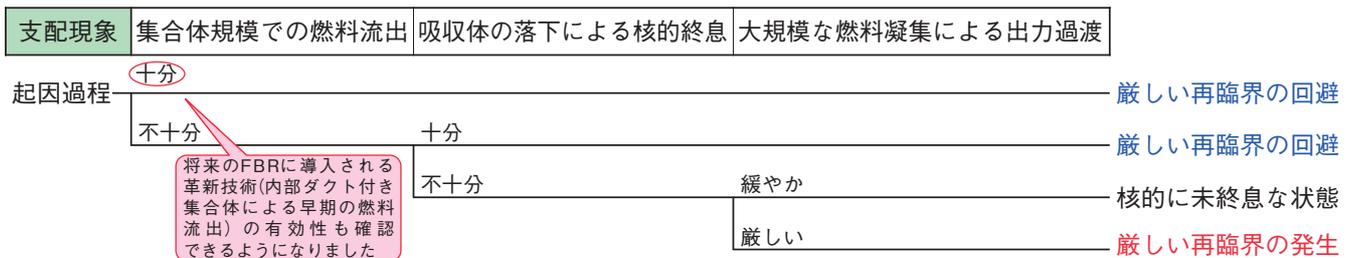


図1-5 FBRのレベル2 PSAにおけるイベントツリーの構築例(炉停止失敗を想定した遷移過程)
感度解析で抽出した支配現象を分岐点とするイベントツリーを構築し、再臨界等の重大な結果に至る要因を明確にしました。

FBRの安全性を示すには、「発生頻度は無視できるほど小さいが、発生を仮定すると重大な結果に至る事象」に対しても適切な対策が講じられており、そのリスク(発生頻度×結果の重大さ)が許容範囲にあることを定量的に評価する必要があります。このような評価には、炉心損傷から原子炉容器の破損による放射性物質の放散に至るまでの事象進展の不確かさを定量的に扱える確率論的安全評価(レベル2 PSA)が有効です。FBRのレベル2 PSAでは、軽水炉と異なるFBR特有の現象を踏まえて評価技術を開発・整備することが重要になります。

本研究では、私たちの既得成果(炉心損傷の初期段階の評価手法)に新たな成果を加えることにより、FBRのレベル2 PSAを実施するための標準的な技術基盤を世界で初めて提供しました。ここで新たな開発対象としたテーマは図1-4に示すように、(1)炉心物質再配置に関する評価手法の開発、(2)格納容器内事象に関する評価手法の開発、及び(3)レベル2 PSAのための技術的根拠の整備です。

(1)では、炉心残留物質の移行挙動がシミュレーションできる解析コード(MUTRANとSIMMER-LT)の開発と検証を実施し、炉心物質の長期的な再配置挙動を系統的に評価する手法を確立しました。(2)では、FBR特有の化学反応が扱える解析モデル(CORCONとVANESA)の開発と検証を実施し(検証に用いる試験データも新たに取得しました)、原子炉容器破損後の格納容器内事象を評価する手法を整備しました。(3)では、開発・整備した手法を用いた一連の感度解析によって支配現象を抽出し、図1-5のようなイベントツリーを構築して再臨界等の重大な結果に至る要因を明確にしました。併せて、事象進展の分岐を定量的に判断するためのデータベースも整備しました。以上により、FBRのレベル2 PSAが実施可能になっただけでなく、将来のFBRに導入される様々な革新技術の有効性も確認できるようになりました。

本研究は、文部科学省からの受託事業「炉心損傷評価技術(レベル2 PSA)の開発」の成果です。

●参考文献

Nakai, R., Suzuki, T. et al., Development of Level 2 PSA Methodology for Sodium-Cooled Fast Reactors (1) Overview of Evaluation Technology Development, Proceedings of 8th International Topical Meeting on Nuclear Thermal-Hydraulics, Operation and Safety (NUTHOS-8), Shanghai, China, 2010, N8P0095, 12p., in CD-ROM.

1-3 自然の力で原子炉停止後の崩壊熱を確実に除去

— 自然循環崩壊熱除去時の炉心高温点評価手法の開発 —

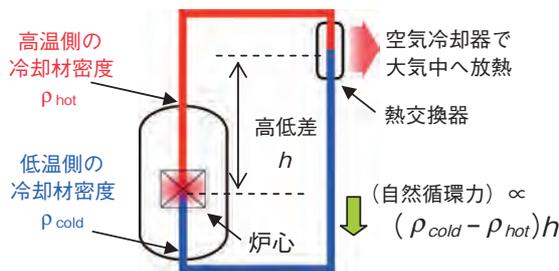


図1-6 自然循環の原理
冷却材の密度差が冷却材を循環させる駆動力を生みます。

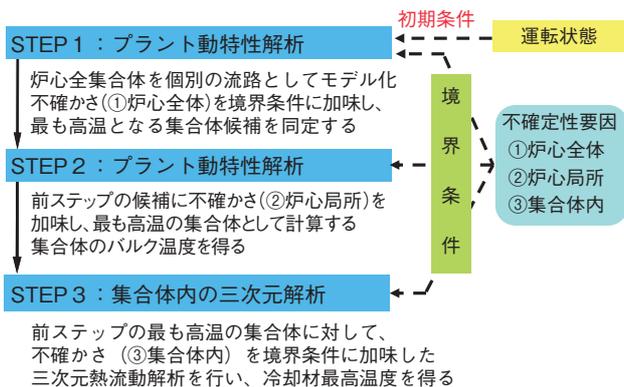


図1-7 自然循環時の炉心高温点評価手法
不確かさを「炉心全体」「炉心局所」「集合体内」の三つに分類し、これらを境界条件とした熱流動解析を3ステップで実行することで、最も高温な燃料集合体及び燃料ピンを同定し、冷却材最高温度を評価します。

原子炉停止後の崩壊熱（定格の5%程度）は時間の経過とともに減少しますが、停止後の原子炉を健全に保つためには、炉心に冷却材を循環させ、この熱を確実に除去することが重要です。

ナトリウム冷却FBRでは、冷却材に使用しているナトリウムの沸点が高く、原子炉出入口温度差を大きく設計できるため、熱交換器との高低差があれば、電源を必要とするポンプがなくても冷却材がその密度差だけで系統内を循環します（自然循環）（図1-6）。高速実験炉「常陽」や高速増殖原型炉「もんじゅ」は、原子炉停止後にポンプが万が一動かない場合でも、この自然循環する冷却材で炉心から崩壊熱を除去できるよう作られています。また、現在開発中の次世代高速炉JSFRでは、この自然循環による崩壊熱除去能力をより積極的に設計に取り入れた完全自然循環式崩壊熱除去系を採用しています。

崩壊熱除去時の炉心健全性は、諸々の不確かさを保守側に加味した炉心冷却材最高温度（炉心高温点）で評価できますが、自然循環時は炉心内の冷却材流量と温度の分布が動的に変化するため、従来の強制循環を用いたシ

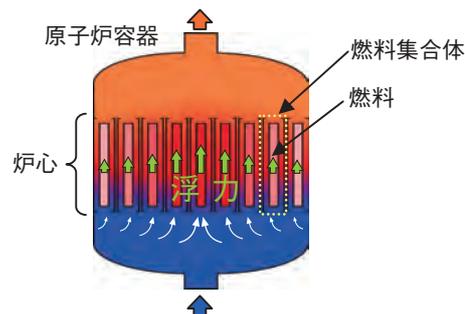


図1-8 炉心流量再配分効果
冷却材温度が高い燃料集合体は、周辺の燃料集合体よりも浮力が大きく、より多くの冷却材が下から流れ込み、炉心内温度分布は強制循環時に比べて平坦化します。

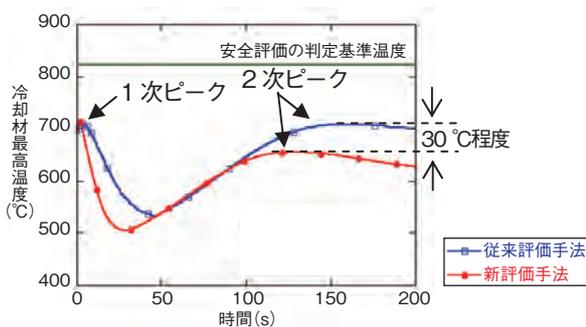


図1-9 冷却材最高温度の評価結果（外部電源喪失事象）
従来の評価手法では考慮されない浮力の効果を適切に考慮することで不確かさを合理的に評価できます。

ステムのように保守側となる不確かさの条件をあらかじめ仮定することができません。そこで、自然循環時の炉心高温点評価手法（図1-7）を開発しました。これにより、自然循環時の不確かさを適切に考慮した炉心高温点が評価できるようになりました。また、「炉心流量再配分」（図1-8）等の効果により強制循環時に比べて炉心の最高温度が下がる現象も評価に考慮できるようになりました。図1-9は冷却材最高温度を評価した結果です。従来の手法をそのまま自然循環時にあてはめた場合に比べて、2次ピーク時で30°C程度合理化されていることが分かります。本評価手法は、このような自然の力を取り入れたより安全で安心できる原子炉の開発に反映していきます。

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三菱FBRシステムズ株式会社への委託事業「過渡時の自然循環による除熱特性解析手法の開発」の一部として原子力機構が再委託で実施した「ナトリウム試験及び炉心高温点評価」の成果です。

●参考文献

Doda, N. et al, Development of Core Hot Spot Evaluation Method for Natural Circulation Decay Heat Removal in Sodium Cooled Fast Reactor, Proceedings of the 14th International Topical Meeting on Nuclear Reactor Thermalhydraulics (NURETH-14), Toronto, Canada, 2011, NURETH14-170, 13p., in CD-ROM.

1-4 原子炉緊急停止のための操作の有効性を評価する - 「もんじゅ」原子炉トリップのためのアクシデントマネジメント有効性評価 -

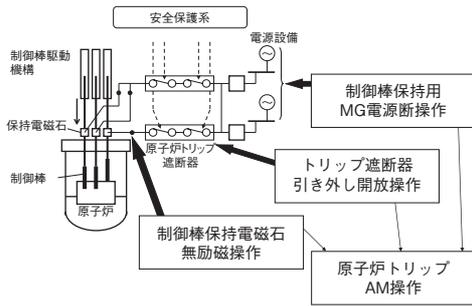


図 1-10 原子炉トリップ遮断器開放失敗AM概要図

トリップ遮断器開放失敗時には、運転員が制御棒保持電磁石無励磁、トリップ遮断器引き外し開放等のAM操作により、原子炉を安全に自動停止することができます。

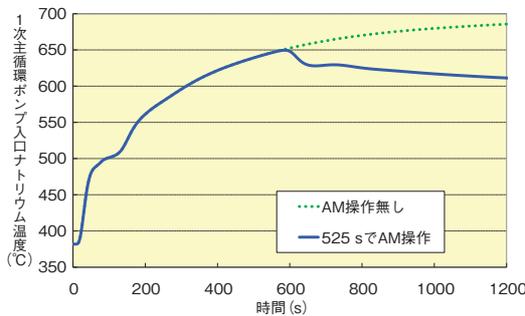


図 1-11 AM操作の猶予時間の解析結果例

プラント過渡応答解析から除熱源喪失時原子炉トリップ失敗事象の制御棒保持電磁石無励磁のAM操作には約8分の猶予時間があります。

高速増殖炉「もんじゅ」における原子炉自動トリップ失敗（ATWS）に至る進展（シーケンス）は、原子炉トリップ遮断器開放失敗と制御棒挿入失敗の二つに大別されます。これらのうち原子炉トリップ遮断器開放失敗については、原子炉冷却系の運転が継続されるため、アクシデントマネジメント（AM）を行うための猶予時間が比較的長いことから、AMの効果が期待されます。この場合のAM操作としては、図1-10のとおり、トリップ遮断器の引き外し開放操作、制御棒保持電源の無励磁操作等が整備されています。これらのAM操作が猶予時間内に成功するかどうかを確率的な安全評価（PSA）の手法を用いて推定することにより、定量的にAMの有効性を示すことができます。

この評価方法においては、まず、「もんじゅ」のプラント応答について最適評価コードであるSuper-COPDコードによるプラント過渡応答解析に基づいて猶予時間の推定を行います。猶予時間は、1次主循環ポンプが健全性を保つことができる条件として、入口ナトリウム温度が650℃を超えるまでの時間と仮定しました。また、AM操作としては、中央制御室で実行できることから最

表 1-1 シミュレータによるAM操作の操作完了時間

シミュレータ訓練の結果得られた操作完了時間はあらかじめATWSになることが既知である訓練と*を付記したブラインドテスト結果の二種類があり、それぞれの平均の差による補正を行いました。

操作完了時間 (s)	補正值 (s)
36	125
51	127
52	129
66	137
82	140
108	141
127*	155
129*	171
137*	197
190	216
196	279
216*	285
326*	326

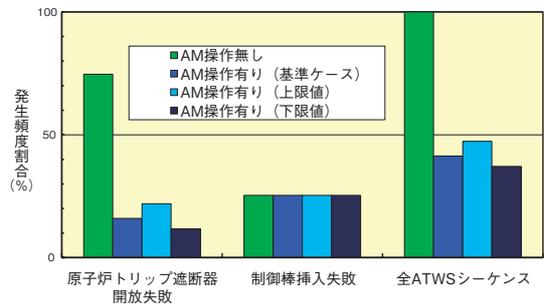


図 1-12 原子炉トリップAMによるATWS発生頻度低減の効果
制御棒挿入失敗はAM操作の猶予時間が短いことから、発生頻度は変わらないが、すべてのATWSで合計すると炉心損傷発生頻度に約50%低減の効果がありAMは有効です。

も早く行える制御棒保持電磁石の無励磁操作のみを考慮しました。次に、AM操作を実行する運転員が猶予時間内に操作を完了できない確率については、表1-1に示すシミュレータ訓練から得られる完了時間の記録に基づいて推定します。

これらの方法により評価した結果、除熱源喪失時の原子炉トリップ失敗事象から炉心損傷に至るまでの猶予時間は、図1-11からは約8分となり、不確かさを考慮しても約5分間以上であると推定されます。さらに、表1-1のシミュレータ訓練の結果を变量とした超過確率を算出すると、この5分間に対応する操作失敗確率は、不確かさを考慮しても0.1程度と推定されます。これらの推定結果から、トリップ遮断器開放失敗に対する制御棒保持電磁石の無励磁操作の有効性が分かります。

図1-12に、制御棒挿入失敗の場合も含めた全ATWSシーケンスにおける炉心損傷に至る発生頻度割合を、不確かさを考慮した上限値及び下限値も含めて示します。全ATWSシーケンスについて、不確かさを考慮しても、炉心損傷に至る発生頻度を50%程度減少できることが明らかとなり、信頼性の向上に有効な結果を得ました。

●参考文献

Sotsu, M. et al., Assessment of FBR MONJU Accident Management Reliability in Causing Reactor Trips, Journal of Nuclear Science and Technology, vol.47, no.10, 2010, p.867-883.

1-5 FBRプラントの長寿命化に向けて

—実機で長期間使用された溶接部並びに補修溶接の評価—

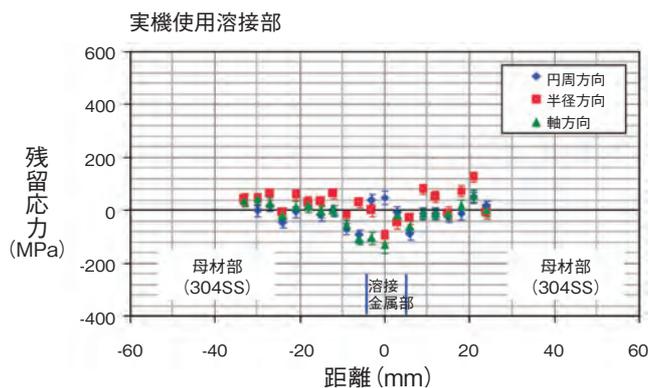


図 1-13 実機で長期間使用された溶接部の残留応力測定結果
実機環境で長期間使用されることにより、溶接部の残留応力は緩和され、値は低くなります。

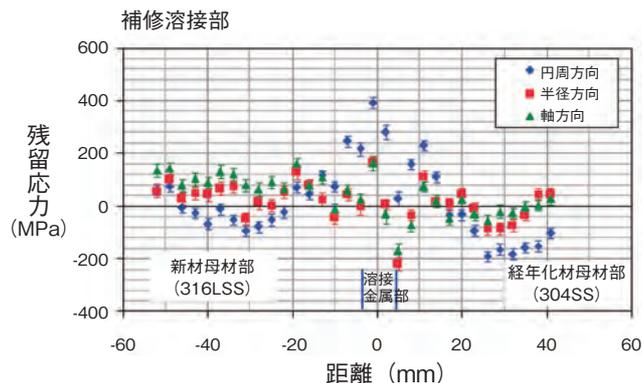


図 1-14 補修溶接部の残留応力測定結果
補修溶接によって残留応力が発生しますが、図 1-13の結果からも分かるように、実機使用によりその影響は小さくなると考えられます（なお、補修溶接後は未使用です）。

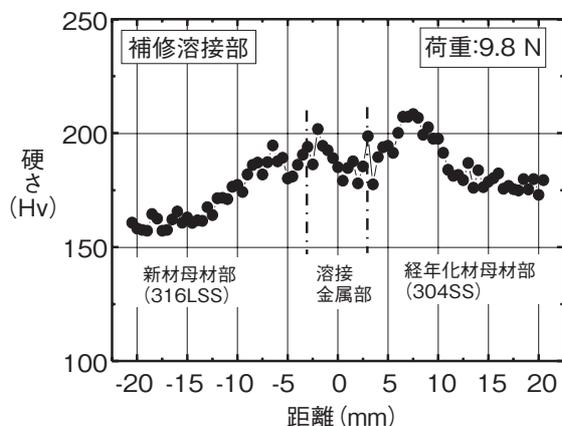


図 1-15 補修溶接部の硬さ測定結果
長期間使用された材料の母材部の一部は補修溶接により硬さが増加しますが、溶接金属部近傍の硬さは低く、硬さの違いが大きくなります（なお、補修溶接後は未使用です）。

FBRの実用化に向けて、経済性を向上させる方策のひとつとして、プラントを長寿命化しトータルコストを低減することが検討されています。プラントの長寿命化に向けては、プラントに用いられる構造材料に対して強度特性に及ぼす経年化（長期間の使用）の影響を評価することが重要であり、特に溶接部に対する評価が重要視されます。しかしながら、これまで実機プラントにおいて長期間使用された溶接部に対して経年化の影響を評価した例は少なく、経年化に関するデータ取得や評価が望まれています。本研究では、材料の強度特性に関する特性として溶接部の「残留応力」並びに「硬さ」に着目し、仏国の高速炉Phenixの2次主冷却配管部にて長期間にわたり（526～545℃で約88000h）使用されたオーステナイト系ステンレス鋼の溶接部に対して評価を行いました。

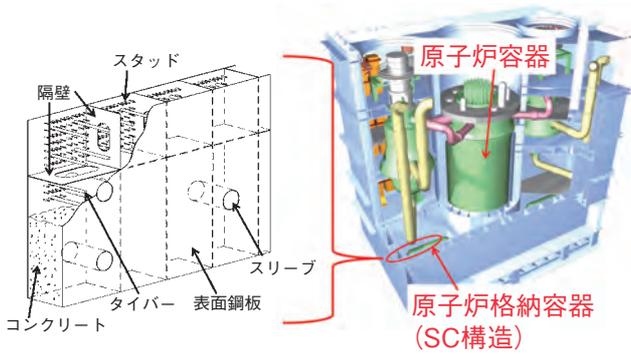
溶接部の残留応力は中性子線を用いて測定しました。残留応力測定結果を図 1-13に示しますが、実機で長期間使用された溶接部の残留応力は低く、実機環境での使用によって減少（緩和）することが分かります。溶接部の硬さ分布は、図に示しませんほぼ一様であり、強度特性の低下を予見させる領域は認められません。

一方、実機プラントでは、一定期間使用された材料（経年化材）に未使用の材料（新材）を溶接した補修溶接部が発生することも予想されます。このような溶接部においては片側が経年化材であるため、新材同士の溶接部と比較して強度特性が劣る可能性が考えられます。そのため、プラントの長寿命化に向けては、補修溶接による影響を把握しておくことも重要になります。図 1-14にPhenixにて同様に使用された経年化材に新材を溶接した補修溶接部の残留応力測定結果を示します。補修溶接によって残留応力は発生しますが、図 1-13で示したように実機環境での使用により緩和されるため、強度特性に及ぼす影響は小さくなると推測できます。図 1-15に補修溶接部の硬さ測定結果を示しますが、経年化材側の溶接部近傍で硬さの違いが認められます。顕著な硬さの違いは応力集中の原因となり、溶接部の強度特性を低下させる可能性が考えられるため、今後、補修溶接部の強度特性評価を進めるにあたっては、上で述べた硬さの違いが重要な指標となる可能性が明らかになりました。今後は、硬さの違いを生んだ因子やその影響を評価することが重要と考えられます。

●参考文献

小原智史, 高屋茂ほか, オーステナイト系ステンレス鋼溶接継手の金属組織と残留応力に及ぼす実機での高温長時間使用および補修溶接の影響, 保全学, vol.9, no.1, 2010, p.32-38.

1-6 FBR格納容器の安全確保と建設期間の短縮を両立 — 鋼板コンクリート構造格納容器の開発 —



スタッド：コンクリートと鋼板を結合する機能、隔壁・タイバー：鋼板補強

図 1-16 SC構造概念図とSCCV概念図

2枚の鋼板間にコンクリートを充てんさせ、スタッド等で結合したSC構造に隔壁等で耐力補強して原子炉格納容器として使用します。

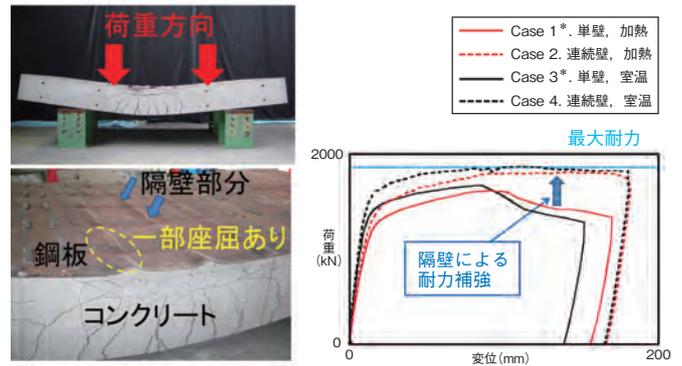


図 1-17 面外曲げ試験体と測定結果

SC構造の最大耐力を測定するため、破壊試験を行いました。隔壁によりコンクリートの変形が拘束でき、SC構造の補強ができることが分かりました。

* 「単壁」1枚の結果を5枚分足し合わせたもの

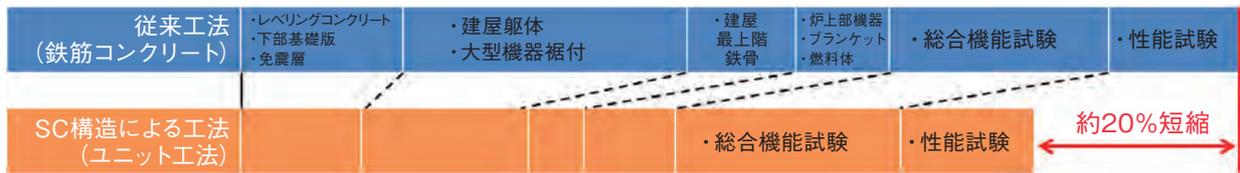


図 1-18 従来工法とSC構造を採用した際の工法との建設工期比較

工場製作とSC構造の採用により、鉄筋・型枠等の現地作業の短縮化が図れ、建設工期が従来の工法よりも約20%短縮できます。

JSFRでは、原子炉格納容器に鋼板コンクリート(SC)構造を用いたSC造格納容器(SCCV)の採用を検討しています。SC構造は2枚の鋼板間にコンクリートを充てんさせ、スタッド等によって結合されています。更にSCCVでは耐力を増すために鋼板の間にはタイバーや隔壁といった補強を施し、原子炉容器などを格納します(図1-16)。

JSFRの格納容器については、ナトリウム漏えいを含む過酷事故を想定した場合、SC構造の内側鋼板は、高温にさらされることで強度が低下する等の影響を受けることが予想されます。したがって、万が一このような状況が起こったとしても、強度を維持し、放射性物質の拡散を防ぐSCCVを開発する必要があります。本研究開発では仮想的に高温ナトリウム(最大温度700℃程度)が格納容器に漏えいしたとして、高温下での使用部材の特性を把握する試験を行いました。

上記目的のために、SC構造の強度や破壊状況を、温度や破壊性状の違いをパラメータとして試験を実施しました。試験結果の一例として、鋼板に垂直荷重をかけてコンクリート部分を曲げ破壊させる面外曲げ試験と呼ばれる試験を実施し、SC構造の熱及び面外曲げ荷重に対す

る耐力・変形特性の把握を行いました。本試験においては、最大耐力を測定するために破壊が起こるまで荷重をかけることとし、隔壁が1枚のもの(単壁)と5枚(連続壁)のものを用意して、それぞれ室温と高温加熱したもので比較を行いました。測定結果から高温にさらされた試験体であっても、室温と同等の耐力を保持していました。この際、鋼板にき裂などは生じませんでした。また、隔壁が1枚の時の耐力を5倍した耐力よりも隔壁が5枚ある連続壁の耐力の方が、最大耐力が大きくコンクリートの変形を拘束し補強できることが分かりました(図1-17)。

SC構造は従来の鉄筋コンクリートを用いた工法と違い、鋼製部分を工場で生産することが可能となります。そこでSCCVをある区画ごと(ユニット)製作して海上輸送することによって、現地での配筋や型枠作業が必要なくなります。この結果、従来工法と比較して現地施工の削減などにより約20%程度建設工期の短縮が見込めると試算しています(図1-18)。

今後も、耐力試験などを実施し、試験データを基に、より安全性の高いSCCVの実現に向けた研究開発を行っていきます。

●参考文献

Katoh, A. et al., Experimental and Feasibility Study on Steel-Plate-Reinforced-Concrete Containment Vessel for Japan Sodium-Cooled Fast Reactor, Transactions of 21st International Conference on Structural Mechanics in Reactor Technology (SMiRT 21), New Delhi, India, 2011, paper ID# 819, 8p., in CD-ROM.

1-7 最新の核データの精度を「もんじゅ」で検証する

- 炉定数調整による²⁴¹Amの核データの検証 -

表 1-2 炉定数調整前後の解析精度の比較

200℃での臨界点データに対する解析精度(実効増倍率1.0からのずれ)を二つの炉心、二種類の核データについて、炉定数調整前後で比較しています。JENDL-3.3の調整前結果で炉心間の解析精度差が大きく現れています。

対象	核データ			
	JENDL-3.3		JENDL-4.0	
	調整前	調整後	調整前	調整後
(a) 1994年炉心	-0.08	0.01	0.20	0.00
(b) 2010年炉心	-0.26	-0.04	0.15	-0.01
解析精度差 (b)-(a)	-0.18	-0.05	-0.05	-0.01

(単位 %Δk/k)

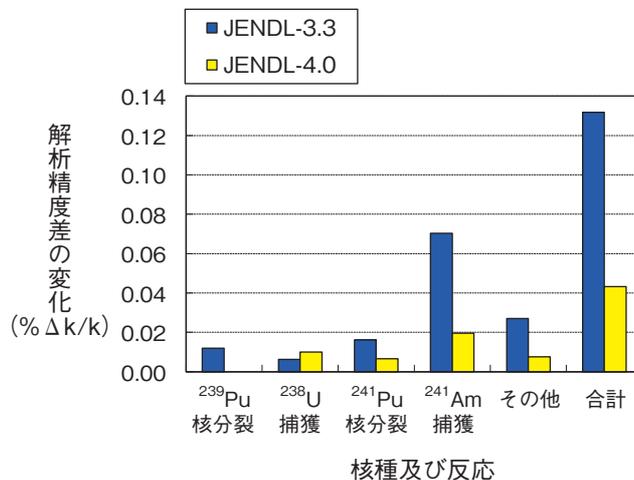


図 1-19 炉定数調整による炉心間の解析精度差の変化の内訳
表 1-2 の炉心間の解析精度差の変化について内訳を示しています。JENDL-3.3では主に²⁴¹Am捕獲反応が寄与しており、JENDL-4.0の場合、その寄与は小さいことが確認できます。

高速炉には長半減期の核種を燃料に混ぜて燃焼させることにより、高レベル放射性廃棄物を低減できるという特徴があります。²⁴¹Amは主要な長半減期核種ですが、燃料として利用するには²⁴¹Amを含む炉心の核特性を精度良く予測することが不可欠です。そのためには使用する核データの精度が鍵となりますが、²⁴¹Amについて核特性解析精度を直接検証できるデータはありません。

2010年に再開された「もんじゅ」の性能試験では、1994年の試験に比べて²⁴¹Am含有率が3倍高い炉心で核特性が測定されています。そのため、両炉心の核特性解析精度を比較・分析すれば²⁴¹Amの核データを検証できる可能性があります。

両炉心の差異は燃料組成のみですが、²⁴¹Puなど²⁴¹Am以外の組成も異なっています。そこで核特性測定値を基に炉定数調整を実施しました。炉定数調整とは、核特性測定値を解析で再現するように炉定数(核データ)をその誤差の範囲で調整するものであり、調整量の大小が元の炉定数の信頼性を示すひとつの尺度となります。

炉定数を正確に調整するためには誤差評価が重要です。誤差評価を誤ると無理な調整を炉定数に押しつけ

る、あるいは逆に必要な調整がされないおそれがあります。本研究では解析値に様々な補正を施すことにより解析手法の誤差を最小化するとともに、実験値の誤差を詳細に評価しました。

表 1-2 に核データに最新のJENDL-4.0(2010年公開)と一代前のJENDL-3.3(2002年公開)を使用した場合の調整前後の解析精度を示します。炉心間の解析精度差に着目すると、JENDL-3.3の場合、調整前で-0.2%Δk/kの差があり、調整により低減しています。一方、JENDL-4.0の場合は調整前で既に精度差は小さく、調整による変化も軽微です。図 1-19には調整による精度差の変化に対する核種・反応ごとの寄与を示します。JENDL-3.3では主に²⁴¹Am捕獲反応が寄与しており、²⁴¹Amについてオリジナルデータの修正余地が大きいこと、JENDL-4.0ではその寄与は小さく、オリジナルデータの信頼性が高いことが確認できます。

以上のように、²⁴¹Amの核データについて、「もんじゅ」の性能試験データが検証に有効であり、JENDL-4.0の信頼性が高いことを実証しました。高速炉での²⁴¹Amの利用に寄与するものと考えています。

●参考文献

Hazama, T. et al., Adjustment of ²⁴¹Am Cross Section with Monju Reactor Physics Data, Proceedings of 2011 International Congress on Advances in Nuclear Power Plants (ICAPP'11), Nice, France, 2011, paper 11206, p.1527-1535, in CD-ROM.

1-8 電磁波を制御してむらなく無駄なくMOX原料粉を作る — 高効率マイクロ波加熱方式の研究 —

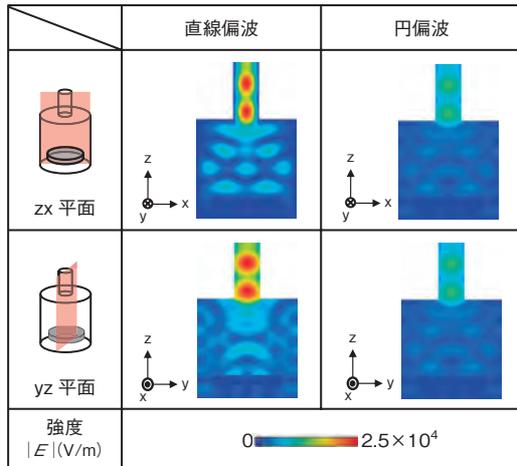


図 1-20 円筒型オープン内の電界分布
円偏波を入射した場合の円筒型オープン内の電界分布は直線偏波よりも強度差が低減されており、マイクロ波加熱の均一性が向上していることが分かります。

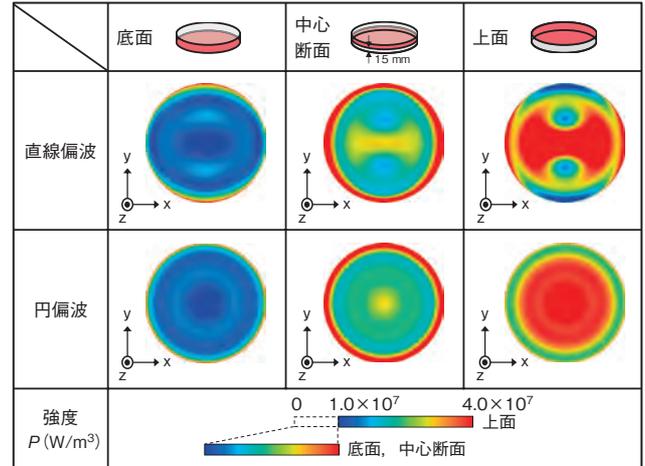


図 1-21 Pu-U硝酸塩混合系モデルの水平面の吸収電力分布
固体状態のPu-U硝酸塩混合系モデルに対してマイクロ波を照射した場合、底面、中心断面及び上面のいずれの面においても円偏波の方が直線偏波よりも均一な吸収電力分布となっており、加熱むらが低減されていることが分かります。

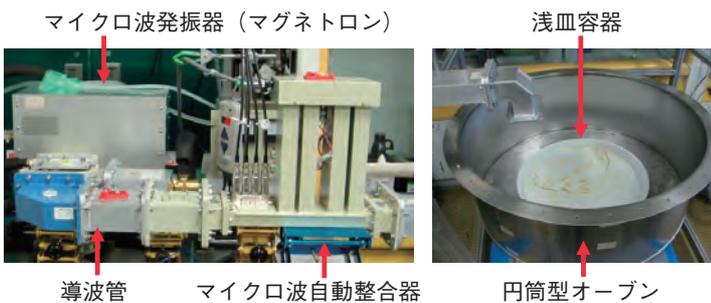


図 1-22 量産型マイクロ波加熱装置
出力 3 kWのマイクロ波発振器(マグネトロン)から発生したマイクロ波が導波管を伝搬して円筒型オープンに給電され、溶液を加熱します。マイクロ波自動整合器を用いることにより加熱効率の向上を図っています。

FBR用MOX燃料製造工程では、再処理工程で回収されたPu-U硝酸塩混合溶液 (Pu富化度調整済) をマイクロ波 (電磁波) により加熱し、溶液中の水、硝酸を蒸発させ、MOX原料粉末としての脱硝体を得ています。

マイクロ波加熱時に、加熱むらを低減するためにターンテーブルが使用されていますが、設置部のスリット、溝部に電流が集中することによる熱損失及び軸受け部における熱伝導によりマイクロ波の利用効率が低下します。マイクロ波加熱の効率性を向上するためにはオープン構造を合理化する必要があります。合理化及び高効率化のために、新たに円偏波を用いる方法が考えられます。円偏波は互いに直交する90°位相のずれた二つの直線偏波の合成波であり、電界分布が均一化される特性を有します。マイクロ波の偏波面を制御することにより、オープン構造及び機器が簡素化できるため、マイクロ波の損失を低減することができ、高効率化につながることが期待されます。

円偏波を適用した場合のマイクロ波の挙動や加熱特性を評価するため、円形導波管を有する円筒型オープンの

シミュレーションによる電磁場解析を行いました。入力マイクロ波条件として、周波数2.45 GHz、出力 1 kWを設定し、FDTD法 (時間領域差分法) によるマイクロ波特性の解析及び被加熱物の評価を実施しました。

直線偏波及び円偏波のマイクロ波を円筒型オープンへ給電した際の電界分布の解析結果を図 1-20、固体状態のPu-U硝酸塩混合系モデルの水平面の吸収電力分布を図 1-21に示します。円偏波を使用した場合の電界分布とPu-U硝酸塩混合系モデルの吸収電力の分布では、直線偏波と比較して強度差が低減しており、マイクロ波加熱時の均一性が向上していることが明らかとなりました。

シミュレーションの結果から、マイクロ波の偏波面を制御することにより、加熱の均一性及び効率性を向上させることが期待されます。図 1-22の量産型マイクロ波加熱装置では、直線偏波のマイクロ波を利用していますが、今後は実機を用いた円偏波発生状態の測定及び溶液が均一に加熱されていることを確認するための実証実験を進めていきます。

●参考文献

Imai, S., Segawa, T. et al., Microwave Heating of Solid Pu/U Mixed Nitrate Medium in Cylindrical Cavity for Nuclear Fuel Cycle, Proceedings of ISAP2011, Jeju, Korea, 2011, 4p., in USB flash drive.

1-9 高燃焼度化に必要な燃料被覆管の強度を調べる

- ODS鋼被覆管の照射後強度評価 -

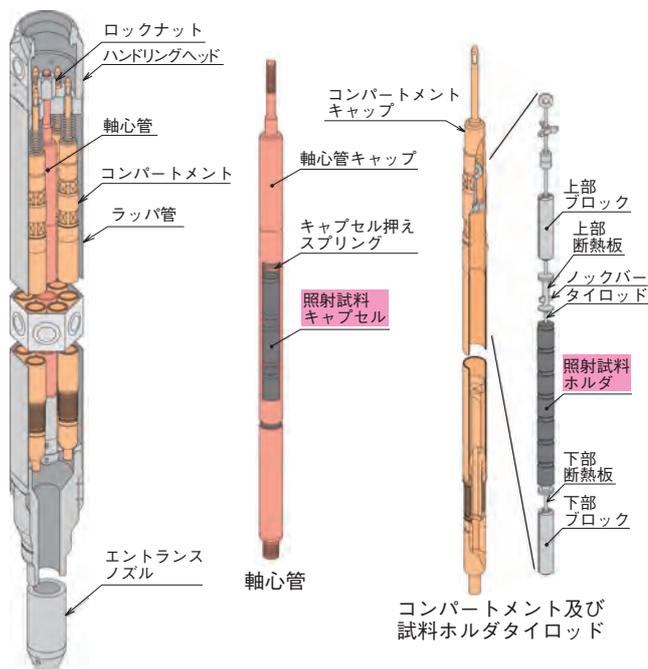


図 1-23 「常陽」材料照射試験装置の鳥瞰図

ODS鋼の照射は、図中の照射試料キャプセルとホルダ中に装荷された状態で実施されました。

FBRによる核燃料サイクルの実用化のためには、技術的な確立は当然のこととし、市場経済に受容される、すなわち、現在の基幹電源と比肩し得る発電単価を確保することが必要です。この発電単価を抑えるためには、燃料集合体の交換サイクルを長くし、炉心燃料を長期間炉内に装荷し燃料交換を少なくすること、すなわち、燃料の高燃焼度化が必要になります。燃料の高燃焼度を達成するためには、燃料集合体を構成する被覆管及びラップ管が、照射中及び照射後においても健全であることが絶対条件となります。

現在、高燃焼度を達成するためのFBR燃料被覆管として、従来のフェライト鋼より高温強度に優れている酸化物分散強化型 (ODS: Oxide Dispersion Strengthened) 鋼を開発しています。この材料の開発にあたっては、照射による材料の照射挙動、組織変化や強度変化を評価することが必要です。

私たちは、ODS鋼の照射挙動評価のために、図 1-23 に示す「常陽」の材料照射試験装置を用いて、照射試験 (683 K~1108 K, $3.0\sim 6.6\times 10^{26}$ n/m²) を実施し、照射後強度試験と組織観察を実施しました。

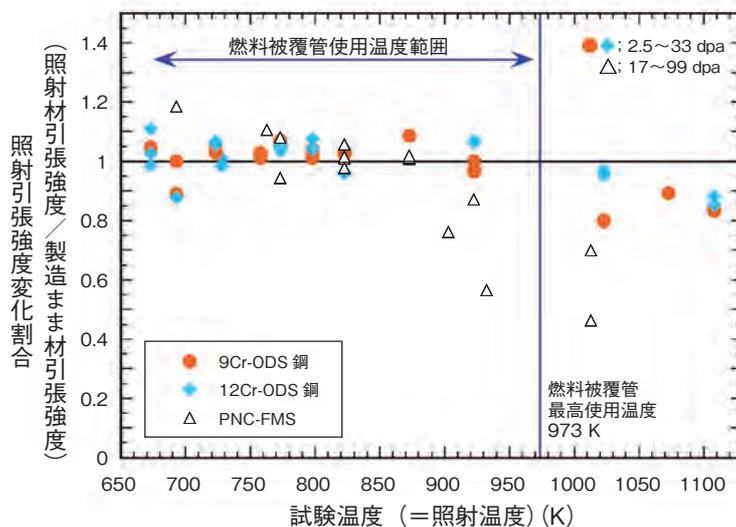


図 1-24 ODS鋼の照射後引張特性変化

ODS鋼被覆管についてリング引張試験を行い、照射前後の強度特性を評価しました。変化割合が1にあるときは、照射前後で変化がないことを意味しており、1より小さくなるにつれて強度低下が大きいことを意味しています。

被覆管材料としての照射後の基本性能を把握するために実施した照射後引張特性評価の結果を図 1-24に示します。図中には、高燃焼度化に対応する燃料被覆管の最高使用温度である973 Kの線を示してあります。今回の照射試験では、FBR使用温度領域を大きく超える1108 Kでの高温データを世界で初めて取得しました。従来のフェライト鋼 (PNC-FMS) の強度低下割合は、照射温度の増加に伴い加速しています。これは、フェライト鋼の強化因子であるマルテンサイト組織が回復し、不安定になっていることに起因しています。

しかし、ODS鋼の強度低下の割合は非常に小さく、従来のフェライト鋼と比較し、高温照射下でも優れた強度特性を維持していることが分かりました。これは、ODS鋼の主要強化因子である熱的に安定な酸化物粒子が、高温照射下でも安定に存在していることに起因しているためと推察されます。

今後は、次世代炉開発を支える基盤技術開発としてODS鋼の開発を進めていき、「常陽」再起動後の照射試験での照射性能確認及び照射後試験での特性評価を実施するための準備を進めていく予定です。

●参考文献

Yano, Y. et al., Effects of Neutron Irradiation on Tensile Properties of Oxide Dispersion Strengthened (ODS) Steel Claddings, Journal of Nuclear Materials, vol.419, issues 1-3, 2011, p.305-309.

1-10 照射中MOX燃料からの余剰酸素の除去 —酸素ゲッター入りMOX燃料の開発—

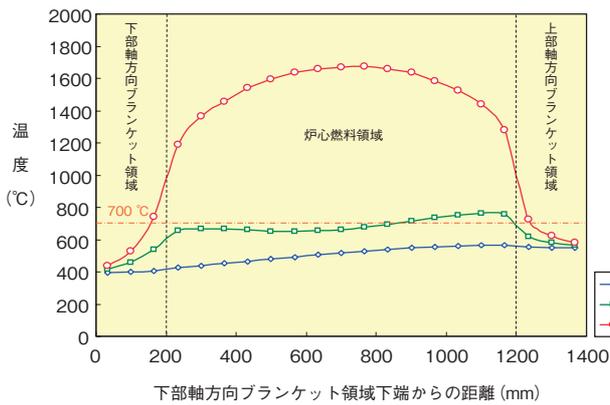


図1-25 燃料要素各部の温度分布

被覆管内面温度に支配されるペレット-被覆管ギャップ部の温度が570℃以下である一方、上部軸方向ブランケット領域下端の燃料中心が728℃となることが分かります。

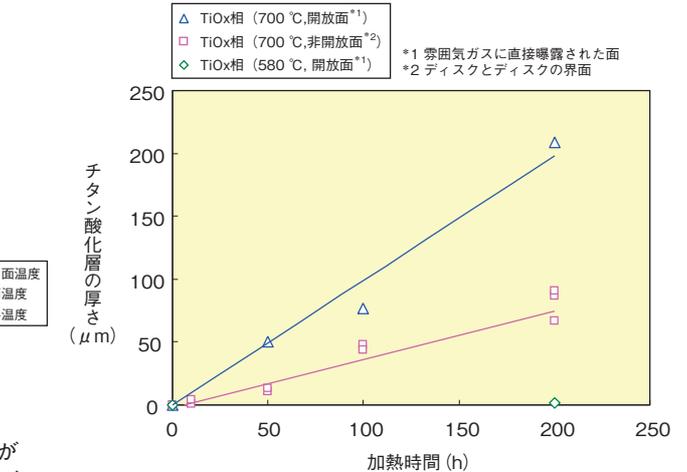
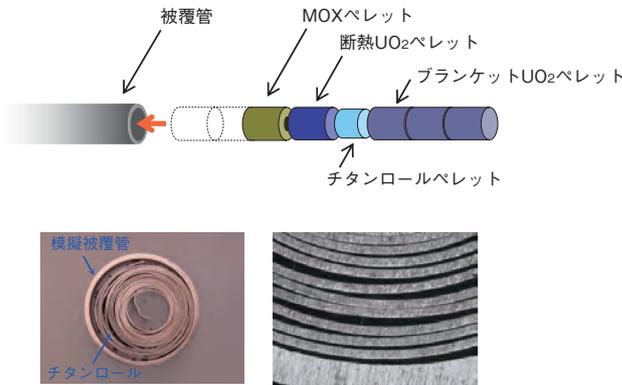


図1-26 チタンディスク表面酸化層厚の温度依存性

700℃×200hで最大200μmに達することや、580℃ではチタンの酸化がほとんど進まないことが分かります。

図1-27 チタンロールペレット法の概念と試作ペレットの金相写真

ロールと模擬被覆管のギャップや箔-箔の間隙が確保されていることが分かります。

高速炉燃料の実用化に向けた課題のひとつである経済性の向上には、燃料寿命の延伸すなわち高燃焼化が有効です。核分裂の進行とともに燃料内に余剰酸素の蓄積が進むと、核分裂生成物質による被覆管の内面腐食が顕著になることから、余剰酸素の除去が重要になってきます。このため私たちは、従来、MOX燃料の酸素/メタル比(O/M比)を通常の1.97前後から1.95以下に下げることにより余剰酸素の発生を防ぐ方法を検討してきました。しかし、酸素吸収材を燃料要素内に装荷する酸素ゲッター法の方が容易に目的を達成できる可能性があることから、その実現性について評価を進めています。

この検討では、はじめに融点、酸素ポテンシャル、中性子吸収断面積、燃料や被覆材との共存性等を考慮して酸素ゲッター材として金属チタンを選定し、次にゲッター材の形態と装荷位置を検討しました。しかし、高温のMOXペレットの端面と接触する条件ではペレットとの共存性を確保できず、逆に温度が低過ぎてもゲッターが酸素を吸収しないため、装荷位置は実質的にペレット-被覆管ギャップ(隙間)部か上部軸方向ブランケット領域のいずれかに限定されます。温度解析の

結果、これらの位置に装荷したゲッターの温度は396~728℃になることが分かり(図1-25)、当該温度におけるチタンの酸化挙動を評価した結果、700℃においては十分な酸化速度が見込めるが、580℃ではほとんど酸化が進まないことが分かりました(図1-26)。

これらの結果から、チタンを用いて余剰酸素の吸収を実現できるのは上部軸方向ブランケット領域の下端に装荷する場合であることが分かりました。また、この温度域においてチタンはステンレス鋼被覆管やUO₂燃料との共存性を有することについても実験的に確認しました。ここで、チタンは、TiO₂に酸化すると1.8倍に体積膨張するため、被覆管等への応力を避けるためには50%以下の低い密度で装荷することが必要になります。その方法として粒子充てん、多孔質ペレット等について検討しましたが、数10μm厚のチタン箔を巻いたロールペレット法に利点が多いことが分かりました。試作の結果、図1-27に示すように箔端部の溶接なしに所定の外径に制御され、箔同士の間隙を適度に有するロールペレットが製作可能であることを確認でき、チタンロールペレット法の実現性を見通すことができました。

●参考文献

森平正之, 高速炉MOX燃料用酸素ゲッターの開発(2)-装荷方法の検討, 候補材の酸化挙動及び共存性評価-, JAEA-Research 2011-018, 2011, 32p.

1-11 湿式再処理における燃料溶解の効率化に向けて —高速炉燃料再処理向け溶解シミュレーションコードの開発—

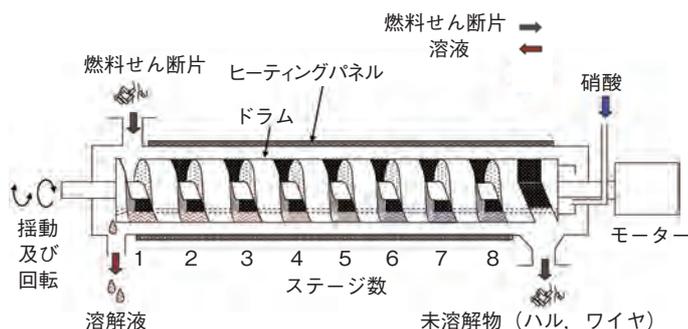


図1-28 回転ドラム型連続溶解槽の概要

ステージ1に投入された燃料せん断片は、ドラムの揺動により所定時間攪拌されたあと、ドラムの回転により次のステージに移送されます。一方、ステージ8に連続的に供給される硝酸は、ステージ間のオーバーフロー孔を通してステージ1へと流れ、燃料せん断片と硝酸との向流接触により燃料の溶解反応が進行し、連続的に溶解液が得られるとともに、未溶解物はドラムの回転の際に排出されます。なお、溶液温度を維持するため外部からの加熱を行います。

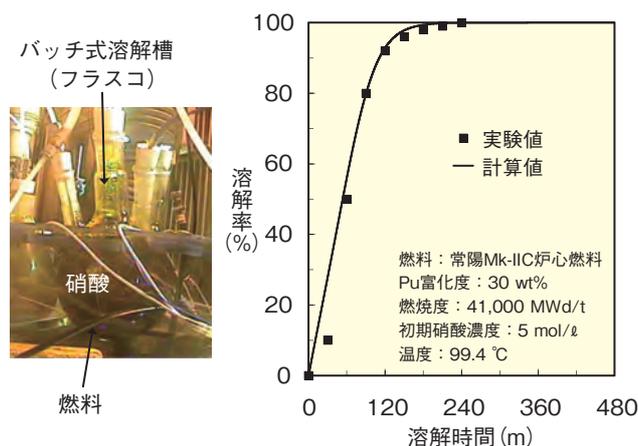


図1-29 高速炉燃料溶解試験（非連続（バッチ）試験）結果及びシミュレーション結果

使用済高速炉燃料を対象とした溶解試験結果との比較により、非連続（バッチ）溶解試験における燃料の溶解挙動の予測も可能であることを確認しました。

高速炉より発生する使用済燃料の再処理方法として、安全性や核不拡散性を高めるとともに環境への負荷低減を図った先進湿式再処理法の開発を進めています。先進湿式再処理法ではPu富化度が高く臨界安全上の制約が大きい高速炉の燃料を安全にかつ高処理能力で溶解するために、中心軸に中性子吸収体を有する回転ドラム型の連続溶解槽を採用しています。回転ドラム型連続溶解槽では内部が螺旋構造からなる長さ数mの回転ドラムの一端にせん断した使用済燃料を受け入れ、他端から硝酸を連続供給して燃料と向流接触させるとともにドラムを揺動及び回転させることにより燃料の溶解と未溶解物（ハル（被覆管）、ワイヤ）の排出を効率良く行うことができます（図1-28）。このような回転ドラム型連続溶解槽を用いた溶解工程において安定で効率的な溶解条件を構築するため、溶解槽内における使用済燃料の溶解挙動を予測する溶解シミュレーションコードを開発しました。

開発したシミュレーションコードでは、(1)高Pu富化度の高速炉燃料（MOX燃料）が硝酸へ溶解する化学反応について反応速度や物質収支を計算する溶解モデル

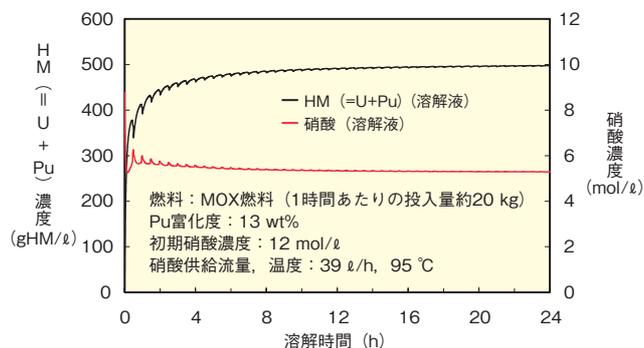


図1-30 回転ドラム型連続溶解槽によるMOX燃料溶解のシミュレーション結果

1時間あたりにMOX燃料を約20 kg溶解する際に必要となる溶解条件を、溶解液中のHM (=U+Pu)濃度と硝酸濃度の変化等を計算・評価することにより、明らかとなりました。

(2)溶解槽内のステージ間における液体及び固体成分の移動量を計算する物質移動モデル(3)溶解反応に伴う反応熱や溶解槽外部からのヒーティングパネルによる加熱を考慮した熱収支計算を行う熱収支モデルの三つのモデルにより、溶解槽内において同時に発生する溶解反応、溶液や固体の移動及び熱の出入の解析を行います。また、本コードでは、多段の解析のみならず、溶解槽のステージ数を1とすることで、非連続（バッチ）と同様の環境を表現することができ、その溶解挙動の予測も可能となります（図1-29）。

本コードを用いた解析により、回転ドラム型連続溶解槽によるUO₂ペレットの溶解試験結果を精度良く再現できることを確認するとともに、MOX燃料を安定して溶解するために必要となる硝酸濃度やその供給流量等の溶解条件を検討・構築することが可能となりました（図1-30）。今後、シミュレーション結果の検証やその精度向上を図りつつ、本シミュレーションコードを活用して、燃料溶解の効率化を進めていきます。

●参考文献

Sano, Y. et al., Development of Simulation Code for FBR Spent Fuel Dissolution with Rotary Drum Type Continuous Dissolver, Proceedings of 19th International Conference on Nuclear Engineering (ICONE 19), Chiba, Japan, 2011, ICONE19-43317, 6p., in CD-ROM.

1-12 使用済金属燃料を電解で選択的に溶かす

— 金属電解法でのU-Pu-Zr合金の陽極溶解挙動 —

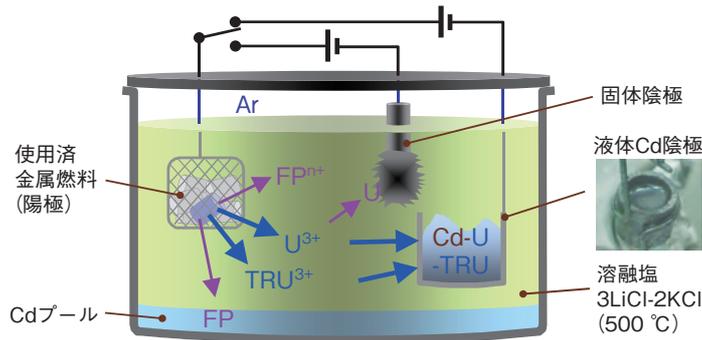


図1-31 電解精製工程における電解処理の概念

UとTRUは電解により溶融塩中に溶解し、FP元素と分離して陰極で回収されます。U金属は固体陰極で回収するとともにU, TRUは一括してCd陰極に回収されます。

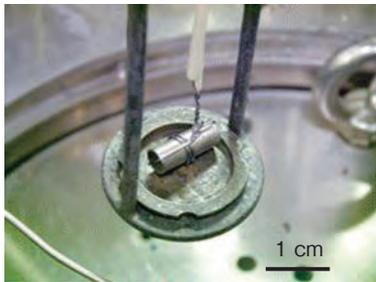


図1-32 電解前のU-Pu-Zr合金の外観
直径6 mmの棒状に成型した合金を金属線で固定しました。

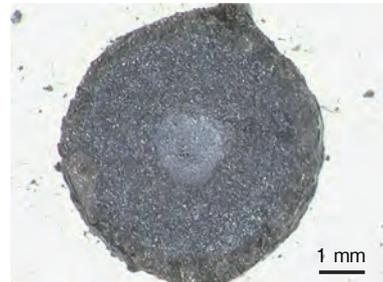


図1-33 電解後の陽極の断面
白色の部分は空隙に浸み込んだ電解質(溶融塩)です。

FBRサイクルにおいて、金属燃料FBRは高い増殖率や炉内装荷プルトニウム(Pu)量低減などに特徴を有し、次世代燃料サイクル候補技術のひとつとして金属電解法乾式再処理とともに開発を進めています。

金属電解法乾式再処理では、使用済燃料を陽極として電解精製することでウラン(U)やPu等の超ウラン元素(TRU)を溶解しながらもう一方の電極である陰極に回収し、核分裂生成物(FP)等の不純物を分離・除去します。図1-31に電解精製工程でUやTRUを回収する概念を示します。電解質には、500℃の溶融塩(共晶組成のLiCl-KCl)を用い、細かくせん断した使用済金属燃料を装荷したバスケットを陽極とします。陰極にはUを選択的に回収するための鉄製の固体陰極とTRUを一括回収するための金属カドミウム(Cd)をルツボに入れて融解させた液体陰極の二種類を使います。陽極の使用済金属燃料に含まれるUとTRUは、電解により溶融塩中に溶解し、固体陰極にUが金属として析出します。また液体陰極を使うことでUとTRUの析出電位が近接する傾向を利用して、これらを一括してCd中に回収します。

次世代の高速増殖炉燃料として検討が進められている金属燃料には、融点と強度を高めるためにU-Puにジル

コニウム(Zr)金属を加えた合金が用いられます。使用済燃料に含まれるZrがUやTRUとともに陽極から溶解すると、UやTRUの析出反応や電解後の塩からのFP抽出反応に悪影響を及ぼすことが予想されます。このため、できる限りZrは溶解させずにUとTRUのみを溶解する条件を見いだすことが重要となります。

高レベル放射性物質研究施設では、財団法人電力中央研究所との共同研究としてアルゴン雰囲気グローブボックス設備でU-Pu-Zr合金を用いた電解実験を行っています。図1-32に、陽極として使用したU-Pu-Zr合金の外観を示します。Zrが陽極から溶解する電位はUが溶解する電位と離れていることから、陽極の電位を制御しながら電解を行いました。図1-33に電解後のU-Pu-Zr合金の断面を示します。電解により外周部からUやPuが選択的に溶解したことにより、Zrのみをスポンジ状に陽極に残留させることに成功しました。U, Puが溶解したあとの空隙には、溶融塩が浸入しており、外径の変化はありませんでした。陽極の残留物を分析した結果、Uの99.6%以上、Puの99.9%以上が溶解したことを確認しました。今後は、TRUとFPとの分離挙動などのデータを蓄積し、更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

Murakami, T., Kitawaki, S. et al., Anodic Behavior of a Metallic U-Pu-Zr Alloy during Electrorefining Process, Journal of Nuclear Materials, vol.414, issue 2, 2011, p.194-199.

1-13 将来の使用済燃料処理に向けた新抽出プロセス構築を目指して -U, Pu共回収プロセス(コプロセッシング法)開発-

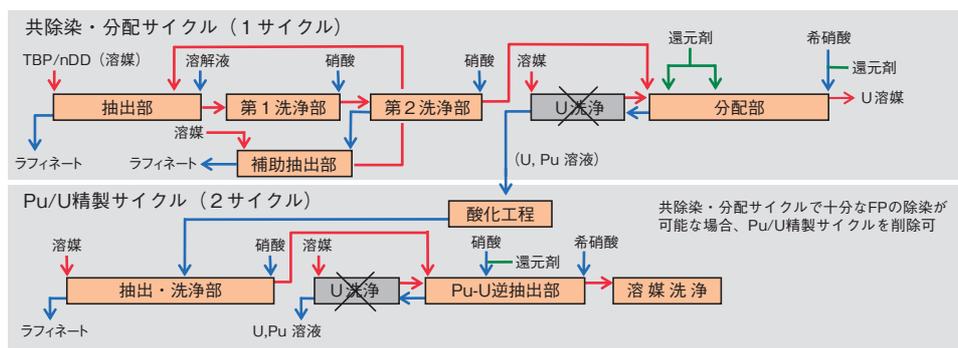


図 1-34 コプロセッシング法のプロセス構成案
PUREX法で設置されているU洗浄段において、溶媒を多量に供給することによってPu単離が可能となるため、コプロセッシング法ではU洗浄段を廃止し(図 1-34 ×部)、核拡散抵抗性を向上します。



図 1-35 分配部におけるPu逆抽出試験の様子(供給液 Pu/U: 3%)

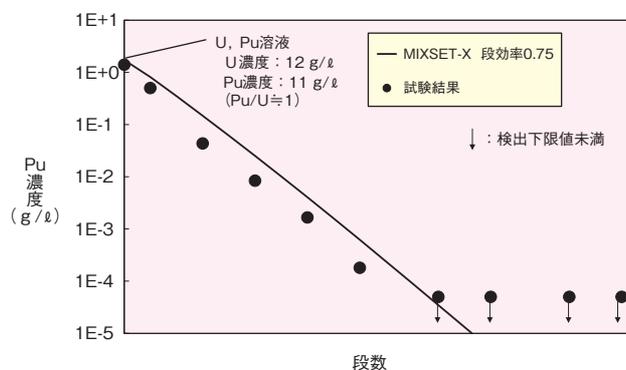


図 1-36 分配部の有機相Pu濃度分布(供給液 Pu/U: 3%)
Puを逆抽出でき、U, Pu溶液のPu/U比を約1として回収可能です。

現在の軽水炉サイクルから将来のFBRサイクルへの円滑な移行に係る検討が、文部科学省、経済産業省、電気事業連合会、日本電機工業会及び原子力機構の五者により行われています。五者及び学識経験者により、六ヶ所再処理工場に続く第二再処理工場に採用すべき再処理プロセスが検討され、複数の候補プロセスについて技術的成立性や柔軟性等の観点から比較検討が行われました。この結果、現行のPUREX法を改良したU-Pu共回収法(コプロセッシング法)が、第二再処理工場の最も有力な候補プロセスとして挙げられています^[1]。

原子力機構におけるコプロセッシング法の開発は、抽出計算コード(MIXSET-X)を用いたシミュレーションによりフローシートを設定し、小型ミキサセトラ試験でフローシートの成立性を確認することによって行っています。フローシート設定においては、試薬の種類や流量を変更しただけでは、容易にPuを単離することができないプロセスを構成し、核拡散抵抗性を向上させることを目指しています(図 1-34)。また、抽出工程に求められる核分裂生成物(FP)の除染係数(DF)が1サイクル(共

除染・分配サイクル)で達成できる場合、抽出工程の短縮化が可能なフローシートを目指しています(図 1-34)。

小型ミキサセトラ試験は、現在、東海再処理施設小型試験施設(OTL)のグローブボックスにおいて、UとPuの分配部を対象とした試験を行っています。プロセスに供給する液は、第二再処理工場において処理すると考えられる使用済燃料(軽水炉、軽水炉-MOX、高速増殖炉)の発生量やPu含有率、各燃料の混合方法から、Pu/Uの割合として1%、3%、20%の試験を行っています。これまでの試験の結果、3%、20%ではPuを十分に逆抽出可能であり(図 1-35, 図 1-36)、また、U, Pu溶液は高速増殖炉における燃料組成比(Pu/U:0.5~2)を満足するスペックで回収が可能であり、フローシート成立の見通しを得ました。今後、Pu/U比を1%とした試験により、フローシートの成立性等を確認していく予定です^[2]。

本研究は、経済産業省からの受託研究「平成22年度高速炉再処理回収ウラン等除染技術開発」の成果です。

●参考文献

- [1] 高速増殖炉サイクル実証プロセス研究会, 核燃料サイクル分野の今後の展開について【技術的論点整理】, 平成21年度 第28回原子力委員会定例会議資料第1-1号, 52p.
- [2] 日本原子力研究開発機構, 高速炉再処理回収ウラン等除染技術開発成果報告書 平成22年度, 2011, in CD-ROM, (JAEA図書館所蔵).

地層処分の技術と信頼を支える研究開発

地層処分は、原子力発電に伴って発生する高レベル放射性廃棄物などを、何万年にわたって人間の生活環境から隔離しておくための対策です。東京電力株式会社福島第一原子力発電所の事故を受けて、原子力政策を見直す議論が高まっていますが、高レベル放射性廃棄物は既に発生しているものであり、今後の原子力政策の如何にかかわらず、私たちの世代が解決しなければならない課題です。我が国の現在の方針では、最終的に残る高レベル放射性廃液をガラス原料に混ぜ、高温で溶かし合わせてガラス固化体にします。これを、金属製のオーバー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の環境を総合的に研究するため、花崗岩と堆積岩を対象に二つの深地層の研究施設計画を進めています（図2-2）。2010年度末現在、東濃地科学センターでは深度497 m、幌延深地層研究センターでは深度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だって、深地層の岩盤や地下水を調べる技術を整備しておくことが目的です。地下の坑道は、深地層の環境を体験・学習する場としても活躍します。また、何万年という長期間にわたる変化を考慮するため、

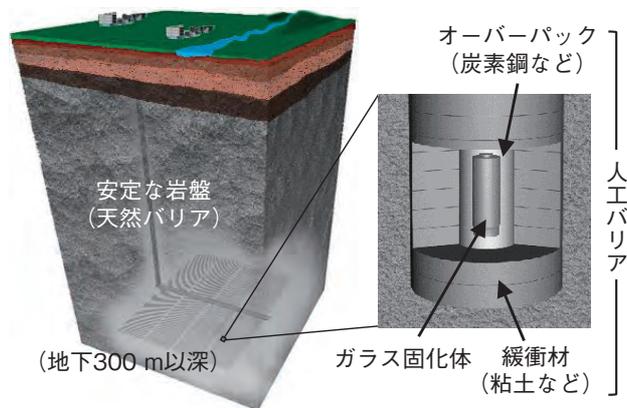


図2-1 地層処分システムの基本概念

火山や活断層などに関する研究を併せて行っています。

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や、深地層の研究で得られる情報などを活用して、処分場の設計や安全評価に必要な技術の開発を進めています。2010年度は、これまでの成果を統合して、ガラスの溶解及びオーバーパックに関するデータベースを構築しました。

また、研究開発の成果を知識ベースとして体系的に管理・継承していくため、2009年度末に公開した知識マネジメントシステムの拡充を進めています。

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

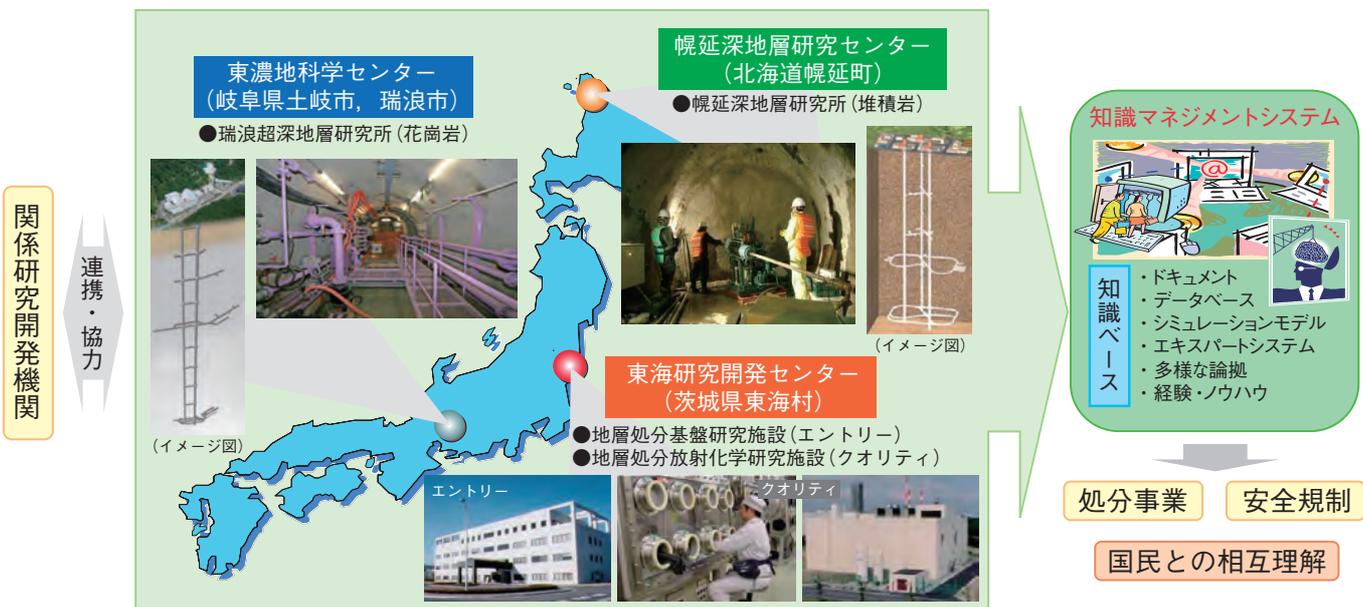


図2-2 地層処分技術に関する研究開発

2-1 地質環境調査技術の知の伝承 — 次世代型サイト特性調査情報統合システム —

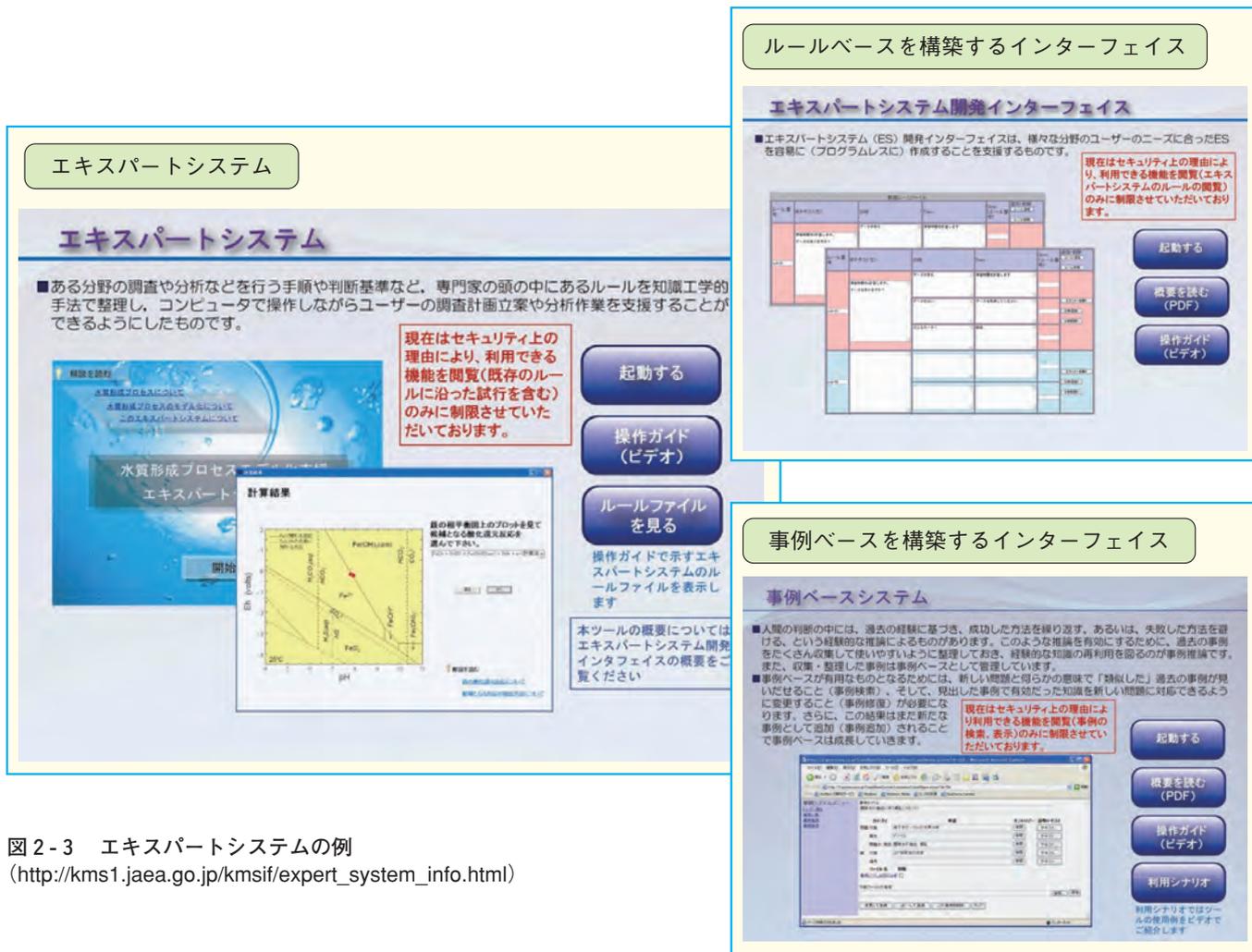


図 2-3 エキスパートシステムの例
(http://kms1.jaea.go.jp/kmsif/expert_system_info.html)

文献調査，概要調査，精密調査の順により詳細な調査が段階的に行われる地層処分のサイト特性調査では、深地層の研究施設などの現場における実体験で蓄積されてきた、様々な知識を活用できるように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」だけでなく、専門家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。このうち、「暗黙知」に関しては、これまで現場での協働作業を通じて、親方から弟子に、あるいは一子伝承といった限られた範囲の人々の中で行われてきました。これらをより多くの若い技術者や次の世代に効率的に伝承していくためには、これまでの専門家が行ってきた判断のルールや失敗とその対処の事例などの「暗黙知」を可能な限り「形式知」にするとともに、継続的に「形式知化した暗黙知」を更新していくことが必要となります。

そのため、これまで専門家の中に蓄積されてきた

地質環境調査の計画立案，実施，評価の流れとその流れにおける専門家の判断のルールを表現する手法（ルールベース化：作業の流れを、If条件then帰結の形式で整理していったもの）を構築しました。また、ルールベースで表すことが難しい失敗経験の事例をデータベース化する手法(事例ベース化)を構築しました。これらルールベースや事例ベースは、IT技術者でなくても、更新用のインターフェイスを使って、各々の専門家が知識を入力したり、変更したりすることができるようになります。

これらの方法を合わせて、例えば、水質形成プロセスのモデル化を支援するエキスパートシステムなどを構築してきています(図2-3)。今後、これら個々のエキスパートシステムを統合し、概要調査の計画立案，実施，評価を支援する次世代型サイト特性調査情報統合システムを開発します。

本研究は、経済産業省からの委託事業平成20～21年度「地質環境総合評価技術高度化開発」の成果の一部です。

●参考文献

Semba, T., Osawa, H. et al., Practical Application of the KMS: 2) Site Characterisation, Proceedings of 12th International Conference on Environmental Remediation and Radioactive Waste Management (ICEM2009), Liverpool, UK, 2009, ICEM2009-16355, 8p., in CD-ROM.

