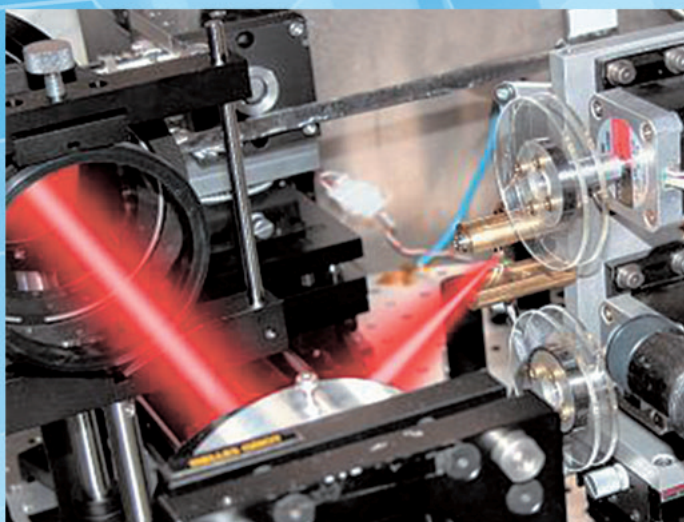


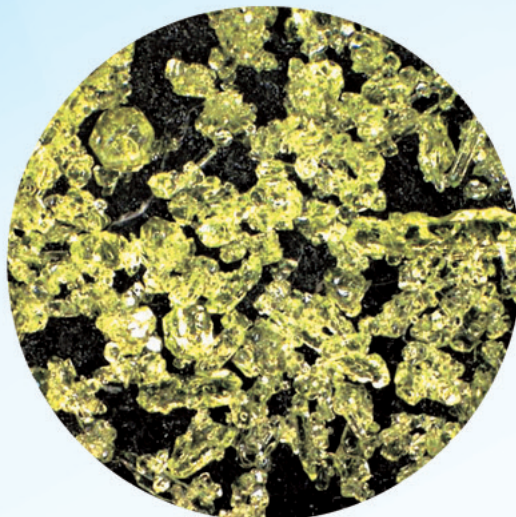
未来を拓く原子力

原子力機構の研究開発成果

2008



レーザーイオン加速装置



冷却晶析で得られた硝酸ウラニル結晶

はじめに



独立行政法人日本原子力研究開発機構（原子力機構）は、今年は発足から四年目を迎え、第一期中期計画を達成し、より良い成果を国民の皆さまに還元すべく研究開発型独立行政法人としての真価が問われる重要な時期に差しかかっています。2008年7月の北海道洞爺湖サミットでは、原子力エネルギーがCO₂の発生量が極めて低く、地球温暖化対策の決め手であるとの共通認識が得られており、原子力機構は、我が国唯一の原子力に関する総合研究開発機関として、国内外からの期待に応えるべく、核燃料サイクルの確立を始めとする原子力エネルギー研究開発はもとより、科学技術の発展や産業の創出を目指した原子力の基礎から応用までの幅広い研究開発を推進してきました。

高速増殖原型炉「もんじゅ」の運転再開を始めとする国家基幹技術である高速増殖炉サイクルの確立に向けた研究開発、いよいよ本格稼動が始まる大強度陽子加速器（J-PARC）など量子ビームプラットフォームを基盤とした量子ビームを応用する研究開発、青森での幅広いアプローチ（BA）活動の展開も含めた国際熱核融合実験炉（ITER）計画など、国際的にも注目されている研究開発に加え、高レベル放射性廃棄物の処理処分技術の開発、更には、新たに原子力機構の業務として定められた研究施設等放射性廃棄物処分事業などを着実に進めることにより、原子力研究開発における世界のCenter of Excellenceを目指した研究開発・技術開発に、これからも邁進してまいります。

本誌は、日頃の研究開発で得られた最新の成果を、タイムリーに分かりやすく皆さまにご紹介させていただくために、原子力機構が発足した年から毎年作成しているものです。皆さまに原子力機構の活動を一層ご理解いただくとともに、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。

平成20年10月

独立行政法人
日本原子力研究開発機構

理事長

岡 崎 俊 雄

1 次世代原子力システム研究開発

FaCTプロジェクトの着実な推進

9

－革新的なFBRサイクル技術の成立性を見極めるために－

1. 冷却系配管の短縮による経済性向上を実現 10
－高温強度、靱性及び組織安定性に優れたFBR構造用高クロム鋼の開発－
2. 原子炉容器の構造健全性を評価する 11
－レーザースペックルを用いた液面近傍熱変形の計測－
3. 流体温度変動の構造物への伝達と減衰を見極める 12
－FBRでの炉心出口部熱疲労評価に向けて－
4. コンパクトな原子炉容器のための燃料交換法の開発 13
－ナトリウム蒸気雰囲気下における燃料交換機軸受耐久試験－
5. FBRの仮想的炉心損傷時の挙動を精度良く解析する 14
－超高温複合熱流動現象の三次元シミュレーション－
6. 溶融炉心物質のふるまいの実験的解明 15
－カザフスタンとの共同研究によるEAGLEプロジェクト－
7. SGで伝熱管が破損したときの複雑な現象を解析する 16
－SG安全評価のためのナトリウム-水反応現象数値解析コードの開発－
8. 晶析技術による効率的ウラン回収システムの開発 17
－実用化に向けた晶析システムの開発状況－
9. マイナーアクチニド回収の実用化に向けて 18
－抽出クロマトグラフィーによる分離回収システムの開発－
10. 簡素化ペレット法燃料製造技術の実用化に向けて 19
－マイクロ波加熱脱硝転換・造粒一元処理技術の開発－
11. TRU燃料製造における発熱対策 20
－TRU燃料製造システムのための発熱対策の概念設計研究－

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

21

1. 地層処分技術の知識の活用に向けて 22
－知識マネジメントシステムの詳細設計－
2. 緩衝材基本特性データベースの公開 23
－多彩な機能を有する緩衝材特性データの集約－
3. 考古学的遺物に学ぶ金属の長期腐食挙動 24
－地層処分研究への自然界での類似現象の活用－
4. 安全評価体系の現実的な処分環境への適用に向けて 25
－FepMatrixツールを用いた基盤情報の整理と展開－
5. 地層処分技術に関する知識基盤の構築に向けて 26
－地質環境調査にかかわるノウハウや判断根拠の分析・整理－
6. 地下水の地球化学データを対象とした品質評価手法の構築 27
－Evidence Support Logicに基づいた手法の提案－
7. 地下からの水素ガス濃度に基づき断層活動の特徴を探る 28
－携帯型水素ガス検知器の開発と適用事例－
8. 地層処分研究開発における将来予測への取組み 29
－地史に基づく数10万年後の地下水流動の長期的変遷の推定－
9. 地表から地下への水の動きを探る 30
－北海道幌延地域での表層水理調査の概要－
10. 地下にもぐり、初期地圧の状態を探る 31
－水圧破碎法による三次元初期地圧測定－

3 核融合研究開発

核融合エネルギーの実用化に向けて

	32
1. ITERの長時間燃焼を確実に ー高閉じ込め・高圧力プラズマの長時間維持ー	33
2. プラズマの圧力による自発回転を発見 ー自律性の高い高圧力プラズマの理解へー	34
3. JT-60プラズマ映像データベースシステムを開発 ーITER-BA遠隔実験に向けたプラズマ映像データ創成配信技術ー	35
4. JT-60高周波加熱電流駆動装置を超高出力化 ー高周波源の出力世界記録(1.5MW, 1秒)を達成ー	36
5. ITER建設に向けて目標性能を世界で初めてクリア ープラズマ加熱装置ジャイロトロンで高出力・定常動作を実証ー	37
6. 大面積負イオン源の開発 ー低ガス圧高均一負イオン生成とメンテナンスフリー負イオン源を目指してー	38
7. 4tのブランケットを最終精度0.5mmで遠隔設置 ーITER用遠隔保守ロボットの位置決め制御性の改善ー	39
8. 核融合炉燃料トリチウムの安定供給に必要な材料 ー水素により還元されないトリチウム増殖材料の開発ー	40
9. 燃料電池を使ってトリチウムを取り出す ーブランケットスweepガスからのトリチウム回収技術ー	41
10. コンパクトな核融合原型炉の炉概念を構築 ー高稼働率を可能にする炉構造・保守概念ー	42

4 量子ビーム応用研究

量子ビームテクノロジーが拓く未来

	43
1. 光速で飛ぶ鏡をレーザーで作る ープラズマ中の電子密度変調からの光の反射と周波数上昇の実証ー	44
2. 酵素反応を解明する鍵となる水素原子の観察 ー[NiFe]ヒドロゲナーゼ活性中心モデル化合物の中性子構造解析ー	45
3. 重イオンが細胞に良く効くのはなぜ？ その謎を化学で解く ーDNA損傷を引き起こす活性種を定量評価ー	46
4. 植物由来のセルロースから作り上げた生分解性弾性ゲル ー放射線橋かけと分子凝集の組合せの妙ー	47
5. 医学及び産業利用を目指した小型陽子線加速器の実現へ ーレーザー駆動陽子線の生成効率向上を実現ー	48
6. 温度上昇で収縮する物質中の不規則な構造ひずみ ー局所構造ひずみが引き起こす磁気体積効果の緩和(インバー効果)ー	49
7. 新しい放射光X線分光法で観る電子の運動状態 ー共鳴非弾性X線散乱による梯子格子銅酸化物の電荷励起の観測ー	50
8. 長周期の奇妙な結晶構造を金属水素化物で発見 ー金属格子中の水素によって誘起される現象解明への手掛かりー	51
9. 高温作動燃料電池開発のブレークスルー ー高耐熱性芳香族高分子への導電性付与に成功ー	52
10. コンクリート構造物中の鉄筋のひずみを見る ー中性子回折法による非破壊ひずみ測定技術の応用ー	53
11. 高強度レーザーの小型化・低ノイズ化に成功 ーレーザー駆動小型粒子線がん治療器の実現に向けてー	54

12. 放射線を感じる仕組みを発見 ー線虫C.エレガンスにおけるGPC-1タンパク質の役割ー	55
---	----

5 安全研究

安全規制を支え、安全と信頼を確保	56
------------------	----

1. 運転経験から学ぶために ー加圧水型原子力発電所における1次冷却水応力腐食割れ事例の分析ー	57
2. プルサーマル用MOX燃料のふるまいを計算で追う ーFEMAXI-6コードによるHalden MOX燃料照射データの解析ー	58
3. ペレットの組織変化は事故時燃料挙動に影響するか ー反応度事故条件下における高燃焼度BWR燃料からのFPガス放出ー	59
4. PWRの苛酷事故を防止する原子炉計装 ー事故時の炉心過熱度と出口検出温度との乖離原因を解明したOECD/ROSA実験ー	60
5. 炉心冷却水の急激な沸騰と泡のふるまいを測る ー反応度事故時燃料発熱量のより正確な予測を目指してー	61
6. 原子炉圧力容器鋼の破壊抵抗を調べる ーへき開破壊と粒界破壊が混在するときでも適切に破壊靱性を評価ー	62
7. 使用済燃料が新燃料に比べて臨界になりにくいことを利用する ー燃焼度クレジット解析手法の検証用データの取得ー	63
8. 放射性廃棄物の処分可能な放射能レベルは？ ーTRU廃棄物の濃度上限値を決定するための被ばく線量の計算ー	64
9. 放射性廃棄物処分場の閉じ込め性能はどれくらいもつか ーベントナイト系緩衝材の長期変質挙動のモデル化ー	65

6 先端基礎研究

未来を拓く先端基礎研究	66
-------------	----

1. 超重元素の化学的性質を明らかにする ー104番元素ラザホージウムのフッ化物錯体ー	67
2. ネプツニウム化合物の重い電子が示す超伝導 ー新物質探索によるアクチノイド科学の展開ー	68
3. ミクロな視点でウラン・超ウラン酸化物の個性を探る ーNMR法による電子状態の微視的解明ー	69
4. 金属材料の劣化診断を原子レベルで評価 ー走査型陽電子顕微鏡の開発ー	70
5. クラスター DNA損傷による生物効果 ー近接したDNA損傷による突然変異誘発ー	71

7 原子力基礎工学研究

原子力研究開発の基盤形成と新たな原子力利用技術創出	72
---------------------------	----

1. 信頼性の高い核反応データの提供に向けて ー統合核データ評価コードCCONEの開発ー	73
2. 沸騰流を詳しく計測 ー中性子ビームで蒸気と水の三次元分布と時間変化を把握ー	74

3. マイナーアクチノイド窒化物燃料の優れた熱特性を実証 75
ー微小試料を用いてMA窒化物の高精度な熱伝導率取得に成功ー
4. 原子炉構造材料の経年劣化メカニズム研究の新展開 76
ーEBSDを用いたメソスケールでのSCC機構の研究ー
5. 核医学検査の安全性評価の高度化に貢献 77
ーDNAレベルでの線量評価を可能にする放射性核種データベースを開発ー
6. 高濃縮ウランを含む極微小粒子の選択的検出 78
ーIAEA保障措置のための環境試料分析法の開発ー
7. 超高温ガス炉燃料のさらなる高性能化に向けて 79
ー炭化ジルコニウム被覆燃料粒子の開発ー
8. IS法による高効率水素製造に向けて 80
ーブンゼン反応における二酸化硫黄加圧効果の測定に成功ー

8 核燃料サイクル技術開発

核燃料サイクル技術開発の推進と民間事業者への技術協力 81

1. 進化するガラス固化溶融炉 82
ー高レベル放射性廃液のガラス溶融炉の長寿命化を目指してー
2. 低放射性廃棄物の廃棄体化に向けて 83
ー東海再処理施設における低放射性液体廃棄物処理の将来計画ー

9 バックエンド対策に関する技術開発

廃止措置から廃棄物処理処分までの合理的なプロセスの確立を目指して 84

1. 廃棄物中の放射性ストロンチウムを測定する 85
ー放射性廃棄物の処分に向けた簡易・迅速分析法の開発ー

10 原子力エネルギー基盤連携

産学のニーズを踏まえた研究開発を効率的に推進 86

1. 厳しい環境でも腐食しにくい超高純度ステンレス鋼(EHP合金)の開発 87
ー沸騰硝酸下でのEHP合金の優れた耐粒界腐食特性ー

11 光医療研究連携

レーザーと医療の融合で光医療産業バレー創出を目指す 88

1. 新原理のイオン加速法を実証 89
ー臨界密度プラズマを用いたレーザーイオン加速：がん治療用粒子線加速器を目指してー
2. 1本の光ファイバで観察しながら治療する 90
ーレーザー照射機能を有する極細内視鏡の開発ー

12 システム計算科学研究

計算科学による原子力研究

－原子力分野の研究開発を加速する計算機援用技術の確立－

- | | |
|----------------------------------|----|
| 1. 計算機上での原子力施設モデル化と構造健全性評価 | 92 |
| －原子力発電プラントの振動挙動を推測するための3次元仮想振動台－ | |
| 2. 気泡による材料損傷を気泡で抑制する | 93 |
| －気泡注入による損傷抑制効果の計算科学的検討－ | |
| 3. 計算科学が明らかにするタンパク質の大規模構造変化 | 94 |
| －細胞間接着タンパク質インテグリンの構造変化機構の解明－ | |
| 4. 鉄鋼材料中の不純物挙動シミュレーション技術の開発 | 95 |
| －加熱により放出される気体から材料の内部状態を推定する－ | |

13 核不拡散科学技術開発

原子力平和利用を支える核不拡散技術開発

- | | |
|-------------------------------|----|
| 1. 核拡散抵抗性が高い次世代核燃料サイクル技術を目指して | 97 |
| －核拡散抵抗性の解析手法及びクライテリアの検討－ | |

14 研究開発拠点における試験技術・施設等の開発

- | | |
|--|-----|
| 1. 原子力施設の残存放射エネルギーを適切に評価 | 102 |
| －「ふげん」の放射化量評価方法の適用性評価について－ | |
| 2. 短寿命放射性核種のビーム利用を実現 | 103 |
| －放射性核種用イオン源の開発－ | |
| 3. 高速炉燃料の実用化を目指した燃料特性の研究 | 104 |
| －ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料の融点と状態図－ | |
| 4. 乾式再処理で発生する廃棄物処理技術の開発 | 105 |
| －固体・液体廃棄物からのアクチノイド元素の回収－ | |
| 5. 中性子発生ターゲット材の損傷低減のために | 106 |
| －水銀中に生成する気泡を可視化－ | |
| 6. 光ファイバで高温・高放射線下の機器の変位や振動を測定する | 107 |
| －高速炉プラントの構造健全性監視技術の開発－ | |
| 7. 高速炉内で放射性物質の消滅を助ける材料を探す | 108 |
| －核変換用中性子減速材候補炭化ホウ素($^{11}\text{B}_4\text{C}$)の中性子照射試験－ | |
| 8. 照射後試験技術開発によるITERへの貢献 | 109 |
| －照射を受けた材料の遠隔溶接技術と遠隔加工技術－ | |
| 9. 炭素3原子からなる分子イオンの構造・電荷状態を観る | 110 |
| －MeVクラスターイオンビームと物質との相互作用の解明に向けて－ | |
| 10. 大深度地下における立坑掘削時の地下水対策 | 111 |
| －瑞浪超深地層研究所におけるグラウチング技術の開発－ | |
| 11. ウラン濃縮プラントの合理的な廃止措置に向けて | 112 |
| －フッ化ガスによる系統除染技術開発－ | |
| 12. 海水中溶存有機物の高精度な ^{14}C 測定 | 113 |
| －AMSによる溶存有機物中 ^{14}C 測定のための前処理法の開発－ | |

FaCTプロジェクトの着実な推進

ー革新的なFBRサイクル技術の成立性を見極めるためにー

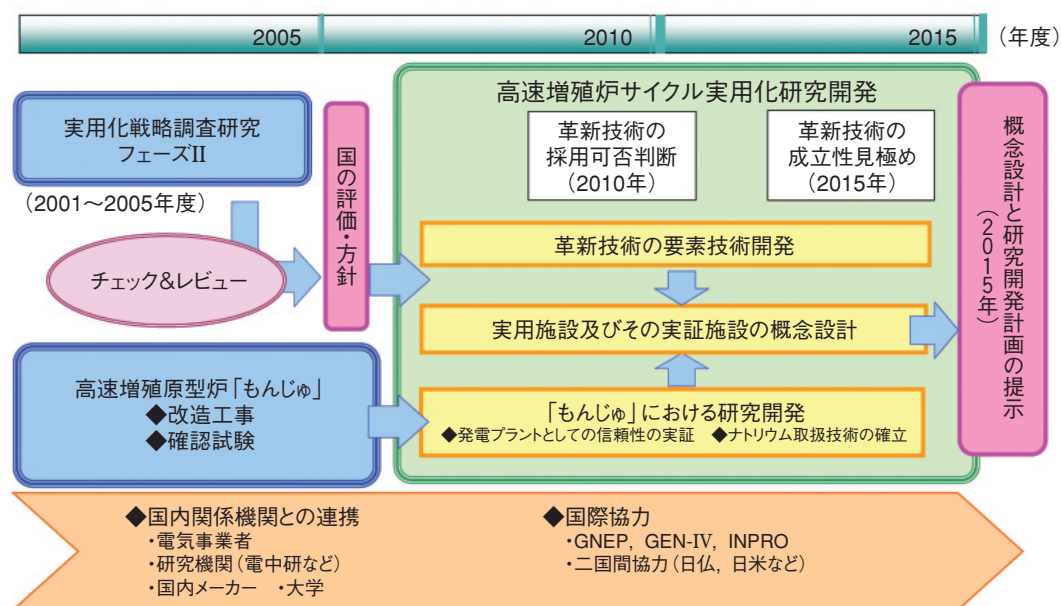


図1-1 高速増殖炉サイクル実用化研究開発 ～FaCTプロジェクト～

高速増殖炉（FBR）サイクルは、「環境と経済の両立」「世界を勝ち抜く産業競争力の強化」などといった政策目標の達成に資する技術として、第三期科学技術基本計画の定める国家基幹技術に指定されています。原子力機構では、FBRサイクルの実用化戦略調査研究の成果に対する国の評価・方針提示を踏まえ、2025年頃の実証炉運転開始、2050年より前の実用炉の商業ベースでの導入に資するため、「高速増殖炉サイクル実用化研究開発」（英名“Fast Reactor Cycle Technology Development”、略称“FaCT”プロジェクト）を推進しています（図1-1）。

FaCTプロジェクトでは、経済性、安全性、資源有効利用性、環境負荷低減性、核拡散抵抗性の開発目標への適合性が高く、現在の知見で実用施設として実現性が最も高い概念である酸化燃料を用いたナトリウム冷却FBR、先進湿式法再処理及び簡素化ペレット法燃料製造の組合せを対象としています。これらの各技術を実用レベルまで高めるには、概念に用いている革新的な技術を具体化し、成立性を見極める必要があります。FaCTプロジェクトでは、革新的な技術に係る要素技術開発や高速増殖原型炉「もんじゅ」の研究開発の成果を設計研究に反映し、2010年に革新的技術の採否判断とその後の革新的技術の成立性見極めを行い、2015年に実証炉及び実用炉の概念設計と実用化に向けたその後の研究開発計画を提示することを目的としています。

FBRシステム

FBRシステムの実用化には、経済性、信頼性、安全性向上に係る課題があります。具体的には、建屋容積や物量の低減に資する高性能の材料と構造・機器の開発、冷却系簡素化・原子炉容器のコンパクト化と伝熱特性の最適化、炉心損傷時の再臨界回避技術の確証などです。

トピックス1-1～1-7では、これらの研究開発の最前線をご紹介します。

燃料サイクルシステム

燃料サイクルシステムでは、革新的な処理プロセスの安全性や制御性、運転、保守・補修性に優れた機器の開発などが課題となっています。再処理では、使用済燃料溶解液中の大部分のウランを固体で回収する晶析技術やマイナーアクチニドを回収する工程の開発が挑戦的な課題です。燃料製造については、ペレット加工の工程数を大幅に簡素化するための基礎である脱硝・転換技術や発熱性の物質を遠隔で取扱う諸技術の開発などが従来になかった課題です。トピックス1-8～1-11では、それら研究開発の成果からご紹介します。

プロジェクトの推進

実証炉の研究開発については、明確な責任体制のもとで効率的に開発を実施できるよう、責任と権限及びエンジニアリング機能を集中させた国内の開発体制が2007年に構築され、電力、メーカーなどとの連携のもと、研究開発成果を適宜取り込みながら設計研究を進めています。

また、燃料サイクルについては、2010年頃からの国による第二再処理工場の検討に向けた予備的な調査・検討を、原子力機構が中核となって行っています。

更に、開発リスクの低減や我が国技術の世界標準化に向け、日仏米三カ国によるナトリウム冷却FBR実証炉／プロトタイプ炉実現に向けた研究開発協力に関する覚書を締結するなど、三カ国協力を基軸としつつ国際原子力エネルギー・パートナーシップ（GNEP）などの多国間協力も活用した国際協力を推進しています。

1-1 冷却系配管の短縮による経済性向上を実現 — 高温強度，靱性及び組織安定性に優れたFBR構造用高クロム鋼の開発 —

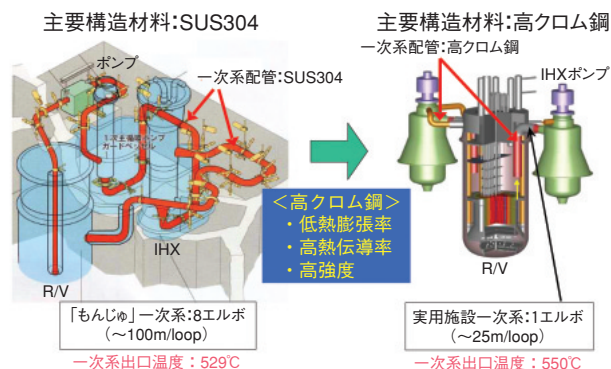


図1-2 高クロム鋼採用による配管短縮

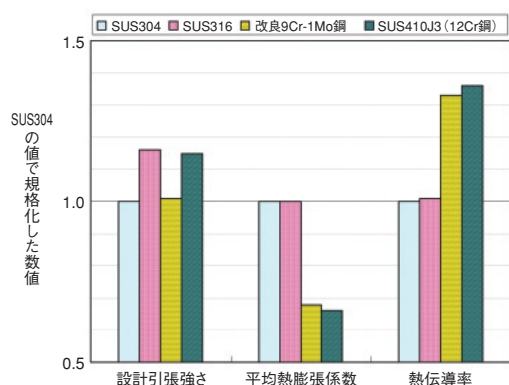


図1-3 高クロム鋼及びステンレス鋼の材料特性

FBR構造材料には、高強度，低熱膨張，高熱伝導率が要求されます。12Cr鋼は、SUS316と同等の引張強さを有し、熱的特性は改良9Cr-1Mo鋼よりも優れるためFBR構造材料として高いポテンシャルを有します。

高温強度と熱的特性に優れる高クロム（Cr）鋼を主要構造材料として採用することにより、配管の短縮化・物量削減を図り、設計自由度や経済性を向上させることを検討しています（図1-2）。実証炉構造材料には、既存高Cr鋼の中でも、長時間安定性に優れ、火力発電などで実績のある改良9Cr-1Mo鋼を採用することを検討していますが、実用炉に向けては、さらなる設計自由度や経済性の向上のために、改良9Cr-1Mo鋼より優れた材料特性を有する高Cr鋼の開発を進めています。既存高Cr鋼の中には、12Cr鋼のように、改良9Cr-1Mo鋼よりも優れた材料特性を有する材料もあります（図1-3）。しかし、それらは600℃以上の温度域における10万時間クリープ強度を一つの指標に開発された火力発電用の材料であり、最高使用温度が550℃と火力発電での使用温度より低いのですが、設計寿命60年（約50万時間）のFBR構造材料にそのまま適用することはできません。また、FBR構造材料は、クリープ疲労強度や靱性などの材料特性も要求され、それら材料特性をプラントの寿命末期まで安定に保つ必要があることから、添加元素や熱処理条件などを最適化することによって、高温強度，靱性及び組織安定性の向上を図ることが必要です。

高Cr鋼の高温強度は、多くの元素を添加することで得られる種々の強化機構により達成されていますが、それ

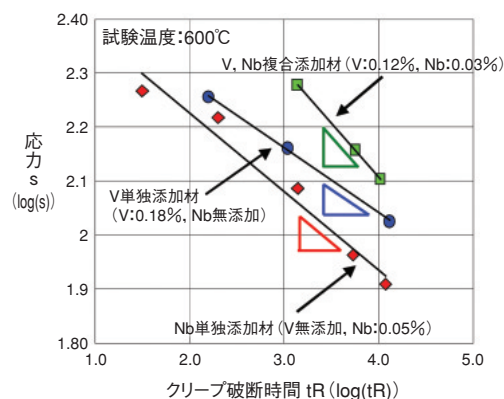


図1-4 V, Nb成分調整材のクリープ試験結果

V, Nb添加量を調整した高Cr鋼のクリープ試験結果（直線の傾き）から、V単独添加材の長時間安定性が優れていることが明らかとなりました。

らの強化機構のFBR温度域における長時間有効性・安定性は、十分に明らかにされているとは言えません。そこで私たちは、FBR構造用高Cr鋼の開発に向け、析出強化機構のFBR環境における長時間安定性・有効性を評価しました。

高Cr鋼における析出強化は、バナジウム（V）とニオブ（Nb）の微細な炭窒化物（以下、VX及びNbX, XはC, N。総じてMX）の析出によるものが主要です。そのため、V, Nb添加量を調整した高Cr鋼に対してクリープ試験，熱時効試験を実施し、更にクリープ及び熱時効材に対するMXを中心とした微細析出物の電子顕微鏡観察などから、FBR使用環境における析出強化の長時間安定性・有効性について検討を行いました。その結果、図1-4に示すように、V, Nb添加量によりクリープ強度が変化し、長時間安定性も異なることが明らかとなりました。また、電子顕微鏡によるミクロ組織観察から、長時間安定性の高いV単独添加材では、クリープや熱時効に伴う組織変化が少なく、VXが安定であることを確認しました。この結果から、V, Nb添加量を調整することにより、長時間安定性を高められること、それにはV添加が有効であることが明らかとなりました。この試験結果は、今後のFBR構造用高Cr鋼開発の方向性を示すものです。

●参考文献

鬼澤高志, 安藤勝訓, 若井隆純, 浅山泰ほか, 高クロム鋼におけるMX析出強化の長時間安定性・有効性の検討, 鉄と鋼, vol.94, no.3, 2008, p.91-98.

1-2 原子炉容器の構造健全性を評価する ーレーザースペckルを用いた液面近傍熱変形の計測ー

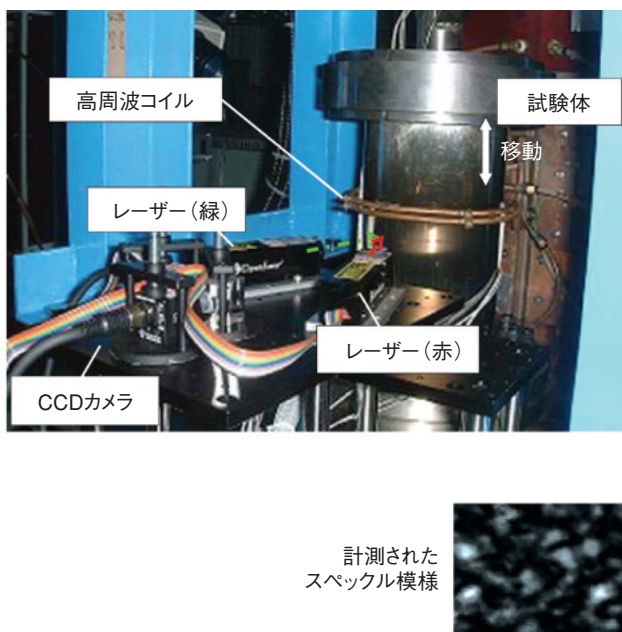


図1-5 試験体とレーザースペckルによるひずみ計測

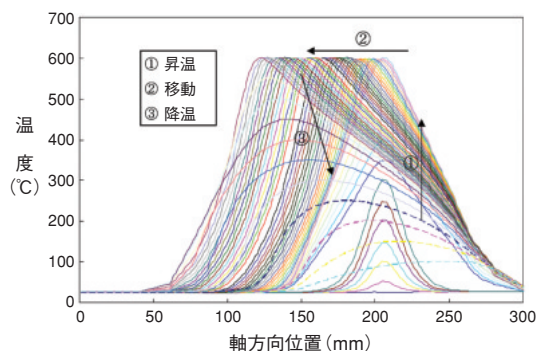


図1-6 試験体に与えられた軸方向温度条件

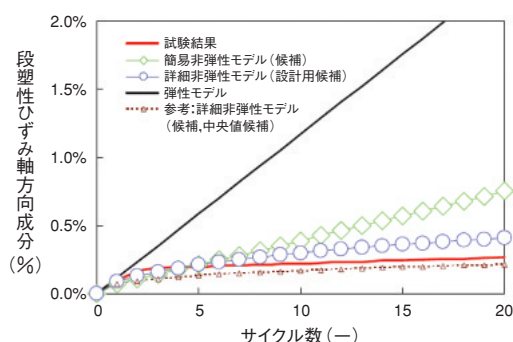


図1-7 計測されたひずみ
(Z=150mmの位置: 図1-6の軸方向位置)

FBRの原子炉容器では、ナトリウム液面を挟んで上下方向（軸方向）に大きな勾配を伴う温度分布が発生します。この温度分布により生じる熱応力が、原子炉の起動停止の度に軸方向に繰り返し移動することにより、原子炉容器には複雑な熱変形が生じ、その結果、液面近傍に復元しない塑性ひずみが累積していきます。構造設計においては、原子炉容器の構造健全性を確保するために、累積するひずみの量を一定値以下に制限しており、このひずみ量を精度良く予測することが重要です。このようにして発生するひずみの把握と非弾性解析による予測法の検証を目的として、実機負荷条件を模擬した原子炉容器モデルのひずみ計測試験を実施しています。

図1-5に示すようなステンレス316FR鋼製円筒試験体（高さZ=300mm、外径155mm、肉厚3.5mm）の内外面を加熱冷却することにより、実機と類似の温度勾配を図1-6のように発生させます。データは温度のほか、レーザ変位計による半径方向変形量と、レーザースペckルひずみ計による軸方向ひずみの計測を行っています。これまで、高温構造物の局所に発生するひずみを正確に計測することは困難でしたが、レーザースペckルの原理をひずみ計測に応用することにより、非接触局

所ひずみ計測を行うことを可能にしました。レーザースペckルひずみ計は、レーザ光を拡散反射するときに観察される粒状のパターン（図1-5右下）を計測する装置で、このスペckル形状の変化を画像処理し、構造表面のひずみを計算します。これまでの試験結果から、軸方向温度勾配の移動により生じるひずみは、繰返しの初期のサイクルに大きく生じ、繰返し数が進むにつれ、ひずみの大きさは飽和傾向を示すという知見を得ました。図1-7に示すように、弾性解析に基づくひずみの評価は、計測結果と比較し、安全のために過度の余裕を含んだ評価となることを示しており、設計合理化のためには、非弾性解析による予測が必要となります。

今回得られたデータは、高温構造物の局所ひずみ計測に成功した貴重なものです。今後は、本データを活用して非弾性解析法の根幹となる構成モデルに関して、温度依存性、非線形硬化特性、繰返し硬化特性などの実機挙動を模擬するための機能の開発を進めていきます。これにより原子炉容器に生じる累積ひずみの予測精度が向上し、コンパクトな原子炉容器の設計を可能とすることが期待されます。

●参考文献

Watanabe, D., Chuman, Y., Otani, T., Shibamoto, H., Inoue, K., Kasahara, N., An Experimental Validation of the Guideline for Inelastic Design Analysis through Structural Model Tests, Nuclear Engineering and Design, vol.238, issue 2, 2008, p.389-398.

1-3 流体温度変動の構造物への伝達と減衰を見極める —FBRでの炉心出口部熱疲労評価に向けて—

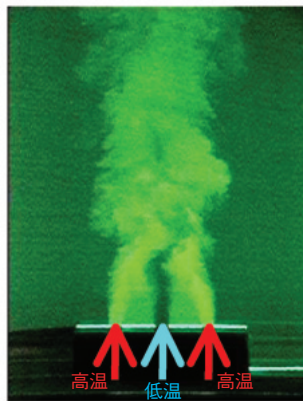


図 1-8 噴流間混合の様子（水試験結果）
高温の噴流のみ着色して混合の様子を観察したものです。噴流が揺れながら混合します。

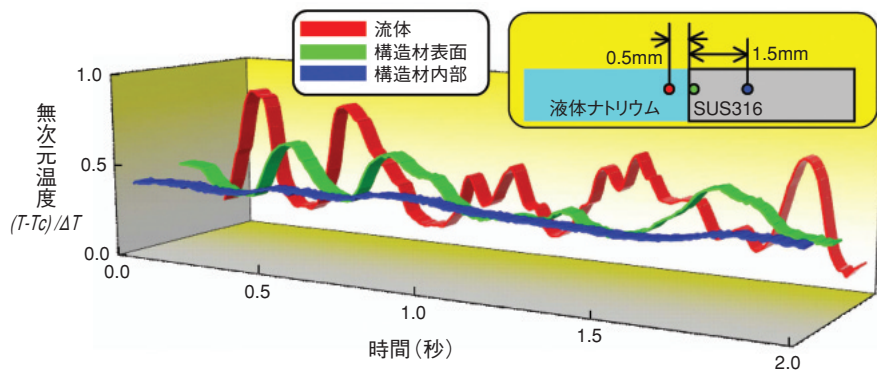


図 1-9 温度変動の構造物へ伝わる際の減衰
縦軸の無次元温度は、噴流間の温度差で規格化しています。
(T : 流体温度, T_c : 低温流体の出口温度, ΔT : 噴流間の吐出温度差)

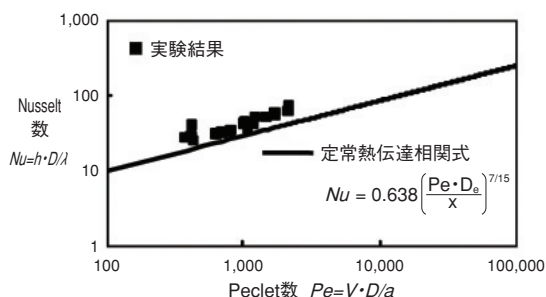


図 1-10 非定常熱伝達の定常熱伝達との比較

縦軸は熱伝達率を熱伝導による熱の伝わりやすさで割った無次元数 (Nu 数)、横軸はナトリウムの流速に比例した対流と熱伝導による熱輸送の比を表す無次元数 (Pe 数) です。本研究によって新しく求めた温度変動の熱伝達係数が、既存の相関式と同等な Pe 数依存性 (流速による変化) をもつことが分かります。
(h : 熱伝達率, D : 代表長さ, λ : 流体の熱伝導率, V : 噴流吐出速度, a : 流体の熱拡散率, x : 出口からの距離)

FBRの炉心出口には、低温と高温の流れが構造物の近傍で混合する領域があります。このような混合で発生した温度変動が構造物に伝わると、構造物が伸び縮みしようとして、熱応力が発生します。温度変動の程度によっては、何100万回も応力が印加されることで疲労損傷（高サイクル熱疲労）が発生する場合があります。これまでに流体温度の変動周波数（変動の速さ）と構造物の損傷しやすさの関係を、周波数を一定にできる特別な条件で明らかにしました（「未来を拓く原子力2007」トピックス1-8）。本研究では炉心出口を模擬し、ナトリウムを用いて温度の異なる噴流が実際に混合する体系で、温度変動の特性と構造物への伝わり方を評価する試験を実施しました。

試験装置は3本の噴流が鉛直に吐出する体系で、中心の噴流が低温、両側の噴流が高温、噴流に沿ってその背後に構造物として板を配置しています。噴流間の混合の様子は、同形状の水試験によって確認し、図1-8のように両側の噴流が中心の噴流側に傾いて流れ、噴流が接触する領域で温度変動が大きくなることが分かりました。ナトリウム試験では、この温度変動が大きくなる領域を選んで構造物に熱電対を埋め込み、流体と同時に温度を計測することで、流体から構造物への温度変動の伝わる挙動を把握しました。図1-9に構造物表面近くの流体

（構造物表面より0.5mm）、構造物表面及び構造物内部（構造物表面より1.5mm）の温度の時間変化を示します。流体の温度は大きく変動しているのに対し、構造物表面では温度の変動が小さくなっていることが分かります。構造物内部では振幅が更に小さくなっています。

このような流体から構造物へ温度変動が伝わる際の減衰を考慮することで、高サイクル熱疲労の評価を大きく合理化することが可能になります。この減衰には周波数依存性がありますが、これを伝達関数（周波数成分毎の伝わりやすさ）の形で理論的に表し、実験結果と比較することで、理論式中の係数として熱伝達係数を求める手法を新しく開発しました。図1-10に得られた熱伝達係数と、液体金属中で高温側から低温側へ時間的に一定の熱が伝わる時に用いられる定常の熱伝達率（Poppendiekの相関式）との比較を示します。温度変動の熱伝達係数は、定常熱伝達の式に比べて若干大きい値を示しますが、流速依存性（Pe数依存性）を含めて定常の熱伝達率をベースとして評価できることを明らかにしました。この熱伝達係数を基に温度変動が構造物に伝わる際の減衰を定量的に評価することができます。

更にデータを蓄積し、構造物側の研究成果とあわせて高サイクル熱疲労現象の評価手法開発を進める予定です。

●参考文献

Kimura, N. et al., Experimental Investigation on Transfer Characteristics of Temperature Fluctuation from Liquid Sodium to Wall in Parallel Triple-Jet, International Journal of Heat and Mass Transfer, vol.50, issues 9-10, 2007, p.2024-2036.