2-2 遠い将来の隆起・侵食の影響を評価する —我が国の地形変化の特徴を考慮した評価事例—



©Neimo-swimmer 1000

図 2-4 我が国の河川中流域の典型例

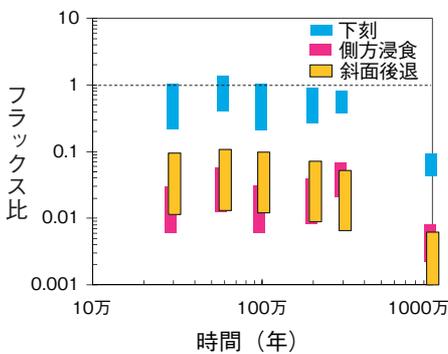


図 2-6 隆起・侵食による処分場の削剥の影響評価例
廃棄体中の放射性物質はすべて処分場近傍に存在すると仮定しました。放射性核種による影響の違いを補正して、天然ウランと比較しました。

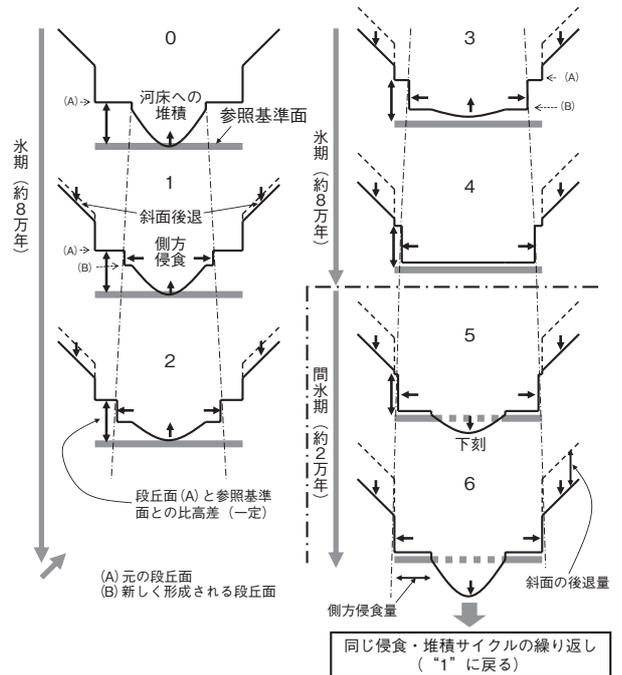


図 2-5 河川による侵食の概念モデル(氷期-間氷期1サイクル)
河床では、氷期には堆積が進みます。側方侵食と斜面後退は、継続して発生します。1サイクルの間に元の段丘は侵食され、新しい段丘が形成されます。このような侵食が継続すると、参照基準面は、下刻、段丘の側方侵食、斜面後退のいずれかによって、少しずつ削られることが分かります。

高レベル放射性廃棄物の地層処分における隆起・侵食の取扱いについては、過去数10万年程度の地質学的な記録を基に、過去から現在までの隆起速度が大きな地域は処分場の候補地から除外されることとなっています。しかしながら、何10万年を超える遠い将来には、隆起・侵食によって処分場が地表近傍に到達することも考えられるので隆起・侵食が地層処分システムに及ぼす影響について念のために評価しておくことは、処分システムの頑健性を示す上でも重要です。

従来は、処分場が平面的に地表に現れ処分場全体が一樣に削剥されるという簡易な仮定に基づく評価が行われていました。しかしながら、現実的には、我が国の地表は非常に起伏に富んでおり、その主な原因のひとつは河川による侵食であることも分かっています。

そこで本研究では、我が国における隆起と河川による侵食によってもたらされる地形変化について、従来の地形学の研究などを基に情報を整理しました。その結果、特に河川中流域では地形変化を検討する要素として、(1)河床での侵食/堆積 (2)段丘の形成 (3)斜面の形成と斜面の後退 が重要となることが理解

されました(図2-4)。

また、およそ10万年を周期として繰り返される、氷期-間氷期の影響も河床の侵食/堆積を理解する上で重要です。およそ2万年間継続する間氷期には、河川中流域では氷期に比べ河川流量が多くなるため河床の侵食が起こります。一方、およそ8万年間継続する氷期には、河川の流量が少なくなるため堆積が進みます。

次に、上記の検討に基づき現象を単純化した概念モデルを作成しました(図2-5)。

遠い将来、地下深部の処分場が地表近傍に到達した場合にも、このような地形変化は継続していると考えられます。このことを踏まえると、処分場深度の地層は図2-5に示すように数万年以上の時間の中で徐々に削剥されます。

この場合の影響を、天然に存在する岩石由来の放射能と比較することで検討しました。図2-6に示すように、処分深度、隆起・侵食速度、地形(谷の幅、段丘比高など)に依存しますが、最大でも我が国に存在するウラン鉱石(0.05 wt% U_3O_8)が削剥された場合と同程度であり、多くの場合、それよりはるかに小さい結果になりました。

●参考文献

Miyahara, K. et al., Consequence Analysis of Fluvial Erosion Scenarios for an HLW Repository, Journal of Nuclear Science and Technology, vol.48, no.7, 2011, p.1069-1076.

2-3 オーバーパックのデータベースを初公開

—設計・製作にかかわる情報、試験データを分かりやすく提供—



図 2-7 データベースログイン後のメイン画面
設計に必要な検討項目がフローで示されており、各項目をクリックすると関連する情報やデータベース画面が表示されます。主要なデータである腐食データと溶接検査に関する試験データはメニューバーより直接アクセスも可能となっています。
(<http://www.jaea.go.jp/04/tisou/toppage/top.html>)

高レベル放射性廃棄物の地層処分における人工バリアのひとつであるオーバーパックには、ガラス固化体中の短寿命の放射性核種の放射能が減衰するまでの期間（現在は1000年間と設定）、地下水とガラス固化体の接触を防止する閉じ込め機能が要求されています。このような長期にわたり閉じ込め機能が要求されている金属製の容器は地層処分以外では例がなく、特有の設計・製作技術開発や長期健全性評価手法の構築が求められます。これまで、オーバーパックの蓋と本体の溶接・検査技術開発や地下水に対する耐食性評価などの研究開発が進められ、個別の成果は、検討を実施した機関により報告書や論文の形で取りまとめられていました。これらは将来選定される実際の処分場の条件（地下水水質、荷重、温度など）に対応したオーバーパック設計やオーバーパックにかかわる安全規制に反映させる必要があります。しかし、報告書や論文の形態では必要な情報やデータにたどりつくまでに、文献の入手、文献内での検索など多くの手間や時間を要する場合があります。これらの成果が有効に活用されるためには、成果の内容、試験データなど

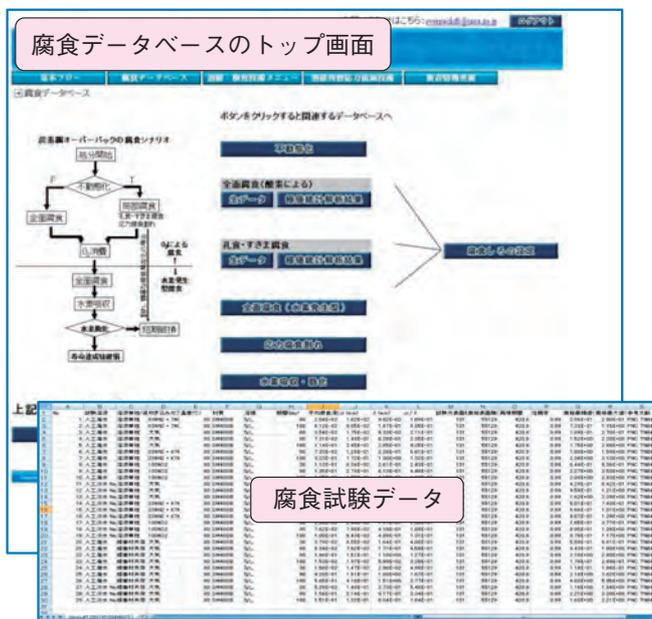


図 2-8 腐食データベースの画面の例
地層処分環境で考慮すべき腐食現象が時系列で整理され、各腐食現象はボタンで表示されています。各ボタンをクリックすると、試験データが表形式で表示されます。

の情報が効率良く抽出できるようなデータベースを構築する必要があると考えました。そこで、オーバーパックの溶接・検査に関する技術開発を行ってきた公益財団法人原子力環境整備促進・資金管理センターの協力を得て、これまで検討されてきた溶接・検査技術、耐食性に関する試験データなどを取りまとめたデータベースの開発を行い、ホームページ上で公開しました。

本データベースは、メイン画面にオーバーパック設計における基本フローを表示しており、各項目のボタンをクリックすると検討事例や試験データなどが参照できる構成となっており（図 2-7）、オーバーパックにかかわる様々な情報を表示・検索することが可能です。主要な試験データである腐食データ（図 2-8）と溶接・検査にかかわる試験データはフローを経ずメニューバーよりアクセスすることも可能です。

本データベースはどなたでも利用可能です。今後は最新の研究成果や技術情報を取り込みながら、拡充・更新を図る予定です。

●参考文献

谷口直樹ほか、オーバーパックデータベースの作成, JAEA-Data/Code 2009-022, 2009, 56p.

2-4 岩石間隙構造と拡散機構の解明に向けて — ナノX線CTを用いた珪質泥岩の微細間隙構造解析 —

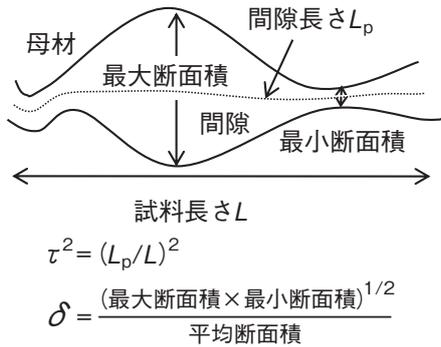


図 2-9 屈曲度(τ^2)及び収れん度(δ)の定義に基づき、画像解析します。

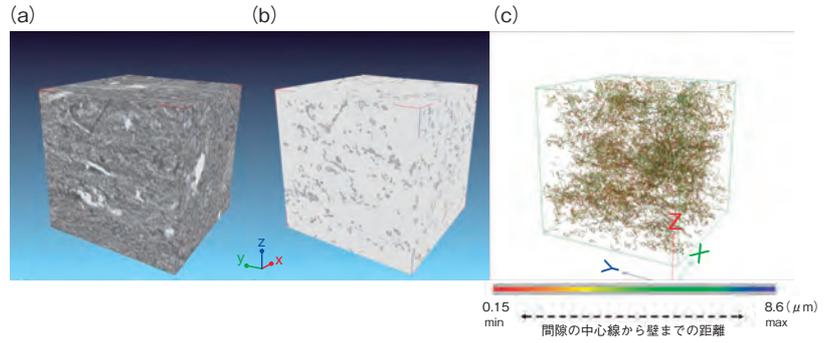


図 2-10 サブミクロンの空間分解能で、岩石基質部の微細間隙構造を可視化、解析したもの
(a)は、稚内層珪質泥岩の三次元イメージ(512³ボクセルサイズ270 nm)で、(b)は、間隙(灰色)と母材(白)に分割したものです。(c)は、母材表面までの距離を色表示した間隙中央線を示しています。

表 2-1 ナノX線CT画像解析による間隙構造特性と拡散試験結果

岩石基質部の微細間隙構造と拡散試験結果を比較検討することで、連結した間隙の数が拡散試験から得られた有効間隙率と対応し、有効間隙率と屈曲度がこの系でのトリチウム水の拡散を支配していることを示しました。

画像解析						拡散試験		
地表に対する方向	軸	連結性間隙数	屈曲度の平均	1/屈曲度	収れん度の平均	有効間隙率	実効拡散係数 /m ² s ⁻¹	幾何学因子
鉛直	Z	20	6.97	0.14	0.47	0.19	8.80×10 ⁻¹¹	0.19
水平	Y	152	4.75	0.21		0.22	1.02×10 ⁻¹⁰	0.19
水平	X	55	8.64	0.11				

岩石基質中の拡散は、地層処分された高レベル放射性廃棄物からの核種移行プロセスにおける重要な現象のひとつであり、その拡散係数は岩石の遅延性能評価における重要な因子です。この拡散は、間隙率及び間隙形状に影響されます。拡散のモデル式では、幾何学因子は、実効拡散係数/(有効間隙率×自由水中の拡散係数)＝収れん度/屈曲度(図2-9)で記述され、経験的に間隙サイズが拡散する化学種に比べて十分に大きい場合に、1/屈曲度とされてきましたが、間隙形状の直接測定により検証された例は見当たりません。今回、幌延深地層研究センターのボーリング孔(HDB10孔)における深度約500 mの稚内層から採取した珪質泥岩について、ナノX線CTを用いて屈曲度及び収れん度を求め、トリチウム水の室内拡散試験結果との関係を調べました。

図2-10に示すように、岩石基質部の微細間隙構造を解析しました。その結果と拡散試験結果を表2-1に示します。1/屈曲度は、拡散試験からの幾何学因子におおむね一致し、間隙サイズが拡散する化学種に比べて十分に大きい場合の経験則を支持します。

トリチウム水の拡散試験によって得られた、実効拡散係数及び有効間隙率は、地表に対して鉛直方向の方が水平方向よりも小さい値を示しました。この原因はどこにあるのでしょうか。まず、屈曲度については、画像解析により、鉛直と水平方向でおおむね等しい値を示しています。このことは、拡散試験からの幾何学因子が、鉛直と水平方向で一致していることと対応します。一方、表2-1に示すように、画像解析から得られた連結性間隙数は、Z軸方向において、他の方向よりも小さな値です。この結果は、拡散試験結果において、鉛直方向での有効間隙率が水平方向よりも小さい値であったことと一致します。すなわち、画像解析から得られた連結性間隙数は拡散試験から得られた有効間隙率と対応し、これらがトリチウム水の拡散異方性の原因であることを示唆しています。

このように、これまでよく分からなかった岩石基質部の微細間隙構造を定量評価できるようになり、拡散機構の解明に大きく寄与できるものと考えています。

本研究は、経済産業省からの委託事業平成20年度「処分システム化学影響評価高度化調査」の成果の一部です。

●参考文献

Takahashi, H. et al., 3D X-ray CT and Diffusion Measurements to Assess Tortuosity and Constrictivity in a Sedimentary Rock, diffusion-fundamentals.org, vol.11, issue 89, 2009, p.1-11, (http://www.uni-leipzig.de/diffusion/journal/contents_vol11.html).

2-5 過去の地殻変動の痕跡から将来を予測する

—破壊された岩石から紐解かれる断層の発達史—

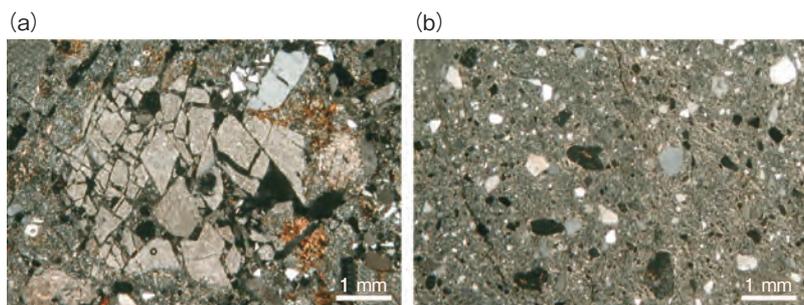


図 2-11 破碎帯の偏光顕微鏡写真の例

(a)では、鉱物や岩片に割れ目が密に発達している様子が分かります。更に破壊が進行すると、(b)のように鉱物や岩片は細粒化するとともにばらばらとなり、粘土鉱物はその隙間を充てんするようになります。

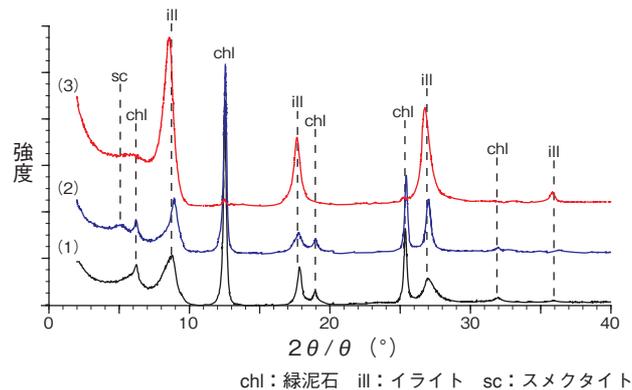


図 2-12 断層ガウジのX線回折パターンの例

粘土鉱物は一般に非常に細粒で顕微鏡下での識別が難しいため、X線回折分析などによって鉱物の同定を行います。(1)無処理 (2)エチレングリコール処理(スメクタイトの同定) (3)塩酸処理(緑泥石の同定)です。

断層が動いて岩盤が破壊されると、岩石の破片の集合体や、著しい割れ目の発達によって特徴づけられる破碎帯が形成されます。破碎帯には岩石や鉱物の変形の痕跡が保存されています。これらの変形の特徴を調べることで、破碎帯が形成された深度を推定したり、断層が動いた方向を復元したりすることができます。

陸側のプレートと海側のプレートがせめぎ合う変動帯に位置している日本列島では、数多くの断層が分布しています。これらの断層について、過去の活動の歴史に基づき、将来の活動性を評価することは、地震防災の観点に加え、高レベル放射性廃棄物の地層処分にとっても重要なテーマです。

本研究では破碎帯の分布や性状に着目し、断層の発達史を紐解くための調査を行ってきました。すなわち、詳細な地質調査により、破碎帯の分布を明らかにするとともに、地表に露出している破碎帯の性状(破壊された岩石や鉱物の大きさ、種類、配列、及び変形の特徴など)を記載しました。さらに、光学顕微鏡や電子顕微鏡を用いて破碎帯から採取した岩石のミクロな形状の観察も行いました(図 2-11)。以上の調査に基づき、破碎帯をいくつかのタイプに分類し、断層の発達史を考察しました。

また、割れ目が発達する破碎帯は、地下水の通り道と



図 2-13 カリウム・アルゴン年代測定のための希ガス質量分析装置

アルゴンの同位体比を測定し、年代値を計算します。

なりやすいので、岩石が地下水と反応して様々な変質鉱物ができます。変質鉱物の種類や分布は、水-岩石反応が起きたときに破碎帯が置かれていた地下環境(地下水の水質や温度など)を反映するので、変質鉱物を調べることは、断層が成長していく過程での地下環境の変化を明らかにするための重要な情報となります。

破碎帯で形成される変質鉱物の代表的なものが粘土鉱物です。破碎帯のうち、岩石の破壊が著しく進行した部分では、細粒・未固結の物質から成る断層ガウジと呼ばれるものが形成されます。断層ガウジには、しばしばイライト、スメクタイト、緑泥石、カオリナイトなどの粘土鉱物が多く含まれます(図 2-12)。このうちイライトは、カリウムが壊変してアルゴンができる系を利用した放射年代測定が適用できるので、イライトのカリウム・アルゴン年代を測定することで、断層の発達史に時間軸を入れられることが期待されます(図 2-13)。ただし、断層ガウジ中のイライトは非常に細粒で、かつ周辺岩盤にもともと存在する含カリウム鉱物の影響を排除する必要があるので、試料の処理には相当の工夫が必要です。本研究では、そのような年代測定技術の開発も進めています。

●参考文献

Niwa, M. et al., Spatial Distribution and Characteristics of Fracture Zones Near a Long-Lived Active Fault: A Field-Based Study for Understanding Changes in Underground Environment Caused by Long-Term Fault Activities, Engineering Geology, vol.119, 2011, p.31-50.

2-6 地下水中に存在するナノスケール微粒子の採取に向けて —被圧・嫌気状態を保持したろ過手法の開発—

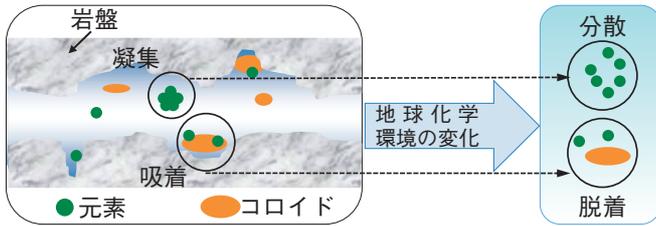


図 2-14 地球化学環境の変化に伴うコロイドの変化
サンプリング時の圧力開放や大気暴露に起因する地下水の地球化学環境（酸化還元電位、pH等）の変化によって、コロイドの化学状態が変化してしまいます。

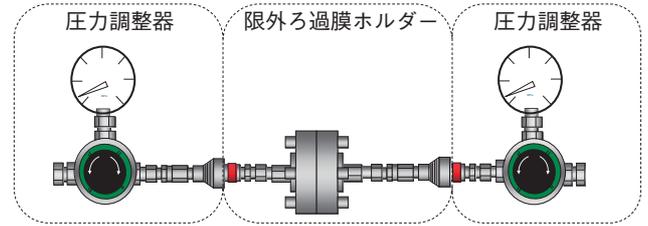
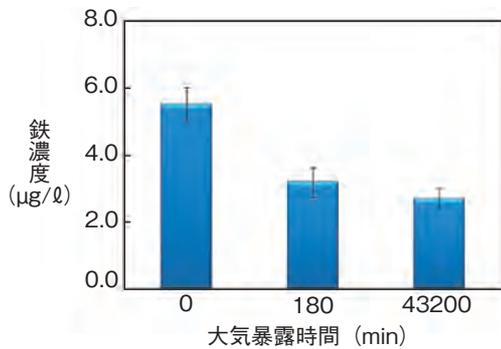
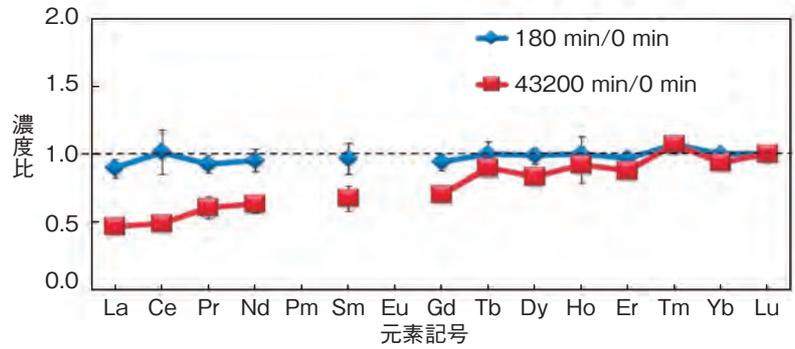


図 2-15 被圧・嫌気状態を保持した限外ろ過装置の概念図
高耐圧・気密性を有するステンレス製で、限外ろ過膜ホルダーの前後に取り付けた圧力調整器により、ろ過膜の耐圧限界（約0.35 MPa）を超えた地下水圧に対しても、ろ過膜の性能を低下させることなくろ過を行うことが可能です。



*誤差は、ICP-MSによる3回繰り返し測定の結果の標準偏差です。



*誤差は、ICP-MSによる3回繰り返し測定の結果の標準偏差です。

*Euは検出下限未満 (<0.1ng/l) であり、Pmは天然に存在しない元素です。

図 2-16 大気暴露時間に伴うろ液中の鉄の濃度（左）と希土類元素の濃度比（右）

大気暴露に伴い、ろ液中の鉄の濃度が減少しています。これは、酸化により、鉄が凝集してコロイドを形成し、ろ過膜上に捕獲されたと考えられます（左）。大気暴露時間：0分のろ液中の希土類元素の濃度を1として、大気暴露時間：180分、43200分の濃度を示しました。大気暴露に伴い、ろ液中の希土類元素の濃度が減少しています。これは、酸化によって形成された鉄コロイドに、希土類元素が吸着し、ろ過膜上に捕獲されたと考えられます（右）。

高レベル放射性廃棄物の地層処分の安全評価において、地下水中の元素の挙動を理解することは重要です。地下水中の元素の挙動は主に地下水の地球化学環境や流動状態、岩盤との相互作用（吸着等）に支配されます。また、コロイドと呼ばれるナノスケールの微粒子が元素の挙動に影響を及ぼすことが分かっています。しかしながら、地下水中のコロイドに関する研究においては、サンプリング時の圧力開放や大気暴露に起因してコロイドの状態が変化してしまうという課題があります（図2-14）。本研究では、この課題を解決するために、被圧・嫌気状態を保持して限外ろ過を行うことが可能な装置を開発しました（図2-15）。

今回、深度200 mの地下水を対象として、被圧・嫌気状態を保持せずろ過を行った場合（大気暴露時間：180分及び43200分）と、開発した限外ろ過装置を用いて、被圧・

嫌気状態を保持してろ過を行った場合（大気暴露時間：0分）で得られたろ液の化学分析を行いました（図2-16）。その結果、前者においては、大気暴露に伴う酸化により、溶存している鉄が凝集しコロイドを形成してしまうことが分かりました。さらに、この鉄コロイドに希土類元素が吸着している可能性が示唆されました。以上のことから、開発した限外ろ過装置が課題を解決できることが明らかとなりました。

開発した装置は、限外ろ過膜ホルダーを被圧・嫌気状態を保持して、圧力調整器と分離して保管・輸送を行うことが可能であり、限外ろ過膜に捕獲されたコロイドを様々な分析に供することができます。今後は、この装置を用いてコロイドを採取し、その化学状態を評価することにより、地下水中のコロイドが元素の挙動に与える影響の解明を目指します。

●参考文献

Aosai, D. et al., Development of New Ultrafiltration Techniques Maintaining In-Situ Hydrochemical Conditions for Colloidal Study, Proceedings of the ASME 13th International Conference on Environmental Remediation and Radioactive Waste Management (ICEM2010), Tsukuba, Japan, 2010, ICEM2010-40074, 8p., in CD-ROM.

2-7 広大な地下に作用する力を推定する

— 岩盤応力測定の実測値による推定 —

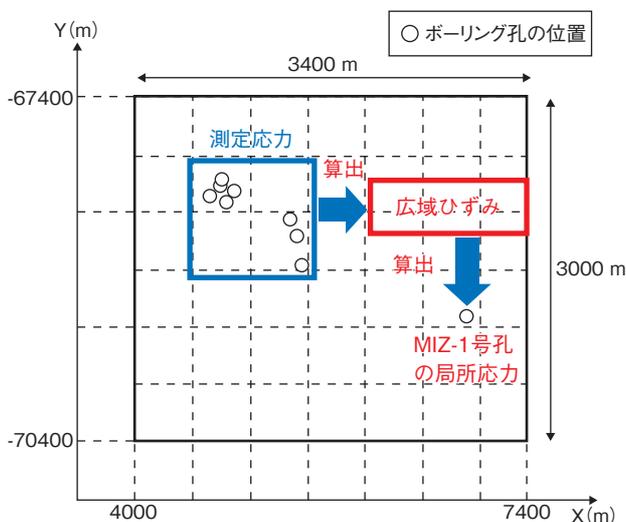


図 2-17 解析領域及び応力測定を実施したボーリング孔の位置

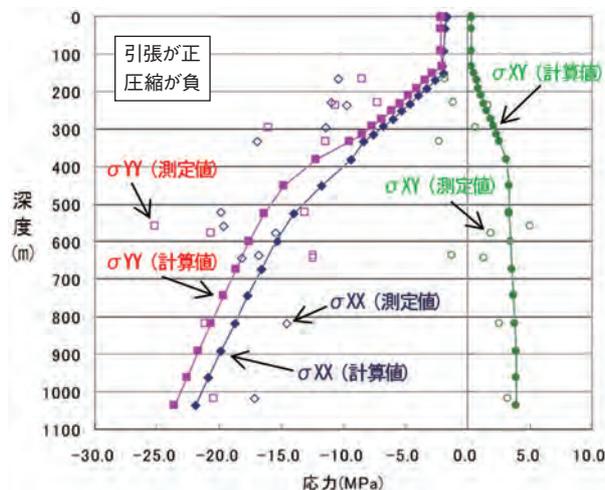
図中の青い四角で囲まれたボーリング孔で複数回測定された局所応力値より広域ひずみを算出しました。次に解析モデルの境界に広域ひずみに相当する変位を与えてMIZ-1号孔における局所応力を算出しました。

高レベル放射性廃棄物の地層処分では、地下深部の数km四方の領域に多数の坑道が掘削されます。建設時及び操業時の坑道の安定性の確保や坑道近傍の岩盤物性が変化する領域の大きさやその変化量を最小化するためには坑道周辺の岩盤応力の状態を評価する必要があります。坑道近傍のごく一部の安定性を評価する場合は、それに見合った狭い領域の応力状態（局所応力）を把握します。数km四方に及ぶ領域の安定性を評価するためには、それを包含するような広範囲の応力場（広域応力場）の把握が重要です。しかし三次元的に広域応力場を把握することは、多大な費用・時間・測定点数を要し現実的ではありません。一方、局所応力は水圧破碎法や応力解放法などの方法で測定が可能です。そこで私たちは以下の(a), (b)に基づき、広域応力場を複数の局所応力の測定結果から算出する方法を提案しました。

(a) 広域応力場が、ある領域の応力分布を形成する境界条件である。

(b) ある点の局所応力は、重力により発生する応力と水平方向の地殻の動きにより発生する応力との和である。

なお、(a)について、弾性解析では応力とひずみが比例するので広域応力場の代わりに広域ひずみを算出しまし



* σ_{XY} : X面に作用するY方向の応力を表します。

図 2-18 MIZ-1 孔における局所応力の測定応力と計算応力との比較

計算された応力結果は測定された応力結果の平均的な値を示しており、深度方向の変化も再現できていることが分かります。なおグラフでは、引張を正、圧縮を負として表しております。

た。広域ひずみの計算の手順は以下の(1)～(3)のとおりです。

- (1) 地表からの調査結果を基に、対象領域をモデル化し、各要素に岩盤物性を与えます。
- (2) 基準となるひずみ値を設定し、そのひずみに相当する変位を解析モデルの境界に与えます。解析モデルの領域内では境界に与えた変位に相当する応力が計算されます。
- (3) 最小二乗法により測定応力が(2)で計算された応力の何倍であるかを計算します。基準となるひずみ値に計算された倍数を乗じ広域ひずみを算出します(図 2-17)。

次に、このようにして算出した広域ひずみの妥当性を評価するために、解析モデルの境界に算出した広域ひずみに相当する変位を与えて、MIZ-1号孔沿いの局所応力を算出し、MIZ-1号孔で実施した応力測定の結果と比較しました(図 2-18)。計算結果は、測定結果の平均的な値を示しており、深度方向の変化も再現できました。このことから本研究で提案した広域応力場の算出方法と、その方法に基づき算出した広域ひずみはおおむね妥当であることを確認しました。

●参考文献

Tanno, T. et al., Development of Method for Evaluation of Three Dimensional Distribution of in situ Stress State and Preliminary Estimation of Applicability, Rock Stress and Earthquakes: Proceedings of 5th International Symposium on In-Situ Rock Stress (ISRS-5), Beijing, China, 2010, p.521-526.

2-8 立坑掘削に伴う岩盤挙動の解明 — 堆積軟岩の岩盤挙動を支配する割れ目系 —

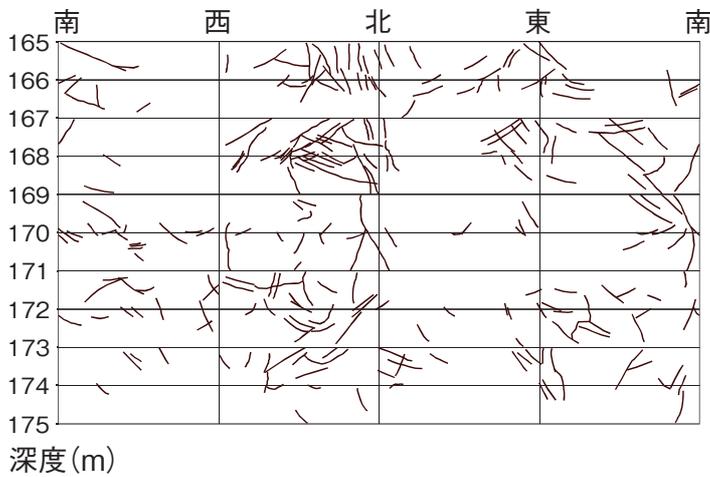


図 2-19 幌延深地層研究所の立坑(換気立坑)の割れ目観察結果
立坑は円形ですので、南で分け展開したものです。実線で示しているものが割れ目です。割れ目はそれほど連続していませんが、立坑の壁面には多くの割れ目が認められます。

幌延深地層研究所では、堆積岩を対象とし、立坑や水平坑道などの地下施設の建設を伴う研究開発を行っています。地下施設は、2010年度までに深度250 mまで掘削しています。地下を掘削すると、地圧によって地下施設の収縮という岩盤挙動が生じますので、その性質や度合いを調べることはとても重要なことです。

岩盤は岩石と割れ目の集合体です。岩盤は岩石の固さの度合いにより、硬岩と軟岩に区分されており、坑道掘削に伴う岩盤の挙動もそれぞれ異なると考えられています。硬岩では割れ目などの不連続構造が岩盤の挙動を支配すると考えられているのに対して、軟岩では割れ目よりも岩石の弾性が卓越すると考えられています。つまり、軟岩では現在の応力の方向が岩盤の挙動を支配すると考えられます。幌延深地層研究所で掘削している堆積岩は、軟岩に分類されます。これまでの現在の応力の測定結果から、地下施設建設中周辺の岩盤には、東西方向に圧縮する応力がかかっている結果が得られています。そのため、建設中の立坑は、東西方向に収縮することが予想されます。しかし、立坑の収縮を測定したところ、

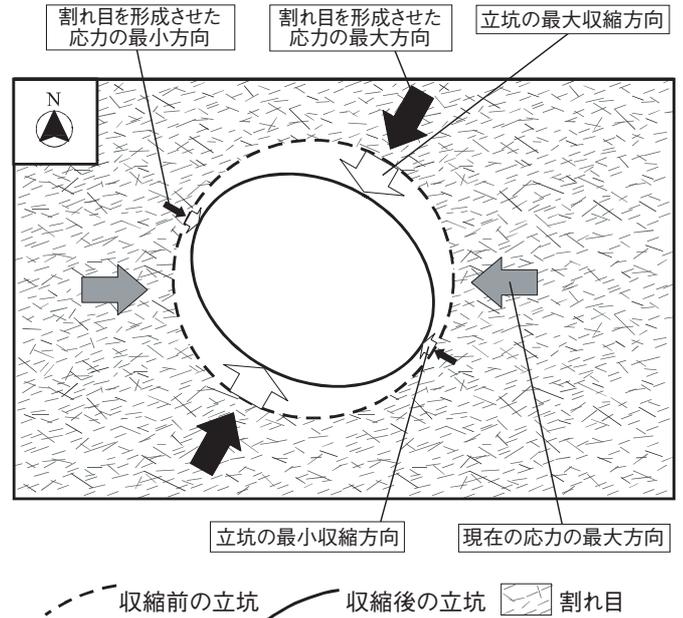


図 2-20 立坑の収縮と応力のイメージ (収縮量を200倍程度に拡大して表示)

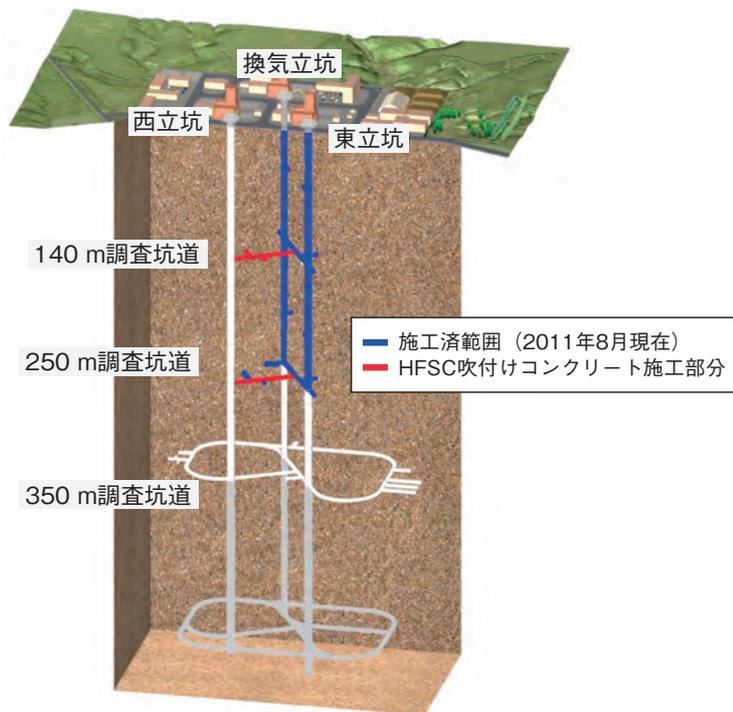
立坑の収縮量を強調していますが、収縮は北北東-南南西方向が最大で、西北西-東南東方向が最小です。これらの方向は、現在の応力の方向ではなく、割れ目を形成させた過去の応力の方向とおおむね一致しています。

北北東-南南西方向が最も収縮しており、西北西-東南東方向が最小の収縮方向でした。立坑では、多くの割れ目が認められますので(図2-19)、この割れ目が岩盤挙動に影響を与えている可能性があります。そこで、岩盤の挙動が割れ目系を使って生じた場合、その移動しやすい方向を示す可能性のある割れ目を形成した過去の応力について調べてみました。その結果、割れ目を形成させた水平での過去の応力の最大方向は北北東-南南西方向で、最小は西北西-東南東方向でした。この方向は立坑の収縮の最大と最小にそれぞれ一致しています(図2-20)。つまり、立坑の岩盤は割れ目系に支配されて収縮していることが分かりました。割れ目系を形成させた応力は、立坑などの地下施設を建設する前に行うボーリング調査によって得られる割れ目系からも推測できます。よって、地下施設を建設する前に、岩盤の挙動を推測し、より効率的な建設に役立つと考えられます。今後は、もともと岩盤中に分布する割れ目だけでなく、掘削によって新しくできる割れ目について、その性質や成因を詳しく調べていきたいと思えます。

●参考文献

Tokiwa, T. et al., Influence of a Fault System on Rock Mass Response to Shaft Excavation in Soft Sedimentary Rock, Horonobe Area, Northern Japan, International Journal of Rock Mechanics & Mining Sciences, vol.48, issue 5, 2011, p.773-781.

2-9 地層処分技術の信頼性を支える新技術の実証 —低アルカリ性セメントを用いた坑道の本格的施工に成功—



このイメージ図は、今後の調査研究の結果次第で変わることがあります

図 2-21 調査坑道におけるHFSC吹付け施工範囲
赤色がHFSC吹付けコンクリートで施工した部分です。

高レベル放射性廃棄物の地層処分場の建設には、支保工としてセメント系材料を使用することが想定されます。通常のセメント系材料では、接触した部分の間隙水が高アルカリ性となります。この高アルカリ性の地下水が緩衝材や周辺岩盤を変質させ、人工バリアや天然バリアとしての性能に影響を与える可能性があります。このような影響を緩和するために、私たちは、通常のセメント系材料よりも間隙水のpHが低くなる低アルカリ性セメント（HFSC）の開発を2001年度から継続しています。2008年度までに室内試験や、模擬トンネルへの吹付け試験などを通じて、HFSCを用いた吹付けコンクリートの基本配合を設定しました。

設定した基本配合を基に、幌延深地層研究センターの地下施設の140 m及び250 m調査坑道において、施工試験を実施し、支保工としての施工性や適用性を確認しました。施工範囲を図 2-21に、調査坑道の断面図を図 2-22に示します。

坑道掘削時の施工に先立ち、地下施設建設で使用しているコンクリート製造設備を用いた試験練りを実施し、実際に使用する設備の特性にあわせて基本配合の見直し（配合修正）を行いました。見直した配合に対して、施工

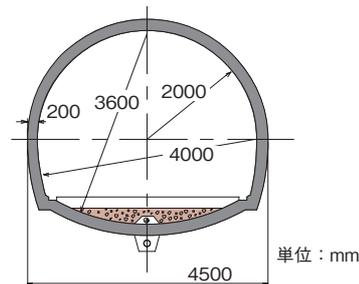


図 2-22 調査坑道の断面図



図 2-23 坑道壁面への吹付け状況

地上で製造したコンクリートを東立坑から当該深度まで搬入しポンプで圧送して、小型バックホウのアームに取り付けた吹付けノズルから切羽に吹き付けます。

時に使用する実機を用いた模擬吹付け試験を地上で実施し、HFSCを用いた吹付けコンクリートが、設計基準強度 36 N/mm^2 （材齢28日）を満たすことを確認しました。

地上での試験結果を受けて、2009年及び2011年に140 m及び250 m調査坑道の一部でHFSCの吹付けコンクリートを施工しました（図 2-23）。施工延長及び総吹付け量は、140 m及び250 m調査坑道合わせて約126 m及び約 826 m^3 です。また、坑道掘削時の施工においても設計基準強度を上回る強度発現を確認しました。施工性については、通常のセメントによる吹付けコンクリートの場合と比較して、混合状態、粉塵及び付着状態などを評価しました。その結果、HFSCは通常のセメントと同等の施工性を示し、特に、粉塵や付着状態では優れた評価となりました。以上のことから、HFSCの吹付けコンクリートは実際の地下坑道の施工に適用可能であることが示されました。

これまで、低アルカリ性セメント系材料を用いた小規模な施工試験で国外での事例がありますが、本格的に地下施設の坑道掘削時に施工し、その実用性を確認したのは世界で初めてです。

●参考文献

Nakayama, M. et. al., Low Alkaline Cement Used in the Construction of a Gallery in the Horonobe Underground Research Laboratory, Proceedings of the ASME 13th International Conference on Environmental Remediation and Radioactive Waste Management (ICEM2010), Tsukuba, Japan, 2010, ICEM2010-40038, 6p., in CD-ROM.

2-10 積雪寒冷地での地下浅部の水の動きを探る

— 幌延地域における地下水位と地質構造に基づく浅部地下水流動の研究 —



図 2-24 表層水理調査の様子
 (上)積雪期における積雪水量調査の様子です。積雪期の調査時には雪上車を活用します。
 (下)非積雪期における河川流量観測の様子です。非積雪期には長袖上着2枚、防護網、皮手袋を着用し、虫除け剤を使用します。

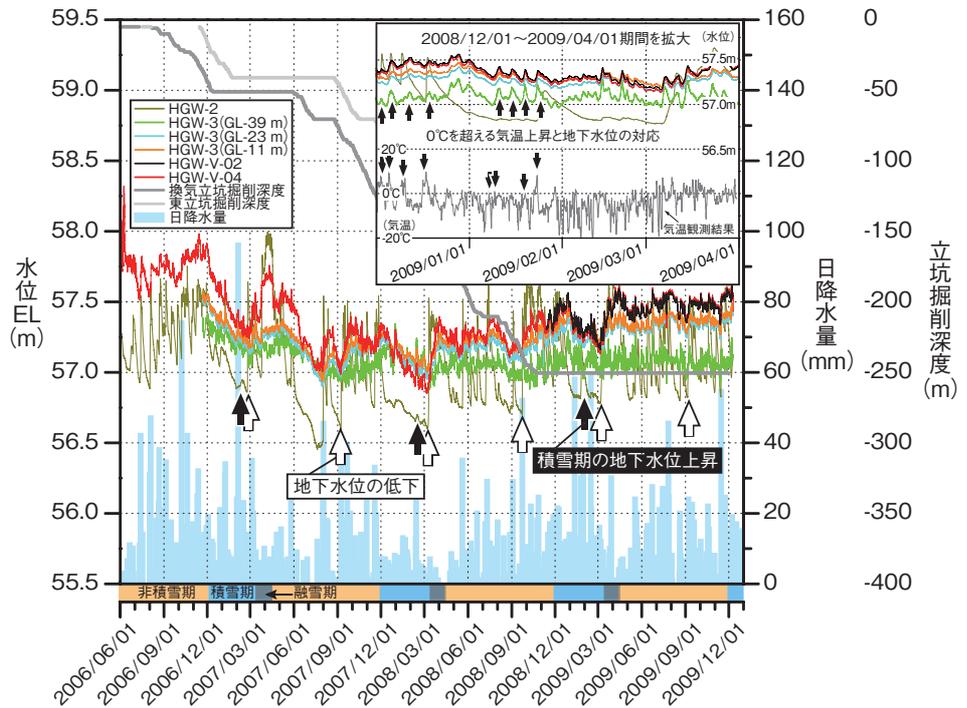


図 2-25 地下施設近傍の地下水位観測結果
 幌延深地層研究センター地下施設近傍にある複数の浅層ボーリング孔における2006年6月～2009年12月までの地下水位連続観測結果と日降水量及び立坑掘削の進捗との関係を示します。積雪期の0℃を超える気温上昇に対して鋭敏な地下水位の上昇が認められます。

高レベル放射性廃棄物の地層処分における安全性を評価する上では、地層中での物質の移動を支配する地下水流動特性を把握するための調査解析技術が求められています。その地下水流動の解析では、実際の水理地質環境を解析で表現するための条件設定が重要です。数値シミュレーションにより地下水流動を評価する際には、対象領域への水の供給を考える上で、帯水層の上部境界条件を適切に評価し、設定しなければなりません。そのため、降水、積雪、融雪水、河川水の量等の水文学的情報に基づいて、地表から地下浅部までの水の浸透、中間流出、地下深部への涵養等を含めた浅部地下水流動系を把握する必要があります。

私たちは地下浅部における水の動きを探るため、北海道幌延地域の第三紀以降の堆積岩を対象として、気象観測、河川流量観測、地下水位観測、積雪水量調査等の表層水理にかかわる研究を実施しています(図2-24)。本研究では、積雪寒冷条件における地表から地下浅部への水の供給メカニズムを明らかにすることを目的に、長期間にわたる深さ3～50m程度の浅層ボーリング孔を用い

た地下水位観測や気象観測結果の解析と周辺の地質構造情報等に基づく検討を行いました。その結果、水の浸透現象として、積雪寒冷地域では積雪期には積雪底面融雪が生じて地下への継続的な水の供給があること、積雪期に気温上昇があると積雪の表面が融解して積雪水で地下水位が上昇すること等が明らかになりました。また、長期にわたる観測結果から、幌延深地層研究センター地下施設建設(立坑掘削)に起因する表層付近の地下水位の低下は認められないという結果も得られました(図2-25)。

積雪寒冷地域では、積雪時や河川結氷時の水文・気象データ取得や積雪期の地表踏査が困難なことから、これまでは積雪期を含めた通年の水収支を正確に見積もることができませんでした。本研究の成果として、積雪寒冷地の通年の地表から地下への水の浸透についての定性的な知見が得られたことにより、通年の場としての積雪寒冷地の水理地質環境の詳細な評価に反映することができると考えています。

●参考文献

横田秀晴ほか, 北海道幌延地域における地下水位と地質構造に基づく浅部地下水流動に関する検討, 地下水学会誌, vol.53, no.2, 2011, p.193-206.

核融合エネルギーの実用化に向けて

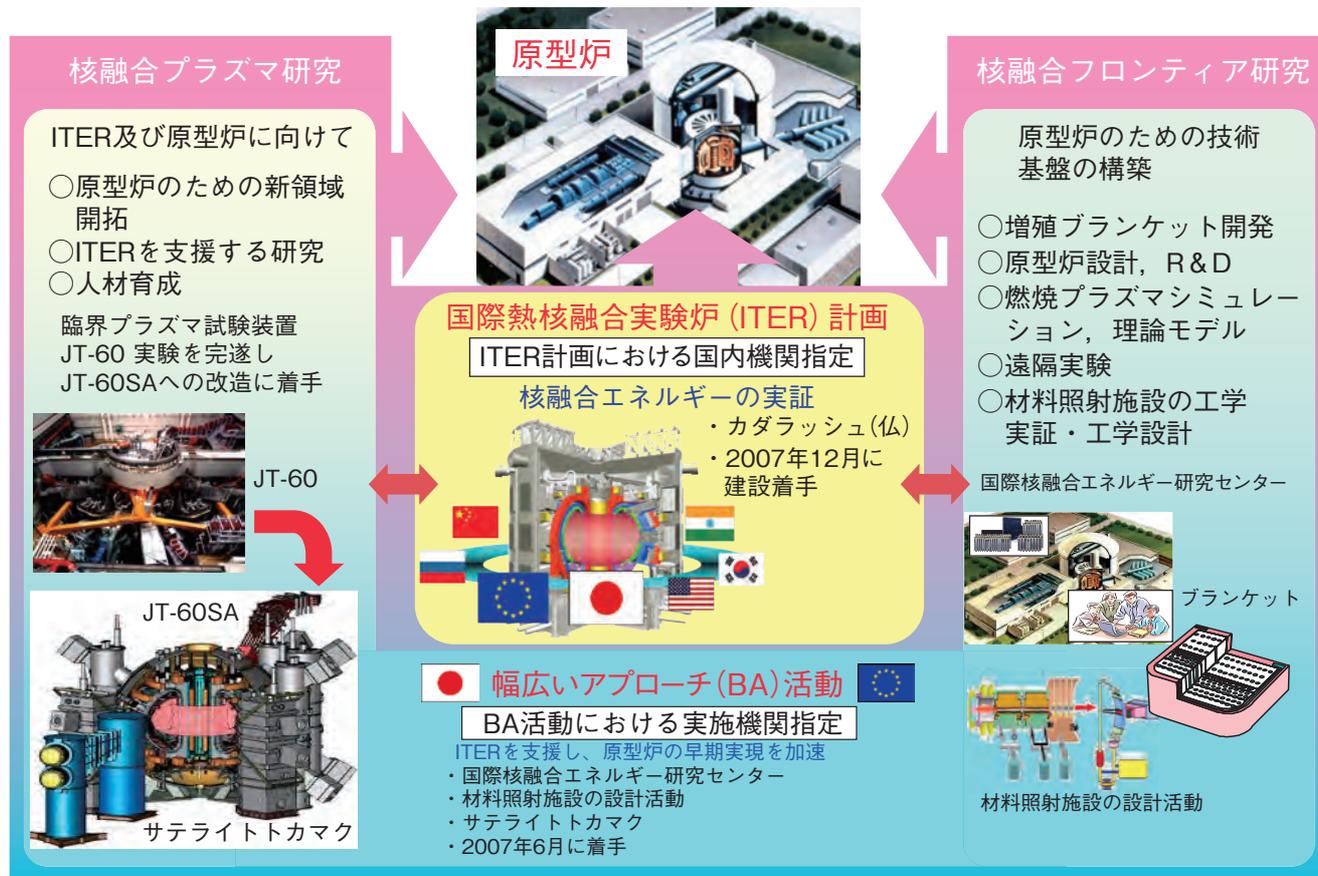


図 3-1 核融合原型炉開発への展開

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

核融合エネルギーの実用化に向けて、国際熱核融合実験炉 (ITER) 計画、幅広いアプローチ (Broader Approach: BA) 活動等の国際協力を積極的に推進しつつ、核融合プラズマ研究及び核融合フロンティア研究という核融合開発の鍵となる分野の研究開発を総合的に進め、原型炉の実現 (図 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、他のITER参加極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 (IFERC) 事業、国際核融合材料照射施設の工学実証・工学設計 (IFMIF/EVEDA) 事業、サテライトトカマク計画 (STP) の三つのプロジェクトから構成されます。トピックス 3-9 はIFERC事業の計画概要と関連する成果です。トピックス 3-12 は、IFMIF/EVEDA関連の研究において得られた成果です。STPにおいては、先進超伝導トカマクJT-60SAの日欧共同建設が順調に進展しています (トピックス 3-5)。

核融合プラズマ研究

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、例えばプラズマ圧力を高めなければなりません。トピックス 3-6, 3-7 及び 3-8 は、高いプラズマ圧力の実現に寄与する成果です。

核融合フロンティア研究

核融合炉では、核融合反応で生じる高エネルギーの中性子を燃料の生成などにうまく活用することが必要となります。トピックス 3-11 は、そのための実験を効率的に行うことに資する成果です。また、トピックス 3-10 は原型炉を制御するための基盤となりうる成果です。

3-1 ITER超伝導コイルの調達に向けて大きく進展 —ITERトロイダル磁場(TF)コイルの実規模試作—

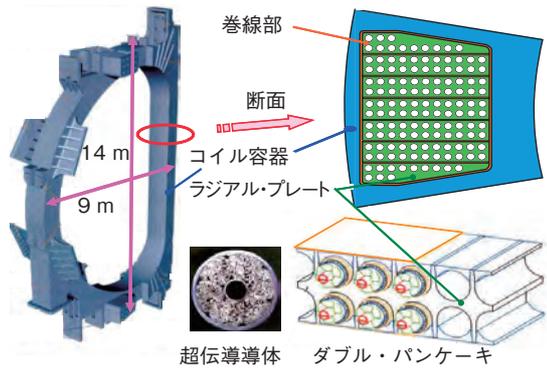


図3-2 TFコイルの構造

ダブル・パンケーキは超伝導導体をラジアル・プレートの溝に納めたものです。これを7枚積層したものが巻線部で、巻線部をコイル容器に収めてTFコイルが完成します。



図3-3 1/3規模(5.1m×3.8m)のダブル・パンケーキの試作
絶縁含浸が終了し、完成した試作品です。

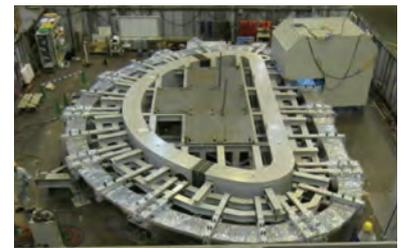


図3-4 実規模(13m×8m)ラジアル・プレートの試作
10枚のプレートを溶接中の試作品です。



A1 実規模試作品



B3の組立作業

図3-5 コイル容器の実規模試作

14部品のうち2箇所(A1とB3)を実規模試作し、溶接施工性や溶接変形量を確認しました。

日本、欧州、米国、ロシア、韓国、中国、インドの七極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て、核融合反応を制御するために10 T以上の高い磁場が必要となり、これには巨大な超伝導コイルを使用します。プラズマを閉じ込めるた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3-2)。この超伝導コイルは、まずステンレス鋼製のラジアル・プレートと呼ばれるD型構造体の溝に超伝導導体を挿入し、カバープレートを被せて導体を固定し、ダブル・パンケーキを製作します。このダブル・パンケーキを7層積層して巻線部を製作し、この巻線部をコイル容器に収め、コイル容器を溶接し、コイル容器と巻線部の隙間を樹脂含浸して完成します。予備を含めて19個製作されるTFコイルのうち、日本は9個(コイル容器については19個)の調達を担当し、2010年6月から世界に先駆けて、TFコイル及びコイル容器の実規模試作を始めました。

巻線については製作精度が課題でしたが、自動巻線機を開発し、銅撚線を用いたダミー導体及び超伝導導体を用いて1/3規模のD型6ターン巻線を試作しました。

それぞれラジアル・プレートの溝に収まる精度($\pm 0.06\%$ 以下)で製作でき、課題をクリアしました。超伝導体を生成するために650℃で熱処理をしますが、その間の変形量を超伝導導体巻線で測定し、このデータを実機巻線の製作に反映します。絶縁技術については樹脂含浸が課題でしたが、ダミー導体を用いた巻線をラジアル・プレートの溝に納めて絶縁含浸し(図3-3)、これを解体検査して内部が正常に含浸できていることを確認し、課題をクリアしました。また、実規模のラジアル・プレートの試作を行い(図3-4)、溶接による変形量を測定し、実機製作に必要なデータを取得しました。

コイル容器について、製造技術の確立を目的として2箇所の実規模試作を行いました(図3-5のA1及びB3)。コイル容器製作において260 mmの深さを片面から溶接することが課題でしたが、狭開先自動TIG溶接で可能であることを確認し、課題をクリアしました。溶接による変形量を測定し、実機での施工要領に反映します。

今後は、実規模試作で製作したラジアル・プレートを用いてダブル・パンケーキの製作を行い、ダブル・パンケーキの製造技術を確認する予定です。

●参考文献

Matsui, K. et al., Progress of Mock-Up Trials for ITER TF Coil Procurement in Japan, Fusion Engineering and Design, vol.86, issues 6-8, 2011, p.1531-1536.

3-2 ITER要求性能に迫る負イオンビーム加速を達成

—ITER中性粒子入射装置用1 MeV加速器開発—

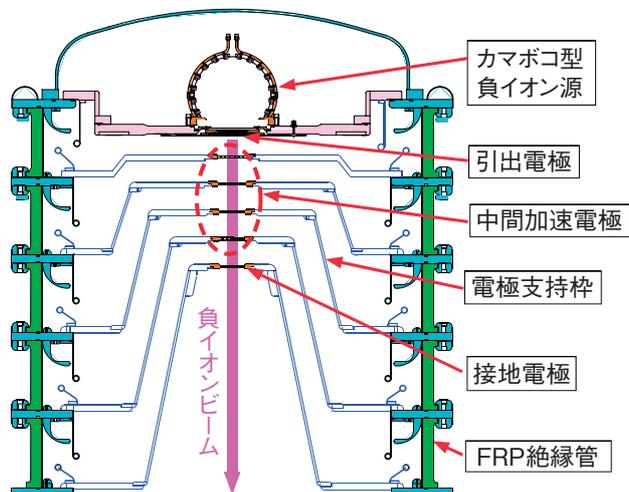


図3-6 ITER NBIの原理実証試験用MeV級加速器

イオン源で生成した負イオンを、高電圧により1 MeVまで加速します。ITERのビーム電流要求値:40 Aに対して、本加速器では約0.5 AのビームをITERと同等の電流密度で加速する実証試験を行っています。

ITERでは、プラズマ加熱及び電流駆動用として、1機あたり最大1 MeVのエネルギーで16.5 MWのパワーを1時間連続して入射可能な中性粒子ビーム入射装置(NBI: Neutral Beam Injector)の設置が計画されています。NBIでは、加速器で発生させた高エネルギーの水素負イオンビームを中性粒子ビームに変換したあと、プラズマへと入射します。ITERに必要な高パワー中性粒子ビームを得るためには、加速器で1 MeV、40 A (電流密度: 200 A/m^2) の負イオンビームを発生させることが必要です。私たちはMeV級イオン源試験装置において、図3-6に示すITER NBI用1 MeV加速器 (MeV級加速器) の開発研究を行ってきました。この加速器は、頂部にあるカマボコ型負イオン源で発生させた水素負イオンを、引出電極に開けた多数の孔からペンシル状ビームとして引き出し、5枚の加速電極間に1段当たり0.2 MV (5段合計1 MV) を印加してその電位差で負イオンを加速する静電加速器です。

図3-7に私たちが行ってきたMeV級加速器開発の進展を示します。従来の加速器 (2007年まで) では、電極間での放電のため高電圧を安定に保持することができ

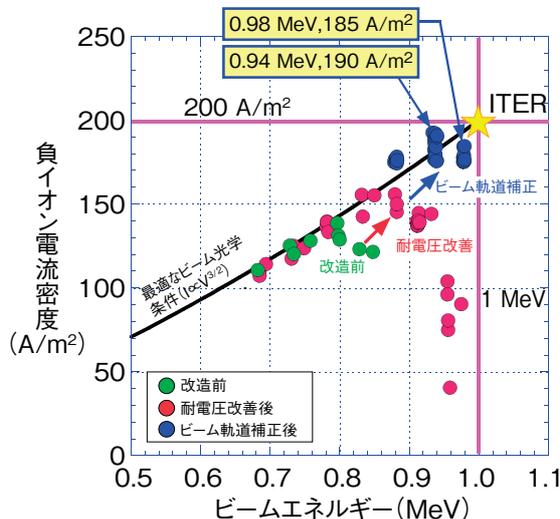


図3-7 MeV級加速器性能の進展

加速器の耐電圧改善やビーム軌道補正などの改造を進めた結果、安定した負イオン加速が可能となり、最高でエネルギー0.98 MeV、電流密度 185 A/m^2 (パルス幅0.4 s) の負イオン加速を実現しました。

ず、エネルギーが0.8 MeV、電流密度も 140 A/m^2 に留まっていました。試験後の詳細な内部観察や電界計算の結果、電極取付け部の段差や支持枠の端部に高い電界が発生しており、ここを起点として放電が発生していることが分かりました。そこで電極間距離を延長するなど電界強度を低減する改造を行った結果、エネルギー0.86 MeV、電流密度 160 A/m^2 まで性能を向上させました (2010年)。さらに、高エネルギー加速時には、負イオンビーム軌道が加速器内の磁場や隣り合うビーム同士の電气的反発力により曲げられ、電極に衝突して負イオンが失われるとともに、電極間での放電の原因となることが明らかとなりました。そこでビーム偏向を補正する負イオン引出電極を新たに開発した結果、ビームの電極への衝突と放電の発生が抑えられ、エネルギーはITERの要求レベルにほぼ相当する0.98 MeVに到達し、負イオン電流密度も 185 A/m^2 まで増加することに成功しました。今後はエネルギー及び電流密度の更なる安定性向上とともに、加速器の長パルス化に向けた研究を行っていく計画です。

●参考文献

Taniguchi, M. et al., Long Pulse H^- Ion Beam Acceleration in MeV Accelerator, Review of Scientific Instruments, vol.81, issue 2, 2010, p.02B101-1-02B101-3.

3-3 大電力ミリ波エネルギー伝送効率のITER目標の達成 -ITER電子サイクロトロン加熱電流駆動システムの開発-

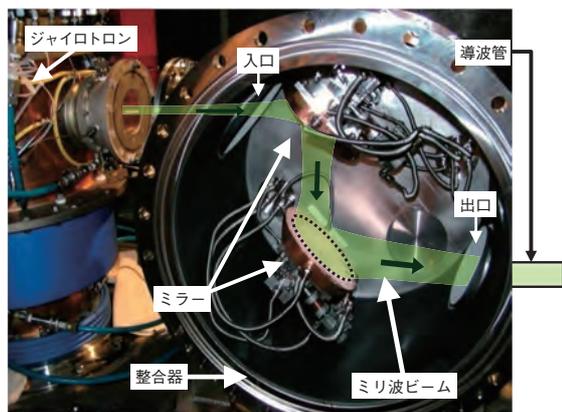


図 3-8 改良を行った準光学整合器
ジャイロトロン出力ビームを2枚のミラーを介して整形し、導波管へ正確に入射させ、高い HE_{11} モード成分を持った伝送ビームを実現します。

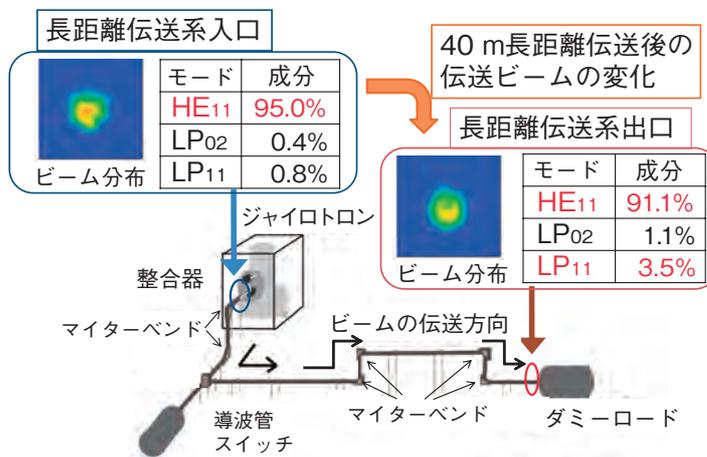


図 3-9 大電力ミリ波長距離伝送系の構成と伝送系前後での伝送ビーム分布と伝播モード成分の一覧

長距離伝送系には、複数のマイターバンドと導波管スイッチが設置されています。伝送系を介したあとも単一ピークの分布を示す高い HE_{11} モード成分を持った伝送ビームが維持されます。

電子サイクロトロン加熱・電流駆動 (EC H&CD) システムは、大電力ミリ波を用いたプラズマの加熱システムであり、ITERの主要な加熱システムになります。ITERでは、ジャイロトロンが発生させる170 GHz・1 MW出力の大電力ミリ波を、100 mを超える長距離伝送系を介して高効率で核融合プラズマに入射させます。大電力ミリ波の伝送系に用いる大型コルゲート導波管(内径63.5 mm)で高効率の伝送を実現するためには、基本伝播モード (HE_{11} モード)での伝送が必要です。そのため、ITERでは HE_{11} モード純度が高い伝送ビームを実現しなければなりません。

そこで、私たちはITER用長距離伝送系を模擬した伝送系を用い、伝送ビームの HE_{11} モード純度を向上させ、大電力ミリ波を高効率伝送する実証実験を行いました。まず、ジャイロトロンからの出力ビームを伝送系に結合する準光学整合器を改良し、 HE_{11} モード純度が高い伝送ビームの実現を目指しました。整合器は、図3-8に示すように2枚のミラーを使ってジャイロトロン出力ビームをコルゲート導波管入口に入射させる装置です。

改良した整合器は、ミラーの角度調整の精度を向上することで、 HE_{11} モード純度95%の伝送ビームを実現させました。続いて、図3-9に示す全長40 mの長距離伝送系を用いて、長距離伝送による伝播モード成分への影響を評価しました。その結果、 HE_{11} モード純度95%の伝送ビームでは、長距離伝送系の出口で HE_{11} モード純度91%を確保できることを確認しました。伝送系途中の機器の影響で4%程度の不要モード (LP_{02} , LP_{11} モード)が発生したものの、ITERのような大規模伝送系においても HE_{11} モード純度の低下を小さくできることを確認しました。

そして、40 mの長距離伝送系において、 HE_{11} モード純度が高い伝送ビームを用いた場合の大電力ミリ波のエネルギー伝送効率を計測しました。計測では、長距離伝送系の終端に接続されたダミーロードで受けた大電力ミリ波のパワーと伝送系各機器で発生した熱損失の計測データをもとに評価を行いました。その結果、40 mの長距離伝送系にて、96%の伝送効率を達成しました。この伝送効率は、ITERの長距離伝送系における伝送効率の目標を超えるものです。

●参考文献

Takahashi, K., Oda, Y. et al., High Power Millimeter Wave Experiment of ITER Relevant Electron Cyclotron Heating and Current Drive System, Review of Scientific Instruments, vol.82, issue 6, 2011, p.063506-1-063506-7.

3-4 ITERで電流分布計測の鍵を握る新型炉内ミラーを考案 -ITERポロイダル偏光計用レトロリフレクターの開発-

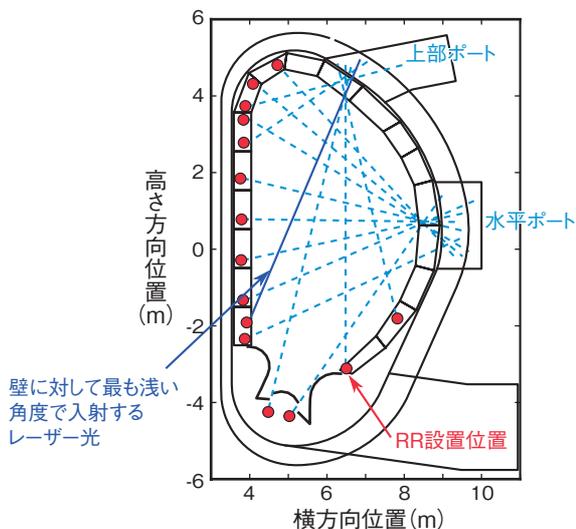


図 3-10 ITERの真空容器断面図及びITERポロイダル偏光計の入射レーザー光の光路
レーザー光を点線で、RRの設置予定位置を赤丸で示しています。

核融合の磁場閉じ込め方式のひとつであるトカマク方式において、プラズマの長時間維持・高性能化を目指した運転のためには内部磁場構造（プラズマ電流分布）を高精度に同定する必要があります。内部磁場を計測する手法としてレーザー光のファラデー回転を利用したポロイダル偏光計測が知られており、ITERにおいても採用されています（日本が開発を担当）。ITERポロイダル偏光計では真空容器内に設置されたレトロリフレクター（RR）を用いてレーザー光を反射し、入射ビームと同じ光路を辿って計測室に戻す必要があります（図 3-10）。

RRは、ブランケットモジュールと呼ばれるプラズマ対向構造物に直径約60 mmの穴を開けて、取り付けられることが計画されています。しかし、ブランケットモジュール内の冷却配管との干渉を避けて設置穴を設ける必要があります（図 3-11(a)）、特にレーザー光が浅い角度で入射する場合（図 3-10の青線）、計測上の最適位置にRRを設置できないことが懸念されました。これを解決し、最適位置への設置を可能とするため、小さなRRで構成される新型のRRアレイ（テラス型レトロリフレクターアレイ：TERRA）を考案しました。従来型のRRアレイで

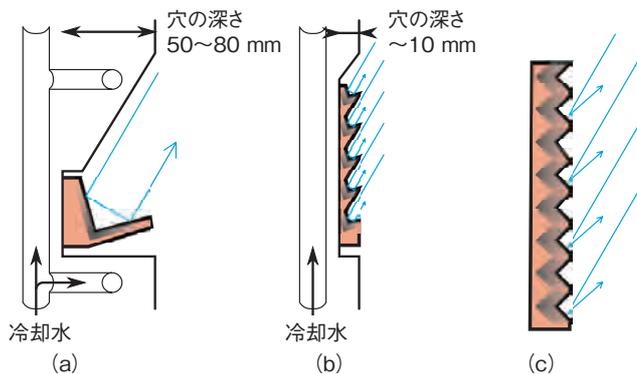


図 3-11 (a) RRを設置した時の図 (b) TERRAを設置した時の図 (c) 従来型のRRアレイ
RRの場合、冷却配管が無い所にしか設置できません。一方TERRAの場合は、設置の際の制限が少ないです。また、従来型のRRアレイでは浅い角度の入射光を入射方向に反射できません。

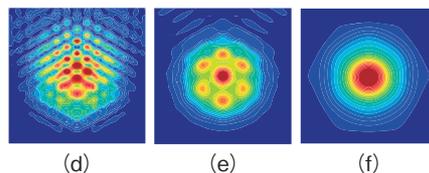


図 3-12 TERRAによって反射されたレーザー光の光強度分布 (d), (e), (f) はそれぞれ反射後 1, 2, 10 m 伝搬した時の光強度分布です。赤い所が光強度の高い場所です。

は、浅い角度で入射する光を入射方向に反射できない（図 3-11(c)）ため、TERRAではアレイを構成する小RRの角度を変更することで浅い角度の入射光を入射方向に反射できるようにしました。これにより、設置の際に制限を受けない構造を実現しました（図 3-11(b)）。また、冷却の観点からも薄い形状を持つTERRAは好ましい結果を得ています。

TERRAを構成する小RRによって反射された光は、互いに干渉し特定の方向に伝搬する性質を持っています。図 3-12はレーザー光の強度分布を表していますが、反射直後 (d) と (e) は干渉によって複雑なパターンになっています。TERRAがプラズマからの熱を受けて変形すると、伝搬方向や強度分布は変わってきます。そこで、ITERでのTERRAの変形量を見積もり、計測室に戻ってくるレーザー光の特性を評価した結果、入射レーザーパワーの約50%が計測室に帰ってくることを、レーザーの偏光にほとんど変化がないことを明らかにしました。

このように、ITERで電流分布計測を実現する上で鍵を握る新型のRRを開発し、ポロイダル偏光計の光学設計における重要な課題の解決に見通しを得ました。

●参考文献

Imazawa, R. et al., Terrace Retro-Reflector Array for Poloidal Polarimeter on ITER, Review of Scientific Instruments, vol.82, issue 2, 2011, p.023116-1-023116-5.

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 — 順調に進む先進超伝導トカマクJT-60SAの建設活動 —

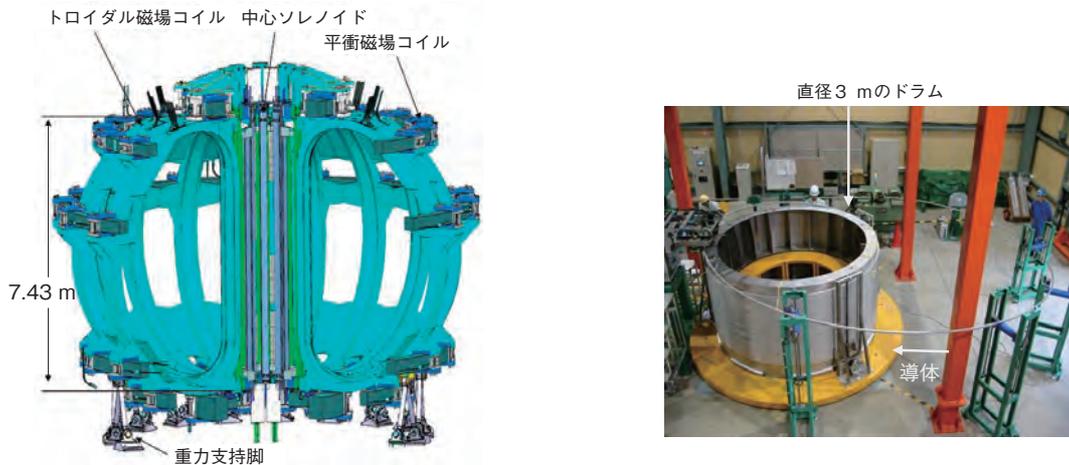


図 3-13 超伝導コイルの組立図と平衡磁場コイル導体の製作状況
欧州はトロイダル磁場コイル(18個)を、日本は平衡磁場コイル(6個)と中心ソレノイド(4モジュール)を調達します。右の写真は、那珂核融合研究所の導体製作棟における平衡磁場コイル用超伝導導体製作の様子です。

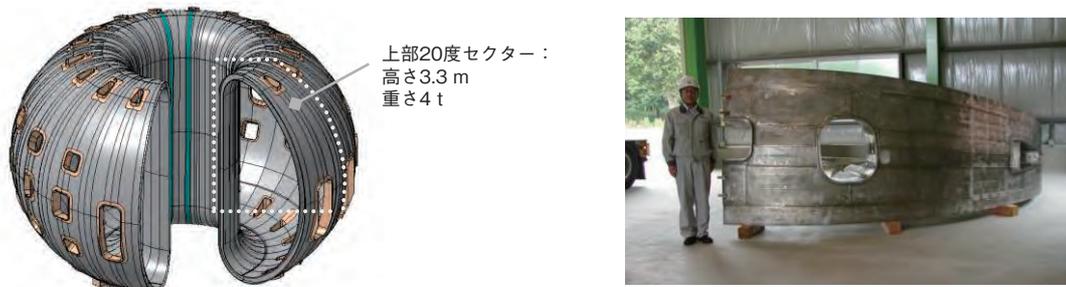


図 3-14 真空容器の組立図と試作試験体
真空容器の組立図に示される上部20度セクターの試作試験が完了し、実機の製作が工場で開催されるとともに、試験体が那珂核融合研究所の真空容器組立棟に搬入されました。

日欧協力により実施されているサテライト・トカマク計画では、各機器の設計・製作及び2012年から始まるトカマクの組立準備と2016年のファーストプラズマ達成に向けたサイト整備を含むJT-60SAの建設活動が順調に進展しました。これまでに日本分担である超伝導トロイダル磁場コイル、真空容器、ダイバータ、第一壁材料及び、欧州分担であるコイル用電源、クライオスタット、高温超伝導電流導入端子、超伝導トロイダル磁場コイルの調達取決めが日欧の実施機関（原子力機構とFusion for Energy）間で締結され、それらの技術仕様に基づき、実施機関等が産業界と契約を結び、機器の調達活動を実施しています。

超伝導トロイダル磁場コイルについては、2010年に調達取決めが締結され、超伝導導体製作の契約が開始されました。平衡磁場コイルと中心ソレノイドから成る超伝導トロイダル磁場コイルについては、那珂核融合研究所において、2009年に導体製作棟及び全長80 mのコイル巻線棟が完成し、2010年より630 mのジャケッティング・ラインを用いた平衡磁場コイル導体の製作が始まりました

(図 3-13)。

真空容器については、2010年に工場での真空容器の試作試験が完了し、実機の製作が開始されました(図 3-14)。那珂核融合研究所では、真空容器組立棟が完成し、工場から那珂核融合研究所に搬入される内・外側の40度セクター（ドーナツ状の容器の高さは約6.6 m）を溶接するための準備が整いました。真空容器内で使用される第一壁材料のための炭素繊維強化複合材の調達も順調に進んでいます。

建設活動と並行して、那珂核融合研究所ではJT-60施設の解体作業が予定通り進捗し、実験棟内にある加熱装置の一部や中性子遮へい壁、計測架台等が撤去されました。また、将来の実験運転に向け、2011年2月にJT-60SAリサーチプラン「国内案」が、原子力機構70名と大学等66名（13研究機関）の研究者で策定され、現在この案をもとに、9カ国にわたる18研究機関の欧州研究者70名とともに総勢200名でリサーチプラン「日欧案」の検討を進めています。

●参考文献

Ishida, S. et al., Overview of the JT-60SA Project, Nuclear Fusion, vol.51, no.9, 2011, p.094018-1-094018-12.

3-6 自発的に多段階で変化する電場構造を発見 — 閉じ込め改善モードの理論モデルに対する新しい知見 —

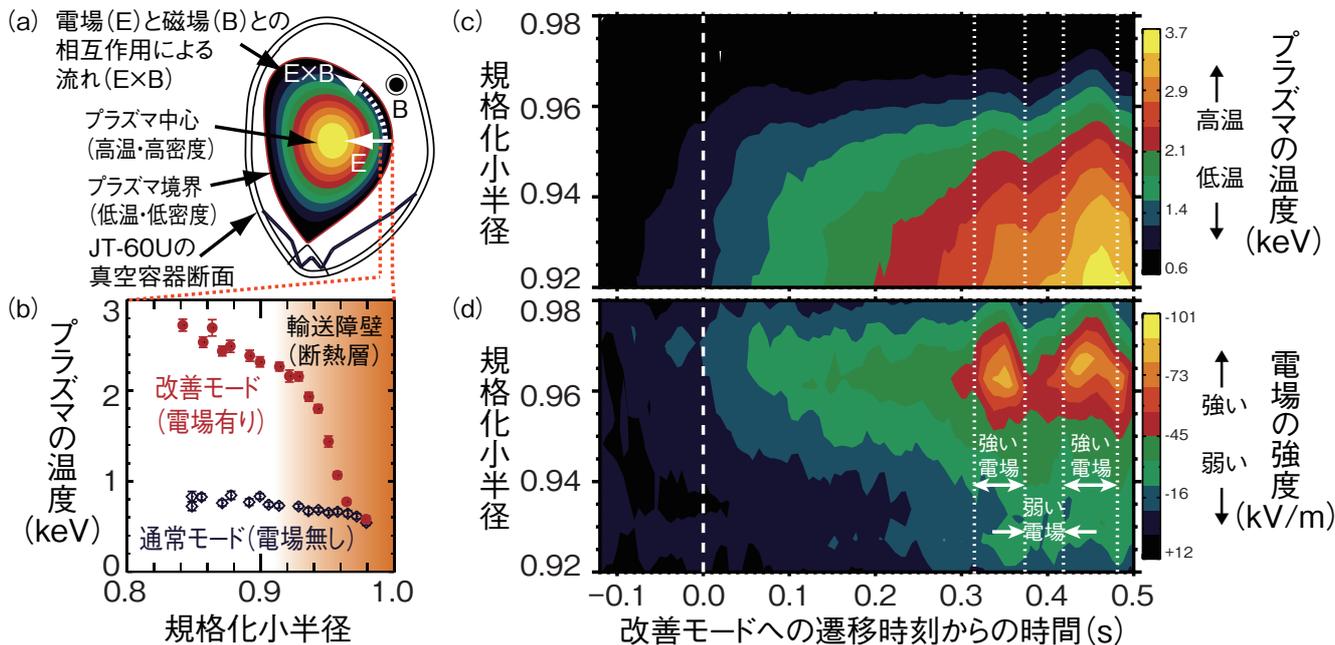


図 3-15 プラズマ断面図 (a) と温度分布 (b) 及びプラズマ温度 (c) と電場 (d) の時空間構造 (等高線)
閉じ込め改善モードではプラズマ境界近傍に輸送障壁 (断熱層) が形成されます。理論的に予測されているように、改善モードへの遷移時に電場が発生し輸送障壁が成長しますが、その後、プラズマの状態 (温度や密度) とは無関係に (つまり自発的に) 電場だけが過渡的にかつ多段階的に大きく変動する現象が観測されました。なお、(b) の横軸、(c) 及び (d) の縦軸の規格化小半径は 0 がプラズマ中心位置、1 がプラズマ境界位置に対応し、図中ではプラズマ周辺部のみが表示されています。

ITERに代表される装置では、経済性の高い核融合炉の実現を目指して、建設コストに直接反映するプラズマ閉じ込め用の磁場強度を極力抑えつつコンパクトで高出力を得られるプラズマ閉じ込め方式が世界各国で開発されてきました。

そのひとつの手法 (ITERの標準運転として規定されている) がプラズマ境界近傍で発生する「輸送障壁」と呼ばれる断熱層を利用するものです。図 3-15 プラズマの温度分布図 (b) に示すように、輸送障壁のある閉じ込め改善モードでは、通常モードと比べてプラズマの温度と密度が周辺部で棚上げされて、プラズマ圧力 (温度×密度) が約 2 倍上昇します (核融合出力は約 4 倍上昇)。この現象には、プラズマ境界に発生する“電場”が重要な役割を果たしていることが理論的にも予測されています (図 3-15(a))。ITERのような自律性の高い核燃焼プラズマでも確実に閉じ込め改善モードを発生させ、その状態を制御するためには、電場の発生機構を理解する事が重要な鍵となります。

今回JT-60装置では、ITERに近い磁場条件を模擬して

閉じ込め改善モードを発生させて、プラズマ境界部における電場の詳細な時空間構造を高時間・空間分解能を持つ分光計測器を用いて明らかにしました。

図 3-15 プラズマの温度 (c) 及び電場の強度 (d) の等高線図では、時刻 0.0 s で電場が発生して閉じ込め改善モードへの移行後に輸送障壁部の温度が上昇していますが、その途中 (0.3~0.5 s 付近) で電場の強度が急激に変動する (約 2 倍) 複雑な振る舞いが観測されました。閉じ込め改善モードの初期状態 (時刻 0.0~0.3 s) では、電場の強度と輸送障壁部の温度とがほぼ 1 対 1 に対応して成長していることに対して (理論モデルの予測通り)、時刻 0.3~0.5 s 付近では電場の強度が約 2 倍変動しているにもかかわらず輸送障壁はある程度成長した状態で緩やかに成長し続けている事が分かります。

これらは閉じ込め改善モードに関する従来の理論モデルでは予測できなかった実験結果で、世界に先駆けた新しい知見です。現在、電場の多段階的構造の発生条件を解明するために、外部制御によって電場を変化させた場合のプラズマの応答に関する解析を進めています。

●参考文献

Kamiya, K. et al., Observation of a Complex Multistage Transition in the JT-60U H-mode Edge, Physical Review Letters, vol.105, issue 4, 2010, p.045004-1-045004-4.

3-7 国際研究グループを主導して比較実験を企画・実施 —ITERのための中性粒子ビーム電流駆動理論の検証を目指して—

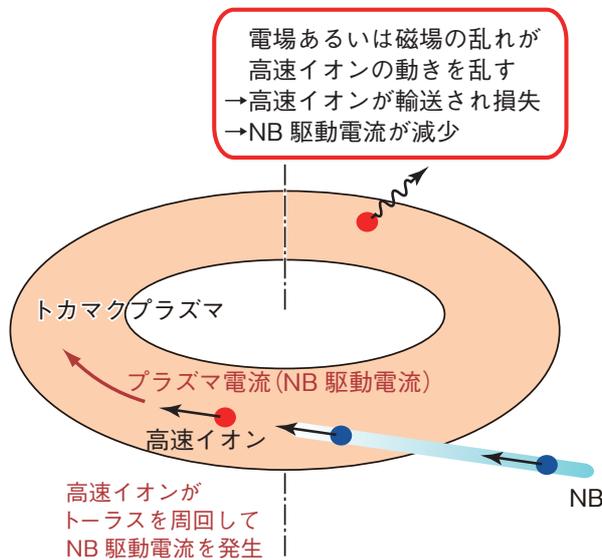


図 3-16 トカマク装置における中性粒子ビーム(NB)電流駆動の原理と乱れによる高速イオンの輸送
入射されたNBの電離により生じた高速イオンはトラス状のプラズマ中を周回してNB駆動電流を発生します。電場あるいは磁場の乱れにより高速イオンの動きが乱されて損失するとNB駆動電流も減少します。

トカマク装置では核融合に必要な超高温のプラズマをプラズマ中に流れる電流(プラズマ電流)の作る磁場によって閉じ込めます。閉じ込められたプラズマの性能はプラズマ電流の空間的な分布に依存することが知られています。図3-16のように中性粒子ビーム(NB)をプラズマ中に入射すると、プラズマとの衝突で電離して高速イオンとなり、トラス状のプラズマ中を周回して電流を発生します(NB電流駆動)。NB電流駆動は高性能プラズマに最適なプラズマ電流の分布を作り維持するために必要です。

このNB駆動電流が理論通りに流れるかはITERの目標とする定常運転シナリオの実現にかかわる重要事項です。理論の検証のためには、入射エネルギー(E_b)等のNBのパラメータやプラズマが大きく異なるトカマク装置を活用して広範なパラメータ領域でNB駆動電流を測定し理論値と比較する必要があります。そこで私たちは全世界的な核融合プラズマ研究コミュニティである国際トカマク物理活動を主導して、世界の主要なトカマク装置(AUG(独), DIII-D(米), JT-60U(日), MAST(英))による比較実験を企画・実施しました。

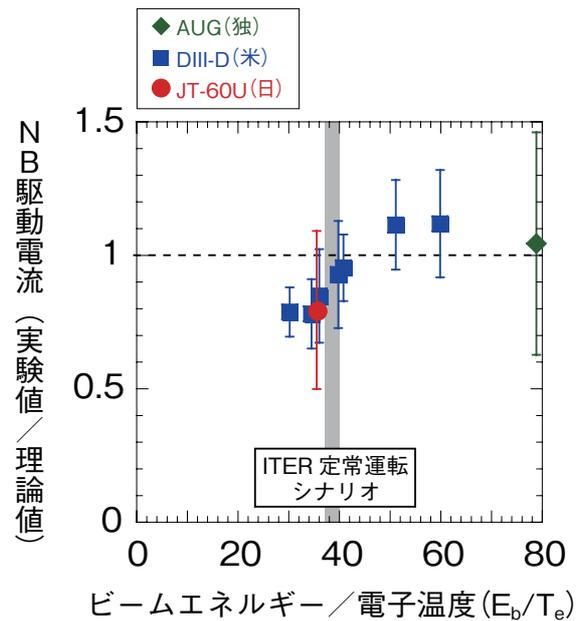


図 3-17 実験的に評価したNB駆動電流の理論値との比、NB入射エネルギーと電子温度の比(E_b/T_e)に対する依存性
 E_b/T_e 値が小さいほどNB駆動電流を担う高速イオンの電場の乱れによる輸送が増加します。

測定したNB駆動電流はおおむね理論と一致しましたが、強い加熱や電流駆動をして電子温度 T_e やプラズマ圧力が高くなる場合には実験値が理論値よりも小さくなる傾向が見られました。これはプラズマ中に発生する乱れが高速イオンに影響するためと考えられます。そこで乱れの一種である電場の乱れが高速イオンに与える影響の指標(E_b/T_e)を横軸にとり、実験的に評価したNB駆動電流の理論値からのずれを調べたところ、三つのトカマク装置の結果は一つのトレンドに乗ることが分かりました(図3-17)。グレーで示したITER定常運転シナリオで想定される E_b/T_e の近くでは測定誤差の範囲内で理論値と一致しましたが、 E_b/T_e が更に減少すると実験値が理論値に対して減少する傾向が見られました。ただしこの領域では、もう一つの乱れである磁場の乱れが高速イオンに与える影響の指標であるベータ値(プラズマ圧力)も高くなる傾向にありましたので、電場あるいは磁場の乱れのいずれが支配的かを同定するには至っていません。このため、 E_b/T_e とベータ値の効果を切り分ける実験、乱れの強さの直接測定及び、乱れの高速イオンへの影響を評価する手法を検討しています。

●参考文献

Suzuki, T. et al., Experimental Investigation and Validation of Neutral Beam Current Drive for ITER through ITPA Joint Experiments, Nuclear Fusion, vol.51, no.8, 2011, p.083020-1-083020-8.

3-8 核融合反応によるプラズマの回転生成の可能性を探る — アルファ粒子による自発的なトルク生成 —

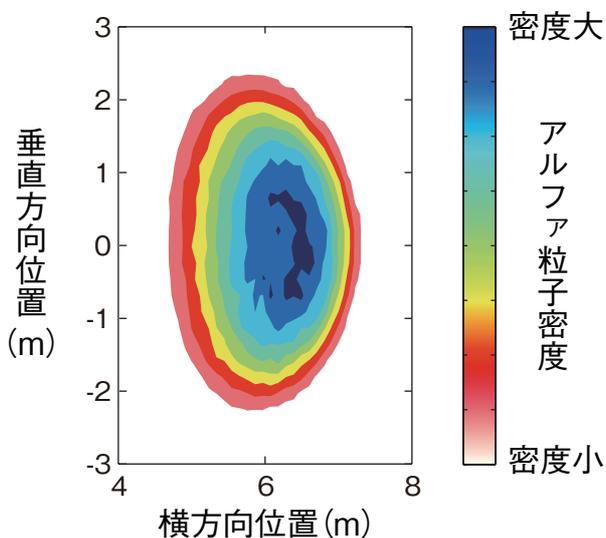


図 3-18 等方に生成されたアルファ粒子密度の分布
楕円形に見えるのはプラズマの断面形状であり、同心円状に同色が分布していることから、アルファ粒子は円周方向に対して均等に発生していることが分かります。また、プラズマ圧力の高い中心でより多くのアルファ粒子が生成しています。

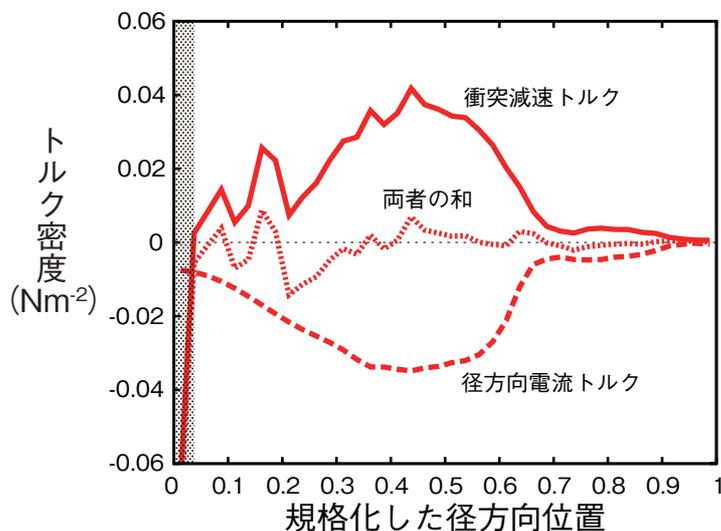


図 3-19 アルファ粒子が作るトルク密度の径方向分布
アルファ粒子密度の高い領域で、正(プラズマ電流方向)の衝突減速トルクと負の径方向電流トルクが生じており、数値誤差の範囲内で両者は打ち消しあっていることが分かります。左の網掛けの部分は統計誤差が大きく結果が有意でない部分を表しています。

高圧力の核融合プラズマを定常に維持するためには、プラズマに内在する様々な不安定性を抑える必要があります。不安定性抑制の有力な候補としてトーラス状のプラズマを大周(トロイダル)方向に回転させる方法があり、現在のトカマク実験では中性粒子ビーム入射(NBI)で生成された高速粒子によるトルク入力によって回転を制御しています。ところが核融合炉ではNBIによるトルクが現在ほど高くないことが分かっており、核融合反応で生成される高エネルギーのアルファ粒子が自発的なトルクを生むかどうかに関心が集まってきました。

高速粒子が作るトルクには、高速粒子とプラズマ粒子の衝突による衝突減速トルクと、磁場中の高速粒子の運動が引き起こす電流による径方向電流トルクがあります。アルファ粒子はNBIが作る高速粒子と異なり方向に偏りを持たず等方に生成されるため(図3-18)、いずれのトルクも生まないと考えられてきました。高速粒子軌道を追跡する大規模計算コードOFMCを改良して径方向電流トルクを正確に評価できるようにしたのち、核融合炉原型炉サイズのプラズマにおいてアルファ粒子の挙動を調べたところ、アルファ粒子生成分布が中心にピークした空間勾配を持つために、衝突減速トルクと径方向電

流トルクはいずれも有限であることが分かりました。これらの大きさはNBIによるトルク入力と同程度でしたが、トルクの向きは前者がプラズマ電流と同方向、後者が逆方向となって鏡対称の分布を作るため、足し合わせた正味のトルクはゼロとなりました(図3-19)。この事実は、理想的なトカマクではアルファ粒子による自発的なトルクは生じないことを表しており、トロイダル角運動量の保存と符合します。

しかし、このことは同時に実際の核融合炉において正味のトルクが生じることも意味しています。現実のトカマク装置ではトロイダル磁場コイルの数が有限であるためにトロイダル方向に磁場のリップル(微小な凸凹)が生じており、リップルは高速イオンの径方向輸送を増加させるため、主に径方向電流トルクが増加します。そのため、理想的な状態では釣り合っていた両トルクのバランスが崩れ、プラズマ電流と逆方向の正味のトルクが生成されます。装置ごとに異なるこのトルクを見積もることで、はじめて不安定性の抑制に必要なトルクの追加分を評価することができるため、核融合炉の設計に影響する重要な成果となっています。

●参考文献

Honda, M. et al., Alpha Particle-Driven Toroidal Rotation in Burning Plasmas, Nuclear Fusion, vol.51, no.7, 2011, p.073018-1-073018-9.

3-9 核融合原型炉に向けて

—幅広いアプローチ活動・国際核融合エネルギー研究センター事業—

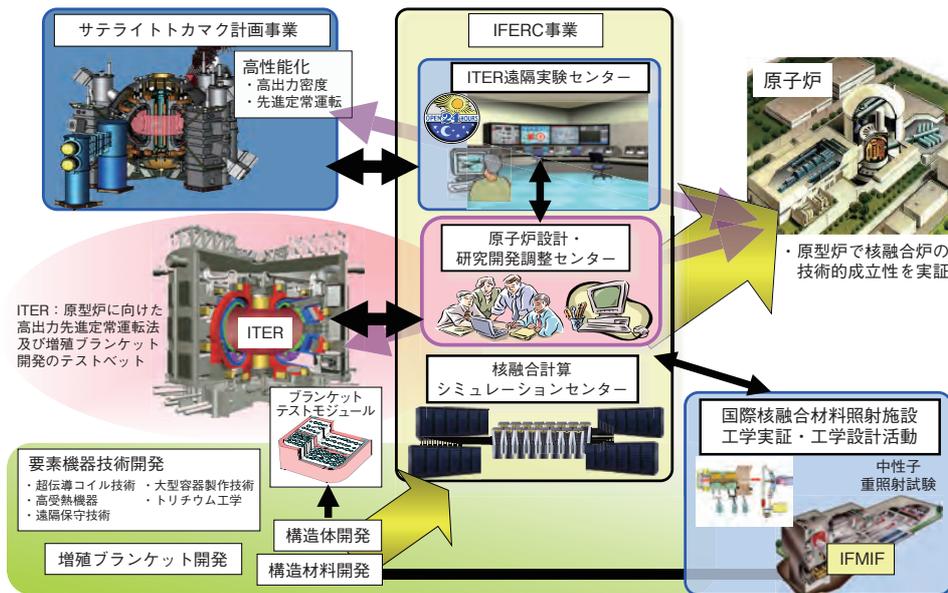


図3-20 BA活動・IFERC事業の計画概要

原型炉設計・研究開発調整、核融合計算シミュレーション及びITER遠隔実験センター活動の三つからなるIFERC事業は、他の2事業と協調しつつITER計画を支援し、核融合エネルギーの早期実現を目指しています。

	2007	2008	2009	2010	2011	2012	2013	2014	2015	2016	2017
原型炉設計・研究開発調整センター		ワークショップ			日欧共同作業						
核融合計算シミュレーションセンター		準備/調達				スーパーコンピュータの運用					撤去
ITER遠隔実験センター							準備1		準備2	運用	
建屋		設計	建設	整備	メンテナンス						

国際核融合エネルギー研究センター事業（IFERC事業）は、ITER計画を支援しつつ核融合エネルギーの早期実現のため、青森県六ヶ所村において我が国と欧州で実施する10年間の国際共同プロジェクトのひとつです。IFERC事業では、(1)原型炉設計・研究開発調整センター(2)核融合計算シミュレーションセンター(3)ITER遠隔実験センターを推進しています（図3-20）。ITER遠隔実験センターに関する活動は、ITER計画と調整しつつ活動期間の後半から本格的に開始する予定です。

原型炉設計・研究開発調整センターの原型炉設計活動では、原型炉の特徴、共通概念等の原型炉設計のための共通基盤の構築を目指しています。核融合原型炉の考え方において、発電規模、運転手法、メンテナンス手法等々に日欧間には相違があります。このような原型炉要件の相違は炉の大きさや機器構成に大きく影響を及ぼすので、最初の3年間（第一期活動）を日欧専門家によるワークショップを通して、原型炉の役割、設計制約、ロードマップ、設計概念等について意見交換を行い、後半の第二期活動で実施する日欧共同設計作業に向けた共通項目の洗い出しを行いました。

また、原型炉研究開発活動としては、原型炉実現に向

けた日欧の共通認識に基づいたブランケット開発に関連した五つの研究分野、(1)SiC/SiC複合材料(2)トリチウム工学(3)低放射化フェライト鋼(4)先進中性子増倍材料(5)先進トリチウム増殖材料に関する研究開発を実施しています。2011年までに六ヶ所村の研究施設に導入する実験機器の整備を着々と進めます。

核融合計算シミュレーションセンターの活動では、BA運営委員会の下、特別作業グループを組織してスーパーコンピュータの要求性能評価やベンチマークコードの評価・選定、技術検討等を精力的に行いました。その結果、欧州が調達するスーパーコンピュータ、周辺機器及び関連サービスに関する調達取り決めが締結されました。2012年から運用を開始するスーパーコンピュータでは、ITERやJT-60SA等におけるシミュレーション研究、実験データ解析研究、核融合材料研究及び原型炉設計研究等を実施する予定です。

核融合エネルギー早期実現を目指した核融合原型炉研究開発に向けて、日欧の国際協力で推進するIFERC事業は順調に進展しており、第二期活動の研究活動段階での成果が期待されます。

●参考文献

Araki, M. et al., Progress of IFERC Project in the Broader Approach Activities, Fusion Engineering and Design, vol.85, issues 10-12, 2010, p.2196-2202.

3-10 炉心プラズマ温度分布の形成機構を解明

— 第一原理計算によるプラズマ輸送現象の数値実験コードを開発 —

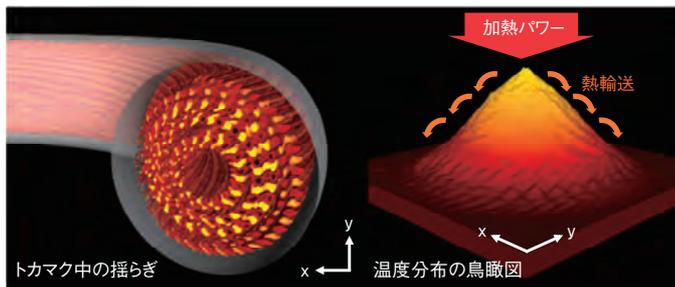


図 3-21 乱流輸送現象を引き起こす揺らぎ(静電ポテンシャル)の構造(左図)と温度分布の鳥瞰図(右図)
炉心の加熱パワーとそれを周辺領域に運ぶ乱流輸送現象のバランスによって炉心温度(山の高さ)が決まります。

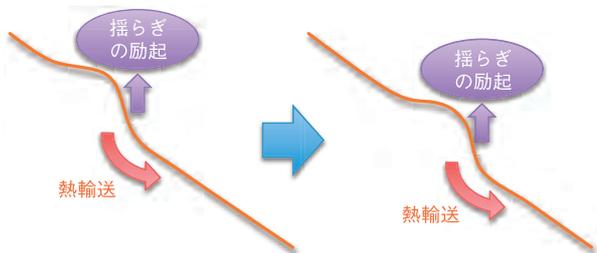


図 3-22 温度揺動と乱流輸送現象の相互作用によって伝搬する雪崩的な熱輸送

温度揺動によって発生する局所的に急峻な温度勾配が揺らぎを励起して乱流輸送現象を引き起こし、温度揺動をドミノ倒しのように雪崩的に伝搬させていきます。

核融合炉心の温度分布は炉心出力を決める重要な要因となっているため、できるだけ高い炉心温度を達成することが望まれます。しかしながら、実験では温度勾配の大きさがある一定値以下に制限されて、炉心温度の上昇が妨げられる「温度分布の硬直性」と呼ばれる現象がしばしば観測されます。温度分布はプラズマの加熱パワーとプラズマ中に励起される揺らぎがもたらす乱流輸送現象のバランスによって決定されますが、温度分布を固定入力パラメータとして乱流輸送現象を評価するタイプの従来の数値実験では、温度分布を強く制限する、あるいは、一定の温度勾配を維持するように熱輸送が大きく変化する現象を十分に説明できませんでした。

そこで、実験と同様に加熱パワーを与えた状態の下で乱流輸送現象と温度分布形成を同時に第一原理計算で発展させることにより、乱流輸送現象と釣り合った状態にある温度分布を自己無撞着に決定できる新たな数値実験コード(図 3-21)を開発し、「温度分布の硬直性」が発生する機構を調べました。その結果、このような釣り合

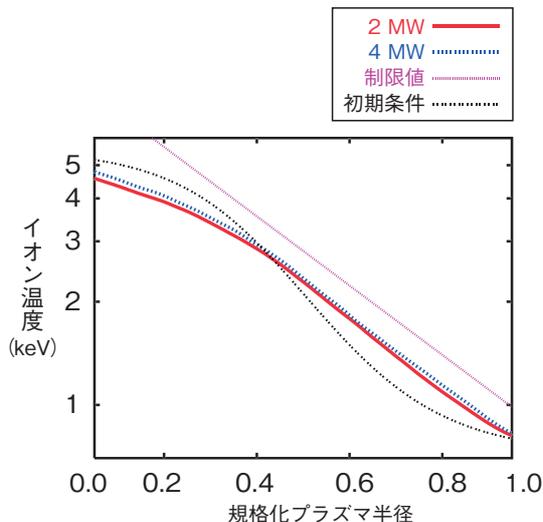


図 3-23 加熱パワーの異なる数値実験で観測した温度分布(対数プロット)

二つの数値実験は初期条件に依存しないほぼ同じ温度分布を示し、その温度勾配はある一定の制限値に拘束される「温度分布の硬直性」を示しています。この数値実験では加熱パワーを増大してもそれに比例して雪崩的な熱輸送が増大し、一定の制限値以下に温度分布が維持されていることが分かりました。

この状態にある温度分布では加熱パワーを増加させても温度分布をほとんど変えずに熱輸送だけが增大するという、砂山に砂を落としても一定の高さを保って砂が流れ続けるのと同様の輸送現象が「温度分布の硬直性」をもたらしていることが分かりました(図 3-23)。この輸送現象は温度分布の揺動と乱流輸送現象の相互作用がもたらす雪崩的な熱流束の大域的な伝搬によって発生します(図 3-22)。また、砂山の雪崩では勾配の凹凸が逆方向に伝搬するのに対し、プラズマ中の雪崩では温度勾配の凹凸どちらかが卓越して片方向に伝搬し、その向きはプラズマ半径方向の電場構造(勾配の符号)によって決まることが分かりました。この結果は、プラズマ中の電場構造を変化させることによって雪崩的な熱輸送の特性を制御できる可能性を示唆しています。

以上の発見は「温度分布の硬直性」を第一原理計算で解明した世界初の成果であり、ITERや原型炉におけるプラズマ輸送特性を評価・予測するための基礎を与えます。

●参考文献

Idomura, Y. et al., Study of Ion Turbulent Transport and Profile Formations using Global Gyrokinetic Full- f Vlasov Simulation, Nuclear Fusion, vol.49, no.6, 2009, p.065029-1-065029-14.

3-11 核融合炉で発生する中性子を加速器で作るための小型トリチウムターゲットを製作 —小型トリチウムターゲットの安定調達に目処—

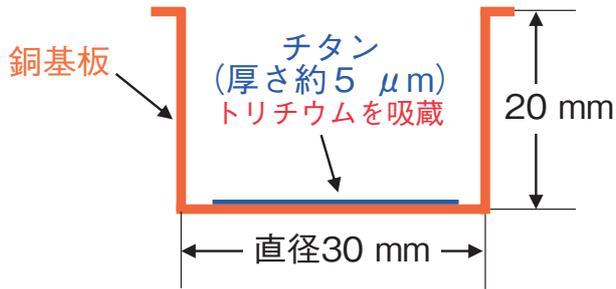


図3-24 小型Tターゲット断面図
薄いチタン層に約400 GBqのトリチウムを吸蔵しています。

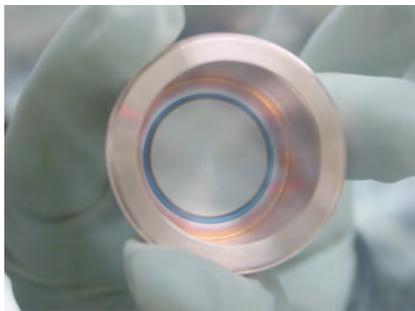


図3-25 製作した小型Tターゲット
中央の銀白色部分がトリチウム吸蔵チタン層です。

核融合炉では、重水素と三重水素（トリチウム）を高温のプラズマ状態にして核反応を起こし、14 MeVのエネルギーの中性子を発生させ、この中性子のエネルギーを熱に変える（発熱）ことにより発電を行います。また、この中性子をリチウムを含む物質に照射して核融合炉の燃料であるトリチウムを核融合炉の中で作ります（トリチウム生産）。一方、安全のために、この中性子を核融合炉の施設外に漏れないようにする（遮へい）必要があり、また、核融合炉の機器に中性子が当たってできた放射性物質（放射化）による作業員の被ばくも抑えなければなりません。核融合炉の開発の中で、このような発熱、トリチウム生産、遮へい、放射化をどの程度正確に設計で予測できるかを明らかにすることが大きな課題のひとつになっています。

原子力科学研究所にある核融合中性子源施設（FNS）では、重水素を350 kVの静電場で加速し、加速した重水素ビームをトリチウムターゲット（Tターゲット）に当てることにより、核融合炉で発生する中性子を作り、この中性子を用いて、上記課題に対する研究を行っています。Tターゲットは銅製基板にチタンを薄く蒸着し、そのチタン層にトリチウムを吸蔵させたもので、FNSでは

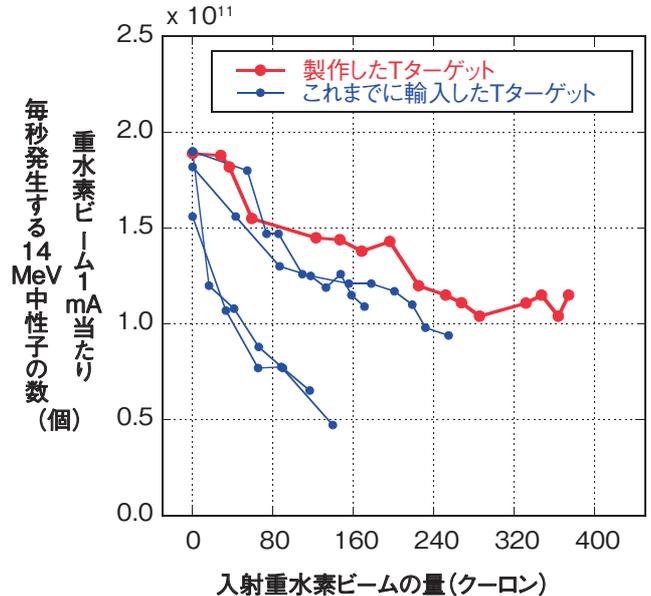


図3-26 入射重水素ビームの量による発生中性子数の変化
Tターゲットに当たる重水素の量が増えるにつれ14 MeV中性子の発生量が減ってきます。製作したTターゲットはこれまでに輸入したTターゲットよりも減り方が少なく、品質が優れていることが分かりました。

直径3 cmの小型Tターゲット（図3-24）を使っています。Tターゲットを製作するには、大量のトリチウムを取り扱うことのできる施設及びトリチウムを薄いチタン層に十分に吸蔵させるための技術が必要であるため、フランスのメーカーが市場を独占していました。

銅製基板に蒸着したチタン層に不純物が付着しているとトリチウムを吸蔵させることができず、この不純物を取り除くことがTターゲット製作の最大の課題でした。重水素ガスを用いたコールド試験を何度も繰り返すことにより、不純物の主成分が水分であることを特定し、この不純物を除去するための加熱吸蔵装置を開発しました。この加熱吸蔵装置を、原子力科学研究所にある大量のトリチウムを取り扱うことのできるトリチウムプロセス研究棟（TPL）のグローブボックス内に設置し、輸入品とほぼ同量（約400 GBq、約1 mg）のトリチウムを吸蔵した小型Tターゲットを8個同時に製作することに成功しました（図3-25）。FNSで製作したTターゲットの発生中性子量の入射重陽子ビーム量ごとの変化を調べた結果、輸入品よりも入射重陽子ビーム量による減衰が少ない（図3-26）ことを確認しました。

●参考文献

Tanaka, S. et al., Prototype Manufacturing of Small Tritium Target inside JAEA, Journal of Plasma and Fusion Research SERIES, vol.9, 2010, p.338-341.

3-12 核融合原型炉材料の実証のために —世界最大のIFMIF/EVEDAリチウム試験ループの設計と建設—



図 3-27 完成したIFMIF/EVEDA液体Li試験ループ
Li保有量は2.5 t (5000 ℓ)、高さ20 m×幅15 m×奥行き15 mの3フロア構造であり、最上部の密封容器内に試験部であるターゲットアセンブリがあります。

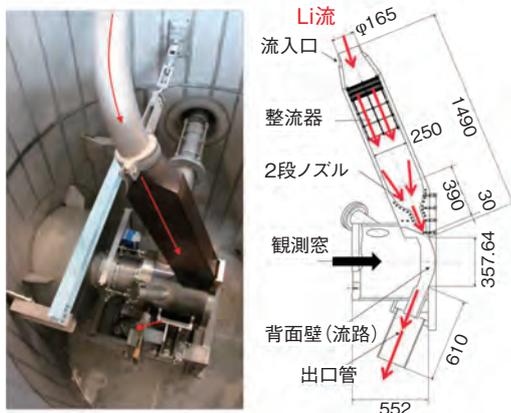


図 3-28 ターゲットアセンブリの構造 (単位 mm)
流入口から流れ込んできたLiは整流器、2段ノズルを通して、高流速のLiターゲットになり、背面壁を流れます。



図 3-29 Liターゲットの様子
性能試験では、最終的にLiターゲットの流れを生成することに成功し、安定に流れることを確認しました(図 3-28中の観測窓を通して、CCDカメラで撮影しました)。

核融合炉に用いる材料を開発するためには、候補材料に対して中性子による損傷を評価する必要があります。それに向けて、材料の照射試験を行う施設「国際核融合材料照射施設」(IFMIF)の工学実証・工学設計活動(EVEDA)が、BA活動のひとつとして実施されています。IFMIFはリチウム(Li)と重水素の核反応を利用した加速器駆動型中性子照射施設で、重陽子ビームがターゲットになる溶融Li中に入射され中性子が発生します。EVEDAでは、Liターゲット施設の主要テーマとして、IFMIFのLiターゲット施設を模擬したEVEDA Li試験ループ(ELTL)を建設しました。今後、約2年間に渡ってELTLを試験運用することで、将来IFMIFを建設する際に必要なデータを取得し、実機の工学設計を完成させることを目的としています。

ELTLは、2009年からおよそ2年をかけて大洗研究開発センター建屋内での建設及び機能試験を終え、2011年3月10日に完成しました(図 3-27)。ELTLは、約300℃に加熱した約2.5 tのLiを、ターゲットアセンブリ(TA)において平均流速15 m/s、厚さ25 mm、幅100 mm

(IFMIF実機の約1/3)で流し、帯状のLiターゲットを作ることができる装置です。TAはELTLの最上段に据え付けられており、Liがノズルから吐出され背面壁に沿って流れる構造になっています(図 3-28)。2段ノズルの形状は流体理論から導き出されたもので、最大20 m/sの流速においてもターゲットの流れを安定に保つことができます。Liは円弧状の背面壁に沿って高速で流れることにより、遠心力が与えられ、重陽子ビームの熱による沸騰を防ぐ設計となっています。

工事完了後に行われた機能試験では、(1)Liインゴットの装置内への充てん、(2)ループ内へのLiのチャージ、ドレン運転、(3)Li循環試験、などを実施しました。(3)では、本装置の各機器単体としての性能試験を実施し、要求性能を満足することを確認しました。最終的には、アルゴンガス中(0.12 MPa)において、流速5 m/sの条件のもと、安定なLiターゲットを作り出すことに成功しました(図 3-29)。今後は、Liターゲットの安定性やLi中の不純物除去について調査し、IFMIFの工学設計に反映する計画です。

●参考文献

Kondo, H. et al., Design and Construction of IFMIF/EVEDA Lithium Test Loop, Journal of Engineering for Gas Turbines and Power, vol.133, issue 5, 2011, p.052910-1-052910-6.

量子ビームテクノロジーの展開



図 4-1 原子力機構の量子ビーム施設群と研究開発分野

量子ビームの優れた機能

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きます。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）。

量子ビーム応用研究の展開

原子力機構では、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先進ビーム技術開発を進めるとともに、量子ビームの優れた機能を総合的に活用し、物質・材料、環境・エネルギー、医療・バイオ応用分野の先端的研究開発を推進することにより、グリーンイノベーション、ライフイノベーションに結び付く革新的成果を創出して、科学技術・学術の発展や産業の振興に貢献することを目指しています（図 4-1）。

最近の研究成果

最近の代表的成果として、先進ビーム技術分野では、次世代光源実現への道を拓く電子ビーム源開発、高輝度 X 線源実現に向けた高速飛翔鏡技術の高度化、世界最先端の軟 X 線偏光制御・解析技術の開発が挙げられます（トピックス 4-1～4-3）。

物質・材料分野では、中性子と水素核のスピン偏極に着目した新規コントラスト変調法、散乱 X 線偏光解析による励起電子の軌道状態識別法、コヒーレント X 線によるマルチスケール観察法を世界に先駆け創出し、超伝導、磁性、誘電材料等の構造・機能解析への適用を進めています（トピックス 4-4～4-6）。

環境・エネルギー分野では、X 線吸収分光による水素貯蔵材の水素放出メカニズムの解明、産業上重要なレアアースを選択的かつ効率的に吸着できるフェナントロリンアミドやグラフト重合捕集材の開発、電子線と触媒を併用した実規模排ガス処理装置の開発などに成功しており、トピックス 4-7～4-10 で解説します。

医療・バイオ応用分野では、中性子結晶構造解析の手法で、タンパク質の働きを支える低障壁水素結合の存在を実証しました。また、粒子線照射で生体中に生じる水分子イオンの電場が DNA 損傷に及ぼす効果を提唱するとともに、植物細胞の遺伝情報が照射直後だけでなく、細胞分裂を経た後も変化することを突き止めるなど、優れた成果を挙げています（トピックス 4-11～4-13）。

4-1 世界一明るく強い電子ビーム源の実現へ —次世代光源のための500 kV光陰極直流電子銃の開発—

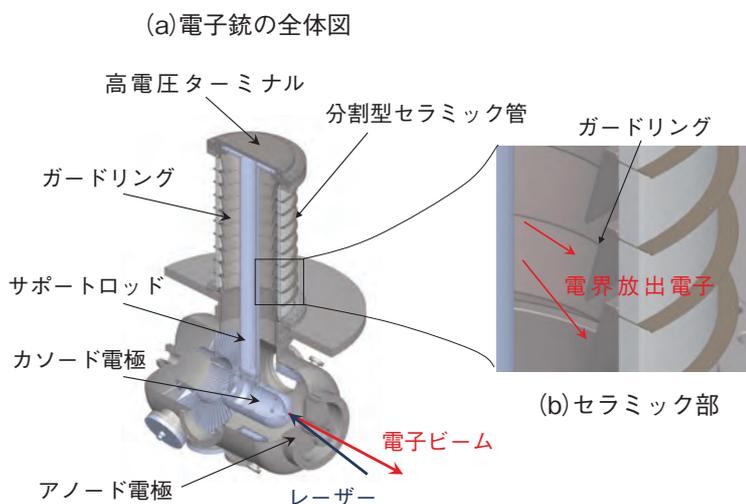


図 4-2 分割型セラミック管とガードリング

(a) セラミックの中央部にサポートロッドが通り、先端部にカソード電極が設置されています。カソード電極の先端部に光陰極が固定され、そこへレーザー光を照射することで電子ビームが生成されます。(b) セラミック管にはその分割部にガードリングを設け、電界放出電子が管壁に直接当たらないようにします。

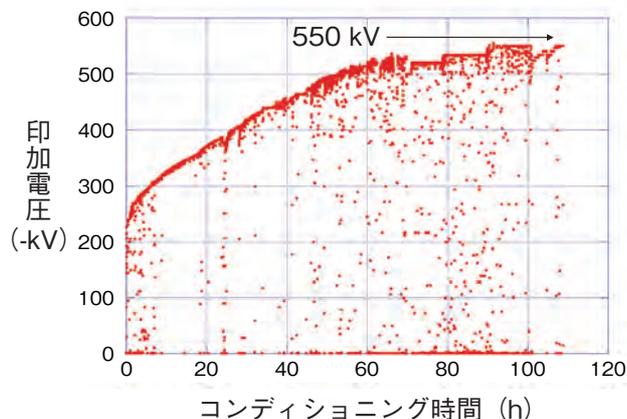


図 4-3 高電圧コンディショニング履歴

コンディショニングとは微小な放電を繰り返しながら、電極表面の放電しやすい箇所をなくし、安定にかけられる電圧を徐々に上げていく過程です。

これまでの光源に比べて3桁以上強い光源（次世代光源）の実現により、放射性同位体の非破壊分析，貨物中の核物質や爆発物の検知，化学反応リアルタイム観測，生体細胞の高分解能イメージングが可能になります。この次世代光源は、電子線加速技術を基盤とするものであり、世界中の研究機関で研究開発が活発に進められています。

この光源を実現するための最も重要な鍵となる技術が、光陰極を用いた電子銃でのビーム生成技術です。この電子銃では、明るく強い電子ビームを得るために、レーザー光で陰極内の電子を励起して電子ビームを生成する光陰極と直流高電圧による加速を採用しています。陰極で発生させた電子同士の反発力のために電子ビームがぼけてしまうので、反発力を十分に小さくするために500 kV以上の加速電圧が必須とされてきました。しかし、この電子銃で加速電圧500 kVを達成することは容易ではなく、世界の次世代光源開発計画が開始された2002年頃から現在まで、様々な開発が行われてきましたが、350 kVが最大の加速電圧でした（米国ジェファーソン

研究所、2005年）。

光陰極電子銃で明るく強い電子ビームを得るためにカソード-アノード電極間隔を短くする必要があり、セラミック管中央をサポートロッドが貫通する構造を取らざるを得ませんでした（図 4-2 (a)）。この構造のために加速電圧500 kV以上を印加しようとする、サポートロッドからの電界放出電子を起因とする放電によりセラミック管が破損するという問題がありました。

私たちは、電圧を一様に印加できる分割型セラミック管とその中央に設置されるサポートロッドからの電界放出電子がセラミック管壁に衝突することを防ぐためのガードリングを採用し（図 4-2 (b)）、その形状の最適化を行いました。

その結果、100時間以上をかけて慎重に高電圧コンディショニングを行い、電源の最大出力電圧550 kVまでのコンディショニングを達成し、加速電圧500 kVの安定な印加に成功しました（図 4-3）。この成功により、世界一明るく強い電子ビームが発生可能となり、次世代光源の実現が可能になりました。

●参考文献

Nagai, R. et al., High-Voltage Testing of a 500-kV DC Photocathode Electron Gun, Review of Scientific Instruments, vol.81, issue 3, 2010, p.033304-1-033304-5.

4-2 光速飛翔鏡の反射率を向上

— プラズマ中に励起されるプラズマ波によるレーザー光の高効率反射を実証 —

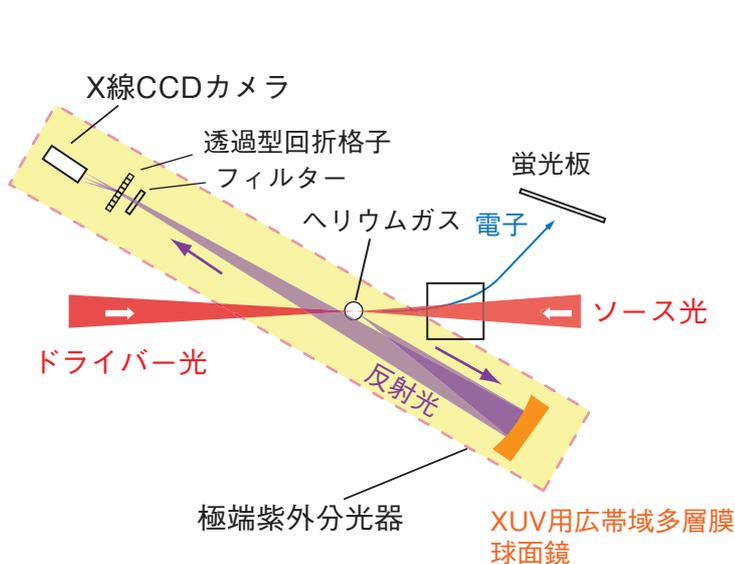


図 4-4 対向入射型飛翔鏡実験のセットアップ

ドライバー光のエネルギーは400 mJ、パルス持続時間は27 fs (ソース光は42 mJ, 34 fs)です。ヘリウムガスにおよそ30 μm 程度の大きさで集光されます。極端紫外分光器は、飛翔鏡で反射される極端紫外光(12.5~22.0 nm)を観測する計測器で、広帯域多層膜球面鏡と透過型回折格子、フィルター、X線CCDカメラから構成されています。

2003年に私たちは強力なレーザー光を用いて、ほぼ光速で進行する飛翔鏡を発明しました。飛翔鏡はプラズマ電子が集群したもので、プラズマ中を進行するレーザーの群速度とほぼ等しい速度を持ち、光を反射する鏡として使えます。したがって、反射光の集光強度を飛躍的に高める装置や短パルスのコヒーレントX線変換装置として期待されています。2007年にはこのような飛翔鏡が生成できること、及びレーザー光を反射できることを示しましたが反射された光子数は理論値よりも低いものでした。

このため、飛翔鏡からの反射光子数を増やすために、次の二つの改良を行いました。最初の実験では、レーザー光の出力が3 TW弱と低かったため、より高出力の10 TW J-KARENレーザーを用いることにしました。さらに、最初の実験ではレーザー光を斜めから入射させていましたが、二つのレーザー光を対向で入射させるようにしました。

対向入射型の実験では、飛翔鏡を作るレーザー光(ドライバー光)と反射させるレーザー光(ソース光)を集光径30 μm 以下の精度で衝突させる必要があります。こ

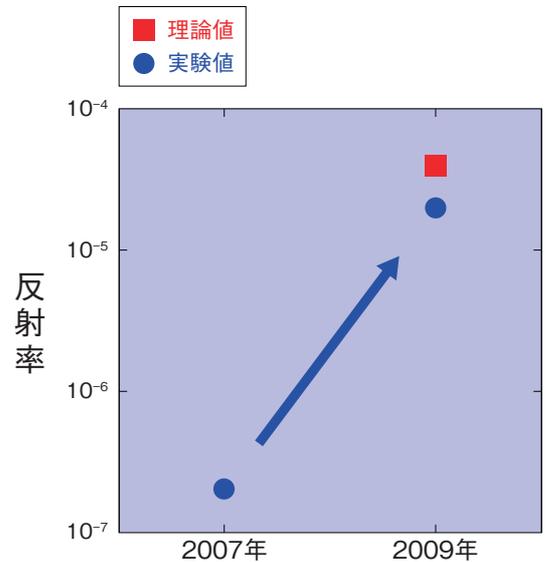


図 4-5 飛翔鏡による反射率の向上

2007年(最初の原理検証実験)では、理論予測の1000分の1程度の反射率でしたが、今回、ほぼ理論通りの高い反射率を得ることに成功しました。

のために、新たに戻り光の一部を取り出して観測する装置を開発しました。また、対向入射実験において斜め方向に反射される飛翔鏡からのレーザー光を計測するために極端紫外光(XUV)の分光器を開発し、図4-4のように設置しました。

二つのレーザー光を衝突させるように調整した結果、極端紫外分光器で12.5~22.0 nmの範囲の広いスペクトルを観測しました。これから飛翔鏡の速度は光速の98%から99%程度と計算できました。これはプラズマ密度などから求めた値と一致しています。また、測定により得られた反射光子数は、 7.9×10^6 個となり、飛翔鏡の光子数に対する反射率は 2×10^{-5} となりました。この反射率は、図4-5に示すように、理論的に予測される飛翔鏡の反射率のおよそ半分程度であり、飛翔鏡法が理論での予測にほぼ一致する反射率を持つことが実証されました。今回新たに構築した対向入射型飛翔鏡を使って得られた光子数は2007年に得られた最初の実験よりも 10^6 倍多いものです。これにより、飛翔鏡法により、高輝度X線源が実現できる見通しが立ちました。

●参考文献

Kando, M. et al., Enhancement of Photon Number Reflected by the Relativistic Flying Mirror, Physical Review Letters, vol.103, issue 23, 2009, p.235003-1-235003-4.

4-3 軟X線の「偏光」を明らかに — 軟X線領域における偏光計測技術 —

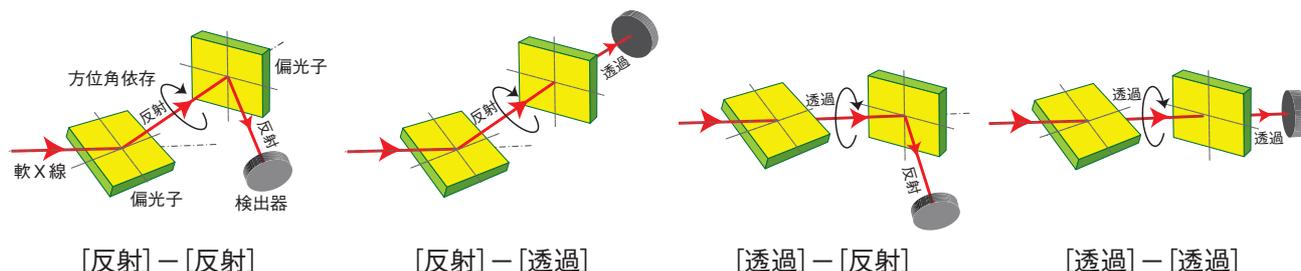


図 4-6 軟X線偏光解析装置が実現可能な光学配置（全四種類）の模式図

反射型や透過型の偏光子を組み合わせた光学配置による偏光計測が可能です。検出器とその直前にある偏光子を固定した状態で反射光または透過光の周りに一回転させることで（反射光強度または透過光強度の方位角依存）、偏光子の性能と軟X線の偏光状態を同時に定量評価することができます。

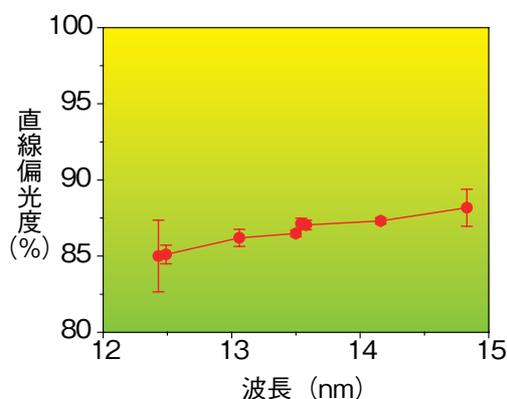


図 4-7 波長13 nm近傍の放射光源の直線偏光度

MoとSiから成る反射型多層膜偏光子を二つ組み合わせて得られた結果です（図4-6の[反射]－[反射]の光学配置）。放射光源の直線偏光度は波長に対してほぼ一定値（85～87%）であることが分かりました。この値は理論値ともほぼ一致しました。

偏光した軟X線は、物質材料研究、特に、磁性物質の磁気情報を得るために有用です。偏光を利用する研究において偏光に関する情報（偏光状態）は重要なパラメータであるため、それを正確に把握しておかなければなりません。偏光状態は、偏光を制御するための光学素子（偏光子）を用いた計測手法によって得ることができますが、軟X線領域の偏光子の開発は可視光領域に比べて十分とはいええず、これまで偏光状態を定量的に評価するのは困難でした。その理由のひとつに偏光子の性能を評価するための装置がほとんどなかったことが挙げられます。そこで、本研究では偏光子を開発し、それを用いて軟X線領域の放射光源の偏光状態を明らかにすることを研究目的として、軟X線偏光解析装置を開発しました。

図4-6に、開発した偏光解析装置が実現できる光学配置（全四種類）を示します。二つの偏光子を組み合わせた偏光計測を行うことで、軟X線（一般に放射光源が用いられます）の偏光状態だけでなく、偏光子の性能も同時に評価することができます。また、偏光子の位置や角度を精密に設定できる等、軟X線領域の偏光解析装置としては世界唯一となる特徴を有しています。

軟X線領域では二種類の物質をnm程度の厚さで交互に何層にも積層した多層膜と呼ばれる光学素子が偏光子として機能し、特に、波長13 nm近傍ではモリブデン（Mo）とケイ素（Si）から成る多層膜が反射型偏光子として有効であることが知られています。これを多層膜偏光子といいます。私たちは、多層膜偏光子を作製し、偏光解析装置を使って軟X線領域の放射光源の偏光計測（直線偏光度の測定）を実施しました。測定は、図4-6に示した[反射]－[反射]の光学配置で行いました。その結果、波長13 nm近傍の放射光源は波長によらずほぼ一定の直線偏光度（85～87%）の偏光状態であること（図4-7）、作製した多層膜は高性能な反射型偏光子として機能していることを明らかにしました。本研究で開発した軟X線偏光解析装置を用いることで、偏光子の性能及び軟X線の偏光状態を定量的に評価できるようになりました。このことは、軟X線領域における偏光計測技術の獲得に成功したことを意味します。

今後は、直線偏光度だけでなく、これまで測定例がほとんどなかった円偏光度の定量評価に貢献できると期待されます。

●参考文献

Imazono, T. et al., Development and Performance Test of a Soft X-ray Polarimeter and Ellipsometer for Complete Polarization Analysis, Review of Scientific Instruments, vol.80, issue 8, 2009, p.085109-1-085109-8.

4-4 高分子複合材料の核スピン偏極を目指して - 2成分モデル系を用いた実証実験に成功 -

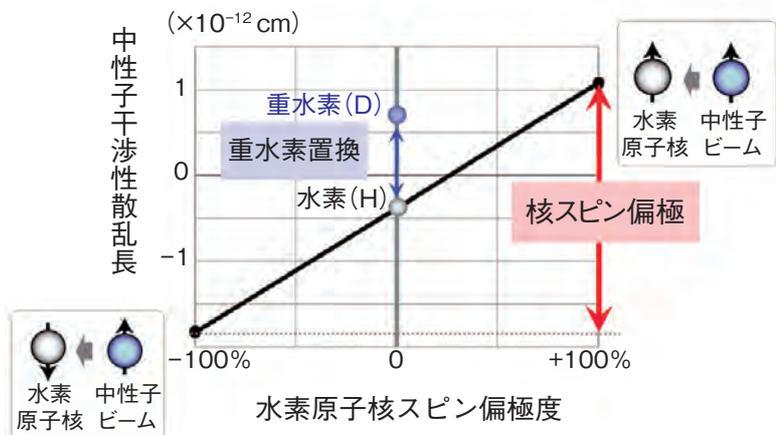


図 4-8 中性子干渉性散乱長の制御

横軸は中性子ビーム及び試料中の水素原子核のスピンの向きの相対関係を示します(左端:両者は反平行、右端:両者は平行)。これらのスピンの向きの制御によって中性子干渉性散乱長を大きく変化させることができます。

プラスチックやゴムなどの高分子マトリックス中へ無機物質微粒子を充てん剤として分散させた高分子複合材料は、単体の高分子材料に比較して、各種力学特性の向上が達成可能です。このため自動車部品から生活用品に至るまで幅広く使用されている工業的に重要度の高い材料です。近年、充てん剤の多成分化が著しく進展しています。充てん剤の配合指針を確立するために、構造解析による充てん剤間の相互作用の解明に期待が寄せられています。

中性子小角散乱法はこのような問題の解決に役立ちます。試料の構造・物性を変えることなく、中性子散乱コントラストのみを変える「コントラスト変化法」の適用によって、多成分から成る試料について各成分の構造情報の分離抽出が可能になります。この目的のために従来は重水素置換法(図4-8 青矢印)が用いられてきましたが、プラスチックやゴム高分子の重水素化体の作成は高コストであるため、別な手法が求められてきました。

そこで、私たちは中性子ビーム及び試料中の水素原子核の持つスピンに着目しました。中性子ビームは磁気多層膜ミラーを透過させることで一方向のスピンの向きのもののみを選別できます。また、試料中の水素原子核は、低温・強磁場中で試料にマイクロ波を照射する「動的核スピン偏極」という手法によってスピンの向きをそろえることが可能です。両者を組み合わせることで中性

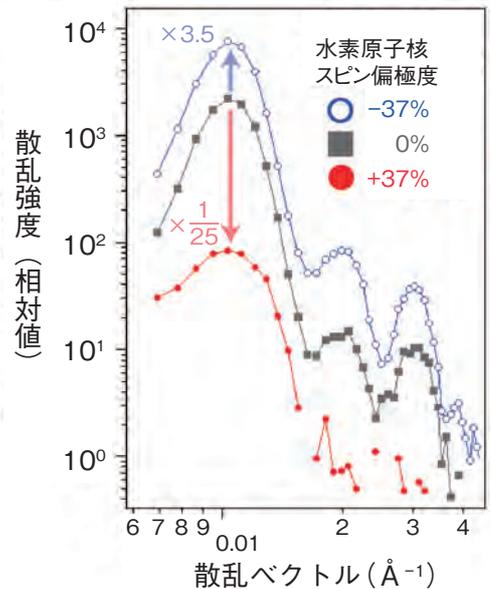


図 4-9 核スピン偏極による中性子小角散乱プロファイルの変化
散乱強度は正偏極で減少し、負偏極で増大しました。

子干渉性散乱長を大きく変化させることができます(核スピン偏極法、図4-8 赤矢印)。私たちはこれを利用してコントラスト変化法を実現しようと目論みました。

まず手始めに、散乱のふるまいを予測しやすい2成分系ブロックポリマーを用いた実証実験を行いました。この試料はポリスチレンというガラス相とポリイソプレンというゴム相が交互に積み重なったもので後述するタイヤゴム材料を単純化したモデル系です。

本試料に対して核スピン偏極状態下での中性子小角散乱測定を行いました(図4-9)。散乱強度は水素原子核スピン偏極度+37%で1/25に減少し、-37%で3.5倍に増大しました。これは成分間の水素密度の差による中性子散乱コントラストの変化によって説明されるもので、理論予測と一致するものでした。このように2成分モデル系を用いた実証実験は成功し、多成分から成る実用材料へと本手法を応用するための基礎が確立されました。

現在、私たちは低燃費タイヤ材料として活用されているシリカ充てんSBRゴムへと本手法の適用を進めております。充てん剤であるシリカ微粒子の分散状態が低燃費性能に強く影響していることが知られており、更なる低燃費性能の向上のためにはシリカ微粒子分散状態の定量的評価が重要な課題です。興味ある成分の構造情報を選択的に抽出できる本手法にタイヤゴム業界から大きな期待が寄せられております。

●参考文献

Noda, Y. et al., Inhomogeneous Dynamic Nuclear Polarization of Protons in a Lamella-Forming Diblock Copolymer Investigated by a Small-Angle Neutron Scattering Method, Journal of Applied Crystallography, vol.44, issue 3, 2011, p.503-513.