1-4 コンパクトな原子炉容器のための燃料交換法の開発 ーナトリウム蒸気雰囲気下における燃料交換機軸受耐久試験ー

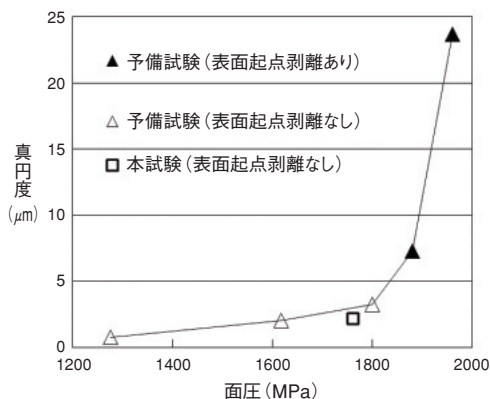


図 1-11 予備試験による真円度測定



図 1-12 試験体 (実物大燃料交換機軸受)

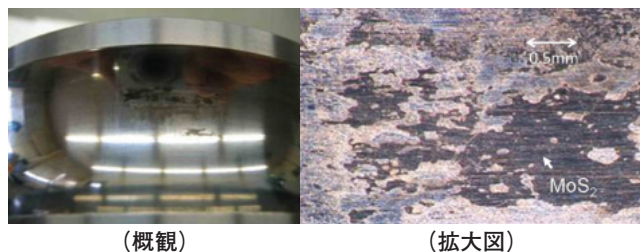


図 1-13 耐久試験後軸受リング

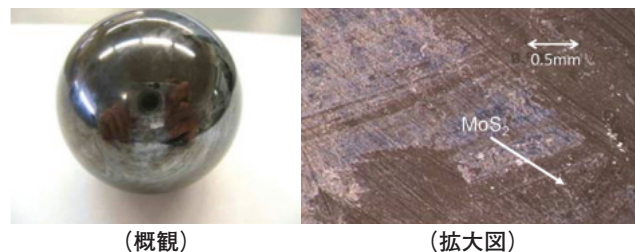


図 1-14 耐久試験後軸受ボール

実用ナトリウム冷却炉では、原子炉容器のコンパクト化のため新しい燃料交換方法を採用しています。具体的には、原子炉容器内部の炉上部構造 (UIS) に切込み部を設置し、燃料交換機はその切込み部においてアームを伸縮して燃料集合体の交換作業を実施します。

ナトリウム冷却炉における燃料交換機の特徴として、原子炉冷却材である活性なナトリウム及びその蒸気を含むカバーガス中において作動することが挙げられます。このため通常の機械の可動部に用いられるグリスなどの潤滑剤を用いることができず、燃料交換機の主要な可動部である軸受の潤滑は特別な工夫が必要になります。その上、UIS切込み部は狭いため、地震時に揺れて干渉することを防ぐ目的で、ガタの少ない玉軸受の採用が検討され、摺動部における面圧の従来以上の増加が予測されます。このため、新しい燃料交換機における軸受の耐久性を見極める必要があります。

本検討では予備試験として1/10スケール軸受を用いて、軸受リングと玉の材質の組合せと面圧をパラメータとした空气中耐久試験を実施しました。試験条件は実機より若干高めの温度250℃、10回の燃料交換に相当する2万サイクルの遥動としました。この予備試験により、軸受材料は摺動抵抗を低減するために、リングにステンレス、ボールにセラミックが選定され、更にリング部には固体潤滑材として二硫化モリブデン表面処理を採用す

ることが決定しました。また、試験の結果から軸受寿命の指標となる表面起点剥離の発生条件は面圧1800MPa程度と評価されました。内側リングの真円度については面圧を大きくするにつれて悪化の傾向が観察され3.5～7μmの範囲に急激に公差が増加する変曲点があることが明らかになりました (図 1-11)。

本試験では、実物大の燃料交換機アームの軸受を製作し、耐久試験を実施しました。実物大燃料交換機軸受試験体を図 1-12に示します。試験条件は、実際の動作環境をより模擬するためナトリウム蒸気を含むアルゴンガス中、面圧は保守性を考慮し1745MPa、その他の条件は予備試験と同等としました。図 1-13、1-14は試験後のリングとボールの状態を示しています。リングとボール間で二硫化モリブデンの移行が見られますが、表面に剥離などが発生することはないことが確認されました。内側リングの真円度についても2μmと予備試験から評価された適用範囲以内と評価され、実規模軸受の耐久性が確認されました。

今後の開発において、他部品の信頼性及び組立て後の燃料交換機の機能確認が課題となります。実物大燃料交換機の空气中動作試験、グリップ部の可動部のナトリウム中試験などを実施し実用炉の燃料交換機の成立性を実証していく予定です。

●参考文献

近澤佳隆ほか、切込付炉心上部機構に適合した新型燃料交換機の開発ーNaペーパーを含むArガス中実規模軸受試験ー, JAEA-Research 2007-001, 2007, 91p.

1-5 FBRの仮想的炉心損傷時の挙動を精度良く解析する —超高温複合熱流動現象の三次元シミュレーション—

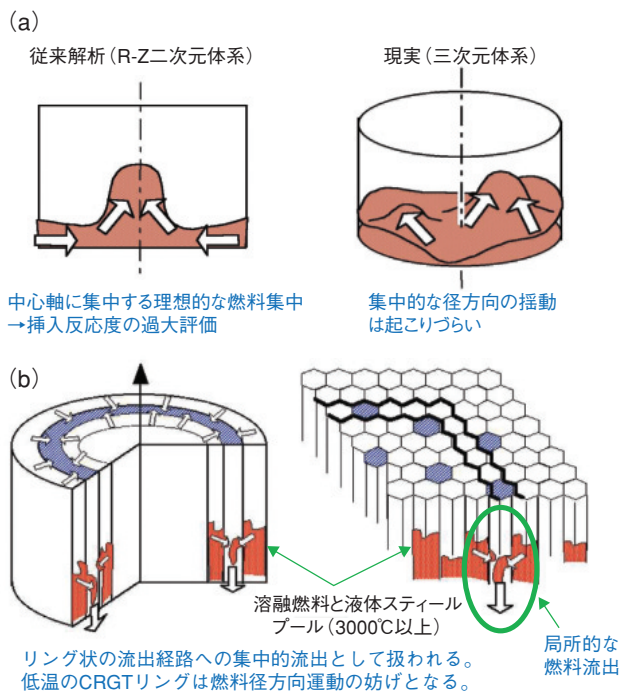


図1-15 三次元解析手法の必要性

三次元解析手法により現実的な評価が可能となります。

(a) 全炉心プールの径方向運動による反応度挿入

(b) 制御棒案内管 (CRGT) を通した炉心外への燃料流出

FBRでは、発生頻度は工学的に無視できるほど小さくても、その発生を仮定すれば短時間で全炉心損傷に至り、その熱的及び機械的影響によって炉心燃料中の放射性物質が短時間に放散する可能性がある炉心損傷事故を課題として扱ってきました。炉心損傷時にはナトリウム沸騰によって出力が増加し、燃料ピン（被覆管）の破損・溶融、さらには燃料の溶融に至る可能性があります。この3000℃を超える高温の溶融燃料により、燃料集合体のラッパー管が溶融し、溶融炉心物質は集合体間で互いに移動できる溶融炉心プールを形成すると考えられています。

これまでの評価では、安全解析コードSIMMER-IIIが活用されてきました。本コードは流体力学部を中核として構造材モデルと核計算モデルを結合した国産コードです。しかしながら、SIMMER-IIIは二次元コードであるため、周方向運動を模擬できず炉心中心への燃料集中を生じやすく、反応度が過度に上昇しやすい傾向がありました（図1-15(a)）。また、炉心内に分散的に配置されている制御棒案内管を模擬することができないため、それを通じた溶融燃料流出による反応度低下挙動をとらえることができませんでした（図1-15(b)）。そのような制約により、これまでの安全評価では制御棒案内管からの燃

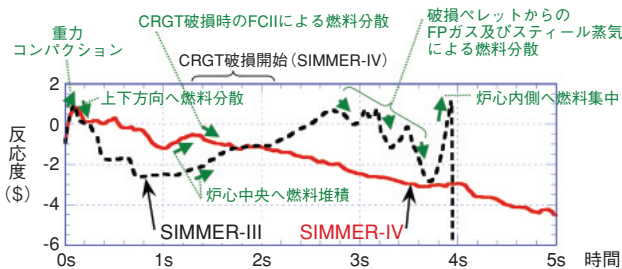


図1-16 反応度履歴の比較

二次元SIMMER-III解析では燃料が集中して再臨界に至りますが、三次元SIMMER-IV解析では燃料の炉心外への流出によって有意な反応度上昇もなく、反応度は低下します。

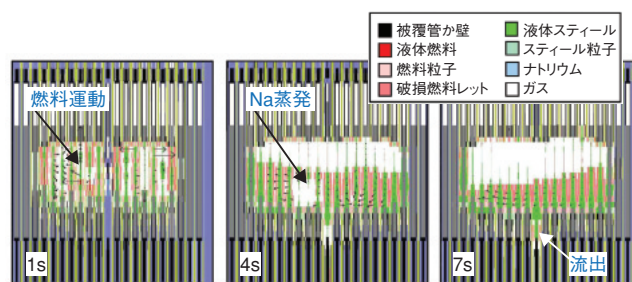


図1-17 炉心物質の運動挙動（SIMMER-IV解析）

3000℃近傍の炉心物質の溶融・固化、ナトリウムの蒸発・凝縮、熱伝達、多流体の運動挙動を伴う炉心損傷時の三次元挙動です。

料流出を無視するなど、保守的な評価を余儀なくされてきました。これらの保守性を合理的に低減した評価を可能にすべくSIMMER-IIIを三次元に拡張したSIMMER-IVを開発し、世界に先駆けてFBRの炉心損傷事故の三次元解析を実施しました。

解析した結果（図1-16）、SIMMER-IIIを用いた解析では、2.4秒以降に定格以上の出力が維持されることによって燃料が溶融して可動性を増し、炉心内側への燃料凝集により3.9秒で即発臨界を超過しました。他方、SIMMER-IVを用いたケースでは、2秒前後で制御棒案内管が次々と非同時的に破損し、燃料を冷却することによって燃料プールは可動化することなく燃料凝集による反応度上昇は見られませんでした。図1-17の炉心内の燃料プール運動を見ると、1秒では激しく炉心内を燃料が運動し、4秒では燃料プール内でナトリウムが蒸発しています。7秒では燃料運動が静定している様子が分かります。相変化・熱伝達・流動を伴う複合現象下で炉心物質の三次元運動をシミュレーションすることができました。

以上から、炉心損傷事故の合理的な評価を行う上で、従来の二次元解析評価と比べて三次元解析が有効であることが分かりました。

●参考文献

Yamano, H. et al., Development of a Three-Dimensional CDA Analysis Code: SIMMER-IV and Its First Application to Reactor Case, Nuclear Engineering and Design, vol.238, no.1, 2008, p.66-73.

1-6 溶融炉心物質のふるまいの実験的解明 ーカザフスタンとの共同研究によるEAGLEプロジェクトー

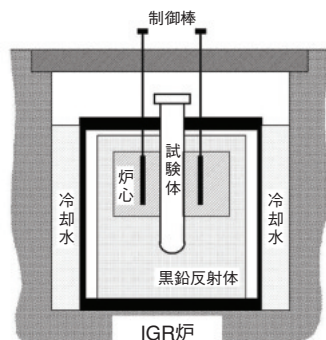


図1-18 IGR炉と試験体



炉心上部外観

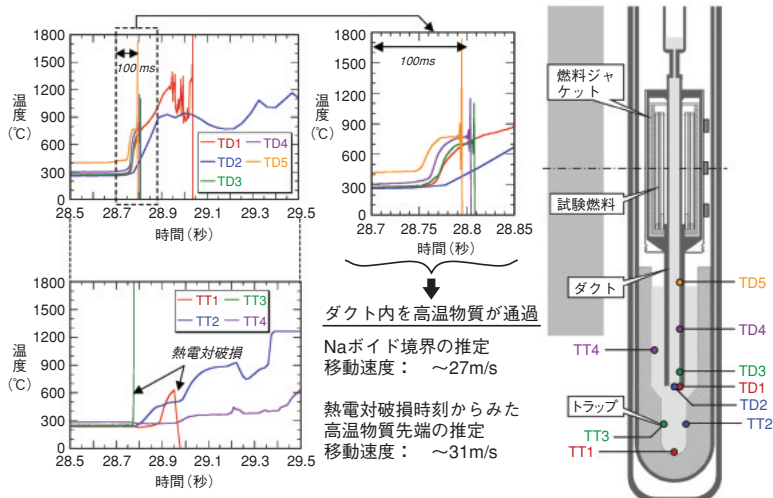


図1-20 EAGLEプロジェクト試験におけるデータの例

FBRの安全研究として、極めて起こるとは考え難いですが、炉心溶融事故を想定した場合の溶融炉心物質のふるまいを実験的に確認し、このような厳しい事故に対してもその影響が適切に抑制できることを示すための試験研究EAGLEプロジェクトを実施しています。この実験は原子力機構とカザフスタン共和国国立原子力センターの共同研究として、同センターの実験専用原子炉IGR (Impulse Graphite Reactor) を用いて実施しています。IGRでは、図1-18の概念に示すように炉心の中央に試験体を入れる孔が配置されており、この中に二重の圧力容器に収納された試験体を挿入して実験を実施しています。これまでに8kg程度の二酸化ウラン燃料を溶融させて炉心溶融事故時の状態を模擬する実験を3回実施し、事象の進む様子を把握しました(図1-19)。図1-20はこの中の一つの試験で観測された実験データの例です。この実験では溶融した炉心燃料がステンレス製ダクト構造を破り、炉心周辺(この試験では下方向)へと流出してナトリウムと混合して冷却される過程が実現されています。図に示した熱電対データのほかにボイド計(ナ

炉心溶融事故時に溶融した物質が炉心周辺へと移動する状況のイメージ

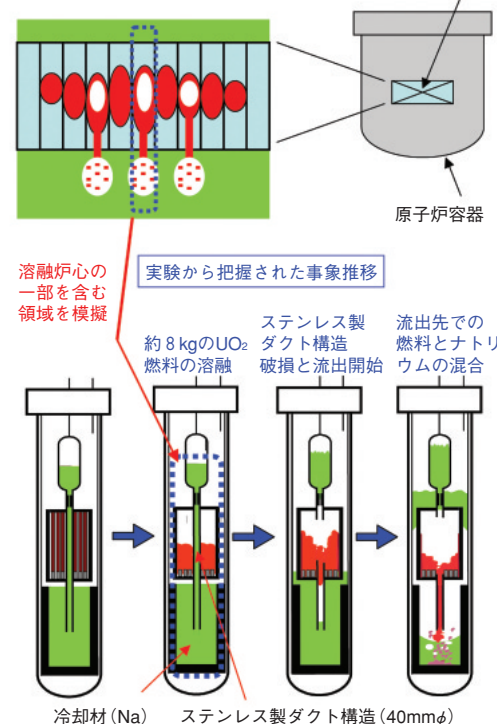


図1-19 炉心溶融事故状況の模擬概念

トリウム内の気泡を検出)や圧力計、音響計などの多様なデータが得られており、ステンレス製ダクト構造の破損と、ダクト内のナトリウムが溶融燃料との接触によって炉心部分から下方向へと押し出され(上部の熱電対から順々に温度上昇をとらえています)、その後溶融燃料が流出している様子をとらえることができました。

従来FBRの炉心溶融事故については、大量の溶融燃料が炉心に溜まったままとなり、これが自由に流動することで出力が急上昇する可能性を考え、このような状況を想定した安全評価を行ってきましたが、EAGLEプロジェクトの試験研究によって、溶融した燃料は炉心周辺へと流出しやすく、炉心部分に大量の溶融燃料が留まる可能性は小さいことが示されました。このようにして得られた新たな知見に基づくと、従来の安全評価は保守的(より厳しい)条件で評価していたことが分かり、また燃料流出が容易になるような設計を積極的に採り入れることでこのような出力急上昇の問題が排除できるとの見通しが得られています。

●参考文献

Konishi, K., Toyooka, J., Kamiyama, K., Sato, I. et al., The Result of a Wall Failure In-Pile Experiment under the EAGLE Project, Nuclear Engineering and Design, vol.237, issue 22, 2007, p.2165-2174.

1-7 SGで伝熱管が破損したときの複雑な現象を解析する —SG安全評価のためのナトリウム-水反応現象数値解析コード開発—

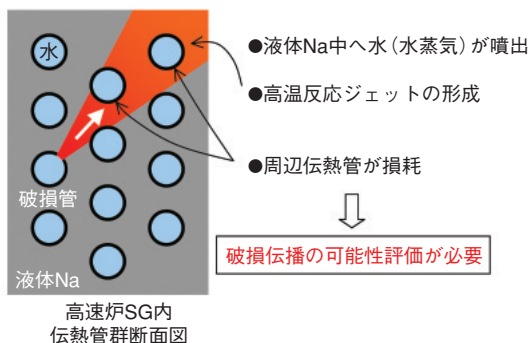


図1-21 伝熱管破損によるナトリウム-水反応現象の発生

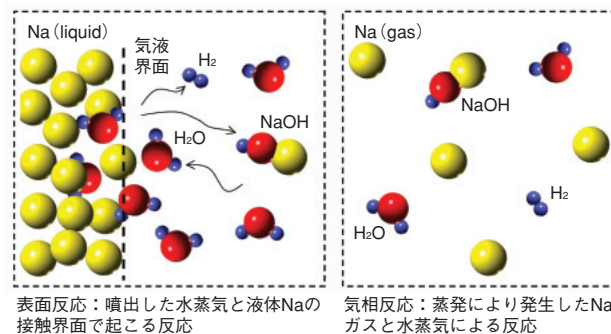


図1-22 2種類の化学反応機構

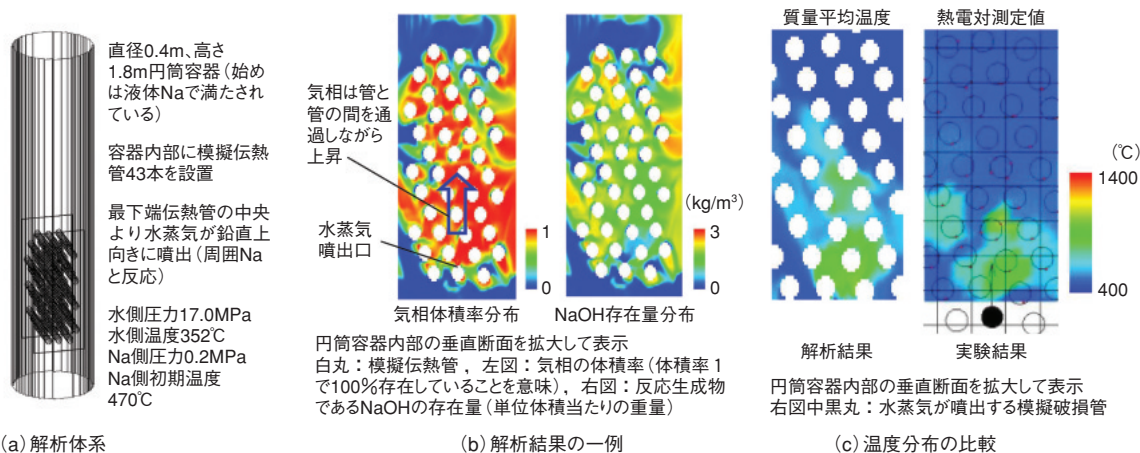


図1-23 SERAPHIMコードの検証解析

ナトリウム冷却FBRの蒸気発生器(SG)内部で伝熱管が破損した場合、管内を流れる水または水蒸気が破損口から噴出し、ナトリウム(Na)-水反応現象が発生します(図1-21)。このとき、高温・高流速(数100~1000℃以上、数100m/s)となる反応ジェットの影響により破損部の周辺に存在する伝熱管も損傷(破損伝播)する可能性があることから、その現象解明はSGの安全評価において重要な課題となっています。本研究では、現象評価手法開発の一環として、Na-水反応現象が発生した場合の流速、温度、濃度場などを予測する数値解析コードSERAPHIMを開発しました。

SERAPHIMは、Na-水反応を伴う圧縮性多成分混相流現象を対象とする解析コードです。混相流の解析モデルとしては多流体モデルを採用しています。また、成分の移流・拡散や圧縮性を考慮するための解析手法も導入しています。化学反応に関しては、図1-22に示す2種類の反応機構をモデル化しています。破損口から噴出した水蒸気と液体Naの接触界面で起こる反応を表面反応と呼んでおり、その進行は接触界面への水蒸気拡散輸送速度

に律速されるとしてモデルを構築しました。一方、液体Naは反応熱によって一部が蒸発すると考えられますが、このとき発生したNaガスと水蒸気の間で起こる反応が気相反応です。気相反応については、反応速度定数をアレニウス型の評価式により評価する解析モデルを構築しました。

SERAPHIMコードの温度場再現性を検証するため、過去に行われたNa中水リーク試験を対象として検証解析を実施しました。図1-23(a)に示すとおり、円筒容器の内部に満たされた液体Na中に、模擬伝熱管の最下部に設けられたノズルより水蒸気が鉛直上向きに噴出します。SERAPHIMコードを用いて解析を実施することで、気相体積率分布や反応生成物の存在量分布(図1-23(b))、温度分布(図1-23(c))、流速分布など実験では計測が困難な物理量を予測することができます。図1-23(c)には、試験と解析両者で得られた温度分布を比較して示しています。この図のとおり、高温領域の分布や体系内最高温度が試験結果と良く一致することを確認しました。

●参考文献

Takata, T., Yamaguchi, A., Uchibori, A., Ohshima, H., Numerical Investigation of Sodium-Water Reaction Phenomenon in a Tube Bundle Configuration, Proceedings of 2007 International Congress on Advances in Nuclear Power Plants (ICAPP 2007), Nice, France, 2007, Paper 7510, 8p., in CD-ROM.

1-8 晶析技術による効率的ウラン回収システムの開発

－実用化に向けた晶析システムの開発状況－

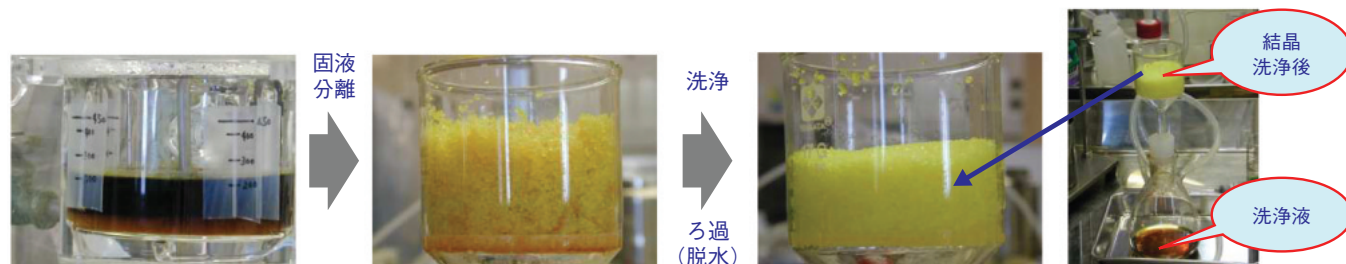


図1-24 晶析操作の概要（ウラン-模擬FP溶液における晶析操作）

冷却ジャケット付のガラス製容器に溶解液を仕込み、攪拌させながら冷却することで、黄色の結晶生成物（硝酸ウラニル結晶）が得られます。また、回収した結晶を洗浄、ろ過（脱水）することで結晶に付着した不純物（母液）の多くを除くことができます。



図1-25 晶析装置開発
晶析槽（約30cm径×90cm）中の溶解液5ℓを冷却し、生成した結晶（粒径：700～800μm）をスクリューにより上方へ移送する状況を示しています。装置の一部は観察のため透明樹脂製としています。

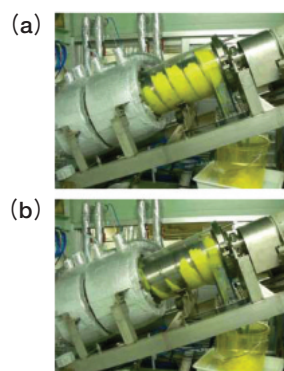


図1-26 非定常事象発生時の性能試験

結晶の装置内堆積が起こるように、人為的に回転数を下げています。閉塞確認後に、計装設備による検知を確認し、手動により装置を停止しています(a)。復旧操作後には、閉塞物が除かれています(b)。

次世代の再処理技術に対しては、安全性の向上と高い経済性が要求されており、晶析技術は使用済燃料溶解液からウランを効率的に回収するための要素技術として注目されています。この晶析法とは、溶質の溶解度の差を利用した元素分離技術であり、特別な試薬を添加することなく濃度と冷却温度を制御することで、溶解液からのウラン回収が可能な技術であり、一般的なウランの回収技術である溶媒抽出法と較べて小型で単純なシステムが構成できます（図1-24）。また、有機溶媒を用いないため、再処理工程における有機廃液の発生量が低減でき、経済性と安全性に優れたシステムが期待できます。

原子力機構では、1990年代より高レベル放射性物質研究施設（CPF）や国内外の研究フィールドにおいてプロセス開発を実施してきており、ホット試験によるプロセス研究、工学規模装置による装置開発、システム及び周辺技術の開発を進めることで、2010年までに晶析システムとしての成立性を確認することを目的としています。

プロセス開発としては、実溶解液を用いてウラン晶析試験を行い、ウラン回収率の制御性、プルトニウム及び核分裂生成物（FP）の挙動及び除染性能の特性を把握し、現在、除染データの拡充を図るとともに回収後の硝酸ウラニル結晶の精製方法についての検討を進めています。

実用化に向けて重要となる装置開発の面については、臨界安全性、処理能力、保守性などの点から、各種の装

置構造の検討を経て、最も有望なものとして、回転キルン型連続晶析装置を選定しました（図1-25）。この晶析装置は、スクリュー付きの円筒を内部に配置し、周囲に冷却ジャケットを有した二重円筒構造であり、全体を傾斜して設置します。装置内では、冷却された溶液中に硝酸ウラニル結晶が生成します。この結晶をスクリューで回転しながら溶液から分離し回収します。晶析装置の開発としては、定常時及び非定常時の装置特性を調べるため、図1-25の小型工学規模試験装置を用いて、試験を進めています。これまでに、結晶の装置内堆積、結晶出口あるいは母液出口の閉塞事象に対する性能を調べています。結晶の装置内堆積に関しては、計装設備であるトルク計などによる検知が可能であり、原料供給停止後に段階的に回転数を上げることで復旧することを確認しています（図1-26）。また、母液出口の閉塞については、母液液位の上昇、結晶スラリー排出液量の上昇を監視することで、閉塞を事前に検知できることを確認しております。今後は、晶析装置の運転、監視のため、計装設備の開発も進めていきます。

本研究は、経済産業省の革新的実用原子力技術開発提案公募事業「プルトニウム・ウラン共晶析法による簡易再処理システムの開発」及び文部科学省からの受託研究「晶析工程における結晶精製技術に関する研究開発」の成果の一部を含みます。

●参考文献

Ohyama, K., Nomura, K. et al., Development of Uranium Crystallization System in “NEXT” Reprocessing Process, Proceedings of International Conference on Advanced Nuclear Fuel Cycles and Systems, Boise, USA, 2007, p.1461-1466, in CD-ROM.

1-9 マイナーアクチニド回収の実用化に向けて ー抽出クロマトグラフィーによる分離回収システムの開発ー

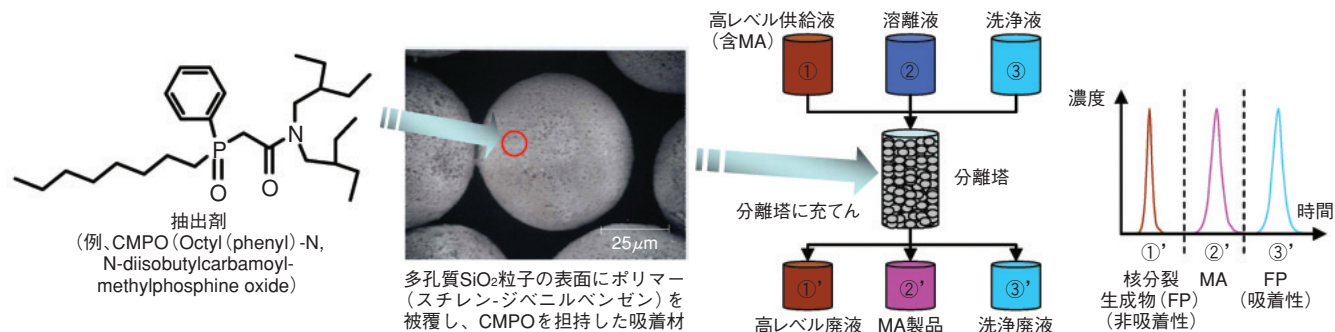


図1-27 抽出クロマトグラフィーによるMA分離回収

分離塔にはSiO₂-P粒子に抽出剤を担持した吸着材を充てんします。この分離塔へMAを含む溶液(①)を供給することによりMAを吸着します。その後、適切な組成の溶液(②)を供給してMAを吸着材から溶離させ、溶液に回収(②')します。他元素との分離を向上させるため、抽出剤の異なる吸着材を充てんした複数の分離塔を使用する場合もあります。



図1-28 要素試験装置分離塔
内径48cmのステンレス鋼製の分離塔です。温度調整機能(保温ジャケット)や各種センサーの挿入口を有します。

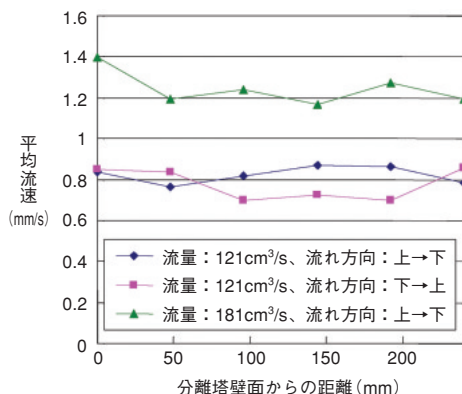


図1-29 分離塔内における流速の変化
内径48cmのカラムでは、流量を121cm³/s、流れの方向を下方向とすることによりほぼ均一な流速の分布が得られます。なお、流量121cm³/sはMA処理(回収)量として約1.7kg/dに相当します。

マイナーアクチニド(MA)の分離回収技術は、各国で実用に向けて溶媒抽出法を中心とした研究開発が進められています。一般に溶媒抽出法は抽出剤を溶剤に希釈して使用するため、これに付随する多種・多量の廃液の発生を抑制することが望まれます。抽出クロマトグラフィーは、溶媒抽出法のような希釈剤を必要とせず、抽出剤を固体粒子(担体)に固定(担持)して使用するため、MAを高密度に取り扱える可能性があり、より経済性に優れたシステムが構築できるものと期待されます。このような抽出クロマトグラフィー技術について、工学規模における分離回収プロセス、装置及び関連する遠隔運転保守技術を構築し、その基本性能を確認することを目的として、研究開発を進めています。

使用する吸着材の担体としては、安全性や処理性能などの観点から優れた性能を有するSiO₂-P粒子(多孔質のSiO₂粒子にスチレン-ジビニルベンゼン高分子を被覆した粒子)を選定しました(図1-27)。この担体に、溶媒抽出向けに開発されたCMPOなどの抽出剤を担持した数種類の吸着材を対象に、MAなどの分離性能評価、耐酸性や耐放射線性などの安全性評価、また、使用後の吸着

材の処理方法の検討を進めています。これまでに各吸着材についてMAの安定した分離回収が可能となる条件などを取得・蓄積しており、これらを踏まえて各吸着材を用いたMA回収フローシートの構築及び相互比較評価を行う計画です。

実用化に向けて重要となる機器開発の面からは、分離塔内における水溶液や放射線分解ガス、吸着材などの流動性や温度制御性、繰返し運転時の性能を調べるため、工学規模の要素試験装置を製作し、試験を進めています(図1-28)。これまでにMAの安定的な分離回収に必須である分離塔内における溶液の均一な流れの確保が可能であることを確認しました(図1-29)。

並行して進めている計装制御システムの構築や運転保守における遠隔操作性に関する検討結果をあわせ、分離性能、安全性、計装・制御及び遠隔運転保守にかかわる基本性能を工学規模試験などにより総合的に確認・評価していきます。

本研究は、文部科学省からの受託研究「抽出クロマトグラフィー法によるマイナーアクチニド回収技術の開発」の成果の一部を含みます。

●参考文献

Koma, Y., Watanabe, S., Sano, Y. et al., Extraction Chromatography for Am and Cm Recovery in Engineering Scale, Proceedings of 3rd International ATALANTE Conference (ATALANTE 2008), Montpellier, France, 2008, O1-19, p.8, in CD-ROM.

1-10 簡素化ペレット法燃料製造技術の実用化に向けて —マイクロ波加熱脱硝転換・造粒一元処理技術の開発—

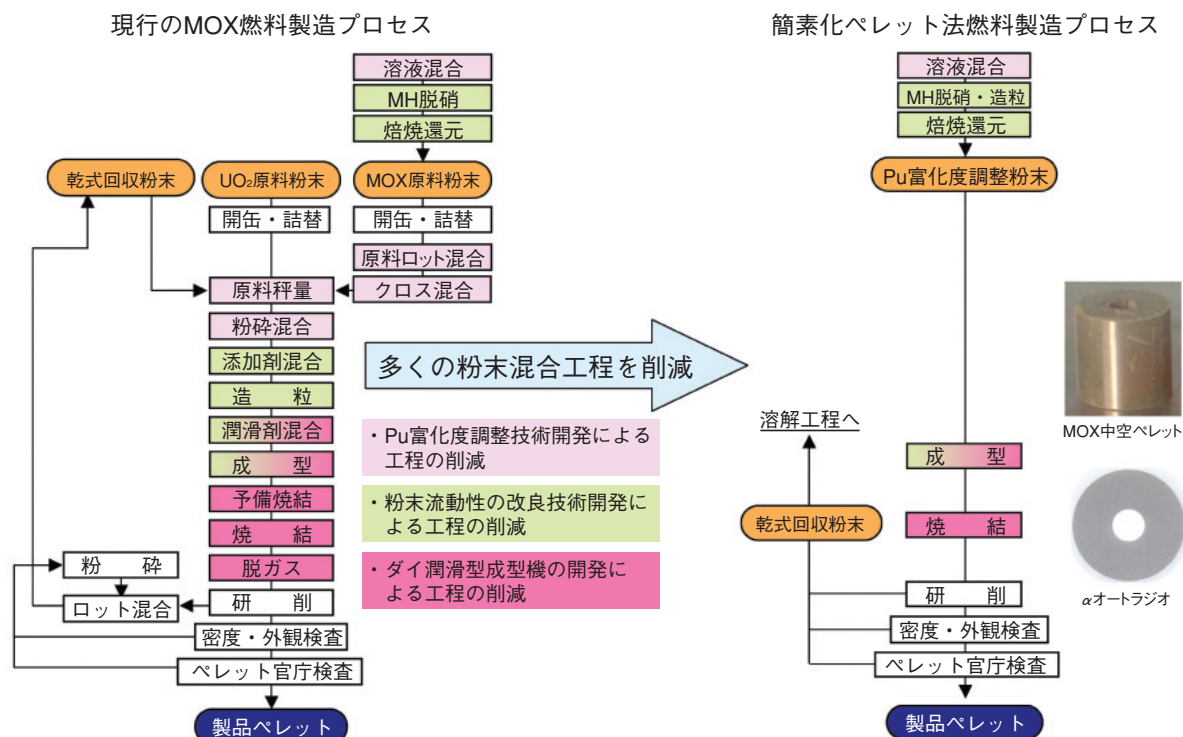


図1-30 簡素化ペレット法燃料製造プロセス（現行MOX燃料製造との比較）

簡素化ペレット法燃料製造プロセス（右図）は、現行のMOX燃料製造プロセス（左図）と比較し、粉末混合工程等が削減されることから製造プロセスが簡素化されます。

将来に向けてFBR燃料製造技術を実用化するためには、混合酸化物（MOX）燃料製造に係る経済性をより向上させる必要があります。

簡素化ペレット法燃料製造プロセスでは、現行の粉末混合によるPu富化度調整から溶液段階での混合調整への変更に加えて、新たな造粒技術やダイ潤滑機構の成型技術を採用することにより、製造プロセスが現行の約1/3にまで短縮され、飛躍的に簡素化できるというメリットがあります（図1-30）。

第一の特徴は、現行の機械的な粉末混合工程を削減するために、溶液段階でPu富化度調整を行うことです。溶液段階でのPu富化度調整については、模擬物質を用いた送液試験の結果から、現行の送液システムに定量供給槽を追加することで所定の精度内（±2.5%）で混合できることを確認しました。更に、Pu富化度調整溶液（Pu/U＝3/7）のマイクロ波加熱脱硝粉末（Pu富化度調整粉末）を用いて製造したペレットの金相を観察すると、Puスポットが全くないことが確認できました。この結果から、溶液段階でのPu富化度調整により得られるMOX粉末のPu、Uの均一性は現行法と同等以上であると考えら

れます。

第二の特徴は、ペレット成型用金型へのMOX粉末の充てんをスムーズに行うために、Pu富化度調整粉末を得る過程において造粒を実施して粉末の流動性を向上（Carr指数60以上）することです。造粒には高速攪拌法が有効であり、有機系の結合剤ではなく、水を使用（10数%添加）することにより、十分な流動性を有する顆粒を得ることができます。このMOX粉末を用い、現行法とほぼ同等な圧力で成型、焼結して得たペレットの焼結密度は所定の値（95%TD）を達成しました。

上記のMOX粉末を用い、ダイ潤滑機構による成型で中空ペレットを試作し、実験室規模ではありますが簡素化ペレット法燃料製造技術に関する成立性を確認しました。

今後は、現在整備を進めている小規模MOX試験設備において脱硝転換・造粒及びダイ潤滑成型、焼結・O/M調整に係る技術開発試験を実施し、2010年に予定されている革新技術の採否判断に向け、簡素化ペレット法燃料製造プロセスの工学規模での成立性に係る技術的な裏付けとなるデータを取得する計画です。

●参考文献

Suzuki, M. et al., Development of FR Fuel Cycle in Japan(3) -Current State on Unified Technology of Denitration Conversion and Granulation for Simplified Pellet Fuel Fabrication Based on Microwave Heating-, Proceedings of 2008 International Congress on Advances in Nuclear Power Plants (ICAPP '08), Anaheim, CA, USA, 2008, p.2036-2045, in CD-ROM.

1-11 TRU燃料製造における発熱対策

—TRU燃料製造システムのための発熱対策の概念設計研究—

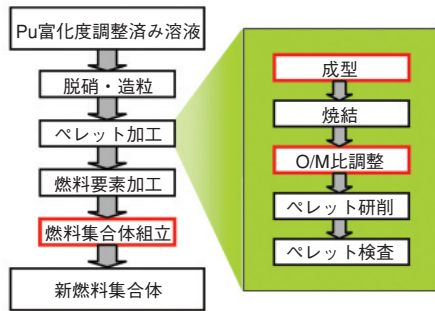


図 1-31 簡素化ペレット法燃料製造プロセス

簡素化ペレット法燃料製造工程の中で特に除熱対策が重要な工程を赤で示しています。

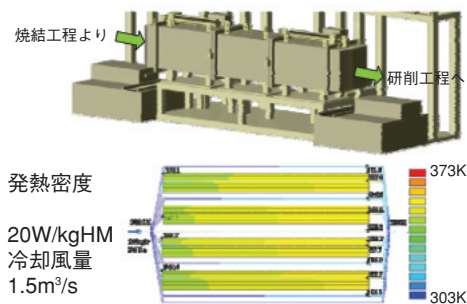


図 1-33 O/M調整炉概念と取出し時温度評価結果

バッチ式のO/M調整炉を用い、酸素を極低濃度に制御します。処理後のペレットが再酸化しないように、送風冷却する設計としました。熱流動計算によりペレット最高温度が358K以下となる風量を求めました。

将来のFBR燃料として、アメリシウム、キュリウムといったマイナーアクチニド (MA) を燃料サイクルの中に閉じ込めることで環境負荷の低減を図るTRU燃料が検討されています。TRU燃料は含有するMAの崩壊により数10W/kgHM (kgHMとは核燃料物質中の重金属成分重量) という高い発熱量を示します。燃料の発熱は燃料粉末・ペレットの酸化、被覆管の酸化、集合体組立時の機械的干渉の原因となります。このため、TRU燃料製造のためには燃料を冷却する必要があります。簡素化ペレット法による燃料製造工程において、燃料の発熱が問題になるのは、成型工程の粉末供給ホッパ、O/M比 (酸化物中の酸素と金属の原子数比) 調整炉からのペレット取出し、集合体組立時の燃料要素バンドルと考えられます。

そこで、これらの工程における除熱システムの概念検討を行い、熱流動計算による評価を行いました。図 1-31 は、簡素化ペレット法のプロセスフローを示しています。

検討に当たって、まず燃料製造工程における温度制限値を暫定的に、燃料粉末及びペレットについては空气中85℃、不活性ガス中200℃、燃料要素及び燃料集合体については空气中で被覆管表面300℃と設定しました。

次に除熱方法の検討を行いました。粉末供給ホッパは内部を不活性ガスで置換し、外側に放熱フィンをつけて

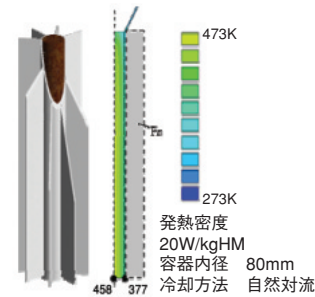


図 1-32 粉末ホッパ概念と温度評価結果

崩壊熱の蓄積を抑えるため、細長・フィン付き粉末ホッパとしました。熱流動計算により粉末最高温度が473K以下となる容器寸法を求めました。

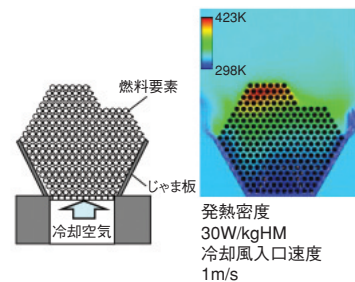


図 1-34 集合体組立時の除熱概念と燃料要素バンドル温度分布評価結果

集合体組立は燃料要素の取り扱いが容易な横置き方式とし、下面から燃料要素バンドル内に冷却風を流す設計としました。熱流動計算により、被覆管の表面最高温度が573K以下となる冷却風速を求めました。

自然冷却することとしました (図 1-32左)。O/M比調整炉からのペレット取出し時には、還元雰囲気中で85℃まで冷却した後、O/M調整炉の内部に冷却空気を流しながらペレットを取り出すこととしました (図 1-33上)。また、集合体組立時には燃料要素バンドルの下面からバンドル内に冷却空気を吹付けて冷却することとしました。このとき冷却風がバンドル側面から逃げてしまわないように、じゃま板 (Baffle panel) を設けました (図 1-34左)。

そして、これらの検討を基に、熱流動計算を行い燃料の温度分布を評価しました (図 1-32, 図 1-33, 図 1-34)。この計算に当たり、特に燃料要素バンドルについては、多数の被覆管とそれに巻き付けられたワイヤが複雑な流路を構成することから、最大約500万メッシュの詳細なモデルによる評価と2万メッシュのモデルによる評価とを組み合わせました。発熱密度や冷却条件をパラメータにして計算を行い、燃料または被覆管表面の最高温度が制限温度を超えない容器寸法や冷却条件を確認しました。

これらの検討及び評価によって、発熱密度20W/kgHM程度の燃料に対しては、自然冷却及び強制冷却を組み合わせることによって制限温度以下に冷却できる見通しが得られました。

●参考文献

Kawaguchi, K. et al., Conceptual Study of Measures against Heat Generation for TRU Fuel Fabrication System, Proceedings of International Conference on Advanced Nuclear Fuel Cycles and Systems (GLOBAL 2007), Boise, USA, 2007, p.290-295, in CD-ROM.

地層処分の技術と信頼を支える研究開発

地層処分は、原子力発電に伴って発生する高レベル放射性廃棄物を、何万年という超長期間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。我が国では、まず処分する放射性物質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とします。これを金属製のオーバーパックに封入した上で、地下300m以深の安定な岩盤内に粘土（緩衝材）で包み込んで埋設するのが地層処分です（図2-1）。現在、2035年頃の操業開始を目標に、実施主体である原子力発電環境整備機構が、全国の自治体に対して処分候補地の公募を行っているところです。

地層処分は、候補地の選定から処分場の建設・操業、閉鎖に至るまでに100年を要する長期事業であるため、国が責任を持って継続的に技術基盤を強化し、信頼を高めながら段階的に意思決定を図っていくことが重要です。そのような長期にわたる国家的な事業を技術的に支えていくため、私たちは、様々な観点からの研究開発を進めています。

まず、地層処分の舞台となる深地層を総合的に調べるため、花崗岩と堆積岩を対象とした二つの深地層の研究施設計画を進めています（図2-2）。既に、地上からの調査段階を終了し、2007年9月に地上からの調査に関する成果報告会を開催しました。現在、坑道を掘削しながら、地上からの調査技術やモデル化手法の妥当性を確認しています。また、深地層環境の長期的な安定性を評価するため、断層活動や火山活動などの天然現象に関する研究を併せて行っています（トピックス2-7、2-8）。

一方、茨城県東海村では、人工バリアの長期性能や放射性物質の溶解・移行に関する実験データなどをもとに、深地層の研究施設で得られる情報も活用して、地層処分の工学技術や安全評価のための手法の高度化を図っています。2007年度には、オーバーパックの長期健全性を裏

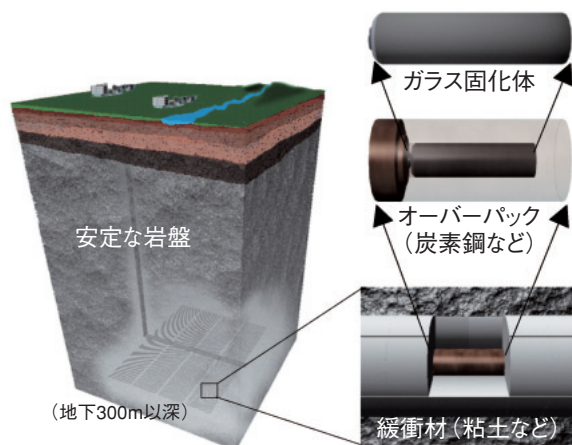


図2-1 地層処分システムの基本概念

打ちするデータの整備（トピックス2-3）や安全評価のシナリオ構築支援ツールFepMatrixの公開（トピックス2-4）などを進めました。

また、このような研究開発成果に基づき、地層処分の安全性を支える様々な論拠や科学的知見などを知識ベースとして体系的に管理・継承していくため、知識管理システムの開発を進めています。2007年度までにシステムの設計を終了し、2008年度からシステム構築を開始しました（トピックス2-1）。

地層処分事業については、2008年4月に国の基本方針と計画が改定され、研究開発機関も深地層の研究施設の公開などを通じて国民との相互理解促進に貢献していくべきとの方針が明示されました。また、併せて処分地の選定に向けたスケジュールが変更されました。今後の研究開発については、このような事業の動向などを踏まえて最適化を図りながら、タイムリーに成果が反映できるよう、着実に進めていきます。



図2-2 原子力機構の研究開発施設

2-1 地層処分技術の知識の活用に向けて ー知識マネジメントシステムの詳細設計ー

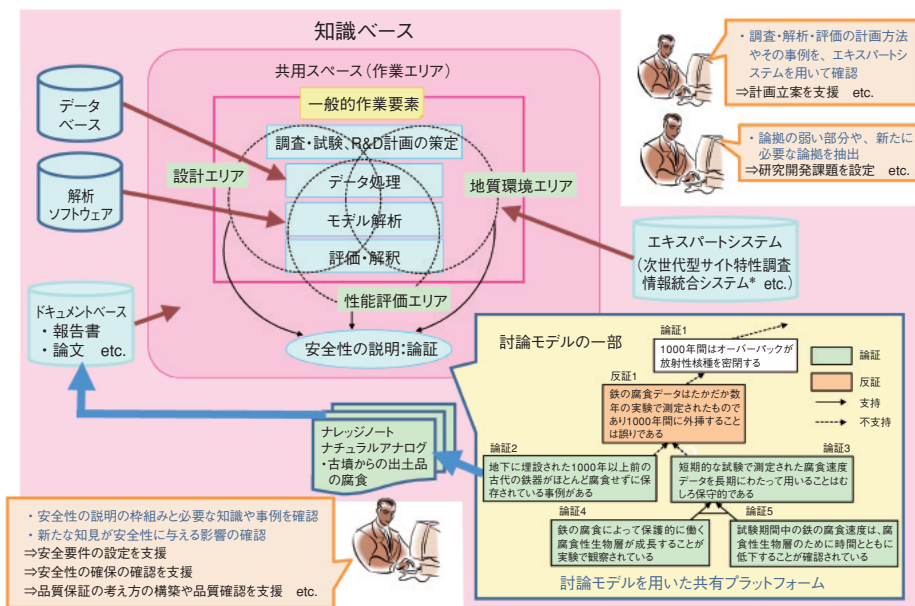


図2-3 知識マネジメントシステムの詳細設計概要（*については資源エネルギー庁受託事業として実施）

放射性廃棄物の地層処分の特徴は、将来数万年といった極めて長い時間を対象として安全を確保しようとする点にあります。こうした超長期間にわたる安全性を実際に体験することは無理で、様々な証拠に基づく説明を社会に納得してもらう必要があります。その説明が信頼に足るものとなるためには、その基となる科学技術的な知識基盤が確かなものであることが不可欠です。地層処分の研究開発はこうした知識基盤を適切に整え、その成果によって技術の信頼性を高めることを目的としています。

地層処分の安全性の説明は、多くの学問分野の多量の知識がかかわる複雑な構造です。主要な部分だけでも報告書にすると数千ページにも及ぶ膨大な情報を含んでいます。また、関連する知識は数10年以上にわたる処分事業期間のうちに急激に増加し続けることは想像に難くありません。こうした新しい知識も取り入れながら安全性の説明が信頼に足ることを継続的に示していくためには、多様な知識を常に活用できるよう体系的に蓄積しておくことが重要です。

研究開発成果は、データベース、解析用ソフトウェア、技術報告書といった知識基盤として取りまとめられ、研究の進展によって得られる新たな知見を反映してその更新が行われています。こうした成果が地層処分の安全性の説明にどのように貢献しているかについても適宜検証され意義を確認しつつ研究開発が進められています。こうした検証に当たっては、新たな知見が安全性の信頼性を向上させているか、あるいは逆に疑問を呈することになっていないかといったことを注意深く検討します。これは非常に手間のかかる作業で、単に多量な情報の中

から個別の知識を利用するだけでなく、安全性の説明の枠組みの中でこうした知識を位置づけ、関係者間で共有するための新たなプラットフォームを構築することが必要です。

このように地層処分技術の鍵となるのは知識の適切な管理です。開発中の知識マネジメントシステムでは、「地層処分は長期的に安全である」という主張に関する説明を、主張の根拠となる種々の「論証」とある論証に対して考える「反証」との連鎖で表現（討論モデル）し、知識ベースに格納されている地層処分技術に関する様々な知識が、安全性の説明という観点からどのように利用されているかをユーザーが理解できるように工夫しました。

これにより、新たな知見が安全性に与える影響を理解した上で課題を設定し、これを解決するために必要な調査や試験、解析あるいは研究開発を論ずることによって効果的な知識創出のための計画策定を行うことが可能となります。こうした作業は専門家の経験やノウハウなどいわゆる暗黙知に依存する部分が大きいのですが、それらをできるだけ引き出して、エキスパートシステムとして組み込むことによって、作業の効率性や品質の向上、こうした経験やノウハウの次世代への継承をできるだけ高めるようにしています（図2-3）。このような考えに基づいて、最新の知識工学的手法を適用してインテリジェント化を図った知識マネジメントシステムの詳細設計を完了しており、今後は更にユーザーのニーズを抽出し、その具体的な反映などの施策を行いながら2010年度を目途にプロトタイプを開発する計画です。

●参考文献

大澤英昭ほか、地層処分技術に関する知識マネジメントシステムの設計概念、火力原子力発電、vol.621, no.6, 2008, p.26-33.

2-2 緩衝材基本特性データベースの公開

—多彩な機能を有する緩衝材特性データの集約—



(a) データベースのトップページ
地層処分場の操業をイメージした動画が見られます。



図 2-4 緩衝材基本特性データベースの表示例

人工バリアのうち低透水性、核種収着性、コロイドろ過性など、放射性核種の移行抑制上、多彩な機能を有する緩衝材に関して、設計や長期挙動評価で必要となる基本特性データの取得を行っています。これまで地層処分場の設計においては、与えられた地質環境条件に対して、その都度データの洗い出しや、必要に応じ複雑で手間のかかる試験を行い設計データの取得や設定を行ってきました。しかしながら、今後、実施主体が行う処分場の設計や国が行う安全審査を考慮した場合、それをより適切かつ合理的に実施できるよう、設計などに必要となるデータを体系的に整備しておくことが有益となります。

そこで、設計や緩衝材の長期健全性評価に必要な基盤情報として、緩衝材の候補材料であるベントナイトの透水性、膨潤性、熱伝導性、力学特性などをデータベースとして集約し、2005年度末に緩衝材基本特性データベースの日本語版をホームページで公開し、2006年度末には英語版を公開しています (<http://bufferdb.jaea.go.jp/bmdb/>)。

緩衝材基本特性データベースには、1989年から蓄積してきた各種試験研究の成果が集約されており、乾燥密度、ケイ砂混合率、試験温度、含水比、試験溶液の水質やイオン強度などといった区分で特性ごとにデータの検索が可能です。また、検索したデータは、ホームページ

より容易にダウンロードできるほか、各特性の傾向も視覚的に把握できるよう簡易なグラフ表示機能も有しています。更に、実験に使用したベントナイトやケイ砂、試験溶液の組成に関する情報、実験方法や条件などが記載された関連技術資料なども閲覧できるシステムとなっています (図 2-4)。

現在のデータベースには、約1,820件のデータが格納されており、2007年度末には緩衝材の侵入特性にかかわるデータを新たに追加し、Web公開しました。

緩衝材基本特性データベースの利用は、海外の処分事業実施主体であるSKB (スウェーデン)、NAGRA (スイス)、POSIVA (フィンランド) などのほか、国内外の研究機関、大学、メーカーなど、これまで145件のユーザー登録、データダウンロード利用件数427件、グラフ閲覧件数625件があり、国内外の研究に活用されています。

このように、工学技術の基盤情報として、多彩な機能を有する緩衝材の基本的な特性データに関するデータベースを整備・公開することによって、データの利用価値を高めると同時に透明性も確保してきました。

今後は、最新データによる更新を継続するとともに、より多くのユーザーに利用していただけるよう、利用者の声を反映しつつデータベースの改良を適宜進めていくことを考えています。

●参考文献

Kikuchi, H., Tanai, K. et al., Database Development of Fundamental Properties for the Buffer Material in Japan, Proceedings of International Conference on Nuclear Energy System for Future Generation and Global Sustainability (GLOBAL2005), Tsukuba, Japan, paper no.238, 2005, 6p., in CD-ROM.

2-3 考古学的遺物に学ぶ金属の長期腐食挙動

—地層処分研究への自然界での類似現象の活用—

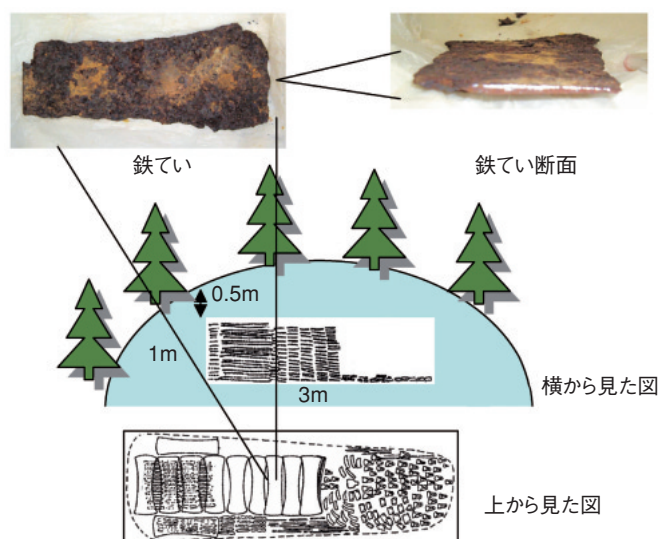


図 2-5 約1500年間埋設されていた鉄ていの出土状況と断面の写真（奈良県大和6号墳）

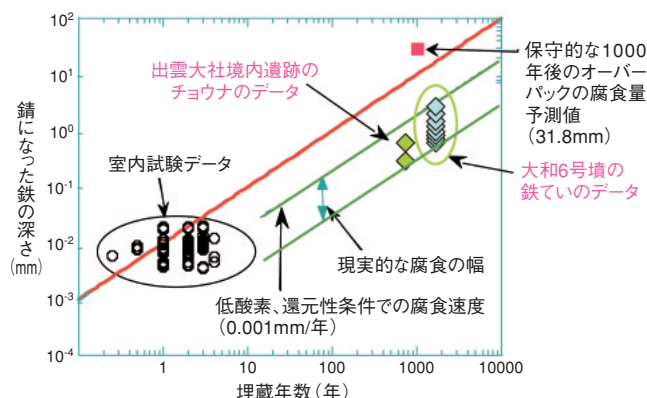


図 2-6 鉄器の腐食データが示す1000年後のオーバーパックス腐食予測値の保守性

地層処分に用いる人工バリアの金属材料（オーバーパックス）の候補の一つである炭素鋼には、1000年以上の長期健全性が期待されています。処分場環境を模擬した低酸素雰囲気での数年間の室内腐食実験を通じて、これまでに1000年間の最大腐食深さは31.8mm（軟岩系岩盤／堅置きの場合）と推定されています。この長期腐食量を傍証するデータとして数100年から1000年以上埋没していた考古学試料の鉄器に着目しました。鉄器の出土状況や埋設環境を評価し、その中から地層処分環境に類似した低酸素雰囲気で腐食した鉄器についての貴重なデータを取得することができたので紹介します。

島根県出雲大社町の出雲大社境内遺跡から、粘土質土壌に覆われて出土した鉄器（チョウナ）が2点発掘されました。同試料について腐食量の調査を実施しました。地層処分ではオーバーパックス周囲を粘土で覆う方法が提案されており、本試料は処分環境と類似したものです。埋設期間は約750年です。

奈良県の大和6号墳からは多数の鉄器、特に872枚の大小の板状の鉄（鉄てい）が出土したことで有名です。その一部20枚の鉄ていを調査しました。埋設環境は残念ながら記録がないので、ほかの遺跡調査から推測すると木棺に入れられ粘土質の土壌で周囲を覆われていたと思わ

れます。図2-5右上に試料の断面写真を示します。現在でも鉄母材が健全であり切断面は金属光沢を放っています。埋設期間は約1500年です。

各試料における鉄器母材の残存鉄の状態や錆の厚さ、密度分布などの内部構造について、X線CT装置を用いて鉄器の断層画像データを取得しました。X線CT測定では、母材の鉄（密度 $\rho=0.8$ ）に対して、鉄腐食生成物の一種であるmagnetite（磁鉄鉱、密度 $\rho=0.4$ ）などの密度差を測定し腐食生成物の厚さを求めます。

図2-6に室内試験による炭素鋼の腐食データと本トピックスで紹介したデータをあわせてプロットしました。■の点は、保守的に見積もられた予測値であるオーバーパックスの1000年後の最大腐食深さ31.8mmを表しています。また、実験により求められている低酸素、還元性条件下での炭素鋼の腐食速度0.001mm/yをグラフに直線で示しました。室内試験データや鉄器の腐食データの分布を考慮して現実的な腐食幅を与えてみると、31.8mmの腐食予想値の保守性が明らかです。

今後、処分場の設計や安全評価のための炭素鋼の長期腐食挙動評価に関する傍証として、考古学的な試料の調査を続けるとともに、室内実験によるデータとあわせて信頼性の高い評価の確立を目指していきます。

●参考文献

Yoshikawa, H. et al., Application of Archaeological Analogues for Repository Safety Case : Arguments Supporting the Waste Container Lifetime, Safety Cases for Deep Geological Disposal of Radioactive Wastes : Where Do We Stand ?, Symposium Proceedings, Paris, France, 2007, OECD-NEA, 2008, p.365-371.

2-4 安全評価体系の現実的な処分環境への適用に向けて —FepMatrixツールを用いた基盤情報の整理と展開—

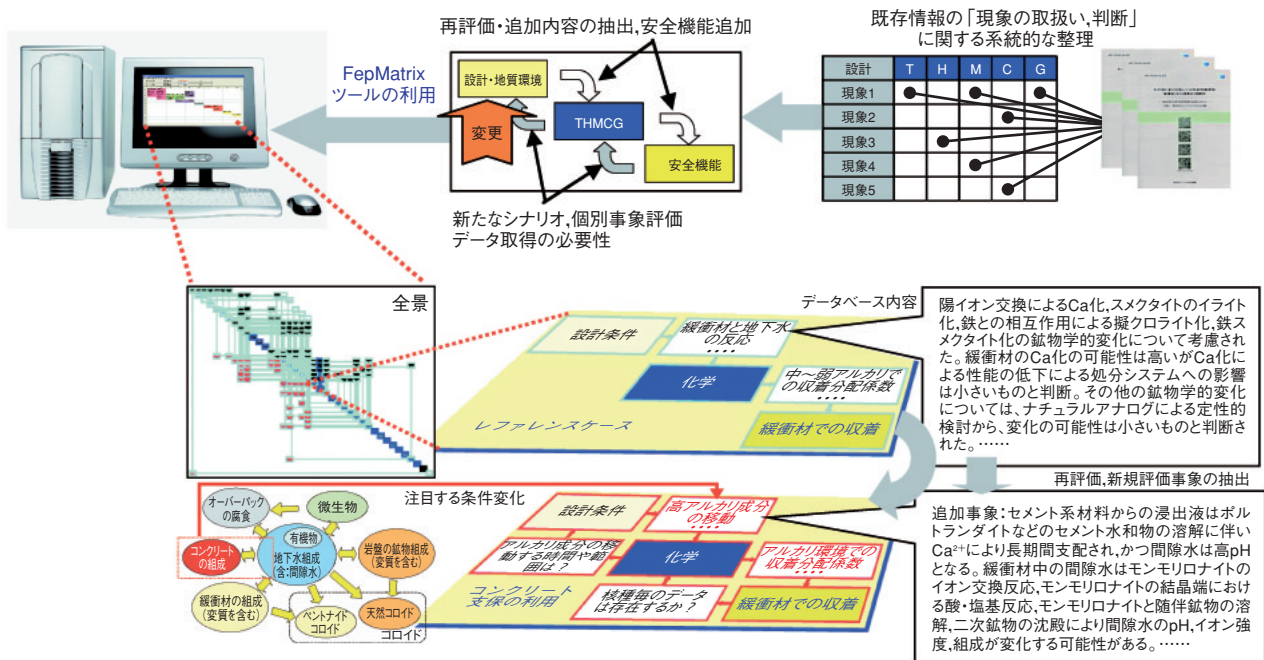


図 2-7 安全評価での情報の受渡しに関する概念とその例示

放射性廃棄物地層処分の安全評価で取り扱う特性や現象は多岐にわたり、地層処分システムの将来像を数10万年に及ぶ時間スケールと巨大な天然の母岩の持つ空間スケールで取り扱う必要があります。安全評価を行う上で、不確実性を適切に取り込むことが重要で、この検討は、多くの専門分野での現象の理解、理解に基づくモデル構築など、安全評価に至る複数の段階において行われます。そこで、安全評価に至る過程を判りやすく、かつ、追跡性を向上するための手法について検討しました。

取り扱う特性や現象は、熱的(T)、水理学的(H)、力学的(M)、化学的(C)なものに大別でき、幾何形状(G)の時間変化とあわせて（以下、総称してTHMCGという）整理することが重要であると考えています。なぜならば、THMCGによる整理を介して、地質環境とそれに適用させた設計に基づく地層処分システムに生じると考えられる長期挙動や安全評価を具体化するためのバリア機能（安全機能と呼ぶ）についての取扱いを系統的に表すことができるからです。このように情報を整理することによって、評価すべき多くの現象についてそれらの相互の関係を踏まえたシナリオの検討が可能となります。この概念の有効性を確認するため、地層処分研究開発の第2次取りまとめの安全評価で設定されたレファレンスケース

にかかわる安全評価の過程についてシナリオ解析ツール FepMatrixを用いて整理を試みました(<http://www.jaea.go.jp/02/press2007/p07061901/index.html>)。FepMatrixツールとは、膨大な数の特性や現象の相関を表形式で計算機上に構造的に整理するために開発した公開ツールです。これを用い第2次取りまとめでの評価において、地質環境条件、設計や懸念される現象の取扱いと安全評価への反映方法について系統的に整理することができました。

例えば、コンクリート支保が必要な岩盤においては、コンクリートからのアルカリ成分が化学環境に与える影響や懸念される現象について、この整理された情報をたどることによって、これまでの安全評価に対する変更点や追加点（例えば、図2-7の吹き出し記述）の抽出が容易となります。また、安全機能の定量的な評価に対する過度な安全側の設定や簡略化を排除する場合には、一連の情報の流れを安全機能からさかのぼることによって、より詳細に検討すべき現象や注目すべきシナリオが容易に抽出できることが分かりました。これによって今後の地質調査結果の更新や設計の変更を想定した場合の安全評価のシナリオ抽出や解析ケースの変更に関する見通しが得られました。

●参考文献

稲垣学ほか、処分環境や設計オプションに対応した性能評価手法の構築(1), JAEA-Research 2008-022, 2008, 37p.

2-5 地層処分技術に関する知識基盤の構築に向けて —地質環境調査にかかわるノウハウや判断根拠の分析・整理—



図 2-8 掘削水トレーサ選定支援エキスパートシステムの開始画面

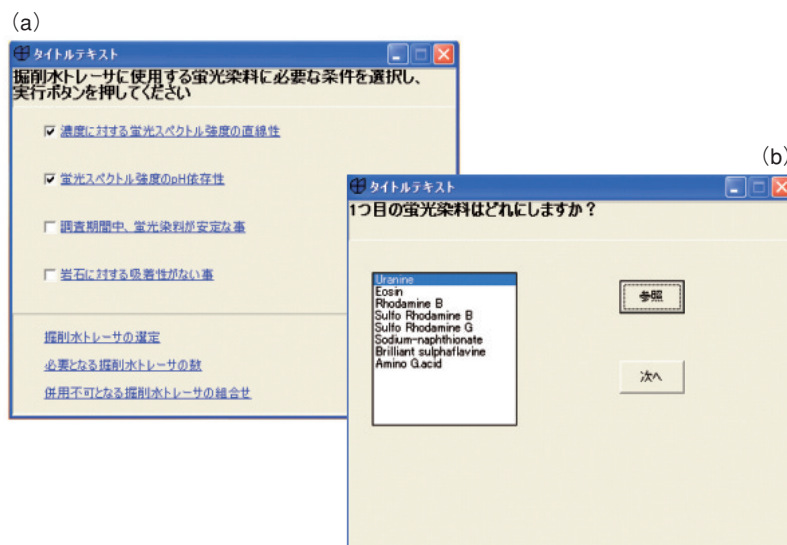


図 2-9 掘削水トレーサ選定における条件の入力画面及び設定結果の例
この例では、四つの選定要件のうち、使用者が二つの条件 ((a)のチェックしてある項目) を選定した際に、その条件を満たす八つの化合物が提案されています(b)。使用者はこの中から使用する化合物を選定します。

地層処分技術に関する研究開発の一環として、深地層の研究施設計画を岐阜県瑞浪市及び北海道幌延町において進めています。このうち、岐阜県瑞浪市において進めている深地層の研究施設計画を超深地層研究所計画と呼び、1996年に本計画にかかわる現地調査を開始しました。2007年には、地表からの調査研究予測段階（第一段階）の研究成果を取りまとめた報告書を公開しました。この報告書は、私たちが第一段階の調査研究として実施した現地調査、モデル化、解析などの結果を総合し、研究対象とする地質環境を調査・評価するための体系的な手法を提示したものです。しかし、調査に使用する手法や機器などの選定、調査位置の決定や調査途中での仕様の変更などについては、その結果は報告書などに記述されるものの、理由や根拠は記述されていないため、調査担当者や研究者の経験や知識としてしか蓄えられることができません。

これらの経験や知識を表出化し、整理することは、地層処分事業の実施主体（原子力発電環境整備機構）などの調査担当者が地質環境調査を実施する際に、判断が必要なケースにおいて、直接参考にできる成果になると考えられます。

そこで、本研究では超深地層研究所計画の第一段階調査研究を対象として、上述のような経験や知識を表出化

させることを試みました。この試みでは、対象とする分野の専門家はもちろんのこと、当該分野の専門家以外の研究者にも活用できるように、判断の流れをif-then形式のルールで整理し、これに基づきエキスパートシステムを構築しました。今回は、7種類のエキスパートシステムを構築しました。一例として、掘削水トレーサ選定支援エキスパートシステムの開始画面を図2-8に示しました。このエキスパートシステムでは、使用者が入力する条件に応じて、超深地層研究所計画での事例に基づき、適切なトレーサを提案します（図2-9）。また、提案したトレーサの基本特性や安全性に関する情報も閲覧することができます。

今回の試みにより、専門家の判断（エキスパートジャッジメント）もルールとして表現できることが分かり、このような方法で知識と経験を整理していくことによって、次世代又はそれ以降の世代にまで知識などを引き継ぐことが可能であることを示すことができました。地層処分のような数10年から数100年にわたる事業では、このような方法による知識の管理が有効であると考えています。

本研究は、平成19年度資源エネルギー庁からの受託研究「地質環境総合評価技術高度化開発」の成果の一部を活用しました。

●参考文献

三枝博光ほか、超新地層研究所計画における地表からの調査予測研究段階（第1段階）研究成果報告書、JAEA-Research 2007-043, 2007, 337p.

2-6 地下水の地球化学データを対象とした品質評価手法の構築 —Evidence Support Logicに基づいた手法の提案—

1. pHの測定値が原位置の値を反映しているか？
2. 掘削水汚染に関する品質評価
 - 3. 人為的トレーサー（蛍光染料等）によって示される掘削水汚染率
 - 4. 天然トレーサーによって示される掘削水汚染率
5. 掘削水汚染以外の品質評価
6. 分析に関わる品質評価
 - 7. pHの測定に関わる品質評価
 - 17. 測定中の物理化学パラメータの安定性
 - 18. 試料保存時の化学的な処理
 - 19. 試料中の二酸化炭素の増減
25. 間接的な指標による品質評価
 - 26. 採水区間以外からの地下水の流入による汚染
 - 27. 地球化学的な品質評価指標
 - 35. 水理学的な指標による品質評価
 - 43. 使用機器に関する品質評価
 - 55. 手法に関する品質評価

図 2-10 pHの品質を評価するためのプロセスモデルの一部
ESLに基づく品質評価手法では、命題となる品質評価項目（ここではpHの測定結果）の品質に関連する項目を網羅的に抽出し、系統的に分類して階層構造を構築します。各階層の末端に具体的な数値を入力することによって、命題が持つ真、偽及び不確実性の確立を算出します。

近年、水資源開発や放射性廃棄物の地層処分研究などの分野において、地下深部の地下水の地球化学的研究が活発になりつつあります。しかし、地下水の地球化学データを得るための調査では、それぞれの調査において調査手法や品質管理方法が異なります。そのため、それらのデータを横断的に利用する場合には、品質の差に起因した問題が生じる可能性があります。この問題を解決し、地球化学データのデータセットから横断的に深部地下水の地球化学データを利用するためには、利用者が要求する品質に応じたデータを抽出できる手法を開発することが有効であると考えられます。本研究では、地下水データの品質を定量的に評価するための品質評価手法を確立することを目的として、Evidence Support Logic (ESL) に基づいた品質評価手法を提案しました。ESLの基本的な考え方は論理演算に類似していますが、論理演算中で用いられる真偽のほか、「不確実性」を加えた三つの要素が用いられます。ESLにおける不確実性とは、評価する命題が真とも偽とも判断できない確率を示します。ESLによる品質評価手法の特徴は、設定した仮説（図 2-10では、測定したpHは実際の地下水の値を示している、ということが仮説となる）を証明するための根拠を抽出し、関連項目によって分類し、階層構造（プロセ

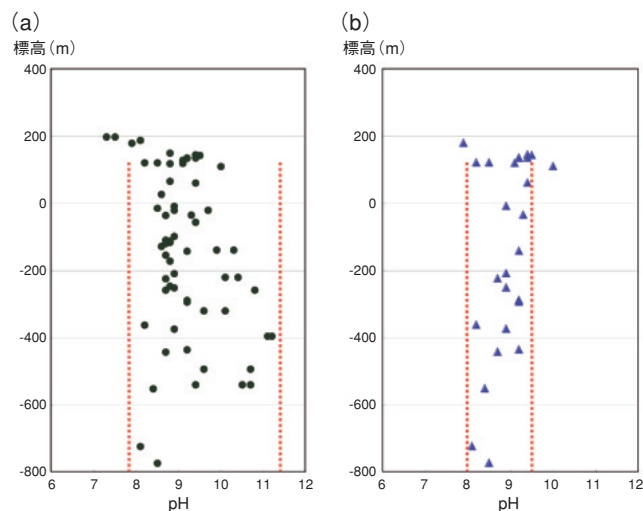


図 2-11 pHの品質評価結果
ボーリング孔より取得したデータの品質を評価しないでプロットした結果(a)に対して、品質評価で一定以上の品質を示したデータをプロットした結果(b)はより狭い範囲にデータが分布しました。

スモデル）（図 2-10）を構築することです。プロセスモデルは命題に示した評価項目の品質にかかわる要因を網羅的に抽出して構築するため、品質評価過程を明示するだけでなく、品質が低い場合には原因を特定し、調査手法を改善するためにも有効です。

当該手法を用いてボーリング孔から取得したpHデータの品質評価を行った結果、全データ（ $n=63$ ）を深度に対してプロットした場合には、pHが概ね8～11の広い範囲で分布したのに対し、一定の品質を満たしたデータ（ $n=23$ ）では概ね8～9のより狭い範囲に分布しました（図 2-11）。一定の品質を満たしていないデータを検証すると、ボーリング孔掘削中に起こり得る地下水に対する汚染や試料採取方法に対して十分な品質管理が行われていなかったことが明らかとなりました。このことから、一定の品質を示したデータはより正確に各深度のpHを表していると考えられ、本研究で提案した品質評価手法の有効性を示すことができました。

本研究の品質評価手法に基づいた地球化学データの品質評価を実施することで、地下深部における実際の地球化学環境を反映した地球化学データを抽出できることを示しました。そのため、本手法は品質評価手法としては有効であると考えられます。

●参考文献

水野崇ほか、地下水の地球化学調査に関わるデータ品質評価手法の提案、日本地下水学会誌, vol.49, no.2, 2007, p.139-152.