4-5 電子の隠された世界を解明する放射光技術を実証

— 散乱X線の偏光特性から励起した電子の軌道状態を識別することに成功 —

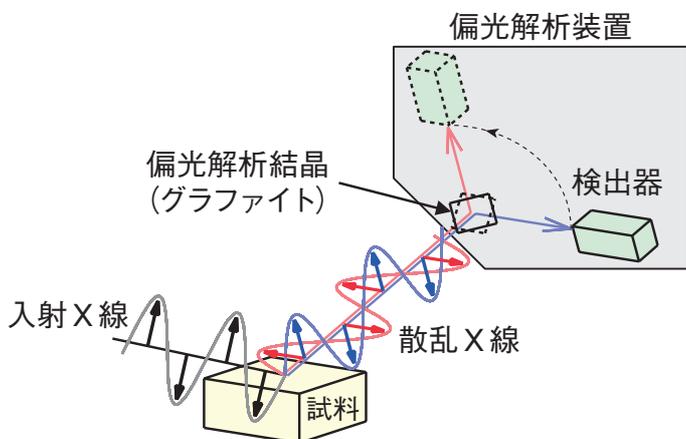


図 4-10 SPring-8 の非弾性散乱分光器 (BL11XU) に設置した偏光解析実験の概念図

蓄積リングから出てくるX線の偏光は黒矢印のように良くそろっているので、それをそのまま試料に入射します。一方、試料により散乱されたX線には二つの偏光成分（赤矢印と青矢印）が混ざっているので、偏光解析装置を用いてそれぞれ分離して測定します。

遷移金属化合物には、銅酸化物における高温超伝導など、有用な性質を示す物質が数多く存在していることが知られています。その主役となるのが遷移金属原子中のd電子であり、物質中でのd電子の広がり様子（軌道状態）が電気の流れやすさや、相互作用の伝播方向など、物質の性質を決める上で重要な役割を果たすことがしばしば見られます。したがって、遷移金属化合物においては、軌道状態を識別した上でそのふるまいを調べることが、物質の性質を理解する上で不可欠となります。

遷移金属化合物中の電子の運動状態（エネルギーと運動量）を調べる実験手法として、放射光X線を用いた共鳴非弾性X線散乱法が発展してきています。しかし、運動状態を調べる上での有効性は認められてきたものの、d電子の軌道状態を実験のみで区別することは困難でした。私たちは、それを克服する方法として、これまで考慮されていなかったX線の偏光の利用を考えました。そこで、まず、X線の偏光状態を分離して検出することができる偏光解析装置を製作しました。さらに、その有効性の実証実験として、二種類の軌道状態が交互に配列した軌道秩序の典型物質のひとつとして知られている銅フッ化物 KCuF_3 の測定を行いました。

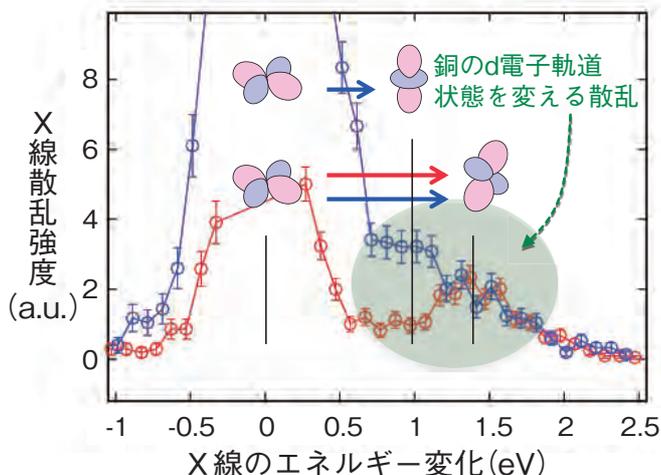


図 4-11 銅フッ化物 KCuF_3 の共鳴非弾性X線散乱スペクトル
図 4-10に示す散乱X線の二つの偏光条件（赤と青）での測定結果を、同じ色の○でプロットしています。あわせて、d電子軌道の状態を対応するエネルギー位置に示しています。赤と青の矢印は、それぞれの偏光条件で観測される軌道状態の変化になります。

測定で得られた共鳴非弾性X線散乱スペクトルのひとつを図 4-11に示します。赤丸と青丸が実験データで、それぞれ図 4-10に示した散乱X線の赤と青の偏光状態に対応しています。赤色のデータで示す偏光条件では、1.4 eVにピーク構造があり、図の赤い矢印で示した軌道状態の変化に対応します。一方、青色のデータでの偏光条件では、1.4 eVに加えて、1.0 eVにも散乱強度があり、2本の青い矢印で示した二種類の励起が同時に観測されていることが分かります。すなわち、1.0 eVの励起と1.4 eVの励起は共鳴非弾性X線散乱において異なる偏光特性を持っており、それを調べることで二つの電子励起状態を識別できるということになります。

本研究は、共鳴非弾性X線散乱における散乱X線の偏光特性を世界で初めて調べることに成功し、この手法がこれまで不可能であったd電子の軌道状態を変える励起の識別に有効であることを示したものです。今後、共鳴非弾性X線散乱の偏光特性を調べることで、実験のみから物性にかかわる電子軌道状態を決定できるようになり、更には、超伝導や磁性など遷移金属化合物の物性発現機構解明が加速されると期待されます。

●参考文献

Ishii, K. et al., Polarization-Analyzed Resonant Inelastic X-ray Scattering of the Orbital Excitations in KCuF_3 , Physical Review B, vol.83, no.24, 2011, p.241101-1-241101-4.

4-6 コヒーレント X 線を利用した分域構造の観察を目指して — マルチスケール観測が解き明かす材料の高機能化の起源 —

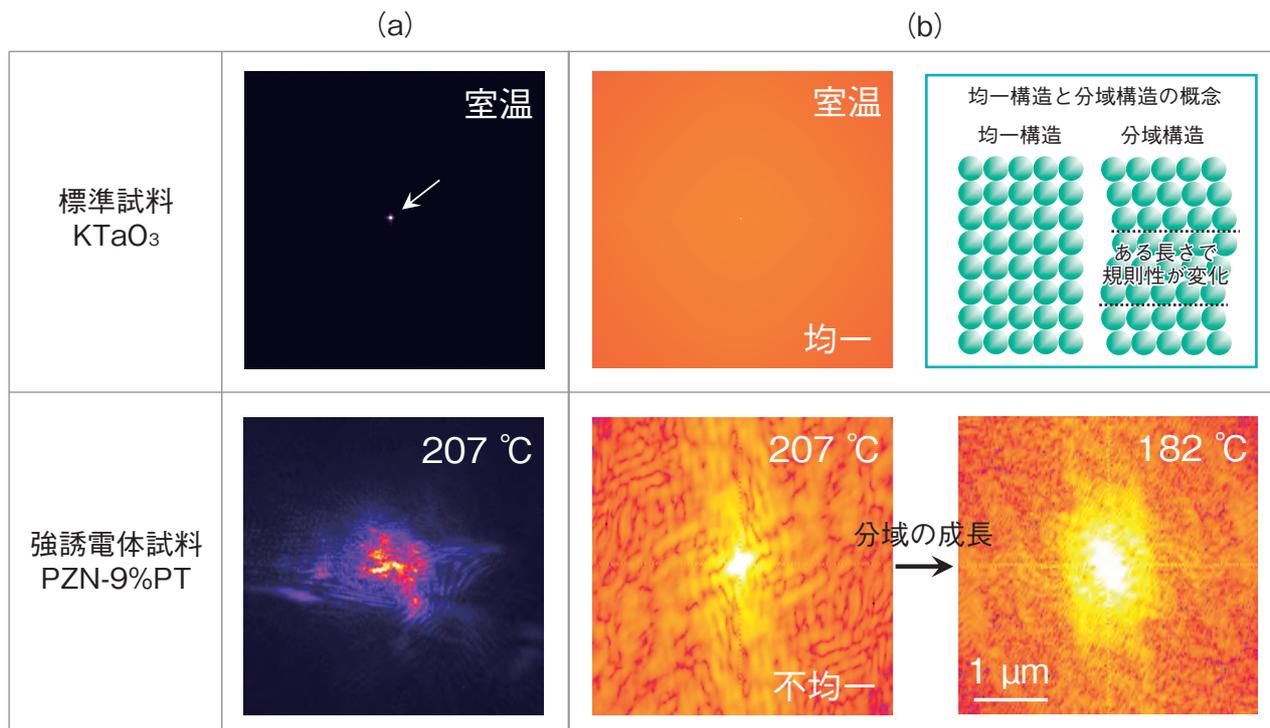


図 4-12 コヒーレント X 線利用により観測された分域構造

(a) 均一構造 (標準試料: KTaO_3) と分域構造 (強誘電体試料: PZN-9%PT) からのコヒーレント X 線回折パターンです。両者に明確な違いが見られます。
(b) 各々 (a) から再構成された分域構造とその温度変化です。右上の挿入図は、均一構造と分域構造の概念図です。

結晶とは 10^{23} 個ほどの原子が規則正しく並んだものを指しますが、図 4-12 の挿入図に示すように場合によってはその並び方が結晶全体にわたって均一ではなく、ある長さで規則性が変化する、いわゆる分域構造を自発的に作る場合があります。興味深いことに、この分域構造の大きさや並び方等を上手に制御すると、物質の持つ物理的性質を向上させられることが知られています。

このような分域構造由来の高機能化は強誘電体、巨大磁気抵抗効果、形状記憶効果等に広く見られるおおよそ一般的な現象であり、共通した物理学的基盤を持つと考えられます。よって、分域構造の成立過程やそれによる高機能化との関係を解明することは工学的にも物理学的にも非常に重要なテーマとなっています。

この不均一な分域を観測する手段として、対照的に自身が完全にコヒーレントである X 線を用いた回折法が開発されれば、この研究の動きを強く後押しできると期待されます。

私たちは、大型放射光施設 SPring-8 の原子力機構専用ビームライン BL22XU にコヒーレント X 線を利用した X 線回折システムを構築し、通常の X 線回折実験では難しかった原子レベルから分域構造レベルに至る構造情報

を $0.4 \text{ nm} \sim 10 \text{ } \mu\text{m}$ の範囲でほぼ連続的に取得するマルチスケール観測法を確立しました。この結果、物性とスケール階層とを直接対応させて議論することが可能となりました。

図 4-12 (a) 上段に均一な標準試料 KTaO_3 からの、下段に強誘電体試料 $91\% \text{Pb}(\text{Zn}_{1/3}\text{Nb}_{2/3})\text{O}_3 - 9\% \text{PbTiO}_3$ (PZN-9%PT) からのコヒーレント X 線回折パターンを示します。標準試料からのパターンに比べて強誘電体試料からのパターンは複雑であり、これは内部に発生した分域構造に由来するものと考えられます。実際、フーリエ変換により両者の分域構造を再現してみると図 4-12 (b) のように標準試料においては均一な像を、強誘電体試料においては数 100 nm サイズの分域構造を反映した不均一な像を示します。この分域構造は温度を下げることによって $1 \text{ } \mu\text{m}$ 程度にまで成長します。この成長した分域構造の存在は、強誘電体の蓄電特性に関する誘電率を $\text{Hz} - \text{kHz}$ 領域の交流電場に対して 2 倍程度押し上げることが分かりました。

本研究は、独立行政法人科学技術振興機構 (JST) 戦略的創造研究推進事業 (CREST) の助成により実施しました。

●参考文献

Ohwada, K. et al., Contribution of Intermediate Submicrometer Structures to Physical Properties Near T_c in $\text{Pb}(\text{Zn}_{1/3}\text{Nb}_{2/3})\text{O}_3 - 9\% \text{PbTiO}_3$, Physical Review B, vol.83, issue 22, 2011, p.224115-1-224115-7.

4-7 水素貯蔵材料の性能を改善する機構を解明 —放射光X線吸収実験で明らかにした微量添加物の構造—

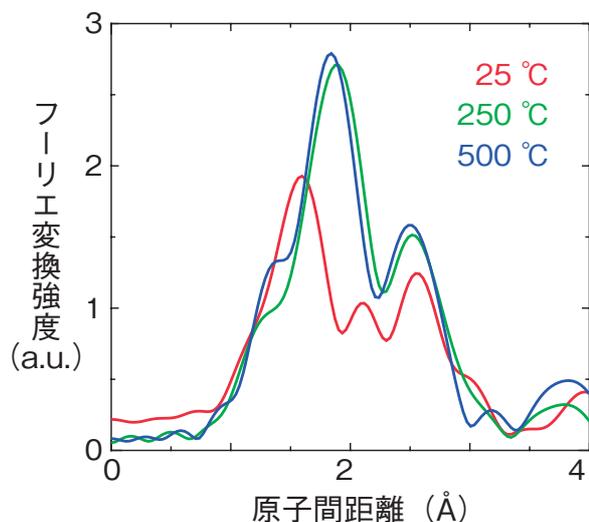


図 4-13 Ti元素近傍の局所構造

X線吸収分光法は、元素選択的に局所構造を調べることが可能です。上の図は、 $\text{Mg}(\text{BH}_4)_2$ に対してTiを添加させた試料に対し、微量添加物であるTiのみの構造情報を表示したものです。Tiから見て結合原子が存在する距離ではフーリエ変換強度が大きくなり、Ti周りの構造を選択的に観測できます。

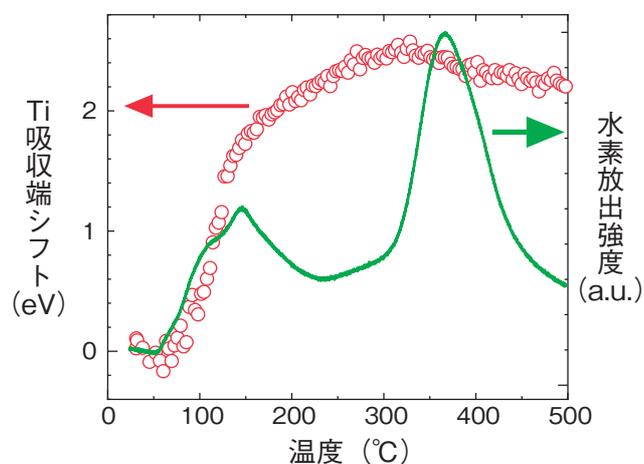


図 4-14 昇温反応中におけるTi吸収端シフトと水素放出強度の変化

X線吸収分光を連続的に測定することによって、微量添加物であるTiの構造変化と、材料の特性である水素放出強度とを、同時に計測することを可能にしました。Tiは150 °Cにある水素放出ピークに関与していることが図から見て取れます。

化石燃料の代替として、水素を利用した自動車の開発が盛んに行われていますが、その実現のためには、より高密度で放出効率の高い水素貯蔵材料の開発が必須であります。マグネシウムボロハイドライド ($\text{Mg}(\text{BH}_4)_2$) は、15%もの高い水素重量密度を持つ物質で、将来の実用化が期待されています。難点として、水素放出温度が350 °Cと高いことがあります。近年、チタン (Ti) を添加することで、水素が150 °C付近から放出されるようになることが報告されました。

今回、X線吸収分光法を用いて、微量添加物であるTi元素の構造を選択的に観測し、水素放出に対してどのような役割を果たしているかの解明を試みました。 $\text{Mg}(\text{BH}_4)_2$ にTiを添加した試料に対して、Tiの局所構造を測定した結果(図4-13)、25 °Cから250 °Cの間でTiの局所構造が大きく変化しており、この構造変化が水素放出という物性の変化と対応していることが推測されます。

構造と物性との対応関係を正確に調べるために、X線吸収分光と水素放出強度との同時測定を行いました(図4-14)。150 °C付近にある水素放出ピークと同じ温

度領域において、Tiの吸収端シフトが大きく変化していることが観測されます。このことから、Tiの構造変化が直接の引き金となって水素が放出されたことが分かります。一方、350 °C付近にある水素放出ピークの温度領域においては、Tiの吸収端シフトはほとんど変化しません。このことは、高温での水素放出に、Tiは直接関与していないことを表しています。解析の結果、Tiは添加直後にボロハイドライド構造($\text{Ti}(\text{BH}_4)_3$)を形成し、150 °C付近でホウ化物(TiB_2)へと変化することが示され、 $\text{Mg}(\text{BH}_4)_2$ の水素放出温度低下の原因はこの脱水素反応にあることが分かりました。このように両者を同時に測定することで、構造と物性との相関を正確に調べることができました。

今回の研究により、微量添加物によってもたらされる水素放出温度低下についての詳細な機構を理解することができました。構造と物性との相関の更なる研究により、より良い性能を持つ材料開発が進むものと考えています。

●参考文献

Matsumura, D. et al., Correlation between Structure of Titanium Additives and Dehydrogenation Reaction of Magnesium Borohydride Studied by Continuous Observation of X-ray Absorption Spectroscopy, Materials Transactions, vol.52, no.4, 2011, p.635-640.

4-8 特定レアアースを認識する有機化合物の創成 —レアアースの単元素分離・高純度化技術の開発に向けて—

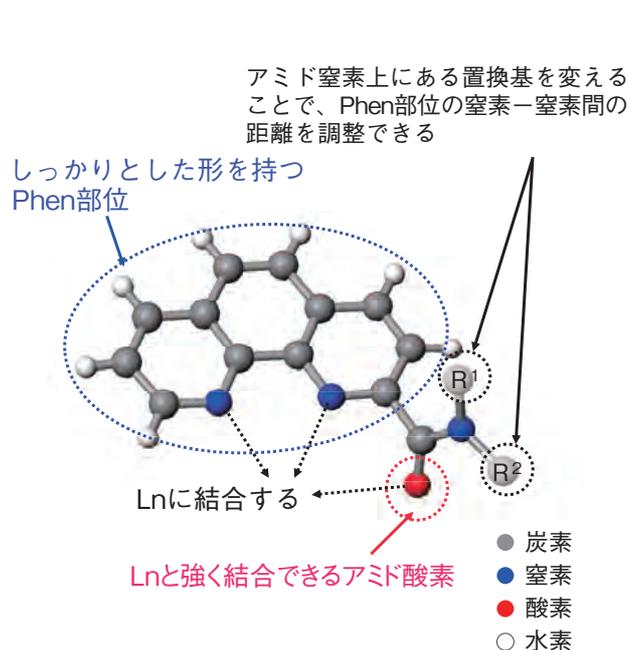


図 4-15 新しいLn認識化合物PTA
アミド酸素でLnと強く結合し、しっかりとした形のPhen部位でLnのわずかなイオンサイズの差を識別できます。

ランタノイド (Ln) は、その優れた特性からハイテク製品の高性能化や小型・軽量化に大きく貢献しているハイテク産業に必須の元素です。ハイテク製品の国際競争力を更に高めるには、特定Lnの純度を飛躍的に向上させることが重要です。しかしながら、Lnは安定な原子価がいずれも3価で、イオン半径も近いため、元素個々の分離は非常に困難でした。そこで私たちは、Lnに強く結合できる新しい有機化合物PTA (図4-15) を合成し、この化合物を使ってLnのわずかなサイズの差を認識させることに成功しました。

PTAは主にアミド基とフェナントロリン (Phen) 部位から構成されています。アミド基には、その酸素原子がLnに強く結合し、窒素原子上には様々な置換基を導入できるなどの特徴があります。また、Phen部位はねじれたり伸縮したりし難いしっかりとした構造を持ち、二つの窒素原子でLnに結合します。通常、Phenの窒素原子は、酸性条件では水素イオンが結合するため、金属イオンへの結合能力が著しく低下してしまいます。しかし、PTAでは、酸性条件でも水素が結合せず積極的にLnに結合できるアミド酸素の働きにより、高酸性条件においても

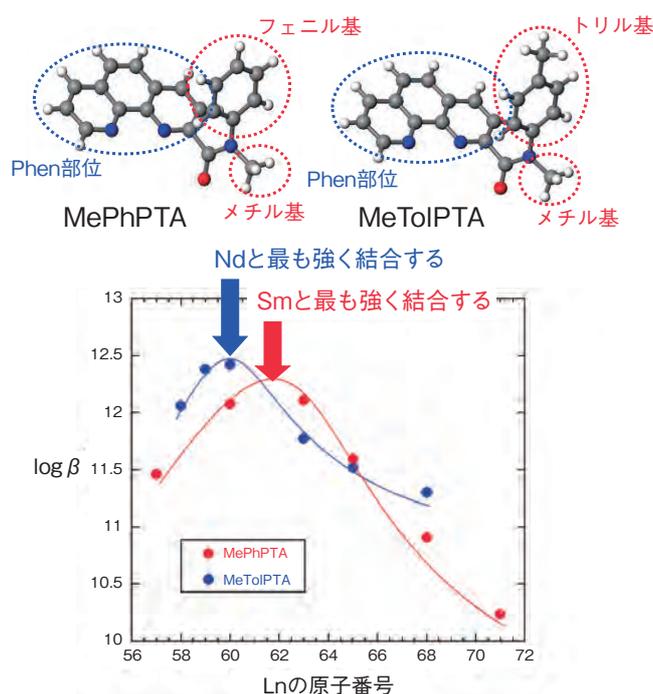


図 4-16 置換基構造が異なるPTAとそのLnに対する結合能力グラフの横軸はLnの原子番号、縦軸はLnに対する結合能力です。置換基を変えることでサイズ識別特性を制御できます。

Phen部位の窒素がLnに結合できます^[1]。さらに、PTAは、アミド窒素上の置換基を変えることで、特定Lnに対する結合性が変化することが分かりました。例えば、アミド窒素上にメチル基とフェニル基を持つPTAはSmに最も強く結合するのに対し、フェニル基をトリル基に交換するとNdに最も強く結合するようになります (図4-16)^[2]。すなわち、置換基を変えることで結合形成に適するLnのイオンサイズが変化します。PTAは、置換基を変えるとPhen部位の窒素-窒素間の距離がわずかに変化します。そこで異なる置換基を持つ数種のPTAを合成し、Lnと結合した時の構造を単結晶X線構造解析などにより検討しました。その結果、しっかりとした形のPhen部位にLnが強く結合するためには、Lnのイオンサイズがその形に一致する必要があることや、Phen部位の形のわずかな違い (窒素-窒素間の距離) を制御することで最適なイオンサイズを制御できることが明らかとなりました。

このようなサイズ識別特性が異なるPTAを用いたLn分離法を確立できれば、非常に効率良く特定のLnを分離・回収できる技術を開発できると期待されます。

●参考文献

- [1] Kobayashi, T. et al., Effect of the Introduction of Amide Oxygen into 1,10-Phenanthroline on the Extraction and Complexation of Trivalent Lanthanide in Acidic Condition, Separation Science and Technology, vol.45, issue 16, 2010, p.2431-2436.
- [2] Hasegawa, Y., Yaita, T. et al., Selective Separation of Samarium(III) by Synergistic Extraction with β -Diketone and Methylphenylphenanthroline Carboxamide, Talanta, vol.85, issue 3, 2011, p.1543-1548.

4-9 レアアースの国産化に向けて —放射線グラフト吸着材による温泉からの資源採取の検討—

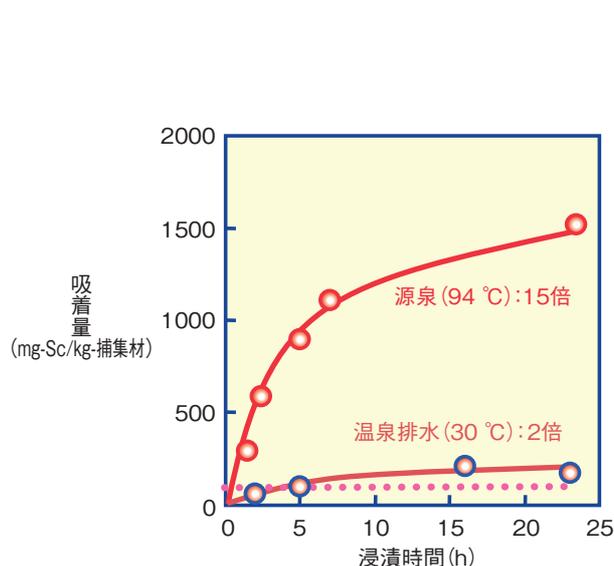


図 4-17 グラフト吸着材のスカンジウム(Sc)に対する捕集時間依存性

源泉(94 °C)と温泉排水(30 °C)中にグラフト吸着材を23時間浸漬させ、溶けているScに対する捕集能力を調べました。波線は天然の鉍石中に存在するScの濃度です。

今日、我が国はレアメタルを100%近く海外に依存しており、いかにレアメタル類を確保するかが産業界の重要な課題になっています。レアメタルの中でもレアアースはスカンジウム(Sc)、イットリウムからルテチウムまでの17元素を指しますが、地殻中の存在量が比較的多いものもあります。しかし、これらを鉍石から単離する際には、取扱いが困難な放射性物質が生成され、その処理が産業化の妨げになっているとも言われています。そこで、私たちは放射性物質が発生することなくレアアースを確保する方法を検討しました。

着目したのは温泉です。我が国は有数の火山大国であり、世界の活火山のうち約1割が分布しています。その中でも自然湧出量が日本一とも言われている群馬県・草津温泉の源泉の多くは、pH1~2付近と強い酸性であることから、湧き出る温泉中には非常に多くの金属が溶けこんでいます。これらの金属の温泉水中の溶存濃度は極めて低いものの、ほぼ無尽蔵に湧出してくることを考えれば、総量は膨大であるといえます。そこで、Scやバナジウムといった金属に着目して、溶けている金属を捕集可能な材料の開発を進めました。Scとバナジウムに対

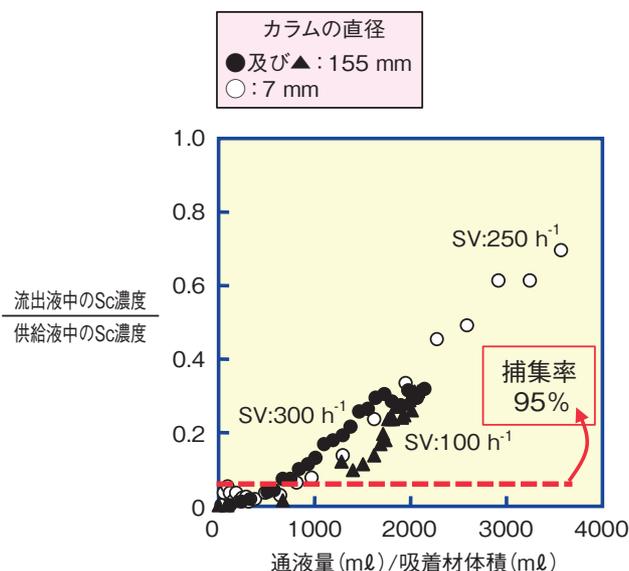


図 4-18 温泉水中におけるグラフト吸着材のScに対する捕集能力

直径7 mmと155 mmのカラムに吸着材を充てんし、通液速度の影響を調べました。捕集能力はカラムの大きさや液を流す速度(空間速度: SV)に依存しないことが分かりました。

して吸着性能が良好な二種類の官能基を繊維状の不織布基材に導入して吸着材を作製し、その捕集能力を実際に草津温泉で試験しました。試験では水温94 °Cの源泉及び30 °Cの温泉排水を用いました。源泉と温泉排水中に吸着材を浸漬させた際のScの吸着量は、わずか1日浸けるだけで高品位な鉍石中のSc濃度(100 mg/kg)と比較して温泉排水中では2倍、源泉においては15倍に濃縮できることが分かりました(図4-17)。これは、源泉や温泉排水中の濃度と比較すると、1万から4万倍に濃縮できたこととなります。同様にバナジウムについても、1万倍程度吸着材中に濃縮できることが分かりました。この結果を受けて通液試験をしたところ、温泉排水中に溶けているScを95%以上捕集することができました(図4-18)。また、吸着材の基材に不織布を用いたことで、圧力損失が小さく通液速度に影響されないことが分かりました。このことは、装置の設置スペースを小さくできることにつながることから、狭窄地が多い温泉街においても適応可能な見通しが得られました。現在、採取コストに重要な吸着材の繰り返し使用耐性評価を終えたので、今後コスト試算をしていく予定です。

●参考文献

Seko, N. et al., Novel System for Recovering Scandium from Hot Spring Water with Fibrous Graft Adsorbent, 日本イオン交換学会誌, vol.21, no.3, 2010, p.117-122.

4-10 副産物のオゾンも活用して工場排ガスを浄化

—電子線と触媒を併用した実規模排ガス処理装置の開発—



図 4-19 電子加速器と二酸化マンガン触媒層等から成る実規模有害有機物分解試験装置

ガス速度 5 m/s (ガス流量 500 m³/h) の空気中に含まれる有害有機物を、電子線照射により触媒等の固定表面に付着しやすい有機性生成物に変化させたあとに、照射由来の O₃ とともに触媒層に通じて、O₃ 分解で生じた活性な酸素を用いてこの生成物を酸化分解します。

私たちは、光化学スモッグの原因物質である有機物の排出量を減らすために、塗装工場等の排ガスに含まれるガス状の塗料溶剤を、電子線と触媒を併用して効率良く二酸化炭素 (CO₂) まで無機化する技術の開発を進めています。これまでに数種の触媒について、塗料溶剤主成分のひとつであるキシレンへの電子線照射により生じる有機生成物の無機化に与える効果を調べてきました。その結果、空气中酸素から生じたオゾン (O₃) を分解して活性な酸素を生成できる O₃ 分解触媒が、有機生成物の無機化促進に有効な触媒であることを見いだしました。小ガス流量の実験条件で性能確認した電子線と O₃ 分解触媒を併用する有機物の分解処理技術を、ガス流量が 1~2 万 m³/h、配管内のガス速度が 5 m/s 以上の実際の塗装工場排ガスに適用するためには、この様なガス条件に適用できる処理装置を開発する必要があります。

そこで私たちは、実際の排ガスに比べてガス流量は数十分の一ですが、実際の塗装工場排ガスのガス速度と同程度である実規模ガス流速条件で動作できる実規模有害有機物分解試験装置を開発しました (図 4-19)。触媒として O₃ 分解効果の高い二酸化マンガンを選定し、この構造としてはガスが流れやすいハニカム構造を採用しまし

完全無機化を達成

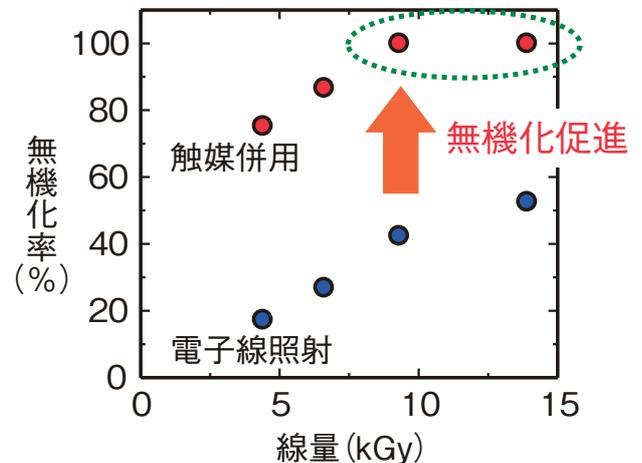


図 4-20 触媒併用による無機化の促進

ガス速度 5 m/s (ガス流量 500 m³/h) の初期濃度 5 ppm のキシレン等を含む空気に対して電子線照射及び触媒併用した際に、キシレン等の有機物から CO₂ 等の無機物への変化した割合を無機化率として算出しました。

た。また、照射由来の窒素酸化物等が触媒表面に付着して触媒の O₃ 分解能と無機化性能が徐々に低下する問題に対しては、窒素酸化物等が触媒に付着しないように触媒を 100 °C に加熱できるヒーターを付属する工夫を施しました。

塗料溶剤の主成分であるキシレンやトルエンを初期濃度 5 ppm で含む空気を、ガス速度 5 m/s (ガス流量 500 m³/h) で分解試験装置に導いて、電子線照射前後や触媒通過後のガス中キシレン、トルエンや CO₂ 等の濃度を定量しました。その結果、触媒を併用することにより、照射由来の有機生成物だけでなく、電子線照射で未反応だったキシレン等も触媒上で無機化できることを見いだしました。更に図 4-20 に示すように、電子線単独処理では 20~50% であった無機化率を、触媒を併用することにより 60% 以上に向上でき、9.3 kGy の線量では 100% の無機化率を得ることに成功して、本試験装置が実規模ガス流速条件の有害有機物の無機化に有効な処理装置であることを実証しました。

今回得られた結果を基に塗装工場排ガスへの実用化を図り、クリーンな地球環境の持続に貢献していきたいと考えています。

●参考文献

Hakoda, T. et al., An Electron-Beam Irradiation/Catalytic Oxidation System for Purification of Aromatic Hydrocarbons/Air Mixture under Practical Gas-Flow Condition, Industrial & Engineering Chemistry Research, vol.49, no.12, 2010, p.5517-5522.

4-11 蛋白質に見つかった低障壁水素結合

— 中性子結晶構造解析が新たな創薬の設計原理を導く —

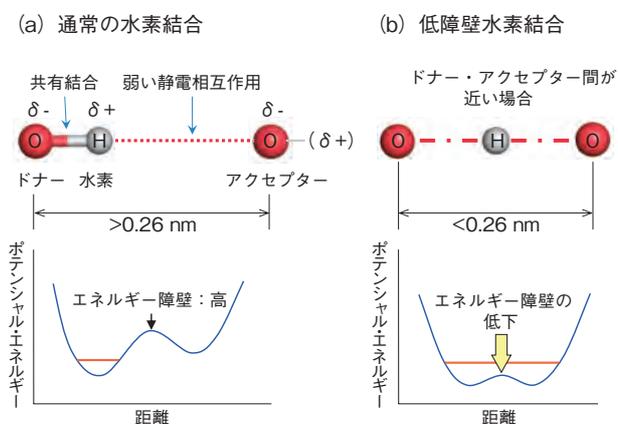


図 4-21 水素結合と低障壁水素結合の概要
(a)は通常の水素結合です。(b)のように、ドナーとアクセプターの距離が近づくと、水素原子はドナーとアクセプターの間を簡単に行き来できるようになり(エネルギー障壁が低くなる)、低障壁水素結合を形成します。

水素結合(図4-21(a))はタンパク質の複雑な立体構造を保ち、酵素として触媒反応を行うために重要な役割を担っています。その水素結合の中でも「低障壁水素結合」(図4-21(b))という特殊な相互作用がタンパク質にも存在し、タンパク質の働きを支えていることを、私たちは世界で初めて証明しました。

「低障壁水素結合」は、高圧下や結晶の内部など特殊な条件下においた有機低分子で形成されることは知られていました。しかし、タンパク質では存在が予想されながら見つからないため、謎の水素結合として20年にわたる論争が続いていました。「低障壁水素結合」の証明には水素原子位置の同定が必要であり、私たちは、光受容タンパク質(イエロープロテイン)を材料に、高分解能中性子結晶構造解析という方法を用いて証明に成功しました。この方法により、イエロープロテインに含まれる819個の水素原子の位置が同定され、「低障壁水素結合」が安定に存在していることを突き止めました(図4-22)。重水を用いて結晶化するため、水素結合に関与する水素原子はすべて重水素に変換されています。図に示すように、光を吸収する発色団(p-クマール酸, pCA)のフェノール酸素とグルタミン酸46(E46)の酸素の間に重

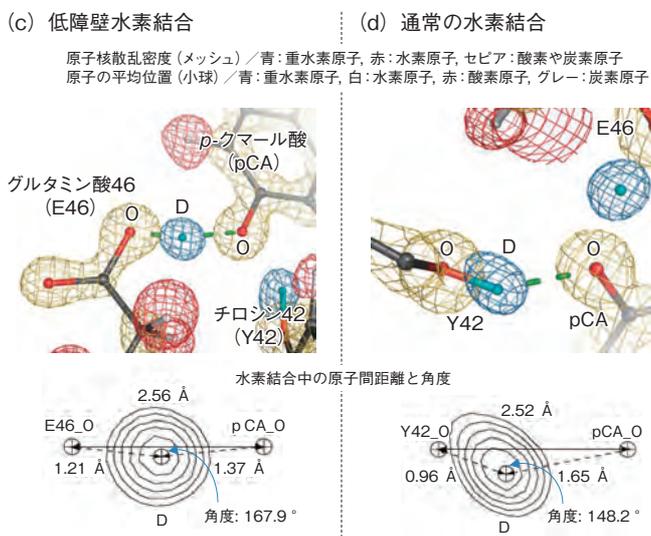


図 4-22 イエロープロテイン中の低障壁水素結合と水素結合
(c)は低障壁水素結合で、水素原子がドナー(グルタミン酸46の酸素原子)とアクセプター(発色団p-クマール酸の酸素原子)のほぼ中央に位置しています。(d)は通常の水素結合です。水素原子はドナー(チロシン42の酸素原子)と共有結合しています。

水素原子が存在しています。この重水素原子はどちらの酸素とも共有結合していません。これが「低障壁水素結合」の直接的な証明です。pCAが光を吸収した状態では、二つの酸素間の距離が大きくなることが知られています。この状態では「低障壁水素結合」は形成できません。酸素間距離の拡大により、「低障壁水素結合」が通常の水素結合に変換しプロトン移動が起き、発色団に吸収された光エネルギーがタンパク質に伝わるという、これまで知られていなかった光情報伝達の新しいメカニズムを提唱することができました。また、今回の中性子結晶構造解析の結果、ドナー・アクセプター間の距離が近づくこと及び両者のpKaが一致することで「低障壁水素結合」が形成されることが示されました。

この研究成果は、タンパクの機能発現分子機構を理解するためには、水素の位置の同定ができる中性子構造解析が必須であることを示しています。また、「低障壁水素結合」と通常の水素結合の変換によりタンパク質の機能を調節する可能性が示されました。この水素結合の使い分けは、新しい創薬のデザイン原理を与えると期待されます。

●参考文献

Yamaguchi, S., Kurihara, K., Kataoka, M. et al., Low-Barrier Hydrogen Bond in Photoactive Yellow Protein, Proceedings of the National Academy of Sciences of the United States of America, vol.106, no.2, 2009, p.440-444.

4-12 粒子線で生じる電場のDNA損傷生成への効果を発見 —がん治療に効くクラスターDNA損傷の生成は電場が促進させる?—

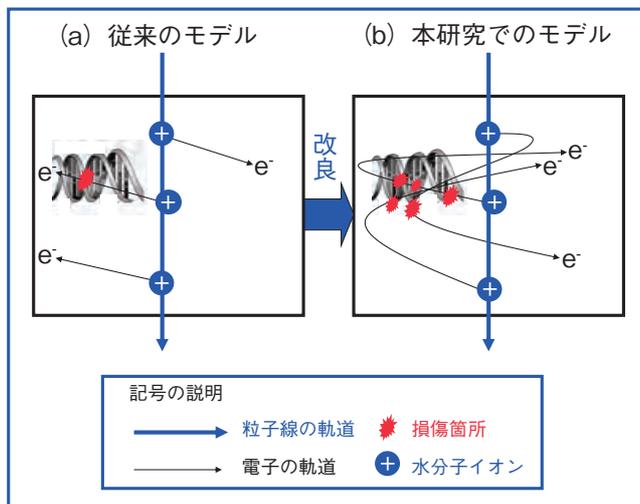


図 4-23 従来のモデルと本研究でのDNA損傷モデルのイメージ図
従来のモデル(a)では電子は直線で進むのに対して、本研究でのモデル(b)では電場を考慮するため、電子の軌道が曲げられます。曲げられた方が損傷を多く起こすことが分かります。

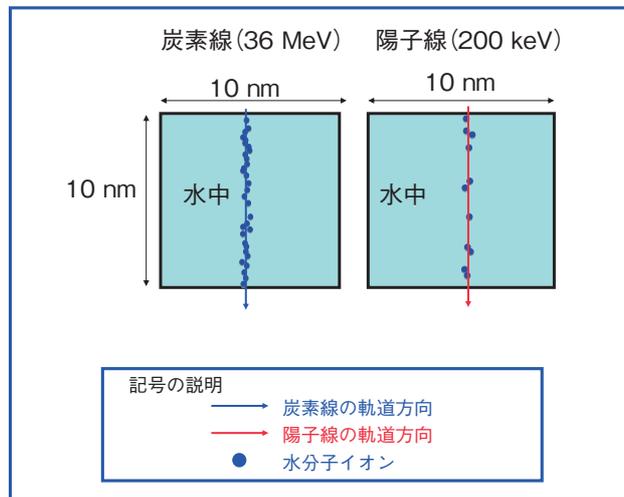


図 4-24 水分子イオンが生成する位置座標
炭素線と陽子線が水の中を10 nmの距離を動いたとき、水分子イオンが生じた場所を調べました。炭素線は陽子線に比べて水分子を圧倒的に多く電離させることを明らかにしました。このことは、水分子イオンの電場により炭素線の方が陽子線よりも数倍多くの電子を粒子線の軌道付近に捕獲しうることの発見につながりました。

粒子線によるがん治療は高い治療効果を持つことが知られています。その理由のひとつはクラスターDNA損傷を作るからと考えられています。しかし、クラスターDNA損傷の生成機構は分かっていません。この機構が分かれば、より高い治療効果を持つがん治療の実現につながります。そこで、私たちはシミュレーションで陽子線と炭素線でのクラスターDNA損傷の生成機構を調べています。クラスターDNA損傷は図4-23(a)で示すように粒子線が水分子を電離し、そのとき生じた電子によって生じると考えられてきました。本研究では、それに加えて図4-23(b)に示すように電離で同時に生じた水分子イオンの電場による電子の軌道の変化もクラスターDNA損傷生成に影響する可能性があると考え、水分子イオンの生成や電子の場所と速度の時間変化を計算しました。その結果、図4-24のように36 MeVの炭素線及び200 keVの陽子線の場合、その軌道方向に対し、それぞれ0.3 nm, 0.8 nmの間隔で水分子イオンが作られました。そして、同時に生じた電子は、それぞれ45%, 25%の確率でイオンの電場により軌道から直径2 nm以内の

距離に捕獲されることが分かりました(軌道方向に10 nm進むと、それぞれ15個, 3個の電子が捕獲されます)。ここで、クラスター損傷が起こりうる距離である軌道から直径2 nm以内での捕獲を計算しました。陽子線の場合、200 keV付近でイオンが作られる確率が最大となりますので、これらの結果は水分子イオンの電場により、炭素線の方が陽子線よりも数倍多くの電子を粒子線の軌道付近に捕獲しうることを世界で初めて見いだしたものです。さらに、電子の捕獲を考慮すると、炭素線では軌道から直径2 nm以内にある水分子の電離の数が従来考えられていた数の約4倍になるという結果を得ました。これは、電子の捕獲が水分子を電離させる機会を増やすことが原因と考えられ、細胞中のDNAに対しては図4-23(b)に示すようなイメージ、すなわち、電子の捕獲がDNA損傷を局所的に多く作り出し、クラスターDNA損傷の生成数を増やすことを示唆します。今後、DNAを細胞中に配置させ、DNA損傷の計算を行い、電子の捕獲がクラスターDNA損傷へどのような効果を持つか詳細な解析を進めます。

●参考文献

Moribayashi, K., Incorporation of the Effect of the Composite Electric Fields of Molecular Ions as a Simulation Tool for Biological Damage due to Heavy-Ion Irradiation, Physical Review A, vol.84, issue 1, 2011, p.012702-1-012702-7.

4-13 放射線は照射後も持続的に染色体を傷つける

— γ 線照射した植物細胞の子孫で微小核が持続的に出現することを発見—

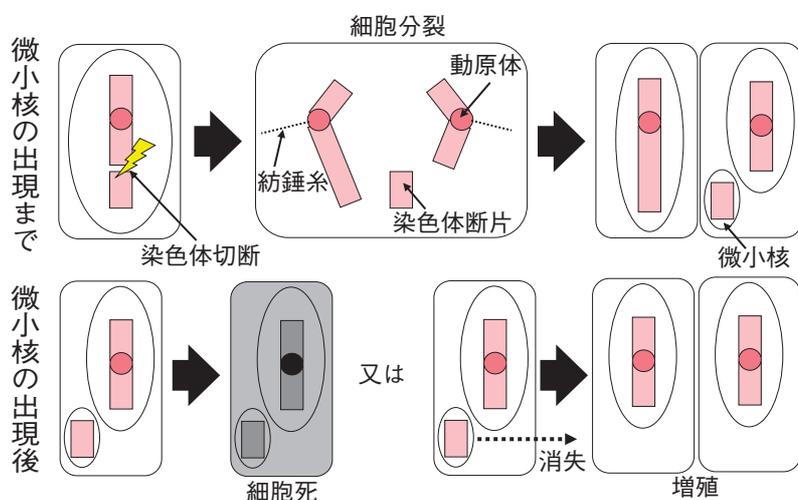


図 4-25 微小核の出現とその後

染色体は細胞分裂時に、動原体に付着する紡錘糸に引かれて、細胞の両端に移動しますが、動原体がない染色体断片は取り残され、分裂後に微小核が出現します。微小核が生じた細胞の一部は致死し、残りは増殖しますが、微小核は遺伝せずに消失し、細胞は遺伝情報の一部を失います。

動物細胞や植物細胞は、遺伝情報の本体であるDNAとタンパク質から成る染色体を細胞核内に持ちます。放射線や酸化ストレスなどにより微小核(図4-25)のような染色体異常が生じると、そこに位置する遺伝子群が変異することがあります。最近の研究から、放射線照射後に生き延びた動物細胞では、細胞分裂で増殖した子孫細胞でも染色体異常が生じ続けることを示す証拠が得られてきました。そこで私たちは、植物細胞でも同様の現象が起こるのか明らかにするため、放射線を照射した植物細胞を培養し、照射細胞の子孫において、染色体異常の中でも識別が比較的容易である微小核の出現頻度を測定しました。

実験では、タバコの培養細胞にコバルト-60の γ 線を40 Gy照射しました。照射細胞と非照射細胞を別々の容器で培養し、7日ごとに、増殖した細胞集団の一定量を新しい容器に移し替えました。また、細胞集団の一部を回収し、細胞集団全体の細胞数と微小核保有細胞の割合を、経時的に測定しました。

その結果、非照射細胞だけでなく照射細胞も活発に増殖し、照射細胞の数は、試験期間中に2³倍に増加することが分かりました。また、照射細胞における微小核保有

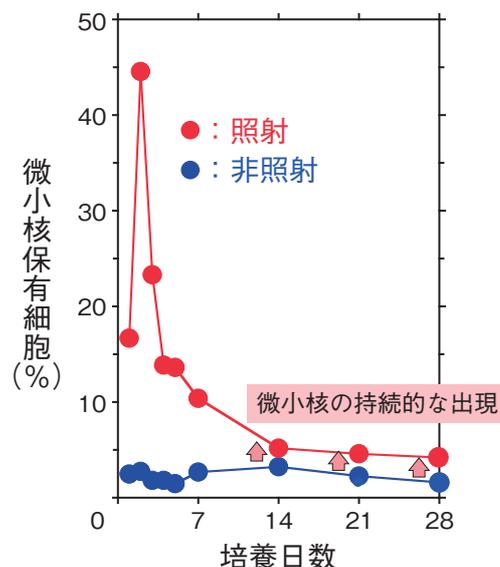


図 4-26 微小核を有する細胞割合の経時変化

40 Gyの γ 線を照射した細胞と非照射の細胞を培養し、細胞集団のうち微小核を持つ細胞の割合を調べました。照射細胞では、微小核を持つ細胞は培養14日以降も非照射細胞と比べて多く、微小核の持続的な出現を示しました。

細胞の割合は、照射後2日目に最大となった後、3日目以降では、細胞数の増加を反映して減少しました。しかし、照射後14日目以降では下げ止まり、非照射細胞と比べて約2倍高い値で推移しました(図4-26)。微小核は速やかに消失することから、タバコ培養細胞では、照射後に20回以上の細胞分裂を経た後でも、微小核が持続的に出現していることが分かりました。放射線が照射細胞の酸化ストレスを高めること、酸化ストレスが微小核などの染色体異常の原因になり得ることから、照射細胞の子孫では、何らかのメカニズムで細胞内の酸化ストレスが高まり続け、微小核が持続的に出現した可能性が考えられます。

以上のように、照射した植物細胞の子孫で、微小核が持続的に生じることを明らかにしました。微小核は子孫細胞に遺伝せずに消失するため、細胞は一部の遺伝情報を失います。このように、植物細胞の遺伝情報は、放射線により傷を受けた直後だけでなく、細胞分裂を経た後も変化することが分かりました。持続的な染色体異常の出現とそれによる遺伝情報の変化が、植物の放射線突然変異育種において果たす意義を明らかにすることが、今後の課題です。

●参考文献

Yokota, Y. et al., Enhanced Micronucleus Formation in the Descendants of γ -ray-Irradiated Tobacco Cells: Evidence for Radiation-Induced Genomic Instability in Plant Cells, Mutation Research / Fundamental and Molecular Mechanisms of Mutagenesis, vol.691, issues 1-2, 2010, p.41-46.

原子力の安全を脅かす現象を明らかに

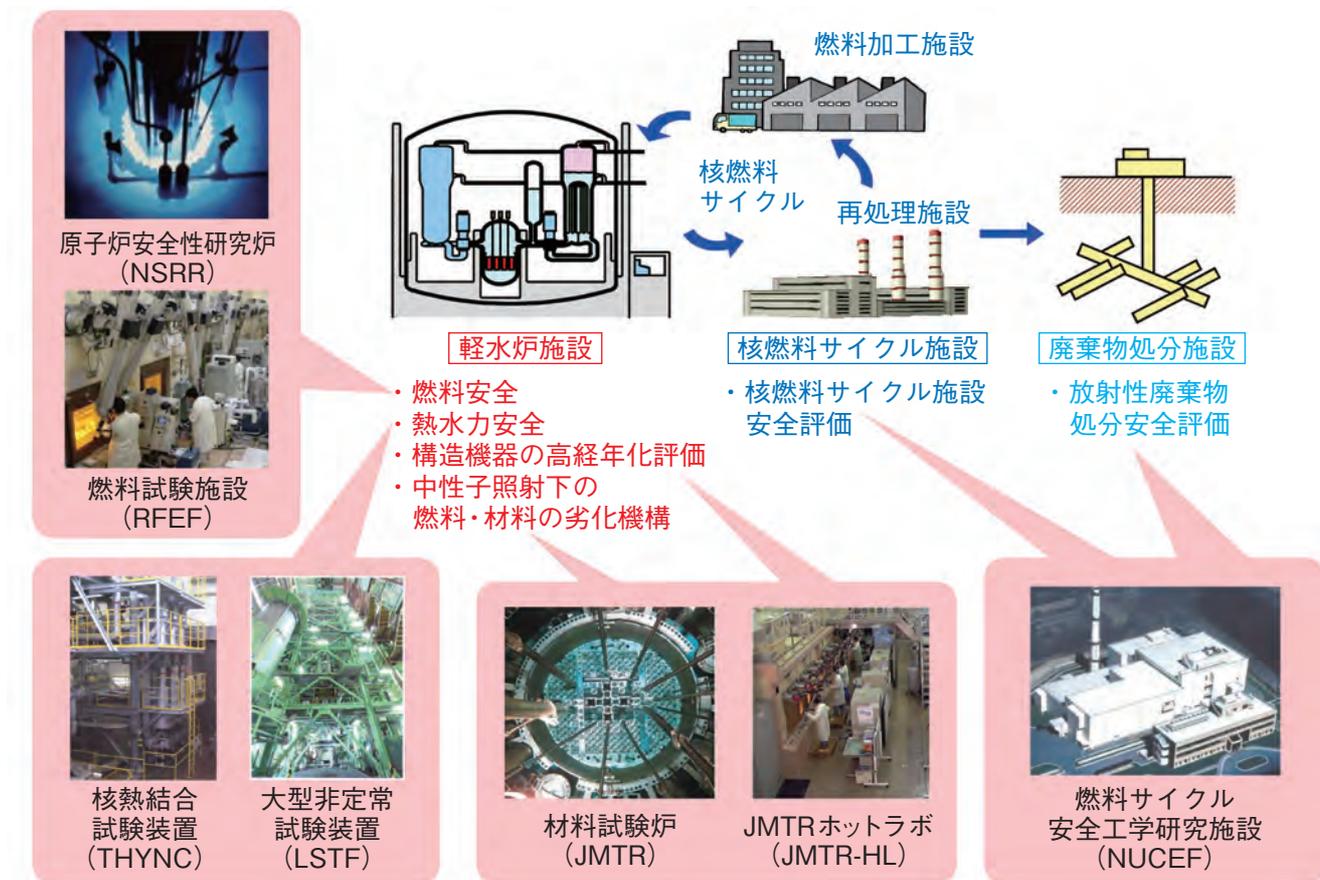


図 5-1 安全研究の分野と関連する原子力機構の主な施設

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

安全研究センターでは、原子力発電のための施設で深刻な事故が起きる可能性や影響を評価して、現在使われている軽水炉を安全に使うことができるように研究を進めてきました。しかし、東日本大震災による巨大な地震と津波によって、東京電力株式会社福島第一原子力発電所で大規模な事故が起きてしまいました。安全研究センターもこれまでの研究成果を活用して、国の緊急時対応に協力してきましたが、安全研究の専門家集団として今回の事故を防ぐことができなかつたことに対し責任を痛感し、原子力を利用する限り重大な被害をもたらすことがないようにする努力を怠ってはならないと考えています。

私たちが利用する技術には常に改善の余地があります。技術をより安全に、かつ効果的に使うためには、常に状態をきちんと理解して対応する能力を高め、必要な道具を磨いていかなければなりません。東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故の調査を行った国際原子力機関 (IAEA) もこのことを「継続的改善 (Continuous Improvement) を目指すことが重要」と指摘しています。

安全研究センターでは、原子力の安全を脅かす可能性

のある多様な現象について、図 5-1 に示す色々な施設などを活用して研究を進めてきました。これらは、原子力特有の現象を研究するために、放射性物質を取り扱ったり、厳しい事故条件を模擬できるなどの特殊な能力を有する施設です。

本章では、原子炉の燃料被覆管の劣化 (トピックス 5-1, 5-2)、原子炉構造材料の劣化や地震に対する構造物の健全性 (トピックス 5-3, 5-4, 5-5)、地震によって原子炉出力が変動する可能性 (トピックス 5-6)、原子炉内に蓄積される放射能 (トピックス 5-7)、シビアアクシデントでの放射性ヨウ素の放出 (トピックス 5-8)、放射性廃棄物の長期安定性 (トピックス 5-9)、原子炉の解体 (トピックス 5-10) に関する最近の安全研究の成果を紹介します。私たちはこうした技術的課題に着実に対応していくことが、国の安全規制や電気事業者を含めた原子力利用技術の「継続的改善」を促進する上で不可欠であり、特に今後はシビアアクシデントに対応した研究を重点的に進めることが必要だと考えています。

5-1 水素を吸収した燃料被覆管が壊れやすい理由 —水素の介在により変化するジルコニウム結晶中の割れの伝わりやすさ—

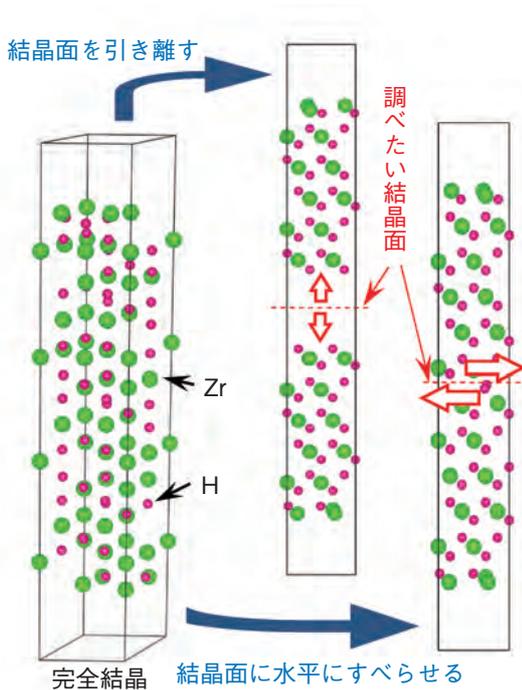


図5-2 ジルコニウム水素化物の第一原理計算モデル
水素を吸収した被覆管中でできる結晶のモデル(上の図はジルコニウム水素化物)を作り、結晶面を引き離したりすべらせたりしたときの抵抗の大きさを評価しました。

原子炉の中で燃料を使用すると、燃料ペレットを入れたジルコニウム (Zr) 合金被覆管は徐々に酸化し、このとき生じる水素の一部は被覆管に吸収されます。水素を吸収し過ぎると被覆管は少ない変形量でも破損しやすくなる(脆化)ので、原子炉の安全性評価では、水素の影響が十分小さいことを確認します。水素は被覆管で一部が溶けてZr水素固溶体に、残りの大部分が溶けずにZr水素化物結晶の析出物になること、またこの水素化物中あるいはその周辺で小さな割れが生じ脆化の原因となることが分かってきています。しかし、こうした割れが生じる仕組みの詳細については未だに分かっていません。

私たちは、数nm程度までの大きさの結晶の性質を正確に評価することのできる第一原理計算を用いて、水素原子と被覆管の脆化のかかわりを調べました。まずZr水素化物(図5-2)とZr水素固溶体の結晶モデルを作ります。そして、結晶面を引き離したり、すべらせたりしたときの抵抗の大きさが、水素の存在によってどのように変化するかを調べました。

まず水素化物結晶面を引き離すときの抵抗は、純粋なZr結晶を20%程下回りました。次に図5-3(a)は水素化物結晶面のすべりに対する抵抗の大きさを等高線で表

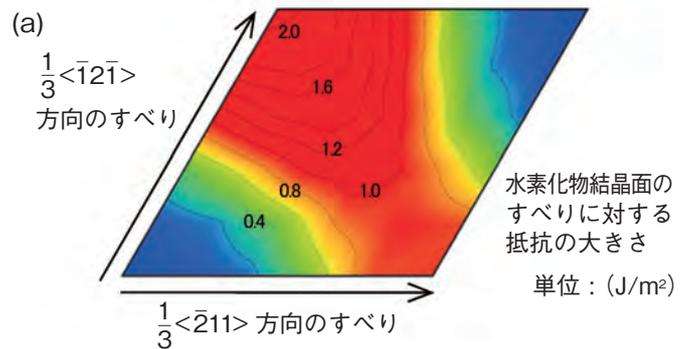
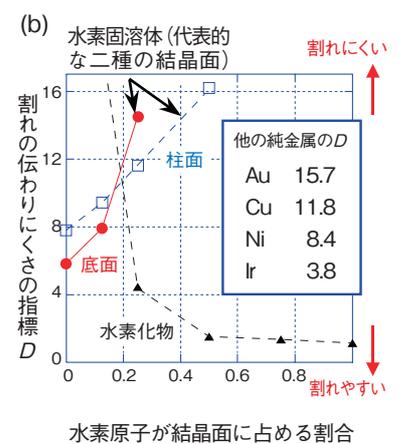


図5-3 水素が介在することによる結晶のすべりやすさ、割れの伝わりやすさの変化
(a)の等高線図には中央に大きな山が見られ、水素化物結晶をどの方向にすべらせても大きな抵抗を受けることを示しています。(b)は水素の割合による結晶中の割れの伝わりにくさの変化です。水素の割合が増えるにつれ、水素化物では急激に割れが伝わりやすく、固溶体では逆に割れが伝わりにくくなるのが分かります。



したものです。中央に赤い領域が広がっており、結晶をどうすべらせても最低1.0 J/m²程度の抵抗が生じます。これは水素固溶体の約4倍で、水素は特に水素化物のすべり抵抗を大きくしていることとなります。

以上の結果を使って、図5-3(b)では結晶中の割れの伝わりにくさDを評価しました。Dは結晶がすべりやすいほど、また引き離しづらいほど大きくなり、例えば柔らかく延性が大きい金(Au)で大きく、常温でも脆いイリジウム(Ir)で小さくなります。Zr水素化物はIrよりもDが小さく、水素の存在によって非常に割れが伝わりやすくなるのが分かります。つまり、被覆管の脆化は水素化物が割れることを通じて起こる可能性が大きいといえます。

このような知見を裏付けとして、水素の影響をより正確に反映できる安全評価手法の開発が行われています。また、現在重大な事故といったこれまでの経験を超えた状況での対応が課題となっています。被覆管の脆化のように、原子炉の安全性に直結する現象の解明を進めることは、これらの課題解決にあたって適切な判断を支える土台となるものです。

●参考文献

Udagawa, Y. et al., Ab Initio Study on Plane Defects in Zirconium-Hydrogen Solid Solution and Zirconium Hydride, Acta Materialia, vol.58, issue 11, 2010, p.3927-3938.

5-2 酸化による燃料被覆管の性能劣化を適切に評価する — 冷却材喪失時の燃料健全性評価手法に関する検討 —

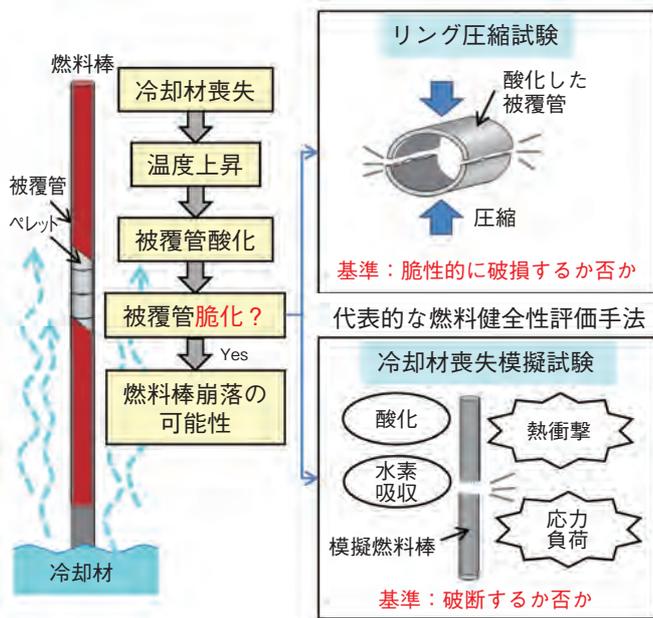


図5-4 冷却材喪失時の燃料健全性に関する代表的な試験手法
冷却材喪失時にも原子炉の安全性を確保するために、被覆管の著しい脆化を防ぐ必要があります。被覆管の脆化を確認したり、脆化する条件を調べるために、米国などでは酸化した被覆管のリング圧縮試験が、我が国においては冷却材喪失時の様々な条件を模擬した試験が行われています。

原子炉内で使用中の燃料の温度は600 K以下ですが、東京電力株式会社福島第一原子力発電所の事故で見られたように、原子炉の冷却能力が低下した場合には燃料温度が大幅に上昇します。約1200 Kを超えると、二酸化ウラン (UO₂) ペレットを収めたジルコニウム合金製の被覆管は急速に冷却材 (水) と反応し酸化します。酸化が著しくなると被覆管は脆くなり (脆化)、熱衝撃や機械的荷重により壊れやすくなります。そこで、被覆管が脆化する条件を調べておき必要な設備や対策を講じる必要があります。

脆化する条件を調べる試験として、米国や欧米では酸化した被覆管を輪切りにした長さ10 mm程度の試験片を潰すリング圧縮試験を採用しているのに対して、日本では長さ約200~500 mmの被覆管を使って冷却材喪失条件を模擬した実験を行い、被覆管が分断するかどうかで被覆管の脆化を判定しています (図5-4)。燃料の長期利用や耐食性を高めた被覆管材料の採用に際し、試験手法や基準の再検討について国際的な議論がなされています。本研究では、上記の二つの試験法を比較するとともに、冷却材喪失時の燃料の健全性をより適切に確認すること

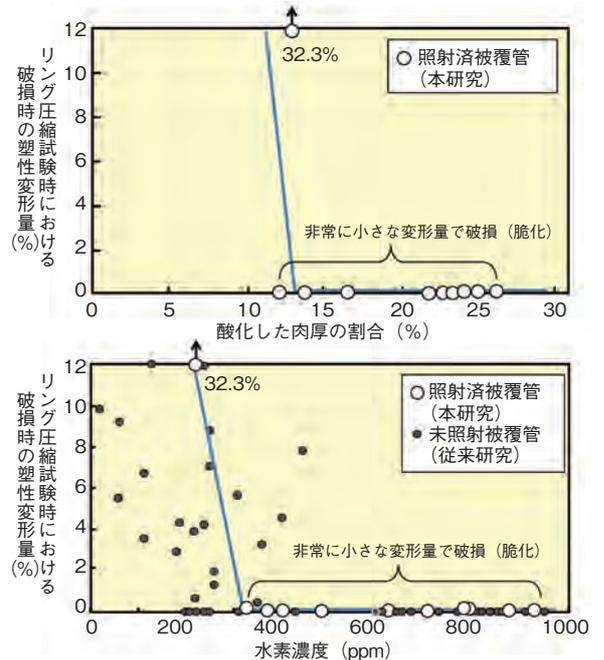


図5-5 冷却材喪失模擬実験に供した被覆管に対するリング圧縮試験の結果
酸化量と水素吸収量が一定量を超えると、非常に小さな変形量で破損します。冷却材喪失模擬実験ではいずれの照射済被覆管も破断しませんが、水素濃度の低いひとつを除き、リング圧縮試験では「脆化した」と判断されます。

が可能な被覆管脆化評価法を検討するために、冷却材喪失模擬実験で酸化したものの破断しなかった被覆管に対しリング圧縮試験を行いました。被覆管は実際に長期間原子炉で照射した被覆管です。

図5-5に示すように、冷却材喪失模擬実験で破断しなかった被覆管の多くが、リング圧縮試験ではほとんど変形せずに破損しました。すなわち、脆化に関し二つの試験法で異なる判定結果が得られたことになります。解析的な研究により、二つの試験手法で燃料被覆管に係る応力の大きさと分布が異なることが分かりました。

リング圧縮試験法は簡便な脆化判定法として用いられてきましたが、本研究の結果は、燃料の安全性を合理的に確認するためには、燃料がさらされる環境、温度、応力条件を勘案した試験を行う必要があることを示しています。また、東京電力株式会社福島第一原子力発電所での事故を考慮すると、冷却材喪失時だけでなく、その後の長期冷却中の地震荷重や事故後の燃料取り出しなどにおいても安全性が維持できるよう、適切な試験を選択あるいは開発して安全基準の策定及び原子炉の安全性向上に寄与していく必要があると考えます。

●参考文献

Nagase, F. et al., Ring Compression Ductility of High-Burnup Fuel Cladding after Exposure to Simulated LOCA Conditions, Journal of Nuclear Science and Technology, vol.48, no.11, 2011, p.1369-1376.

5-3 原子炉内の腐食環境を知るために —放射線照射下における水化学評価手法の高度化を目指して—

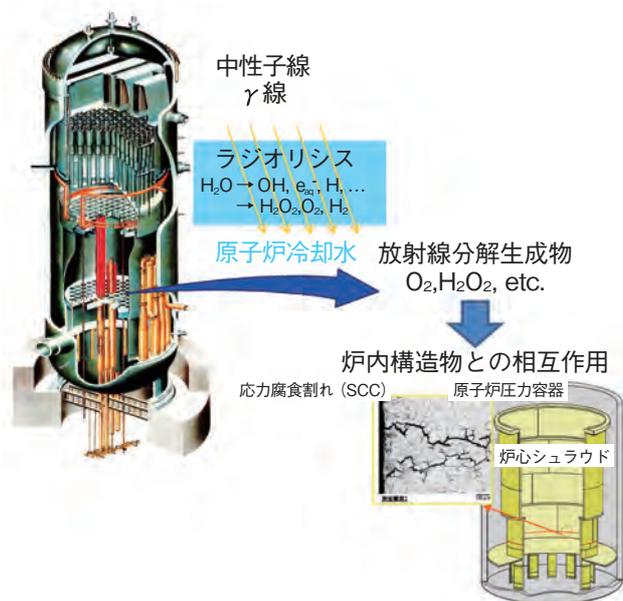
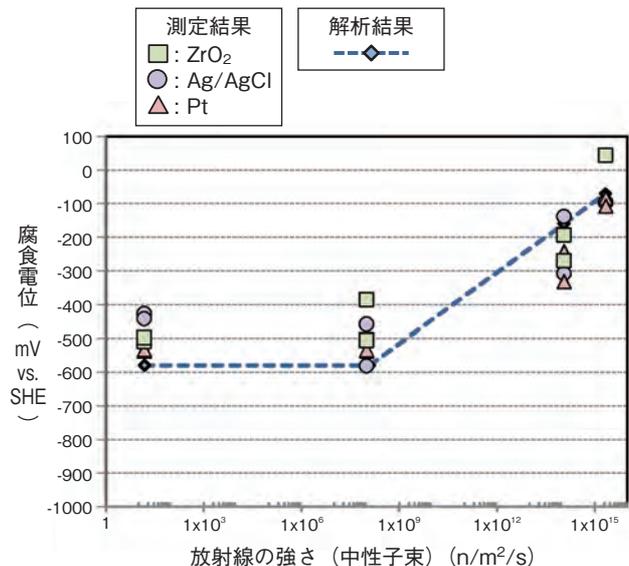


図 5-6 原子炉内における水の放射線分解と腐食
冷却材である水は、放射線を受けることで分解し、最終的に過酸化水素や酸素などの金属を腐食させる酸化種が生成されます。これらは、原子炉内にある炉心シュラウドに発生するひび割れ(応力腐食割れ)の原因になります。

軽水炉の冷却材である水は、中性子線やγ線などの放射線を受けると分解し、酸素、過酸化水素などの酸化種が生成されます。冷却材は、原子炉を構成する構造材料と接しているため、そこに含まれる酸化種濃度が構造材料の腐食に大きな影響を及ぼします。例えば、過酸化水素の濃度が高くなると、構造物の溶接の際に生じる残留応力と材質劣化が重畳することによって生じる応力腐食割れ (SCC) の可能性が高くなることが分かっています。このため、原子炉を長期間安全に使用するためには放射線を受ける冷却材の水化学条件を正確に知ることが重要になります (図 5-6)。

原子炉内における冷却材の水化学条件は、腐食電位の計測により知ることができます。しかし、実機の炉内で腐食電位を計測できる箇所は制限されるため、理論解析により原子炉内全体の水化学条件を評価し、所定部位における腐食電位の計測により解析結果の妥当性を確認します。そのため、研究炉を利用して多様な条件のもと信頼性の高い実測データを用いて解析手法を検証しておくことが重要です。そこで、研究炉で取得したステンレス鋼 (SUS) の腐食電位測定データを解析により評価しま



* SHE : 標準水素電極 (標準水素電極が示す電位を基準にして測定されたことを示すもの)

図 5-7 材料試験炉での腐食電位の測定・解析結果の比較
腐食電位は腐食環境の指標であり、腐食電位が高くなると材料の腐食環境は厳しくなります。ステンレス鋼の照射下腐食電位 (比較のためZrO₂型, Ag/AgCl型及びPt型の三種類のセンサーを用いて測定) は、放射線の強さにより変化します。破線で示した解析の結果は、測定で示された変化を良く再現しています。

した。測定データは、放射線強度が極低レベルからSCCが問題となっている炉心シュラウドに対応する強い条件の範囲で取得されたものです。放射線強度に対するSUSの腐食電位変化を図5-7に示します。本結果は冷却材に水素を注入した場合で、冷却材への水素注入は冷却材中の酸素や過酸化水素等の濃度を低下させる (腐食電位を下げる) 目的で実施されたものです。低放射線レベルでは水素注入の効果により腐食電位も低い状態を維持していますが、放射線が強くなると酸化種生成に対する水素注入効果が不十分となり腐食電位も高くなります。理論解析による酸化種濃度から求めた腐食電位は実験データと良く一致していることから、放射線の強さに伴う酸化種の生成挙動と水素注入による酸化種抑制効果を良く再現できることが示されました。

今後は、溶融デブリ等からの放射線や海水注入の影響を受ける東京電力株式会社福島第一原子力発電所の原子炉格納容器等の腐食対策にも貢献するため、塩分に起因した酸化種の影響も扱うなど、より広い条件での水化学評価手法の高度化を図る予定です。

●参考文献

Hanawa, S. et al., ECP Measurements under Neutron and Gamma Ray in In-Pile Loop and Their Data Evaluation by Water Radiolysis Calculations, Proceedings of Nuclear Plant Chemistry Conference (NPC2010), Quebec City, Canada, 2010, 10p., in CD-ROM.