2-7 地下からの水素ガス濃度に基づき断層活動の特徴を探る —携帯型水素ガス検知器の開発と適用事例—

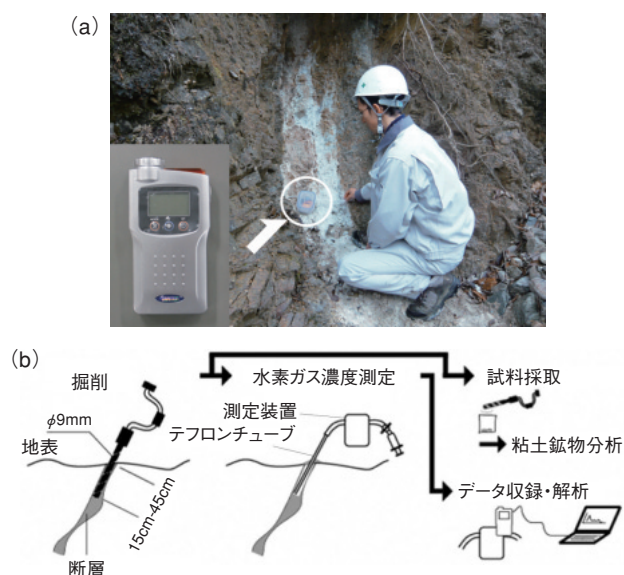


図 2-12 断層破碎帯での水素ガス濃度測定の様子(a)と測定の流れ(b)
測定装置は小さくて軽いため、大掛かりな作業の必要なく容易に測定が可能です(a)。
ドリルで掘削した孔に測定装置につながったテフロンチューブを差し込み、1箇所での測定時間は3～4時間程度です(b)。

断層活動が周辺の岩盤へ及ぼす影響を明らかにするための研究は、高レベル放射性廃棄物の地層処分技術の信頼性の向上に貢献します。断層沿いの岩盤が破碎された領域(破碎帯)は、周囲よりも透水性が高くなる傾向にあり、その分布や特徴を明らかにすることは、断層周辺の長期的な地下水流動の変化を把握する上で重要なことです。私たちはこのような研究開発の一環として、割れ目や破碎帯から放出される水素ガスを利用した調査手法の適用性を検討しています。

活断層直上におけるガス観測により、大気濃度(約0.5ppm)を大幅に超える水素ガスが、地下から放出されていることが過去に報告されています。室内実験などによる検討からは、これらの水素ガスは、地震の震源が分布する地下深部での岩石の破壊に伴って水素ガスが生成されることに起因し、その水素ガスは地下水などとともに割れ目の多い部分を移動して地表に達することが指摘されています。したがって、活断層周辺における水素ガス濃度の分布を広域的に調査することで、割れ目や破碎帯の連続性、地下水の移行経路の存在など、断層周辺の水理学的特徴の把握につながる情報を得ることが期待されます。

我が国に分布する活断層の多くは、数100万年以上に及ぶ長い活動の歴史を有することが知られており、その周辺には活動時期の異なる様々な特徴の割れ目や破碎帯

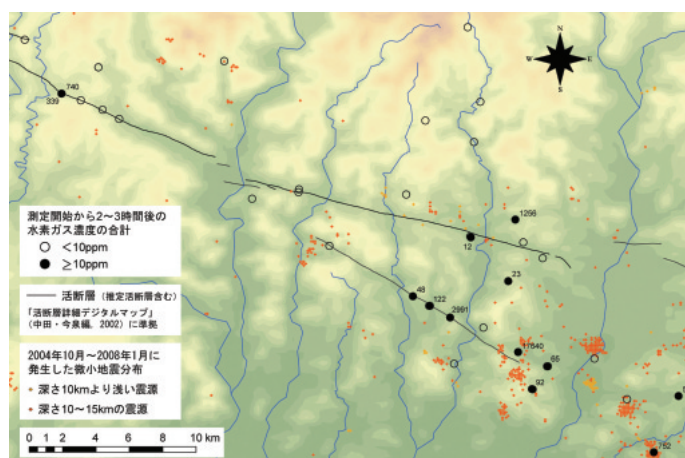


図 2-13 山崎断層周辺における水素ガス濃度分布
測定開始から2～3時間後にかけたの水素ガス濃度の合計(1時間の積算値)が10ppm未満は○印、10ppm以上は●印

が分布しており、そこでの水理特性についても異なることが推定されます。活断層周辺に発達する地下深部から地表に続く地下水経路の存在など水理学的特徴を把握するためには、広域的な水素ガスの濃度分布をとらえる必要があります。しかし、従来の水素ガス測定は、測定装置が大掛かりで、地下から継続的に放出される水素ガスの濃度を正確に把握するために1日以上時間が必要でした。そこで私たちは、携帯型の水素ガス検知器を利用した新たな測定方法を考案し(図2-12)、短期間に多くの地点の測定が可能となりました。

図2-13は、兵庫県に分布する山崎断層周辺における水素ガス濃度分布調査の例です。山崎断層は868年の播磨国地震の時に活動した活断層です。調査結果からは、高濃度水素ガスの放出が継続して確認できた地点は活断層沿いと微小地震の密集している南東部に、高濃度水素ガスの顕著な放出が認められない地点は活断層から離れた地域と活断層の北西部に偏在していることが分かりました。

今後は、この研究で得られた知見を踏まえ、断層やその周辺の破碎帯における測定事例を増やし、水素ガス濃度分布と、断層や破碎帯を含む地質構造の分布・性状との関係の検討から、断層周辺での地下深部から地表へ続く地下水流動経路の存在やその分布についての基礎情報を得ていく調査を行う予定です。

●参考文献

Shimada, K., Tanaka, H., Saito, T., Rapid and Simple Measurement of H_2 Emission from Active Faults Using Compact Sampling Equipments, Resource Geology, vol.58, no.2, 2008, p.196-202.

2-8 地層処分研究開発における将来予測への取組み —地史に基づく数10万年後の地下水流動の長期的変遷の推定—

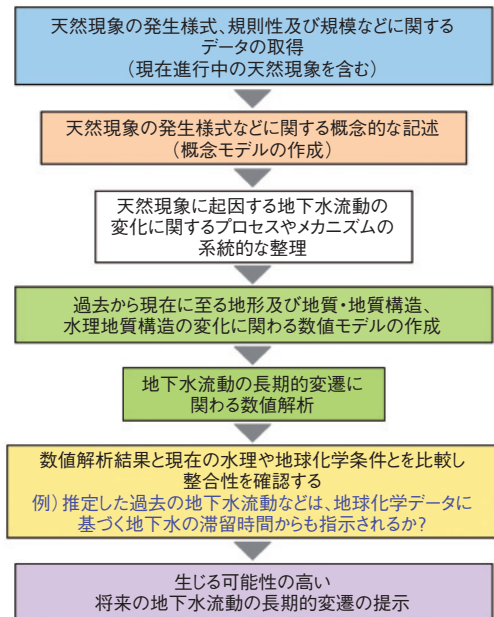


図2-14 地下水流動の長期的変遷を推定するための手順

過去から現在までの地史（地質学的変遷）を把握するとともに、それに伴う地下水流動の変化を推定し、現在から将来にわたる長期的変遷を予測するという研究の進め方を示したものです。

地層処分された廃棄物が、自然過程を介して人間とその生活環境に影響を及ぼす代表的な道筋として、地下水により放射性物質が処分場から人間の生活環境へ運ばれると想定した地下水シナリオが挙げられます。その地下水の流れ方（地下水流動）は、将来の気候・海水準変動による降水量や海岸線位置の変動に加えて、隆起・沈降・侵食に伴う地形・地質構造の変化によって、長期的に変化していくと考えられます。このため、地層処分の長期的な安全性に対する信頼性をより一層向上させる上では、地下水流動の長期的な変化を考慮して安全性を評価することが重要です。そこで私たちは、北海道北部の幌延地域を事例として、気候・海水準変動や隆起・沈降・侵食などの天然現象による変化を考慮して地下水流動の長期的変遷を予測するための調査・解析技術の開発に取り組んでいます。

将来予測の方法は様々ですが、実験が可能な期間よりはるかに長期となる天然現象の予測では、以下の二つが基本となります。一つは、過去から現在までの地史（地質学的変遷）から時間及び空間的な変化の傾向や規則性を読み取り、それらを将来へ外挿し予測する方法です。二つ目は、予測しようとする現象と類似の事例を検討す

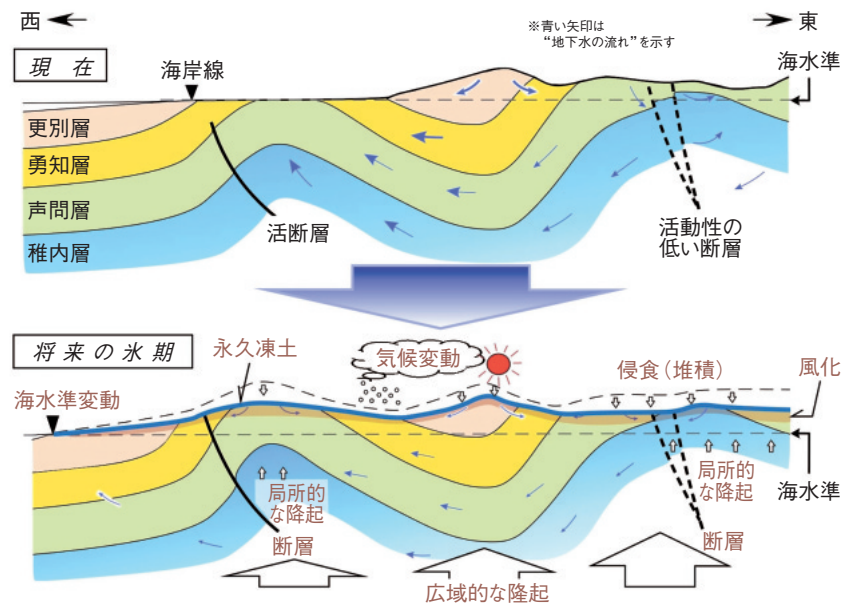


図2-15 幌延地域における地下水流動の長期的変遷の概念図

将来数10万年程度の期間を対象として、氷期における状況を誇張して描いた幌延地域の概念図です。将来の地下水流動に影響をもたらすと考えられる永久凍土の発達や海岸線位置の移動、地形変化など茶色文字で示した天然現象を整理し、現在の地下水流動を基準として将来の地下水流動を推定しています。

ることにより現象の一般化を図り、その類推から将来を予測する方法です。いずれの場合でも、対象地域の地史を把握することが非常に重要です。私たちは、それらの方法を組み合わせて、将来の地下水流動の長期的変遷を予測するための手順を開発しました（図2-14）。これは、過去の地質学的変遷とそれに伴う地下水流動の変化を推定し、過去から現在までの傾向と規則性は将来ともに継続すること及び将来の天然現象は過去と同様の様式で発生することを前提として、現在から将来にわたる長期的変遷を予測するという方法論です。

幌延地域の地史に基づく、氷期には、永久凍土の発達と降水量の減少による地下水の涵養量の低下に加えて、地形変化と海水準の低下による動水勾配の変化により、地下水の流速や流動経路が変化するものと推定されます（図2-15）。これまでに、それら天然現象による変化を考慮した地下水流動解析を行い、過去から現在までの地下水流動の長期的変遷を推定しました。

今後は、地史に基づいて推定した過去から現在までの地下水流動の変遷について、ボーリング調査などにより得られた地下水の地球化学データ（地下水水質など）との整合性を確認していく予定です。

●参考文献

新里忠史ほか、北海道北部、幌延地域における後期鮮新世以降の古地理と地質構造発達史、地質学雑誌, vol.113, suppl., 2007, p.119-135.

2-9 地表から地下への水の動きを探る

ー北海道幌延地域での表層水理調査の概要ー

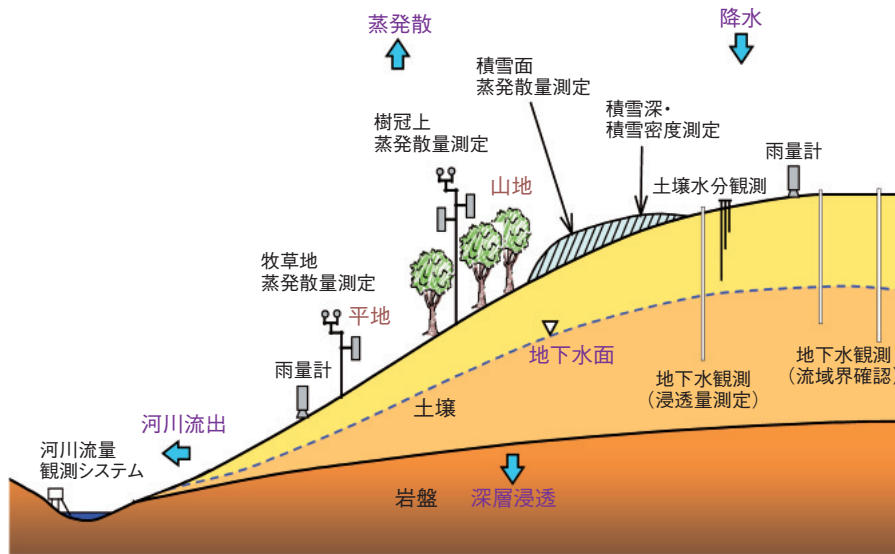


図2-16 表層水理調査の概念図
地表から地下への水の浸透量（涵養量）は、降水量から蒸発散量及び河川流出量を差し引いたものとして推定されます。

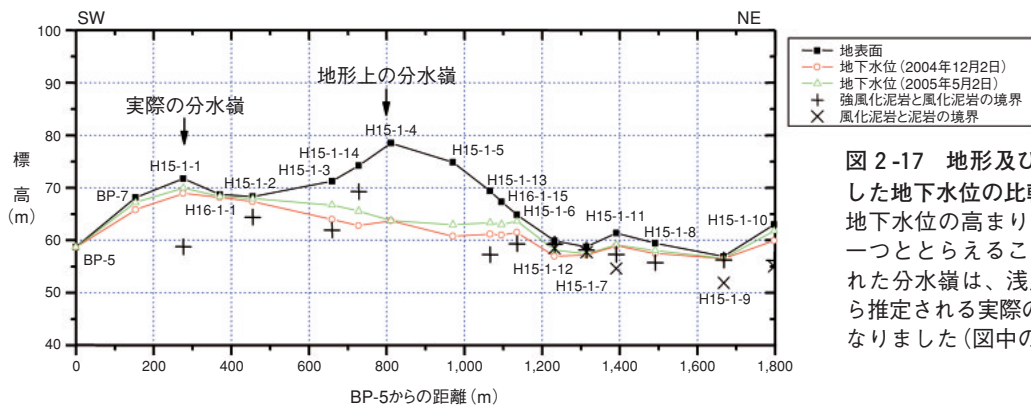


図2-17 地形及びボーリング孔データから推定した地下水位の比較

地下水位の高まりは水理学的な境界（分水嶺）の一つととらえることができます。地形から推定された分水嶺は、浅層ボーリング孔での地下水位から推定される実際の分水嶺と異なることが明らかとなりました（図中の英字、数字はボーリング孔名）。

雨や雪などは、地表に降った後、地表や植物からの蒸発散、河川や湖沼への流下、流出分を差し引いた分が、土壌を経由して地下へ浸透します。地下への浸透量である涵養量は、地層処分の安全性を評価する上で重要な地表から地下深部にわたる地下水流動を評価するための水理学的な条件として必要となります。この地下への浸透量（涵養量）は、直接測定することが難しいため、降水量や河川流出量、蒸発散量（地表からの蒸発量と植物からの蒸散量をあわせた値）に基づいて、水収支のバランスから推定することになります。

原子力機構幌延深地層研究センター（北海道幌延町）では、幌延深地層研究計画の一環として、気象観測所での風向、風速、降水量や気温、湿度などの気象データ観測、河川流域における河川流量観測、深度数10m程度の浅層ボーリング孔での水位観測などからなる表層水理調査を行っています。この調査では、流域の設定から観測、涵養量などの推定までの一連の調査手法が適用可能

かどうかを具体的に確認することを通じて、表層部での水収支及び地下水流動特性を把握するための調査手法の確立を目的としています（図2-16）。

これまでの観測結果から推定された対象領域全体の涵養量は年間約120mmであり、降水量（約1,375mm）の1割程度が地下に浸透していることが明らかとなりました。また、地下水流動における水理学的な境界となる分水嶺が、地形の起伏から推定されたものと浅層ボーリング孔での地下水位の計測結果から推定されたものと異なることが明らかとなりました。これらの結果は、地下水流動を評価する際の境界条件や初期条件及び対象領域の設定において重要な情報となります（図2-17）。

今後、積雪の影響を含めた降水量や蒸発散量を精密に測定するための装置による観測結果や、水質の分布、年代などのデータとこれまでの観測結果との比較を通じて、これまでの流域の設定範囲などを含めた観測手法や観測結果の妥当性を確認する予定です。

●参考文献

戸村豪治, 操上広志ほか, 幌延深地層研究における表層水理調査の現状, JAEA-Research 2007-063, 2007, 46p.

2-10 地下にもぐり、初期地圧の状態を探る －水圧破碎法による三次元初期地圧測定－



図 2-18 初期地圧測定位置とボーリング孔掘削状況

高レベル放射性廃棄物の地層処分技術開発の一環として北海道幌延町で進めている幌延深地層研究計画は、2000年度から開始した地上からの調査研究段階が2005年度に終了し、現在、坑道掘削(地下施設建設)時の調査研究段階に移行しています。

地上からの調査研究段階では、幌延町北進地区に3km四方程度の領域を研究所設置地区とし、この領域及びその周辺を対象に地上物理探査、地質調査、ボーリング調査などを実施しました。一般に地下には、土壌や岩盤の自重のほか、地殻変動などによって初期地圧と呼ぶ応力が生じています。初期地圧は、地下構造物の設計を行う際に必要なことから、地上からのボーリング調査において研究所設置地区内に分布している水平面内(二次元)の初期地圧の評価を試みました。

坑道掘削(地下施設建設)時の調査段階においては、地上からのボーリング調査において評価した初期地圧の妥当性の確認ならびに更新を目標の一つとしています。そこで、図2-18に示す換気立坑の深度140mの小型試験座において3本のボーリング孔を掘削し、水圧破碎法と呼ばれる方法で声間層を対象とした初期地圧の三次元評価を試みました。また、この3本のボーリング孔では、水圧破碎法から得られた型取りの記録よりボアホールブレイクアウトと考えられる孔壁の連続的な破壊が認められました。そこで、ボアホールブレイクアウトの情報に

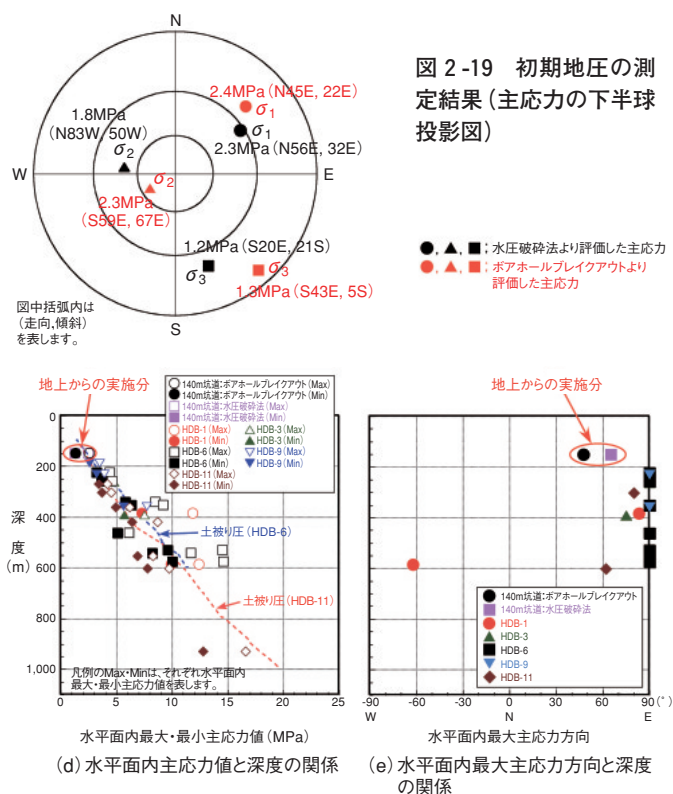


図 2-20 既往の初期地圧結果との比較

よる初期地圧の評価も試みました。

図2-19に初期地圧の測定結果を示します。初期地圧は、主応力 σ_1 (最大主応力)、 σ_2 (中間主応力)、 σ_3 (最小主応力)で表され、上記した二つの方法で評価した主応力方向の分布には比較的良好な一致が認められました。主応力 σ_1 、 σ_2 、 σ_3 の値についても、それぞれ2.3、1.8、1.2MPa及び2.4、2.3、1.3MPaと σ_2 に若干の相違はありますが、概ね整合的な結果が得られました。図2-20は、これまでに地上部から実施したボーリング孔(HDB-1、3、6、9、11孔)より得られた水平面内の初期地圧と今回得られた結果を示したもので、図2-20(d)は水平面内の主応力の値と深度の関係、図2-20(e)は、水平面内の最大主応力方向と深度の関係を示しています。この結果より、今回得られた水平面内の最大主応力の値は、その深度分の岩盤の重さにほぼ一致しているものの、既往の結果と比較するとわずかに小さな値となっています。また、水平面内の最大主応力の方向については、ほぼ東西方向であることが得られていましたが、今回の結果では、東西方向から反時計回りに25°、43°の方向にある結果が得られました。これまでの傾向と異なる原因については、今後、声間層を対象とする深度140m水平坑道(小型試験座を除く)及び稚内層を対象とする更に深い深度の水平坑道での初期地圧測定を順次実施し、データの蓄積を図り明らかにしていく予定です。

●参考文献

中村隆浩, 真田祐幸ほか, 珪藻質泥岩における水圧破碎法による初期地圧の推定, 第12回岩の力学国内シンポジウム講演集, 2008, in CD-ROM.

核融合エネルギーの実用化に向けて

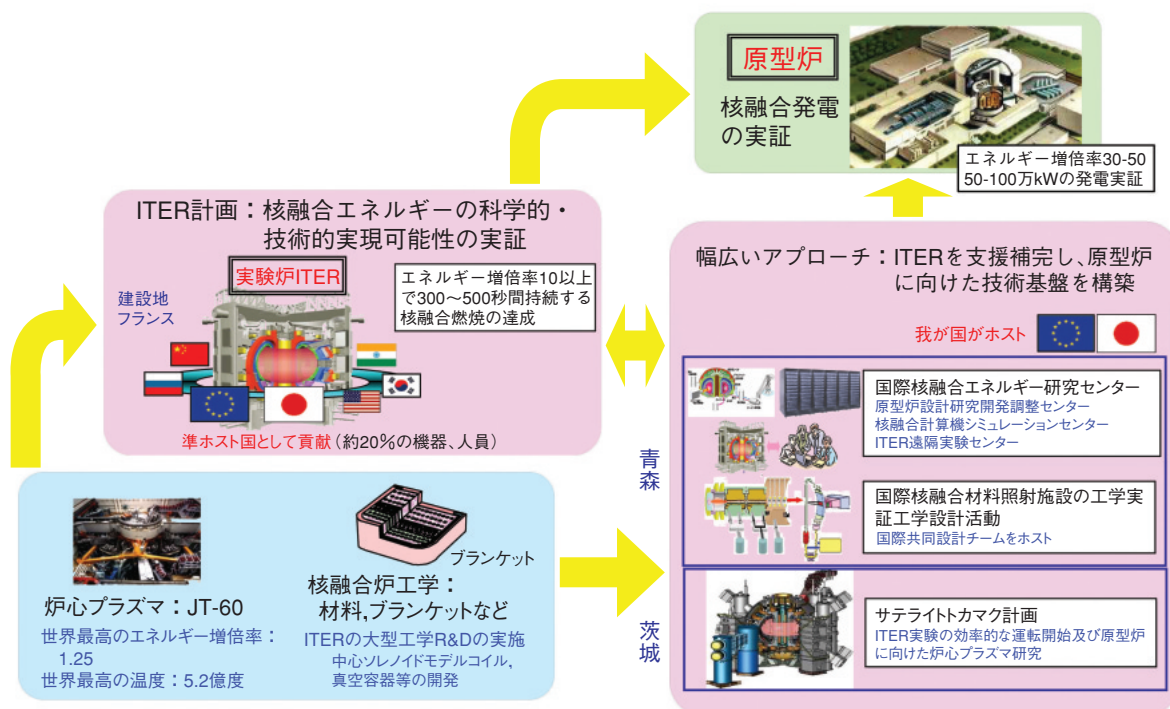


図3-1 核融合原型炉の開発

私たちは、核融合エネルギーの実用化に向けて、ITER計画、幅広いアプローチ活動などの国際協力を積極的に利用しつつ、炉心プラズマ研究及び核融合工学研究という核融合開発の鍵となる分野の研究開発を総合的に進め、原型炉の実現（図3-1）を目指しています。

国際熱核融合実験炉（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、日本、欧州、米国、ロシア、中国、韓国、インドの7極、世界人口の半数以上を占める国々が参加します。実験炉ITERはフランスのカダラッシュに建設されます。2007年10月にはITER協定が発効し、原子力機構はITER計画における我が国の国内機関に指定されました。トピックス3-5、3-7の「ITER建設に向けて目標性能を世界で初めてクリア」「4tのブランケットを最終精度0.5mmで遠隔設置」は、ITERで使用する機器に関する調達準備活動の一環として得られた成果です。

幅広いアプローチ（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。この事業はITERの建設期間（10年間を目処）に日本で行為、国際核融合エネルギー研究センター活動、国際核融合材料照射施設の工学実証・工学設計活動、サテライトカマク計画（JT-60の超伝導化改修）の三つのプロジェクトから構成されます。このうち、前二者は青森県六ヶ所村で実施され、サテライトカマク計画は茨城県那珂市で実施されます。2007年6月には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活動にはITER遠隔実験が含まれていますが、ト

ピックス3-3の「JT-60プラズマ映像データベースシステムを開発」は、その実現に資する成果といえます。

炉心プラズマ研究

将来の核融合炉では経済性が高いこと、すなわちコンパクトな炉心で高い核融合出力を維持できることが求められます。そのためにはプラズマ圧力（温度×密度）を高めなければなりません。トピックス3-1の「ITERの長時間燃焼を確実に」は、JT-60を用いて高いプラズマ圧力を安定に維持できることを実験的に示した成果です。また、トピックス3-2の「プラズマの圧力による自発回転を発見」は、高いプラズマ圧力を実現するための指針を明らかにしたものです。

核融合工学研究

核融合エネルギーの燃料は、重水素とトリチウム（三重水素）です。重水素は海水中に大量に存在します。トリチウムは、天然にはほとんど存在しませんが、海水中に大量に含まれるリチウムから生産することが可能です。トピックス3-8、3-9の「核融合炉燃料トリチウムの安定供給に必要な材料」「燃料電池を使ってトリチウムを取り出す」は、燃料のトリチウムを安定に生産することに資する成果です。

核融合反応を起こすためにはプラズマを加熱することが不可欠ですが、トピックス3-4、3-6の「JT-60高周波加熱電流駆動装置を超高出力化」「大面積負イオン源の開発」は、より効率的に加熱することを可能にする成果です。

核融合炉の経済性を向上させるには、その保守性を高め、稼働率を上げる必要があります。トピックス3-10の「コンパクトな核融合原型炉の炉概念を構築」は、定期保守を短期間で行うことでプラントの稼働率を上げることを可能とする成果です。

3-1 ITERの長時間燃焼を確実に —高閉じ込め・高圧力プラズマの長時間維持—

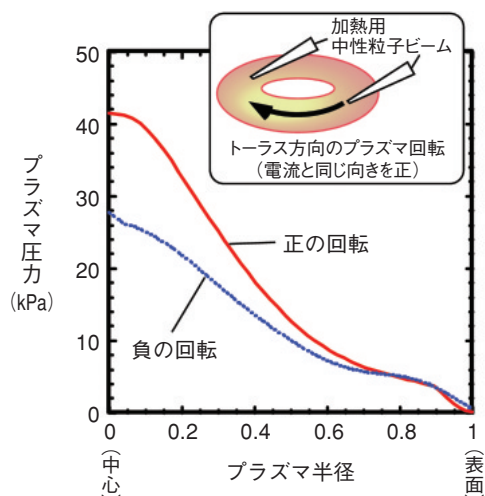


図3-2 回転方向の異なるプラズマにおける圧力分布の比較

加熱用中性粒子ビームを運動量源としてトラス方向のプラズマ回転を制御しました。プラズマ回転が正になると閉じ込め性能が改善し、赤線で示すようにプラズマ中心部のプラズマ圧力を高めることができました。

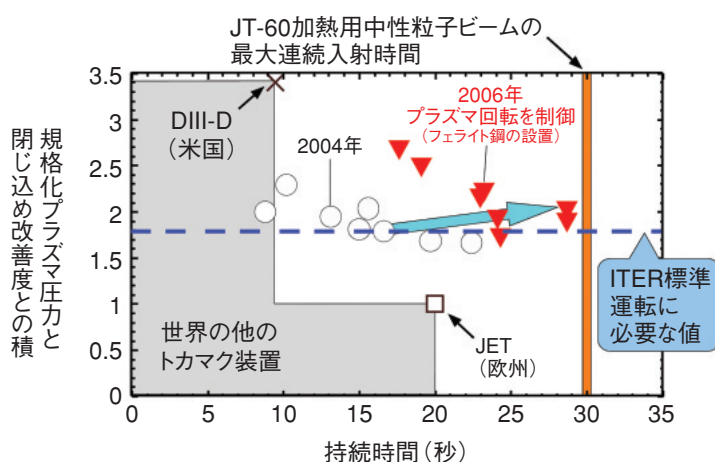


図3-3 長時間放電におけるプラズマ性能と持続時間

フェライト鋼によってプラズマを閉じ込めるトロイダル磁場の不均一性を減らし、プラズマ回転の制御性と中性粒子ビームの加熱効率が上がりました。その結果、ITER標準運転に必要な値を超える「規格化プラズマ圧力と閉じ込め改善度の積（エネルギー増倍率の指標）」を世界最長の28.6秒間維持することができました。矢印で示すように、JT-60が達成していたこれまでの世界記録である16.5秒から約1.7倍に伸ばしました。

ITERでは、エネルギー増倍率（核融合出力／外部加熱パワー）が10以上の高性能プラズマを長時間（400秒以上）維持することが主要な目標です。核融合出力はプラズマ圧力（温度×密度）の二乗に比例するので、その目標達成には、(1) プラズマ圧力を高め、核融合出力を増大すること (2) 少ない加熱入力で高いプラズマ圧力が得られるようにエネルギーの閉じ込め性能を高くすることの二つを同時に満足する必要があります。なお、プラズマ圧力の指標として「規格化プラズマ圧力」、閉じ込め性能の指標として「閉じ込め改善度」が用いられます。エネルギー増倍率は「規格化プラズマ圧力と閉じ込め改善度の積」に比例するため、この値がエネルギー増倍率の指標として用いられています。

ITERでの長時間燃焼を確実にするため、「規格化プラズマ圧力と閉じ込め改善度の積」がITERで必要とされる値を持つプラズマを安定かつ定常に維持することを実証することが、炉心プラズマ研究開発における重要課題です。これに対して本研究では、加熱用中性粒子ビームの組合せによってトラス方向のプラズマ回転を変えることができるJT-60を用いて、プラズマ中心部におけるトラス方向の回転が正になると少ない加熱パワーでもプラズマ圧力を高くできる（閉じ込め性能が高くなる）

ことを明らかにしました（図3-2）。またJT-60の真空容器内部に強磁性体であるフェライト鋼を設置し、（フェライト鋼が作り出す磁場によって）プラズマを閉じ込めている磁場の均一性を向上させました。その結果、加熱用中性粒子ビームがトロイダル磁場の不均一性によって損失することが低減され、プラズマの回転制御性と中性粒子ビームの加熱効率の両方を上げることができました。

これらの知見と装置の改良を基に、高いプラズマ圧力を保持しつつ閉じ込め性能も高くなるよう回転分布や周辺密度を制御し、高性能プラズマの長時間維持を実証しました（図3-3）。本研究により、ITERの標準運転に必要とされる値（1.8）を越える2.0の「規格化プラズマ圧力と閉じ込め改善度の積」を持つプラズマを安定に維持することができました。持続時間は世界最長の28.6秒まで伸長することができました。この時間はJT-60の加熱用中性粒子ビームの最大連続入射時間によって制限されており、長時間の加熱が可能でITERにおける長時間燃焼の実現性の見通しが確実なものになりました。

本研究「プラズマ回転制御によるトカマクプラズマの高性能化の研究」は、「平成20年度科学技術分野の文部科学大臣表彰」若手科学者賞を受賞しました。

●参考文献

Oyama, N. et al., Improved Performance in Long-Pulse ELMY H-Mode Plasmas with Internal Transport Barrier in JT-60U, Nuclear Fusion, vol.47, no.7, 2007, p.689-697.

3-2 プラズマの圧力による自発回転を発見

—自律性の高い高圧力プラズマの理解へ—

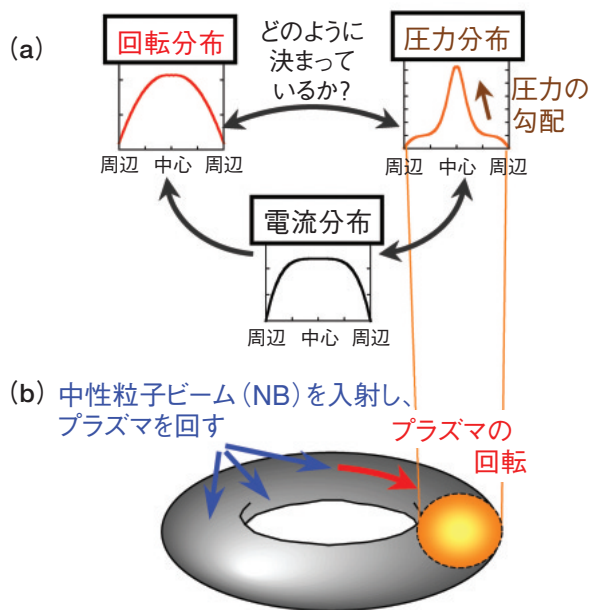


図 3-4 (a) 自律性の高い高圧力プラズマの概念図
横軸にプラズマ半径をとったときのプラズマの圧力、回転、電流分布を示しています。高い圧力のプラズマでは、この圧力、回転、電流分布が相互に強くリンクした自律系を成しています。

(b) JT-60プラズマの形

ドーナツ状をしているJT-60は、様々な方向から入射できる高速の中性粒子ビーム (NB) を用い、プラズマに力を与え回転分布を自由に変える実験ができます。

核融合炉に必要な高い圧力のプラズマでは、図 3-4 (a) に示すように、プラズマの圧力分布、回転分布、電流分布が相互に強くリンクしています。このような強いリンクのある状態を自律系といいます。核融合炉の実現には、これら分布の関係を理解し制御することが必須です。しかし、プラズマの安定性などを決める大切な要素である回転分布が、どのような仕組みで決まっているか、圧力分布との関係はどうなっているかは未だ説明されておらず、世界の核融合研究の長年の課題でした。プラズマの回転とは、図 3-4 (b) に示すようなドーナツ型のプラズマが、レコードのように回ることをいいます。このプラズマの回転分布を決める過程としては、(1) 高速の中性粒子ビーム (NB) をプラズマに入射し、力を与えて回す過程、(2) プラズマ内を熱が伝わるように回転が伝わっていく輸送過程、(3) プラズマが自分自身で回る自発回転があります。これらの個々の過程が複雑に入り交じり最終的な回転分布になると考えられていましたが、世界で広く用いられていた定常状態での回転分布を評価する実験と解析手法では、これらの過程を切り分けられませんでした。

これに対してJT-60では、図 3-4 (b) に示した様々な方

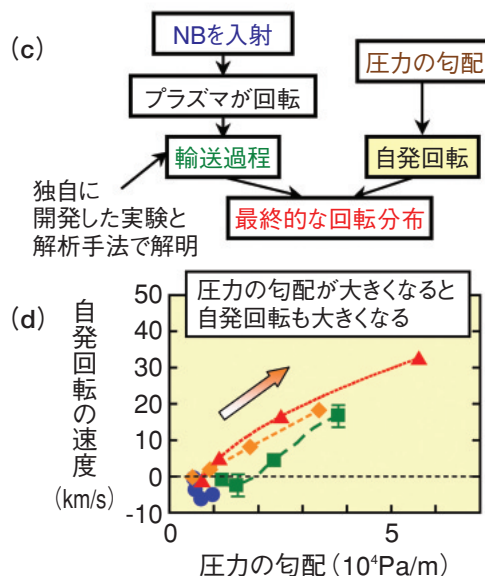


図 3-5 (c) 回転分布の決定機構

最終的な回転分布は、外部からのNBによる回転とプラズマ自身による自発回転で決まります。独自に開発した実験と解析の手法によって、回転の輸送過程を解明し、NBによって生じる回転分布を評価しました。ここで評価した回転と実験で観測した実際の回転を比較することで、自発回転を導きました。

(d) プラズマ圧力と自発回転の関係

圧力勾配の増大とともに自発回転が増大し、両者の強いリンクを実験から明らかにしました。色の違いは、NB入射の方向とパワーの違いを示します。

向から入射できるNBを用い、一部のNBを入り切りして回転分布の時間変化を評価する独自の輸送実験と解析手法を考案することで、輸送過程を決定する拡散成分と対流成分を切り分けて、正しく評価できるようにしました。図 3-5 (c) に示すように回転の輸送過程が評価できると、NBで回る分の回転分布が予想できます。圧力の勾配が小さいときは、予想される回転分布と実際に観測された回転分布が一致し、NBによる力と輸送過程で回転が決まっていることが分かりました。圧力の勾配が大きくなると、冒頭に述べた自律性が高い状態になります。その場合、NBによる力と輸送過程だけでは説明できず、自発回転が生じることを見いだしました。この自発回転と圧力の勾配の関係を、様々な閉じ込めモードのプラズマで調べたものを図 3-5 (d) に示します。圧力勾配の増大とともに自発回転が増大し、両者が強くリンクしていることを世界で初めて明らかにしました。この研究成果により、自律性の高い、高圧力プラズマの自発回転の機構解明が可能になり、ITERや将来の核融合炉での回転分布の予測や自律系プラズマの制御手法に重要な知見を与えました。

●参考文献

Yoshida, M. et al., Role of Pressure Gradient on Intrinsic Toroidal Rotation in Tokamak Plasmas, Physical Review Letters, vol.100, 2008, p.105002-1-105002-4.

3-3 JT-60プラズマ映像データベースシステムを開発 —ITER-BA遠隔実験に向けたプラズマ映像データ創成配信技術—

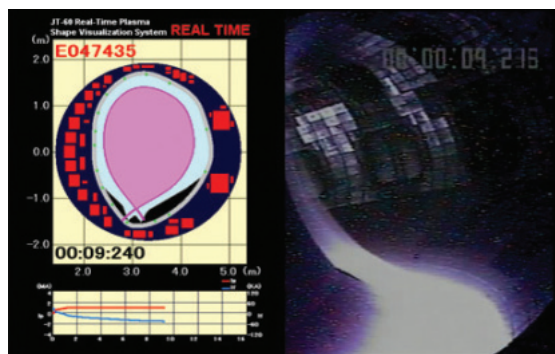


図 3-6 JT-60プラズマ映像データ

JT-60プラズマ映像データは、プラズマ可視カメラ映像とプラズマ断面形状コンピュータグラフィックス（CG）映像を一体化したモニター映像と、プラズマ周辺磁場揺動信号を音声チャンネルに入力した画像データで構成されます。

プラズマ映像データは、JT-60実験放電の概要を把握する最も効率の良いデータといえます。大型モニターに表示されたプラズマ映像は、実験中ではリアルタイムでプラズマの変化を伝え、放電後においては放電ごとのプラズマの様子を再生し、実験運転に必要なプラズマ放電の把握や真空容器内の観察に貢献しています。本技術の導入により、JT-60の実験は画期的に効率良くかつ安全に行えるようになり、現在ではJT-60の実験を行う上でなくてはならないものとなっています。

このプラズマ映像データは、可視カメラによるプラズマ映像（図 3-6 右）、磁場測定結果から物理法則に基づいて計算したプラズマ断面形状動画（図 3-6 左）、磁場揺動から変換した音声信号、プラズマ電流波形、ポロイダル磁場コイルの電流波形を組み合わせたものであり、世界で初めてかつJT-60だけで実現しているユニークなものです。不思議な音色となって聞こえる音声信号は、JT-60の真空容器内壁に取り付けてある電磁気センサー（微小コイル）が検出した生の電圧信号を増幅したもので、プラズマの状態に応じて様々な変化をします。例えば、プラズマの回転速度が変わると音の高低が変化し、安定したプラズマでは雑音の少ない高い音を発生します。またしばしば音が低くなったり、雑音を多く含むようになったりするので、プラズマの状態変化が明確に把握できます。

プラズマ映像データベースシステムは、アナログ映像信号として送られてくるプラズマ映像を 2 種類の異なる圧縮方式を用いてデジタル映像信号へ変換し格納しています。その一つは、高解像度でかつフルデジタル化にも対応する高い拡張性を持つ圧縮方式であるMPEG2方式であり、もう一つは映像ファイルの高速ネットワーク配

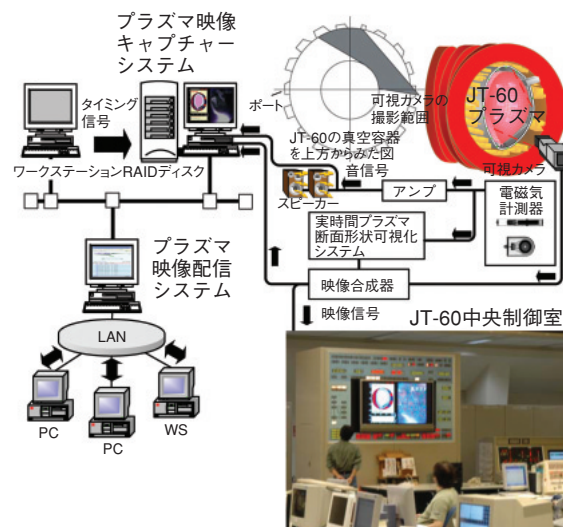


図 3-7 JT-60プラズマ映像データ創成配信の仕組み

JT-60プラズマ映像データは、実験の進行に従って出力されるタイミング信号を受信することによって自動的に記録され、2種類の異なる圧縮方式で圧縮されたのち、データベースとして格納されています。利用者は、LAN（ローカルエリアネットワーク）を介してデータベースから任意の放電の映像データを取得することができます。

信を目的に開発された低解像度・高ビットレートのMPEG4方式です。

プラズマ映像キャプチャーシステムは、実時間でMPEG2方式への変換・圧縮を実行し、放電完了直後に保存します。引き続きMPEG2方式の映像ファイルをMPEG4方式の映像ファイルに変換し、MPEG2、4のどちらもプラズマ映像創成配信システムでデータベース化されています。また、このシステムは、データベースの更新の有無を監視し、常に最新の情報をブラウザを介して利用者に提供しています。

本システムは、汎用パソコンを利用して製作することで製作費を最小限に抑える工夫とともに、既存のネットワークを利用して拡張性の高いシステムとしています。大容量の映像データを効率良く取り扱う上での技術的課題については、大小異なる二つのデジタル映像圧縮方式を採用することで解決しました。更に、本システムはJT-60の実験シーケンスに連動し、放電ごとに自動的に一つのデータファイルを生成するシステムとしました。その結果、従来、波形で得ていたプラズマ情報を補完した上に「映像と音」ならではの感覚で捉える情報提供が可能となり、実験後の放電検索や実験概要の確認などが効率的にできるようになりました。

ITERやサテライトトカマク（JT-60SA）の遠隔実験を行うには、どのようなプラズマが生成されているかを、遠隔地においても現地と同様に的確に即座に把握する必要があります。このシステムは、実時間処理、データベース化においてその利便性に沢山の工夫が盛り込まれて実現されており、遠隔実験のキーテクノロジーとなります。

●参考文献

Sueoka, M. et al., The Plasma Movie Database System for JT-60, Fusion Engineering and Design, vol.82, issues 5-14, 2007, p.1008-1014.

3-4 JT-60高周波加熱電流駆動装置を超高出力化 —高周波源の出力世界記録（1.5MW, 1秒）を達成—

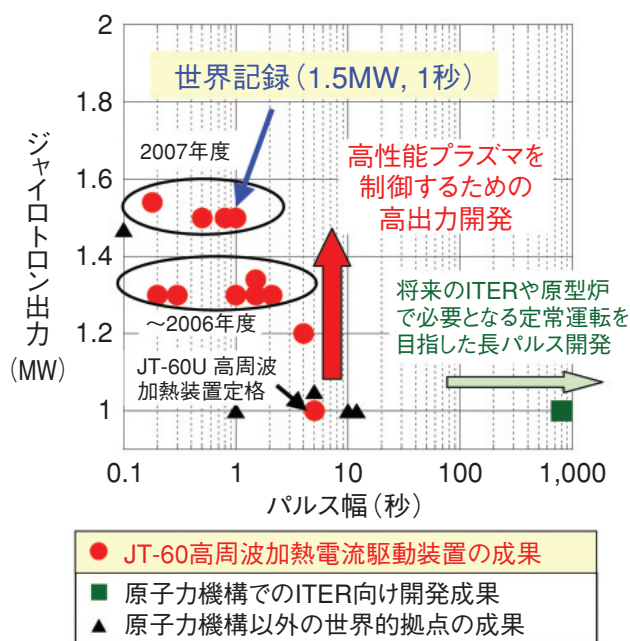


図3-8 世界の研究拠点で達成した1 MW以上の高出力
JT-60高周波加熱電流駆動装置で達成した（●）出力とパルス幅はこれまでの世界記録を大きく更新する高出力です。

JT-60高周波加熱電流駆動装置の高周波源（1 MW, 5秒定格の110GHzジャイロトロン）で、世界記録となる1.5MW, 1秒間の出力に成功しました（図3-8）。

核融合実験では、プラズマ中の物理現象の時定数が1秒前後であるため、1秒程度以上のパルス幅の高周波入射による加熱と電流駆動が不可欠です。ITERや核融合原型炉（DEMO炉）などの将来の装置では、定常的な高周波入射が必要とされ、定常運転可能なジャイロトロン開発が進められています。一方、高性能なプラズマを制御する実験では、最大入射電力の大きさが実験成果を大きく左右します。そのため、長パルス化に加えて、ジャイロトロン1本当たりの最大出力電力を向上することが非常に重要です。ジャイロトロン内では、大電流電子ビームや高出力高周波により内部の部品が加熱され、部品の破損や真空度の劣化による管内放電、空洞共振器の膨張による発振条件の変化などによる発振停止が起こります。そのため、実機として用いられてきたジャイロトロンの出力は1 MWに制限されており、1.5MW出力は十分な除熱能力のない試験体で、0.1秒以下の発振試験が行われたに過ぎませんでした。この問題を解決するため、加熱される部位を特定して、耐熱性能と除熱性能をより一層向上させ、実験に有用となる1秒程度以上のパルス幅において、熱負荷の影響を受けない安定な高出力発振を実証することが不可欠でした。

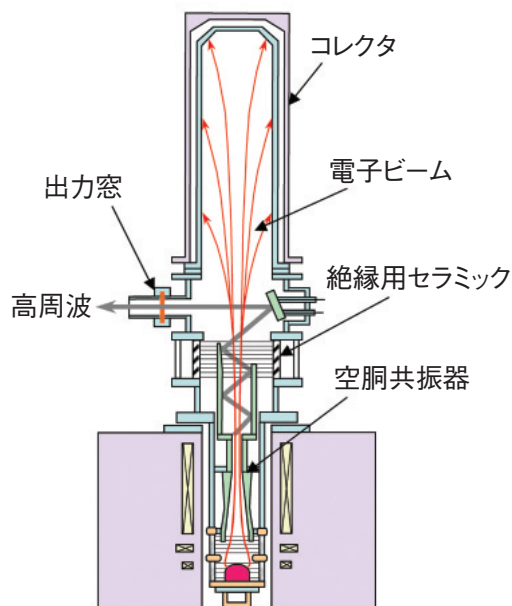


図3-9 高周波源ジャイロトロン概念図

電子ビームのエネルギーは非常に小さな空洞共振器で高周波に変換され、人工ダイヤモンド製の窓から出力します。空洞共振器は高い電力密度により強く加熱され、また、窓から出力しなかった不要な高周波が絶縁用セラミックを加熱します。

これまでの研究開発で、ジャイロトロン（図3-9）内の不要高周波透過によって、絶縁用セラミックの局所的な誘電加熱が起こり、破損の可能性があることを明らかにしました。そこで、セラミック材質を従来のアルミナから、高周波による加熱により強い窒化珪素製に変更した、JT-60ジャイロトロン改良管を開発してきました。この改良ジャイロトロンを用いて、1.3MWまでの広い出力領域で、各部の詳細温度計測と熱入力の評価を行いました。その結果、実験データのスケールリングから、空洞共振器の冷却強化により、大電流化した場合でも安定な発振が得られる可能性が見いだされ、ビーム電流の大電流化と空洞共振器の冷却強化改造を行いました。今回、この改良ジャイロトロンを用いた精密な発振調整により、世界で初めて1.5MWの出力を1秒間安定に維持することに成功しました。これにより、実験に有用なパルス幅でのジャイロトロン発振と、高周波電力伝送が1.5MW出力で可能であることを初めて実証しました。このとき、空洞共振器の温度飽和（冷却水の沸点以下）が発振開始から0.5秒程度で観測され、空洞共振器の膨張による発振条件変化の影響のない安定な発振が得られました。今後の電源、伝送系などの改良により、高性能プラズマの制御が可能な高出力ジャイロトロンのパルス幅領域を、長パルス方向へと拡大することが期待できます。

●参考文献

Kobayashi, T. et al., Achievement of 1.5 MW, 1s Oscillation by the JT-60U Gyrotron, Plasma and Fusion Research, vol.3, 2008, p.014-1-014-3.

3-5 ITER建設に向けて目標性能を世界で初めてクリア — プラズマ加熱装置ジャイロトロンで高出力・定常動作を実証 —



図 3-10 開発したITER用プラズマ加熱装置ジャイロトロン
高さ約3m、重さ約800kg。約7テスラを発生する超伝導コイルに挿入して使用します。出力窓には人工ダイヤモンドを使用しています。

ジャイロトロンは、電子ビームエネルギーを数GHzからTHzに至る電磁波エネルギーに変換する電子管であり、ITERではプラズマを加熱する装置として使用されます(図3-10)。電子レンジと同様の手法により、外部からマイクロ波を当て核融合達成の条件である1億度のプラズマを実現しようとするものです。

そのために要求される性能は、周波数170GHz(電子レンジの70倍)で、出力1MW(電子レンジの2000倍)、効率(入力直流電力から、高周波として出力される電力の割合)50%以上の高出力・高効率発振をITERの代表的な運転時間である500秒間持続させることでした。原子力機構では、約15年前からITER用ジャイロトロン開発に着手し、エネルギー回収技術、高出力発振技術、人工ダイヤモンドを用いた出力窓技術などの先進技術を世界に先駆け次々と開発してきました。また、マイクロ波を安定に発振させるために必要なビーム電流を一定に制御する定常発振技術に加え、エネルギー源となる回転電子ビームの回転周波数と回転比(らせん運動の回転速度と進行速度の比)を発振中に最適化する新技術を組み合わ

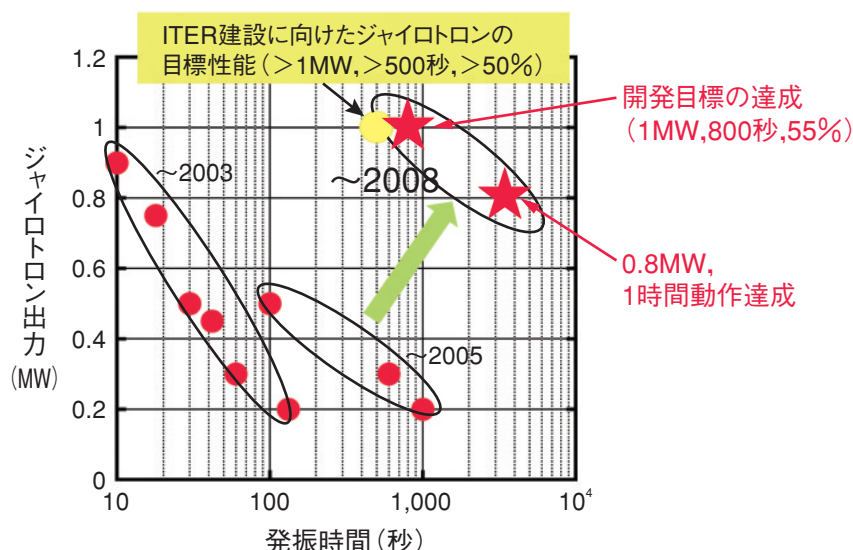


図 3-11 プラズマ加熱装置ジャイロトロン性能達成
ITERでの開発目標値(1MW、500秒、50%)を大きく上回る性能を世界で初めて達成しました。(ITER用ジャイロトロンは、ヨーロッパ連合(1.4MW、数ミリ秒)やロシア(1MW、116秒)でも開発が進められています。)

せることで、発振が容易な従来の運転領域から高い効率を得られる運転領域(難発振領域)に安定に移行させることに世界で初めて成功しました。その結果、これまでの世界記録を大きく上回る出力1MWで発振効率55%を達成しました。更に、ITER計画後半に計画されている定常運転フェーズに必要な1時間発振も、出力0.8MW、57%の高効率で実証しました(図3-11)。これらの成果は、ITERにおける高出力ジャイロトロン開発目標値を世界で初めて達成するもので、ITER計画の進展に大きな貢献をしました。同時に、この高効率発振を実現する物理機構を解明しました。これは、ジャイロトロン安定化や性能の拡張をもたらし、さらなるITERの加熱装置の性能向上に大きく貢献するものと考えられます。発振が安定化し、効率が向上したことにより、他分野へのジャイロトロン応用や波及効果も期待されています。

本研究「ITER(イーター)用大電力高周波加熱装置の定常及び高効率化研究」は、「平成20年度科学技術分野の文部科学大臣表彰」科学技術賞(研究部門)を受賞しました。

●参考文献

Sakamoto, K., Kasugai, A. et al., Achievement of Robust High-Efficiency 1MW Oscillation in the Hard-Self-Excitation Region by a 170GHz Continuous-Wave Gyrotron, Nature Physics, vol.3, no.6, 2007, p.411-414.

3-6 大面積負イオン源の開発

—低ガス圧高均一負イオン生成とメンテナンスフリー負イオン源を目指して—

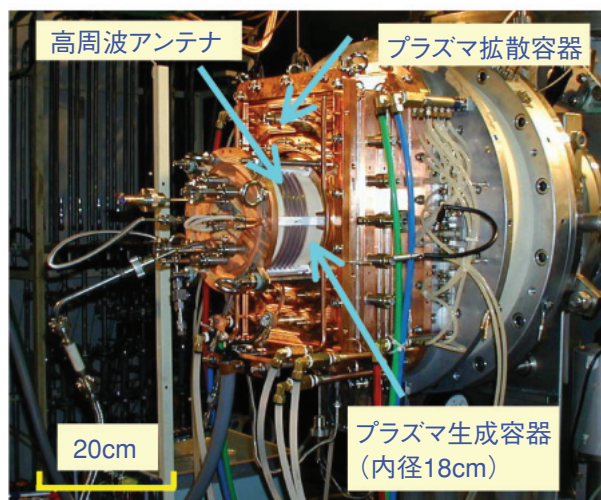


図 3-12 高周波負イオン源

48cm(高さ)×24cm(幅)×20cm(奥行)の銅製プラズマ拡散容器とセラミック製プラズマ生成容器(内径18cm)で構成されます。プラズマ生成チャンバの周囲に巻き付けられた高周波アンテナを用いてプラズマを生成します。

ITERやDEMO炉では、炉心プラズマを1億℃に加熱するために中性粒子入射装置(NBI)が重要な役割を果たします。NBIでは、1MV級の高電圧を利用して加速した水素や重水素の大電流負イオンビームを中性粒子ビームに変換し、長時間にわたって安定に炉心プラズマに入射することが必要です。したがって、プラズマ中に負イオンを作り出す「負イオン源」には、高出力、高均一性、長寿命といった高い性能が求められます。現在稼働中の大型装置に取り付けられているNBIでは、空間的に均一な負イオンビームが得られておらず、ビームの「濃淡」が生じています。このような状態でビームを加速すると、一部のビームが発散してしまい下流の機器に熱損傷を与えるといった問題が生じています。私たちはこれまでに、負イオンビームの不均一性の原因が、負イオン源を取り囲む磁場であることを突き止めました。そして、負イオン源内の磁力線を末広がりとした「テント型磁場」(図3-13(a))に改良することで、プラズマ及び負イオンを大面積に均一に生成することに成功し、高均一性の課題の解決方法を示しました。

従来の負イオン源では、電流を流して赤熱させたフィラメントから熱電子を放出させて生成したプラズマから負イオンを引き出します。負イオン源を高出力で長期間にわたり運転すると、フィラメントが損耗し、さらには断線してしまい、長寿命化の妨げとなっています。ITER

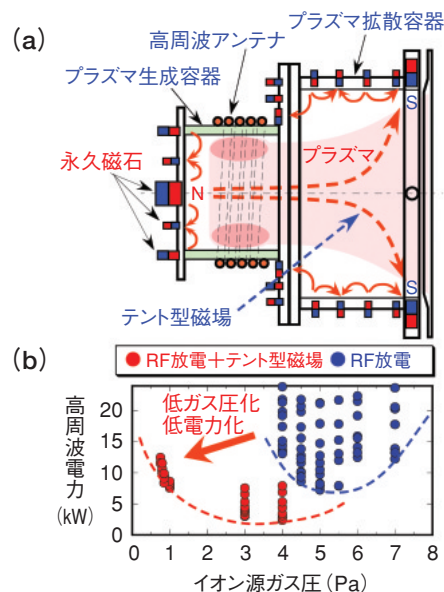


図 3-13 (a) 高周波負イオン源の断面図と磁力線分布(橙色線)、(b) 高周波負イオン源の動作領域

永久磁石による磁場の効果で1Pa以下の低い圧力で、かつ、より少ない電力で効率良くプラズマを生成できるようになりました。

では1年に2回のメンテナンスが想定されており、最低半年間の繰り返し運転に耐えることが求められています。

今回私たちは、フィラメントを用いず高周波(RF)放電によりプラズマを生成するメンテナンスフリーを目指した「高周波負イオン源」(図3-12)の開発を開始しました。セラミック製プラズマ生成容器の外部に巻き付けたアンテナに数MHz帯(1秒間に100万回以上振動する)の高周波電流を流し電磁波を発生させます。この電磁波がガスをイオン化してプラズマを生成します。水素ガスを用いた2MHzのRF放電では、負イオン源内の圧力を4Pa以上にしないとプラズマが維持できませんでした。しかし、加速された負イオンがガス粒子と衝突し消滅するのを抑えるために、ITERの負イオン源は、十分に低い圧力(0.3Pa、大気圧の約100万分の1)で動作させることが求められています。

そこで、図3-13に示すように永久磁石を配置して、テント型磁場と容器表面に沿う磁場で負イオン源の囲み、RF放電と組み合わせました。その結果、磁場によって容器壁でのプラズマの消滅が抑えられ、1Pa以下の低い圧力で、かつ、より低い電力でもプラズマを維持できることを示しました。これは、ITERのNBI用高周波負イオン源において要求される低ガス圧運転に貢献できる有効な手法です。

●参考文献

Tobari, H. et al., Uniform H⁻ Ion Beam Extraction in a Large Negative Ion Source with a Tent-Shaped Magnetic Filter, Review of Scientific Instruments, vol.79, 2008, p.02C111-1-02C111-4.

3-7 4tのブランケットを最終精度0.5mmで遠隔設置

—ITER用遠隔保守ロボットの位置決め制御性の改善—

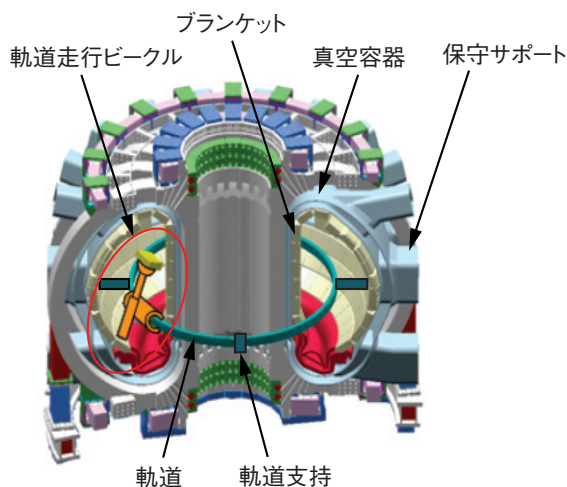
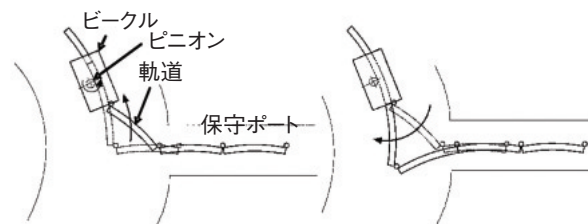


図3-14 ITER用保守ロボット（軌道走行ビークル、軌道より構成）
ブランケットの設計では、ブランケット保守の容易さ、損傷部のみの部分的な保守に対応できるように、約440個のモジュール構造（サイズ2m×1.5m×0.5m、重量4t）を採用しています。ブランケットの交換保守では、1個4tの大型ブランケットをハンドリングして真空容器に設置された二つのキー構造に最終的に0.5mmの隙間で嵌合させます。このため、嵌合前の位置決め精度として5mm以内が要求されています。

ITERのブランケットは、核融合反応によって発生する14MeV中性子によって放射化（遠隔保守ロボットの設計に与えられた環境条件＝約0.5kGy/hr）されるため、その保守はロボットを用いて遠隔操作で行う必要があります。ITER保守ロボットは、軌道上を走行するビークル（最大6mの伸縮可能なマニピュレータを搭載した台車）と軌道の90°ごとの4点支持の組合せにより、機動性と剛性が高いことが特徴です（図3-14）。軌道（ビークルが走行するレール）はブランケットの交換保守時には強固に固定されたリング状の構造体ですが、保守の最初の段階で軌道を保守ポートからドーナツ型の真空容器内に挿入し、内部で360°に展開する必要があります。軌道の構造信頼性を確保するため軌道には駆動源を持たない多関節軌道を採用しています。この多関節軌道をドーナツ型真空容器内へ展開するには、ビークル本体の走行機構を利用し、軌道の送り出し動作と円弧化動作を繰り返すことによって、軌道内には何の駆動源も必要とせずに軌道を真空容器内に展開することを可能としています（図3-15）。

これまでに、多関節軌道の真空容器内への展開方法やブランケットの高精度ハンドリングのための位置決め法に関わる基本性能を実証してきました。これらの結果に基づき、今回、ブランケットの位置決め時間を大幅に短縮させる位置決め制御性の改善を行いました。



(a) ビークルによる軌道の送り出し (b) 軌道の円弧化
図3-15 ロボットの真空容器内への移動（軌道の展開）



図3-16 ブランケットの高精度ハンドリング

保守ロボットにはある程度の組立誤差が存在します。この組立誤差を持ったロボットを正確な位置に位置決めするためには、エンドエフェクタ（遠隔で作業を行う手の部分）と目標位置との相対的な位置関係を正確に計測する必要があります。このため、組立誤差の影響を受けない計測法として力センサを使用する接触法を使用します。しかし、接触法では位置決めに必要な6自由度（回転3自由度、並進3自由度）を1自由度ごとに修正する必要があるため位置決めにかかるという問題がありました。この問題を解決するため、今回、機構解析を行って位置決め時間を約1/2にする位置決め方法を考案しました。この方法は、回転3自由度を並進3自由度の修正前に修正するもので、先に回転3自由度を決めることによって回転自由度とは独立に並進自由度を扱うことができます。この方法を実規模装置に適用した結果、高精度ハンドリングのための位置決め性能を損なうことなく、要求精度5mmを満足する3mm以下の位置決め精度を再現性良く実現しました（図3-16）。

以上の研究成果により、ブランケットの位置決め制御性を大きく改善しうる見通しが得られました。このロボットは我が国が製作し、ITERへの納入に責任を持っており、今回の成果をもとに、製作仕様の確定を進めていきます。

●参考文献

角館聡ほか, ITERブランケット保守用大容量ロボットの組立誤差による位置決め精度への影響評価, プラズマ・核融合学会誌, vol.84, no.5, 2008, p.269-278.

3-8 核融合炉燃料トリチウムの安定供給に必要な材料 —水素により還元されないトリチウム増殖材料の開発—

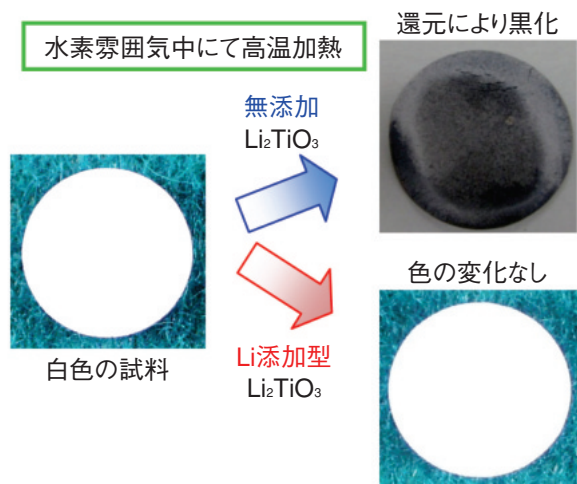


図 3-17 Li_2TiO_3 の水素雰囲気中における高温加熱前後の試料色変化

Li_2TiO_3 ($\text{Li}/\text{Ti}=2.0$) よりLi含有量の多いLi添加型 Li_2TiO_3 ($\text{Li}/\text{Ti}>2.0$) は白色です。トリチウム増殖材料は高温、水素雰囲気中で使用します。この環境では Li_2TiO_3 中のTiが還元され、結晶構造変化を伴う色の変化（黒化）が生じますが、Li添加型では色の変化は全くなく、還元されにくい試料となることを発見しました。

核融合炉は、重水素 (D) とトリチウム (T) を燃料としますが、Tは自然界には存在しません。このため核融合炉のブランケットに充てんしたりチウム (Li) に中性子を照射しTを人工的に生産する必要があります。Li材料としては、T放出特性に優れ、低放射化材料であるチタン酸リチウム (Li_2TiO_3) が日本のT増殖材料の第一候補です。 Li_2TiO_3 はTを回収する際、水素 (H_2) ガス中に高温・長時間置かれるため、 H_2 により材料が還元され、Tの放出速度が低下するなどの問題があります。このため H_2 ガスにより還元されない Li_2TiO_3 の開発が必要でした。これまでの研究により、 Li_2TiO_3 にCaOを添加することで、高温使用時の結晶粒成長の抑制とともに H_2 により還元されにくい特性を持つ材料になることが分かりました。更に考察を深めた結果、極めて微量ではあるもののLi含有量が Li_2TiO_3 より多い材料へと変化することで、 H_2 により還元されにくい特性を持つことが分かりました。本研究は、Li含有量の多い Li_2TiO_3 と Li_4TiO_4 の混合物 (Li添加型 Li_2TiO_3) にすることで、CaO添加時よりも H_2 により還元されない増殖材料の実現を目指したものです。

Li_2TiO_3 を合成する際の出発原料としては、炭酸リチウムと二酸化チタンを用いるのが一般的です。しかしなが

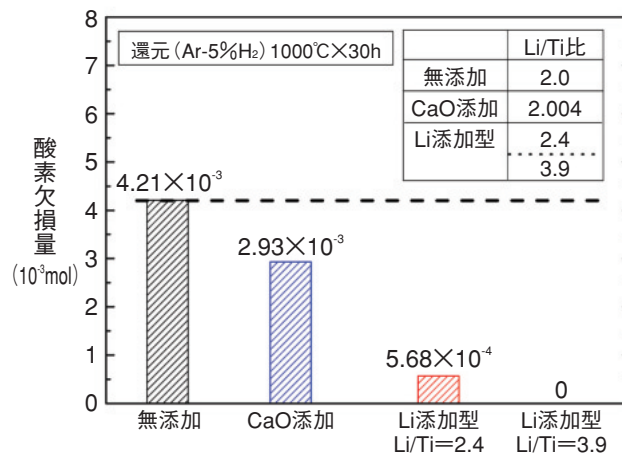


図 3-18 各種添加型 Li_2TiO_3 の H_2 雰囲気中における酸素欠損量
 H_2 雰囲気中では Li_2TiO_3 中のTiが4価から3価へと還元され、Oが欠損するという結晶構造の変化を生じます。Oの欠損量が少ないほど還元されにくい材料を示しており、Li添加型 Li_2TiO_3 は他の試料より還元されにくい試料であり、特にLi/Ti比が3.9の材料については全く還元されないことが明らかになりました。

ら、これらの原料では未反応の炭酸リチウムが残るため、Li添加型 Li_2TiO_3 を合成できません。様々な合成方法を検討した結果、出発原料としてLiとTiの有機金属化合物を用いることで、Li添加型 Li_2TiO_3 の合成に成功しました。無添加 Li_2TiO_3 及びLi添加型 Li_2TiO_3 の水素雰囲気中における高温加熱前後の色の变化を観察したところ、無添加は水素雰囲気中にて還元反応が生じ、白色から黒色に変化しますが、Li添加型は水素により還元されず、高温加熱前後での色の变化はありませんでした (図 3-17)。

また、 Li_2TiO_3 が水素により還元されると、色の变化だけでなく、試料中の酸素 (O) 欠陥による重量減少が生じるため、還元されにくさの程度は水素還元によって生じたO欠損量で定量的に評価できます。無添加 Li_2TiO_3 、CaO添加 Li_2TiO_3 、Li添加型 Li_2TiO_3 ($\text{Li}/\text{Ti}=2.4, 3.9$) の、各試料の1 molあたりのO欠損量を算出した結果が図 3-18です。O欠損量は、Li添加型<<CaO添加<無添加の順となり、特にLi/Ti=3.9のLi添加型については全く還元されないことが分かりました。

本研究により、 H_2 による還元はLi添加で克服可能なが分かり、ITERのための先進T増殖材料開発は大幅な進歩を遂げました。

●参考文献

Hoshino, T. et al., Non-Stoichiometry and Vaporization Characteristic of $\text{Li}_{2.1}\text{TiO}_{3.05}$ in Hydrogen Atmosphere, Fusion Engineering and Design, vol.82, issues 15-24, 2007, p.2269-2273.

3-9 燃料電池を使ってトリチウムを取り出す ーブランケットスイープガスからのトリチウム回収技術ー

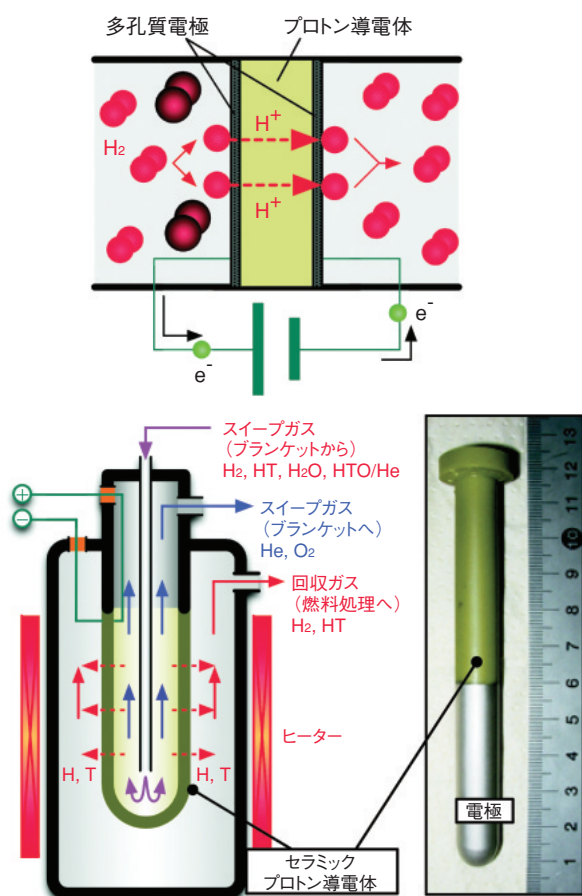


図 3-19 水素ポンプの原理（上）と試験管型のプロトン導電性セラミック膜を用いた水素ポンプの概略図（下）

核融合炉は、重水素とトリチウムの核融合反応で発生するエネルギーを取り出すシステムです。燃料の重水素とトリチウムは水素の同位体で、重水素は海水から取り出すことができますが、トリチウムは天然にはほとんど存在しません。そこで核融合炉では、炉心の燃料プラズマをリチウムの化合物を入れたブランケットで覆い、リチウムと核融合中性子との核反応でトリチウムを製造します。ITERで、我が国はリチウムセラミックスを詰めたブランケットを試験する予定です。ブランケットで製造したトリチウムは、ヘリウムを主成分としたスweepガスを流して取り出し、回収システムでスweepガスから分離して燃料に利用します。核融合反応で消費する量以上のトリチウムを製造し回収しなければ、核融合炉はエネルギーシステムとして成立しません。

回収する方法は、金属の膜を透過させる方法、金属に吸収させる方法、吸着材に吸着させる方法などが考えられていますが、本格的な発電を目指したDEMO炉以降は、スweepガスの温度が高くなり流量も増えるので、

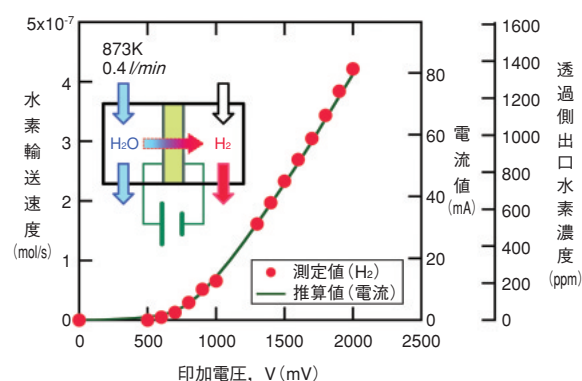


図 3-20 水素ポンプによる水蒸気の分解と水素の取り出し
水蒸気分圧2668Paのヘリウムを供給し、透過側の水素濃度を測定しました。

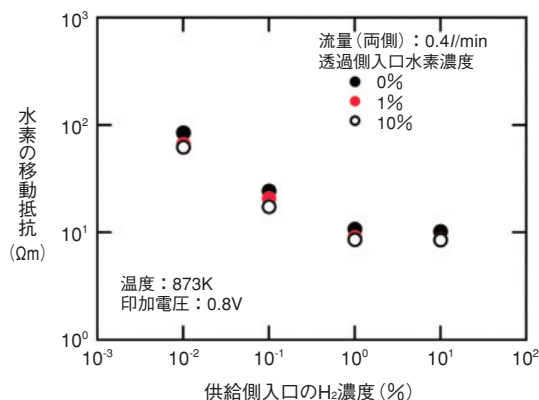


図 3-21 水素が膜を通るときの動きやすさと水素濃度の関係
供給側、透過側ともに水素濃度を変化させました。

効率的な回収方法の開発が必要です。そこで着目したのが水素ポンプです。水素ポンプは燃料電池の原理を逆利用するものです。水素イオン（プロトン）導電体の膜に電圧（電位差）を加えることで、プロトンだけを取り出せます。電位差もプロトンを移動させる力となるので、上り坂輸送が可能なることから「ポンプ」と呼びます。加える電圧によっては、水素の化合物から水素だけを抜き取ることも可能です（図 3-19）。

プロトン導電体には、高温のガスを処理することを考えセラミックを選びました。燃料電池で主流の固体高分子と比較するとプロトンによる電流量（透過量）は小さいのですが、水蒸気から水素を取り出せることを原理実証しました（図 3-20）。また、供給する水素の濃度がある程度まで高くなると取り出しやすさはあまり変わらなくなることが分かりました（図 3-21）。

原理的な見通しは得られたので、今後は水素の透過性能の向上、セラミックと金属の接合部分の強度、耐久性の向上といった実用化に向けた開発を行う予定です。

●参考文献

Kawamura, Y. et al., Mass Transfer Process of Hydrogen via Ceramic Proton Conductor Membrane of Electrochemical Hydrogen Pump, Fusion Engineering and Design, vol.82, issue 2, 2007, p.113-121.

3-10 コンパクトな核融合原型炉の炉概念を構築

—高稼働率を可能にする炉構造・保守概念—

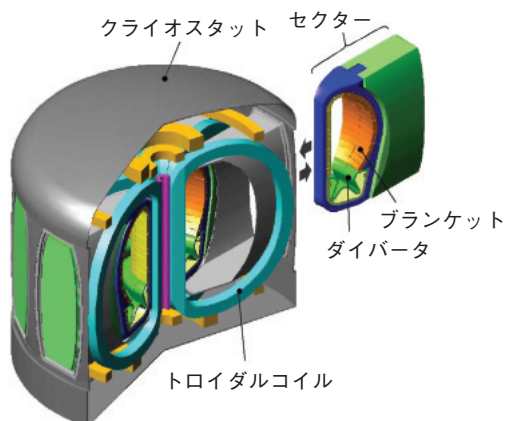


図 3-22 DEMO炉の炉構造・保守概念図
運転休止期間を短縮するためセクターごと引き抜きます。

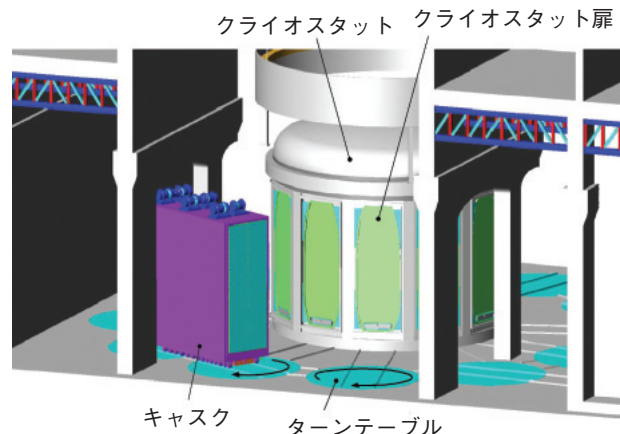


図 3-23 保守時のセクターの搬送概念
セクターを格納したキャスクが床面及びターンテーブルに設置したレールの上を移動します。

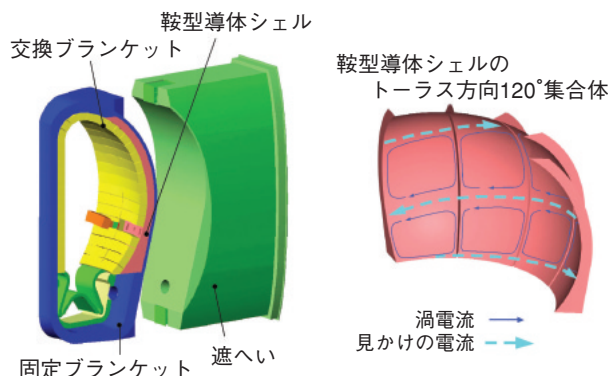


図 3-24 セクターの構成とプラズマ安定化のための鞍型導体シェル
鞍型導体シェルの集合体に流れる渦電流がプラズマを安定化します。

コンパクトな核融合原型炉（DEMO炉）において炉心機器（ブランケットやダイバータなど）の定期交換を短期間に終わらせるための炉構造・保守概念を構築しました。このような交換作業が短期間で済めば、プラントの稼働率が向上し経済性を見通しをつけることができます。

交換保守期間の短縮のために採用した方法は、トラス方向を12個のセクターに分割し、セクターごと引き抜いて隣接するホットセルで保守及び炉心機器の交換を行う「セクター保守方式」です（図 3-22）。一つのセクターには約60個の交換ブランケットが装着されており、定期交換時にはこれらすべてを入れ替える必要があります。それぞれのブランケットには冷却水やトリチウム燃料回収ガスを流す配管が接続されているので、これらの配管の切断・再溶接・試験を炉心本体内において遠隔制御で行う場合には半年以上の作業期間を要します。定期交換は二、三年に一度なので、半年という作業期間は長すぎます。セクター保守方式の場合には、スペアセクターと入れ替えることで、切断・再溶接作業の大部分が

不要になるため三か月程度で運転を再開できます。取り出したセクターの交換補修や試験は、運転と並行して行えます。また、セクター保守方式には、不測のトラブルへの対応、高性能の炉心機器との入替など融通性で大きなメリットがあります。他方、大型重量構造物の搬送という技術的課題があります。この課題に対しては多数の車輪とターンテーブル方式の切り替え機で解決を図りました（図 3-23）。引き抜いたセクターから放射性ダストが飛散することを避けるため、セクターごと大型のキャスクに格納して移動します。交換ブランケットの直下には鞍型導体シェルを設置します（図 3-24）。鞍型導体シェルはプラズマが不安定になりかけたときに、シェル表面に誘導される渦電流を利用してプラズマを安定化する、いわば受動的な安定化装置です。

中性子、熱、電磁力という過酷な環境下でこのような炉構造概念の技術的成立性を丹念に検討することが今後の課題になります。

●参考文献

Tobita, K. et al., SlimCS—Compact Low Aspect Ratio DEMO Reactor with Reduced-Size Central Solenoid, Nuclear Fusion, vol.47, no.8, 2007, p.892-899.