5-4 原子炉圧力容器の耐食健全性を調べる — ナノ組織解析による熱影響下ステンレスの劣化評価 —

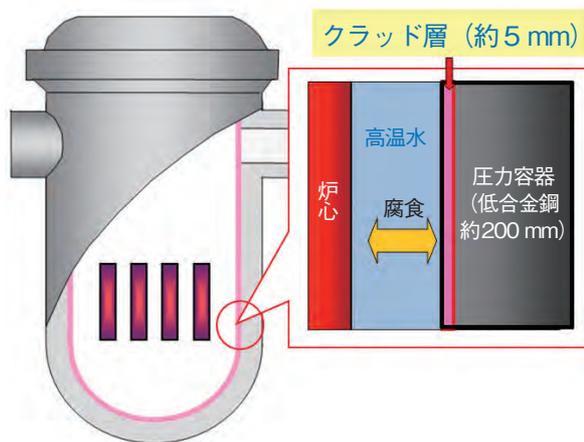


図5-8 圧力容器とクラッド層

圧力容器の内面はおよそ5 mmのステンレス層（クラッド）が肉盛りされています。圧力容器を高温・高圧の冷却水による腐食から守る役割を果たしています。

原子炉の炉心を取り囲む原子炉圧力容器（以下、圧力容器という）は、約200 mmの厚さの強靱な低合金鋼（組成の大部分が鉄でできた鋼）で作られている安全上重要な構造物です。圧力容器には内部に高温・高圧の冷却水が流れているため、高い耐食性が要求され、内側には腐食に強いステンレス層（クラッド）が約5 mmの厚さの肉盛溶接法で形成されています（図5-8）。クラッド層の耐食性は高いCr含有率によって担われており、およそ11%以上であれば表面に不動態という酸化膜を形成して腐食に非常に強くなります。

クラッド層は γ 相と δ 相という二つの性質の異なる金属組織を含んでいますが、原子炉運転時の300 °C程度の環境で長時間の熱影響を受けると、時間の経過とともに熱時効と呼ばれる金属材料特性の変化が生じ、 δ 相が硬く脆くなることが知られています。仮にこのような変化によってクラッド層を貫通するき裂が発生した場合には、冷却水が低合金鋼に直接に触れて圧力容器が腐食する可能性があります。原子炉をより安全に使用するためには、クラッド層の変化がどのような機構によって生じているか、微視的な組織変化を詳しく調べて、安全性の

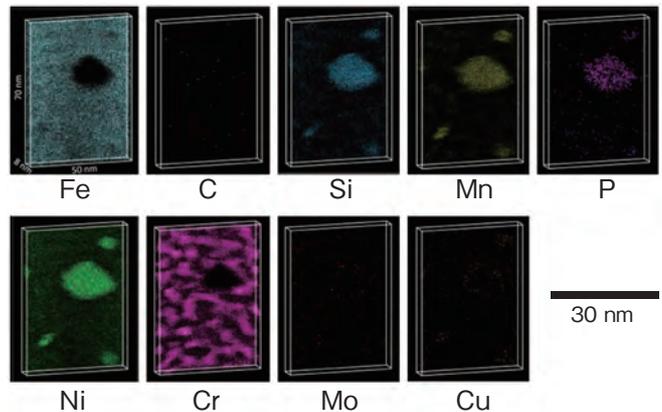


図5-9 三次元アトムプローブで観察した熱時効後クラッド δ 相の原子マップ

図中で黒部分は原子が存在していない箇所を表しています。Si, Mn, P, Niが集まった大小のクラスターが形成されるとともに、Cr濃度にはムラがあることが分かります。こうした微細な組織変化がクラッド劣化事象の原因と考えられます。

確認を行うことが重要です。私たちは、最先端の三次元アトムプローブ法というナノ（10億分の1）メートルサイズの組織を観察できる手法を用いて、クラッド層の組織変化による耐食健全性への影響の評価を目指しています。

三次元アトムプローブ法では、溶質元素の微細な濃度変化を観察することができます。数10年間以上の原子炉運転に相当するように、400 °Cでおよそ1年間の熱処理を行ったクラッドの δ 相を、三次元アトムプローブで観察を行った結果、微視的組織に変化が確認されました。Si, Mn, P, Niが集まった大小のクラスター（ナノメートルサイズの原子集合体）を形成しており、Cr濃度にはムラが生じていて、解析の結果、およそ10 nmの周期で変動していることが明らかになりました（図5-9）。こうした箇所では、不動態の形成が遅くなると考えられ、より腐食しやすくなる可能性があります。今後、微細組織の変化と耐食性の関係について確認を行う予定です。

本研究で得られた知見をもとに、私たちは継続的に圧力容器の耐食健全性について詳細な確認を行うとともに、原子炉を安全に使用するための基準の整備に貢献します。

●参考文献

Takeuchi, T. et al., Study on Microstructural Changes in Thermally-Aged Stainless Steel Weld-Overlay Cladding of Nuclear Reactor Pressure Vessels by Atom Probe Tomography, Journal of Nuclear Materials, vol.415, issue 2, 2011, p.198-204.

5-5 大地震で配管は壊れるか —大きな荷重が加わった際のき裂のふるまいを予測する—

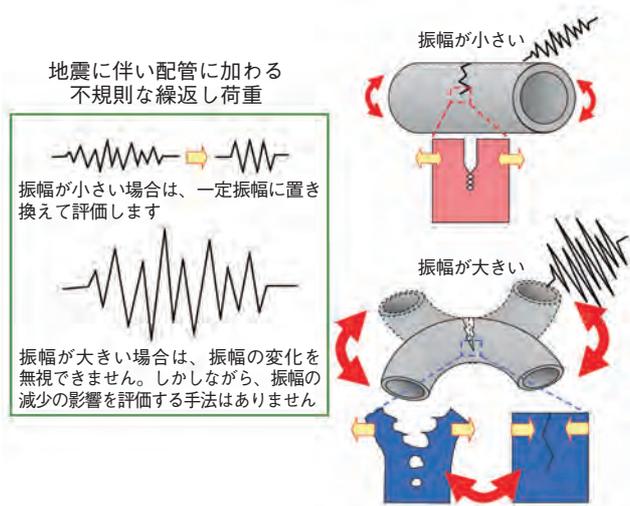


図 5-10 地震によるき裂進展の模式図

地震に伴い配管に加わる不規則な繰返し荷重が、き裂進展に及ぼす影響を模式的に示したものです。大きな振幅の場合は、振幅の変化を無視することができません。特に過大な荷重の直後は、振幅の減少がき裂進展に影響すると考えられます。また、大きな振幅の場合、小さい場合に比べて配管に加わる荷重が大きいため、壊れ方が異なると考えられます。

原子力発電所では、安全上重要な配管等の健全性を保つため、定期的に検査が行われます。検査で微小なき裂状の欠陥が発見された場合、運転荷重や地震に伴う繰返し荷重により、検査後の供用期間中にき裂が進展して壊れないかの評価が行われます。この評価をする際には、通常は振幅の小さい弾性域の評価に適したパラメータである応力拡大係数範囲 (ΔK) を用いて、地震荷重等を一定振幅の繰返し荷重に置き換えて評価が行われます。

しかし、2007年の新潟県中越沖地震や2011年の東日本大震災のように、非常に大きな地震では、 ΔK の適用範囲を超え、塑性域に達する荷重が加わる可能性があります。また、地震に伴う繰返し荷重は不規則な波形です。地震時のき裂進展の様子を模式的に図 5-10 に示します。これらに対応したき裂進展評価手法が必要です。そこで、大地震を模擬した弾性域を超える繰返し荷重によるき裂進展挙動を確認する試験を行い、それに対応したき裂進展評価手法を構築することとしました。

まず、一定振幅でかつ大きな振幅の繰返し荷重による疲労き裂進展速度が、 ΔK に替えて、弾塑性破壊力学パラメータである J 積分値の範囲 (=最大値-最小値) ΔJ を用いて評価できることを確認しました。

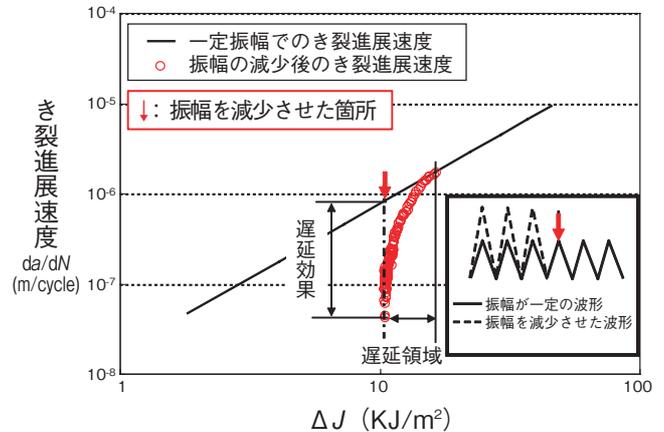


図 5-11 振幅の減少がき裂進展速度に及ぼす影響

配管で使用されるステンレス鋼を用いた試験結果で、振幅が減少したあとのき裂進展速度を示しています。図中の下向き矢印は、振幅を減少させた箇所を示しています。振幅が減少することによって、振幅が一定の場合に予測されるき裂進展速度(黒実線)よりも遅くなる(遅延する)ことが分かりました。この傾向は、配管材料の種類や荷重の大きさが異なる場合にも確認されました。

次に、振幅変化の影響評価のために、繰返し荷重の振幅を段階的に増減させて、地震時における不規則な波形の一部を模擬した試験を行いました。結果、振幅を増加させた場合のき裂進展速度は、振幅一定でのき裂進展速度と変化がなく、振幅を減少させた場合は、振幅一定でのき裂進展速度よりも遅くなる(遅延)ことが示されました(図 5-11)。き裂進展の遅延は、図中に示す遅延効果と遅延領域の大きさとで表され、この大きさをき裂先端の塑性域の大きさに着目して、定量的に評価する手法を論文で提案しました。

さらに、不規則な波形に対応するために、1 サイクルごとに ΔJ を算出する手法を開発しました。この手法は、実配管への適用を想定し、荷重履歴等の推定可能な変数から ΔJ を算出することが可能です。これにより、地震時のき裂進展量を求めることが可能になります。

このように、 ΔJ によるき裂進展評価と遅延効果及び不規則な波形に対応した ΔJ の算出手法を組み合わせ、大地震によるき裂進展の評価手法を提案しました。この評価手法により、従来の ΔK によるき裂進展評価法と比較して、より精度良くき裂進展を予測可能になると考えています。

●参考文献

山口義仁ほか、弾塑性破壊力学パラメータに基づく繰返し過大荷重による配管材のき裂進展評価手法の提案、日本機械学会論文集、A編、vol.77、no.777、2011、p.685-689。

5-6 地震が来ても炉心の出力は安定か？

—スクラム失敗を想定した地震加速度場における核-熱水力連成解析—

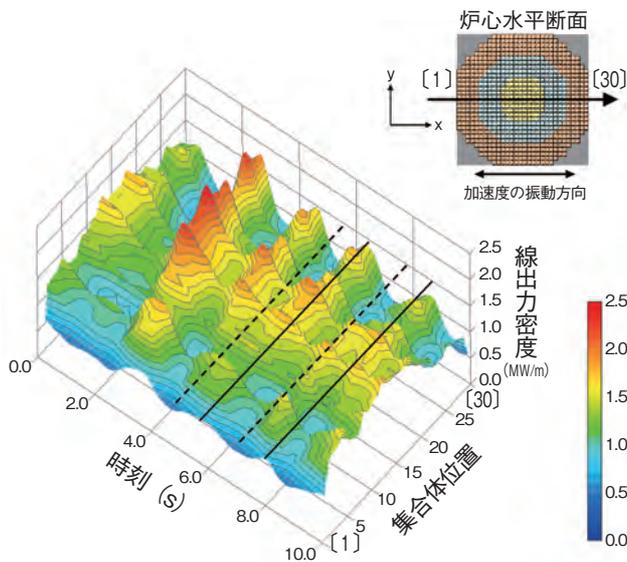


図 5-12 水平加振時の燃料集合体線出力密度の時間変化
炉心の中央高さにおける水平断面での、線出力密度(単位長さあたりの出力)分布の時間変化です。グラフ中の[1]から[30]は、右上の炉心断面図の矢印に沿った集合体位置に対応します。炉心両端の[1]と[30]は、完全に逆の位相で振動しています。

巨大地震発生時には、従来の想定を上回る地震動が原子炉に加わることが分かってきており、重力加速度と比べて無視できない大きさの振動加速度が冷却水に加わると考えられます。通常は基準値を超える地震動を検出すると、自動的に制御棒が炉心に挿入(スクラム)されて炉心出力は急激に低下し、安全な停止状態に移行します。しかし万一スクラムが失敗した場合、特に沸騰水型軽水炉(BWR)では、地震動による冷却水流量の時間的・空間的な変動が、炉心内のボイド率(冷却水中の蒸気の体積割合)の変動を引き起こすことが懸念されます。燃料棒内での核反応の生じやすさは、炉心内のボイド率に強く影響を受けるため(ボイド反応度フィードバック)、ボイド率の変動により炉心の出力分布が変動し、炉心の安定性が低下する可能性があります。これを考慮し、地震動による炉心安定性への影響を評価する研究を行っています。

このため、原子力機構が開発した燃料棒内での核反応と冷却水の伝熱・流動を同時に三次元で解析できる計算コードTRAC/SKETCHを、地震加速度の影響を考慮できるように改造し、BWRを詳細に模擬した数値解析を行いました。従来、鉛直方向の加速度が炉心全体の出力を同じ位相で変動させる可能性が示唆されていました。

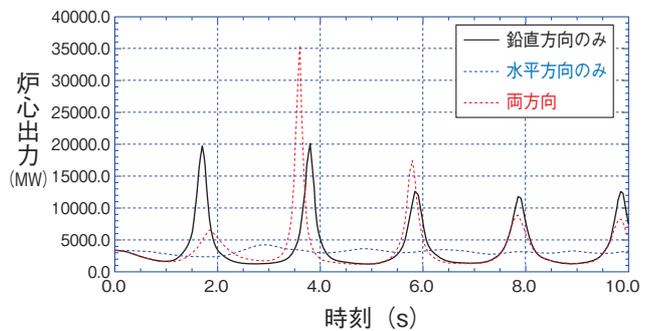
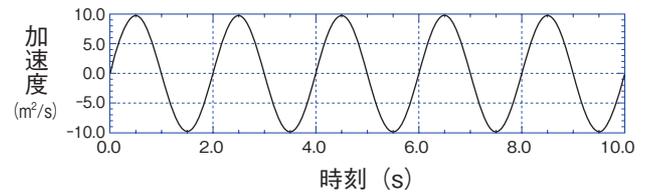


図 5-13 炉心出力への加振方向の影響

入力正弦波振動加速度(周期2秒)を上、解析で得られた炉心出力の時間変化を下に比較します。鉛直方向の加振では、出力が周期的に大きく変動しますが、水平方向の加振では遙かに小さな変動となります。しかし、鉛直方向と水平方向に同時に振動を与えると、鉛直方向のみの加振と比べて、複雑な変動となる可能性があります。

今回、水平方向に正弦波加速度を入力すると、図5-12のように炉心の両端で逆位相の出力変動が発生する場合があることを突き止めました。また、図5-13に示すように、同じ大きさの加速度を与えた場合、水平方向より鉛直方向の加速度の影響が顕著であり、更に両方向の加速度を同時に加えた場合、最初の出力増加が抑制される一方で、二度目の出力増加が非常に大きくなるなど、複雑な出力変動となる場合があることを見いだしました。

実際の地震波には様々な周期の振動波形が含まれるため、入力加速度の周期の影響を調べたところ、およそ2~4秒の比較的長周期の振動が加わったとき、炉心出力が大きく変動することが分かりました。長周期の地震波は減衰しにくいことが知られており、比較的遠方で発生した地震であっても、炉心の安定性に影響を与える可能性が考えられます。

これらの知見を基に、実際の地震動が加わった場合の、種々の運転状態にある原子炉の安定性を詳細に予測する研究を進めています。

本研究は、独立行政法人科学技術振興機構(JST)戦略的創造研究推進事業(CREST)の助成により実施しました。

●参考文献

Satou, A. et al., Neutron-Coupled Thermal Hydraulic Calculation of BWR under Seismic Acceleration, Proceedings of Joint International Conference on Supercomputing in Nuclear Applications and Monte Carlo 2010 (SNA+MC2010), B1, 2010, 10367.pdf, 5p., in USB flash drive.

5-7 運転中の原子炉の内部にある放射能の量をどのように把握するか？ —炉内放射能計算システムの開発—

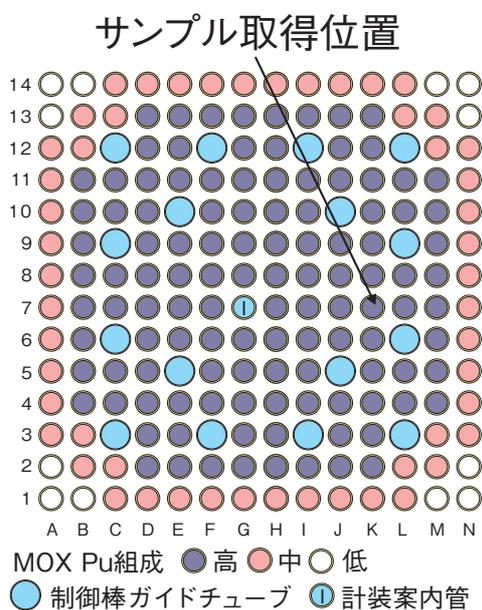


図 5-14 MOX燃料を対象とした同位体組成測定試験での燃料サンプル取得位置
サンプル取得位置にある燃料から取り出された燃料棒を切断・溶解して測定された同位体量を解析しました。

核燃料の中では核分裂や中性子捕獲などの核反応によって多くの同位体が生成され、それらは核反応や放射性崩壊によっても様々な同位体に変化し、含まれる放射エネルギーは時々刻々と変化していきます。この同位体量を正確に求めることは、原子炉の臨界性の評価や、核燃料の放射能や発熱量の正確な把握に必要です。そのため私たちは統合化燃焼計算コードシステムSWATを開発してきました。

このシステムは、原子力機構が開発した核計算コードSRACやMVPにより燃焼中の核燃料の中性子反応断面積を求め、広く利用されている燃焼計算コードORIGEN 2に取り入れる構成です。更にこのシステムは核分裂の結果生成される核分裂生成物 (FP) の生成割合や、その放射性崩壊の半減期のデータも最近の核データ評価の結果を反映するため、原子力機構が開発したJNDC核分裂生成核データライブラリ第2版やJENDL核分裂生成物崩壊データライブラリ2000のデータを内蔵しています。これらの工夫により、ウランやプルトニウムのようなアクチニドと呼ばれる重元素やFPの生成消滅量を、使用

表 5-1 図 5-14で示された燃料サンプルの破壊試験で得られた同位体組成をSWATシステムによって解析した結果の例

同位体	C/E*
^{235}U	1.03
^{238}U	1.00
^{239}Pu	1.05
^{240}Pu	1.00
^{241}Pu	1.03
^{134}Cs	0.96
^{137}Cs	1.03

(*C/Eは実験値に対する計算値の比を示します)

可能な最新データを用いて求めることが可能です。燃焼後の核燃料から取り出された燃料ピンを切断・溶解することによって得られたサンプルの取得位置を図 5-14に、ここで示されたサンプルを用いた破壊試験で得られた同位体組成の測定データをSWATで計算して比較した結果を表 5-1 に示したとおり、SWATは主要同位体の同位体組成を 5%以内の差で予測可能です。

更にこのSWATシステムで作成したデータライブラリを内蔵させておくことでORIGEN 2 コード単独でもSWATシステムと同等の詳細な同位体量の評価が可能なシステムORIGEN22UPJも開発しています。これは、SWATと同等の計算結果を与えることが可能であるだけでなく、最新のコンピュータを使用すれば数秒で計算が終了するという高速性を有しています。この特徴を活かし、先般発生した東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故時には、炉内放射能計算システムとして事故当時に原子炉内に存在していた放射能の量を計算するために利用され、国による事故影響評価に対して貢献しました。

●参考文献

須山賢也ほか, 連続エネルギーモンテカルロコード MVP 及び MCNP を使用する統合化燃焼計算コードシステム—SWAT3.1, JAEA-Data/Code 2009-002, 2009, 124p.

5-8 シビアアクシデントで放出されるガス状ヨウ素量を推定 —ヨウ素化学反応モデルの実機評価への適用—

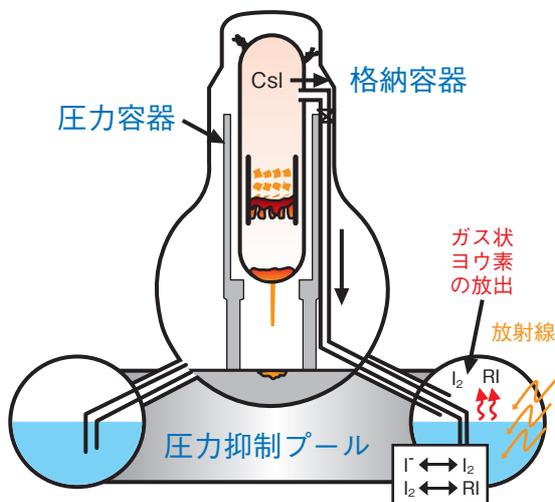


図 5-15 炉心損傷事故の際のヨウ素放出

炉心から放出されたヨウ素は、主にヨウ化セシウム (CsI) として圧力抑制プールに放出され、 I^- として液中に溶解して存在します。この状態のままでは再放出はほとんどありませんが、シビアアクシデント条件下で揮発性の高いガス状ヨウ素に化学変化すると、気相へ再放出される可能性が高まります。

原子炉事故時における公衆の被ばく評価には、環境への放射性物質の放出タイミングと量、すなわちソースタームが必要となります。その中でもヨウ素は、内部被ばくの観点から特に重要です。多くのヨウ素は、図 5-15 に示すように格納容器内の液相中にいったん溶解しますが、様々な化学反応により揮発性の高い化学形 (I_2 や有機ヨウ素) に変換し気相に再放出されます。再放出は、水温、pH、放射線の強度や液相に溶存する壁面ペイント溶剤など種々の不純物の量に依存する複雑な現象であり、広範なシビアアクシデント (SA) 時の条件下における知見が不足していました。そのため、この現象はソースターム評価上の不確かさ要因のひとつとなっています。

この不確かさを低減するため、近年、原子力機構ではヨウ素の再放出に関する実験を実施し、種々のパラメータの影響に関する基礎データを取得するとともに、化学反応速度論に基づいて水の放射線分解やガス状ヨウ素生成に関わる反応を考慮可能なヨウ素化学挙動解析コード Kiche を開発しました。

SA時のソースターム評価には、放射性物質の移行挙動が炉心溶融進展などの熱水力挙動に影響を受けるため、これらを一括して計算可能なSA解析コードの利用

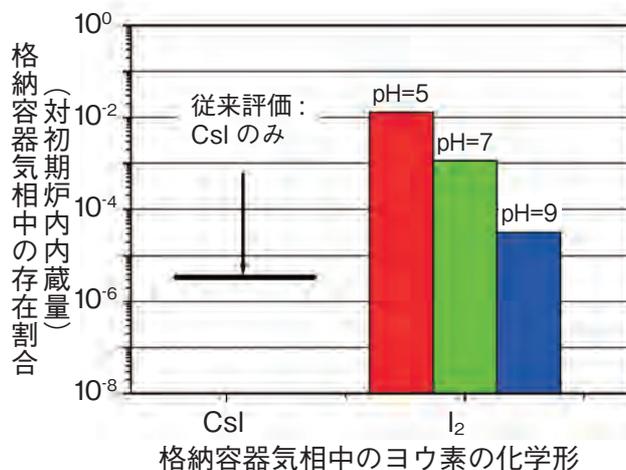


図 5-16 格納容器気相中のヨウ素割合

事故終息後の格納容器雰囲気中のヨウ素割合は、格納容器内に存在する液相のpH条件が低いほどヨウ素化学反応によるガス状ヨウ素の再放出が促進されることにより、増加する傾向があることが明らかになりました。

が不可欠です。本研究では、原子力機構で開発中のソースターム解析コード THALES 2 に Kiche を組み込むことで、気相中へのヨウ素再放出にかかわる評価性能の改善を図るとともに、それを用いた多様な事故シナリオのソースターム評価を進めています。

図 5-16 に、110万kW級BWRを対象とした解析結果例として、炉心冷却機能喪失によって炉心損傷に至ったとしても格納容器は健全なまま事故が終息する、というシナリオに対する格納容器気相中のヨウ素割合を示しています。CsIのみ想定していた従来評価では、気相中のCsIが主にエアロゾルの形態をとり、重力による沈降やスプレーによる低減効果によって、最終的には 10^{-6} 程度となりましたが、ヨウ素化学反応の考慮により、従来考慮していなかった I_2 の気相への放出と蓄積が断続的に生じること、そして酸性条件では I_2 の蓄積が増加することが明らかになりました。本結果は、SA後の対策としてヨウ素の再放出抑制には、長期的なpH管理が重要であることを示唆しています。

今後は、有機ヨウ素反応の影響や東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故の分析を進めていく予定です。

●参考文献

石川淳ほか, BWR4/Mark-I プラントのヨウ素化学挙動を考慮した格納容器内ソースターム評価に係わる検討, JAEA-Research 2010-051, 2011, 42p.

5-9 ガラス固化体はどのような環境だと溶けやすいか？

— 地下水中にマグネシウムが含まれる場合 —

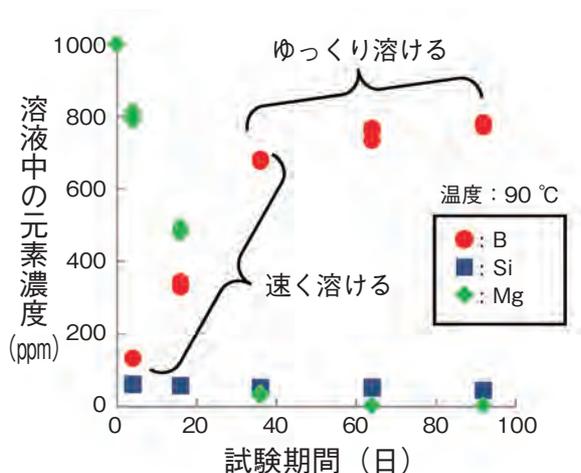


図 5-17 ガラス固化体を漬けたMg溶液中の元素濃度の変化
ホウ素 (B) の量は、溶けたガラス固化体量の指標です。液中に Mg イオンが存在するとガラス固化体は速く溶けますが、Mg イオン濃度が低くなるとゆっくり溶けることが確認されました。

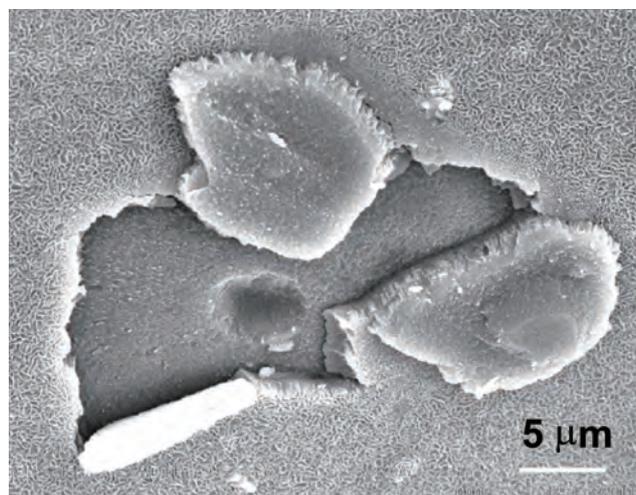


図 5-18 Mg溶液中に漬けたガラス固化体の表面写真
ガラス固化体表面は溶けて“変質層”となり、その一部は剥がれています。変質層の厚さは約1.0 μmで、主にMgとSiを含んでいることが分かりました。

使用済燃料の再処理から発生する高レベル放射性廃液は、ガラスで固めた（ガラス固化）後にオーバーパック（OP）と呼ばれる鉄の容器で密封し、その周りをベントナイト（粘土）で覆い、300 mよりも深い地下に地層処分される計画です。数100年あるいは数1000年後には、地下水がベントナイトに染み込み、OPが腐食し、ガラス固化体に地下水が接触して放射性物質が溶け出す可能性があります。したがって、地層処分の安全性を評価するためには、処分環境でのベントナイト内の水の流れやOPが腐食する速度に加えて、ガラス固化体の溶ける速度を知ることが重要です。ガラス固化は、放射能濃度の高い廃棄物を安定化できるため、東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故の処理で発生する放射性廃棄物の一部に対しても有力な処理方法です。

ガラス固化体は、主成分であるケイ素（Si）が溶け出しやすい条件では速く溶けますが、深い地下を流れる地下水の速度はとても遅いため、ガラス固化体に接触した地下水中のSi濃度が高くなりガラス固化体にとって飽和に近い状態となることから、溶ける速度は非常に遅くなると考えられています。

一方、地下水中には様々な成分が含まれますので、ガラス固化体の溶け方に影響を及ぼす成分を把握しておく

ことも重要です。

本研究では、石灰岩地下水などに含まれるマグネシウム（Mg）に着目し、Mgイオン溶液中でのガラス固化体の溶け方を調べました。

その結果、溶液中のMgイオン濃度が高いとガラス固化体が速く溶けることが分かりました（図5-17）。また、ガラス固化体の表面にはMgとSiを主成分とした変質層が形成されていました（図5-18）。

これらの結果から、ガラス固化体から溶け出したSiと溶液中のMgイオンが化合してマグネシウムケイ酸塩を生成し、ガラス固化体表面近くのSiが消費され、ガラス固化体が速い速度で溶けたと考えられます（約40日まで）。その後、溶液中のMgイオンが尽きるとマグネシウムケイ酸塩の生成も止まり、Siの消費も止まることから、ガラス固化体の溶ける速度が遅くなったと考えられます（約40日以降）。

このように、ガラス固化体の溶ける速度を把握するためには、地下水中などにSiを消費する反応を引き起こす成分が多く含まれているかどうかを調べるのが重要で、そうした成分が少ない環境であれば、ガラス固化体から放射性物質が溶け出しにくいということが分かります。

●参考文献

Maeda, T. et al., Corrosion Behavior of Simulated HLW Glass in the Presence of Magnesium Ion, International Journal of Corrosion, vol.2011, Article ID 796457, 2011, 6p.

5-10 原子炉の安全な解体のために

— 解体作業時の被ばく線量評価システムの開発 —

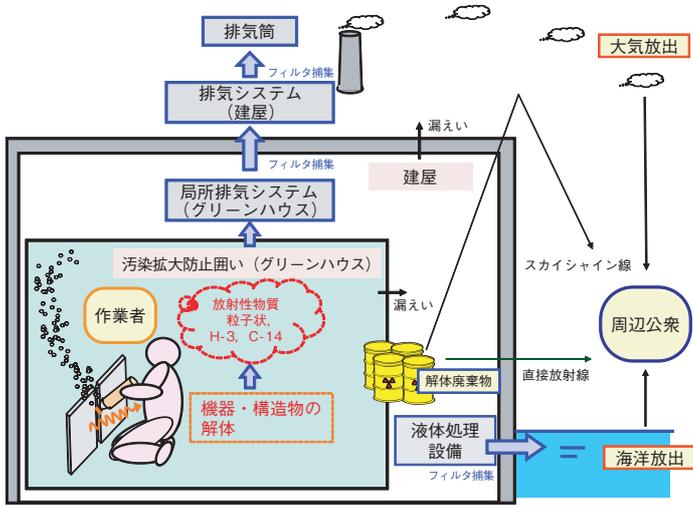


図 5-19 廃止措置平常時の放射性核種の放出経路

解体対象物の切断、除染等の作業によって放射性粉じん等が発生し、その一部がフィルタを通過、あるいはグリーンハウス、建屋等から漏えいし、大気及び海洋へ放出されます。空気中の放射能濃度や地表沈着濃度、海中の放射能濃度等を評価し、被ばく経路ごとに周辺公衆の被ばく線量を計算します。

老朽化による運転停止や事故による損傷のため、原子力発電所等を解体撤去することを廃止措置といいます。廃止措置は原子炉内に残存する放射能を除去しながらの活動となるため、作業員や周辺公衆の健康に影響を及ぼさないようにする必要があります。これは東京電力株式会社福島第一原子力発電所の廃止措置にも当てはまります。

原子力発電所を廃止措置する場合、規制当局に「廃止措置計画」の認可申請を行い、計画が安全、適切であることが認められて初めて廃止措置工事に着手できます。認可申請では、汚染物の切断等の作業やそのとき発生する放射性の気体や粉じんによる作業員の被ばく、並びに排気フィルタを通過して大気中へ放出されたり、廃液の処理後に、海洋へ放出される放射性物質による周辺公衆の被ばくをあらかじめ評価することが求められています。この評価においては、解体対象物の放射エネルギー、解体作業の内容、作業工程等に基づき放出する放射エネルギーを算出した上で、様々な被ばく経路ごとに被ばく線量を計算します。また、火災・爆発等、廃止措置時に想定される事故による周辺公衆の被ばく線量も評価する必要があります。

安全研究センターでは、こうした廃止措置時の安全性の確認に役立つ被ばく線量評価システムを整備してきま

表 5-2 作業員被ばく線量の実績と評価例

作業内容や作業員構成を反映し、現実的な線量率、作業時間等を用いることで被ばく線量を精度良く評価できました。建屋の機器類では、それらがすべて作業員近傍に位置するという保守的な計算モデルを用いているため、実績値より大きな値となりました。

作業	外部被ばく		内部被ばく	
	評価	実績	評価	実績
炉内構造物	52.0	73.1	0	0
原子炉圧力容器 (RPV)	103.9	82.7	0	0
RPV接続配管	95.8	63.2	0	0
生体遮へいコンクリート	31.9	27.3	0	0
原子炉建屋の機器類	231.8	35.6	15.0	0
タービン建屋の機器類	5.7	0.6	4.3	0

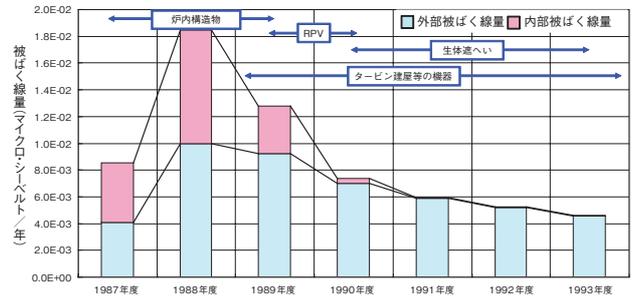


図 5-20 周辺公衆の被ばく線量の評価例

排気フィルタ等の対策を考慮したことにより、周辺公衆への影響は無視できるレベルとなりました。外部・内部被ばくとも大半が海洋放出に関連する被ばく経路（海浜作業、海産物摂取等）によるものでした。農作物摂取経路に寄与する核種はC-14でした。

した。平常作業時における被ばくを例とした計算モデルを図 5-19 に示します。また、切断により飛散する放射性物質の割合（飛散率）は評価に重要なデータですが、既存データは模擬配管等を用いて取得したものがほとんどでした。私たちは実際の原子炉から取り出した汚染配管を使って飛散率の測定を行い、その結果を参照して既存データの信頼性を確認しました。

(旧)原研(現:原子力機構)の動力試験炉(JPDR)の解体実地試験から多くの有益なデータが得られましたが、それらは本システムの検証にも役立ちました。JPDRの解体工事に本システムを適用した結果、作業員被ばくについては、十分精度良く、あるいは安全側に評価できること(表 5-2)、公衆被ばくでは、作業工程に沿って被ばく経路を明らかにし、その影響は無視できる程度であること(図 5-20)が分かりました。

廃止措置が本格化する時代を迎え、原子炉の安全な廃止のために、本システムを更に利用しやすく、また、損傷施設への適用も目指して改良を進める予定です。

本研究は、経済産業省原子力安全・保安院からの受託研究「発電用原子炉廃止措置基準化調査」の成果の一部です。

●参考文献

Shimada, T., Sukegawa, T. et al., Development of Safety Assessment Code for Decommissioning of Nuclear Facilities (DecDose), Journal of Power and Energy Systems, vol.4, no.1, 2010, p.40-53.

未来を拓く先端基礎研究

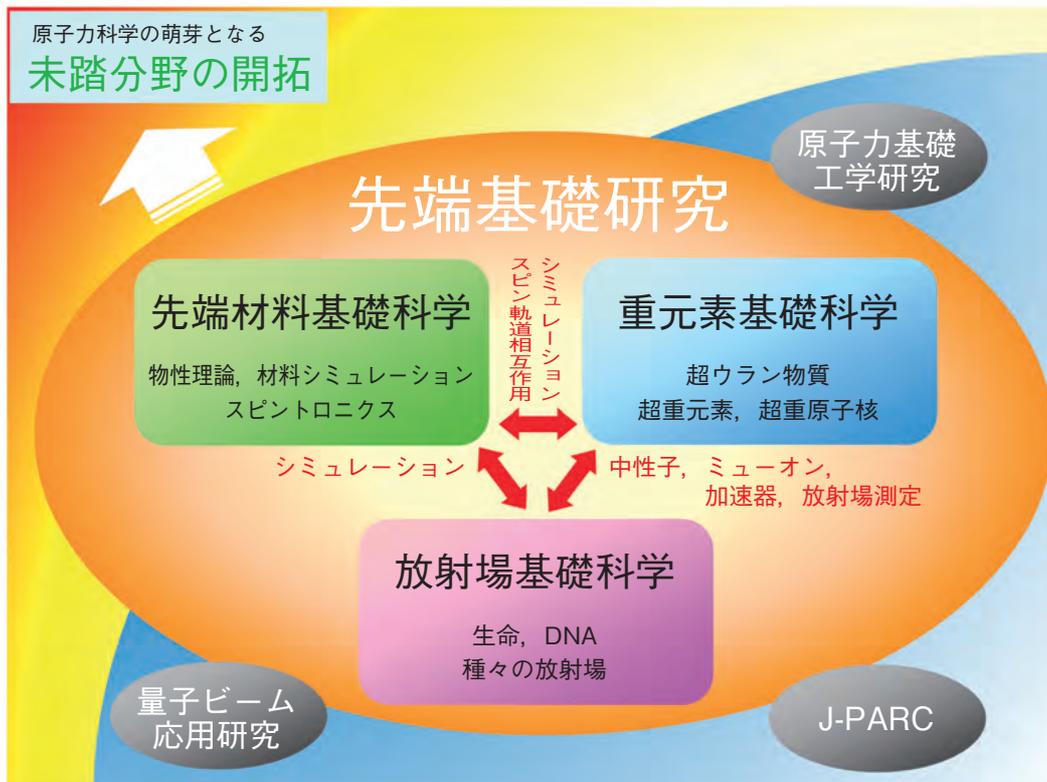


図 6-1 原子力科学の萌芽となる未踏分野の開拓を目指すための各分野間や他の部門との連携

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

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

2010年度から始まった中期計画では、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及び(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で研究を進めています。

先端材料基礎科学では、スピントロニクス材料の開発や、物性理論の高度化、重元素基礎科学では、超重元素等の核物理的性質や化合物の新しい固体物理コンセプトの開拓、そして放射場基礎科学では、ハドロン物理、生物とアクチノイド元素、放射線に関する研究及びスピン偏極陽電子ビーム技術の開発と応用といった研究を実施しています。これらの各分野間の連携や、他部門等との協力を通じ、原子力科学の萌芽となる未踏分野の開拓を目指しています(図6-1)。2010年度は、スピン流創出

に関する新機構の発見、極端に陽子過剰なHg-180原子核での閉殻構造に依存しない質量非対称な核分裂の発見、四半世紀の謎とされていたウラン化合物 URu_2Si_2 の特異な相転移の解明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。

先端基礎研究では長期的な視点での研究とともに、東京電力株式会社福島第一原子力発電所の事故に起因した問題の解決に対しても、これまでに開拓してきた、新分野の研究成果の適用を考えています。例えば、これまで特殊な微生物の作用として、微生物の排出する有機酸が鉱物に吸着した金属イオンを可溶化する現象を見いだしてきました。このような微生物の機能を、有効に使うことにより、放射性物質で汚染した土壌を浄化する技術の開発を行っていきます。(図6-2)。

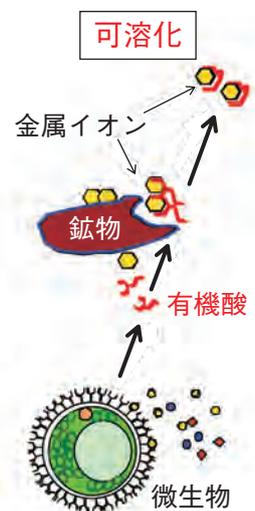


図 6-2 微生物の排出する有機酸で土壌の放射性核種が可溶化する機構の模式図

6-1 熱，回転，磁化運動から磁気の流れを生み出す —スピントロニクスにおけるスピン流生成の新原理を発見—

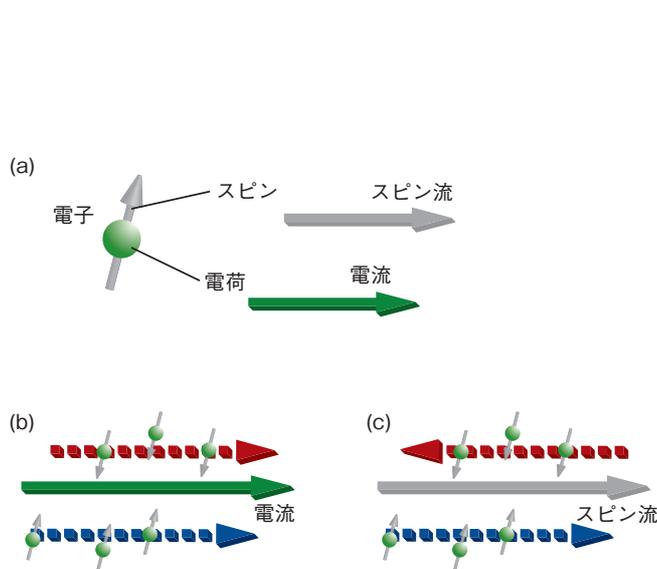


図 6-3 電子の持つ電荷とスピン

(a) 電子には、電荷とスピンという性質があります。電荷の流れが電流となり、スピンの流れがスピン流となります。(b) 通常の電流では、上向きスピンと下向きスピンの電子が同方向に流れるため、全体としてはスピン流になりません。(c) スピン流を作るには、様々な工夫を凝らして異なるスピンを持つ電子を逆向きに流す必要があります。

今日の情報社会を支えているエレクトロニクス技術。その次世代を担う「スピントロニクス」が世界的に注目されています。私たちは、この先端技術の鍵となる「磁気の流れ」を生み出す画期的な方法を多数発見しました。

エレクトロニクスとはその名のとおり、物質中の電子を自在に操る技術のことです。この電子には「電荷」と「スピン」という二つの顔があります(図6-3)。電荷の流れが電流であり、エレクトロニクスはこの電流を制御することで発展してきました。一方、スピンとは磁気の本質であり、その流れをスピン流と呼びます。スピントロニクスとは、このスピン流を電流同様に利用して、従来のエレクトロニクスを凌駕する技術革新を実現するものです。

しかし、最近までスピン流を利用することは電流に比べて難しいとされてきました。この中で、私たちはスピン流を生み出す新しい原理の解明に取り組みました。

まず、電気を全く流さない絶縁体の磁石でも、両端に温度差を与えるだけでスピン流が湧き出る現象を発見しました^[1]。熱で生成したスピン流を金属中の逆スピンホー

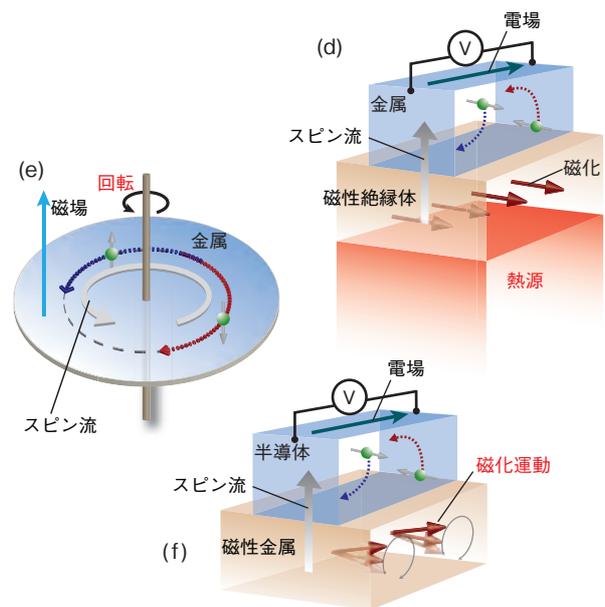


図 6-4 新しく発見されたスピン流生成法

(d) 磁化を持つ絶縁体の磁石を温めると、熱の流れと共にスピン流が生成します。これを金属中で電流に変換することで、電力として取り出せます。(e) 磁場中で金属を回転させると、回転方向にスピン流が生成します。(f) 磁性金属中の磁化を強磁性共鳴により歳差運動させることで、隣接する半導体にスピン流を注入することができます。

ル効果により電流に変換することで、絶縁体材料を使った新しいタイプの熱電発電が可能になります(図6-4(d))。

次に、物体の回転運動(図6-4(e))からもスピン流が生成されることを、一般相対性理論と量子力学に基づく厳密な理論解析により導きました^[2]。この発見により、ナノスケールのモーターなど電子スピンの持つ純粋に量子力学的な回転から力学的な動力をダイレクトに取り出す全く新しい技術創出への展望が開かれました。

さらに、強磁性共鳴による磁化歳差運動(図6-4(f))を用いることで、これまで原理的に困難とされていた半導体への高効率スピン注入(従来技術の1000倍以上)を実現しました^[3]。エレクトロニクスの基幹材料である半導体にスピンを注入する技術は、応用上、特に注目を集めています。

以上のような、高効率で多様なスピン流生成法の開発は、スピン流を用いた極めて消費電力の少ない電子機器などの実現に向けて大きな寄与を果たします。私たちは、スピントロニクスの研究を通じ、最先端の科学技術の振興に貢献します。

●参考文献

[1] Uchida, K., Ieda, J. et al., Spin Seebeck Insulator, Nature Materials, vol.9, no.11, 2010, p.894-897.
 [2] Matsuo, M., Ieda, J. et al., Effects of Mechanical Rotation on Spin Currents, Physical Review Letters, vol.106, issue 7, 2011, p.076601-1-076601-4.
 [3] Ando, K., Takahashi, S., Ieda, J. et al., Electrically Tunable Spin Injector Free from the Impedance Mismatch Problem, Nature Materials, vol.10, no.9, 2011, p.655-659.

6-2 磁性体中の電子のスピンを偏極陽電子で観測

—新しい高スピン偏極陽電子ビーム技術の開発—

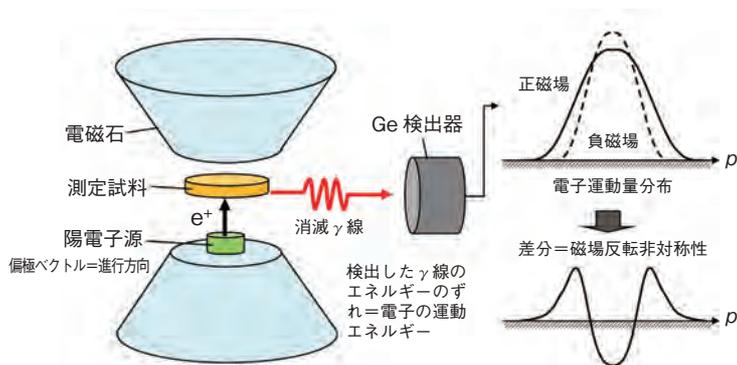


図 6-5 高スピン偏極陽電子消滅スペクトルの測定原理

電磁石で磁場を印加しながら高スピン偏極陽電子を測定試料に打ち込みます。検出した γ 線のエネルギーは、磁性体中の電子の運動状態を示します。

近年、これまでの電子の流れ（電流）を利用した電子デバイスに加えて、電子の自転（スピン）を利用した新たなデバイス（スピントロニクス）の研究が進んでいます。それに伴い、材料中のスピンを検出する新たな手法の開発も求められています。私たちは電子の反粒子である陽電子をプローブとして使い、プローブ側のスピンをそろえることによって、対象物の電子のスピン状態を解明する技術の開発に取り組んでいます。

陽電子プローブのスピンをそろえることはなかなか困難ですが、今回私たちは、 ^{68}Ge - ^{68}Ga 陽電子源から放出される陽電子のスピンの大きな偏りを持っていることに着目し（高スピン偏極）、核反応による ^{68}Ge - ^{68}Ga 陽電子源の開発と磁性体のスピン状態研究への応用を行いました。図6-5に、今回開発した ^{68}Ge - ^{68}Ga 高スピン偏極陽電子源を用いたスピン偏極陽電子消滅スペクトル測定の設定アップを示します。磁性体材料に磁場を印加しながら高スピン偏極陽電子を打ち込み、磁性体の電子と陽電子が対消滅する際に放出される γ 線エネルギーの理論値からのずれを計測しました。このずれに、磁性体電子側の運動状態などの情報が含まれています。また、スピン偏

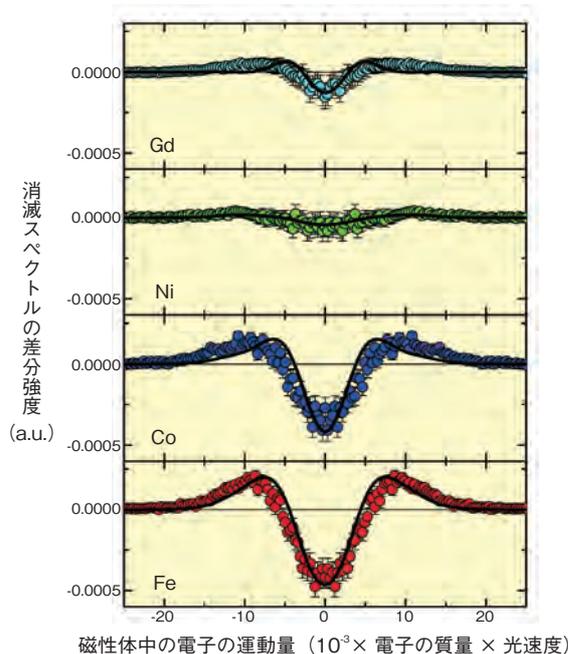


図 6-6 ガドリニウム(Gd)、ニッケル(Ni)、コバルト(Co)、鉄(Fe)の電子と対消滅したスピン偏極陽電子の消滅スペクトル

四種類の磁性体に高スピン偏極陽電子を打ち込み、消滅 γ 線から磁性体中の電子の運動状態を観測しました。各測定値(○)は、理論計算(実線)によって再現できます。

極した陽電子は、電子とのスピンの向きが反平行の時に優先的に消滅しますが、磁場の向きによって、磁性体中の電子のスピン状態が変化し、それによって γ 線エネルギー分布も変化します。図6-6では、この変化を強調するために、正磁場を印加したものと負磁場を印加したものの差としてスペクトルを描いています。その結果、今回開発した高スピン偏極陽電子源を用いた測定から、スピン偏極陽電子の消滅スペクトルに磁場反転非対称性が明瞭に現れ、磁性体の磁化に応じて、反転非対称性の度合いが異なっていることが検出でき、スピン偏極陽電子が、磁性体材料のスピン状態の研究に有用であることが分かりました。

今後は、物質内部のスピン情報だけでなく、物質表面近傍のスピンホール効果や界面近傍での巨大トンネル磁気抵抗などのスピン状態の解明に向けたエネルギー可変の高スピン偏極陽電子ビームを開発するとともに、原子空孔に吸い寄せられるという陽電子の特徴なども活かしつつ、物質のスピン状態の解明に活用していきたいと考えています。

●参考文献

Kawasuso, A., Fukaya, Y. et al., Spin-Polarized Positron Annihilation Measurements of Polycrystalline Fe, Co, Ni, and Gd Based on Doppler Broadening of Annihilation Radiation, Physical Review B, vol.83, issue 10, 2011, p.100406-1-100406-4.

6-3 新しいタイプの核分裂の発見

— ^{180}Hg の核分裂では閉殻構造を持たない核分裂片が生成する—

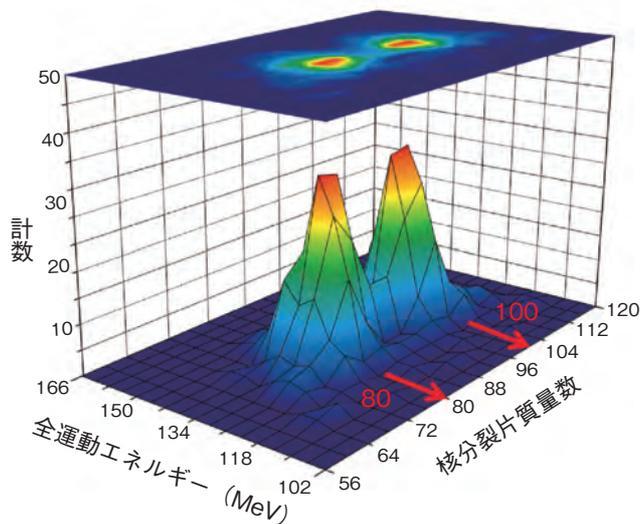


図 6-7 ^{180}Hg の核分裂特性

^{180}Hg の核分裂で生成した核分裂片の質量数と全運動エネルギー（二つの核分裂片の運動エネルギーの和）に対する計数を表します。 ^{80}Kr と ^{100}Ru など質量数80と100の核分裂片が最も多く生成しました。

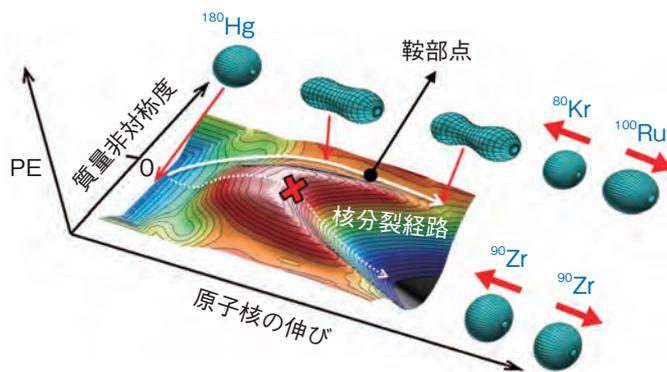


図 6-8 ^{180}Hg の核分裂経路

^{180}Hg 原子核のポテンシャルエネルギー (PE) を伸びと質量非対称度に対して計算しました。従来方法に基づく計算ですが、これまでこのような軽原子核に対する計算が行われたことはありませんでした。

核分裂の発見当時、原子核は電荷を持った液滴としてモデル化され、核分裂が起こるためには核分裂障壁を超える必要があると考えられました。しかし、この古典的モデルはウラン235 (^{235}U) の中性子吸収核分裂が大小二つの原子核に分かれることを説明できません。このため、核分裂によって生じる原子核（核分裂片）のエネルギー（質量）が考慮されました。原子核を構成する中性子や陽子はとびとびのエネルギー準位に詰まっていますが、中性子や陽子が閉殻となる核分裂片を生成すると核分裂時の系のエネルギーが下がるため、閉殻を有する核分裂が優先的に生成されると考えます。 ^{235}U の核分裂では、閉殻を有するスズ132 (^{132}Sn) の近傍核と、それと質量を補完する小さな分裂片を生成するように核分裂します。 ^{132}Sn が核分裂に影響する様子は、アクチノイド原子核に共通に見られます。

私たちは、核分裂片の閉殻構造が関係する従来の核分裂モデルが、安定領域から離れた原子核の核分裂に適用できるかに着目しました。このため ^{235}U などに比べて陽子数の比率が高い不安定原子核である水銀180 (^{180}Hg) の核分裂を調べました。従来モデルでは、 ^{180}Hg は閉殻を有

するジルコニウム90 (^{90}Zr) を二つ生成して分裂すると予測されますが、このような軽い原子核の核分裂が調べられたことはありませんでした。実際に ^{180}Hg の核分裂を調べると、質量数90には収率がほとんどなく、代わりに閉殻構造を持たない質量数80と100で最大の収率となり、 ^{80}Kr と ^{100}Ru が生成されました（図6-7）。このように ^{180}Hg の核分裂は、 ^{235}U などと異なり、核分裂片の閉殻が関与しない新しいタイプの核分裂であることが分かりました。

^{180}Hg の核分裂経路を検討するため原子核のポテンシャルエネルギー (PE) を、軽い原子核として初めて計算しました。この結果、 ^{180}Hg が質量対称に変形しようとしてもPEの山が高く、 ^{90}Zr が生成されないことが分かりました（図6-8の点線）。一方、質量非対称な場所にPEの低い鞍部が現れ、ここを通過して核分裂すると解釈できました（図6-8の実線）。

不安定核の核分裂は、大きく変形した原子核の中性子・陽子のエネルギー準位構造を反映しており、この構造の理解は核分裂核データモデルの高度化や、重イオン核反応の解明にも役立つと考えられます。

●参考文献

Andreyev, A.N., Nishio, K. et al., New Type of Asymmetric Fission in Proton-Rich Nuclei, Physical Review Letters, vol.105, issue 25, 2010, p.252502-1-252502-5.

6-4 特異な超伝導の背後にあるもの

—URu₂Si₂の「隠れた秩序相」における異常な電子散乱と超伝導の関係—

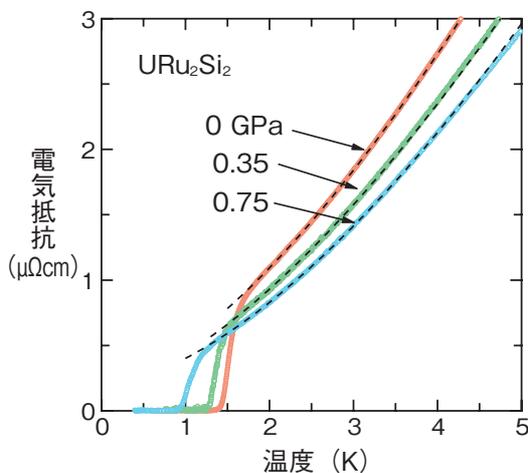


図 6-9 URu₂Si₂の高圧下における電気抵抗と温度の関係
0 GPa (大気圧)、0.35 及び 0.75 GPa における電気抵抗のデータです。1 GPa はほぼ 1 万気圧に相当します。1.5 K 以下で抵抗が急激に減少しているのは超伝導転移によるものです。点線で示したのは、理論式で解析した結果です。

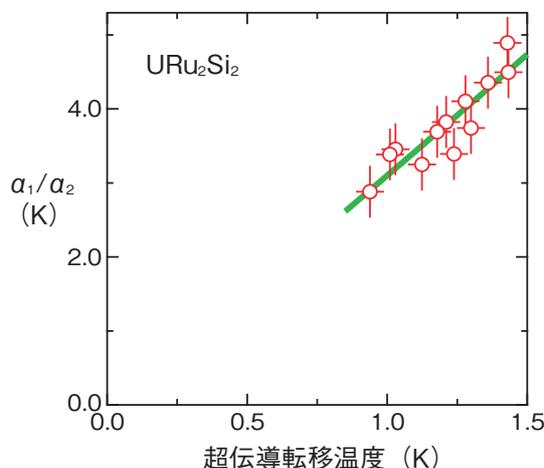


図 6-10 URu₂Si₂の高圧下電気抵抗の解析結果
電気抵抗を理論式で解析して得られた a_1/a_2 と超伝導転移温度 T_{sc} の関係をプロットしたものです。データの上下左右の赤線はエラーバーです。

超伝導は、固体中の電子が引き起こす現象の中でも、最も量子効果が現れたものです。超伝導の実現には、二個の電子を結びつける引力が必要で、鉛など単体金属の超伝導体では結晶格子の振動がその役割を果たします。一方、銅酸化物高温超伝導体など、電子間斥力の強い電子系ではより強い引力を必要とし、超伝導状態の熱力学的特性は通常の超伝導体と著しく異なります。また引力の起源として、格子振動は不十分であると考えられています。

ウラン化合物 URu₂Si₂ はそのような物質のひとつです。その超伝導が実現するためには、正体不明の電子系の秩序相がかかわっていることが分かっています。ところが、その秩序相の詳細は、発見から 25 年経過しても不明であり、「隠れた秩序相」と呼ばれています。最近の研究で、この秩序相では電子系の対称性が破れていることは解明されていましたが、電子系がどのような秩序を形成しているかは依然として不明であり、URu₂Si₂ の超伝導の起源についても手がかりがない状態でした。

私たちは、超伝導を担う電子がどのような環境におかれているのかを調べるために、電子が受ける散乱、つまり電気抵抗を測定しました。さらに、圧力を加えたときの、超伝導転移温度 (T_{sc}) の変化と電気抵抗の関連に

注目しました (図 6-9)。圧力を加えると、 T_{sc} は低下していきます。ここで、電気抵抗を、不純物散乱による寄与 ρ_0 と、通常の電子散乱の寄与 $a_2 T^2$ 、異常な電子散乱の寄与 $a_1 T$ の和として表されると仮定して電気抵抗を解析しました。この理論式 ($\rho_0 + a_1 T + a_2 T^2$) を用いてデータを解析した結果を図 6-9 に点線で示します。係数 a_1, a_2 をそれぞれの圧力で決定しました。

その結果、図 6-10 に示すとおり、一次と二次の散乱項の係数の比率 a_1/a_2 は T_{sc} と比例関係にあることが明らかになりました。 a_2 はほとんど圧力に依存しないため、異常な電子散乱の寄与 a_1 と超伝導転移温度 T_{sc} の間にはほぼ比例関係が成立することを意味します。これは、URu₂Si₂ の異常な電子散乱及び超伝導の起源が同じルーツを持つという「隠れた秩序」の新たな側面を示唆するもので、今後超伝導機構の研究を進めていく上で重要な鍵を提供することは間違いありません。

多くの電子が存在する固体の中では、超伝導をはじめ、多様な現象が見られます。私たちの研究は、これらの現象の理解に結びつく新しい概念を提供するものと期待されています。今後も、普遍的な物性理論構築に結びつく概念を提供していきたいと考えています。

●参考文献

Tateiwa, N. et al., High-Pressure Electrical Resistivity Measurement on Heavy Fermion Superconductor URu₂Si₂ Using Super Clean Crystal, Journal of Physics: Conference Series, vol.273, no.1, 2011, p.012087-1-012087-4.

6-5 微生物細胞表面はナノ粒子を生成する工場

—微生物を用いた重元素の回収—

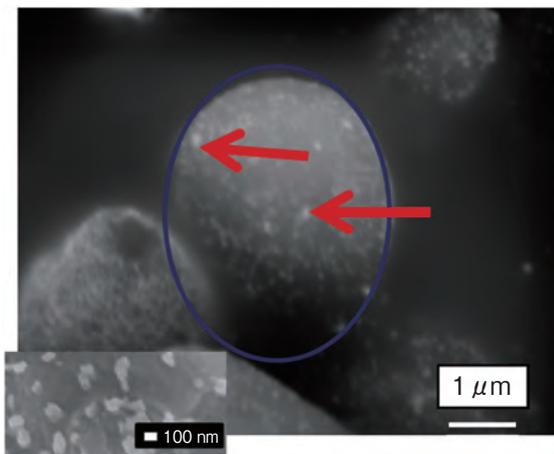


図 6-11 セリウム水溶液に酵母を添加して 4 日間静置したあとの捜査電子顕微鏡写真
青色の楕円で示したのが酵母細胞、細胞表面の赤の矢印で示した明るい点がセリウムとリン酸を含むナノ粒子です。左下はナノ粒子の拡大図です。

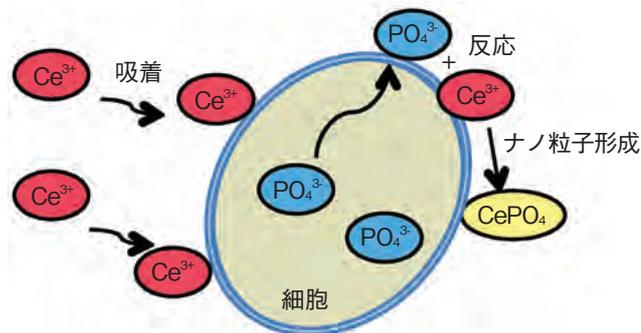


図 6-12 微生物細胞表面でセリウムのリン酸塩ナノ粒子が生成する機構

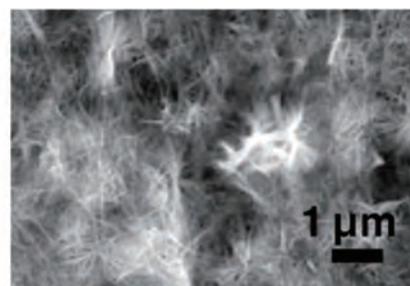


図 6-13 微生物細胞を含まない水溶液中で生成したセリウムのリン酸塩

微生物は生きていくために様々な機能を有していますが、これまでに明らかになってきた微生物の機能はほんの一部であると考えられています。私たちは、生体必須元素以外のアクチノイドなどの重元素を用いることにより、微生物の新たな機能を見いだせる可能性があるのではないかと考えています。

私たちは、微生物が必須元素としてリン酸を細胞内に蓄積することと、希土類元素などの重元素とリン酸塩の鉱物の溶解度が非常に小さいことに着目し、酵母と希土類元素の一つであるセリウム（セリウムイオン）を水溶液中で反応させてみました。その結果、水溶液中のセリウムイオンの濃度が減少するとともに、水溶液中のリン酸塩濃度が上昇しました。そこで、酵母細胞を電子顕微鏡で観察したところ、細胞表面にセリウムとリンを含むナノスケールの微粒子が多数生成することを明らかにしました（図 6-11）。水溶液にはリン酸イオンを添加していないことから、水溶液中のセリウムイオンが細胞表面に吸着し、酵母細胞内から排出されたリン酸イオンと細胞表面で反応してナノ粒子を形成したと考えています（図 6-12）。電子線回折法による分析から、生成したナノ粒子は希土類元素リン酸塩鉱物であるモナザイト（ CePO_4 ）であることが分かりました。酵母のいない水溶

液中でセリウムイオンとリン酸イオンを混ぜることでリン酸セリウムの沈殿はできましたが、ずっと大きく形状が異なりました（図 6-13）。したがって、酵母細胞は、セリウムのナノ粒子を生成する工場のような役割を果たしたといえます。

微生物の細胞表面におけるナノ粒子の生成は、従来の工学手法とは全く異なる新規のバイオ手法です。この方法では、細胞表面に存在する細胞膜を反応場として細胞の外に存在する物質と細胞の中に存在する物質を会わせることで、従来法ではできない微粒子を簡単に作る事ができます。

微生物にはこのような元素を集める機能だけではなく、元素を選別する機能もあるのではないかと考えられます。今後は、このような方法を応用して、核燃料サイクルにおけるアクチノイドの新しい分離・回収法の開発につながる、微生物によるアクチノイド粒子の生成法を見いだしたいと考えています。

このような研究は、アクチノイドの新しい分離・回収法のみならず、放射性廃棄物の地層処分の安全評価における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可能性のある重要な研究です。

●参考文献

Jiang, M., Ohnuki, T. et al., Biological Nano-Mineralization of Ce Phosphate by *Saccharomyces Cerevisiae*, Chemical Geology, vol.277, issues 1-2, 2010, p.61-69.