量子ビームテクノロジーが拓く未来

量子ビームとは

量子ビームは、電磁波（レーザー、X線、 γ 線など）、レプトン（電子、陽電子、ミュオン、ニュートリノなど）、ハドロン（陽子、中性子、メソン、イオンなど）がつくる波動性と粒子性をあわせ持つ高品位のビームです。原子力機構では、稼動している研究炉や加速器などからの中性子ビーム、イオンビーム、電子線、 γ 線、高強度極短パルスレーザー、高輝度放射光などの量子ビームを利用する先端的研究開発を進めることにより（図4-1）、科学技術・学術の進歩と産業の振興に貢献することを目指しています。具体的には、科学技術基本計画に定められた重点推進4分野を中心に、次のような研究開発を進めています。

ナノテクノロジー・材料分野では高耐久性燃料電池膜の開発や超伝導機構の解明研究など、生命科学・バイオ技術分野では、創薬などを目指したタンパク質構造解析やDNA損傷・修復機構解明と新品種創出の研究など、環境・エネルギー分野では原子炉材料の応力腐食割れ機構解明と対策技術開発や環境浄化材料・環境浄化技術の開発など、情報通信分野では耐放射線半導体の開発や新規半導体創製の研究などを行っています。また、先進医療分野では高強度レーザーを使って陽子ビームを発生させることにより、がん治療装置の超小型化を目指すとともに、環境と人に優しい医用材料の開発などを行っています。

量子ビームの特徴

これらの研究開発ではそれぞれの量子ビームが持つ特徴が有効に、また有機的に活かされて、原子力機構ならではのユニークな成果を多く創出しています。量子ビームの特徴を挙げると、優れた観察機能（「観る」）と加工機能（「造る」）です。品質の良い原子やイオンなどのビームでは、ナノレベルでの高精度な観察や加工が可能です。原子の配列、電子の状態、元素の種類などのナノレベルでの観察や加工を通して、物質が超伝導になる謎、

生体が持っている様々な機能や反応の謎などに迫るとともに、新しい医薬品、貴金属を多用しない自動車排気ガス触媒、カーボンニュートラルである植物由来の脱石油材料の開発など、様々なニーズに貢献しています。

量子ビームは局所的・瞬間的に大きなエネルギーを与えることができる手段としても大きな特徴を持っています。極短パルス高強度レーザーではフェムト（ 10^{-15} ）秒やアト（ 10^{-18} ）秒での量子ビーム利用の基盤も開拓されつつあり、これまで見えなかった時間スケールでの観察技術や極短時間にエネルギーを集中させることによる新しい現象の発生と応用の研究なども展開しつつあります。

最近の成果

具体的な成果の例として、高品位なビームを形成する技術の開発では高強度レーザーで生成する光速飛翔鏡の理論を実験で実証し、アト（ 10^{-18} ）秒での波長可変光源などの新しい量子ビーム発生技術の可能性を示したことや、医療応用を目指したレーザーによる高エネルギー粒子生成が着実な進展について、トピックス4-1、4-5などで紹介しております。トピックス4-3、4-6では巨大な負の熱膨張係数を持つ物質の構造の解明や重イオンが示す細胞への特別な効果の解明など、基礎科学の新たな量子ビーム利用の可能性を提示しました。トピックス4-4、4-9では、電子線や γ 線を用いた橋かけやグラフト（接木）技術を用いた植物由来の脱石油素材の開発、燃料電池用の素材として開発が求められている高温で動作する電解質膜の開発などを行うとともに、イオンビームを用いて、キク科の新しい花色を持つ新品種の実用化に成功しています。また、中性子や放射光を用いた残留応力測定技術や、短パルスレーザーによる非熱蒸発加工技術や材料の元素配列を分析する技術を、高速増殖炉プロジェクトの課題解決に応用するために原子力機構内での連携協力を深め基礎研究からの支援を進め課題の解決に貢献しています。

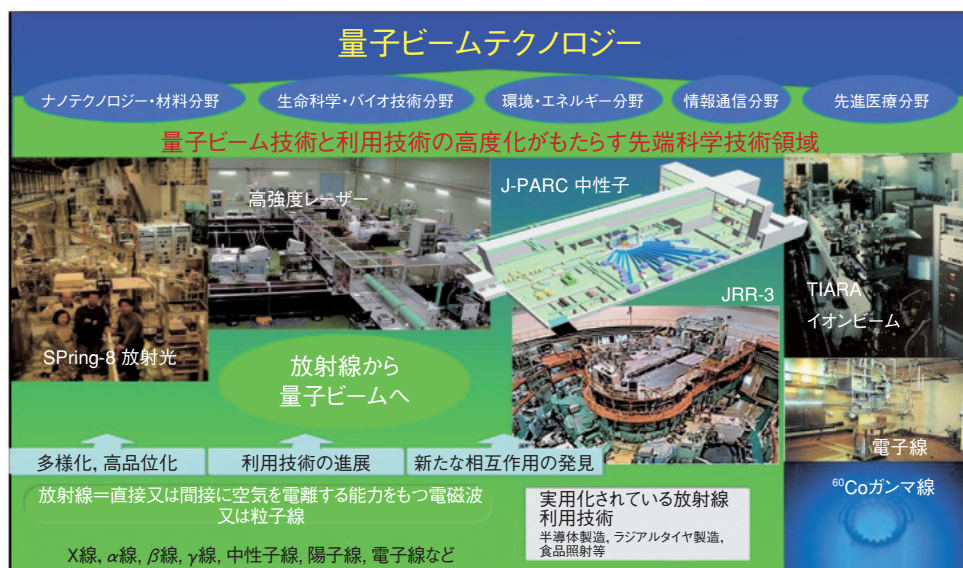


図4-1 原子力機構の量子ビーム施設群

4-1 光速で飛ぶ鏡をレーザーで作る

— プラズマ中の電子密度変調からの光の反射と周波数上昇の実証 —

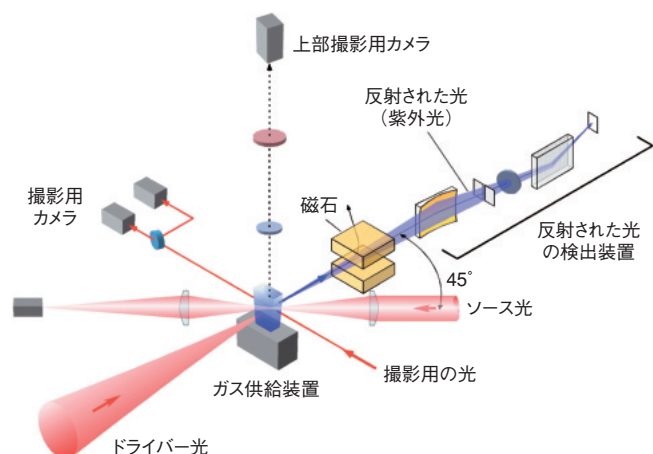


図4-2 飛翔鏡の原理検証実験の模式図

ガスジェットに、ドライバー光を集光し、飛翔鏡を作り出し、その飛翔鏡に、ソース光を45°の方向から衝突させます。反射光は、ほぼドライバー光の方向に進行します。

近年、レーザーの集光強度は飛躍的に上昇し、高強度レーザーは多くの研究者によって非線形光学、量子ビーム発生などに代表される様々な分野に利用されてきました。しかし、 $10^{20}\text{W}/\text{cm}^2$ を超える高集光強度の獲得は従来の高強度レーザーの大型化なしには不可能です。それに対して、2003年に私たちはレーザーを大型化せずに高強度を得る画期的なアイデアを提案しました。この方法では高強度レーザーをプラズマ中に集光し、プラズマ中の電子をレーザーによって集群させます。すると、この電子のかたまり（ほぼ光速で進行する鏡＝光速飛翔鏡）はあたかも鏡のようにふるまい、別のレーザー光を照射し反射させて集光ができるというものです。この方法には以下の利点があります。(1)金属などではなく「電子のかたまり」を鏡として用いるため、通常の光学素子に比べて強いレーザー光を当てても壊れにくい。(2)ドップラー効果により鏡に反射されたレーザー光の周波数が増大すると同時に、波長が短くなるためより小さく絞ることができ、高い集光強度を出す条件が得られる。(3)周波数上昇と同時にパルス持続時間も圧縮され高強度になる。

この飛翔鏡の原理検証は、 μm の精度で衝突させること、レーザーからの強い迷光があることなどの実験的な困難さから実証されていませんでした。私たちは、チタンサファイアレーザーを用いて斜め入射による原理検証実験を行い、上記の困難を解決するための実験装置を組み上げ、高精度に衝突を制御し、原理検証に成功しました。図4-2に示す装置により、ピーク出力2TW、パルス幅80fsのチタンサファイアレーザー光を、ヘリウムガス中に集光させました。その際、レーザー光が振動する

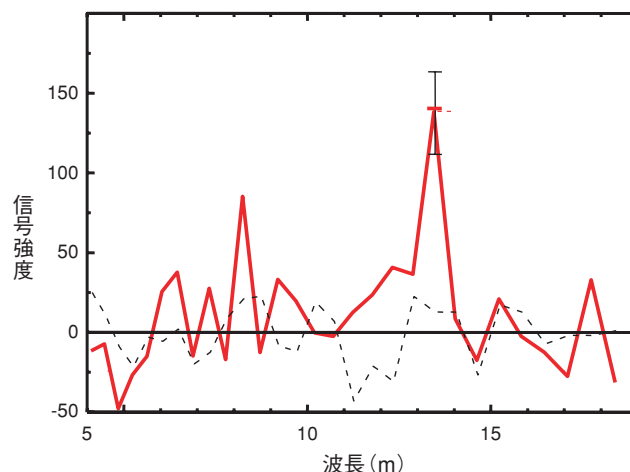


図4-3 プラズマ中に生成された光速飛翔鏡によって反射された光(X線)

13.4nmのところに信号が観測されました。実線は、ソース光を入れた場合、破線はソース光を入れない場合のスペクトルを表します。

原因を突き止め、レーザー光の位置の安定化を実現し、また、二つのレーザーを微小部分に精密に集光する技術を開発しました。これは、元のレーザーから切り分けた光を照明光として用いることで、衝突する部分を顕微鏡のように観察する装置で、これを二つの方向から利用し、更に上部からも観察することで、二つのレーザーが精度良く衝突するように調整できました。

二つのレーザーが衝突した場合に、図4-3に示すように、前方方向に極端紫外領域の光を観測しました。入射したソース光の波長は780nm(周波数380THz)ですが、反射されて波長13.4nm(周波数22,300THz)に波長が短縮(周波数上昇)しています。この反射光の強度は $3 \times 10^7/\text{sr}$ であり、プラズマ電子のインコヒーレントな散乱の強度よりも100倍以上高い値でした。詳細なデータ解析の結果、これはプラズマ中に生成された電子のかたまり(光速飛翔鏡)からの反射であると結論付けることができました。

この成果は、世界で初めてプラズマ中に光速飛翔鏡が実現したことをレーザー光の反射光の周波数の上昇から確認したもので、「第2回(2008年)日本物理学会若手奨励賞(ビーム物理領域)」を受賞しました。この手法により $10^{20}\text{W}/\text{cm}^2$ という超高強度場が実現し、真空からの電子・陽電子対生成などの超高強度場科学という新しい学問分野の開拓につながります。また、本手法は、反射光を時間的に圧縮し、かつ、周波数を上昇させるので、新たなアト秒領域の高輝度X線源としても有望で、まだ始まったばかりのこの分野を推し進めるのに役立つと期待されます。

●参考文献

Kando, M. et al., Demonstration of Laser-Frequency Upshift by Electron-Density Modulations in a Plasma Wakefield, Physical Review Letter, vol.99, 2007, p.135001-1-135001-4.

4-2 酵素反応を解明する鍵となる水素原子の観察 ー [NiFe] ヒドロゲナーゼ活性中心モデル化合物の中性子構造解析 ー

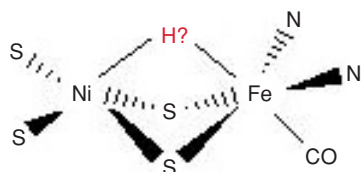


図4-4 推定される[NiFe]ヒドロゲナーゼ活性中心の構造

[NiFe]ヒドロゲナーゼ活性中心部では、酵素活性時にはこの図のようにニッケル(Ni)と鉄(Fe)の間に水素(H)が架橋した構造を持つと考えられています。なお、図中のSは硫黄を示しています。

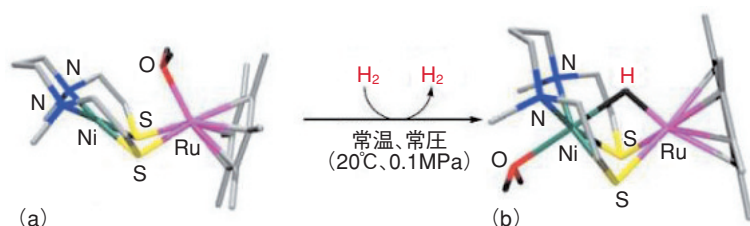


図4-5 [NiFe]ヒドロゲナーゼモデル化合物の酵素類似反応

図中の(a)から(b)への反応は[NiFe]ヒドロゲナーゼの酵素反応と類似しているのに加え、(b)は図4-4のFeが同属金属であるRuに置き換わっただけの構造を持つことから、(b)は[NiFe]ヒドロゲナーゼ活性中心のモデル化合物といえます。(b)の赤字で示したHの存在は、原子力機構による中性子構造解析によって明らかとなりました。

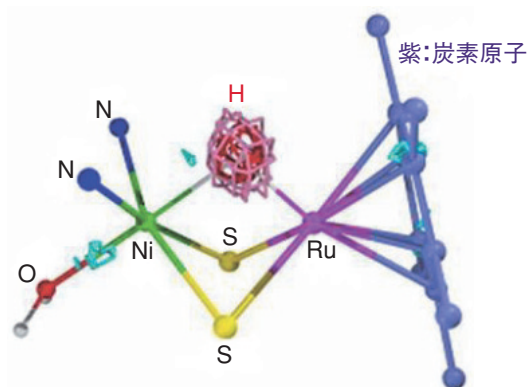


図4-6 中性子によって観察されたNi-Ru間の水素原子

図中の赤色のメッシュは中性子構造解析によって観察された負の原子核散乱長密度分布を示します(水色のメッシュは正の密度分布)。中性子構造解析では水素原子は負の密度分布として観察されることから、NiとRuの間にある赤色の大きなメッシュは水素原子の存在を明確に示しています。この結果から、この化合物がNiとRuを水素原子が架橋したNi(μ-H)Ru構造を持つことが明らかとなりました。

水素分子を活性化させる酵素である[NiFe]ヒドロゲナーゼのモデルとなる化合物について、水素分子活性化機構解明の鍵となる水素原子の観察に成功しました。

天然の酵素である[NiFe]ヒドロゲナーゼは、水中・常温・常圧下で水素分子(H₂)を、プロトン(H⁺)とヒドリドイオン(H⁻)又は、プロトン(H⁺)と電子(e⁻)へ変換します。この機能を解明し、水素エネルギー開発へ応用するという観点から、[NiFe]ヒドロゲナーゼの活性化状態の構造が注目されています。その候補として、図4-4で示すようにニッケル(Ni)と鉄(Fe)が水素で架橋された構造が提唱されてきました。しかし、このような構造を持つ化合物はこれまで未発見のため、ヒドロゲナーゼによる水素活性化機構は謎に包まれています。これに対し、九州大学の小江誠司教授のグループはFeの代わりに同族金属のルテニウム(Ru)を用いることで、[NiFe]ヒドロゲナーゼと類似の反応性を持つ化合物、すなわち[NiFe]ヒドロゲナーゼ活性中心モデル化合物の合成に成功しました(図4-5)。この化合物がNiとRuの間を水素原子が架橋した構造を持っているか否かは、[NiFe]ヒドロゲナーゼの活性構造を推定し、その酵素活性機構を解明する上で非常に重要です。しかし、通常の構造解析法であるX線回折は分子中の電子を観察するために電子

を1個しか持たない水素原子の観察が難しく、この錯体の水素位置はこれまで確認できていませんでした。

そこで私たちは、研究用原子炉JRR-3(Japan Research Reactor No.3)に設置した単結晶中性子回折計BIX-3を用いて、このモデル化合物の単結晶中性子構造解析を行いました。中性子は水素原子に対する感度が高く、散乱の特徴がほかの原子と大きく異なるため、水素原子を確実に観察できます。BIX-3回折計による測定では9日間で10,161個の回折点の強度を測定し、更に得られたデータから立体構造解析を行うことにより、NiとRuの間に水素原子が存在することを証明しました(図4-6)。こうして、この特殊な化合物はNiとRuの間を水素原子が架橋した構造を持つ世界初の化合物であることが証明され、天然の[NiFe]ヒドロゲナーゼでも同様の構造を経由して水素分子が活性化していることが示唆されました。

この成果は、新しい水素活性化触媒による水素エネルギー開発につながると期待されます。なお、本成果を含むヒドロゲナーゼモデル化合物の一連の研究は九州大学の小江教授のグループを中心として、独立行政法人科学技術振興機構(JST)、大阪大学、兵庫県立大学、原子力機構の5機関の共同研究として行い、原子力機構は中性子による立体構造決定を担当しました。

●参考文献

Ogo, S., Ohhara, T. et al., A Dinuclear Ni(μ-H) Ru Complex Derived from H₂, Science, vol.316, 2007, p.585-587.

4-3 重イオンが細胞に良く効くのはなぜ？ その謎を化学で解く —DNA損傷を引き起こす活性種を定量評価—

イオンの飛跡に沿って生成した活性種の空間分布は、イオンの質量やエネルギーで決まります。

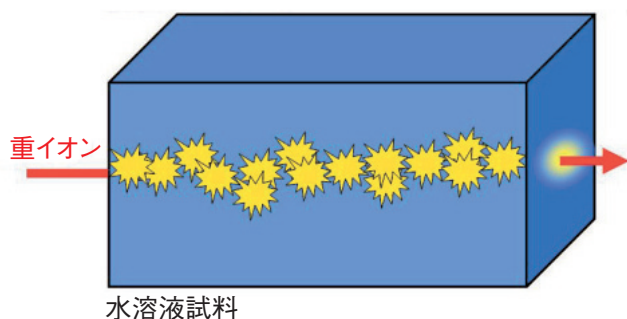


図4-7 重イオン飛跡に沿って水溶液中に生成する活性種
重イオンは飛跡に沿って高密度にエネルギーを付与し、活性種を生成します。その空間分布は照射イオンの質量やエネルギーで決まります。また、活性種は時間とともに反応や拡散をします。

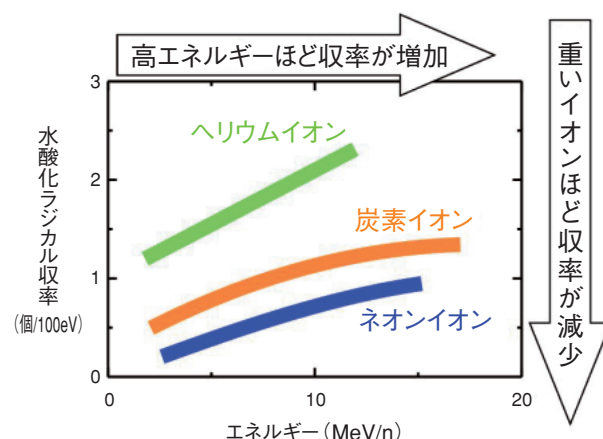


図4-8 イオンの質量やエネルギーに依存する水酸化ラジカル収率

重イオンにより生成する水酸化ラジカルの収率は、イオンのエネルギーが増加するほど増加することを明らかにしました。また、同一エネルギーではイオンの質量が大きくなるに従い収率が下がりました。

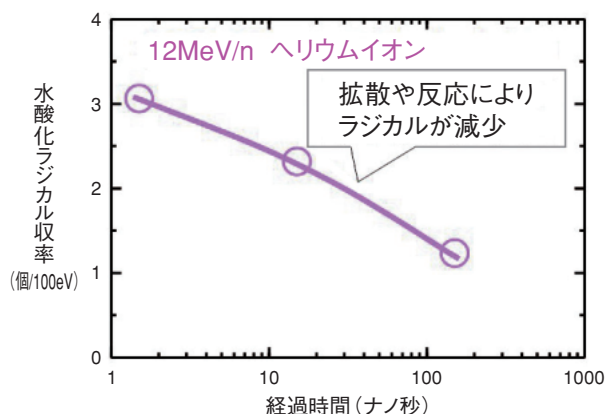


図4-9 ヘリウムイオン照射における水酸化ラジカル収率の経時変化
水酸化ラジカル（収率）は、ヘリウムイオン照射直後のナノ秒の時間領域において、拡散や反応により時間経過に伴い小さくなりました。同様の傾向が、ほかのエネルギー値及びイオン種においても観測されました。

植物のイオンビーム育種(品種改良)や重粒子線がん治療に利用されている高エネルギー重イオンは、細胞組織内(すなわち水溶液中)に、 γ 線など従来用いられてきた放射線とは異なる空間分布で反応性の高い活性種(水酸化ラジカルなど)を生成させることができます(図4-7)。この重イオンの特性はLET(線エネルギー付与)を用いて説明されることが多いのですが、LETでは活性種の空間的な分布を説明できません。また、活性種は時間とともに拡散・反応します。水酸化ラジカルは放射線化学の見地から最も重要な活性種と考えられるため、私たちは、イオンの質量とエネルギー、さらには照射直後の時間経過に着目して、水酸化ラジカルの収率を評価しました。

私たちは、水酸化ラジカルを捕捉するためにフェノールを水に溶解したものを試料とし、この水溶液に質量やエネルギーを系統的に変えながら重イオンを照射しました。水酸化ラジカルとフェノールとの反応生成物の収

率から、水中で連続的に変化するイオンのエネルギーに対する水酸化ラジカルの収率を求めました。その結果、図4-8に示すように、収率は同一質量ではイオンのエネルギーとともに増加すること、同一エネルギーではイオンの質量が大きくなるにつれて収率が下がることを明らかにしました。更に照射直後からの時間経過に伴い減少することを明らかにしました(図4-9)。これらの結果は、重イオン飛跡周りのミクロな領域の活性種の初期空間分布の違いや、その後の反応・拡散現象によって説明できます。

現在、重イオン照射後の初期化学活性種の時間的挙動をリアルタイムで観測することができる時間分解分光システムを構築中です。このシステムにより今回のデータの信頼性が高まるとともに、DNAなど生体分子との反応が直接観測できるようになります。

●参考文献

Taguchi, M. et al., Yield of OH Radicals in Water under Heavy Ion Irradiation. Dependence on Mass, Specific Energy and Elapsed Time, Nuclear Science and Techniques, vol.18, issue 1, 2007, p.35-38.

4-4 植物由来のセルロースから作り上げた生分解性弾性ゲル ー放射線橋かけと分子凝集の組合せの妙ー

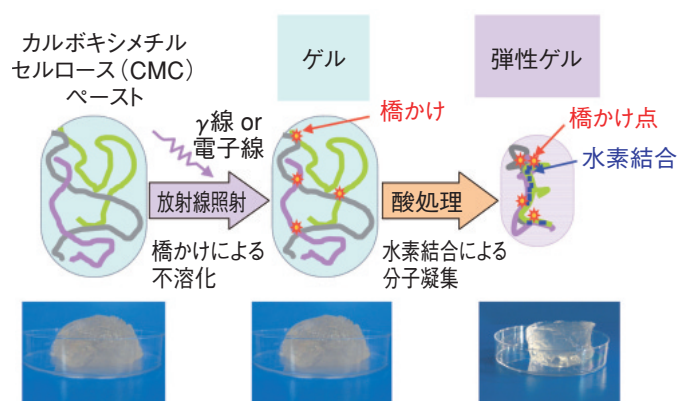


図4-10 生分解性弾性ゲルの作製法

水溶性のカルボキシメチルセルロースは、10wt%以上の濃度で水と練ったペースト状で、 γ 線や電子線を照射することにより、橋かけが生じてゲル化します。橋かけにより不溶化させて作製したゲルを更に酸溶液に浸漬する処理を行うことで、ゴムのような弾性を付与することができます。

光合成によって生長する植物を原料とするセルロースは、カーボンニュートラルな天然高分子です。セルロースに代表される植物由来の多糖類から、数100倍もの体積の水を吸収して膨潤するゲルは、これまで化学薬品である架橋剤を添加して製造されていますが、ゲル中に残留する架橋剤の毒性が危惧されてきました。この問題を解決するため、水に可溶性カルボキシメチルセルロース(CMC)から、架橋剤を用いずにゲルを作製する方法の開発を進めました。この結果、10wt%以上の濃度でCMCと水とを練って、糊状(ペースト)にして、放射線照射することにより、橋かけが可能になり、ゲルが作製できるようになりました。しかし、この技術によって作製したゲルは、高い吸水性を示す反面、膨潤状態で非常に柔らかいため、応用分野が限られていました。

ゲルの強度の改善には分子構造の制御が重要と考え、酸処理による分子凝集効果の応用を着想し、CMCを放射線橋かけ後、更に酸溶液に浸漬したところ、ゴムのような弾性を備えたゲルが作製できることを見いだしました(図4-10)。これは、酸溶液への浸漬で、放射線橋かけしたCMCゲル中のカルボキシル基の対イオンとして存在していたNaイオンが水素に置き換わり、CMC分子鎖内あるいは分子鎖間の静電的反発力が減少して、水素結合によりCMC分子鎖が凝集し、分子同士の相互作用が強く生じたことに起因すると解釈できます。これを確かめるため、酸溶液に浸漬して作製した弾性のあるCMCゲルの熱分解特性を調べた結果、放射線で橋かけしただけのCMCゲルの分解温度より高温側に分解に起

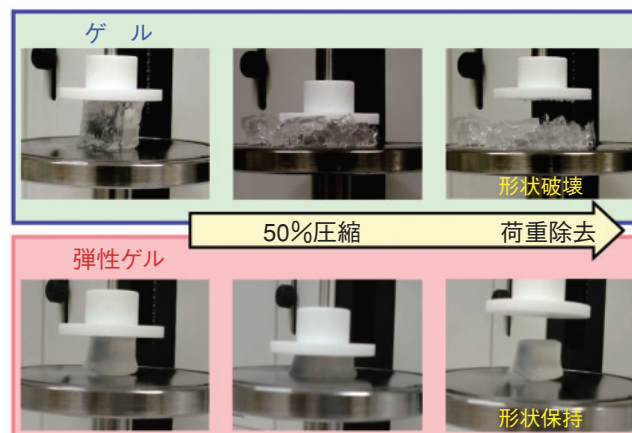


図4-11 生分解性弾性ゲルの機械的特性

カルボキシメチルセルロースの放射線橋かけにより作製したゲルは、50%圧縮すると形が崩れてしまいます。しかし、酸処理を行って弾性を付与したゲルは、50%圧縮しても形が崩れず、荷重を除去すると圧縮前と同じ形状に戻ります。

因する新たなピークが現れることが分かり、このことから強い分子間相互作用が生じていることの裏付けが得られました。

弾性のあるゲルの機械的特性を調べてみると、図4-11に示すように、放射線照射によって作製したCMCゲルは50%圧縮すると形が崩れてしまいますが、酸で処理した弾性のあるCMCゲルは荷重を除去すると圧縮前と同じ形状に戻ります。また、壊れる強度も150倍の値(3 N/mm²)を示すようになりました。このCMC弾性ゲルは、酸の種類に限定されることなく、pHを下げるほど、また、浸漬の処理時間を長くすると強度が増加して硬くなります。例えば、濃度0.5Mの塩酸を用いて4日間浸漬処理すると、放射線橋かけCMCゲルの約100倍硬いゲルになります。

このように放射線を用いた橋かけ技術と酸処理で分子を凝集させる方法とを組み合わせることにより、これまで作製できなかったゴムのような弾力性のある生分解性のゲルを作製できるようになりました。放射線の橋かけで作製したゲルでは、機械的な強度が不足しているため、応用が困難であったパック材などの化粧品分野を始め、環境、医療分野など、新しい植物由来のカーボンニュートラルな材料として幅広い応用が期待されています。

なお、この研究は、群馬県地域結集型研究開発プログラムの中のCMCゲルを用いた家畜汚水中のリン酸濃縮に関する研究の一環として、JSTの支援を受けて行われました。

●参考文献

Takigami, M., Amada, H., Nagasawa, N. et al., Preparation and Properties of CMC Gel, Transactions of the Materials Research Society of Japan, vol.32, no.3, 2007, p.713-716.

4-5 医学及び産業利用を目指した小型陽子線加速器の実現へ ーレーザー駆動陽子線の生成効率向上を実現ー

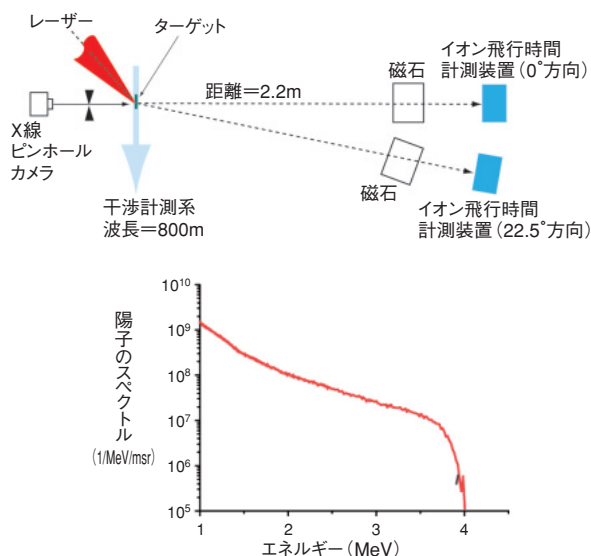


図 4-12 レーザー駆動陽子線発生装置の模式図及び得られた陽子線のスペクトル

イオン飛行時間計測装置の前の磁石は、電子によるバックグラウンドを除くために設置されています。

超高強度極短パルスレーザーを金属や高分子などの薄膜状の物質に照射することにより、特定の方向に高エネルギーの陽子線が発生することが知られています。このときの加速場の空間サイズは既存の加速器と比べて大変小さい (μm レベル) ため、加速器のスケールダウンを期待できます。ところがこれを産業、医療利用するためには、より小型のレーザー装置を使って、所定の陽子線照射量を定められた時間内に得ることが課題となっています。レーザー照射当たりの陽子線数の向上には、レーザー光のエネルギーから陽子線エネルギーへの変換効率の向上が必要不可欠です。これまで数%以上の高い変換効率を得るためには、レーザーパルス光のエネルギーが数10ジュール (J) 級以上の大型のレーザー装置が必要でした。小型のレーザー装置を用いた場合の変換効率は、従来は1%程度以下の状態でした。

今回、私たちは、大韓民国光州科学技術院高等光技術研究所、財団法人電力中央研究所、大阪大学レーザーエネルギー学研究センターとの共同で、レーザーパルス光のエネルギーが1J級の小型超高強度極短パルスレーザー装置 (一部屋に納まるサイズ) から得られるピーク出力50TW、パルス幅34fsのレーザー光を、厚さ7.5 μm の絶縁体薄膜 (ポリイミド) に集光、照射することによって、最高エネルギー4MeVの陽子線を、効率良く発生加速させて強い陽子線を得ることに成功しました (図4-12, 図4-13)。加速された陽子線へのエネルギー変換効率は

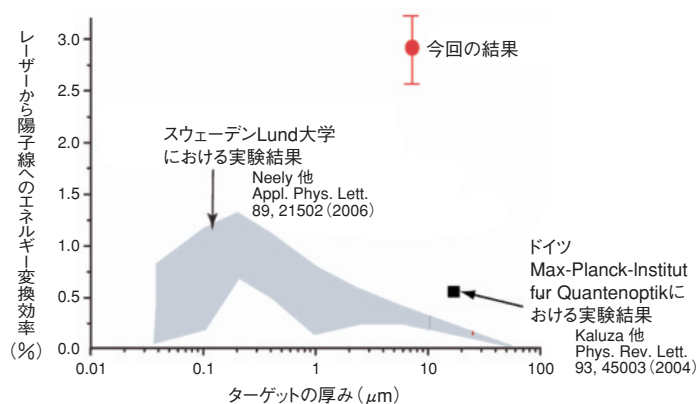


図 4-13 世界各国におけるエネルギー1J級のレーザーを使用した陽子線発生実験結果

今回の結果はほかの研究所で得られた値よりも高い結果となっています。

～3%に達しています。このときピーク電流値は0.3mAに相当します。数MeV級のエネルギー領域におけるこのような高ピーク電流の陽子線は、従来の加速器で実現されている値に比べて何桁も大きい値です。

このような効率の高い陽子線発生及び加速の実現は、将来のがん治療へのレーザー駆動陽子線の応用及び産業応用に大きく貢献します。レーザーから陽子線へのエネルギー変換効率が向上したことにより、レーザー装置に要求される開発目標値 (エネルギー10J, 繰返し100Hz) を下げることができ、レーザー駆動陽子線加速器の実現へ向け大きく前進することができるからです。

今回得られた陽子線生成システムは、レーザー加速器開発計画にとって、小型のレーザー装置を用いて効率良く陽子線を生成することができることを示した点が画期的であり、レーザー駆動陽子線の医学利用、産業利用へ向けた開発に弾みをつける結果となっています。しかしながら、レーザー駆動陽子線加速単体で医学利用を行うためには、陽子線エネルギーを少なくとも80MeV以上とする必要があり、更に実際に患部に照射するためには、そこまで陽子線を伝送し、治療にふさわしい陽子線 (エネルギー、粒子数、空間分布) にして照射する必要があります。現在、私たちは、レーザー駆動陽子線加速器の実現に向け、陽子線発生部の開発に加え、伝送、照射システムの開発を進めています。

●参考文献

Nishiuchi, M. et al., Efficient Production of a Collimated MeV Proton Beam from a Polyimide Target Driven by an Intense Femtosecond Laser Pulse, Physics of Plasmas, vol.15, issue 5, 2008, p.053104-1-053104-10.

4-6 温度上昇で収縮する物質中の不規則な構造ひずみ —局所構造ひずみが引き起こす磁気体積効果の緩和(インバー効果)—

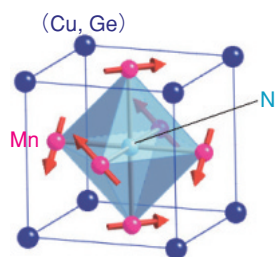


図 4-14 $\text{Mn}_3\text{Cu}_{1-x}\text{Ge}_x\text{N}$ の結晶構造と磁気構造

Cu又はGeは立方体を形成し、Mnは各面の中心に位置して正八面体を形成しています。NはMnの正八面体の中心に位置します。赤矢印はMn磁気モーメントが配列する方向を表します。

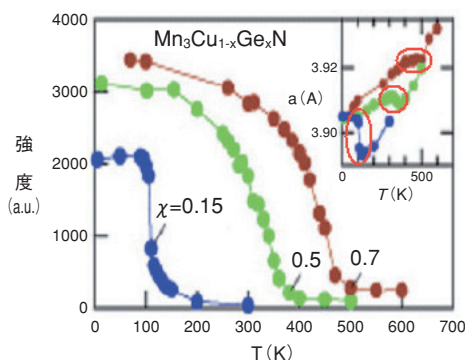


図 4-15 $\text{Mn}_3\text{Cu}_{1-x}\text{Ge}_x\text{N}$ ($x=0.15, 0.5, 0.7$) の磁気散乱強度の温度依存性と格子定数の温度依存性 (挿入図)

丸で囲んだ温度領域で格子が緩やかに増大する試料 (挿入図) では磁気散乱強度も緩やかに増大します。

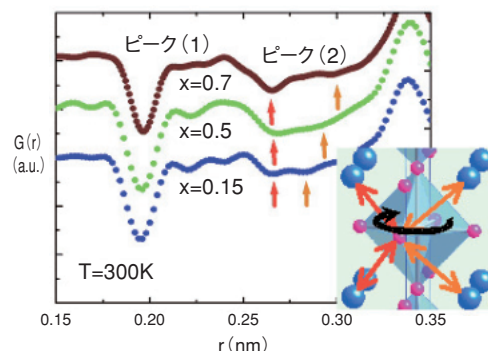


図 4-16 $\text{Mn}_3\text{Cu}_{1-x}\text{Ge}_x\text{N}$ ($x=0.15, 0.5, 0.7$) の300Kで得られた原子対相関関数G(r)とこれから予想されるMn八面体の回転 (挿入図)

ピーク(2)の色付き矢印はMn-Cu(Ge)原子相関 (挿入図) ピークの分裂を示します。またxが大きいほどピークの分裂が大きいことも分かります。

通常物質は温度が上がるとその体積は膨張します。しかし温度が上がると逆に収縮する不思議な物質がごく稀に存在します。この原因の一つとして磁気体積効果と呼ばれる現象があります。これは降温によって磁気秩序の発達とともに体積が膨張する現象です。特に体積変化 (すなわち磁気体積効果) が温度に対して緩やかに起きる現象をインバー効果ともいいますが、そのメカニズムについては100年近く研究されているものの明確な結論が出ていません。独立行政法人理化学研究所の竹中らは Mn_3CuN のCuの部分を一部Geに置き換えた物質 $\text{Mn}_3\text{Cu}_{1-x}\text{Ge}_x\text{N}$ (図 4-14) で、Ge濃度 $x \sim 0.15$ では温度に対して急激な磁気体積効果が生じ、 x を増大させると体積変化が温度に対して緩やかになること、しかも温度上昇に対する体積収縮率が過去最大であることを発見しました。私たちはこの物質における磁気体積効果の緩和メカニズムの解明を目的として粉末中性子回折実験を行いました。

まず本物質について磁気体積効果を示さない $x < 0.15$ の試料も含めて結晶構造と磁気構造を調べるためにJRR-3において回折実験を行いました。その結果、本物質は立方体の結晶構造を保ち、Mn磁気モーメントが図 4-14の配列をとる場合においてのみ大きな磁気体積効果が生じることを明らかにしました。また、図 4-15に示すように図 4-14の配列を持つ磁気モーメントによって生じる磁気散乱強度の温度変化を調べた結果、磁気モーメントの大きさ (散乱強度に対応) が緩やかに増大する試料では

体積膨張も緩やかであることも分かりました。

つまりこの物質では x を変えても結晶構造及び磁気モーメントの配列は変化せず、磁気モーメントの成長の温度変化にのみ変化が生じています。この原因として私たちはCuとGeという大きさの異なる元素が不規則に存在することによって生じ得る、周期性を持たない構造ひずみの可能性に着目しました。そこでロスアラモス国立研究所での測定から原子対相関関数 $G(r)$ を導出してこの物質の局所構造を調べました。得られた $G(r)$ を図 4-16に示します。0.19nm付近の下向きのピーク(1)はMnとNの相関を表し、0.28nm付近のピーク(2)はMn同士及びMnとCu(Ge)の相関の足し合わせを表します。ピーク(1)は1本で鋭いものの、ピーク(2)は矢印のように二つに分裂して見えます。前者はMn正八面体とその形を保っていること、後者はそれが回転してMn-Cu(Ge)間距離に長短が生じたことを示します (図 4-16挿入図)。またこのMn正八面体の回転は平均の構造としては観測されないことから、周期性を持たない局所的な構造ひずみであることが分かります。更に図中の矢印から分かるように、 x が大きくなるほど温度による体積収縮が緩やかな試料ほどMn-Cu(Ge)間距離の長短の差が大きくなり、すなわちMn正八面体の回転が大きいことも分かりました。私たちはこの研究によって従来全く考慮されてこなかった局所構造ひずみが磁気体積効果の緩和、インバー効果に大きく関係していることを初めて明らかにしました。

●参考文献

Ikubo, S., Kodama, K. et al., Magnetovolume Effect in $\text{Mn}_3\text{Cu}_{1-x}\text{Ge}_x\text{N}$ Related to the Magnetic Structure: Neutron Powder Diffraction Measurements, Physical Review B, vol.77, no.2, 2008, p.020409-1-020409-4.

4-7 新しい放射光X線分光法で観る電子の運動状態 — 共鳴非弾性X線散乱による梯子格子銅酸化物の電荷励起の観測 —

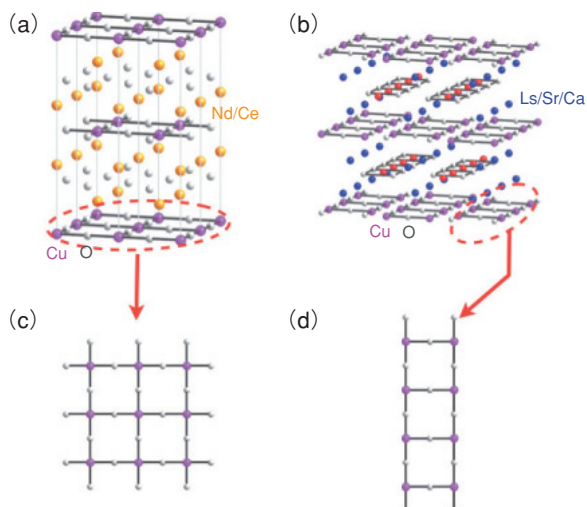


図 4-17 代表的な銅酸化物とその構成要素
(a) $\text{Nd}_{2-x}\text{Ce}_x\text{CuO}_4$ の結晶構造 (b) $(\text{La},\text{Sr},\text{Ca})_{14}\text{Cu}_{24}\text{O}_{41}$ の結晶構造
(c) 二次元正方格子 (d) 二本足梯子格子

物質中の電子の運動状態、すなわち、どのようなエネルギー・運動量状態にあるかを探り、そこから物質の性質を理解することは、物質科学の重要な役割の一つです。電子の運動状態を調べる上で、電子の持つ電荷によって散乱される光は重要な測定プローブです。これまでの歴史において、光源の発展が新しい分光法を生み出し、物質の物理的、化学的な性質を理解するのに貢献してきました。エネルギーの大きな光であるX線についても同様です。最近、SPRING-8などからの高輝度放射光X線が得られるようになったことで、X線非弾性散乱という新しい分光法が可能となってきました。従来の多くの分光法が電子の持つエネルギーのみに注目しているのに対し、X線非弾性散乱は運動量に関する情報もあわせて得ることができます。更に、X線のエネルギーを特定原子の電子準位に共鳴させた共鳴非弾性X線散乱では、物質の性質を決めるのに重要な原子中の電子に関する情報を選択的に得ることができます。

研究対象は高温超伝導などで知られる銅酸化物であり、その電子の運動状態を調べることが目的です。図 4-17(a) に代表的な銅酸化物超伝導体 $\text{Nd}_{2-x}\text{Ce}_x\text{CuO}_4$ を示します。超伝導の舞台となる構成要素は図 4-17(c) に示す CuO_2 二次元正方格子です。この物質についての研究は、「未来を拓く原子力2006」トピックス 4-9 で紹介しました。今回は、図 4-17(b) に示す $(\text{La},\text{Sr},\text{Ca})_{14}\text{Cu}_{24}\text{O}_{41}$ が対象で、重要な構成要素は図 4-17(d) の Cu_2O_3 二本足梯子格子です。この物質も圧力下で超伝導が見つかっており、構造の異なる第二の銅酸化物超伝導体と考えられます。

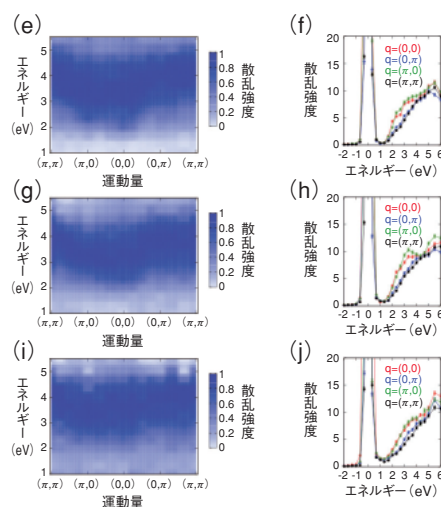


図 4-18 (e), (f) $\text{La}_9\text{Sr}_5\text{Cu}_{24}\text{O}_{41}$, (g), (h) $\text{Sr}_{14}\text{Cu}_{24}\text{O}_{41}$, (i), (j) $\text{Sr}_{2.5}\text{Ca}_{11.5}\text{Cu}_{24}\text{O}_{41}$ の共鳴非弾性X線散乱スペクトル
梯子格子の運動量は $q = (q_{\text{rung}}, q_{\text{leg}})$ で表しています。(e), (g), (i) は弾性散乱と 5 eV 以上の励起を差し引いてプロットしています。(f), (h), (j) は代表的な運動量でのスペクトルです。

図 4-18 に測定を行った三つの組成での共鳴非弾性X線散乱スペクトルを示します。図 4-18 の上から下の順で梯子格子内の電荷の量が増えていきます。まず目に付くのが 2 ~ 4 eV にある、運動量に対してエネルギーが変化する励起です。これは、電子間のクーロン反発により分裂した銅の 3d 軌道と酸素の 2p 軌道の間にあるエネルギー差を飛び越えるような励起です。(e) から (g) へと電荷の量を変えてもこの励起のエネルギー・運動量依存性はそれほど大きくは変化しません。これは二本足梯子格子の特徴で、電荷量の変化に対してエネルギー・運動量依存性が大きく変わる二次元正方格子とは対照的であることが分かりました。一方、1 ~ 1.5 eV 付近は (e) から (g) の順に強度が増大していることが分かります。この強度は梯子格子の中で動き回っている電荷の濃度に比例しており、その運動状態を反映したものです。

今回の研究で得られた電子の運動状態についての理解は、超伝導のモデルを考えていく上での基礎と成る舞台設定を与えるものです。結晶構造や電荷量に対する変化を詳細に調べておくことでモデル設定の妥当性が議論できるようになります。

最近、この二本足梯子格子内で動き回っていた電荷が規則的に整列して止まってしまう電荷秩序という状態がある組成で見つかりました。電荷秩序は二次元正方格子でも観測されており、共通して存在する電荷秩序が超伝導に協力しているのか、競合しているのかが重要な問題となっています。電荷秩序状態にある電子の運動をとらえることが次の目標です。

●参考文献

Ishii, K. et al., Momentum Dependent Charge Excitations of Two-leg Ladder: Resonant Inelastic X-ray Scattering of $(\text{La},\text{Sr},\text{Ca})_{14}\text{Cu}_{24}\text{O}_{41}$, Physical Review B, vol.76, no.4, 2007, p.045124-1-045124-7.

4-8 長周期の奇妙な結晶構造を金属水素化物で発見 — 金属格子中の水素によって誘起される現象解明への手掛かり —

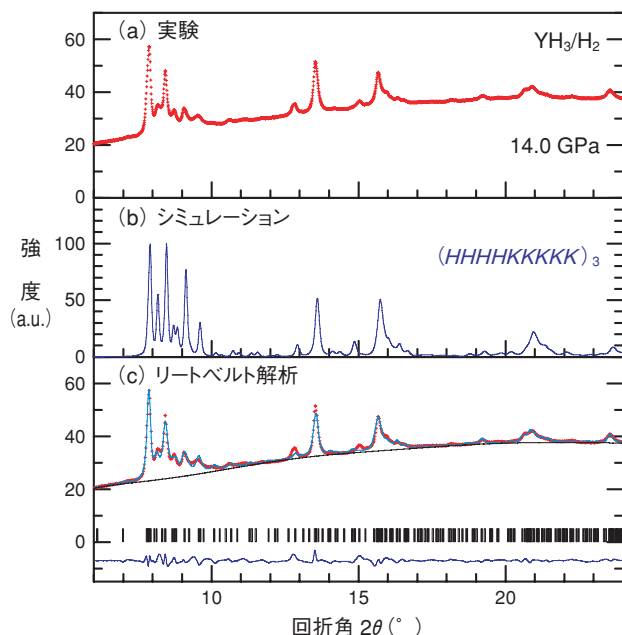


図 4-19 YH₃のX線回折パターン

- (a) YH₃の14.0 GPaにおける放射光X線回折パターン
(b) 27層の長周期構造モデルでのシミュレーションパターン
(c) リートベルト法によるパターンフィッティングの結果

水素は最も小さく、最も軽く、そして化学的に活性な元素で、ほとんどの金属と反応し金属水素化物を形成することが知られています。物質中に侵入した水素は周りの原子と結合を作りますが、その結合様式は元素種や水素の位置する格子間位置によってイオン結合、共有結合など多様です。このような結合状態は物質の電子状態や磁性などの物性に大きく寄与しています。この結合状態やその強さを変えるパラメーターの一つに圧力があります。私たちは圧力を加えることによる絶縁体-金属転移が観測されているイットリウム水素化物 (YH₃) に注目して、圧力を加えて結晶格子を縮めることで、結合を作っている金属-水素間の相互作用、さらには水素-水素間相互作用を変化させたときの結晶構造を詳細に調べました。こうした相互作用を顕在化した状態における研究は水素によって誘起される現象の解明への手掛かりになると考えています。

SPRING-8で高圧力下放射光X線回折実験を行った結果、YH₃における圧力による六方晶から立方晶への構造変化の過程が明らかになりました。この構造変化は、電子状態が絶縁体から金属的に変わる11 GPaから20 GPaの広い圧力領域にわたって起こります。この領域はこれまで低圧相 (六方晶) と高圧相 (立方晶) のドメインがラ

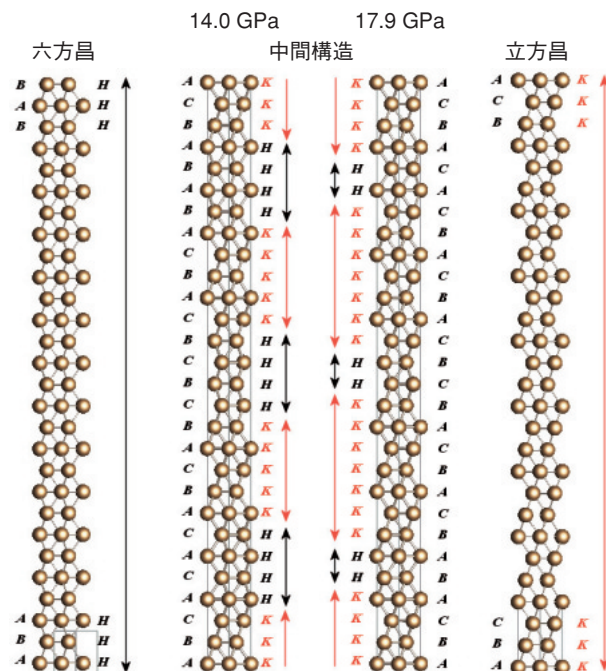


図 4-20 YH₃における金属格子構造の圧力変化

左から低圧相の六方晶構造、14.0 GPaと17.9 GPaにおける中間状態の長周期積層構造、高圧相の立方晶構造を示しています。

ンダムに配置している二相共存状態であると理解されていきました。しかしながら私たちは中間構造の高分解能の回折パターン (図 4-19(a)) とモデル構造を用いたシミュレーションパターン (図 4-19(b)) とを比較し、更にリートベルト解析によって実測パターンの再現 (図 4-19(c)) を行った結果、中間構造はY金属面の長周期積層構造の単相で説明できることが分かりました。この長周期積層構造は六方晶構造を形成するABA型配列 (H層) と立方晶構造を形成するABC型配列 (K層) の二つの異なる積層パターンの周期配列で表すことができます。図 4-20 に示す14.0 GPaにおける27層構造モデルでは4層のH層と5層のK層の交互配列で表すことができ、17.9 GPaのモデルでは2層のH層と7層のK層で表すことができます。このように私たちは、圧力を加えると単位胞中のK層の割合が増加し最終的にK層だけの立方晶構造と成ることを見だして、YH₃の圧力誘起構造変化はH層とK層の割合が徐々に変化していく逐次相転移であることを明らかにしました。水素を含まないY金属ではこのような長周期構造は出現しないため、Y格子間の水素が特異な長周期構造の形成と広い圧力領域にわたる逐次相転移に寄与していると考えられます。

●参考文献

Machida, A. et al., Long-period Stacking Structures in Yttrium Trihydride at High Pressure, Physical Review B, vol.76, no.5, 2007, p.052101-1-052101-4.

4-9 高温作動燃料電池開発のブレークスルー —高耐熱性芳香族高分子への導電性付与に成功—

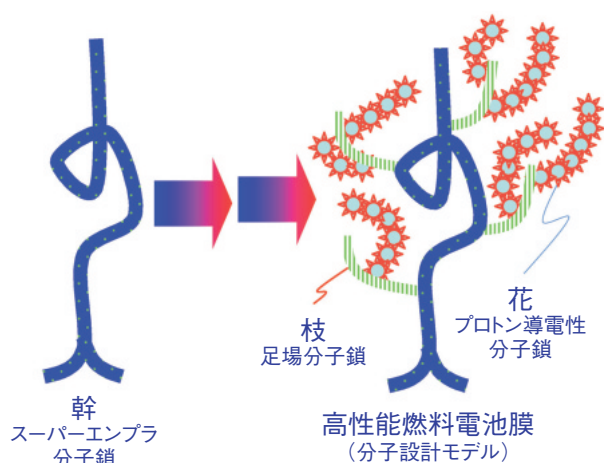


図 4-21 放射線グラフト重合法により開発した高性能燃料電池膜の構造模式図

高温耐久性のスーパーエンジニアリングプラスチックの分子鎖（幹）に足場分子鎖（枝）をつけ、次いで放射線グラフト重合することで、多数のプロトン導電性分子鎖（花）を導入することができました。

高分子型燃料電池は、家庭の電力源や自動車の動力源として有望視されています。この分野における燃料電池には、発電性能向上のため触媒効率が上げられる高温での作動や電解質膜を常に湿潤状態に保つための加湿システムが簡素化できる低加湿条件での作動が望まれています。しかしながら、現在市販されている全フッ素系電解質膜（ナフィオン膜）は、80℃以下・飽和加湿条件で優れた耐久性を示しますが、90℃以上・50%相対湿度以下の低加湿条件では膜の劣化が著しく進行することが指摘されています。そのため、高温・低加湿条件で数千時間使用できる新しい高分子電解質膜の開発が待ち望まれています。

この要請に応えるため、高温耐久性を持つ耐熱性芳香族高分子（スーパーエンジニアリングプラスチック、略称「スーパーエンブラ」）を基材として利用することを発案し、燃料電池膜の開発を進めました。具体的には、代表的なスーパーエンブラであるポリエーテルエーテルケトン（PEEK）フィルムに対し、プロトン伝導性基を有するスチレンスルホン酸エチルエステル（ETSS）モノマーを放射線グラフト重合法で導入し、それを水中で加水分解することで高温・低加湿条件で作動する高性能電解質膜の作製に成功しました。この方法では、強酸を用いる過酷なスルホン化反応工程が不要となるため、本来のPEEK特性を保持した強靱な電解質膜を作製することができました。

これまで、PEEK分子鎖（幹）へのETSS分子鎖（花）

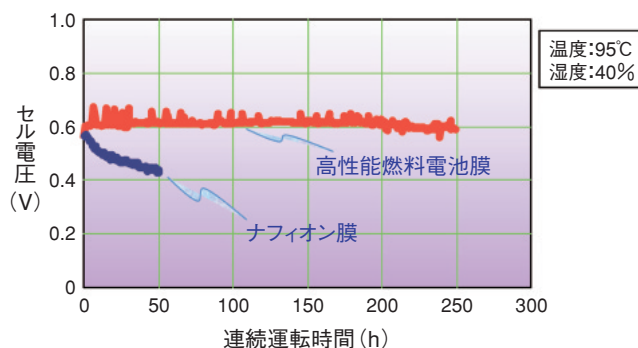


図 4-22 高性能電解質膜の高温低加湿作動条件における燃料電池特性

放射線グラフト重合により作製した電解質膜は、高温・低加湿条件において、市販のナフィオン膜に比べ、高い燃料電池性能を示しました。

のグラフト重合は、反応性が低いため、高いグラフト率が得られませんでした。そこで、反応の足場となる分子鎖（枝）を始めに幹につけることにより、花のグラフト反応性を高めようと考えました。枝としてはグラフト反応性が高いジビニルベンゼン（DVB）モノマーを用いました。この結果、枝を介して幹に沢山の花を放射線グラフト重合でつけることができ、導電性が高く、高温耐久性のある電解質膜を創ることができました（図 4-21）。

この電解質膜の燃料電池性能を評価したところ、高温・低加湿（セル温度95℃、相対湿度40%）条件において、ナフィオン膜より高い発電性能を示すことが分かりました。電解質膜の性能は、発電性能に加えて長時間における安定性が重要です。その安定性は通常、電流密度を一定にし、セル電圧の低下で評価します。ナフィオン膜はセル温度95℃、相対湿度40%条件では、劣化による薄膜化やピンホールによる膜のバリアー性低下により、短時間でその性能が低下します。これに対し、開発した電解質膜では安定性が大幅に改善でき、250時間に至るまでスタート時のセル電圧がほとんど変化しないことから、数千時間の耐久性を実現できる目途を得ることができました（図 4-22）。

このように、放射線グラフト重合を利用することで、高温・低加湿条件で長時間安定な発電性能を示す電解質膜の作製が可能となり、水素を燃料とした燃料電池用電解質膜の開発に大きなブレークスルーをもたらしました。

●参考文献

Chen, J. et al., Fuel Cell Performance of Polyetheretherketone-based Polymer Electrolyte Membranes Prepared by a Two-step Grafting Method, Journal of Membrane Science, vol.319, issues 1-2, 2008, p.1-4.

4-10 コンクリート構造物中の鉄筋のひずみを見る

－中性子回折法による非破壊ひずみ測定技術の応用－

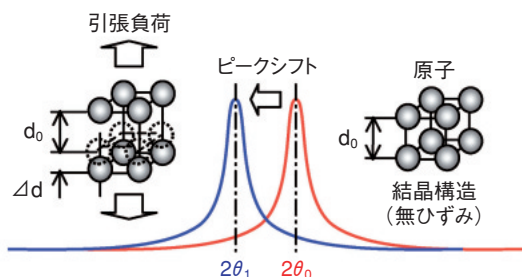


図4-23 中性子回折法によるひずみ測定原理

原子間距離の変化に起因した回折線の回折角 (2θ) の変化を測定することで格子ひずみを求めることができます。

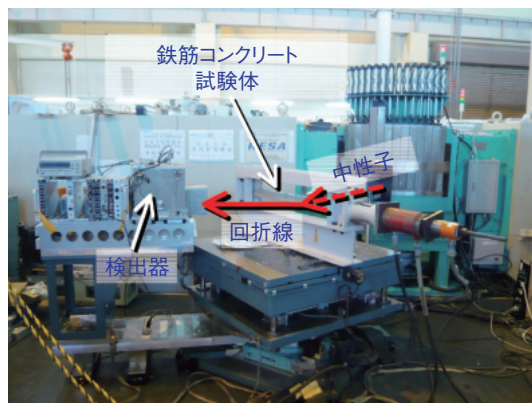


図4-25 中性子回折法によるひずみ測定の様子

中性子線はコンクリートを抜けて内部の鉄筋に照射され、鉄筋からの回折線は検出器により測定されます。

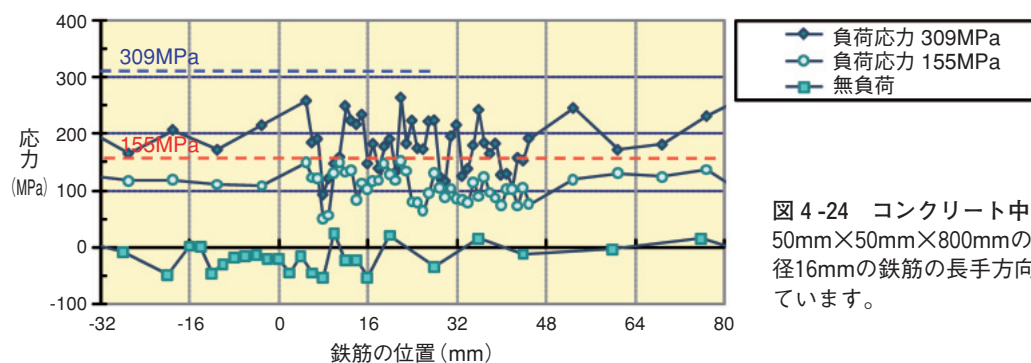


図4-24 コンクリート中の鉄筋の応力分布

50mm×50mm×800mmのコンクリート中に埋設された直径16mmの鉄筋の長手方向（負荷方向）の応力分布を示しています。

鉄筋コンクリート構造の性能は、鉄筋とコンクリートの付着抵抗機構（接触面での応力伝達機構）に影響されることが知られており、鉄筋のひずみ状態から付着特性の評価が行われます。従来は、鉄筋の数点に離散的に貼付したひずみゲージにより測定されていましたが、ゲージ部の防水処理や配線の取り回しなどが付着特性に及ぼす影響は無視できないものであり、また、離散的にひずみ分布を測定するため、ひび割れ近傍の応力分布などを詳細に測定することはできませんでした。一方、中性子回折法は、中性子線の回折現象を利用して、原子間距離を定量的に評価する物理的な計測法であり（図4-23）、数mmから数cmオーダーの物質内部の応力・ひずみ状態を、数mm程度の位置分解能により、非破壊・非接触で測定することができます。また、コンクリート中の蒸発性水分及びセメント硬化体中の結合水など、中性子に対して吸収係数の大きい水素元素を多く含むコンクリート構造物においては、中性子強度が大きく減衰すると考えられますが、コンクリート中の水分をできるだけ乾燥させることで、50mmから100mm角のコンクリート内部の鉄筋のひずみ測定が可能であることが分かりました。

図4-24は、中性子回折法により測定したひずみ分布から導出したコンクリート内部の鉄筋の応力分布を示した結果です。図4-25に示すようにコンクリートに埋設されている鉄筋の両端に155MPa及び309MPaの引張荷重を加え、そのときの鉄筋長手方向の応力分布を測定した結果です。負荷応力が増加するとともに鉄筋にかかる応力も増加しますが、鉄筋とコンクリートの付着により、コンクリートにも力が伝達するため、鉄筋に生じる応力は負荷応力よりも小さい傾向を示します。また、負荷応力が大きくなると、応力分布のばらつきがやや大きくなるように見えますが、これは鉄筋の節近傍に発生する応力集中部や、ひび割れ近傍の付着損失の影響と考えられており、ひずみゲージでは見えない詳細な応力分布も測定できる可能性を確認しました。このように、中性子回折法を用いることで、鉄筋に生じる応力分布を非破壊・非接触で詳細に測定できるほか、ひずみゲージによる測定が困難とされてきた、ひび割れ近傍の応力分布の測定なども可能になると期待されています。中性子回折法の利用により、ひずみゲージでは得られなかった新しい知見や事実が、今後明らかになる可能性があります。

●参考文献

兼松学, 野口貴文, 安田正雪, 鈴木裕士, 残留応力解析用中性子回折装置 (RESA) による鉄筋応力の非破壊測定, コンクリート工学年次論文集, 第30回コンクリート工学講演会, 福岡, vol.30, 2008, p.775-780.

4-11 高強度レーザーの小型化・低ノイズ化に成功

—レーザー駆動小型粒子線がん治療器の実現に向けて—

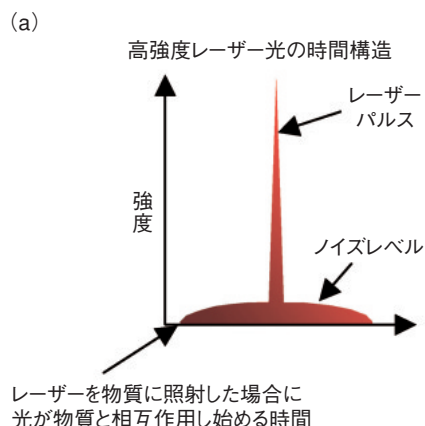


図 4-26 レーザー光のコントラスト

高強度レーザー出力は、(a)に示すようなノイズ成分に鋭いレーザーパルスがのった時間構造をしています。コントラストは、レーザーパルスのピークの強度とノイズの強度比で表されます。今回開発したレーザー（赤）は、従来の一般的なレーザーのコントラスト（青）に比べて2桁以上向上できました。

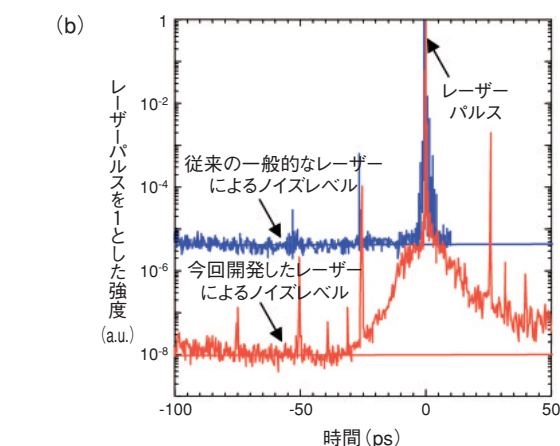
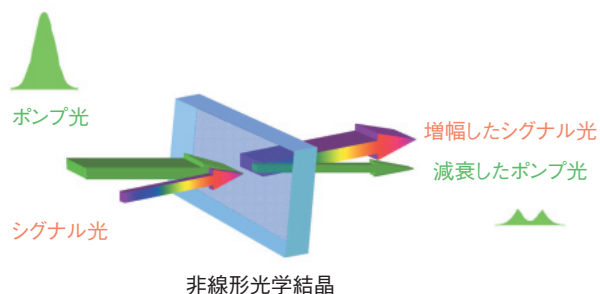


図 4-27 光パラメトリックチャープパルス増幅OPCPAの概念図
非線形光学結晶の中に増幅したいシグナル（レーザー）光をポンプ（レーザー）光と同時に角度を付けて導入して、ポンプ光のエネルギーをシグナル光に移し増幅する方法です。

現在、代表的な高強度レーザーとしてチタンサファイアレーザーが用いられています。しかし、構成する光学部品や機器の数が多く装置がまだまだ大型であり、図 4-26(a)に示すように高強度レーザーパルスに付随する不必要なノイズ成分が多い（コントラストが低い）出力となっています。例えば、1 TWの出力を得るのに増幅部の大きさは数m必要で、通常のコントラストは5～6桁程度です。コントラストが低いと大きなノイズによって物質が破壊したり、物質表面でプラズマが発生するなど、本来のレーザーパルスのみによって生じる理想的な現象が得られなくなります。例えば、レーザー駆動粒子加速器などに利用するにはノイズの影響により、粒子を高エネルギーまで加速できないなどの大きな技術課題がありました。

私たちはこの問題に対して、光パラメトリックチャープパルス増幅（OPCPA: Optical Parametric Chirped Pulse Amplification）という手法（図 4-27）を改良して高強度レーザーの増幅技術を開発しました。OPCPA法では、レーザー光（シグナル光）が増幅される時間はポンプ光のパルス時間のみです。したがって、短いパルス幅を持

つポンプ光を用いることにより、増幅可能な時間を短くできます。これにより、ノイズ成分の増幅を最小化することができ、シグナル光のレーザーパルスのみを選択的に増幅することができます。私たちは、特に、(1)小型化及び低ノイズ化のために、ポンプ光とシグナル光の空間的なビームのオーバーラップ（重なり状態）を向上させ増幅率を最大限まで高める技術、(2)低ノイズ化のために複数の非線形光学結晶を用いて多段のOPCPAを構成し、増幅率を高精度に制御する技術を開発しました。

その結果、(1)数mの増幅部が数10cmと高強度レーザーを従来の1/10以下の小型化にすることとともに、3 TWの世界最高のレーザー出力を達成すること、(2)図 4-26(b)に示すように8桁のコントラストを達成することに成功しました。

今回得られた増幅器の小型化や高コントラスト化といった成果は、レーザー駆動陽子線がん治療を始めとする医療分野や基礎科学研究、産業分野などにおける高強度レーザーの幅広い利用に大きく貢献するものと期待されています。

●参考文献

Kiriyama, H. et al., High-energy, High-contrast, Multiterawatt Laser Pulses by Optical Parametric Chirped-pulse Amplification, Optics Letters, vol.32, no.16, 2007, p.2315-2317.

4-12 放射線を感じる仕組みを発見

ー線虫C.エレガンスにおけるGPC-1タンパク質の役割ー

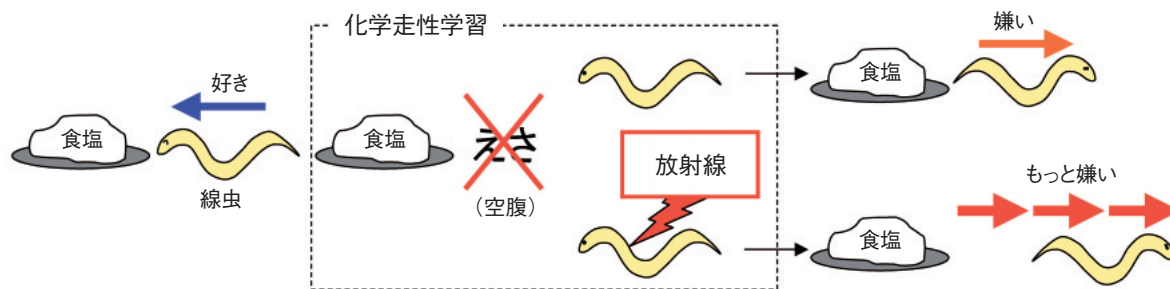


図4-28 線虫の化学走性学習と放射線影響

線虫は食塩（NaCl）に近づく性質がありますが、空腹時に食塩にさらされると、食塩に近づく性質が低下します（化学走性学習）。放射線がこの化学走性学習を亢進します。

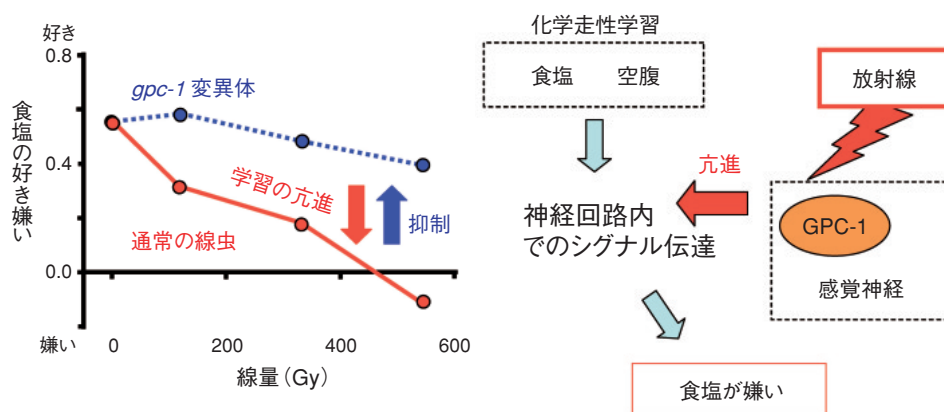


図4-29 放射線応答とメカニズム
化学走性学習過程の途中で通常の線虫が放射線を被ばくすると食塩がもっと嫌いになります。*gpc-1* 遺伝子を欠いた変異体では、この放射線応答が抑制されます。これは、食塩の好き嫌いの変化を誘導する放射線の応答がGPC-1タンパク質を介して生じることを意味しています。

放射線の発見から間もなく、放射線の物体を透過する能力はレントゲン撮影として利用され、今日では医学に限らず様々な分野で欠かせない技術となりました。一方、放射線が人体に及ぼす様々な影響についても知見が積み重ねられてきました。近年、神経系に対する放射線の影響が、医学と宇宙の分野において注目されています。医学においては、成人の脳内にも神経幹細胞があり常に神経の新生を行っていること、及びこの神経新生に放射線被ばくの影響が大きいことが分かってきたためです。また、宇宙分野においては火星などへの長期宇宙飛行において、宇宙線の高線量・急照射下で宇宙飛行士に異常行動が起こらないかどうかについての研究が進められています。

こうした背景を受けて私たちは、モデル生物線虫C.エレガンスを用いて、学習に対する放射線の影響を調べました。線虫は、すべての神経細胞の結合が明らかにされている唯一の多細胞生物であり、ヒトと類似した遺伝子が数多く存在し、アルツハイマーの研究に用いられるなど、神経系のモデル生物として知られています。

線虫の化学走性学習について実験を行った結果、 ^{60}Co γ 線の影響が学習過程の途中にしか起こらないこと、更に ^{60}Co γ 線が食塩をより嫌いにさせることを発見しました（図4-28）。この原因を突き止めるために、ある特定の遺伝子を欠いた変異体について同様の実験を行った結果、遂に、線虫の*gpc-1* 変異体が、私たちが発見した食塩をより嫌いになる放射線の応答を示さないことを見いだしました（図4-29）。この*gpc-1* 遺伝子は、特定の感覚神経のみでしか発現しない遺伝子であり、NaClの味覚で感受したシグナルを特定の行動の変化に結びつける役割を果たすGPC-1タンパク質をコードしています。すなわち、線虫では、「放射線の刺激が特定の感覚神経を介して神経回路内情報伝達に干渉し、生来の学習行動の質的・量的な変化を引き起こす」ことを明らかにしました。

今後は、どのような分子メカニズムにより感覚神経が放射線を感じているのか、さらには放射線により誘導された神経系へのシグナルが神経系の中でどのように統合されるのかを探求していく予定です。

●参考文献

Sakashita, T. et al., Modulatory Effect of Ionizing Radiation on Food-NaCl Associative Learning: the Role of γ Subunit of G Protein in *Caenorhabditis Elegans*, FASEB Journal, vol.22, no.3, 2008, p.713-720.