原子力研究開発の基盤形成と社会ニーズを踏まえた研究

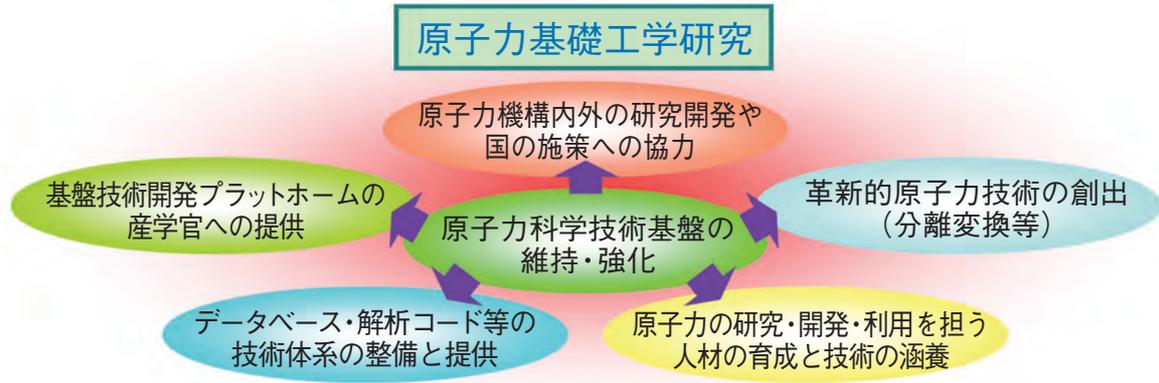


図 7-1 原子力基礎工学研究の役割

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科学技術基盤を維持・強化し、新たな原子力利用技術を創出するとともに、産学官の研究ネットワークを形成するなどして、社会の様々なニーズに積極的に応えることを目指しています。この目的を果たすため、原子力研究開発の枢要分野である核工学・炉工学、燃料・材料工学、環境・放射線科学に関する研究を進めています。また、原子力エネルギー基盤連携センターを通じて主に産業界との連携を強化し、イノベーションのための取組みを進めています（図7-1）。

核工学・炉工学研究では、最先端の理論・実験・計算機シミュレーションを駆使し、原子力システムの設計・解析手法の高精度化を進め、安全性や経済性に優れたシステムの開発に貢献しています。さらに、放射性廃棄物に含まれる長寿命核種を短寿命化するための分離変換技術の研究にも取り組んでいます。

燃料・材料工学研究では、革新的な核燃料サイクル技術の基盤形成と原子力プラントの材料に関する研究開発を進めています。特に、原子炉中での核燃料のふるまい、高レベル放射性廃棄物から長寿命核種を分離回収する方法、原子炉や再処理施設で発生する材料損傷の機構解明などの研究に重点的に取り組んでいます。

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研究を進めています。また、極微量の核燃料物質を検出して国際的な核不拡散の取組みに貢献したり、開発した化学分離技術を環境中の有害物質除去に役立てたりするなど、社会とのかかわりを強く意識した研究を進めています。

産業界との連携では、加速器で発生させた中性子を用いて医療診断用放射性同位元素を製造する手法を開発するとともに、放射性廃棄物のガラス固化技術の確立のための基礎データ取得などに取り組んでいます。

さらに、これまでに構築してきた科学技術基盤に基づき、東京電力株式会社福島第一原子力発電所の復旧と周辺環境の修復にも最大限の精力を傾注しています。例えば、緊急時環境線量情報予測システム世界版（WSPEEDI）

の解析（例：図7-2）により放出量を推定した結果などを国に提供するとともに、東京電力株式会社からの依頼を受けて放射性核種分析結果の妥当性評価や滞留水・使用済燃料プール水の分析及びその処理法の検討などを進めています。また、土壌の汚染状況把握と除染技術の開発（図7-3）などにも取り組んでいます。

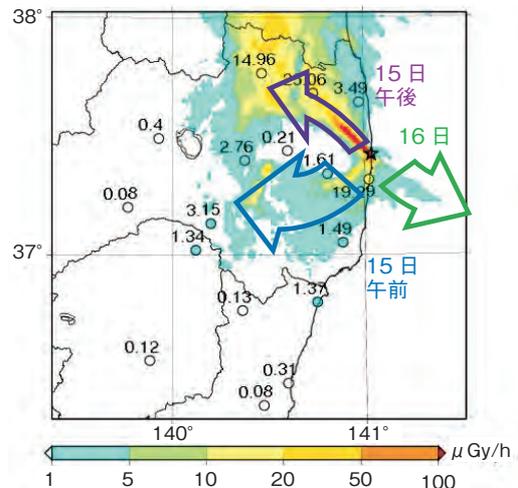


図 7-2 WSPEEDIによる解析結果

2011年3月15日から16日にかけての放射性核種の大気拡散過程を推定したものを示します。発電所（☆）から北西方向で検出された高い線量率と良く一致しています。



図 7-3 ポリイオンを用いた土壌表面固化技術の開発

セシウムは土壌表面に留まるため、樹脂状のポリイオンを塗布して飛散を防ぎながら表面を固化することで効果的な除染が可能になります。

7-1 原子核の向きをレーザーでそろえる —円偏光レーザー誘起による動的自己核偏極法の開発—

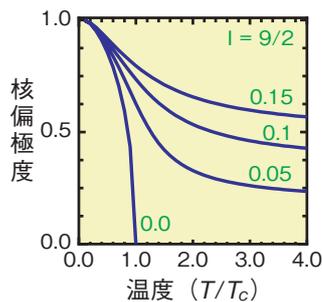


図7-4 核偏極度の温度依存性 (核スピン $I=9/2$ の場合)
各曲線に付けた数値は、伝導電子の偏極を示すパラメータ (α) です。伝導電子が偏極した場合 ($\alpha > 0$)、臨界温度以上 ($T/T_c > 1$) でも核偏極が得られることが、計算の結果分かりました。

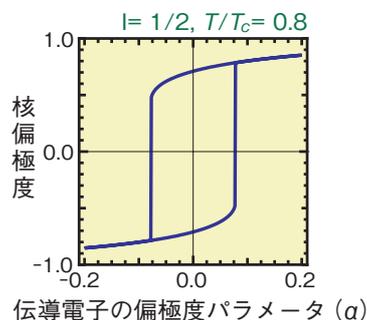


図7-5 伝導電子の偏極による核偏極度 (核スピン $I=1/2$ の場合)
臨界温度以下 ($T/T_c < 1$) で、伝導電子の偏極状態 (α) を変化させると、ヒステリシス曲線に従って、核偏極が変化することが、計算の結果分かりました。

核磁気モーメントは、原子核を構成する陽子と中性子によって発生し、その大きさは原子核の内部構造を解明する重要な情報のひとつです。核磁気モーメントを測定するには、原子核のスピン (I) の向きをできるだけそろえて、大きく核偏極した状態にする必要があります。これまで核反応を用いた方法など様々な核偏極法が開発されてきましたが、いずれも一長一短があり、目的とする原子核により手法が決められている状況です。私たちは、限られた時間しか存在できない不安定核のうち、Inなどの核磁気モーメントを系統的に測定し、原子核の中性子数の違いで起きる核構造の変化を調べるため、大きな核偏極が得られる、動的自己核偏極 (DYNASP: Dynamic Nuclear Self-polarization) 法を用いた核偏極技術の開発に着手しました。

DYNASPはDyakonovらが予言した現象で、InPなどの化合物半導体の電子を直線偏光レーザーで伝導帯に励起すると、伝導電子と原子核の超微細相互作用により、数K以下の低温で大きな核偏極が得られるというものです。この核偏極が突然現れる温度を臨界温度 (T_c) と呼びます。DYNASPについての実験報告は、数例あるの

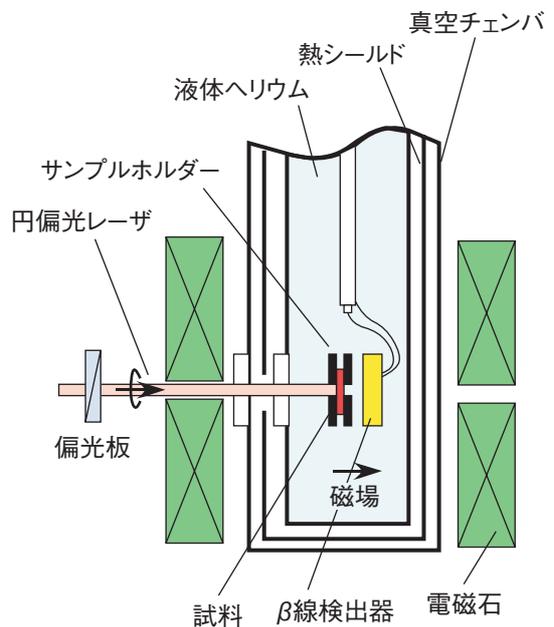


図7-6 実験装置の概念図

レーザーを左側から入射します。試料は、あらかじめ原子炉の中性子線照射によって放射化させたもので、放出される β 線を検出します。原子核が偏極すると β 線放出の角度分布が磁場の向きに対し非対称になるので、そのことから試料中の核偏極度を求めます。

みです。私たちはこの理論を、円偏光レーザーで励起し、伝導電子を偏極させた場合に拡張しました。それによって、伝導電子の偏極が核偏極に与える影響を明らかにしました。例えば、図7-4は、核スピン I の原子核で構成される半導体における、核偏極度の温度依存性を計算した結果です。伝導電子の偏極がない場合 ($\alpha = 0$)、臨界温度以上 ($T/T_c > 1$) で核偏極は消失しますが、臨界温度以下 ($T/T_c < 1$) では、高い核偏極が得られます。一方、伝導電子が偏極した場合 ($|\alpha| > 0$)、臨界温度以上でも核偏極が得られました。また、図7-5に示すように、伝導電子の偏極の変化に伴い核偏極度がヒステリシス曲線を描くことが分かりました。

私たちは、DYNASP現象を検証するための実験準備を進めています。図7-6は、実験装置の概念図です。今後、DYNASP技術を確立し、不安定核の核磁気モーメントの測定に適用していく予定です。また、DYNASPと核磁気共鳴技術を組み合わせた、核偏極の制御技術等が確立されれば、核偏極を利用した半導体研究や量子コンピュータなどの分野への波及効果なども期待されます。

●参考文献

Koizumi, M. et al., Dynamic Nuclear Self-Polarization with Circularly Polarized Light, Journal of Applied Physics, vol.110, issue 1, 2011, p.013911-1-013911-8.

7-2 金属材料の溶融と凝固の現象を再現する

— 気液二相流解析手法を固液二相流体系に拡張 —

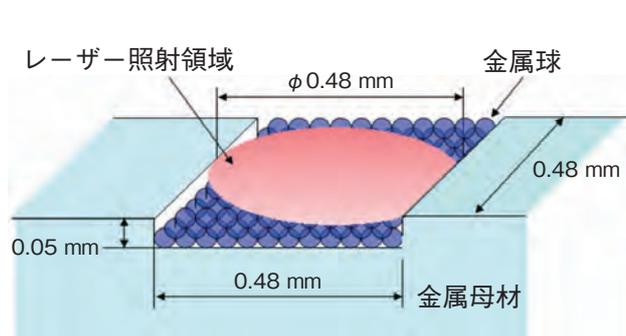


図7-7 レーザー溶接によるクラックの補修方法の例

直径0.04 mmの微細な金属球を敷き詰めた模擬のクラック（幅0.48 mm、奥行き0.48 mm、深さ0.05 mm）の上方からレーザーを照射して金属球を溶かし、液体状にします。次に、レーザー照射を停止すると液体状の金属の温度は次第に下がります。最終的には液体状の金属が固まることによってクラックが塞がります。

図7-8 予測したクラック内温度分布の時間変化

レーザーを照射すると、(a)レーザーを照射した円形の領域で金属球の温度は上昇します。さらに、(b)金属球の温度が融点を越えると溶融が起こります。レーザーを照射してから0.5 ms経過後にレーザー照射を停止しますが、その後も余熱によって金属球の溶融は続きます。その結果、(c)金属球のほとんどは溶けて液体金属になります。時間の経過とともに液体金属の温度は徐々に低下します。(d)十分な時間が経過すると今度は凝固が起こります。

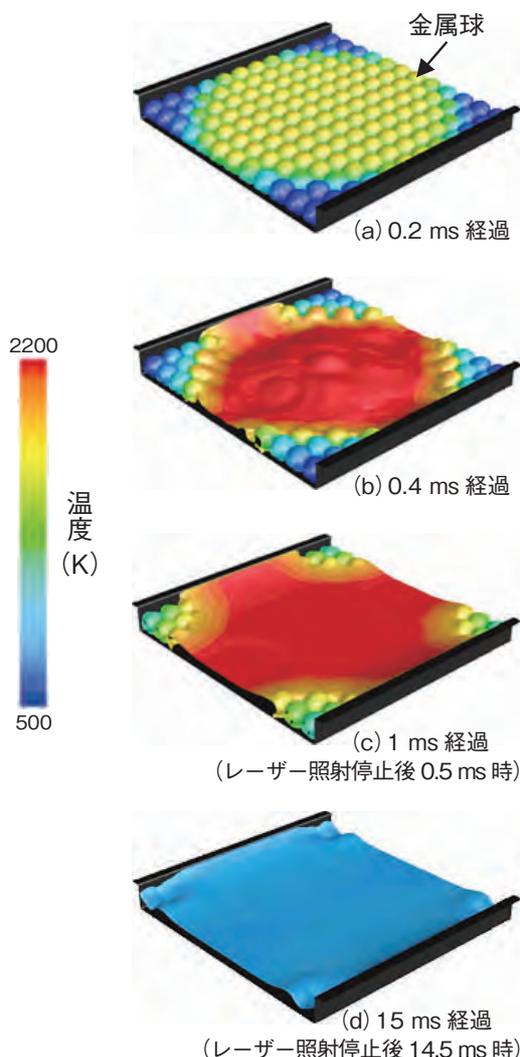


図7-8は解析によって得られた温度分布を示します。レーザーを照射すると、(a)レーザーが照射された円形領域で金属球の温度は上昇し、(b)金属球の融点に達すると溶融が起こります。0.5 ms経過時にレーザー照射を停止しますが、その後も余熱によって(c)金属球のほとんどは溶けて液体金属になります。更に時間が経過すると温度は徐々に低下して、(d)凝固が起こります。

本研究で示したレーザー照射による金属材料の溶融と凝固に関する複雑な物理現象を三次元数値シミュレーションによって再現する解析手法は、レーザー溶接技術の最適化を図る上で実験の代替となる必要不可欠な技術です。また、国際会議 The International Symposium on Visualization in Joining & Welding Science through Advanced Measurements and Simulation (Osaka, 2010)で最優秀論文賞を受賞するなど、本研究は学会からも高く評価されています。

私たちは、原子力プラントの健全性を確保する補修技術の確立を目指し、三次元微細加工が可能なファイバレーザーを利用した金属材料溶接技術開発の一環として、レーザー照射による金属の溶融とレーザー照射後の金属の凝固の過程を数値解析によって再現する研究を行っています。

図7-7にレーザー溶接の概略を示します。压力容器や伝熱管などの原子力プラント構成要素の金属表面にクラックが存在する場合、始めにクラックに微細な金属球を吹き付けます。次にレーザーによって金属球を溶かすことでクラックを塞ぎ、金属表面の補修を行います。

このプロセスを明らかにするため、これまでに開発してきた気液二相流解析手法で用いている気相と液相の相変化モデルを、固体の融点と凝固点をベースとする相変化モデルに拡張して金属の溶融凝固シミュレーションを可能にしました。解析では、出力160 Wのレーザーを金属球に対して円形状に0.5 msの間照射しました。

●参考文献

Takase, K. et al., Numerical Visualization on Melting and Solidification of Micron-Sized Metallic Particles by Laser Irradiation, 溶接学会論文集, vol.29, no.3, 2011, p.43s-47s.

7-3 核変換技術の実現に向けて

— 加速器駆動核変換システムの炉心設計課題への取組み —

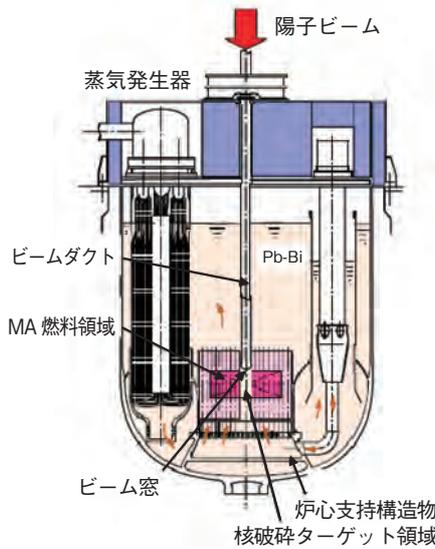


図7-9 ADSの概念図

超伝導陽子加速器で加速された陽子ビームを未臨界炉内の鉛ビスマス（Pb-Bi）核破砕ターゲットに当て、そこで生じる核破砕中性子を用いて、燃料領域のMAを短寿命核種に核変換します。

高レベル放射性廃棄物処分の負担軽減を目的として、長寿命放射性核種を短寿命化する「核変換技術」の研究を進めています。この技術が実現すれば、放射性廃棄物を地層処分する処分場をコンパクトにすることができ、放射能の減衰に要する時間も数万年から数百年に短縮することが期待できます。特に、半減期が長く、毒性の強いマイナーアクチノイド(MA)の核変換を集中的に行う方法として、MAを主成分とした燃料で構成される未臨界の原子炉と、超伝導陽子加速器を用いて核変換を行う「加速器駆動核変換システム(ADS)」(図7-9)の研究を行っています。

ADSは加速器と未臨界炉を組み合わせた新しいシステムのため、多くの研究課題があります。その中でも未臨界炉心の設計に関する課題(1) MAを用いたときの核設計精度、(2) 加速器と未臨界炉の境界(ビーム窓)の設計、はADSの成立性を考える上で非常に重要な課題です。

核設計精度については、MA核種の核データ測定実験が少ないため、計算の入力データのひとつである核データに大きな誤差が含まれると考えられることから、MAを大量に用いた場合の計算値には大きな誤差が含まれると予想されます。私たちは、核データに整備されている

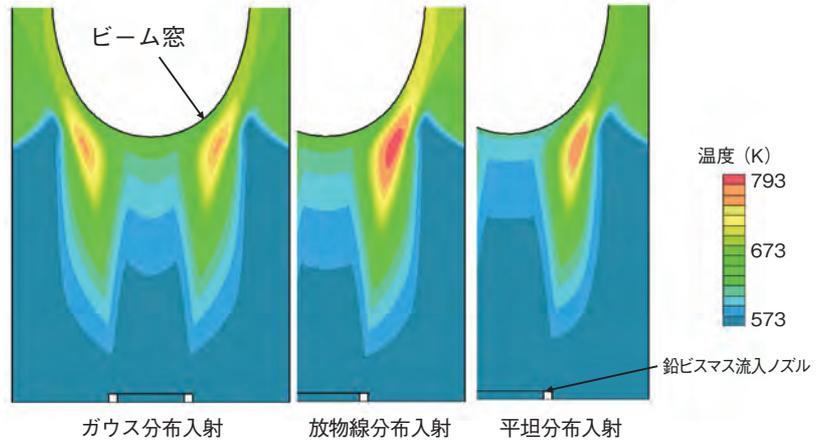


図7-10 鉛ビスマス核破砕ターゲット領域の温度分布

陽子ビームが入射し、核破砕反応が起きた際に生じる熱が、ビーム窓の設計に大きな影響を与えます。本研究では、陽子ビームの電流密度の形状を変え、ビーム窓の温度差を減らして熱負荷を低減することに着目し、検討を行いました。

誤差データを用いて、得られた計算値にどのくらい誤差が含まれるかを評価し、この誤差の改善方法を検討しました^[1]。その結果、誤差値は既存の高速炉の値よりも大きいことを確認しました。この精度向上の方策としてkgオーダーのMAを用いた実験を行うことで、誤差値が約40%改善することを示しました。

ビーム窓は加速器と未臨界炉の境界を成す構造物ですが、陽子による発熱や照射損傷、鉛ビスマスによる腐食等、非常に過酷な環境で使用されるため、その成立性がADSの実現可能性に大きくかかわります。私たちは、陽子輸送からビーム窓の構造解析までの一連の解析を行い、成立性の高いビーム窓概念の創出に取り組みました。その結果、T91鋼を材料とし、窓の厚さを最小2.0 mmとした部分球殻の概念に対し、電流密度が放物線分布の陽子ビームを入射することで、ビーム窓の発熱を抑えつつ十分な強度を確保できる見通しを得ました(図7-10)^[2]。

ADSはまだ基礎研究の段階です。そのため、核変換技術の実現に向けて、炉心設計のみならず、材料、熱流動、加速器など多岐にわたる分野について、外国の研究機関とも連携し、研究開発を行っています。

●参考文献

[1] Sugawara, T. et al., Analytical Validation of Uncertainty in Reactor Physics Parameters for Nuclear Transmutation Systems, Journal of Nuclear Science and Technology, vol.47, no.6, 2010, p.521-530.

[2] Sugawara, T. et al., Conceptual Design Study of Beam Window for Accelerator-Driven System, Journal of Nuclear Science and Technology, vol.47, no.10, 2010, p.953-962.

7-4 ヘリウム蓄積・放出による燃料ミクロ組織の変化

— 結晶格子とペレットの膨張・焼鈍相関を明らかに —

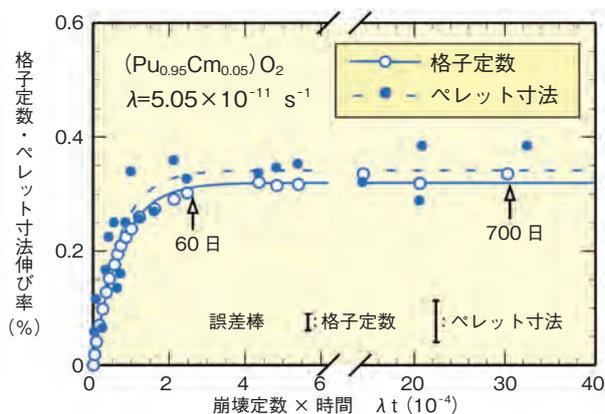


図 7-11 室温での格子定数とペレット寸法変化の比較
横軸は、初期金属原子のうち α 崩壊した原子の割合を意味し、約0.03% α 崩壊した時点で膨張が飽和した後は、He蓄積量が増えても膨張しません。伸び率の最大誤差を誤差棒で示しました。

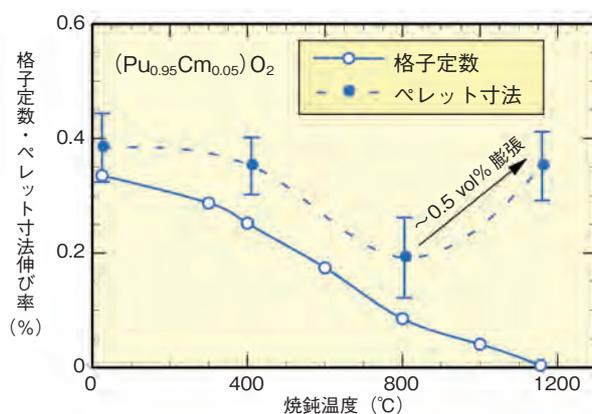


図 7-12 焼鈍による格子定数とペレット寸法回復挙動の比較
各焼鈍温度での回復を、未損傷時に対する伸び率で表しています。約800°C以上から結晶粒内Heの粒界への拡散・気泡形成が進行し、1160°C加熱後には体積で0.5%に相当する膨張が観察されました。

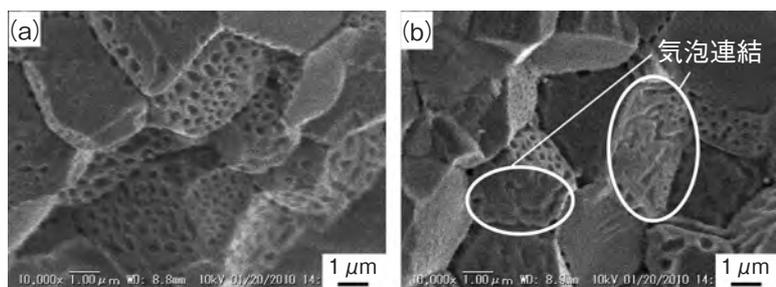


図 7-13 1160°C焼鈍後の(Pu, Cm)O₂ペレット破面組織観察像(二次電子像)

結晶粒界に沿って100~200 nmの気泡痕が密に存在し、粒内のHe原子が拡散により粒界に集まり、気泡を形成したことが分かります(a)。気泡が一部連結し、He放出経路を形成しています(b)。粒内破面には気泡痕は見られません。

核燃料中に生成するNp, Am, Cm等のMAを再処理で回収し、再び燃料に添加して燃焼させることが国内外で検討されています。原子力機構では、UとPuからなる高速炉用混合酸化物(MOX)燃料にMAを添加したMA-MOX燃料の基盤研究を進めています。

MA-MOX燃料には²³⁸Pu, ²⁴¹Am, ²⁴⁴Cm等の比較的半減期の短い α 崩壊核種が含まれるため、燃料製造後の保管中に、自己照射損傷による格子欠陥とHe原子の蓄積が急速に進みます。自己照射損傷による結晶格子の膨張は既知の現象ですが、焼結体である燃料ペレットの寸法変化についてはあまり知られていませんでした。また、原子炉での燃焼時には、蓄積されたHeが高温で放出されると予想され、その際の燃料組織への影響を調べておく必要があります。

ここではMA-MOX燃料を単純化した系として、Cmを5 mol%添加した(Pu, Cm)O₂ペレットを調製し、以下の試験を行いました。まず、室温での自己照射損傷による格子定数とペレット寸法変化の相関を調べ、図7-11に示すように、ペレットは結晶格子とほぼ同期して膨張

し、伸び率0.3%強に飽和することを明らかにしました。

ペレット調製後、約0.3%の金属原子が α 崩壊するまで(約700日)Heを蓄積させた後、焼鈍による寸法回復挙動を調べた結果を図7-12に示します。格子定数が未損傷時の値まで回復したのに対し、ペレット寸法はある程度回復した後、1160°Cでの加熱で再び膨張しました。焼鈍後のペレット破面組織を観察した結果、図7-13に示すように、結晶粒界に沿って微細な気泡の痕が密に分布していることが分かりました。このようなマイクロ組織変化は、燃焼が進んだ際の核分裂生成ガス放出によるものと非常に良く似ており、MAを添加した燃料では、He拡散・放出による粒界気泡生成とスエリングが燃焼のごく初期に起こり得ることを明らかにしました。今後更に拡散係数や放出による焼結時の影響等、Heに関連したデータを取得し、燃料挙動評価に役立てていく予定です。

本研究は、文部科学省からの受託研究「MAリサイクルのための燃料挙動評価に関する共通基盤技術開発」の成果の一部です。

●参考文献

Takano, M. et al., Annealing Behavior of (Pu,Cm)O₂ Lattice and Bulk Expansion from Self-Irradiation Damage, Journal of Nuclear Materials, vol.414, issue 2, 2011, p.174-178.

7-5 難分離性マイナーアクチノイドの相互分離に向けて —疎水性、親水性化合物を併用する新規分離法の試み—

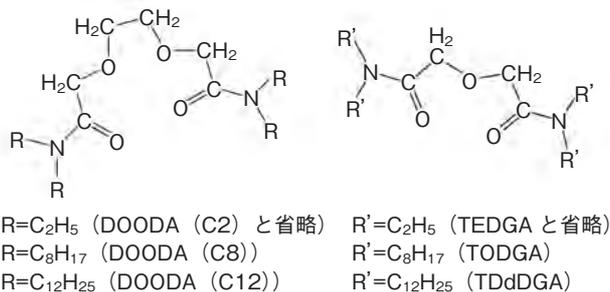


図 7-14 DOODA, DGA化合物の構造

DOODA, DGA化合物ともに異なるR, R' (C₂H₅, C₈H₁₇のようなアルキル基の総称)を持つ化合物合成が可能です。この中で、親水性化合物はDOODA(C2), TEDGAであり水に可溶です。一方、疎水性化合物はDOODA(C8), (C12), TODGA, TDdGAで無極性の有機溶媒であるドデカンに溶解します。

表 7-1 各抽出系におけるAm/Cm 分離比

それぞれの抽出系で、抽出剤のみでの結果より、水溶性化合物を加えた方が高いAm/Cm 分離比を示しています。

抽出剤濃度	硝酸濃度	水溶性配位子濃度	Am/Cm 分離比
0.3 M DOODA(C12)	5 M	—	1.42
0.3 M DOODA(C12)	5 M	0.01 M TEDGA	3.79
0.08 M TDdGA	1 M	—	(1.91) *
0.1 M TDdGA	3 M	0.4 M DOODA(C2)	(3.58) *

* () 内は逆数である Cm/Am比を示しています

高レベル廃液中のMAであるAm及びCmは長い半減期、高い発熱量といった特徴を持っています。これら元素を相互分離して、その性質に従って核変換や地層処分するといった考え方があり、私たちはこのAm/Cmの相互分離の研究に取り組んでいます。化学的性質の酷似するこれら元素の相互分離は大変難しく、実用面で必ずしも満足のいく成果が得られておらず、新しい概念を持つ分離法が期待されています。

私たちは、これまで新規抽出剤のジグリコールアミド(DGA)やジオキサオクタンジアミド(DOODA)の開発を行ってきました。これら化合物は疎水性ばかりでなく親水性の化合物も作成できます(図7-14)。溶媒抽出法が水相、有機相二つの液相からなることに注目し、それぞれの相に開発したアミド化合物を溶解し、両方の分離機能の相乗効果を使って、高いAm/Cm分離比を得ることを考えました。ここで、AmとCmのわずかな性質の違いを系統立てて把握し、MA分離手法を検討するため14種のLnを模擬的に利用しました。

Ln抽出と原子番号との関係調べると、抽出分配比は一

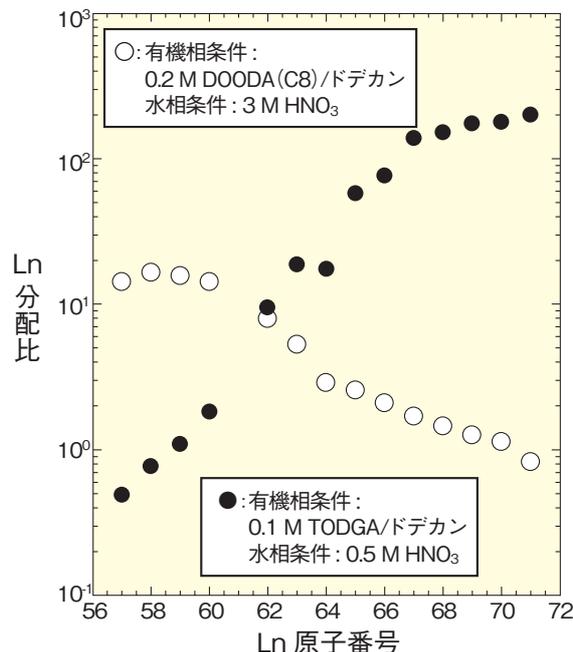


図 7-15 TODGAとDOODA(C8)によるランタノイド抽出分配比と原子番号との関係

DOODA(C8)とTODGAで異なるLnの抽出特性を示しています。DOODAは低い原子番号のLnである、La, Ce等の元素分配比が高く、一方TODGAは高い原子番号のLnであるErからLuまでの分配比が高くなる傾向を示します。

般に右上がりか右下がりの傾向を示しました(図7-15)。これは、抽出剤がLnイオン半径に従って徐々に反応性を変えることを示すものです。この中でAmはネオジウム(原子番号60)、Cmはサマリウム(同62)に近い分配比を示しました。分離機能の相乗効果を得るためには、図7-15のような逆の傾向を示す二つの化合物を水相、有機相中で同時に利用する必要があります。

この方法を用いて、Am/Cm分離に対し、単独の抽出剤を用いるよりも親水性化合物を併用した抽出系の方がより高い分離比が得られました(表7-1)。ここで、分離比は二つの金属の分配比の比で、値が大きいほど分離性能が高いことを示します。このように、本抽出系において分離の相乗効果が確認されました。より高いAm/Cm分離比があれば、実プロセスにおいて効果的な相互分離を行うことができます。多段抽出の簡易計算の結果からは、分離比3.6で十分な相互分離を達成できることを確認しています。今後は更に有効な化合物の組合せを用いて高い分離比を生み出し、より簡便な核種分離プロセスを構築することを目標にしています。

●参考文献

Sasaki, Y. et al., Mutual Separation of Actinides from Middle Lanthanides by the Combination of Two Neutral Donors, N,N,N',N'-Tetraoctyl-3,6-dioxaoctanediamide and N,N,N',N'-Tetraethyl-diglycolamide, Chemistry Letters, vol.39, no.8, 2010, p.898-899.

7-6 アクチノイドはどれほど親水的なのか？

-アクチノイドの水/有機相界面標準イオン移動ギブズエネルギーの決定-

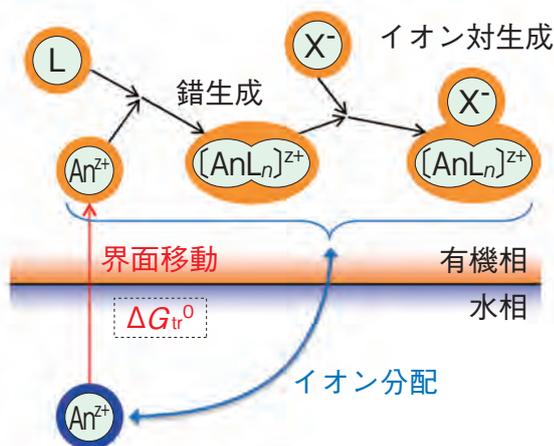
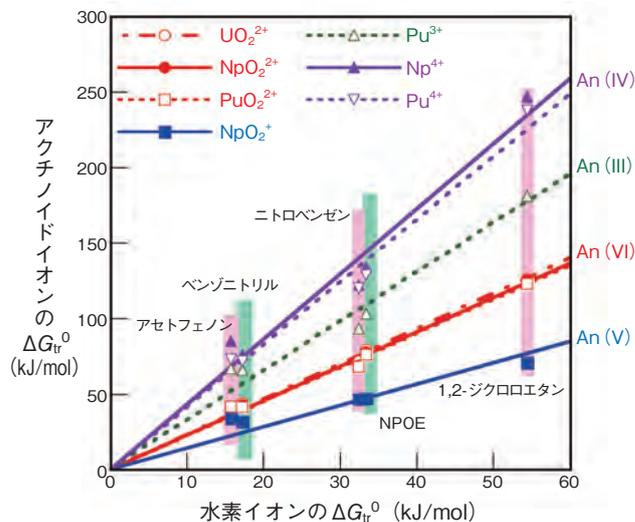


図 7-16 水相/有機相界面イオン移動反応

水相から有機溶媒相へ界面移動したアクチノイドイオン(An^{z+})が、有機相中で配位子(L)と錯生成し安定化されることにより有機相に抽出されます。イオンの抽出分配は、水相/有機相界面移動ギブズエネルギー(ΔG_{tr}^0)と有機相中での錯生成、対イオン(X^-)とのイオン対生成によって決まります。

水と油のような混じり合わない二つの溶液相界面を移動するイオンの移動性は、両溶液相中でのイオンの安定性によって決まるイオン固有のもので、使用済核燃料の再処理で用いられているPUREX法のような溶媒抽出によるイオン分離や、液膜型イオン選択性電極によるイオンの選択的定量は、この移動性の差を利用しています。一般に金属イオンは親水性が高く、有機溶媒に溶解しにくい性質を持つため、水相から有機相への移動には大きなエネルギー(標準イオン移動ギブズエネルギー： ΔG_{tr}^0)が必要です。溶媒抽出では、有機相に移動するイオンを抽出剤(配位子)との錯生成や対イオンとのイオン対生成により安定化させて抽出します(図7-16)。このように、イオンの分配は、錯生成やイオン対生成だけでなく、目的イオンや対イオンの ΔG_{tr}^0 によって決まります。

私たちは、親水性の高いアクチノイドイオンの水/有機相界面での ΔG_{tr}^0 を精度良く評価するために、まず水素イオンを基準イオンとして選択し、電気化学的手法により水素イオンの ΔG_{tr}^0 を求めました。次に、水相及び有機相に分配させたアクチノイドと水素イオンの濃度比を正確に測定することにより、3価から6価のU、

図 7-17 アクチノイドと水素イオンの ΔG_{tr}^0 の比較

アクチノイドイオンの ΔG_{tr}^0 を決定し、原子価別に比較しました。 ΔG_{tr}^0 は有機溶媒の種類によらず水素イオンの ΔG_{tr}^0 と比例関係にあることが分かりました。これは、どの原子価のアクチノイドイオンも水素イオンも溶媒和状態が類似していることを意味しています。

Np, Puの ΔG_{tr}^0 を決定しました。

五種類の有機溶媒について求めたアクチノイドイオンの ΔG_{tr}^0 を、水素イオンのそれに対してプロットしたものが図7-17です。いずれの有機溶媒を用いた場合でも、アクチノイドイオンの ΔG_{tr}^0 は原子価が同じであれば元素によらずほぼ同じ値をとりました。6価アクチノイドイオンは、これまで ΔG_{tr}^0 が報告されているイオンの中では最も親水性が高い Mg^{2+} よりも更に親水的であることが分かりました。イオンの電荷が小さくなるに従い、4価、3価、6価、5価の順に ΔG_{tr}^0 が小さくなりますが、電荷あたりの ΔG_{tr}^0 を比較すると、5価イオンの NpO_2^+ が他のイオンと比べてとりわけ親水性が高いことも分かりました。 NpO_2^+ は溶媒抽出が困難なイオンとして知られていますが、 NpO_2^+ の親水性が極めて高いことも高い分配比が得られない要因だと考えられます。

本研究では、比較的誘電率の高い有機溶媒を対象として ΔG_{tr}^0 を決定しましたが、より高感度な分析法を適用できれば、多様な有機溶媒について ΔG_{tr}^0 を決定でき、分配比の予測による抽出法の開発も期待できます。

●参考文献

Kitatsuji, Y. et al., Standard Gibbs Free Energies for Transfer of Actinyl Ions at the Aqueous/Organic Solution Interface, The Journal of Chemical Thermodynamics, vol.43, issue 6, 2011, p.844-851.

7-7 原子炉材料の照射誘起応力腐食割れを予兆段階で検知する — 磁気センサーを用いた材料劣化の診断法に関する研究 —

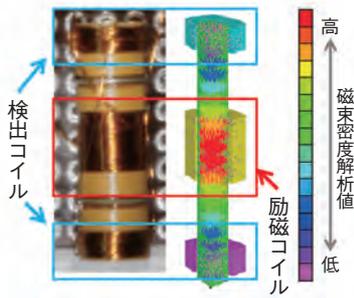


図 7-18 I型コアセンサープローブ (左写真) とその特性の数値解析結果
数値解析と模擬実験により、磁束密度が励磁コイルに集中し、材料劣化による磁気特性変化を最も捉えやすい設計条件で作製しました。

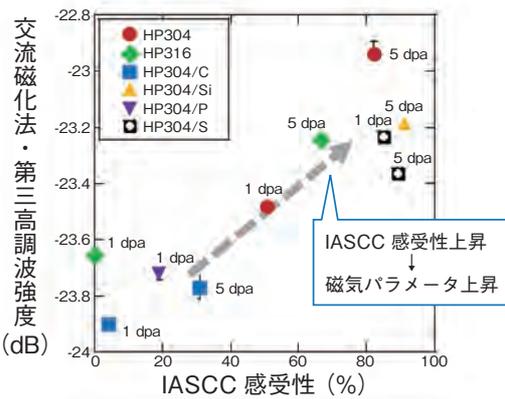


図 7-19 磁気データとIASCC感受性の相関
六種の組成の高純度ステンレス合金を中性子照射した試験片等でIASCC感受性と正の相関のある磁気データが取得できました。

これまでの発電用軽水炉のトラブルには構造材料の損傷に起因するものが多くあり、設計段階で予測できなかった損傷事例として応力腐食割れ (SCC), 照射誘起応力腐食割れ (IASCC) 等があります。

現在軽水炉の損傷診断に用いられている超音波探傷法、渦電流探傷法等は、いずれも既に材料中に発生した微細なき裂を検知する診断法です。一方、き裂発生以前の「予兆」を検知できれば、原子炉構造材料の健全性の確保に大きな貢献が期待されます。

そこで、実機への適用性が高い渦電流法及び交流磁化法を用いて、IASCCの「予兆」診断を磁気測定により行う可能性を検討しました。まず、図7-18に示すI型コアセンサープローブの開発を行いました。その際、設計条件の最適化のために数値解析及び模擬試験片の測定等による性能評価実験を行いました。また、原子炉メンテナンス時の使用環境への耐性を実験により確認しました。さらに、これを搭載した遠隔磁気測定装置を開発し、性能の検証を行いました。

六種類の組成の高純度ステンレス合金を約1 dpa及び5 dpaまで中性子照射した試験片と、実機と同等のSUS316Lステンレス鋼をIASCC発生のしきい照射量で

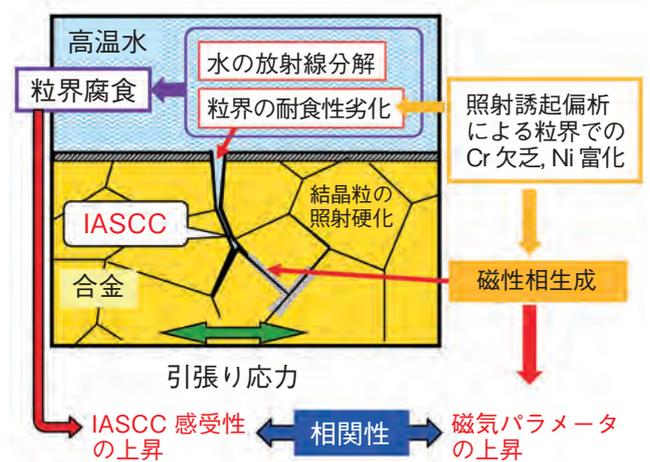


図 7-20 磁気測定データとIASCC感受性の相関のメカニズム検討
照射誘起偏析による結晶粒界でのCr欠乏、Ni富化による磁性相生成が、磁気パラメータの変化と粒界の耐食性劣化の両方をもたらすことが、磁気測定データとIASCC感受性の相関のメカニズムであることが分かりました。

ある1 dpa前後の三種類の照射量まで中性子照射した試験片を用いて検証実験を行いました。渦電流法及び交流磁化法による磁気測定の結果得られた磁気データは、いずれもIASCC感受性 (IASCCの発生原因となる中性子照射による材料劣化の程度) のデータと正の相関があることを明らかにしました (図7-19)。

更にその相関のメカニズムを明らかにするため、中性子照射した試験片と模擬試験片の微細組織と磁気特性の関係について、実験評価及び数値解析評価を行いました。その結果、照射誘起偏析による結晶粒界での組成変化に基づく磁性相の生成がIASCC感受性と磁気データの相関のメカニズムであることを明らかにしました (図7-20)。

本研究の成果は、IASCCにつながる材料劣化を予兆段階で検知可能とする診断技術に適用可能であり、原子炉の安全性、信頼性の向上に貢献できる成果であると考えています。

本研究は、文部科学省からの受託事業「超臨界圧水冷却高速炉の炉内構造材劣化予兆診断技術の開発」の成果であり、本研究を取りまとめた論文は2011年に日本保全学会の論文賞を受賞しました。

●参考文献

根本義之ほか, ステンレス鋼のIASCC感受性と磁気特性の相関性に関する研究, 保全学, vol.7, no.4, 2009, p.57-68.

7-8 試料に触れずに直接同位体の組成を調べる —レーザー遠隔分光法による核燃料物質の同位体分析法の開発—

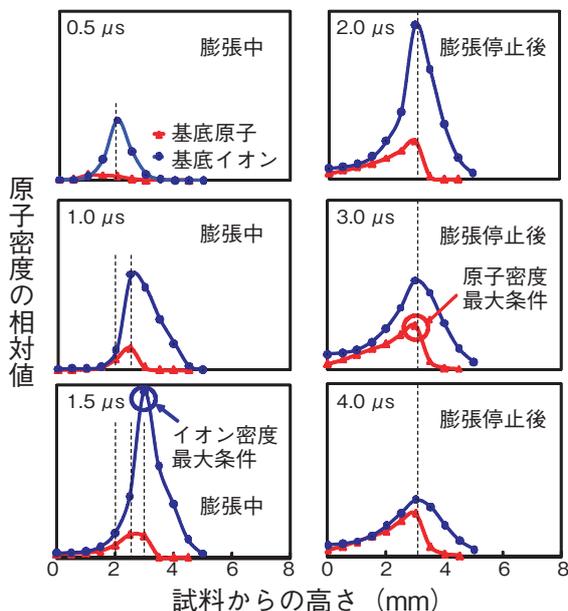


図 7-21 原子密度の高さ方向分布の時間変化
ヘリウムガス600 Pa中で生成した原子雲の密度の高さ分布を、原子雲発生後4 μsまでの範囲で示した図です。赤線は基底状態の中性原子、青線は基底状態の1価イオンを表します。縦軸は各図に共通で、○印の時間と高さで原子やイオンの密度が最大になることがわかりました。

次世代燃料としてMA含有MOX燃料が注目されています。核燃料物質の収支評価や核物質利用の透明性確保には核種分析が不可欠ですが、含有核種からの強いγ線や中性子線による分析要員の被ばく、放射線の干渉等により、従来の化学分析や中性子による非破壊分析の適用は困難です。そこでレーザーを利用して、試料に直接触れず、中性子も要しない分析法の開発を開始しました。

固体に強いパルスレーザー光を照射すると、表面の一部が離脱してプラズマ内で単原子やイオンに分解され、原子雲が作られます。この原子雲に、発振波長を精密に制御したレーザー光を導入し、着目する同位体の共鳴波長に同調させると、その同位体のみが光を吸収します。同調波長を他の同位体に切り替えて吸収量を比べれば同位体比が決定できます。

高分解能で高感度の分析を実現するためには、密度が高く、動きの遅い原子雲を観測する必要があります。しかし、原子雲中の中性原子やイオンは、エネルギー準位が基底準位から高い励起準位まで広く分布し、その分布も逐次変化しながら空間的に移動します。そこで、レーザーの精密な波長制御機構を開発して、エネルギー

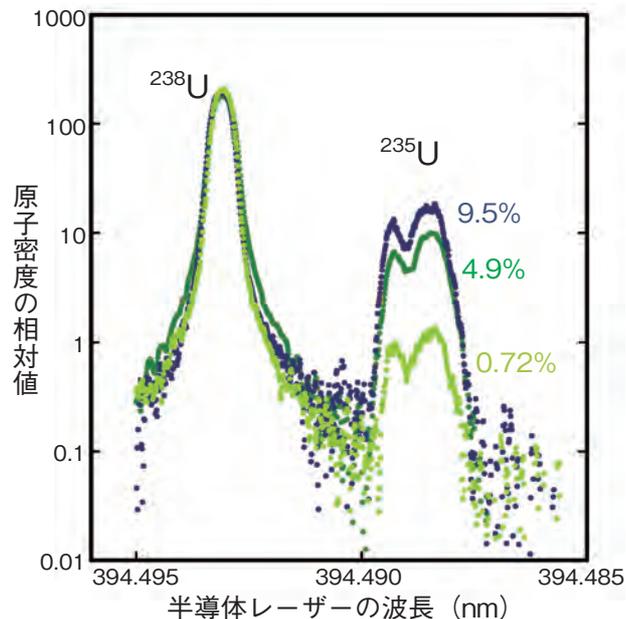


図 7-22 吸収スペクトルの観測例(天然及び濃縮ウラン)
図 7-21の赤○の条件に合わせて測定した基底状態の中性原子の吸収スペクトルを密度に換算した図です。 ^{238}U のピークの高さは、%で表した ^{235}U の同位体比に良く比例することがわかりました。なお、 ^{235}U のピークが分裂しているのは核スピンによる効果です。

準位ごとの密度の時間、空間的な変化を測定し、これによって高分解能でかつ高感度な分析が実現できる条件を調べました。図 7-21はガス中の中性原子と1価イオンの原子密度の高さ方向分布とその時間変化を示しています。高密度領域は時間とともに膨張するものの、一定時間後に停止し、脱励起の促進により、過渡的に更に高密度化する様子が明らかとなりました。これにより最適な分析条件として、○印で示した高さや時間が決定できました。赤○の条件でウランの吸収スペクトルを測定したところ、図 7-22のように、同位体同士のピークの重なりが小さく、分析に適したスペクトルの観測に成功しました。天然ウラン程度の同位体比を試料に触れずに分析できることを初めて示したものです。 ^{235}U のピークの高さは、同位体比に比例して変化しており、良好な線形性を持つことも確認できました。

現在、この方法をMOX試料に適用し、プルトニウム同位体の遠隔分析の実証を目指しています。

本研究は、文部科学省からの受託研究「低除染TRU燃料の非破壊・遠隔分析技術開発」及び「次世代燃料の遠隔分析技術開発とMOX燃料による実証的研究」の成果です。

●参考文献

Miyabe, M. et al., Spectroscopy of Laser-Produced Cerium Plasma for Remote Isotope Analysis of Nuclear Fuel, Applied Physics A, vol.101, no.1, 2010, p.65-70.

7-9 都市での有害危険物質の拡散予測に向けて —局所域高分解能大気拡散モデルの開発—

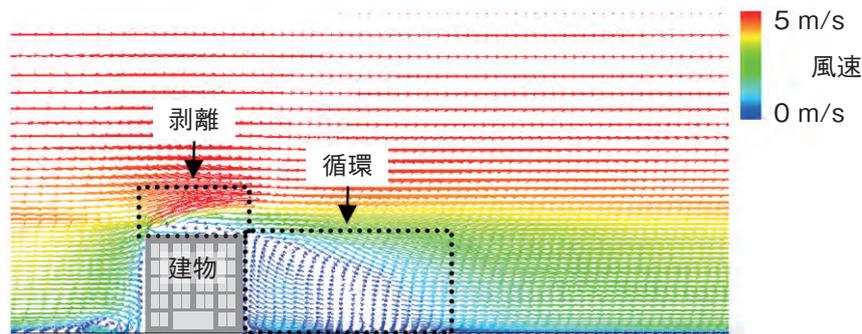


図 7-23 建物周辺の平均風速の様子

建物周辺では複雑な流れ場が形成されます。建物屋根面では流れの剥離、後方では循環流が形成されていることが分かります。

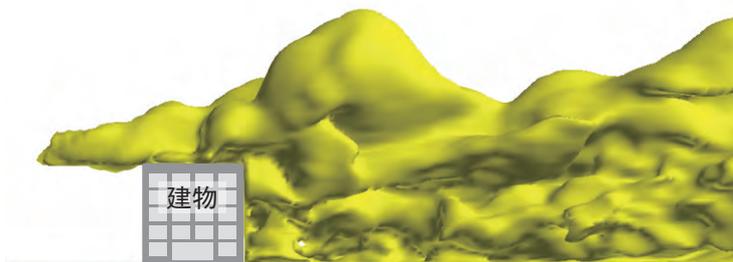


図 7-24 建物周辺の物質拡散の三次元濃度分布の様子

建物周辺に形成される複雑な流れの影響により、有害危険物質も複雑に拡散されます。循環流の影響により、建物後方に取り込まれ充満している様子が分かります。なお、三次元濃度分布は放出濃度の0.05%を表しています。

1995年の東京都での猛毒化学物質の拡散テロや、2001年米国での同時多発テロなどによる国内外でのテロ脅威の拡大を背景に、都市域での有害危険物質（放射性物質・化学物質）の拡散災害対策の立案が緊急課題として挙げられています。大気中の物質の拡散は、気象条件や都市建築構造物の存在による乱流の影響を強く受け、濃度の時間変化は非常に激しくなります。そのため、領域気象予報モデルと計算流体力学モデルを組み合わせることで、特定の気象条件下での都市市街地内における有害危険物質の拡散挙動を正確に予測することが求められます。しかし、これまでの都市拡散予測に関連する研究の多くは、時間平均型の乱流モデルを採用していました。この乱流モデルは、実用性は高いものの、建物屋根面での剥離流の再現性や最大濃度の評価に課題があります。特に人体にとって有害性・危険性の強い拡散物質に対しては、時間平均濃度のみならず最大濃度を含めて評価することが求められますが、従来の拡散モデルでは濃度の非定常挙動を捉えることはできませんでした。

私たちは、この解決のため非定常現象の予測に優れた Large-Eddy Simulation (LES) モデルに基づく、都市域

を対象にした局所域高分解能大気拡散モデル Local scale High-resolution Dispersion Model using LES (LOHDIM-LES) を開発しています。このモデルでは、LESを採用することで、平均濃度のみならず最大濃度の予測も可能となることが期待されます。

まず、試計算として、建物周りの乱流拡散を対象にしたシミュレーションを行いました。図7-23、図7-24は単独建物周りの時間平均風速（剥離・循環流構造を見やすくするため、あえて時間平均で表示）、物質拡散の三次元濃度分布の瞬間場の様子を示しています。建物屋根面では流れの剥離、後方では循環流が生じています。そのため、拡散挙動も複雑になり、上流側から運ばれてきた有害危険物質はまず建物に衝突し、循環流の影響により建物後方に巻き込まれて充満している様子が分かります。このLESモデルによる平均濃度及び最大濃度は、風洞実験結果を良好に再現することに成功しています。

このようにLOHDIM-LESの基本性能が実証されたので、今後は実市街地内での拡散解析への展開を図っていきます。

●参考文献

Nakayama, H. et al., Development of Local-Scale High-Resolution Atmospheric Dispersion Model Using Large-Eddy Simulation, Part2: Turbulent Flow and Plume Dispersion around a Cubical Building, Journal of Nuclear Science and Technology, vol.48, no.3, 2011, p.374-383.

7-10 加速器中性子を利用して医療用のRIを作る —革新的な医療用RI生成法の開発—

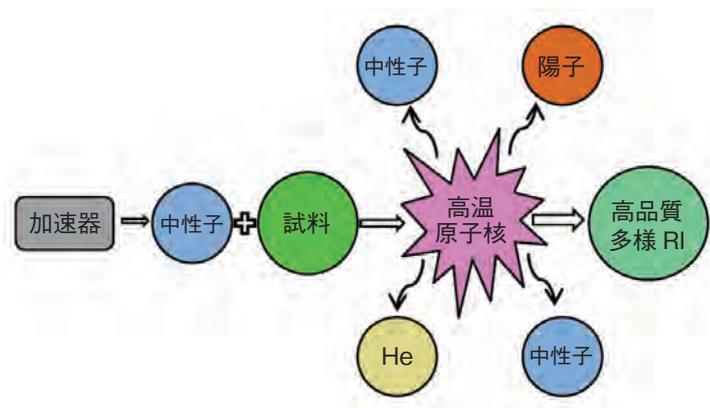


図 7-25 加速器中性子によるRI生成法の概念図

加速器ビームを用い生成した高速中性子を試料に照射すると、原子核は高温になり、中性子や陽子やHeを放出して多様なRIを生成します。試料と原子番号が異なるRIは、化学分離で医療に適した高品質化ができます。

^{99}Mo (半減期66時間) の娘核 $^{99\text{m}}\text{Tc}$ (半減期 6 時間) のように半減期が数日程度の放射性同位元素 (RI) は、核医学の診断・治療に重用されています。 $^{99\text{m}}\text{Tc}$ は、がん等の診断に、我が国で年間90万件利用されています。現在、多くの医療用RIは輸入されていますが、海外のRI製造用原子炉が、高経年化への対応で長期に運転停止し、短半減期RIの輸入が困難を来しつつあります。そのため、医療用RIを将来にわたり安定に確保する方法の確立が、我が国のみならず世界的に喫緊の課題になっています。

私たちは、「加速器中性子を利用して医療用RIを作る」という新しい医療用RI生成法を提案しました。その概念を図 7-25 に示します。

医療用RIを生成する核反応を選ぶ際に考量すべきは、RIの放射性核純度、放射性化学純度、放射能濃度等に厳しい規制値がある点です。私たちの方法が、上記課題に対しどのように有効なのかを、 ^{100}Mo 試料と中性子との反応断面積を例に見てみます。この反応断面積は、中性子エネルギーが、 ~ 10 MeV から 20 MeV 近傍までは、 ^{99}Mo を生成する (n, 2n) 反応が主であり、不要RIはほとんど生成されません。ところで、一般には原子番号が50程度

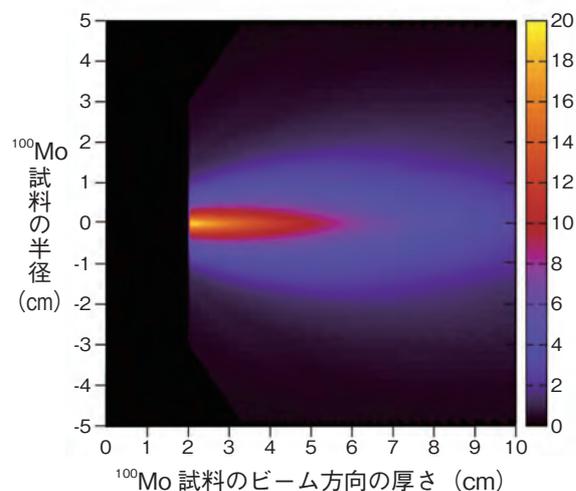


図 7-26 RI生成に有効な加速器中性子

加速器中性子は重陽子ビーム方向に放出されるため、RI生成に有効に利用できます。図は、生成される ^{99}Mo がビーム方向に沿って多く作られていることを示しています(^{99}Mo の量は、紫から赤、黄となるにしたがい多くなることを示しています)。

以下の試料では、陽子やHeを放出する反応断面積も大きく、化学分離等で上記規制値を満たすRIが生成できます。そこで、10~15 MeVの準単色エネルギーの高強度中性子があれば、医療用に重要な多様なRIの生成が可能です。

その中性子ですが、原子力機構の核融合中性子源施設 (FNS) では、毎秒 3×10^{12} 個の世界最高強度の 14 MeV 中性子を得ることができます。一方、重陽子ビームを炭素と反応させ、更に高強度の毎秒 10^{15} 個の 14 MeV 中性子を生成する加速器が、原子核物理実験用にフランスで建設中です。この反応による中性子は、重陽子ビーム方向に強く放出されます。実際、 ^{99}Mo を例に、その相対生成量分布を計算したところ、 ^{99}Mo は重陽子ビーム方向に沿って多く生成され、中性子が有効利用できることが確認されました。(図 7-26)。この中性子を、例えば二層に置いた異なる種類の試料に照射すれば多様なRIの同時生成も可能です。

加速器中性子を利用したRI生成法は、革新的方法であり、核医学・薬学分野に新たなフロンティアを形成するとともに、海外への展開が期待されます。

●参考文献

Minato, F., Nagai, Y., Estimation of Production Yield of ^{99}Mo for Medical Use Using Neutrons from $^{13}\text{C}(d,n)$ at $E_d=40$ MeV, Journal of the Physical Society of Japan, vol.79, no.9, 2010, p.093201-1-093201-3.

低炭素社会の実現に貢献する高温ガス炉・利用研究

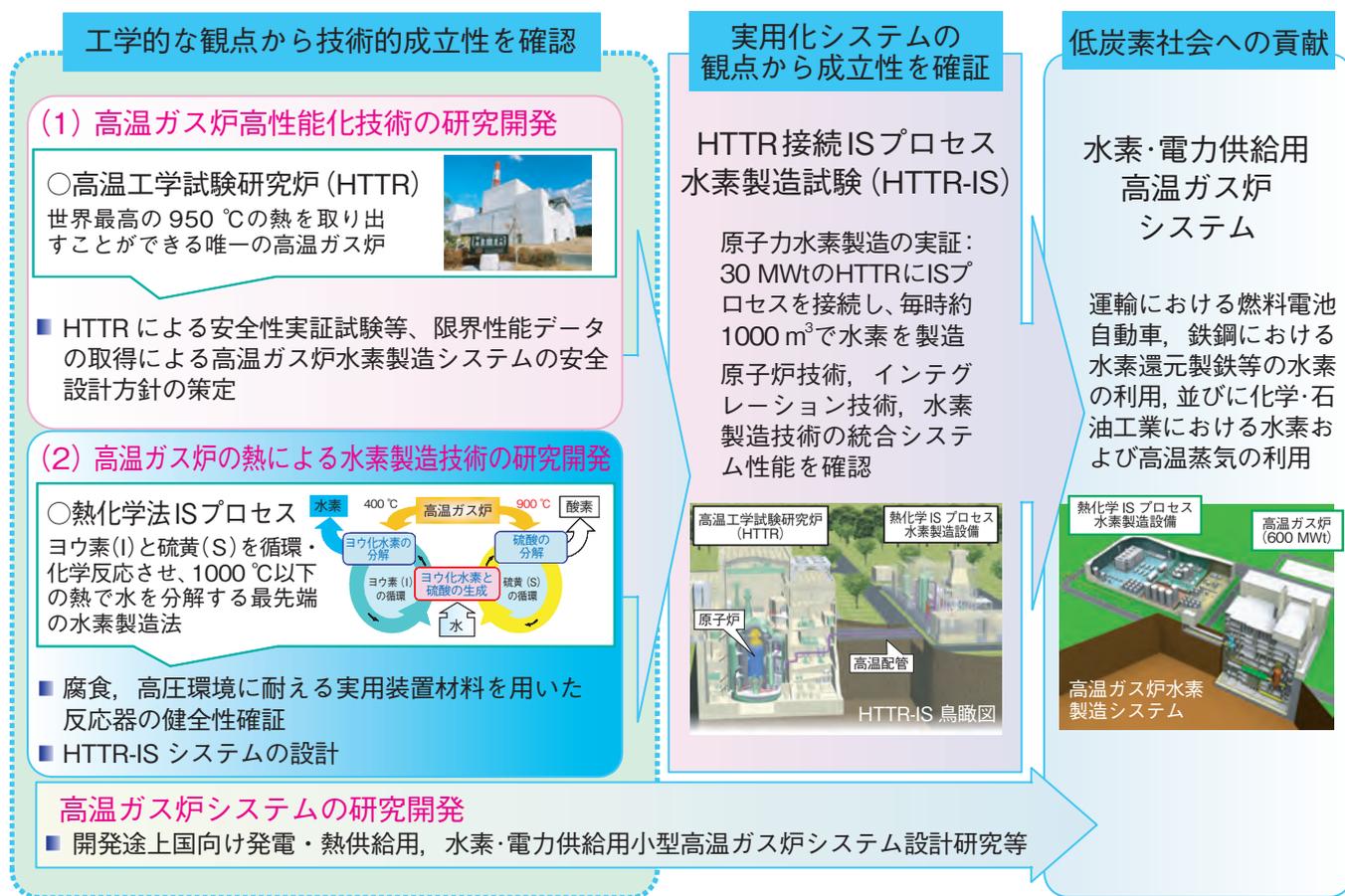


図 8-1 高温ガス炉を用いた水素製造研究開発計画

私たちは、低炭素社会の実現を目指して、高温ガス炉の非電力分野での利用を図るための研究を進めています。

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原子力利用が不可欠です。今後、熱利用分野で原子炉の熱により製造する水素を利用することで低炭素社会の実現に貢献できます。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、安全性に優れ (トピックス 8-1)、発電に加えて多様な熱利用が可能な小型炉の導入が必要です。

高温ガス炉は、900 °C を超える熱を取り出せることに加えて、安全性、経済性にも優れた原子炉であり、高温ガス炉水素製造システム研究開発として、(1) 高温ガス炉技術基盤の確立を目指した研究開発及び (2) 核熱による水素製造の技術開発を行っています (図 8-1)。

(1) については、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 MW、最高原子炉出口冷却材温度 950 °C) を用いて、実用化に必要なデータを蓄積し、動特性などの評価手法の高度化を進めています。2011年1月に異常状態を模擬した試験として、原子炉出力 9 MW の定常運転状態からすべての 1 次ヘリウム循環機を停止させると同時に、2 系統の残留熱を除去する設備の内、1 系統を停止しました。循環機停止後、原子炉出力は速やかに零の状態へ低下し、原子炉压力容器や原子炉構造物温度は事前解析結果の範囲内であることを確認しました。

(2) については、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。一般に、水の熱分解では、水素と酸素を切り離すのに約 4000 °C の熱が必要ですが、IS プロセスは化学反応を利用することで、900 °C 前後の熱で水を分解できる水素製造方法です。この方法で、2004年に 30 l/h の水素を一週間にわたって、連続かつ安定して水素を製造することに成功しており、現在、実用装置材料を用いた反応系機器の健全性確認を進めています (トピックス 8-2)。

8-1 安全性の優れた原子炉を目指して —優れた固有の安全性に基づく高温ガス炉の開発—

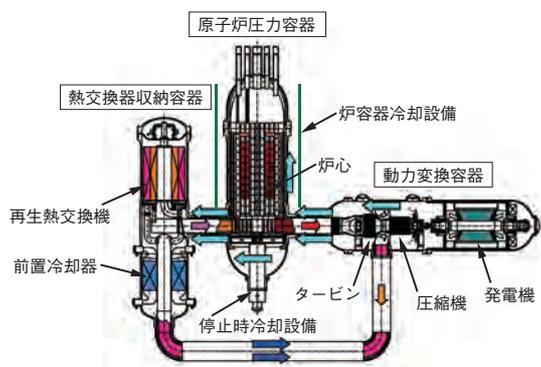


図8-2 高温ガス炉ガスタービンシステム実用の発電用高温ガス炉として設計されたGTHTTR300です。高温ガス炉の炉心で加熱された高温(850℃)のヘリウムガスを用いてガスタービンで発電を行います。

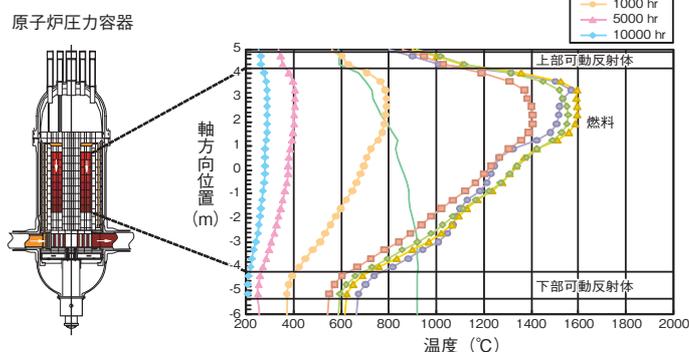


図8-3 炉容器冷却設備

事故後の炉心の残留熱は、空気自然対流やふく射によって原子炉压力容器外側から炉容器冷却設備の冷却パネルへ移行し、冷却パネル内を温度差による自然循環で流れる空気によって大気へ放散されます。電力及び動的機器を使用しない受動的な設備です。

図8-4 冷却材喪失事故時の燃料温度(解析)

配管等の破断により冷却材が喪失する事故において、動的機器及び運転員による事故後の対策を行わなくても、炉容器冷却設備による受動的冷却によって、燃料の最高温度は制限温度(1600℃)を超えないことを確認しました。

東京電力株式会社福島第一原子力発電所の事故を受けて、原子炉の安全性は、今後の原子力エネルギー利用の存亡にかかわる最重要課題と考えられます。原子炉の冷却材として化学的に不活性で燃料や構造材と化学反応せず、かつ放射化しないヘリウムガス、減速材として耐熱性の高い黒鉛を用いる高温ガス炉は、全交流電源喪失、冷却材喪失等の過酷な事故が起こっても、後述する優れた固有の安全性により原子炉が安全に静定し、炉心溶融を起こさない安全性の高い原子炉です。

私たちは、我が国初の高温ガス炉であるHTTRの建設、運転で培った技術に基づき、実用炉として高温ガス炉ガスタービンシステム(GTHTTR300)(図8-2)の設計、開発を進めています。燃料には、1600℃以下では破損しない耐熱性の高いセラミックスで酸化ウランを四重に被覆した被覆粒子燃料を用い、この被覆層で核分裂生成物を閉じ込めます。これは、高温ガス炉固有の特徴です。運転中に何らかの異常によって制御棒が引き抜かれた場合にも、負の反応度フィードバックによって核分裂が収束するとともに、燃料は、制限温度(1600℃)に対して大きい温度余裕があるため破損を起こしません。

また、配管等の破断による冷却材喪失、若しくは全交流電源喪失により冷却機能が失われた場合においても、受動的な炉容器冷却設備(図8-3)を用いて原子炉压力容器の外側から空気自然対流やふく射で残留熱を除去することができ、燃料の最高温度は制限温度を超えず、破損を起こさないことが解析で確認されています(図8-4)。これは、炉心の出力密度が低いことと、高温ガス炉固有の特徴である炉内の黒鉛構造物の大きな熱容量及び高い熱伝導特性によります。さらに、使用済燃料については、出力密度が低く貯蔵時における単位体積あたりの発生熱量が少ないため、貯蔵プールを用いない乾式貯蔵が可能であり、全交流電源喪失事故時にも、冷却機能喪失の心配がない自然循環空冷方式を採用できます。

実用炉の設計に加えて、HTTRを用いて運転時の異常な過渡状態及び事故を模擬した試験を順次実施し、高温ガス炉の優れた安全性を実証してきました。今後は、全交流電源喪失事故等を模擬した試験を実施する予定です。

これらの研究開発を通じて、我が国及び国際社会に受け入れられる安全性の優れた高温ガス炉の実用化を目指します。

●参考文献

Kunitomi, K., Yan, X., Ohashi, H., Safety Characteristics of GTHTTR and Safety Demonstration Test Program Using HTTR, Proceeding of 2011 Small Modular Reactor Symposium, Washington, DC, USA, 2011, paper SMR2011-6611, 6p., in CD-ROM.

8-2 水素製造に用いるセラミックス機器の高圧化 — 機器設計に不可欠な強度評価法の提案 —

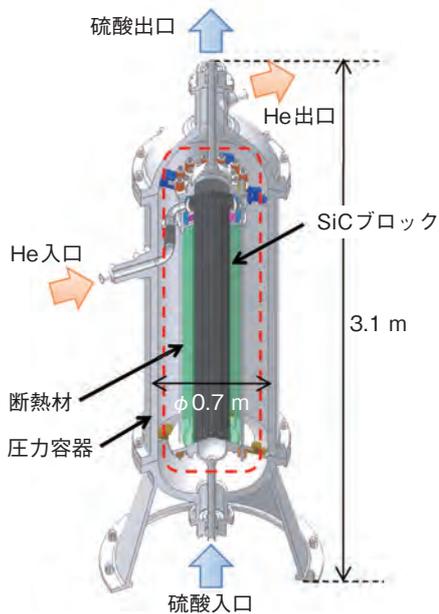


図 8-5 ISプロセスに用いる硫酸分解器の概略
炭化ケイ素 (SiC) ブロックを用いることで、
高温Heガスとの熱交換により強腐食性の
濃硫酸の蒸発・分解を可能とします。

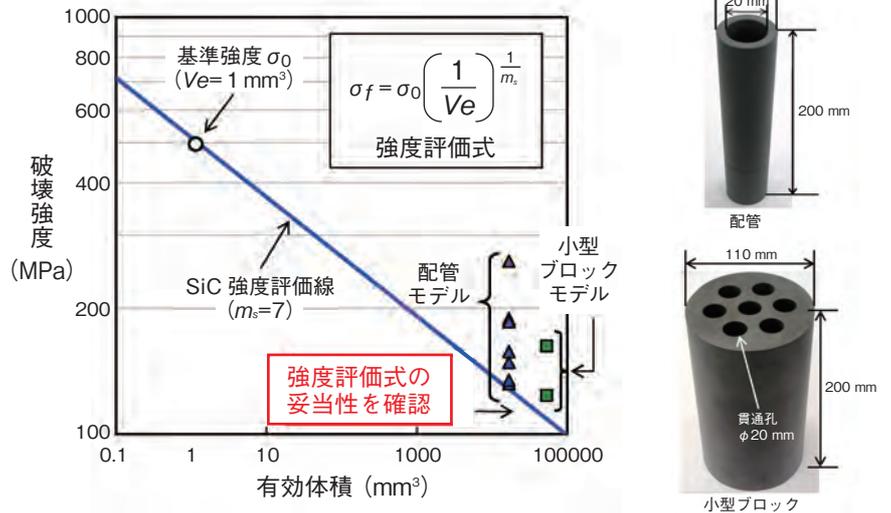


図 8-6 有効体積をパラメータとしたSiCの強度評価式及び破壊試験による
検証結果

大型SiC機器の強度評価のため、有効体積理論を応用した新しい強度評価式を
提案し、強度評価式の妥当性をSiCモデル試験体の破壊試験により確認しました。

高温ガス炉の熱利用技術として、ISプロセス水素製造法の研究開発を進めています。ISプロセスは、高温ガス炉の熱と化学反応を組み合わせ、原料となる水を熱化学分解して水素を製造する技術です。通常の水素製造法に比べ二酸化炭素を排出せずに大量の水素製造が可能なクリーンな技術であり、原子力エネルギーの利用拡大につながります。

ISプロセスでは、強腐食性の硫酸やヨウ化水素を高温で扱うため、耐熱・耐食機器が必要です。特に、濃硫酸の加熱分解に用いる化学反応器である硫酸分解器では、極めて厳しい高温腐食環境のため金属が使用できず、耐熱耐食性に優れた炭化ケイ素 (SiC) セラミックスを用いるための研究開発を進めています (図 8-5)。

実用化に向けた硫酸分解器の重要な課題のひとつが、水素製造システムの高圧運転に必要な、高圧ガス保安法の認可取得です。しかし、セラミックス材料は、機器形状等に依存する強度ばらつきがあり、認可取得に不可欠となる耐圧部の設計手法に必要な強度評価法が確立されていません。また、硫酸分解器のような大型機器の強度評価に従来の実機相当品の破壊試験を用いるとコスト、時間が膨大になることから、新たな強度評価法が必要

でした。

一方、セラミックスの強度は、破壊の起点となる欠陥分布と応力分布の関係で決まります。このことから、セラミックスでは、応力分布を考慮した体積である有効体積 V_e を強度評価に用いた有効体積理論が提案されています。しかし、有効体積理論では強度ばらつきの形状依存性の原因となる欠陥分布の形状依存性が考慮されていないため、適用できる有効体積の範囲が狭く、大型機器の評価が行えませんでした。

そこで、強度ばらつきのない基準強度 σ_0 を基に、欠陥分布の形状依存性を考慮したばらつき指数 m_s を用いて有効体積の適用範囲を拡大した、新しい強度評価式を提案しました (図 8-6)。さらに、提案した強度評価式の妥当性を二種類のSiCモデルの破壊試験により検証しました。破壊試験の結果、それぞれのSiCモデルの強度は、強度評価式から作成した強度評価線を上回り、提案したセラミックスの強度評価法により、SiC製耐圧機器の設計に不可欠な強度評価を行う目処をつけました。今後は、本強度評価手法を用いた設計手法を確立し、セラミックス製高圧機器製造のため、高圧ガス保安法の認可取得を進めていく予定です。

●参考文献

Takegami, H. et al., Fracture Strength Estimation of SiC Block for IS Process, Nuclear Engineering and Design, vol.241, issue 12, 2011, p.4726-4730.

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

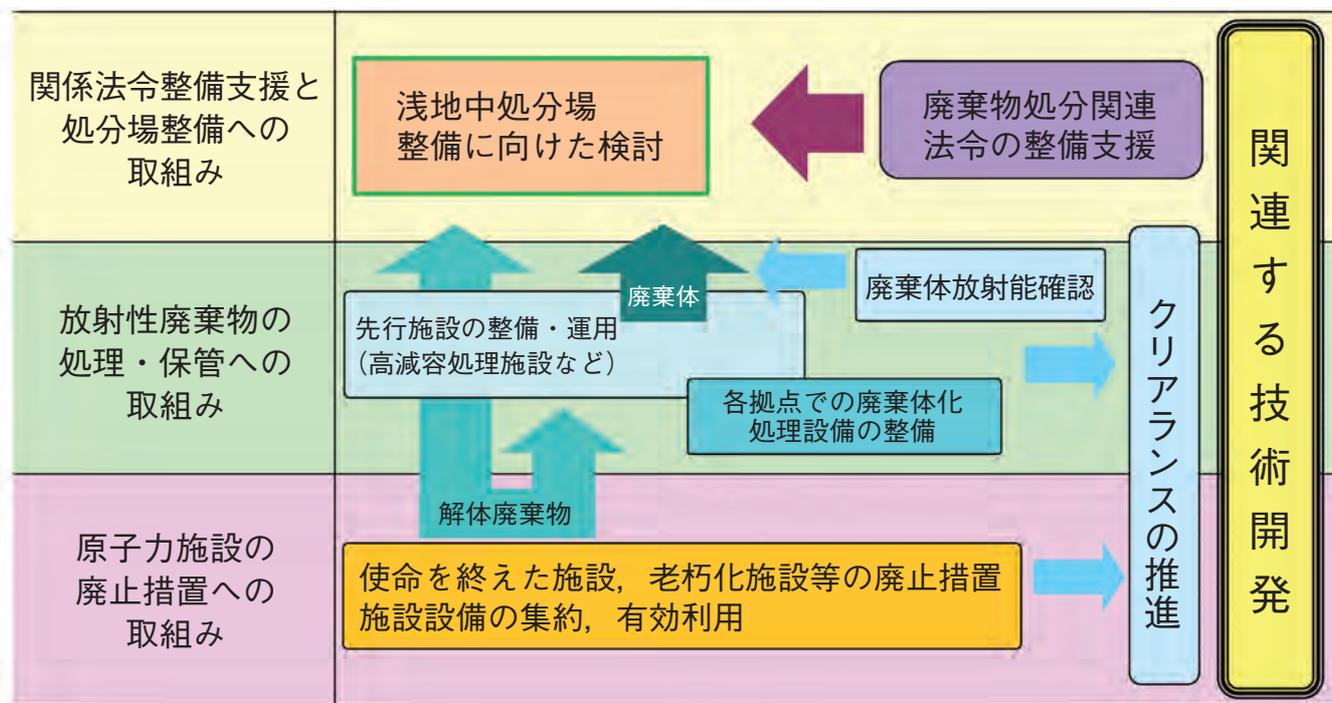


図9-1 バックエンド対策の全体概要

原子力機構におけるバックエンド対策では、放射性廃棄物の処分に関連する法令整備に係る支援業務を行うとともに、原子力施設の廃止措置や放射性廃棄物の処理処分、放射能確認等の廃棄物の発生から最終処分までに関連する技術開発を進めています。

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（バックエンド対策）は、原子力機構にとって大変重要なミッションのひとつです。原子力機構は、原子力機構の他、大学、民間等の研究施設等から発生する低レベル放射性廃棄物（研究施設等廃棄物）の埋設処分を行う実施主体として、埋設処分業務を進めるとともに、廃棄物の発生から最終処分までに関連する技術開発を総合的に進めています。

原子力施設の廃止措置に係る技術開発

原子力施設の廃止措置では、廃止措置計画立案を支援する廃止措置エンジニアリングシステム並びに放射性物質として扱う必要のない廃棄物の安全なクリアランスに向けた検認評価システムの開発を行い、新型転換炉ふげん発電所（「ふげん」）や原子力科学研究所等の実施への適用評価を進めています。

廃止措置エンジニアリングシステムの開発の一環として、「ふげん」の廃止措置を対象にシステムの適用性検討を行い、この中で、既存の予測評価式を改良した結果、作業員人工数の予測結果は実測値と良く一致することを確認しました（トピックス9-1）。

放射性廃棄物の処理に係る技術開発

放射性廃棄物の処理処分においては、その費用を低減

することや処分時の安全性を高めることなどが重要であり、そのために放射性廃棄物の量を減らすための技術開発が必要です。この一環として、放射性核種を廃棄物から取り除く除染法の開発を進めています。そのひとつの方法として、加温加圧にすることによって超臨界状態となった二酸化炭素を分離媒体に利用し、更に界面活性剤を添加する除染法について検討しました。その結果、放射性核種の模擬物質である酸化ユーロピウムを超臨界状態の二酸化炭素に直接溶解することに成功しました（トピックス9-2）。

放射性廃棄物の分析に係る技術開発

原子力施設等から発生した放射性廃棄物を安全に処分するためには、その中に含まれる放射性核種の種類と濃度を把握し、評価することが必要不可欠になります。

このため原子力機構から発生する放射性廃棄物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ています。これらの分析手法により得られた放射能データの信頼性を確保するため、既知量の放射性核種を含む溶融固化体標準試料の作製方法について検討し、揮発性が高いため固化体中への保持が難しい ^{14}C 、 ^{36}Cl 等を含む標準試料の作製方法を開発しました（トピックス9-3）。

9-1 効率的な廃止措置を目指して —管理データ評価システムの開発—

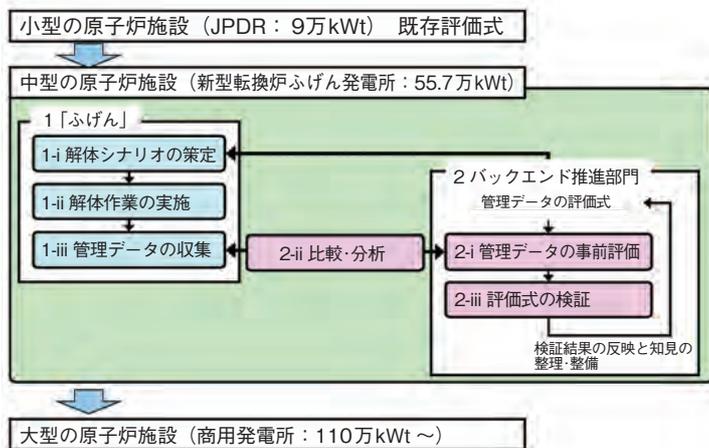


図 9-2 評価式の適用性の検証の流れ
既存評価式の適用性の検証で得た知見は、将来行われる商用原子力発電所の廃止措置にも役立ちます。

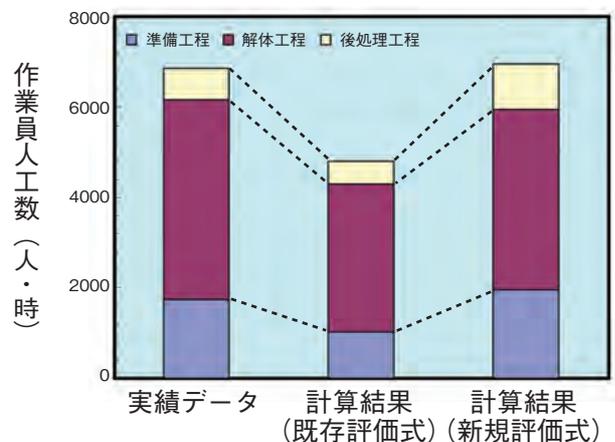


図 9-3 システムによる計算結果と実績データとの比較
既存評価式（準備・後処理工程：三段階の面積に応じた定数式、解体工程：物量一次式）の計算結果は実績データより少ないことが分かりました。新規評価式（準備・後処理工程：面積一次式、解体工程：作業内容に応じた評価式）の計算結果は実績データと良い一致を示しました。

原子力機構は、多くの原子力施設を有しています。これらの施設は、いずれその使命を終え、廃止措置段階に入ります。原子力機構では、これらの施設の効率的な廃止措置計画を作成するために、管理データ評価システムの開発を進めています。

このシステムは、設備・機器の解体工事の手順や物量データを用いて、解体工事に必要な人工数や発生する廃棄物量等の管理データの予測ができます。

現在、本システムで管理データを算出する際には、小型の発電用原子炉施設（JPDR）の廃止措置の実績データから作成した評価式（既存評価式）を使用しています。このため、システムを様々な原子力施設の廃止措置に利用するためには、施設の種類や規模等の特徴が変わっても評価式が適用できることを確認する必要があります。その一環として、「ふげん」の廃止措置の実績データを基に、既存評価式の適用性を検証しています。

「ふげん」（55.7万kWt）は中型の発電用原子炉施設で、JPDR（9万kWt）の6.2倍の熱出力を持っており、施設は大型化していますがタービン系の構造はJPDRと同じです。このため、図9-2のように、「ふげん」で得られる実績データと既存評価式での計算結果との比較から、施

設規模に対する管理データの影響を知ることができます。

既存評価式の適用性を検証する第1段階として、2008年度の解体工事の人工数の実績データを、既存評価式での計算結果と比較しました。その結果、図9-3のように、計算結果は実績データの73%と大きな誤差があり、既存評価式の適用が難しいことを確認しました。

今後の「ふげん」での解体工事を適切に予測できるようにするために、JPDRと「ふげん」の解体工事を比較分析して違いを検討しました。その結果、(1)準備・後処理工程では、JPDRではほとんどない大型の工事規模があったこと、(2)解体工程では、作業内容が違うことが大きく影響を与えていたため、「ふげん」の解体工事に適用できるように、(3)施設の規模に対応する工事規模の大型化を考慮できる新規評価式、(4)作業内容を考慮できる新規評価式をそれぞれ構築しました。検証のために新規評価式で再計算すると、図9-3のように、計算結果は実績データの101%とその差を大きく改善することができました。

他の施設についても、同様の検証と施設の特徴を考慮した改良を進めることで、様々な原子力施設に広く適用するようになっていく予定です。

●参考文献

Shibahara, Y. et al., Study on Evaluation Models of Management Data for Decommissioning of FUGEN, Proceedings of the ASME 13th International Conference on Environmental Remediation and Radioactive Waste Management (ICEM2010), Tsukuba, Japan, 2010, ICEM2010-40102, 7p., in CD-ROM.

9-2 超臨界流体を用いた放射性廃棄物の除染法の開発 — 超臨界二酸化炭素中での逆ミセル形成とその利用 —

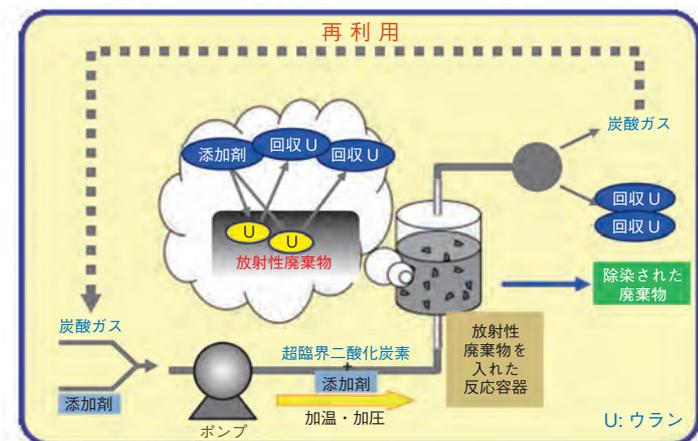


図 9-4 超臨界流体を利用した除染のしくみ

廃棄物中のウランを、反応容器内で超臨界二酸化炭素に同伴させた添加剤と反応させ、超臨界二酸化炭素中に溶解します。この超臨界二酸化炭素を外部に導き、減圧して炭酸ガスとすることでウランを回収します。また、炭酸ガスは再利用できます。反応容器内には除染された廃棄物が残ります。

放射性廃棄物の処理処分において、その費用を低減することや処分時の安全性を高めるために、放射性廃棄物の量を減らす必要があります。そのための技術開発の一環として、放射性核種を廃棄物から取り除く除染法の開発を進めています。

除染法の開発要件のひとつに、除染に伴う二次的な廃棄物の発生の抑制があります。そこで私たちは、通常は気体の炭酸ガスとして存在する二酸化炭素 (CO_2) を加温加圧して超臨界状態にし、これを分離媒体としました。超臨界 CO_2 を炭酸ガスに戻すと、物質を溶解する能力がほとんどなくなり、除染した物質と CO_2 を容易に分けられることから CO_2 が廃棄物とならず、二次的な廃棄物量を大幅に低減できます。既に超臨界 CO_2 に可溶性硝酸とリン酸トリブチルの錯体を添加剤として用いる方法でウランの除染に成功しています (図 9-4)。しかし、超臨界 CO_2 に溶解できる添加剤、特に反応性が高い添加剤には限りがあり、極めて安定な化合物であるプルトニウム酸化物の除染に超臨界 CO_2 を利用することは困難でした。

超臨界 CO_2 中に反応性が高い添加剤を導入するために、界面活性剤を用いて超臨界 CO_2 中に逆ミセルを生成

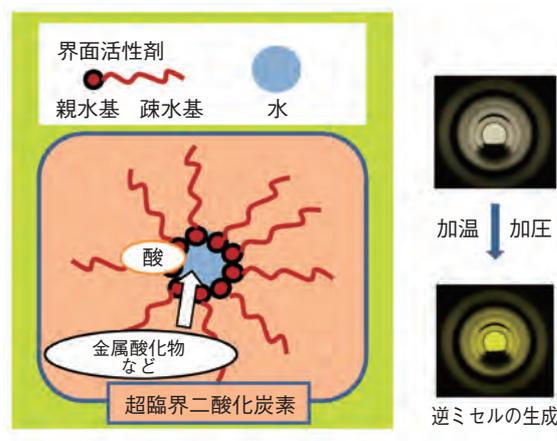


図 9-5 超臨界二酸化炭素中の逆ミセルの模式図

超臨界二酸化炭素中で界面活性剤が水を取り囲み、逆ミセルが生成されます。逆ミセル内部の水中に存在する酸と金属酸化物が反応して金属を超臨界二酸化炭素中の水に溶解できます。右写真は逆ミセルを用いて水に溶けやすい指示薬 (メチルオレンジ) を超臨界二酸化炭素中に溶解させた様子です。

させる手法を開発しました。逆ミセルとは、界面活性剤分子の水になじみにくい疎水基を外側に、水になじみやすい親水基を内側にして水を包み込みこんだ微細構造物です (図 9-5)。逆ミセル内部の水に酸や還元剤などを溶解させることによって超臨界 CO_2 中へ反応性の高い添加剤を導入できます。

数種類の界面活性剤を用いて検討を重ね、硝酸や金属塩を溶解した水を含む逆ミセルを超臨界 CO_2 中に形成することに成功しました。また、安定な逆ミセルの形成には界面活性剤の親水基の極性と疎水基の大きさが重要であることや、より高濃度の酸や水を含む逆ミセルを形成するための圧力や温度、界面活性剤の濃度などの条件を明らかにしました。さらに、この反応性を高めた逆ミセルを用いて金属化合物の直接溶解を試み、ユウロピウムの酸化物を超臨界 CO_2 に溶解することに成功しました。

今回の成果によって、超臨界 CO_2 中の逆ミセルを反応場とする新しい除染法を展望することができました。今後は更に界面活性剤の種類や試験条件を検討し、プルトニウムで汚染された放射性廃棄物の除染法となるように開発を進めていきます。

●参考文献

Kurahashi, K., Tomioka, O. et al., Phase Behavior and Reverse Micelle Formation in Supercritical CO_2 with DTAB and F-Pentanol for Decontamination of Radioactive Wastes, Proceedings of the ASME 13th International Conference on Environmental Remediation and Radioactive Waste Management (ICEM2010), Tsukuba, Japan, 2010, ICEM2010-40257, 4p., in CD-ROM.

9-3 溶融固化体中の放射性核種分析に向けて —揮発性核種を含む標準試料作製法の検討—

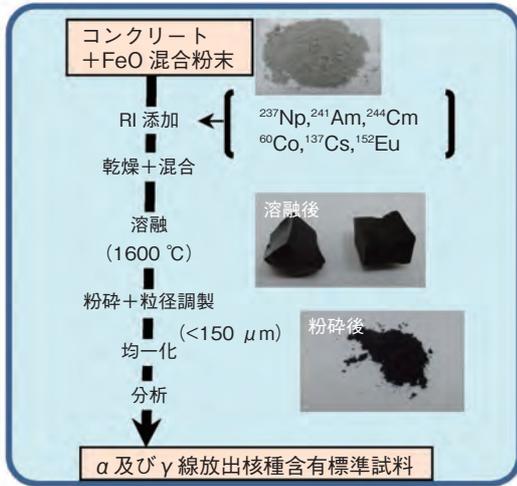


図9-6 α 及び γ 線放出核種含有溶融固化体標準試料の作製法

^{241}Am や ^{60}Co などの α や γ 線放出核種を含有する溶融固化体標準試料は、模擬廃棄物に放射性核種 (RI) を添加して1600℃で溶融することで作製しました。このとき固化体の塩基度 (CaOと SiO_2 の濃度比) を低く制御することで、揮発しやすい ^{137}Cs を固化体中に残存させることができます。

原子力機構の研究所内で発生したコンクリート等の低レベル雑固体廃棄物の一部は、プラズマ溶融することで、化学的に安定な溶融固化体に処理したあと、埋設処分を行う予定です。処分にあたっては、含有する放射性核種の濃度が技術基準を満たしていることを確認しなければなりません。このため私たちは今後、溶融固化体等の廃棄物試料を分析し、放射能データを収集・評価する必要があります。

信頼性の高い放射能データを得るためには、分析操作が適正に実施されているか評価しなければなりません。分析対象となる放射性核種を既知濃度含む標準試料があれば信頼性評価が可能となりますが、廃棄物の標準試料は入手することができません。そこで本研究では、溶融固化体標準試料の作製法について検討を行いました。

溶融固化体に処理される雑固体廃棄物のほとんどはドラム缶に充てんされたコンクリートであることから、原料としてコンクリートと酸化鉄 (FeO) を使用しました。また、実際の廃棄物はプラズマ溶融処理施設において処理されますが、本研究ではより簡単な設備でも作製でき

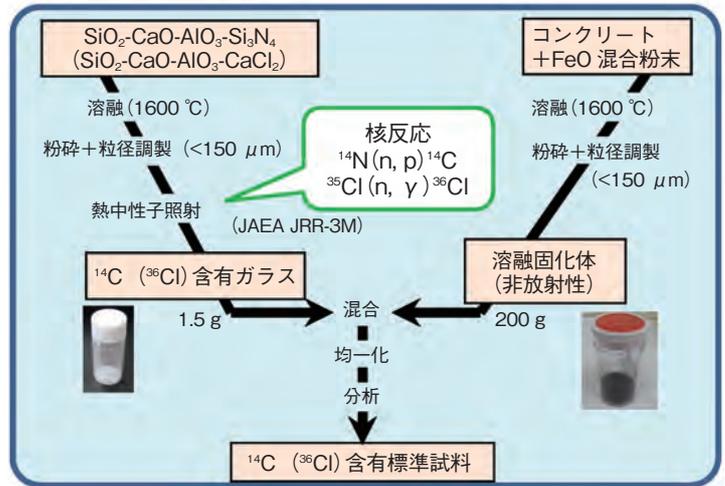


図9-7 ^{14}C 、 ^{36}Cl 含有溶融固化体標準試料の作製法

^{14}C や ^{36}Cl の溶融固化体標準試料は、熱中性子照射による核反応を利用して ^{14}C 又は ^{36}Cl を含有するガラス粉末を作製し、コンクリートとFeOから作製した溶融固化体粉末を混合することで、作製することができました。

るように実験室で使用できる電気炉を用いて加熱条件の検討を行いました。

高温において ^{137}Cs 、 ^{14}C 、 ^{36}Cl などの揮発しやすい放射性核種は溶融固化体内に留まりにくいという問題点があります。 ^{137}Cs については、溶融固化体の塩基度 (CaOと SiO_2 の濃度比) を低く保つと、ガラス構造が構成されやすくなり、 ^{137}Cs が保持されることが知られています。そこで塩基度を低く保つことで ^{137}Cs を揮発させずに溶融できることを確認し、図9-6に示す作製方法を確立しました。一方、 ^{14}C や ^{36}Cl については ^{137}Cs よりも更に揮発しやすい性質を持つため、同様の作製方法は適用できません。そこで、まず原子炉での熱中性子照射による核反応を利用して ^{14}C 又は ^{36}Cl を含有するガラスを少量 (1.5 g) 作製しました。このガラスを、コンクリートとFeOから作製した溶融固化体粉末と混合することで200 g程度の標準試料を効率良く作製しました (図9-7)。本研究において確立した溶融固化体標準試料の作製方法は、今後本格的に進める廃棄物放射能データの収集・評価に役立って行く予定です。

●参考文献

Ishimori, K. et al., Preparation of Reference Materials on Radiochemical Analysis for Low-Level Radioactive Waste Generated from Japan Atomic Energy Agency, Proceedings of the ASME 13th International Conference on Environmental Remediation and Radioactive Waste Management (ICEM2010), Tsukuba, Japan, 2010, ICEM2010-40111, 7p., in CD-ROM.

原子力研究開発を支えるシミュレーション技術と計算機技術

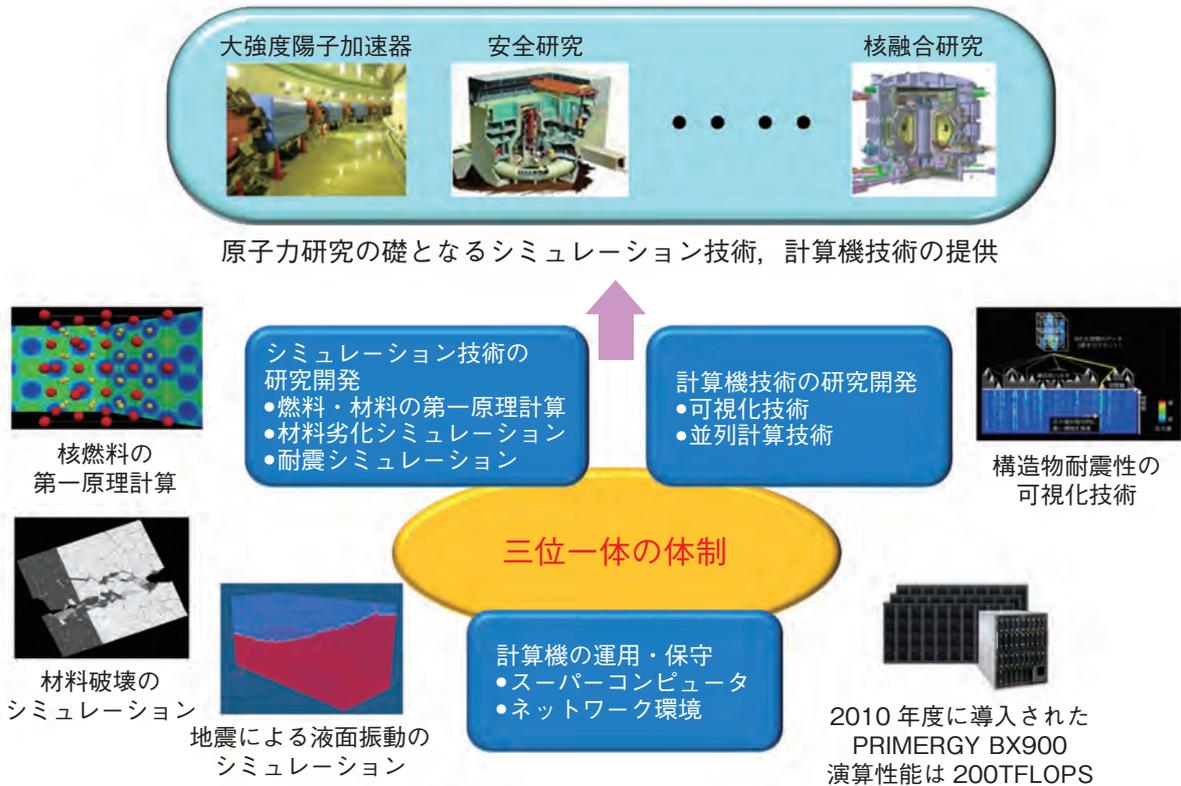


図10-1 原子力研究と私たちが進めるシミュレーション技術・計算機技術研究開発との相関
シミュレーション技術、計算機技術及び計算機の運用・保守を通して原子力研究の様々な分野で先導的な役割を果たしています。

計算科学は理論・実験に次ぐ第三の科学として、大いに期待されており、国家プロジェクトとして演算速度で世界一の次世代スーパーコンピュータ「京」が開発されるなど、従来とは比較にならない計算機環境が実現しています。システム計算科学センターでは、2010年度に新規導入したスパコンの運用・保守を担うとともに、計算科学を原子力研究開発に役立てるための「シミュレーション技術の研究開発」及び「計算機技術の研究開発」を推進しています（図10-1）。

現在、原子力研究開発では、軽水炉の高経年化対策、燃料サイクル技術の確立、そして耐震評価等が極めて重要な分野となっており、「シミュレーション技術の研究開発」では、これらの分野で計算科学技術が解決の鍵になりうる課題を選定して取り組んでいます。

高経年化対策では、原子炉構造材料の劣化メカニズムの解明と脆化予測が鍵です。これには、電子レベルの量子力学的計算が可能な第一原理計算、原子間相互作用モデルによる分子動力学計算等を駆使し、メゾ・マクロなスケールで起こる破壊シミュレーションのための基礎データを取得します。トピックス10-1では上記原子間モデルを作成するための第一原理計算の研究例を紹介し

燃料サイクル技術の確立では、マイナーアクチノイドを含む核燃料化合物の物性予測が鍵を握ります。しかし、核物質を取り扱う実験は制限が厳しく、その大きなコストも無視できません。トピックス10-2では、第一原理計算により二酸化プルトニウムの物性を正しく再現した例を紹介します。これは計算科学による物性予測の第一歩となるものです。

耐震評価では、巨大地震による使用済燃料プールからの放射性を帯びた水の溢流や、流体圧力によるプール及び付随構造物の損傷が危惧されるため、水面や壁面近くの乱流をより精緻に評価可能な解析モデルを開発する必要があります。トピックス10-4では、実験結果を従来モデルと比べ格段に良く再現することに成功した成果を紹介し

「計算機技術の研究開発」では、原子力機構内外の様々な原子力研究開発において、最先端の計算機技術の有効活用を支援しています。例えば、最新の可視化技術を使えば、大量データの高速な解析が可能となります。トピックス10-3では、その可視化技術を用い、地震により、構造物のどこに比較的大きな力がかかるかを調べたり、地震波動と応力値変動の関係を視覚的に捉えたりする研究を紹介し

10-1 シミュレーションで核燃料の性質を明らかにする - 二酸化プルトニウムの電子状態を第一原理計算で再現する -

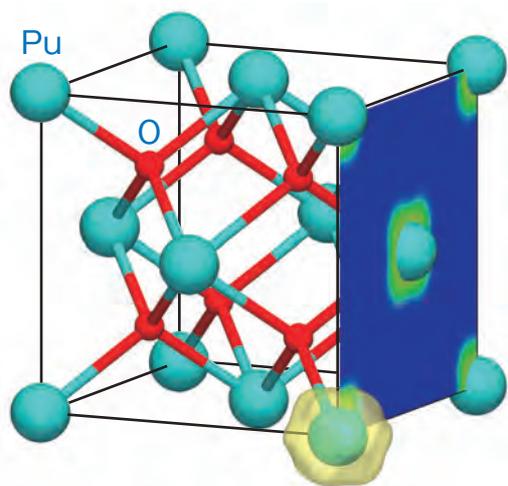


図10-2 二酸化プルトニウムの結晶構造とf電子の電荷密度
水色の球がプルトニウム原子 (Pu)、赤色の球が酸素原子 (O) を表しています。右面はf電子の電荷密度を等高線で表したもので、青色から黄色になるに従って密度が大きくなっていることを示しています。また、右下手前の黄色い曲面はf電子の等電荷密度面を示しています。これらの電荷密度は強相関効果とスピン軌道相互作用を考慮して計算した結果です。

より安全で効率のよい核燃料を開発するためには、核燃料の性質を今まで以上に詳しく評価することが重要です。しかし、その性質の正確な測定は容易なことではありません。それは、取扱い制限によってプルトニウムなどの核燃料物質を用いた実験が頻繁に行えないという理由に加えて、原子炉内の高温状態を再現して測定することも困難だからです。しかし、このような場合でも実験に代わり計算機でシミュレーションを行えば、燃料の性質を容易に評価できると考えられます。

物質の性質を評価するシミュレーションには様々な手法がありますが、最近は第一原理計算手法が良く使われています。第一原理計算とは電子や原子核の相互作用だけから、物質の性質を計算する手法で、経験に頼るパラメータやモデル化を必要としないため、信頼性の極めて高い計算法と言えます。しかし、これまで核燃料の構成物質のひとつである二酸化プルトニウム (PuO_2) (図10-2) に対しては、第一原理計算を用いても、性質の評価に失敗することが大きな問題となっていました。その失敗とは、絶縁体であるはずの PuO_2 を、金属と間違っ評価してしまうことです。しばらくの間、その理由はプルトニウム中にあるf電子と呼ばれる電子同士の強い相互作用

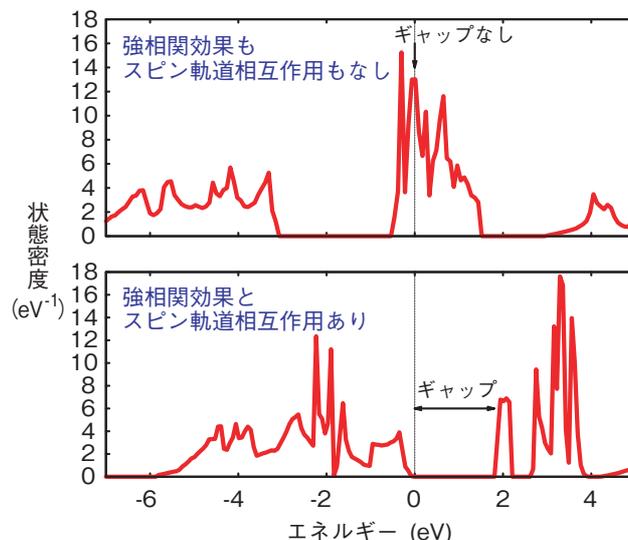


図10-3 二酸化プルトニウム (PuO_2) の電子の状態密度
上図は強相関効果もスピン軌道相互作用も考慮していない場合、下図は両方とも考慮した場合の結果です。上図ではフェルミエネルギー (エネルギーが0のところ) で状態密度が0になっていないため、本来絶縁体に分類されなければならない PuO_2 が金属に分類されてしまうことを意味します。一方、下図ではエネルギーが0のところ状態密度も0になり、「ギャップ」が開いていて、絶縁体に分類されることを意味します。

(強相関効果)が反映されていないためとわれていましたが、強相関効果だけを取り込んで計算しても、やはり金属となることが分かったため、他にも理由があるのではないかと考えられていました。そこで私たちはこれまでの計算を詳細に検討した結果、強相関効果に加えてスピン軌道相互作用も必要との結論に至りました。スピン軌道相互作用とは、プルトニウムなどの大きな原子では重要な効果ですが、 PuO_2 に対してはこれまでほとんど考慮されていなかったのです。私たちはこの二つの効果を同時に考慮することで、 PuO_2 が絶縁体であることの再現に成功しました (図10-3)。

実際の燃料開発に必要な核燃料の性質は、熱の伝導や燃焼中の反応など、複雑かつ極限的な状況下での性質であり、その詳細な把握には、大規模な計算が必要となります。しかし、複雑な計算も第一原理計算による原子レベルの計算結果を基にすることで、経験的なパラメータをできる限り使わずにその性質を評価できるようになります。 PuO_2 の基本的性質として、絶縁体を再現した今回の結果は、今後、必要とされる核燃料の性質の評価への確かな土台となるものです。

●参考文献

Nakamura, H. et al., Effects of Spin-Orbit Coupling and Strong Correlation on the Paramagnetic Insulating State in Plutonium Dioxides, Physical Review B, vol.82, issue 15, 2010, p.155131-1-155131-6.

10-2 水素に起因する鋼の強度低下の謎を解明する

—水素原子と鉄原子の動きを再現可能とする原子スケールモデルの開発—

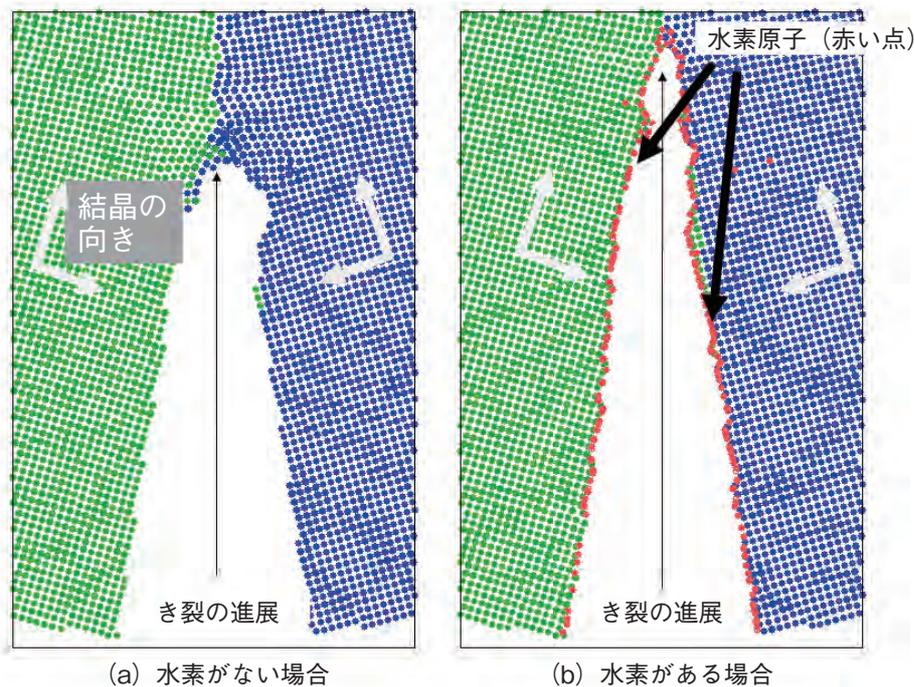


図10-4 水素が鉄のき裂の進展に及ぼす効果のシミュレーション

開発した原子スケールモデル(原子スケールでの動きを再現するモデル)を用いて、水素原子がない場合 (a) 及び水素原子 (赤い点) がある場合 (b) について、き裂が進む様子を計算した結果を示しています。中央にある結晶粒界面の左右で結晶の向きが異なっており(緑:右向き、青:左向き)、この結晶粒界面をき裂が進展しています。(a) (b) とも、き裂が起き始めてから同じ時間が経過した後の状態を示しており、(b) の方が、き裂がより進展していることが分かります。

鋼などの金属材料中には、原子配列の部分的乱れ(格子欠陥)が多数存在し、その数や動きやすさなどの性質が材料の強度を決める要因となります。材料に外部の環境から水素が侵入すると、これら格子欠陥と結びつき強度に大きな影響を与えます。その原因にはいくつかの説があり、結晶粒界面に水素が集中することでこの面が割れやすくなるという説や、水素によって材料内部にボイドと呼ばれる小さい泡のような格子欠陥が生成されやすくなり材料が割れるきっかけとなるという説などが提唱されていますが、どれが主要な原因かは分かっていません。主要要因を明らかにし、その防止策を講じることで、初めてより劣化しにくい原子炉材料を開発することが可能となります。

そこで、この問題を解決するため、水素原子と、鋼の主要構成要素である鉄原子の原子スケールでのふるまいを再現する分子動力学モデル(原子スケールモデル)を開発しました。これまでもいくつかの分子動力学モデルが開発されてきました。しかしながら、それらはごく一部の種類の格子欠陥と水素との相互作用を再現するよう個別に開発されたものだったため、調査可能な相互作用の種類が限られていました。そこで、本研究では、数

十ケースに及ぶ代表的な種類の格子欠陥と水素原子の配置について電子構造計算手法を用いた計算を行い、格子欠陥と水素原子がどのように相互作用するかを詳細に調査することで、質、量ともに従来より優れた基礎データに基づいてモデルを構築できました。その結果、より汎用的に相互作用を再現できる計算を行えるようになりました。これにより、水素を含む鉄の材料が割れる過程で、どのような格子欠陥がより強度に大きく影響しているかの調査が初めて可能となりました。

図10-4は、水素原子がない場合(a)と、水素原子がある(鉄の結晶粒界面に集中している)場合(b)について、開発したモデルを用いてき裂が進む様子を計算した結果を示しています。水素原子がある場合の方が、同じ時間の間に、き裂はより進展し、結晶粒界面の強度が30%程度低下することが分かりました。劣化の原因となる格子欠陥への水素の集中を防ぐ材料を開発できれば、現行材料の2倍程度の強度となることが期待できます。今後は、このモデルを用いてボイド生成のき裂進展への影響など他の格子欠陥の影響も定量的に評価することで、水素による材料強度低下の主要原因の解明を目指します。

●参考文献

Ramasubramaniam, A., Itakura, M. et al., Interatomic Potentials for Hydrogen in α -Iron Based on Density Functional Theory, Physical Review B, vol.79, issue 17, 2009, p.174101-1-174101-13.

10-3 原子力分野の実験やシミュレーション結果から重要情報を見逃さないためには — 時間と空間の変化を捉える可視化手法の提案 —

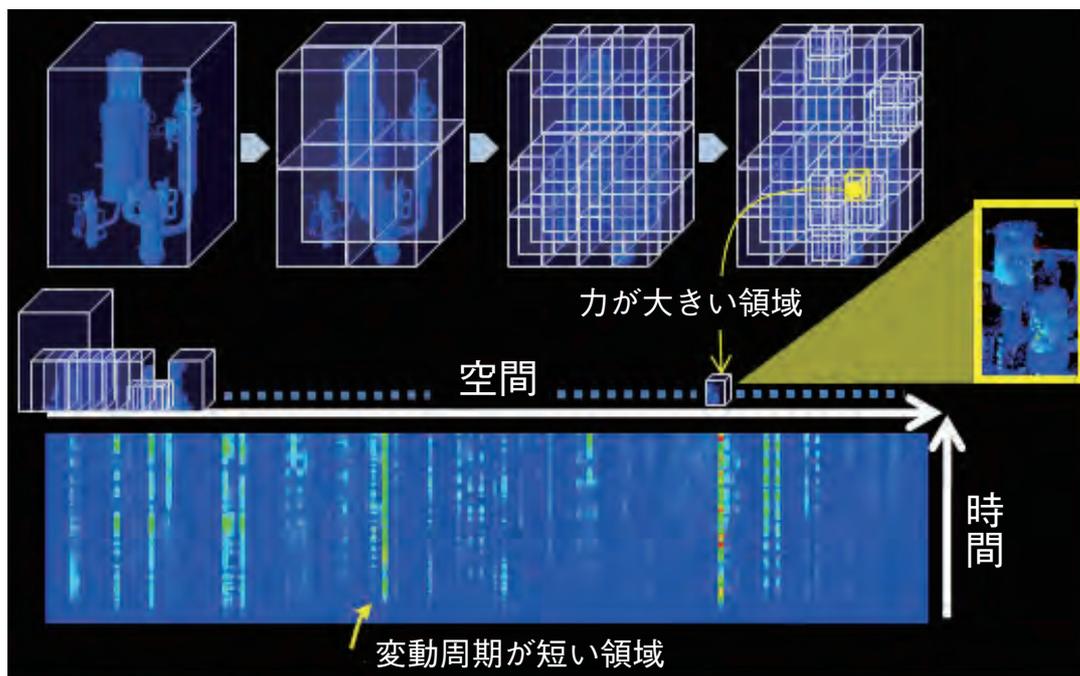


図10-5 原子力施設の耐震計算結果の可視化・解析

原子力施設に振動が与えられた時に受ける力の変動を解析します。(上) まず、原子力施設の三次元モデルを箱に入れ、どんどん細かく分割していきます。(下) 分割したすべての小箱を横に並べ、空間軸を作ります。また、空間軸に垂直に時間軸とり、力の大きさを色に割り当てます。この二次元の画像から地震によって比較的強い力を受ける原子力施設の個所を見つけ出します(右端黄色枠内)。

注意していたのに見逃してしまった、こんな経験は誰にでもあると思います。原子力分野では、施設の設計・建設、運転、点検等、多くの人と時間がかかわる中で、この見逃しを防ぐことは重要な課題です。私たちは、実験・シミュレーション結果に対して、時間と空間の変化を同時に捉えることで「見逃し」を防止する可視化技術の開発に取り組んでいます。

システム計算科学センターで取り組んだ耐震シミュレーション結果を用いて、私たちが開発している技術を説明します。原子力施設が地震によって振動を受けたとき、施設のどこに力が加わるのかをシミュレーションします。このシミュレーション結果から、地震発生後に「いつ」、原子力施設の「どこで」、地震の影響によって「どんなこと」が起こったのかを調べる必要があります。しかし、これらのことをすべて把握することは難しい作業です。そこで、「いつ、どこで」に相当する時間と空間を1枚の紙の上に広げ、「どんなこと」をその紙の上に描く技術を開発します。

時間と空間を1枚の紙に広げるためには、空間を一つの軸で表現する課題があります。この課題は、三次元空間の各軸を等分化して八つの直方体に分割し、小さな直

方体の並びで空間を表現する写像法を立案して解決します。ここで、データの特徴に応じて分割の回数を調整することで、分析の目的に合わせた精度を実現します(図10-5(上))。次に、並べた直方体の下に時間変動を整列し、1枚の紙、つまり二次元画像を作成します。この二次元画像の上に、地震によって原子力施設が受ける力の分布を描くことで、時間・空間双方にかかわる力の分布図ができます(図10-5(下))。

図10-5の二次元画像から、振動によって受ける力が相対的に大きい時間や領域を発見でき、その領域が配管の接続部であることを特定できました。またその部分は地震発生後早い段階で力を受け、その力の大きさは時間とともに変化していることも分かりました。

このように、私たちが開発した技術を用いることで、地震の影響を受けやすい形状や部品を見逃すことなく発見でき、その部分の安全性を強化する等、原子力施設の更なる安全性の確保につながられます。

本技術は、今回示した原子力施設の耐震シミュレーション結果の解析だけでなく、温度変化、圧力変化等、時空間変化を解析する必要がある様々な実験やシミュレーション結果の解析への利用が期待できます。

●参考文献

宮村(中村)浩士ほか, 時系列データを眺める技術 —データの時間変化を見逃さないためにはどうしたらいいか—, FUJITSUファミリー会論文集, 2010, 15p.

10-4 使用済燃料プール内の水の動きを理解する

— プールの水面や構造物近傍の乱流を考慮した流体解析モデルの提案 —

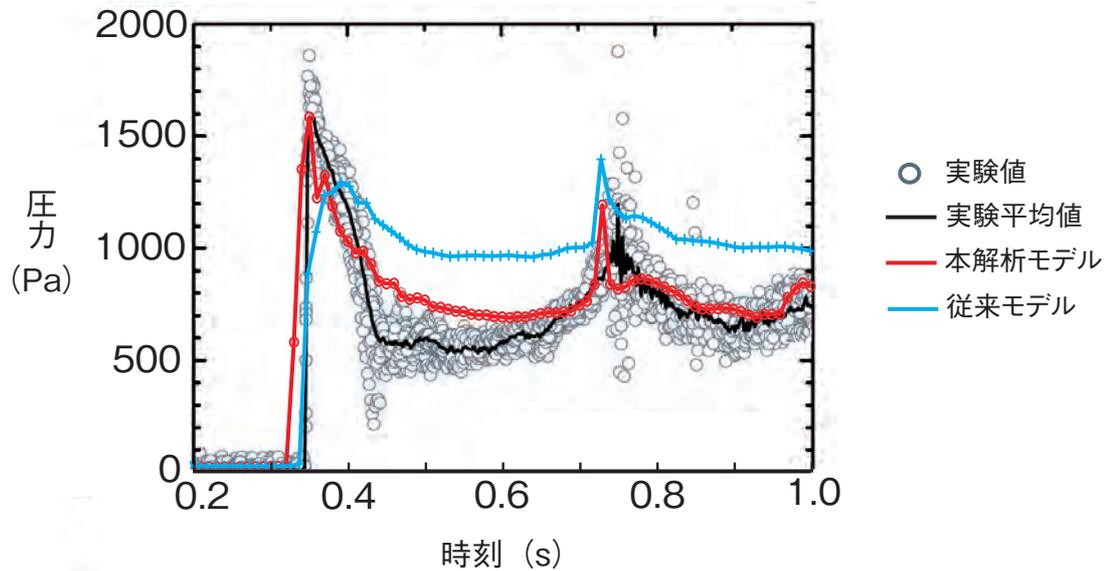


図10-6 乱流モデルの違いによる流体が構造物に与える圧力の差

プール壁面に与える流体の圧力について、従来モデルと私たちの提案しているモデルを用いて解析した結果を実験結果と比較しています。圧力の時間発展に対して、従来モデルよりも実験結果に近くなっていることが分かります。

原子力施設には、原子力発電で使い終わった燃料を、冷やしながらか一時的に保管しておくための水槽（使用済燃料プール）があります。使用済燃料プールが巨大地震によって揺れると、「スロッシング」と呼ばれる水の液面が大きく揺れる事象が生じ、プールからの放射性を帯びた水の溢流や、流体の圧力によるプール及び付随する構造物の損傷を引き起こす可能性があります。これらの問題を未然に防止するためには、スロッシングにより発生する波の高さや圧力を事前に把握する必要があります。

これまでのスロッシングの実験やシミュレーションでは、構造物から受ける抵抗によりスロッシングによる波の高さが減衰することや、構造物に作用する圧力が水面近傍で最大となることが分かっています。しかし、スロッシングが長く続き、プールの水面や構造物近傍で水が乱れた状態（乱流状態）になった際の、波の高さや圧力への乱流の影響についてはまだ良く分かっていないため、これまででは保守的に評価されていました。

そこで本研究では、より定量的に評価するとともに、乱流がどのように影響するかの物理的機構を明らかにするため、乱流の生みの親であるレイノルズ応力と呼ばれる6成分を持つ量を精緻に解ける流体解析モデルを提案しました。実験では、様々な乱流成分を分解して調査するのは容易でないため、機構解明のためにはシミュレ

ーションを用いた調査が効果的です。しかし、これまで汎用的に用いられてきた従来モデルでは、実験結果とずれてしまいます。ここで、従来モデルでは、乱流の運動方向が等方的な場合には結果の精度は良い一方で、スロッシングのように水面や構造物近傍で乱流の渦が扁平に変形する場合には精度が悪くなることを見いだしました。この原因として、従来モデルは、レイノルズ応力の3成分しか解いていないためであると考えました。そこで、本研究では6成分すべてを考慮したシミュレーションを行ったところ、より実験と合う結果が得られました。図10-6は、プールの壁面に与える流体圧力について、従来モデルと私たちが提案しているモデルを用いて解析した結果を、実験結果と併せて示しています。その結果、提案モデルを用いることで、圧力の二つのピークや、ピーク間の圧力降下などを、従来モデルと比較してより実験結果に近づけることができました。また、波の高さについても実験結果と良好に一致する結果を得ることができました。

今後は、提案モデルを用いてより現実に近い使用済燃料プールの形状と観測地震波を用いた数値計算を行い、地震時の使用済燃料プールの流体挙動を予測することを目指します。

●参考文献

Uzawa, K. et al., Effects of Turbulence near a Free Surface on the Dynamics of Two-Phase Flow, Proceedings of 19th International Conference on Nuclear Engineering (ICONE 19), Chiba, Japan, 2011, ICONE19-43453, 8p., in CD-ROM.

原子力平和利用を支える核不拡散・核セキュリティに関する技術開発・人材育成

核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、政府は、核物質計量管理の高度化や核物質の測定・検知技術及び不正取引等が行われた核物質の起源の特定に資する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核不拡散・核セキュリティ総合支援センター（以下、核セキュリティセンター）を原子力機構に設置すること等を表明したことを受け、取組みを開始しました。

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、核セキュリティ技術の開発を実施しています。特に保障措置環境試料分析の分野では、極微量核物質同位体比測定法の開発を行うとともに、国際原子力機関（IAEA）のネットワークラボとして技術支援し、貢献してきています。

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（CTBT）に係る活動として、放射性核種監視観測施設の運用を行い、世界へデータを発信するとともに、世界の観測所データを収集し解析評価のために提供する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

新たな取組みとして2010年12月に設置された核セキュリティセンターでは、IAEAや米国と協力し、核セキュリティ・保障措置のトレーニング等を主にアジア地域を対象に開始しています。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、東京大学原子力国際専攻に対しては客員教員を派遣し、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

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等を調査・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。特にアジア地域では、核セキュリティセンターを通じ、ベトナム等、原子力発電の導入を進める国に対し、我が国の経験を踏まえ各国の状況に応じた核不拡散に係る基盤整備のための支援を実施しています。

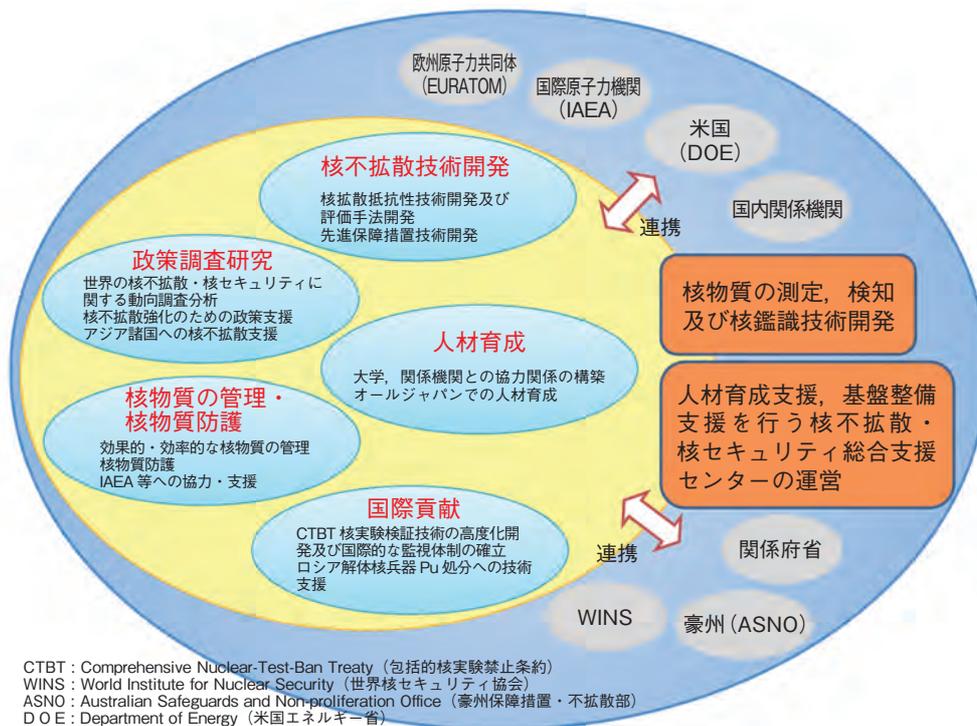


図11-1 核不拡散科学技術開発分野

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、当該分野の人材育成・人的貢献を行っています。

11-1 我が国の核不拡散対応を他の国に活かすために

—原子力平和利用の信頼確立の要素と今後の課題—

表11-1 核不拡散に関する我が国の対応の主要要素と今後の課題

これまでの我が国の核不拡散対応を七つの分野に分類し、主要な要素及び今後の検討課題を抽出しました。

分野	主要な要素	今後の検討課題（主なもの）
原子力平和利用の国内法による担保措置	<ul style="list-style-type: none"> ●国内法による平和利用への限定 ●国内法による平和利用の実効性担保 	<ul style="list-style-type: none"> ●原子力事業の許可等の基準として規定されている、「平和目的以外に利用されるおそれがない」ことを認定するにあたってのガイドラインの整備の検討
国際核不拡散体制へのコミットメントと貢献	<ul style="list-style-type: none"> ●核兵器の取得の放棄 ●核実験の禁止 ●二国間 原子力協力協定の遵守 ●他の国際的な核不拡散取組みや国際機関への貢献 	<ul style="list-style-type: none"> ●核兵器不拡散条約(NPT)の課題の解決やNPT外の措置も含む核不拡散体制強化への積極的貢献 ●2018年に期限を迎える日米原子力協力協定への対応の検討 ●国際機関に対する更なる人的貢献
保障措置	<ul style="list-style-type: none"> ●包括的保障措置協定の批准 ●国内計量管理制度の整備 ●追加議定書の批准 ●統合保障措置への移行 ●保障措置協定の遵守 ●保障措置上の課題の解決に向けたIAEAとの協力 ●保障措置の制度的枠組みの整備や技術開発に関する協力 	<ul style="list-style-type: none"> ●査察を受ける原子力施設側の対応も含めた全体としての最適化の実現 ●次世代の核燃料サイクル施設の設計段階からの保障措置の取入れの検討 ●IAEA保障措置の強化、効率化への積極的貢献 ●新たに原子力発電を導入する国に対する保障措置のインフラ整備のための支援
原子力平和利用の透明性確保のための方策	<ul style="list-style-type: none"> ●原子力委員会による原子力政策の策定、公開 ●原子力政策の策定過程の公開、国民参加 ●原子力平和利用、核不拡散政策のレビュー ●プルトニウムの国際管理の議論への参加 ●プルトニウムの管理状況、利用計画等の公表 	<ul style="list-style-type: none"> ●プルトニウム保有量の妥当性を説明する論理の構築 ●燃料サイクルのバックエンドに関する国際管理の実現性に関する検討
機微な施設における核不拡散への対応	<ul style="list-style-type: none"> ●核拡散抵抗性技術の採用 ●研究炉の低濃縮度化や高濃縮ウランの返還への協力 	<ul style="list-style-type: none"> ●高速増殖炉(FBR)サイクルにおける核拡散抵抗性の向上 ●核拡散抵抗性を評価するガイドラインに関する国際的なコンセンサスの構築
輸出管理及び機微技術管理	<ul style="list-style-type: none"> ●原子力供給国グループ(NSG)ガイドラインに則った輸出管理の実施 ●輸出管理や核拡散対抗に関する国際枠組み等への参加 ●各組織における機微技術管理の取組み 	<ul style="list-style-type: none"> ●機微技術を扱う組織における核不拡散文化の醸成 ●機微技術管理に関する国内法の整備の検討
核物質防護・核セキュリティ	<ul style="list-style-type: none"> ●核物質防護条約の批准 ●核テロ防止条約の批准 ●IAEAのガイドラインの最新版に則った核物質防護措置 ●核セキュリティの強化を目的としたその他の国際枠組みへの参加 	<ul style="list-style-type: none"> ●改正核物質防護条約の早期批准の検討 ●信頼性確認の制度の検討 ●核セキュリティ文化の醸成

青字：A. 原子力活動の有無にかかわらず必要な対応
 赤字：B. 原子力活動の実施に係る対応
 緑字：C. 核燃料サイクルを実施することで必要になった対応

我が国は、1950年代から原子力利用を開始しましたが、当初から平和利用に徹することを明確にし、透明性を確保した形で原子力利用を進めるとともに、国際的な核不拡散の取組みに積極的に貢献してきました。本研究は、これまでの我が国の核不拡散対応の整理、分析、評価を通じて、我が国の取組みのうち、他の国に対しても適用され得る要素を抽出することを目的とするものです。

本研究では、これまでの我が国の核不拡散対応を七つの分野に分類して整理、分析、評価し、それぞれの分野における我が国の取組みの主要な要素、今後の課題と考えられる事項を抽出しました（表11-1）。こうした分析を通じて、我が国のこれまでの核不拡散対応が、各分野における条約等の国際基準を満たすものであるとともに、分野によっては、国際基準を超えるものであったことが明らかになりました。また、検討すべき課題として、NPTを含む核不拡散体制の強化や関連する国際機関に対する積極的な貢献、統合保障措置の下で査察を受け

る側も含めた全体としての保障措置の最適化の実現、改正核物質防護条約の早期批准等が挙げられます。

我が国は他の非核兵器国と異なり、濃縮、再処理といった核燃料サイクル活動を実施しており、我が国の核不拡散対応には、そうした特殊性に起因する要素も含まれると考えられます。そこで、本研究では、各分野における我が国の取組みを、A. 原子力活動の有無にかかわらず必要な対応、B. 原子力活動の実施に係る対応、C. 核燃料サイクルを実施することで必要になった対応の三つのカテゴリーに分類しました。

AとBについては、今後、新しく原子力発電を導入する国が核不拡散上の対応としてどのような取組みが必要となるかを検討するにあたっての参考となるものであり、原子力平和利用の先進国である我が国はこれらの要素に重点を置いて核不拡散対応への支援を行うことが必要であると考えます。

●参考文献

山村司ほか、核不拡散に関する日本のこれまでの取組みとその分析—原子力平和利用の信頼確立の要素と今後の課題—, JAEA-Review 2010-040, 2010, 180p.

敦賀本部

高速増殖炉研究開発センターは、2010年5月に「もんじゅ」の性能試験を再開し、7月に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。その後、第二段階の40%出力プラント確認試験に向けた燃料交換を完了したあとの片付け作業において8月に炉内中継装置が原子炉容器内に落下しましたが、2011年6月24日には同装置を引き抜き、現在、引き抜いた同装置本体の分解点検の結果等に基づいて設備の健全性評価を行っています。また、2011年3月に発生した東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故等を踏まえた安全対策を実施しています。

原子炉廃止措置研究開発センター「ふげん」は、廃止措置を着実に進めています。

2010年度から、原子力機構が抱える研究課題を福井県内の企業と共同で解決を図る「技術課題解決促進事業」を開始しました。

東海研究開発センター原子力科学研究所

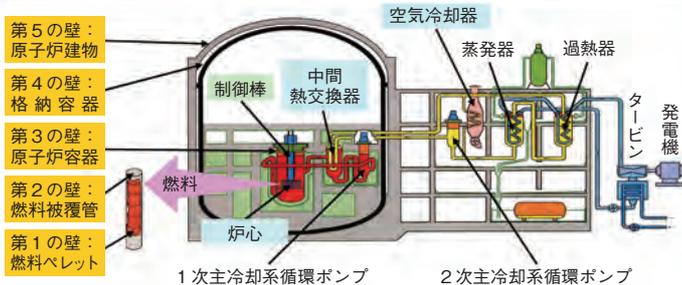
原子力科学研究所では、研究用原子炉（JRR-3, JRR-4, NSRR）、加速器（タンデム等）、臨界実験装置（STACY, FCA等）、核燃料物質使用施設（WASTEF, BECKY, 第4研究棟等）更に放射性物質取扱施設を各研究開発部門が取り組む様々な研究開発に整備提供しています。放射性物質を非密封で安全に取り扱うための技術開発では、大型グローブボックスパネル交換における画期的な低コスト省力化を実現し、文部科学大臣から創意工夫功労者賞を受けました（トピックス12-2）。このほか、JRR-3の冷中性子ビームの高度化や中性子利用の技術基盤となる高性能単色中性子標準照射場の完成等に取り組みました。また、研究所の保有技術等の利活用において、高度エレクトロニクス技術が企業による高精度な蛍光X線分析器の製品化に活用されました。

東海研究開発センター核燃料サイクル工学研究所

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、工学規模での中空ペレット製造に関する試験やO/M比（酸素原子数と金属原子数の比）調整技術に関する試験等を実施しました（トピックス12-4）。本試験で得られた燃料を利用して「もんじゅ」の性能試験用に燃料15体を供給しました。

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、六ヶ所再処理工場運転に係る人的支援を含む技術協力を実施しました。サイクル工学試験部では、先進湿式再処理技術等の開発（トピックス12-3）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に係る安全性の検討を実施するとともに、地層処分技術の向上等に関する試験を実施しました。

- 「止める」⇒制御棒が自重で落下し、原子炉は自動停止
- 「冷やす」⇒万一、電源がなくなっても自然循環で炉心を冷却できる設計
- 「閉じ込める」⇒5重の壁による閉じ込める設計



- 津波に対し、ナトリウム機器等の安全上重要な設備は海面から21 m、また、冷却用の海水ポンプの周囲に防水壁
- 地震に対し、新指針に基づく耐震安全性評価で系統や設備の健全性を確認
- 水素爆発に対し、燃料被覆管がステンレス製なので、原子炉容器内で水素が発生しない

「もんじゅ」の安全を守るしくみ



JRR-3



燃料サイクル安全工学研究施設（NUCEF）
（臨界実験装置：STACY、TRACY）
（核燃料使用施設：BECKY）

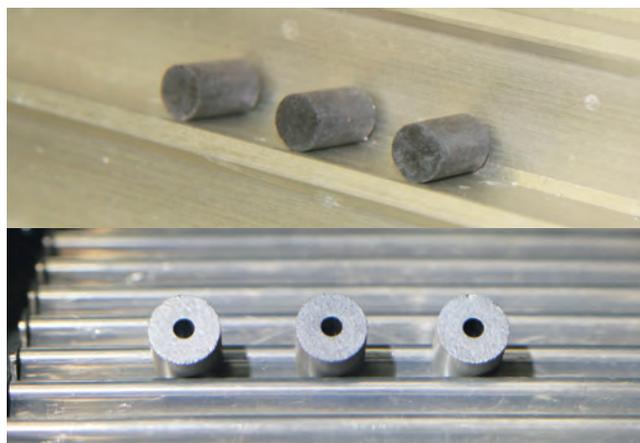


原子炉安全性研究炉（NSRR）



燃料試験施設

このほか、JRR-4, FCA, TCA, WASTEF, 第4研究棟, タンデム加速器など
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



開発中の中空ペレットの焼結体（下）
（従来のペレットの焼結体（上））

J-PARCセンター

2010年度、物質・生命科学実験施設（MLF）の中性子・ミュオン生成に供する陽子ビーム強度が120 kWから200 kWに計画通り増強され、420 kW相当のビーム加速も実証しました。原子核・素粒子実験施設及びニュートリノ実験施設（NU）へのビーム強度は各々3.6 kW、145 kWに向上しました。利用関係では、MLFの実験課題応募数が昨年比35%増加し、350件を受け付けました。また、NUで発生させたミュー型ニュートリノを295 km離れた岐阜県飛騨市神岡町の検出器スーパーカミオカンデで検出する実験で、電子型ニュートリノへの振動の兆候を示唆する世界初の成果が得られました。J-PARCは2011年3月11日の東日本大震災で被害を受けて運転停止中ですが、震災前には約120日（中性子発生積算時間2300時間以上）の運転を実施し、MLFに5000人・日、NUに16000人・日の外来ユーザーを受入れました。



MLFで中性子実験装置 BL15の建設（真空槽の搬入）
BL15は「特定先端大型研究施設の共用の促進に関する法律」の下に建設した最初の共用装置です。

大洗研究開発センター

FBRサイクル実用化研究開発として、高燃焼度燃料及びマイナーアクチニド含有燃料などの照射後試験やナトリウム試験等を進めるとともに、実証炉大型機器開発として冷却系機器開発試験施設の建設工事を継続しました。

材料試験炉（JMTR）は、再稼働に向けた改修工事として冷却設備、計測制御系統の設計・製作及び据付を完了するとともに、諸外国と照射試験の世界標準化に向けた情報交換や検討を行いました。

高速実験炉「常陽」は、試料部回収装置の設計検討とともに炉心上部機構の交換に係る装置等の詳細設計を進めました。

高温工学試験研究炉（HTTR）は、安全性実証試験として炉心流量喪失試験を行い、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データを取得しました。



計測制御系統の据付を完了したJMTR制御室

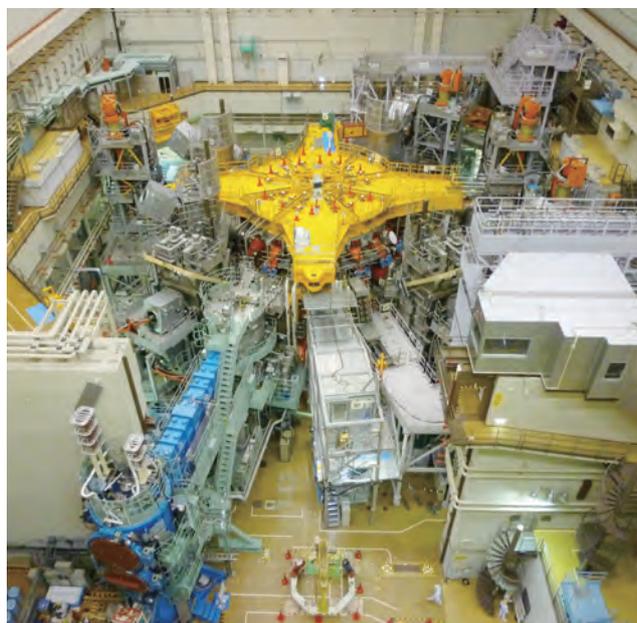
那珂核融合研究所

那珂核融合研究所は核融合エネルギーの実用化を目指した研究開発を進めています。

現在は主に国際熱核融合実験炉（ITER）計画の国内機関としての機器開発・製作とともに、欧州と共同で実施されている「幅広いアプローチ（Broader Approach: BA）活動」として、臨界プラズマ試験装置（JT-60）をITERの支援・補完研究を行うサテライト・トカマク装置（JT-60SA）へと改修する作業を実施しています。

2010年度はJT-60の解体作業が本格化し、計測架台の移設や計測装置、加熱装置、ガス注入装置等といった本体周辺設備の解体・撤去を進めました。また、真空容器内の第一壁タイルの取り外し作業を行い、約12000枚のタイルの撤去が完了しました。

一方、JT-60SA用の機器製作も進められ、実機の磁場コイルに用いる超伝導導体の所内での製作を継続するとともに、真空容器についても試作に続いて実機の製作を開始しました。



解体作業が進むJT-60本体部分（2011年3月現在）

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イオンビーム加速・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。2010年度は、数100 MeV重イオンの大面積均一照射技術開発に着手し、専用チェンバーの設計・設置を行いました。



AVFサイクロトロンLBコースに整備した大面積均一イオンビーム形成・照射のためのチェンバー

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などの高度化を行っています。また、関西光科学拠点ネットワーク「融合光新創生ネットワーク」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。光医療研究連携センターでは、レーザー駆動粒子線加速器のための要素技術開発を行いました。

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の強力なX線を利用して、物質・材料の機能発現や反応機構を解明するための最先端計測・解析技術の開発・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や水素貯蔵材料などを中心としたエネルギー・環境関連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

幌延深地層研究センターでは、地下施設を活用して、堆積岩を対象とした「地層科学研究」及び「地層処分研究開発」を行っています。

地下施設の建設については、東立坑について深度約220 mから約250 mまで掘削を行うとともに、深度250 mの調査坑道について東立坑と換気立坑を結ぶ部分の掘削を行い、2010年6月に貫通しました。

地層科学研究については、地質環境調査の技術開発、地質環境モニタリングの技術開発、深地層における工学的技術の開発及び地質環境の長期安定性に関する研究を継続して行いました。

地層処分研究開発については、深度140 mの調査坑道において、低アルカリ性セメントの周辺岩盤や地下水に与える影響について調査しました。

また、以上の業務を効率的に進めるため、2011年1月にPFI(民間資金等の活用)を導入しました。

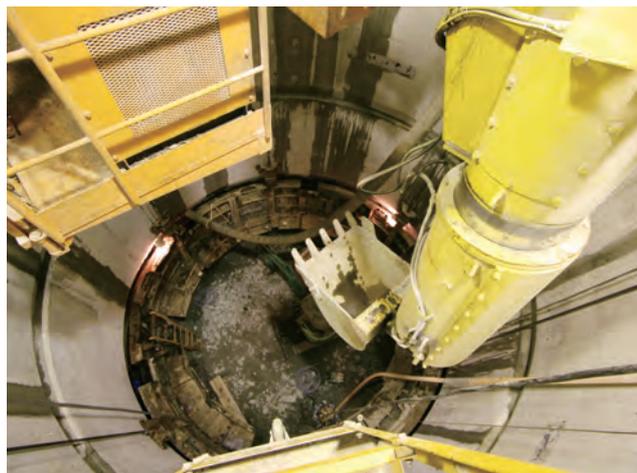


西立杭工事現場の状況

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」の研究坑道掘削については、2010年度は、主立坑は深度459.6 mから深度481.3 mまで、換気立坑は深度459.8 mから深度497.7 mまでの掘削を行いました（トピックス12-11）。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、深度400 mにおいて水平坑道からのボーリング調査などを行いました。

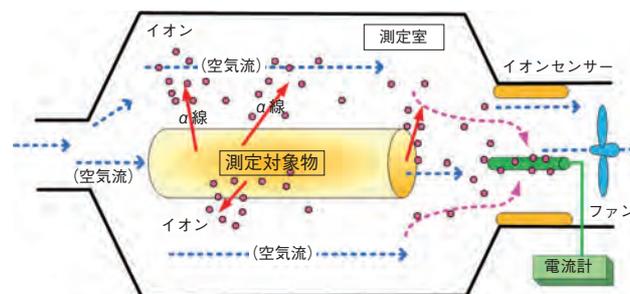


主立坑坑底の深度約480 m

人形峠環境技術センター

人形峠環境技術センターでは、ウラン濃縮施設に関する廃止措置技術開発を行っており、濃縮工学施設でウランの濃縮試験に使用した遠心分離機の湿式除染処理を実施しています。

数万台にも及ぶ遠心分離機の処理を効率良く進めていくために、電離イオン測定装置によるクリアランス検認技術開発（日本原燃株式会社）、向流型エマルジョンフロー方式による除染廃液中のウラン回収技術開発（原子力基礎工学研究部門）、気化旋回ジェット燃焼装置による有機廃液燃焼試験などを関係箇所の協力を得ながら実施しています。これらの研究成果は、遠心分離機の処理に適用しながら、他の施設、設備の廃止措置にも適用可能な技術として試験、評価していく予定です。



電離イオン測定の原理
α線で電離されたイオンを空気流で輸送し、イオンセンサーで測定した電流を放射能に換算する

電離イオン測定装置の概念

青森研究開発センター

六ヶ所地区では、「核融合エネルギーの実現に向けた幅広いアプローチ（BA）活動」の拠点として三つの研究施設のうち、原型炉R&D棟については2011年7月7日に文部科学省からRI使用許可を受け本格運用に向けた準備を進めています。また、計算機・遠隔実験棟については2011年度中の運用に向けてスーパーコンピュータ（仏国Bull社製）の設置準備を進めています。

むつ地区では、研究施設等廃棄物処分場の作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、含有する有害物の調査など原子力第1船原子炉施設の廃止措置並びに加速器質量分析装置（AMS）による極微量元素分析及び分析技術の開発を継続して行っています。



設置を進めているスーパーコンピュータ

12-1 「もんじゅ」の運転再開で何が得られたか - 「もんじゅ」性能試験(炉心確認試験)の結果 -

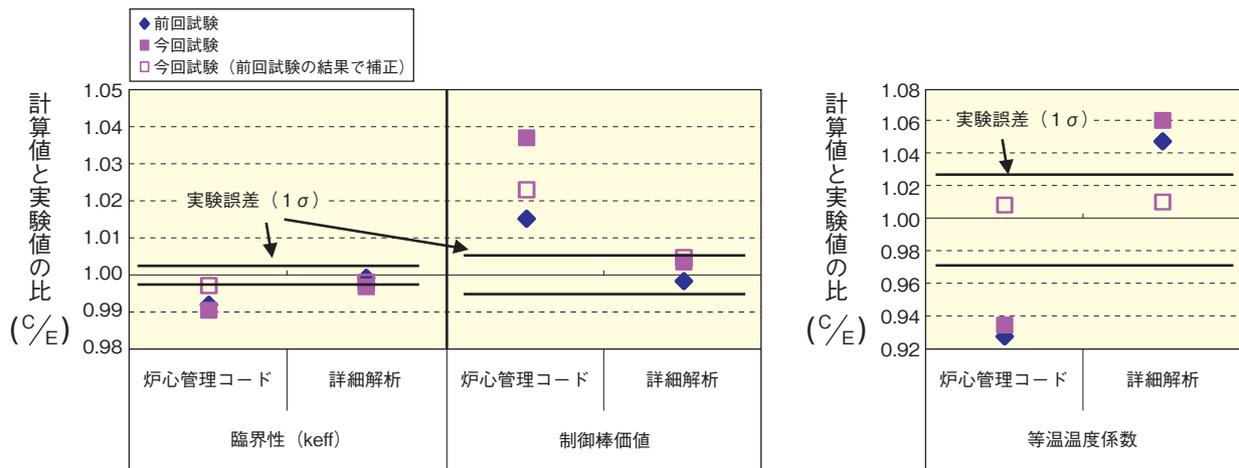


図12-1 主要核特性の解析結果

臨界性、制御棒価値、等温温度係数に対する詳細解析手法の結果は、おおむね誤差内で一致しています。炉心管理コードの結果は、前回試験のような既知炉心の解析精度を反映することにより、実用上問題ない精度です。

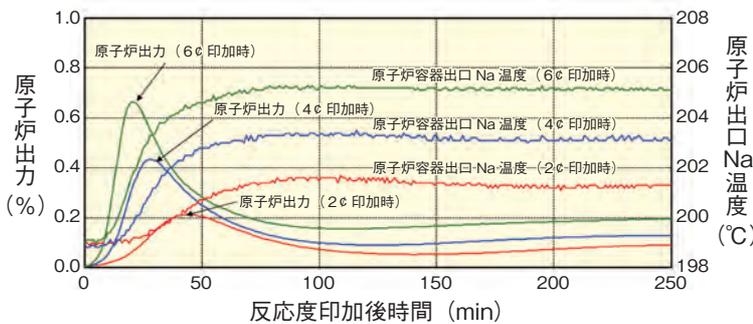


図12-2 原子炉出力と冷却材温度の推移

制御棒引抜きにより反応度を印加すると、約20~40分後まで出力は上昇しますが、燃料温度上昇(図では原子炉容器出口Na温度を示す)によるドップラ効果等により、出力はピークを打ち、その後は減少して静定します。

高速増殖原型炉もんじゅは、1995年12月に発生した2次主冷却系ナトリウム漏えい事故後、運転を停止していましたが、2010年5月6日に原子炉を起動して14年5ヶ月ぶりに性能試験を再開し、5月8日に臨界に到達しました。性能試験は三段階に分けて実施する計画で、その第一段階を「炉心確認試験」と呼び、炉心の安全性確認や研究開発目的で炉心及びプラントのデータを取得するなど、全20項目の試験を78日間にわたって実施し、7月22日に終了しました。

炉心確認試験では、基本的な核特性として臨界性、制御棒価値を測定し、過剰反応度や反応度停止余裕といった安全上の技術基準を満足することを確認しました。さらに、冷却材(Na)の温度や流量の変化による反応度変化の測定、反応度印加時の炉心の自己安定性確認、高速炉の未臨界度測定を検討する試験、超音波温度計による冷却材温度測定など、研究開発を目的とした試験を行いました。その他、プラント内外の空間線量当量率、冷却材やカバーガス(Arガス)の純度、1次主冷却系循環ポンプのフローコストダウン特性を測定しました。

炉心確認試験の炉心は、長期停止に伴い燃料中の²⁴¹Puの

壊変により生成した²⁴¹Amを炉心平均で約1.5 wt%含有しており、臨界性等の核特性を精度良く解析することは困難が予想されたので、その精度を検証しました。図12-1に結果を示します。私たちがFBR開発の中で整備してきた実証炉設計等に用いる「詳細解析手法」の解析値は、測定値と実験誤差内でおおむね整合した結果であり、解析値を補正せずとも目標精度を達成できることが分かりました。また、「もんじゅ」の運用に用いる炉心管理コードも、既知炉心の解析値と測定値の差で補正すれば実用上問題ない精度であることが確認できました。炉心の自己安定性については、図12-2に示すとおり、制御棒引抜きによりステップ状に反応度が印加された後に出力は上昇しますが、上昇を抑える操作をしなくても、燃料温度の上昇によるドップラ効果等で約20~40分後にピークを打ち、その後静定することを確認しました。

「もんじゅ」の運転再開により、臨界実験では得られないデータを多数取得できました。特にAmを多く含む核特性データは世界的にも希少なものです。これらデータは、トピックス1-7(p.17)のようなFBRの実用化に使用されます。

●参考文献

城隆久ほか、高速増殖原型炉もんじゅ性能試験(炉心確認試験)結果報告書, JAEA-Technology 2010-052, 2011, 84p.

12-2 大型グローブボックスパネル交換における低コスト、省力化の実現 — バッグイン・バッグアウト方式を採用した画期的なパネル交換技術 —

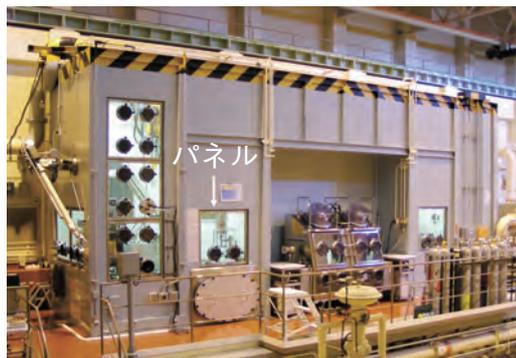


図12-3 GBの外観
GB (幅10m×奥行き2.3m×高さ4.5 m) の裏側に設置されているパネルの一部に劣化が確認され、狭隘なスペースでパネル交換を行う必要がありました。

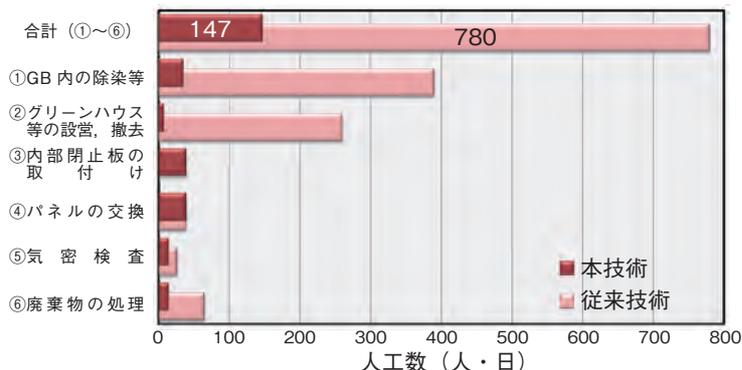


図12-5 本技術と従来技術との人工数の比較
本技術での作業に要した人工数は、類似原子力施設で実施された従来技術での人工数と比較すると、約1/5に軽減されました。

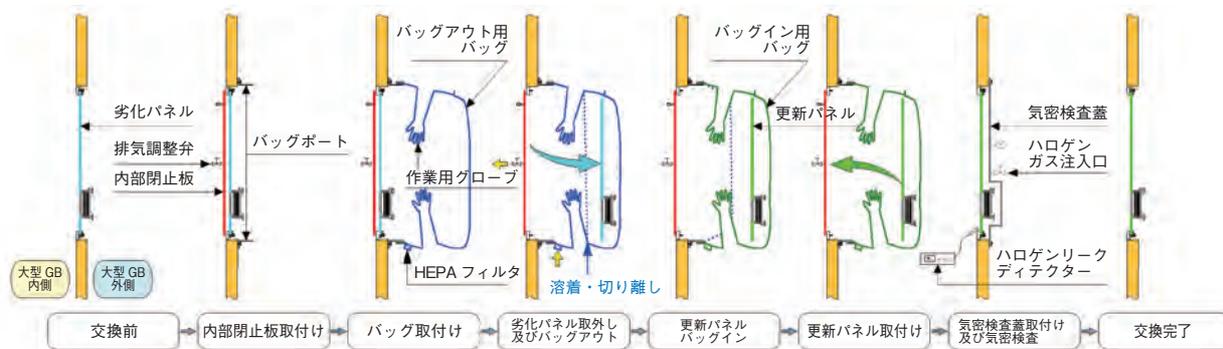


図12-4 本技術によるパネル交換手順の概略
GB内窓枠に内部閉止板を設けることで、バッグイン・バッグアウト方式によるパネル（大型物品）の交換が可能となりました。

廃棄物安全試験施設 (WASTEF) において、超ウラン元素を取り扱う試験等に供してきた図12-3に示す大型グローブボックス (GB) のパネルの一部 (3枚) に劣化が確認されたため、交換を行う必要が生じました。

GBのパネル交換は、汚染拡大防止のために大型グリーンハウスをGBに隣接して設営し、エアラインスーツを着用した作業員による交換を行う「パネル開放式によるパネル交換技術」(従来技術)が一般的です。しかし、この方式は、広い作業スペースが必要となること及び交換前にGB内全体の除染作業を行う必要があります。そこで、作業の安全性向上かつ合理化を目的に、「バッグイン・バッグアウト方式を採用したパネル交換技術」(本技術)の開発を行いました。この方式は、GB内の負圧によるバッグの引き込み力が大きく、パネルのような大型物品への適用は不可能とされてきました。

本開発では、この課題を克服するため、大型GB内窓枠に内部閉止板を取り付け、交換作業領域を大型GBから隔離することで、この方式の適用を可能としました (図12-4)。内部閉止板には、排気調整弁を設け、交換

作業領域 (主にバッグ内) の排気を可能とし、作業性と安全性を確保しました。バッグには、作業用グローブ及び末端にHEPAフィルタ (高性能エアフィルタ) 付き吸気口を設け、作業性の確保と気流が常に大型GB側へ向かうように汚染拡大防止対策を講じました。また、作業中の煩雑な気密検査 (ハロゲンガスリーク検出法) を効率的に行うため、ハロゲンガス注入口等の機能を付加した気密検査蓋を考案しました。

この方式を採用した画期的なパネル交換技術を実機に適用した結果、次の成果が得られました。狭隘なスペースにおいても、安全かつ簡便にパネル交換作業が可能となり、リスクを低減できました。作業性及び作業コストについては、除染作業における省力化の実現により、作業日数を約1/3まで短縮及び人工数 (作業コスト) を約1/5まで軽減できました (図12-5)。また、廃棄物については、発生量を約1/3まで低減できました。

このように本技術は、安全性、低コスト、省力化に優れていることが実証され、今後、類似原子力施設において、需要が高まることが期待できます。

●参考文献

桜庭直敏ほか, バッグイン・バッグアウト方式による大型グローブボックスの亚克力パネル交換技術, JAEA-Technology 2009-071, 2010, 34p.

12-3 汗をかいて結晶中の液体不純物を除去 — 等温発汗効果による硝酸ウラニル六水和物結晶の精製 —

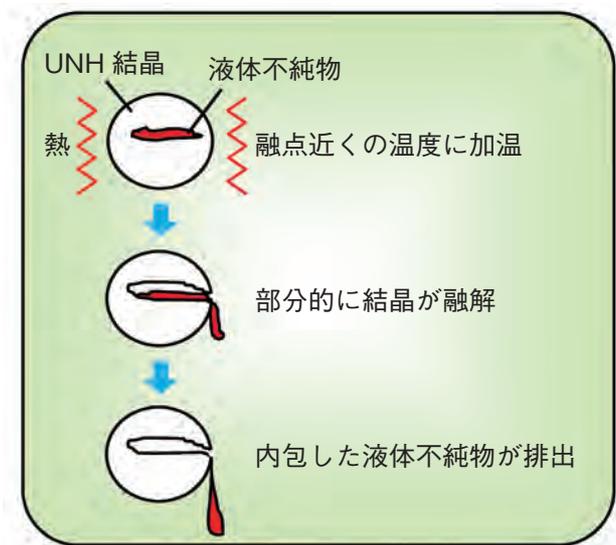


図12-6 発汗現象の概略図

液体不純物を含んだUNH結晶は、UNHの融点(60.2℃)近くの温度に加熱することにより、内包した液体不純物付近の結晶の融解に伴って液体不純物が粒界や結晶欠陥に沿って排出されます。

高速炉燃料を対象とした先進湿式再処理法の一環として晶析法の研究を行っています。この晶析法は、燃料溶解液に含まれているウラン(U)を硝酸ウラニル六水和物(UNH)結晶として分離できます。一般に晶析法では、結晶成長過程において液体不純物が結晶中に液胞として取り込まれます。結晶表面に付着した液体不純物は洗浄により除去できますが、結晶に内包された液体不純物は洗浄では取り除くことができず、結晶の純度を下げる要因となります。この内包した液体不純物を除去できれば、除染係数(DF)のより一層の向上が期待できます。そこで、一般産業界でも利用されている結晶精製法のひとつである発汗法の適用を検討しています。発汗は、結晶を融点近くの温度に加熱することにより、結晶に内包された液体不純物が結晶外へ吐き出される現象であり、これにより結晶純度が向上します(図12-6)。燃料溶解液には、一般産業界で対象とされている物質に比べて多くの元素が含まれており、またUNH結晶は温度により化学形態が変化しやすいため、発汗法をUNH結晶へ適用する場合はこれらの特徴を考慮する必要があります。

バッチ式の発汗精製試験を高レベル放射性物質研究施設(CPF)において実施しました。混合酸化物(MOX)

精製前 (25℃)



精製後 (57℃)



図12-7 精製前及び精製後のUNH結晶

MOX燃料溶解液から分離・回収したUNH結晶をバイアル瓶に入れて57℃にて60分間加熱しました。精製前(25℃)と比べるとバイアル瓶の下部に溶液が溜まっている様子が観察されました。

燃料溶解液に液体不純物としてユウロピウム(Eu)を添加しました。この溶液を冷却して回収したUNH結晶を更に硝酸溶液で洗浄した後、発汗効果により精製するためにバイアル瓶に入れ、ウォーターバスにおいて一定温度に保持しました。発汗操作後、U融液とUNH結晶から排出された液体不純物がバイアル瓶の下部に溜まりました(図12-7)。バイアル瓶の上部の結晶は、Euの内包量の低下が認められました。本研究において、発汗効果を用いた精製法の適用性を確認するとともに基礎的な特性に関する知見も得られました。

発汗精製のプラント用機器は、向流多段型の結晶精製装置(KCP)が開発されています。この装置は精製塔上部のメルターによって一部のUNH結晶を融解し、精製塔下部から上部へ移送されるUNH結晶を上部から流れるU融液により連続的に洗浄します。発汗作用に洗浄効果加わるため、バッチ式に比べて更なるDFの向上が期待できます。

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」の一環として実施したものです。

●参考文献

Nakahara, M. et al., Removal of Liquid and Solid Impurities from Uranyl Nitrate Hexahydrate Crystalline Particles in Crystal Purification Process, Journal of Nuclear Science and Technology, vol.48, issue 3, 2011, p.322-329.

12-4 MOX燃料ペレットの物性値を効率良く調整

- 残留炭素によるMOX燃料ペレットのO/M比調整技術の開発 -

表12-1 主な試験条件

四つの試料について熱処理雰囲気の水素分圧と水分圧の比をパラメータに熱処理を行いました。このうち試料4は炭素を含まない試料であり、試料3と比較することで炭素の影響を知ることができます。

試料	Pu富化度	残留炭素	温度保持	水素分圧と水分圧の比 (P _{H₂} /P _{H₂O} 比)
1	25 wt%	約3000 ppm	1500 °C×4 h	100(A) ^{*2}
2	25 wt%	約3000 ppm	1500 °C×4 h	250(B) ^{*2}
3	25 wt%	約3000 ppm	1500 °C×4 h	833(C) ^{*2}
4	25 wt%	— ^{*1}	1500 °C×4 h	833(C) ^{*2}

*1 添加剤を添加せずに成型したペレット

*2 図12-10の雰囲気ガスに対応

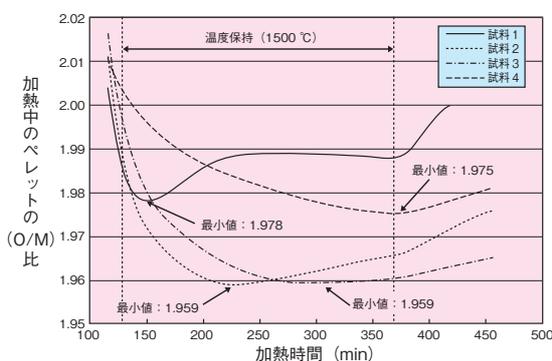


図12-9 焼結中のペレットのO/M比変化

残留炭素を含む試料ではO/M比は焼結時の温度保持中に最小値を示しましたが、残留炭素を含まない試料(試料4)では温度保持終了まで減少が続きました。

簡素化ペレット法では、150 GWd/tの高燃焼度時における被覆管の内面腐食を防止するため、低O/M比(酸素-金属原子数比)のMOX燃料ペレット(ペレット)の製造を目標としています。低O/M比のペレットは、焼結したペレットを還元雰囲気中で熱処理することで得られますが、この方法では目標とするO/M比に達するまでに長時間を要するというデメリットがあります。

一方、現行の燃料製造法のように有機添加剤を原料粉末に添加して製造する場合、800 °Cの還元雰囲気中で脱脂処理しても約3000 ppmの炭素が残留します。このような炭素を多く含むペレットを1700 °Cで焼結すると、炭素により還元されO/M比が低下することが経験上知られていました。(図12-8)

このような背景から、ペレット中に残留する炭素を利用し、低O/M比に調整する技術の開発に取り組みました。

表12-1に示すとおり、残留炭素を含むペレット(試料1~3)と含まないペレット(試料4)を水素分圧と水分圧の異なる雰囲気中で1500 °Cに加熱し、加熱中のペレット重量の変化からO/M比の変化を観察しました。結果は図12-9に示すとおりで、残留炭素を含む試料で

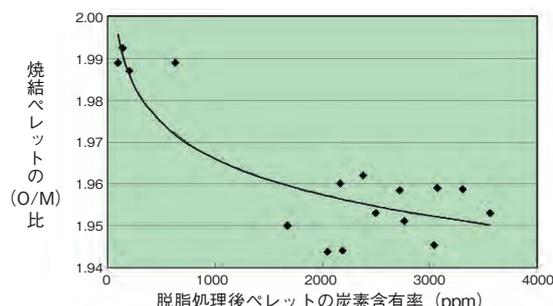


図12-8 脱脂処理後ペレットの炭素含有率と焼結ペレットのO/M比

現行のペレット製造方法の結果を示します。脱脂処理後ペレットの炭素含有率に応じて、焼結後のO/M比が低下することが分かります。

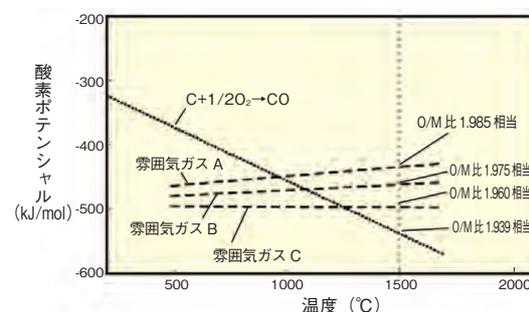


図12-10 炭素及び雰囲気ガスのエリಂಗム図

1500 °Cでは、雰囲気ガスよりも炭素の酸化反応と平衡となる試料のO/M比の方が低いことから、炭素によりペレットのO/M比を効率的に低下させることが分かりました。

はO/M比は焼結時の温度保持中に最小値を示しましたが、残留炭素を含まない試料では温度保持終了まで減少が続きました。図12-10には、炭素及び雰囲気ガスのエリングム図を、1500 °Cにおける平衡となる試料のO/M比とともに示します。1500 °CのC+1/2O₂→CO反応と平衡となる試料のO/M比は1.939ですが、雰囲気ガスA~Cと平衡となるO/M比はこの値より高いことが分かります。すなわち、残留炭素を含む場合、炭素による還元反応が支配的となり試料のO/M比は低下しましたが、炭素が消費されると雰囲気ガスと平衡となるO/M比に近づくように上昇したものと考えられます。これに対し、炭素を含まない場合、4時間の温度保持では平衡に達せず、O/M比が低下し続けたと考えられます。

これらの結果から、残留炭素の還元力は雰囲気ガスよりも強く、ペレットのO/M比をより短時間で低くできることが分かりました。このことから、ペレットの大量生産で雰囲気ガスの酸素ポテンシャルの不均一性が問題となる場合や、短時間でのO/M比調整が必要な場合に、ペレット中に意図的に炭素成分を含有させる方法が有効となる可能性があることが分かりました。

●参考文献

Murakami, T. et al., Preparation of Low O/M MOX Pellets for Fast Reactors Using Carbothermic Reduction, Proceedings of 2010 International Congress on Advances in Nuclear Power Plants (ICAPP'10), San Diego, USA, 2010, paper 10015, 7p., in CD-ROM.

12-5 強力な陽子ビームを精密に制御する — デジタル低電力高周波制御系によるビーム制御 —

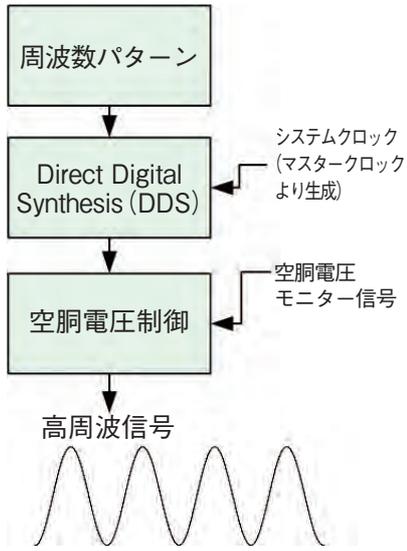


図12-11 デジタルLLRF制御システムの中心部分の概略
マスタークロックを基準にすることにより、精度0.1 Hzの非常に安定な周波数の高周波信号を生成できます。

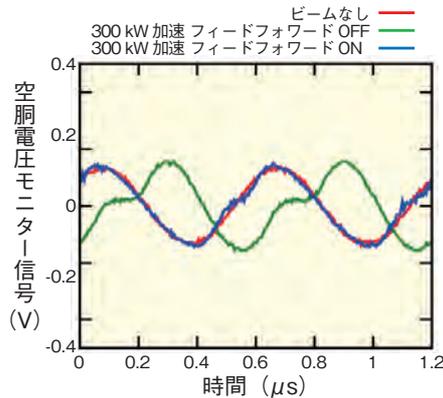


図12-12 フィードフォワード有無での波形の比較
300 kWビームを加速した際、フィードフォワードOFFではビーム加速なしの場合に比べ波形が大きく歪み、また遅れていますが、フィードフォワードONの場合には波形の歪み、遅れがほとんどなくなっています。

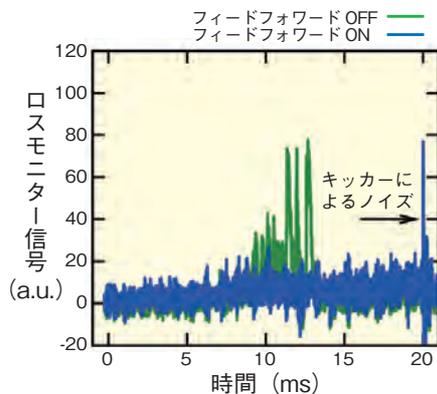


図12-13 フィードフォワード有無によるアーク部のビームロスモニターの比較
フィードフォワードONの場合 (青) では、ロスが大幅に減少しています。(20 ms付近に見える信号は、キッカー電磁石によるノイズ信号であり、ロスではありません。)

J-PARC Rapid Cycling Synchrotron (RCS) は25 Hzの繰り返しで陽子を3 GeVまで加速し、物質・生命科学実験施設 (MLF) 及びメインリング (MR) に供給します。目標ビームパワー1 MWに向け調整を進めており、25 Hz運転では300 kWのビームパワーを達成しています。大強度ビームを安定に加速するために、RCSでは金属磁性体コアを用いた高周波加速空洞 (MA空洞) を採用し、従来のフェライト空洞では不可能な高い加速電場 (20 kV/m) を実現しています。空洞の高周波電圧はデジタル低電力高周波制御 (LLRF制御) システムにより精密に制御されます。デジタルLLRF制御では、加速器全体を統括するマスタークロックを基準に、Direct Digital Synthesis (DDS) 技術を使い高周波信号を発生させます (図12-11)。DDSでは従来のアナログ回路より1000倍以上高い精度で周波数を制御できるため、ビーム制御の再現性を大幅に向上させることができました。その結果、取り出しビームのタイミングのばらつきを1.7 ns以内と、大強度陽子シンクロトロンとしては世界最高の性能を達成しました^[1]。精密なビームタイミングはMRへの正確なビーム入射やMLFでの実験分解能の向

上に役立っています。

MA空洞のもうひとつの特徴は周波数帯域が広帯域であることで、加速電圧波形の操作によりビームの形を制御することが可能となり、大強度ビームの空間電荷力を緩和できます。しかし、ビームが空洞を通過する際に発生するウェーク電圧も広帯域なものになるため、大強度ビームを加速すると電圧波形に歪みが生じることが問題でした。

私たちはこのウェーク電圧による電圧波形の歪みをなくすために、マルチハーモニックRFフィードフォワードシステムを開発しました。システムはすべてデジタル回路で構成され、ビーム電流モニター信号からウェーク電圧を打ち消すための信号を生成します。ゲインと位相のパターンにより、加速中の様々な条件の変化に対応します。私たちはパターンを最適に調整する手法を確立しました^[2]。その結果、電圧波形の歪みを大幅に減少させ (図12-12)、300 kWビーム加速時にわずかにあったビームロスを減少させることに成功しました (図12-13)。この成果は1 MWのビームパワー実現に向け大きな前進です。

●参考文献

[1] Tamura, F. et al., Achievement of Very Low Jitter Extraction of High Power Proton Beams in the J-PARC RCS, Nuclear Instruments and Methods in Physics Research A, vol.647, issue 1, 2011, p.25-30.
[2] Tamura, F. et al., Multiharmonic RF Feedforward System for Beam Loading Compensation in Wide-Band Cavities of a Rapid Cycling Synchrotron, Physical Review Special Topics-Accelerators and Beams, vol.14, issue 5, 2011, p.051004-1-051004-15.

12-6 パルス中性子ビームの磁気極性をそろえる

—J-PARC大強度パルス中性子ビームで利用できる偏極技術の開発—

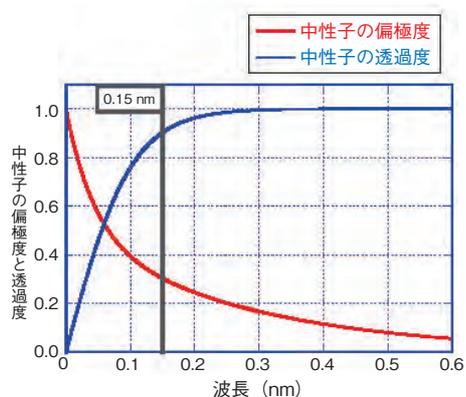
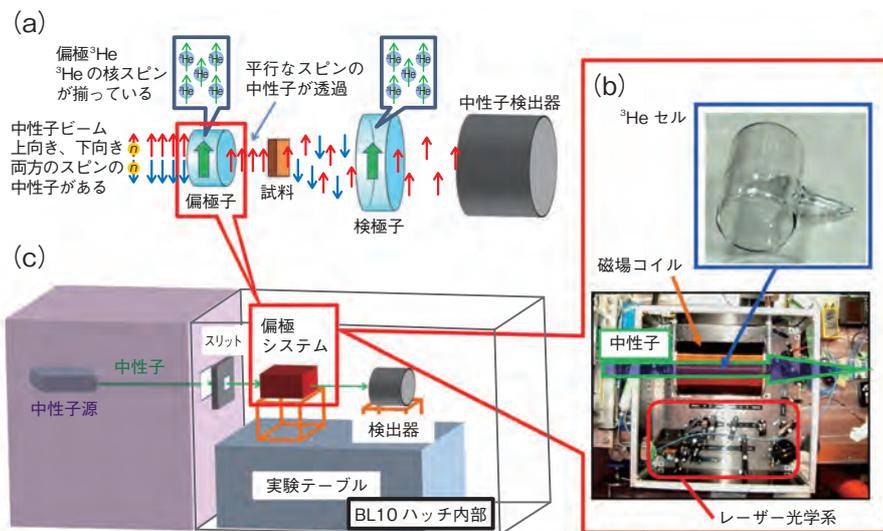


図12-15 本システムの中性子偏極性能

³Heガス中性子スピンフィルターの中性子偏極性能は³Heガスの偏極度、封入した³Heガスの面密度と中性子の波長に依存します。図は今回のシステム(³Heガスの偏極度が73%、³Heガスの面密度が17 atm/cm)の場合のシステム性能の波長依存性を示しています。波長0.15 nmの中性子に対して中性子透過度30%、透過中中性子の偏極度90%と実用十分な性能を持つこと、J-PARCの広帯域のパルス中性子ビームの偏極が可能であることが確認できました。

図12-14 偏極³He中性子スピンフィルターの概要と評価実験のセットアップ

(a) スピンフィルターの概要です。³He核スピンと平行なスピンの中性子を選択的に透過させるので中性子ビームの偏極、散乱中性子の検極に使えます。
 (b) システムの内部の写真です。内部には³Heガスセルのほか、レーザー光学系と磁場環境が組み込んであります。
 (c) 評価実験のセットアップの様子です。図のようにビーム軸上にシステムを設置し、³Heガスの偏極前後の中性子透過率を測定しました。

中性子はスピン角運動量を持っています。スピンのそろった中性子(偏極中性子)を用いると物質内部の微弱的な磁気散乱の検出が可能になり、磁性材料の研究に威力を発揮します。原子炉施設で使われてきた従来の中性子偏極デバイスは、J-PARCのような波長0.2 nm以下まで広い帯域を持つパルス中性子源には不向きでした。また、パルス中性子源施設では、余計な放射線が中性子検出器に影響して実験データの質が低下するのを防ぐために遮へい体を置きますが、偏極デバイスの設置スペースが広いと遮へい性能が低下します。そのため、偏極デバイスのコンパクト化も開発課題です。

核スピンが偏極した³Heガスは核スピンと反平行なスピンの中性子のみを良く吸収するので、中性子ビームの偏極手段として利用可能です(図12-14(a))。近年、この特性を利用した、広い波長帯域の中性子に対応可能な偏極³Heガス中性子スピンフィルターの開発が世界各国で進められています。

今回、私たちはJ-PARCの装置に組み込み可能な小型サイズの偏極³Heガス中性子スピンフィルターシステムを開発しました(図12-14(b))。³Heガスはガラスセルに、

偏極時に利用するルビジウム(Rb)とともに封入されています。このセルに磁場を印加し、加熱してRbを気化させ、円偏光レーザーを照射すると、光ポンピング効果によりRbの電子スピンの偏極します。内部の光学系はこの偏極を効率的に行うためのものです。ガラスセル内部では電子スピンの偏極したRbと³Heガスの衝突が繰り返し発生し、³Heの核スピンが偏極します。私たちは波長制御部分とレーザー搬送部分を分離する光学系を改良し、高性能かつコンパクトなシステムを実現しました。

本システムの偏極性能を評価するため、MLFのBL10中性子源特性試験装置で中性子透過度測定を行いました(図12-14(c))。³Heガスの偏極度は73%でした。このときの偏極性能を図12-15に示します。波長0.15 nmの中性子に対して中性子透過度30%、透過中中性子の偏極度90%と世界水準レベルの実用上十分な性能を持つこと、広い波長帯域の中性子で使えることが確認できました。

本システムを用いると従来難しかった短波長の中性子の偏極が可能となります。今回の成果は、強磁性や超伝導といった多彩な物性が発現する強相関電子系物質等の研究の発展に大きく貢献するものと期待されています。

●参考文献

Kira, H. et al., Development and Test of SEOP Neutron Spin Filter in Japan, Physica B, vol.406, issue 12, 2011, p.2433-2435.

12-7 危険物取扱施設の安全性向上に向けた取組み

-IFMIF/EVEDAリチウム試験ループにおける漏えい対策の構築-



図12-16 試験ループ全景
高さが4階建てビルに相当する液体リチウム試験ループ (Li保有量2.5 t) です。

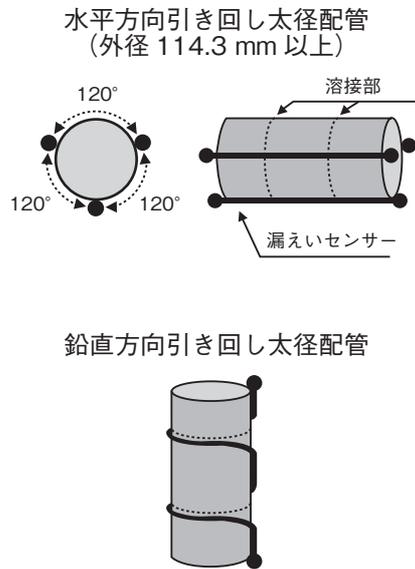


図12-17 Li漏えい検出器の施工
確実に漏えいを検知できるように漏えい検出器の取付け方を工夫しました。

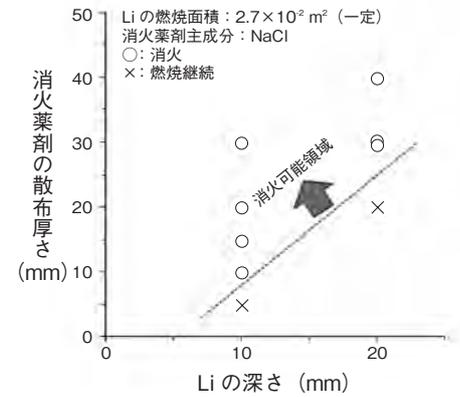


図12-18 消火に必要な薬剤散布量
Li液深の約1.5倍の厚さに相当する薬剤量を散布することで消火可能であることが判明しました。

大洗研究開発センターでは、核融合研究開発部門と連携を図りながら、国際核融合材料照射施設 (IFMIF) の中性子発生源となるリチウムターゲット施設に関する各種実証試験を行うことを計画しています。この試験に使用するIFMIF/EVEDA液体リチウム試験ループ(図12-16)は、消防法に定める危険物第3類のリチウム (Li) を多量かつ高温で取り扱う国内外でも例のない大規模なものです。その設計・建設にあたっては、配管や機器からの一方のLiの漏えいやそれに伴う燃焼を想定した安全対策を構築することが必要不可欠です。そこで、Liと危険物の類を同じくするナトリウムを冷却材に使用する高速増殖炉の技術開発から得た経験や技術知見を活かし、多岐の項目にわたる安全対策を本試験ループに施しました。以下にその代表的な事例を紹介します。

(1) Li漏えいの確実な検知：本試験ループを構成する配管の総延長は数100 mにも及び、かつ配管の溶接部は500箇所以上もあります。そこで、本試験ループの主要機器・配管には、導電性のLiとセンサーが接触して電気回路が構成されることで漏えいを検知するシンプルかつ信頼性の高い「接触型漏えい検出器」を採用しました。また、漏えいの早期検知の観点から、水平配管について

はその設置を周方向120° 間隔と密に配置させ、鉛直方向配管では溶接線に巻き付けるような引き回しとする工夫を凝らしました (図12-17)。

(2) 漏えいLiの燃焼範囲の抑制：高温のLiがコンクリートと接触すると激しく化学反応を起こすことから、それを防止するために鋼鉄の板で床面を覆いました。また、漏えいしたLiの拡散範囲や発火したLiの燃焼範囲抑制の観点から、床面は溜め枡構造として区画化を図りました。

(3) 消火剤の配備：消防法で定められる消火剤 (乾燥砂や膨張真珠岩など) より、塩化ナトリウムを主成分とする消火薬剤の方が優れた消火性能を有することが比較実験により分かりました。また、その比重がLiのそれより大きく、散布した消火薬剤の一部が燃焼Li中に沈むことから、この挙動を十分に考慮して消火薬剤の配備量 (図12-18) や上記 (2) の溜め枡構造の堰の高さなどを決定しました。

本試験ループは、2010年11月に製作を完了し各種実証試験に必要な基本性能を有することを確認しました。今後、本試験ループを活用した実証試験を実施していきます。

●参考文献

Furukawa, T., Hirakawa, Y. et al., Safety Concept of the IFMIF/EVEDA Lithium Test Loop, Fusion Engineering and Design, vol.86, issues 9-11, 2011, p.2433-2436.

12-8 燃料ペレットのふるまいを透視する

— 高解像度X線CTによる高速炉燃料の照射挙動究明 —

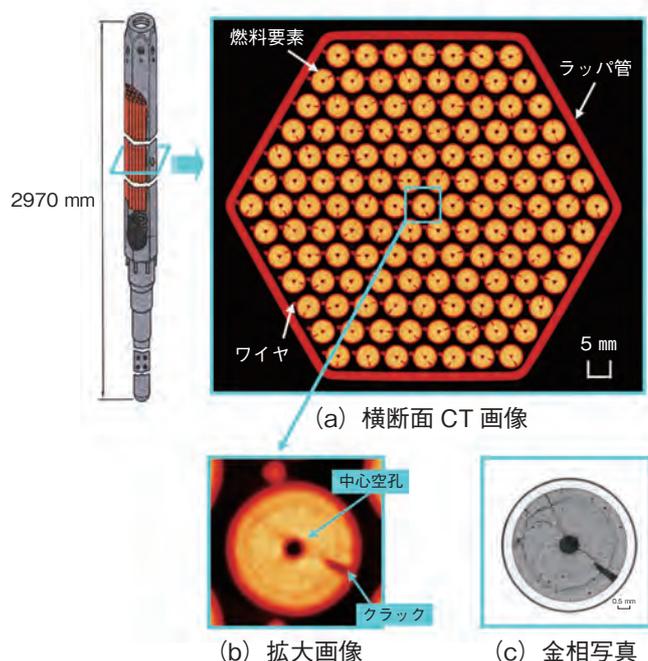


図12-19 照射済燃料集合体の横断面CT画像と燃料ペレットの拡大図
鮮明な照射済燃料集合体の横断面CT画像(a)を取得することに成功しました。拡大画像(b)では、金相写真(c)と同様に燃料ペレット内の中心空孔やクラック等が明瞭に確認できます。

高速炉の実用化に向けた高性能、高燃焼度燃料の開発には、種々な燃料を原子炉で照射したあと、照射後試験を行って燃料の照射挙動を究明することが重要となっています。従来は、高速炉燃料の照射挙動究明のため、照射済燃料の破壊試験を行い燃料ペレット内の組織変化等に関するデータを取得し評価を行っていました。しかし、破壊試験では多大な時間を必要とすることから取得できるデータは一つの燃料集合体で燃料要素数本、1本の燃料要素から採取できる試料は数箇所程度であり、数少ないデータで評価を行ってきました。

そこで、燃料集合体内に装荷されている燃料要素の変形等を非破壊で観察できる既存のX線CT検査装置を高解像度化し、燃料ペレットの組織変化等を非破壊で観察するための高解像度X線CT検査技術を開発しました。

技術開発にあたっては、検出感度の優れたSi半導体検出器を導入（100個：従来の3倍増）しました。また、X線を絞り込み、画像性能を確保するために検出器前に、スリット幅を微細化した（0.3 mm→0.1 mm、30本→100本）新たなスリットつきタンングステン製コリメータを設置しました。これらの開発により、CT画像の1画素サイズを大幅に微細化でき（0.3 mm角→0.1 mm角）、鮮明な照

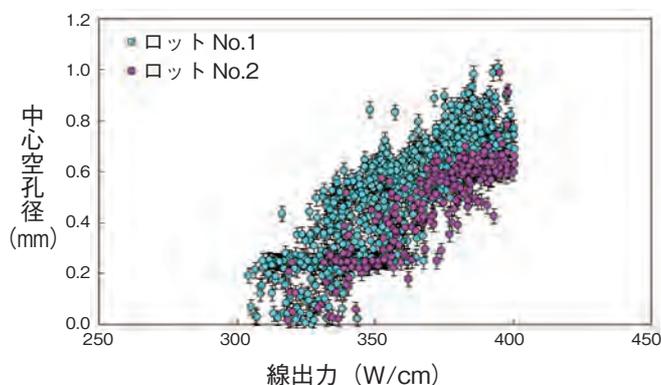


図12-20 中心空孔の形成状況
中心空孔は線出力300 W/cmを超えると形成され、線出力に依存して大きくなる傾向にあることが分かりました。また、ロットNo.1に比べNo.2の燃料ペレットに形成される中心空孔径が小さい傾向にあり、製造仕様による影響を確認することができます。

射済燃料集合体の横断面CT画像が取得可能になりました（図12-19 (a)）。これにより、燃料ペレット内のクラックの存在や中心空孔の大きさ等、燃料ペレット内の組織変化の状況が観察可能になり（図12-19 (b)）、破壊試験である金相試験結果（図12-19 (c)）とほぼ同じ結果が得られました。

本技術を用いて照射に伴う燃料ペレットの中心空孔形成等の組織変化を燃料集合体全体にわたり定量化し、照射挙動を評価しました。図12-20には、集合体全域の燃料ペレットについて高解像度CT画像を用いて中心空孔径を算出した結果を示します。図から、中心空孔は線出力が約300 W/cmを超えると形成され、線出力に依存して大きくなることが明らかになりました。また、中心空孔の形成に及ぼす燃料ペレットの製造仕様（製造ロットの違い）による影響も確認できました。これらの結果は、高速炉燃料の最適化設計のための貴重な照射挙動データであり、今後も本技術を活用して高速炉燃料の開発に資するデータを取得する予定です。

本研究は、文部科学省からの受託研究「高解像度X線CTによる燃料棒、燃料集合体の照射挙動の究明」の成果です。

●参考文献

Katsuyama, K. et al., Three-Dimensional X-ray CT Image of an Irradiated FBR Fuel Assembly, Nuclear Technology, vol.169, no.1, 2010, p.73-80.

12-9 JMTRを用いた⁹⁹Mo国産化への挑戦 —⁹⁹Mo-^{99m}Tcジェネレータ用新型Mo吸着剤の開発—

(a) 製造時の課題



(b) 使用時の課題

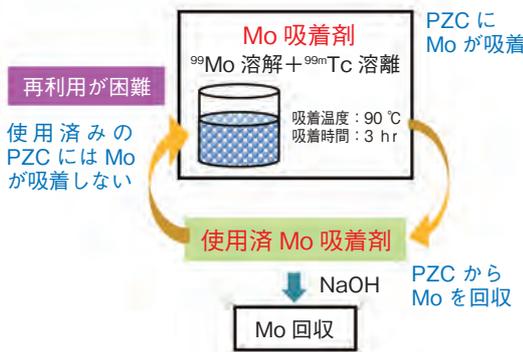


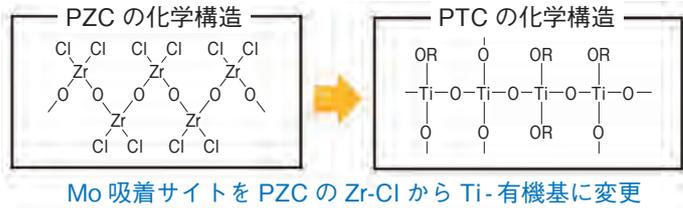
図12-21 これまでのMo吸着剤 (PZC) の課題

(a) PZC製造時においては、設備が複雑になり、また特別な保存方法が必要であるという課題があります。
(b) PZC使用時において、再利用が困難であるという課題があります。

^{99m}Tcは、核医学の分野において画像診断に使用する検査薬等の原料として使用されています。我が国における核医学診断の半数以上が^{99m}Tc製剤を使用しています。
^{99m}Tcは⁹⁹Moのβ崩壊により生成されます。我が国の⁹⁹Mo需要は、米国に次ぎ世界第2位ですが、現在全量を輸入に頼っています。近年、海外⁹⁹Mo製造用原子炉のトラブル及びアイスランドの火山噴火による空路輸送障害等により⁹⁹Moの安定供給が困難となったことから、⁹⁹Moの国産化が重要な課題となっています。

海外では核分裂法(²³⁵Uの核分裂により生成する⁹⁹Moを抽出する方法)による製造が主流ですが、JMTRでは放射化法(⁹⁸Mo(n,γ)⁹⁹Mo)による⁹⁹Mo国産化技術開発を行っています。この技術開発において、⁹⁹Mo-^{99m}Tcジェネレータ用Mo吸着剤の候補としてこれまで無機高分子ジルコニウム化合物(PZC)を用いることが検討されました。しかしながら、PZCは、構造中に腐食性のある塩素を含むことから、「製造設備が複雑」「製造してから使用するまで温度や環境などの特別な保存方法が必要」「再利用ができないため、多量の放射性廃棄物が発

(c) 構造



(d) 特性

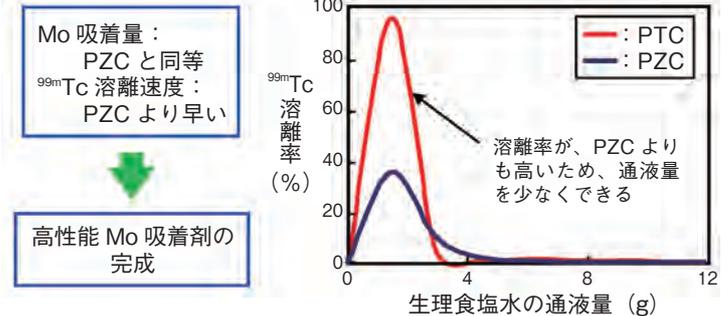


図12-22 考案した新型Mo吸着剤の構造と特性

(c) Mo吸着サイトをPZCのZr-Cl部からTi-有機基に変更することにより、塩素を含まないMo吸着剤の合成に成功しました。
(d) 性能確認試験を行い、Mo吸着量に関してPZCと同等であり、溶離性能に関してPZCよりも優れているという結果が得られました。

生」等の課題がありました(図12-21)。このため、PZCと同等以上の性能を有し、かつこれらの課題を克服するMo吸着剤の開発に着手しました。まず、Mo吸着剤の構造評価を行い、Mo吸着サイトをこれまでのZr-Cl(PZC)からTi-有機基(図12-22(c))にすることにしました。また、Mo吸着剤の合成において、原料を四塩化ジルコニウムから塩素を含まないTiアルコキシドにすることにより、塩素を除去するためのガス置換が不要となり、製造設備を簡素化することができました。これにより、PZCに代わる塩素を含まない無機高分子チタニウム化合物(PTC)の製造法を確立しました。

合成したPTCを用いて、炉外特性試験及びJRR-3Mにおける炉内特性試験を行った結果、PZCと同等のMo吸着量を有するとともに、^{99m}Tcの溶出速度が速く、^{99m}Tc抽出が容易にできることを明らかにしました(図12-22(d))。また、使用済PTCからMoを回収し、更にこのPTCにMoが再吸着できることを明らかにし、再利用可能で放射性廃棄物の低減に貢献できる見通しを有するMo吸着剤の開発に成功しました。

●参考文献

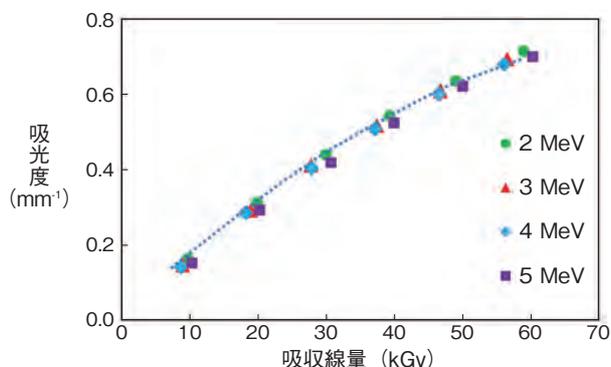
木村明博ほか、塩素フリー無機高分子系Mo吸着剤の開発, JAEA-Technology 2011-012, 2011, 17p.

12-10 放射線量測定範囲を拡張する

—電子線・ γ 線加工処理における品質保証に役立つ線量計測技術の開発—

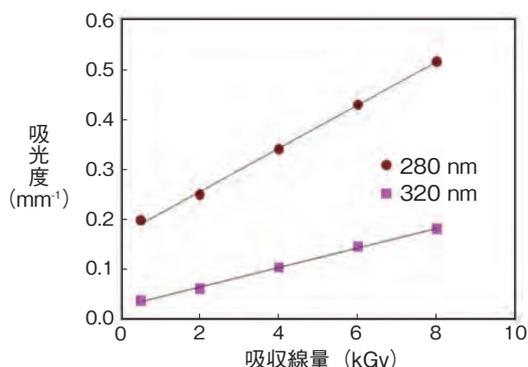
図12-23 透明PMMA線量計「Radix W」

素子は、湿気を通さないアルミラミネートされた袋に封入されています。袋ごと照射した後開封して、分光光度計による吸光度の読み取りから線量を知ることができます。



身近に目にする医療用具や衛生用品の大部分は、放射線で滅菌されています。放射線滅菌の完遂は、製品が受けた放射線のエネルギー（吸収線量）の測定結果で左右されます。滅菌が不十分だとこれらの製品を利用する人体の健康に直接影響を及ぼす可能性があります。滅菌処理工程では、照射前に菌数を測定し、その汚染状態から滅菌線量が決定されます。その線量範囲は1 kGyから数10 kGyになります。したがって、幅広い線量範囲を正確に評価することは、照射製品の品質管理上、大変重要です。

現在、コバルト-60の γ 線を用いたプロセスには、照射による着色反応を利用した透明ポリメチルメタクリレート（PMMA）線量計「Radix W」が使われています（図12-23）。しかし10 kGy以下の線量域に対する測定精度に問題がありました。そこでRadix Wの測定手法の改良を試み、波長が短い領域（270～320 nm）における線量応答特性について定量的に調べました。その結果従来の読み取り波長320 nmより短い波長280 nmで測ることにより0.5～10 kGyの線量域に対する感度を上げ、測定精度を向上できることを明らかにしました（図12-24）。これにより、二つの波長320及び280 nmを併用すること

図12-24 Radix Wの γ 線に対する波長別の線量応答曲線

読み取り波長を320 nmから280 nmにすることによって、感度が著しく上昇し、測定精度が上がりました。また、波長を変えても線量応答特性に対する照射温度の影響にはほとんど差がありませんでした。

図12-25 Radix Wの電子線に対する線量応答曲線

線量計素子内部の深度線量分布の寄与を補正して表面線量として求めると、エネルギーに依存しない一つの線量応答曲線が得られました（点線は、図中のプロットされた全データの近似曲線を表します）。

により、たった一つの線量計素子（Radix W）で高精度かつ広範囲（0.5～150 kGy）に測定できることを見いだしました。

一方、 γ 線とは線量率が異なるMeV級電子線を用いたプロセスには、これまで数10～100 μ m厚さのフィルム状線量計を用い、試料の表面線量を評価してきましたが、厚さのばらつきや取り扱いの煩雑さがあり測定精度に問題がありました。そこで、厚さのばらつきが少ないRadix WについてMeV級電子線量に対する線量応答特性について定量的に調べたところ、2～5 MeVのエネルギー領域では電子線のエネルギーに依存しない1本の検量線を得ることができました（図12-25）。これによりRadix Wの電子線量計測へ適用できることを明らかにしました。

これらより、一つの線量計（Radix W）で放射線プロセスにおける γ 線量と電子線量を両方評価できることを明らかにしました。

本研究は、線量計測の技術レベルの管理方法などを記した国際規格（ISO/ASTM51276）に引用文献として掲載され、放射線プロセスの信頼性を高めることに貢献しました。

●参考文献

Seito, H. et al., Characteristics Study of Clear Polymethylmethacrylate Dosimeter, Radix W, in Several kGy Range, Radiation Physics and Chemistry, vol.78, issue 5, 2009, p.356-359.

12-11 大深度地下を掘削する — 瑞浪超深地層研究所における研究坑道掘削 —

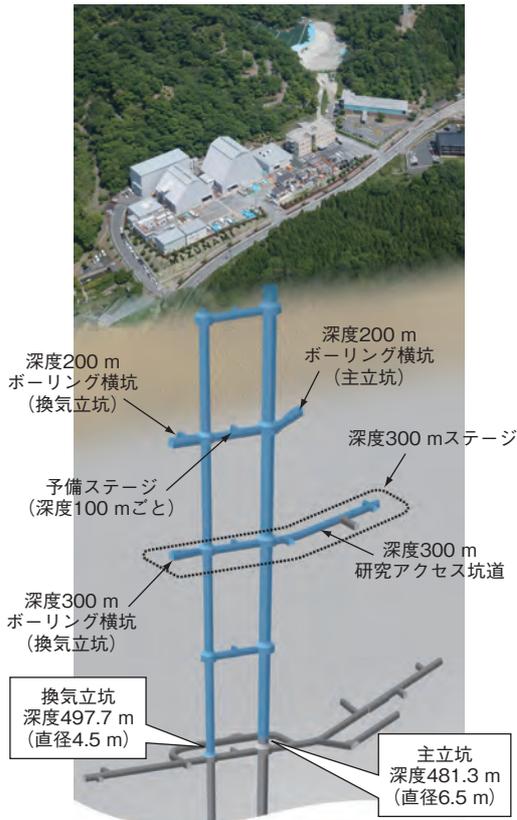


図12-26 「瑞浪超深地層研究所」研究坑道のレイアウト
両立坑深度は2011年3月31日時点の掘削深度です。

高レベル放射性廃棄物の地層処分の技術基盤を整備するため、岐阜県瑞浪市にある「瑞浪超深地層研究所」において花崗岩を対象とした深地層の科学研究を進めています。研究坑道の掘削は、2010年度末で主立坑481.3 m、換気立坑497.7 mまで到達しました(図12-26, 図12-27, 図12-28)。

・主立坑 (2010年度：深度459.6 m～481.3 mを掘削)

掘削領域の透水性は低く、主立坑掘削時に顕著な湧水はなく、壁面が濡れる程度の割れ目が一部で確認された程度であり、掘削の進捗に伴う湧水量の増加はほとんど認められませんでした。

・換気立坑 (2010年度：深度459.8 m～497.7 mを掘削)

換気立坑は、昨年度の掘削においては深度約421 m～428 mと深度446 m～453 mの区間を対象にプレグラウチング(坑道掘削に先立ち掘削範囲の周辺の割れ目にセメントミルクを注入する工法)により湧水を抑制しました。湧水抑制対策の要否については、探り削孔により判断しています。深度約400 m～460 m付近は、2006年度に実施したパイロットボーリングの結果において比較的透水性の高い区間 (10^{-7} ～ 10^{-6} m/secオーダー) が認められたこ



図12-27 主立坑内から地上方向を見上げた状況
直径6.5 mの空間が地上へと続いている状況です。



図12-28 換気立坑における壁面観察
換気立坑 (直径4.5 m) 掘削時における壁面観察の様子です。

とから、2010年度の掘削範囲である深度459.8 m以深においても顕著な湧水が発生する可能性がありました。しかし、探り削孔の結果、深度459.8 m～497.7 m区間で顕著な湧水はないと判断できたので、湧水抑制対策を講じることなく掘削を進めました。

研究坑道はボーリング調査などにより掘削範囲の地質や地下水状況を把握したうえで掘削しています。これまでの掘削では、ボーリング調査により大量湧水が発生する可能性が高いことが分かった範囲を対象に、プレグラウチングにより湧水を抑制しました(換気立坑側の深度200 m付近や400 m～460 m付近、深度300 m研究アクセス坑道のうち坑道延長の半分程度など)。

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、目標を定めています。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ています。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, 山本勝, 池田幸喜, 瑞浪超深地層研究所における研究坑道掘削と施工対策技術の適用, 土木学会岩盤力学委員会, 第40回岩盤力学に関するシンポジウム講演集, 2011, p.191-196, in CD-ROM.

12-12 ウラン廃棄物中のウランを中性子ではかる!!

—ウラン廃棄物の計量管理測定用NDA装置NWASの開発—

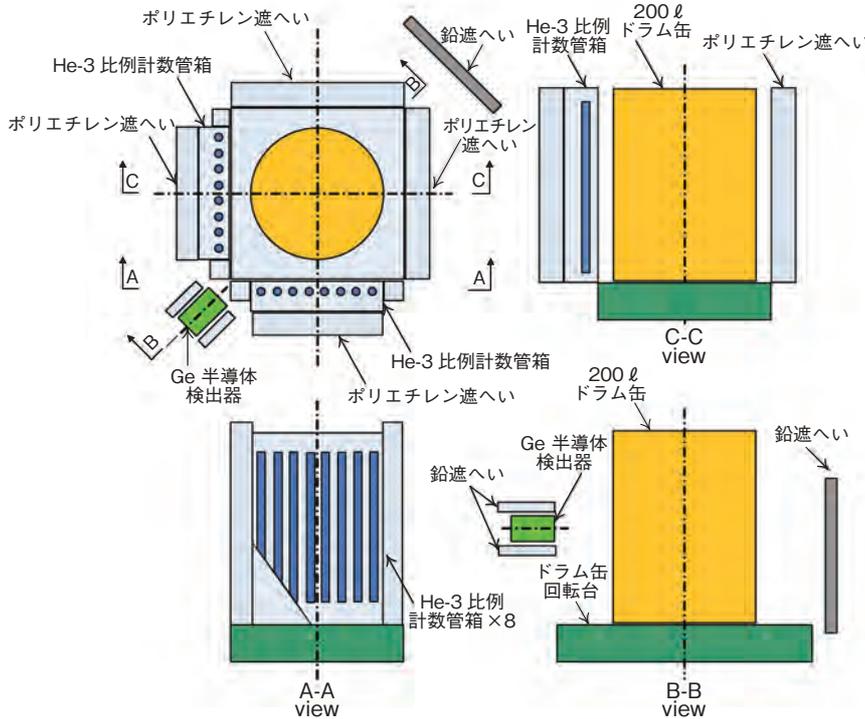


図12-29 NWASの機器構成
 検出器収納ボックス内にも高密度ポリエチレンを充てんします。ドラム缶の周囲は高密度ポリエチレンで遮へいします。ドラム缶は回転しながら測定します。

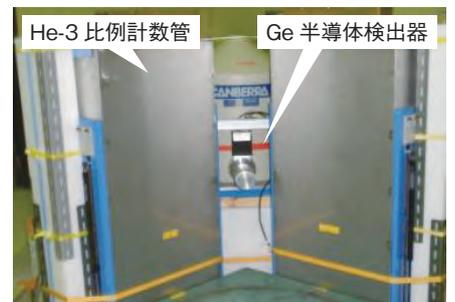


図12-30 NWASの外観・内側
 中性子検出器の高さはドラム缶と同等です。Ge半導体検出器は中性子検出器の間に配置されます。

人形峠環境技術センターでは核燃料施設で発生するウラン廃棄物測定のためのNDA（非破壊分析）装置（NWAS：Ningyo Waste Assay System）の開発を行っています。検出器は16本の中性子測定用ヘリウム-3比例計数管で、 γ 線測定用としても高純度Ge半導体検出器を併置しています（図12-29、図12-30）。

測定の原理は、U-238から放出される自発性核分裂中性子と、U-234 (α, n) 反応により生成する中性子を熱中性子化して測定するものです。特に、低原子番号元素のなかでもフッ素は特異的に中性子発生量が多いことが知られていますが、製錬転換施設はその化学プロセスに起因して発生するウラン廃棄物に付着するウランの化学形のほとんどがフッ化物であるため、この測定手法によれば多くの計数が得られ最適な方法といえます。更に中性子は高原子番号の物質に対しても高い透過率が得られるため、ウラン廃棄物の多数を占める鉄材に対しても高感度の測定が可能で、 γ 線測定法に比べ多くの利点を持っています。

また、中性子発生率はウラン濃縮度により異なるため、 γ 線エネルギースペクトルによりウラン濃縮度を求

め、補正することとしています。

模擬廃棄物と標準ウラン粉末線源を用いたモックアップ試験により、NaFペレット・アルミナペレット・鉄材等のマトリックス・ウラン濃縮度ごとの較正定数（ウラン質量に対する中性子計数値）を求めました。今後更に対象物を広げて、適用範囲を拡大していく予定です。モックアップ試験の結果、NWASの検出限界値はマトリックスにより変動しますが約10~20 gUと評価され、計量管理で要求されるレベルの実用には十分耐えるものです。

製錬転換施設では本格的な解体が進んでおり、多数のウラン廃棄物ドラム缶が蓄積しています。現在、NaFペレット・アルミナペレット等の操業廃棄物、鉄材等の解体廃棄物の実ウラン廃棄物の測定に着手し、成功を収めているところです。

NWASの活躍の場は、核燃料物質の計量管理への適用、施設由来のウラン廃棄物ドラム缶の定量を予定していますが、更に精度向上を実現した上で適用範囲の拡大を目指していきます。

本研究は、米国ロスアラモス国立研究所（LANL）との共同研究の成果です。

●参考文献

Zaima, N. et al., On Performance Experience and Measurements with Ningyo Waste Assay System (NWAS), JAEA-Technology 2010-046, 2010, 31p.

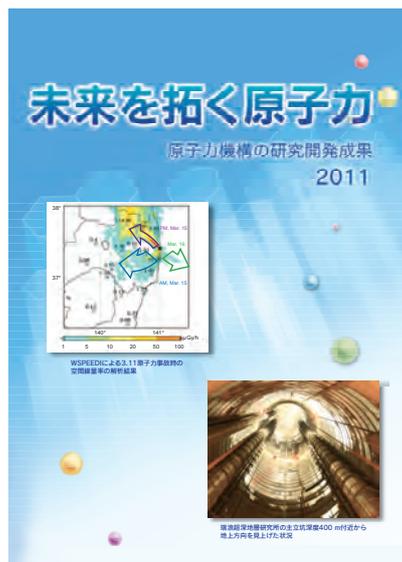
◆表紙デザインと画像◆

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、WSPEEDIによる空間線量率の解析結果(左上)と瑞浪超深地層研究所の主立坑深度400 m付近から地上方向を見上げた状況(右下)です。

前者は2011年3月15日から16日にかけての東京電力株式会社福島第一原子力発電所からの放射性核種の大気拡散過程を推定したもので、発電所から北西方向で検出された高い空間線量率を良く再現しています(第7章概況, p.79)。

後者は、瑞浪超深地層研究所の主立坑です(直径6.5 m)。2010年度、主立坑は深度481.3 mまで掘削を行いました。写真は主立坑の深度400 m付近から地上方向を見上げた状況です(トピックス12-11, p.118)。



未来を拓く原子力 原子力機構の研究開発成果 2011

発行 2011年12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	和田 茂	鈴木 喜雄	綿引 優	及川 哲邦	香西 直文				
	森 貴正	沢 和弘	山本 博之	松橋 信平	菊池 満				
	平尾 和則	竹内 正行	山田 文昭	茂田 直孝	亀尾 裕				
	石井 哲朗	菊池 孝	高田 弘	大岡 誠	石原 正博				
	田中 拓	鳴海 一雅	見掛信一郎	吉田 英明					

印刷 いばらき印刷株式会社

■本誌及び内容についてのお問い合わせは、下記にお願いいたします。

独立行政法人 日本原子力研究開発機構
研究技術情報部 研究技術情報課

〒319-1195 茨城県那珂郡東海村白方白根2-4

TEL 029-282-6387

FAX 029-282-5920

e-mail ird-seika_shi@jaea.go.jp



独立行政法人 日本原子力研究開発機構



この印刷物は再生紙を使用しています