安全規制を支え、安全と信頼を確保

原子力安全委員会の「原子力の重点安全研究計画」に沿って安全研究を実施

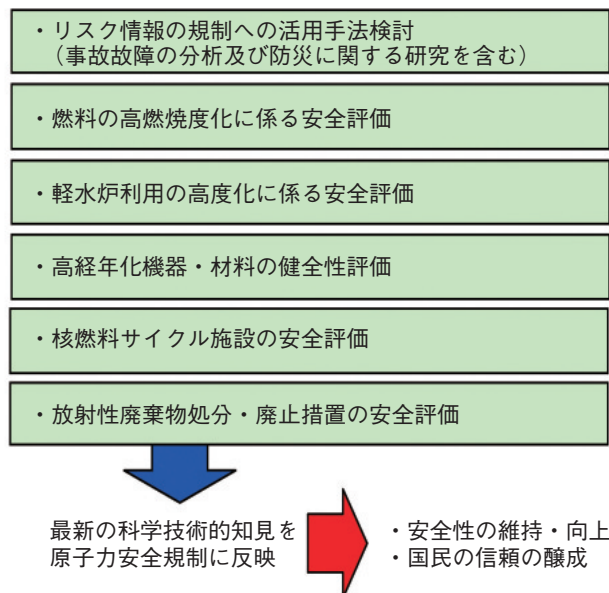


図5-1 安全研究の主な課題と役割

原子力施設の安全を確保するため、国は事業者による施設の安全設計及び安全管理について安全審査や検査を行っています。安全研究は、その判断根拠となる指針・基準類の策定に対して最新の科学技術的知見を提供するために不可欠です。

そのような原子力安全規制を支えるための安全研究について、原子力安全委員会は、今後の規制の動向を踏まえ重点的に実施すべき安全研究を定めた「原子力の重点安全研究計画」を2004年7月に決定し、2007年にはその成果の中間評価を行いました。この中で原子力機構は、主に図5-1に示すような重点安全研究課題の実施が期待されています。

こうした安全研究の成果を原子力安全規制に反映させることにより、原子力施設の安全性の維持・向上に貢献するとともに、国民の原子力に対する信頼の醸成に役立つと考えています。

また、規制機関である原子力安全・保安院及び独立行政法人原子力安全基盤機構から安全規制上の課題に対応するための調査・研究を多数受託し、これら機関の活動を支援しています。

私たちは「原子力の重点安全研究計画」及び規制行政庁などの委託に基づいて安全研究を着実に進め、広範な分野において成果を上げています。図5-1に沿って現状及び最近の成果の概要を述べます。

「リスク情報の規制への活用手法検討」に関する研究では、核燃料サイクル施設を対象とする確率論的安全評価(PSA)手法の開発・整備とその活用方法の検討を進めています。また、防災に関する研究では、防護対策のより一層の向上に資するため、PSAや環境影響評価などの手法を活用して、緊急時における判断や各種防災対策の指標、範囲、実施時期などの技術的課題の検討を行っています。「事故故障の分析」では、実際に発生した事例を分析し教訓を引き出す研究を継続的に実施しています。加圧水型原子炉(PWR)における応力腐食割れの発生事例を多数分析して、応力腐食割れの早期発見や対策の検討に役立つ情報を得ました(トピックス5-1)。

「燃料の高燃焼度化に係る安全評価」に関する研究では、通常運転時の燃料挙動解析コードFEMAXI-6を「プルサーマル」利用に対応できるよう改良し、実験と比較する(トピックス5-2)とともに、原子炉安全性研究炉(NSRR)における反応度事故模擬実験により、高燃焼度燃料での燃料ペレットからの核分裂生成物(FP)ガスの放出挙動を明らかにしました(トピックス5-3)。

「軽水炉利用の高度化に係る安全評価」に関する研究では、OECD/NEAとの国際協力により、PWRを模擬した大型非定常試験装置(LSTF)による実験計画を進め、事故時の状態把握や解析コードの検証に役立つデータを取得する(トピックス5-4)とともに、燃料集合体を模擬した流路内の冷却水の沸騰挙動を精密に測定する実験技術を開発し、反応度事故解析コードの検証用データを取得しました(トピックス5-5)。

「高経年化機器・材料の健全性評価」に関する研究では、原子炉圧力容器鋼材が中性子照射により脆化する機構(特に粒界脆化)に関するデータを取得し、懸念されたりン不純物の影響が十分高い照射量まで小さいことを確認しました(トピックス5-6)。

「核燃料サイクル施設の安全評価」に関する研究では、使用済燃料貯蔵施設の臨界安全評価において、使用済燃料では新燃料に比べて臨界になりにくい効果(燃焼度クレジット)に関する実験データを取得し、計算コードの検証を行いました(トピックス5-7)。

「放射性廃棄物処分・廃止措置の安全評価」に関する研究では、超ウラン元素(TRU)廃棄物のトレンチ処分、ピット処分及び余裕深度処分に対するそれぞれの放射能濃度基準値を定めるための評価手法を開発し、試算値を示すことにより、原子力安全委員会の報告書や経済産業省の省令の作成に貢献しました(トピックス5-8)。また、高レベル放射性廃棄物を地層処分する際にガラス固化体を封入したオーバーパック(厚い鉄の容器)を覆うベントナイト系緩衝材について、長期の性能変化を予測する手法を開発しました(トピックス5-9)。

5-1 運転経験から学ぶために

— 加圧水型原子力発電所における 1 次冷却水応力腐食割れ事例の分析 —



図 5-2 PWSCCによる原子炉压力容器上蓋(図 5-3 の A 部分に相当する箇所)の損傷状況

米国の原子力発電所データベースにおいて2002年に見つかったPWSCCによる原子炉压力容器上蓋の損傷の写真です。この事例では、原子炉压力容器上蓋の鋼材がPWSCCによって漏れ出た1次冷却水中のホウ酸が長期間にわたって湿った状態で存在したために鋼材の腐食が起こって写真のような穴が開いてしまいました(厚さ約17cmの上蓋鋼材は完全に腐食していました)。辛うじて上蓋の内側に貼られていた厚さ約1cmの内張り材により大事故にならずに済みました。

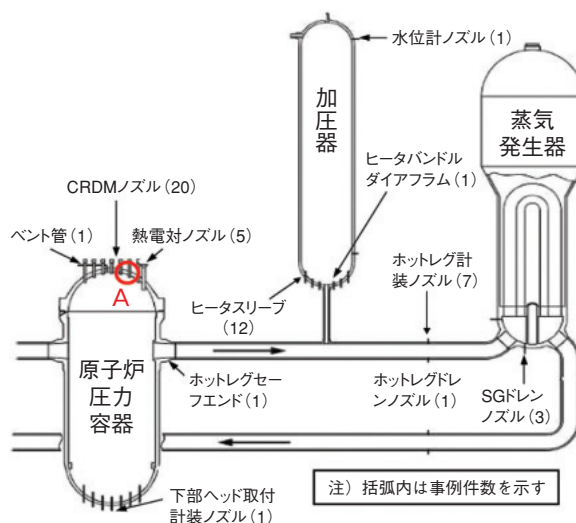


図 5-3 米国の原子力発電所で見つかったPWSCCの発生箇所
PWSCCという現象は、1990年代初頭から確認されてきましたが、原子炉の安全性にとって緊急の課題ではないとの認識でした。しかし、2000年代に入ってからその発生が顕著に認められるようになっていきます。この図は、1999年から2005年にかけて米国の原子力発電所で見つかったPWSCC事例を分析し、それらがどの部分で起こっているかを示したものです。この図から分かるように、PWSCCは、原子炉压力容器上蓋に取り付けられているCRDMノズル部で多く発生しており、これは、この箇所の温度が最も高いことによるものと考えられています。そのほかのところも比較的温度の高い部分であり、PWSCCが高温の条件下で起こりやすい傾向にあることを示しています。

「経験に学ぶ」あるいは「事故に学ぶ」ことは、原子力に限らず、あらゆる技術分野において重要であると言われています。原子力の分野では、実際に発生した事故や故障についてその原因を分析し、そこから得られる教訓や知見を施設の設計や維持管理に反映させるという活動が、国際的な規模で進められています。

原子力施設、特に原子力発電所において事故が起こるとその被害は甚大に及ぶ可能性があるため、こうした大きな事故に至るような「芽」を事前に摘むことが必要と考えられています。そのため、実際に起こった事故や故障の事例を数多く集めて分析を行うことによって、再発を防ぐための対策を検討することが不可欠となります。また、こうした分析は、継続的に行うことも重要です。私たちは、旧原研の頃からこうした活動を進めてきており、その成果は、随時、原子力安全委員会や原子力安全・保安院、電力会社などの関係機関に提供してきています。

図 5-2、図 5-3 は、最近の事故や故障について行った分析結果の一例を示したものです。この分析例は、PWR における原子炉压力容器や 1 次冷却系配管などで 1 次冷

却水応力腐食割れ (PWSCC) が起こったという事象を対象としたものです。原子炉压力容器や 1 次冷却系配管が破れると冷却材喪失事故 (LOCA) が起こり、原子炉の冷却や放射性物質の閉じ込めといった機能の一部が失われる結果となります。こうした重大な事態になるのを防止するのに役立つ知見を得るために、PWSCC がどのような箇所で起こり、どのような方法で見つかったかなどについて分析を行ったものです。この分析から、PWSCC は、原子炉压力容器上蓋に取り付けられている制御棒駆動機構 (CRDM) ノズルや加圧器ヒータスリーブといった高温の環境にさらされる機器に多く見られることが分かります。また、PWSCC の発見には、目視による検査のほか、検査対象箇所に応じて超音波試験あるいは渦電流試験などを適宜組み合わせる行うことが重要であることが分かりました。このほか、どのような修理を行ったかについても分析を行い、我が国の原子力発電所における PWSCC の早期発見の方法や対策の検討に役立つ情報としてまとめました。

●参考文献

高原省五, 渡辺憲夫, 米国の加圧水型原子力発電所における Alloy 600 製圧力バウンダリー構成機器の 1 次冷却水応力腐食割れ事例の傾向分析, 日本原子力学会和文論文誌, vol.5, no.4, 2006, p.282-291.

5-2 プルサーマル用MOX燃料のふるまいを計算で追う —FEMAXI-6コードによるHalden MOX燃料照射データの解析—

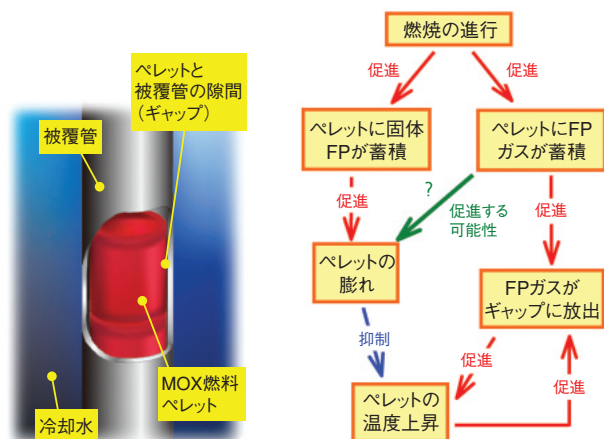


図5-4 燃焼が進む燃料棒の中で起こる様々な現象

FEMAXI-6コードでは上のような1本の燃料棒が計算の対象です。燃料棒の中ではペレットの膨れやFPガス蓄積、それに続くギャップへの放出などが起こり、これらが複雑に影響合っています。ペレットの膨れは主に固体のFPが蓄積することで起きますが、FPガスの粒界での蓄積が膨れを促進する可能性も指摘されています。

原子炉では燃料中のウランやプルトニウムが核分裂を起こし、エネルギーを発生（燃焼）しています。燃焼が進む燃料棒の中では様々な現象が起こり、互いに影響合うので(図5-4)、燃料がどうふるまうかを予測するには計算コードの助けが必要です。私たちは燃焼が進んだ（高燃焼度）燃料のふるまいを知り、安全性の確認に役立てるため、高燃焼度燃料ふるまいコードFEMAXI-6を開発してきました。現在、ウラン-プルトニウム混合酸化物（MOX）燃料を軽水炉で利用する「プルサーマル」の準備が進んでいます。私たちは、MOX燃料のふるまいを、高い燃焼度までより正確に予測するため、FEMAXI-6コードを改良しました。

まずMOX燃料ペレットの温度を正しく計算するため、MOXペレットに適した熱的、機械的モデルを新たに組み入れました。ペレット温度は、燃料のふるまい全体に強く影響する最も重要な要素です。次に重要な要素は、燃焼に伴い蓄積するFPガスの影響です。FPガスはペレットの結晶粒界あるいは結晶粒内に蓄積し、このうち粒界FPガスがペレットの膨れを促進する可能性があります。そこで、FPガスの直接的な影響はないと考える従来モデルに加え、膨れ促進の効果を考慮したガス膨張モデルを使えるよう改良しました。以上の改良を施したFEMAXI-6コードを用いて、Halden炉（ノルウェー）のMOX燃料照射データを対象とした計算を行い、測定値をどれだけ再現できるか調べました。

図5-5 (a) は燃料ペレット中心温度の照射中の変化で

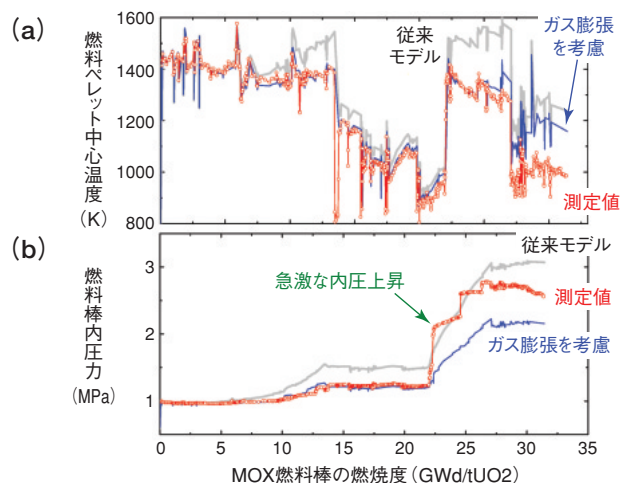


図5-5 測定値とFEMAXI-6による計算値の比較

(a) ペレット中心温度計算値は、特にガス膨張の影響を考慮したケースで測定値と良く一致し、ガスの蓄積がペレットの膨れを促進した可能性を示しています。

(b) 内圧計算値は後半の急激な上昇を十分に再現できておらず、FPガスふるまいの計算には改良の余地があります。

す。計算は測定結果を良く再現しており、燃焼の後半では特にガス膨張モデルが測定値と良く一致します。このモデルではペレット膨張が促進され、従来モデルに比べペレットが被覆管に接触しやすくなります。接触が起ると熱が伝わりやすくなり、ペレット温度は下がります。測定値との比較から、燃焼の後半にFPガスが粒界に蓄積し、ペレットの膨れを促進した可能性が大きいと考えられます。

図5-5 (b) は燃料棒内圧の変化です。燃焼後半の急激な上昇は、大量のFPガスがペレットからギャップに放出されたことを示しています。粒界FPガスは放出されやすいので、やはりFPガスが粒界に多く蓄積していたと考えられます。計算は測定結果と似た傾向を示すものの、十分には再現できていません。粒界へのガス蓄積を正確に計算できていないことが主な原因と考えられます。燃焼度が更に高くなると、このような測定値からのずれがペレット温度の計算に影響することもあると考えられるので、FPガスふるまいの計算には改良の余地があります。

今回の改良で、MOX燃料の温度をより正確に予測できるようになりました。また現在、粒界へのFPガス蓄積を正確に計算できる、新しいモデルの開発を進めています。FEMAXI-6コードは誰でも使えるようにソースコードを無償で公開しており、国内外で研究や安全評価に利用されています。2008年度末にはFEMAXI-6コードの改良版が公開予定で、下記サイトからダウンロードが可能になります。（<http://www3.tokai-sc.jaea.go.jp:8001/>）

●参考文献

Udagawa, Y. et al., Analysis of MOX Fuel Behavior in Halden Reactor by FEMAXI-6 Code, Journal of Nuclear Science and Technology, vol.44, no.8, 2007, p.1070-1080.

5-3 ペレットの組織変化は事故時燃料挙動に影響するか — 反応度事故条件下における高燃焼度BWR 燃料からのFPガス放出 —

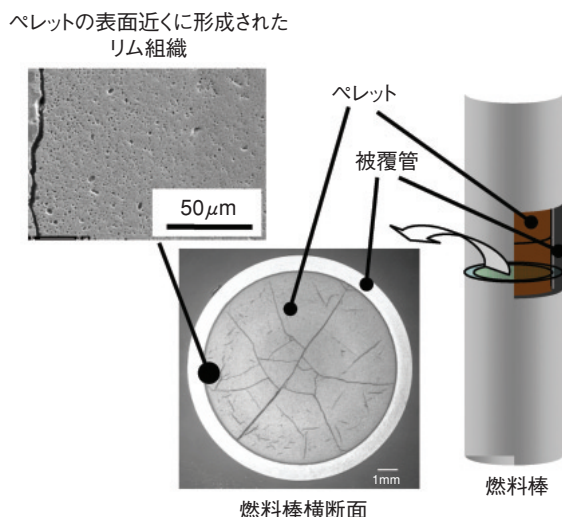


図 5-6 パルス照射実験前のペレット結晶組織観察結果
光学顕微鏡及び走査型電子顕微鏡 (SEM) を用いて原子炉内で長期間使用されたペレットの横断面を観察しました。ペレットの表面近くでは、中間部や中心部に比べ細かなFPガス気泡が高密度に析出するなど、製造時の結晶組織が失われていました。

ウラン資源の有効利用と燃料サイクルコスト低減を目的として、原子炉内での原子燃料の使用期間を延ばす高燃焼度化が段階的に進められています。原子燃料の使用に伴い、熱源であるペレットにはFPが蓄積し、また被覆管には冷却水による腐食が生じるため、高燃焼度化を進めるに当たっては、通常の運転条件に加え事故条件での安全性を十分に検討しておく必要があります。

高燃焼度まで使用したペレットの表面近くには、製造時の結晶組織と異なる、微小な気泡が高密度に析出した領域が観察されます (図 5-6)。このように変化した結晶組織はリム組織と呼ばれ、析出した気泡には高压のFPガスが蓄積されています。反応度事故 (RIA) などペレットに急激な温度上昇が加わることによってこの領域に蓄積されたFPガスが燃料棒内部に多量に放出されるようなことが起こると、ペレットと被覆管の間の熱伝達の劣化によってペレット温度が上昇したり、燃料棒内部のガス圧力の上昇によって被覆管が変形したりするなど、燃料棒の健全性に影響する可能性があります。したがって、RIA 時のFPガス放出挙動に及ぼすリム組織形成の影響を把握しておくことは重要な研究課題の一つです。

そこで、発電炉で高燃焼度まで使用した燃料棒から試

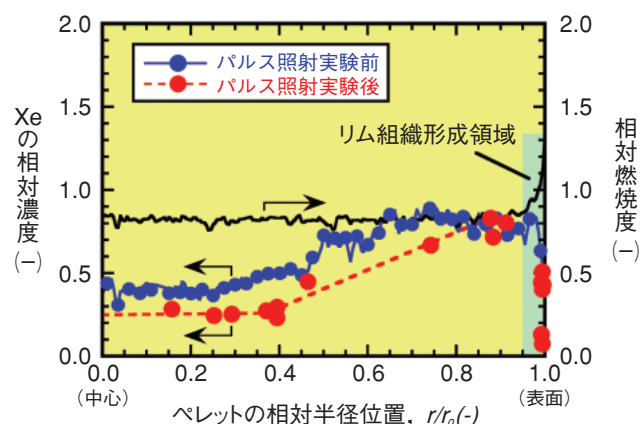


図 5-7 パルス照射実験前後の径方向Xe分布プロファイルの比較

NSRRのパルス出力運転により、軽水炉で想定されている反応度事故を安全に模擬することができます。パルス照射実験前の結果において、リム組織の形成領域にFPガス気泡の析出に起因する見掛けのXe濃度低下が見られますが、その程度は実験前後でほとんど変化していません。一方、実験後にはペレット中心から中間部にかけてXeの濃度が低下していたことから、FPガスは主にこの領域から放出されたと考えられます。

実験燃料棒を調製しNSRRにてRIA条件を模擬したパルス照射実験を行い、実験中に燃料棒内部に放出されたFPガスの量と組成を照射後試験で調べました。電子線マイクロアナライザ (EPMA) を用いて実験前後のペレット半径方向のFPガス原子 (Xe) の濃度分布を調べた結果 (図 5-7)、実験後のXe濃度はペレット中心から中間部にかけて低下しリム組織の形成領域では大きな変化は認められませんでした。実験中に放出されたFPガスの量と組成は、発電炉で使用中にペレット内部に蓄積したFPガスの量と組成の計算値並びに図 5-7 に示す実験前後のXe濃度分布の差から評価することができ、その結果は実験後の燃料棒内ガスに含まれていたFPガスの分析値と良く一致しました。実験後のペレット中間部に結晶粒の境界 (粒界) が分離した領域が観察されたこととあわせて考えると、実験中に放出されたFPガスは主にペレット中間部の粒界に存在していたものであり、リム組織からの放出は非常に少ないことが分かりました。

本研究の結果から、RIA 時のFPガス放出量がリム組織形成によって顕著に増加しないことが明らかとなり、RIA 時の燃料挙動を解析する上で重要な知見が得られました。

●参考文献

Amaya, M. et al., Fission Gas Release in BWR Fuel with a Burnup of 56GWd/t during Simulated Reactivity Initiated Accident (RIA) Condition, Journal of Nuclear Science and Technology, vol.45, no.5, 2008, p.423-431.

5-4 PWRの苛酷事故を防止する原子炉計装

— 事故時の炉心過熱度と出口検出温度との乖離原因を解明したOECD/ROSA実験 —

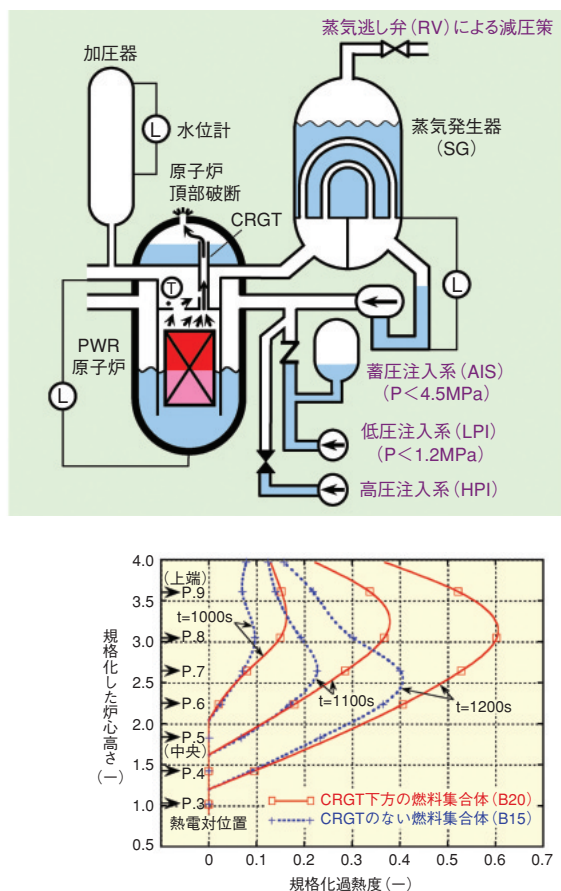


図5-10 二つの高出力燃料集合体での蒸気温度比較
上方にCRGTがあるか否かで軸方向温度分布が著しく異なります。

私たちは、LSTF実験を通じた国際共同研究により、軽水炉の安全向上を図るOECD/NEA ROSAプロジェクトを2005年に開始し、苛酷事故防止や解析コード高度化などの課題に14か国で取り組んでいます。その一つとして、PWR容器頂部小破断によるLOCA模擬実験(図5-8)を実施し、苛酷事故防止に用いる原子炉計装の特性を調べました。特に、破断口から冷却材が流出し続けて炉心が空だき状態になった時、その過熱を検知する上で最も信頼できると期待されている炉心出口温度計(CET)の特性を、実験で詳しく調べました。

炉心が過熱すると過熱蒸気は上方の出口に向かいましたが、最も早いCETの過熱検出は炉心の過熱開始より約70秒遅れ、運転員が減圧を開始する条件(623K)までには更に160秒かかりました。またCETの最大過熱度も、炉心最高温度点の過熱度よりずいぶん小さいものでした(図5-9)。私たちは二つの原因を考えました。一つは、破断位置が異なるほかのLOCA模擬実験でも、CETの昇温開始の遅れは共通して生じており、燃料棒上部の低温領域や炉心の出口付近と外周部の非加熱構造材による冷

図5-8 原子炉頂部小破断LOCA実験での炉心出口温度検出

制御棒駆動機構の貫通ノズル周辺に著しい減肉が発見された米国デビスベッシー炉の事例(トピックス5-1)を参考に、110万kW級PWRのLSTFを用いて原子炉容器頂部における小破断LOCAの模擬実験を行いました。ノズル1本の完全破断(コールドレグ1.9%破断相当)と高圧注入系(HPI)の全故障という厳しい条件を想定し、更に、炉心出口に設置した温度計(CET: 20点、図中T)が一定の過熱度(飽和温度からの上昇分)を検知したら、蓄圧注入系(AIS)や低圧注入系(LPI)の作動を促すため、運転員は蒸気発生器(SG)の二次側急減圧操作を開始することとしました。炉心で発生した過熱蒸気は、8本のCRGTに集中して多次元的に流れ、CETの過熱度検出特性に影響しました。

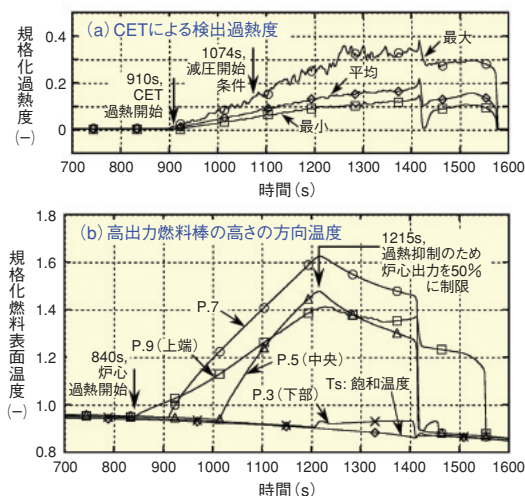


図5-9 CETが検出した蒸気の過熱(a)は、炉心燃料棒の温度(b)の過熱開始より遅れて発生し、かつ低い過熱度を示しました。

却効果が遅れの原因と考えられます。第二はこの実験特有の現象として、図5-8のように、炉心の高温蒸気が破断口につながる制御棒案内管(CRGT)下部入口へ集中し、三次元的な蒸気流れが生じたことです。実験では、出口付近にCRGTが設置された高出力燃料集合体(B20)では高温蒸気が上昇しましたが、CRGTのない燃料集合体(B15)では高温蒸気が近接のCRGTに向かって横向きに流れ、外周から低温の蒸気が流れ込んだと判断される結果を得ました(図5-10)。LSTFではCRGTの外側にCETを設置しており、蒸気の過熱検出が遅れる要因となりました。

私たちはこのような現象が実機でも生じうることを示すとともに、事故の兆候をより早く検知する代替指標(水位計3種、図5-8のL)の有用性を指摘しました。OECD/NEAはこれらの情報を参考に、新たなタスクグループを設立して調査・検討を始めました。この成果は、ROSAプロジェクト運営委員会の開示承認に基づく知的財産情報を含みます。

●参考文献

Suzuki, M. et al., Performance of Core Exit Thermocouple for PWR Accident Management Action in Vessel Top Break LOCA Simulation Experiment at OECD/NEA ROSA Project, Proceedings of 16th International Conference on Nuclear Engineering (ICONE16), Orlando, Florida, USA, 2008, ICONE16-48754, 11p., in CD-ROM.

5-5 炉心冷却水の急激な沸騰と泡のふるまいを測る

— 反応度事故時燃料発熱量のより正確な予測を目指して —

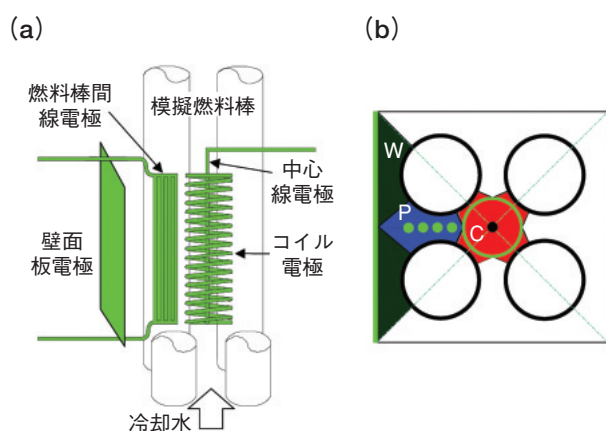


図 5-11 電気抵抗式ボイド率計の配置と計測領域

(a) はボイド率計の設置状況を横から見た図、(b) は上から見た図です。挿入した電極に加え、模擬燃料棒も電極として使用します。コイル電極と中心線電極で流路中央部 (C) を、燃料棒間線電極と燃料棒で燃料棒間領域 (P) を、壁面板電極と燃料棒で壁面近傍領域 (W) を計測します。

近年、軽水炉燃料の高燃焼度化が各国で進められています。高燃焼度化により、従来よりも多くのエネルギーを燃料から取り出すことができ、資源を有効に利用できます。一方で、燃料被覆管の腐食が進んだり、燃料内に燃焼によって生じるFPがたまり、燃料の材料としての性質が変化する可能性があります。このような燃料を用いた原子炉で万一事故が起こっても健全性を確保できるように、十分な安全余裕を見込んで設計するように基準が設けられています。私たちは、沸騰水型原子炉 (BWR) において、制御棒が突然抜けてしまい、急激に核反応が進んで出力が上昇する反応度事故の際の安全余裕を、精度良く予測するための研究をしています。

原子炉内では、核反応で発生した速度の速い中性子が、冷却水によって減速されて次の核反応を起こすのにちょうどよい速さになる (熱中性子) ことによって、連鎖的な核反応が生じます。すなわち、燃料の周囲が完全に水に覆われている時に、最も核反応が生じやすくなります。現在、反応度事故時の安全余裕の基準は、この「完全に水に覆われている」状態での核反応による発熱を基に決められています。しかし実際には、反応度事故によって発熱量が上昇すると、周囲の水が沸騰し、蒸気の泡 (ボイド) が発生します。このため、燃料の周囲にある水の量が実質的に減少して、核反応を抑える方向に働き (ボイド反応度フィードバック)、発熱量が減少します。したがって、ボイド反応度フィードバックを考慮すれば、より精度良く安全余裕を予測することができます。しかしながら、反応度事故のような急激な発熱時に

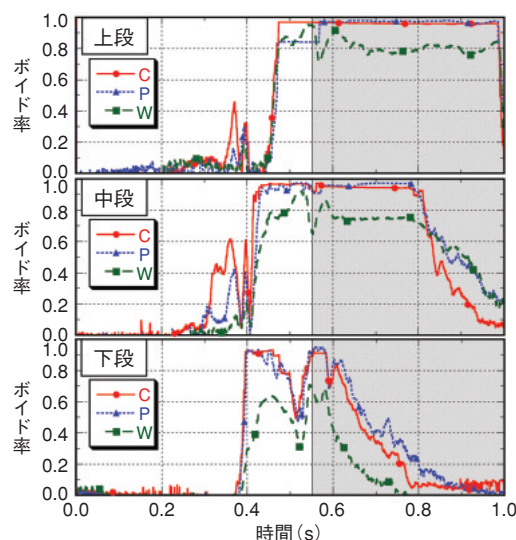


図 5-12 各計測領域におけるボイド率の時間変化

網掛けのない期間に模擬燃料棒が加熱されています。ボイド率が急激に上昇する時刻は壁面近傍領域で遅い傾向があります。また、流路方向のどの位置で初めにボイド率の急昇が起こるかは、条件によって異なります。

おけるボイドの発生、成長、移動などの挙動については測定が難しかったため、知見は非常に限られていました。そこで私たちは、図 5-11 に示すような実際の原子炉の燃料集合体を模擬した 4 本の模擬燃料棒 (電気加熱) を持つ試験流路を製作し、流路内のボイドの体積割合 (ボイド率) の分布を測定する実験を行いました。ボイド率の計測には、流路内に電極を設置し、電極間の電気抵抗値からボイド率を算出する電気抵抗式ボイド率計を用いました。流路の形状が複雑なので、図 5-11 のように計測したい場所にあわせて電極の形状をコイル、直線、板状にして設置し、電極の組合せを高速で切り替えて計測するという新しい手法を開発しました。このボイド率計を鉛直方向に三ヶ所 (上段、中段、下段) 設置し、各段において流路中央部 (C)、燃料棒間 (P)、壁面近傍 (W) の 3 領域で測定を行いました。例として図 5-12 に、模擬燃料棒を事故時の急発熱を模擬して 0.55 秒間加熱した場合のボイド率変化を示します。ボイド率の値、変動が流路内の場所によって大きく異なることがはっきり分かります。このような計測を、冷却水の温度や流速、模擬燃料棒の加熱量などを変化させて数多く実施し、燃料棒急速発熱時のボイド率変化の正確な予測に必要な、貴重なデータベースを取得しました。得られた成果を基に、数値解析コードの性能向上を図り、国の安全規制に役立つように研究を進めています。

本研究は、経済産業省からの受託研究「燃料等安全高度化対策事業」の成果の一部です。

●参考文献

Satou, A. et al., Study on Transient Void Behavior During Reactivity Initiated Accidents Under Low Pressure Condition—Development and Application of Measurement Technique for Void Fraction in Bundle Geometry—, Journal of Power and Energy Systems, vol.1, no.2, 2007, p.154-165.

5-6 原子炉压力容器鋼の破壊抵抗を調べる

—へき開破壊と粒界破壊が混在するときでも適切に破壊靱性を評価—

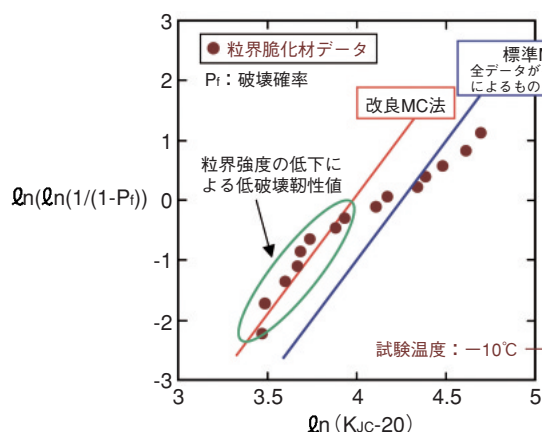


図 5-13 粒界脆化材の破壊靱性値のワイブルプロット

粒界脆化材では、粒界強度の低下による低い破壊靱性値 (K_{Jc}) のデータ群は、へき開破壊による高い K_{Jc} のデータ群とは異なる直線で表されます。この低い K_{Jc} データ群を適切に評価するためには、改良MC法が必要となります。

原子炉で炉心を取り囲む安全上重要な構造物が原子炉压力容器です。この容器は、厚さ10cm以上の低合金鋼で製作されています。低合金鋼は、低温でもろくなる性質があり、更に原子炉が使用されている間に炉心からの中性子を浴びることにより、脆化が進みます。このため、原子炉压力容器鋼の照射脆化は、監視試験によって定期的な確認や破壊力学に基づく健全性評価が行われ、破壊に対して十分に余裕があることを確認した上で使用されています。30年運転を迎える原子力発電所に対して行われる高経年化の評価では、60年運転後の原子炉压力容器の照射脆化を評価し、万が一、き裂が存在しても破壊しないことが確認されます。安全上最も重要な機器である原子炉压力容器の長期の使用を見込む場合、現時点では十分に余裕があっても、今後生じる可能性のある脆化の進行を考慮することが重要です。非常に多くの中性子が当たることにより、鋼材中の不純物元素であるリン(P)が結晶粒の界面、すなわち粒界に偏析し、粒界強度が弱められて粒界破壊が生じる、いわゆる粒界脆化が起きることも検討しておく必要があります。通常の脆化の場合、材料の破壊はへき開割れといって結晶粒内で生じますが、粒界破壊の場合は、粒界へのPの偏析が多くなることにより強度の低下した粒界で発生します。この場合、へき開破壊に粒界破壊が混在することとなり、破壊抵抗が低下する可能性があります。原子炉压力容器鋼の破壊抵抗は、破壊靱性値と呼ばれます。私たちは、Pの偏析が生じた鋼材(粒界脆化材)を用いて、へき開破壊だけでなく、粒界破壊が混在した場合でも破壊靱性値を精度良く評価できるよう改良した手法を提案しました。

原子炉压力容器鋼の破壊靱性値 (K_{Jc}) を評価する方法として、マスターカーブ法 (MC法) と呼ばれる新しい方法が欧米で規格化されています。この方法では、 K_{Jc} のばらつきは、最弱リンク説に基づいて破壊が発生すると

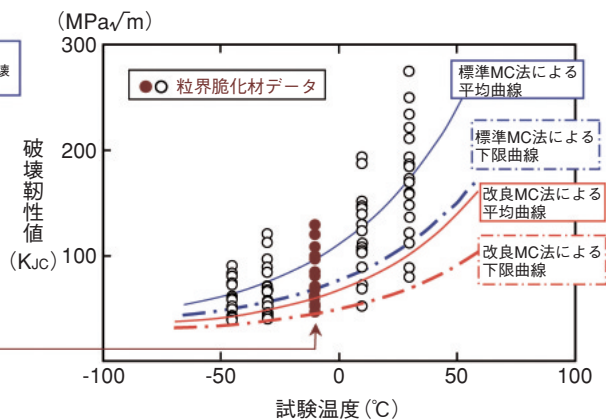


図 5-14 粒界脆化材の破壊靱性値の温度依存性とマスターカーブ

標準MC法により求めた下限曲線は、粒界脆化材の多くのデータがこの曲線より下側に位置しています。本研究の改良MC法により、粒界脆化材に特有な低い破壊靱性値の下限を十分に評価することが可能となりました。

いう理論的背景からワイブル分布に従うこととしています。また、多くの実験データの統計分析から、破壊靱性値の温度依存性を指数型曲線で表現するという特徴があります。しかしながら、このMC法は、へき開割れにより破壊する鋼材に対して開発されたものでした。

破壊靱性値は、同じ条件で測定しても大きくばらつきますが、図 5-13のワイブルグラフ上で、 K_{Jc} とその値以下で破壊する確率 P_t とをプロットすると、理論的には直線に分布します。へき開破壊に対応した標準MC法では、すべてのデータが同じ破壊様式であると仮定して図 5-13中の青線のように平均的な分布を求めます。へき開破壊の鋼材ではこの仮定が成り立ちますが、粒界脆化材のデータをプロットすると、一つの直線ではなく、途中で特徴的な折れ曲りが生じることが分かりました。これは、Pの結晶粒界への偏析により低下した粒界の破壊強度が、へき開破壊に対する強度とは異なる分布を示すことを意味しています。そこで、評価対象を折れ曲がり以下のデータに絞り込み、粒界破壊材に対応した統計処理を行う改良MC法の適用性を検討しました。温度条件を変えて取得した粒界脆化材の K_{Jc} データを図 5-14に示します。縦軸が測定した K_{Jc} 、横軸が温度で、青線は標準MC法により求めた平均曲線と下限曲線を示しています。へき開破壊材のデータは、標準MC法による下限曲線の上に位置することが確認されていますが、図 5-14では、粒界脆化材の多くのデータは、標準MC法の下限曲線より下側に位置しています。すなわち、標準MC法で評価するよりも低い破壊靱性で破壊が発生する可能性があることになります。一方、改良MC法で下限曲線を求めることにより、図 5-14の赤線のように粒界脆化材の全データが下限曲線の上側に位置することが分かりました。つまり、この提案方法の下限曲線より低い値では破壊は発生しないという、安全側の評価が可能となりました。

●参考文献

Nishiyama, Y., Onizawa, K. et al., Phosphorus Segregation and Intergranular Embrittlement in Thermally Aged and Neutron Irradiated Reactor Pressure Vessel Steels, Journal of ASTM International, vol.4, issue 8, 2007, p.12, Paper ID JAI100690.

5-7 使用済燃料が新燃料に比べて臨界になりにくいことを利用する — 燃焼度クレジット解析手法の検証用データの取得 —

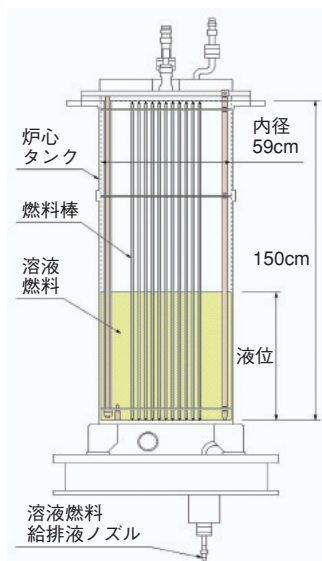


図 5-15 燃料棒と溶液燃料で構成した非均質体系
333本のウラン酸化物燃料棒が1.5cm間隔で円筒形の炉心タンクの中に配列されている。底から硝酸ウラン水溶液の溶液燃料を給液し、臨界となる液位を測定します。

原子炉では核分裂連鎖反応により燃料の核的な燃焼が進み、ウランなどの核分裂性物質が減り、FPが蓄積します。これらの変化はいずれも連鎖反応を維持するためには不利であり、使用済燃料は新燃料に比べて臨界になりにくい性質を持ちます。この性質を定量的に把握して利用することを「燃焼度クレジットを導入する」と呼び、その結果、輸送、貯蔵、再処理などでは、臨界事故を防止しつつ、より多くの使用済燃料を取り扱えるようになります。

現在までに我が国では、核分裂性物質の減少だけを考慮して燃焼度クレジットを導入した例がありますが、FPの蓄積を考慮した例はありません。FPの蓄積の効果を定量的に把握するためには、使用済燃料中のFPの量と、そのFPが臨界にどれだけ負の効果を与えるかを、正確に予想できなければなりません。

このうちFPが臨界に与える負の効果について、原子力科学研究所の定常臨界実験装置（STACY）を用いて、精密な測定を行いました。燃焼度クレジットを導入するメリットが大きい再処理施設の溶解工程を模擬して、ウラン燃料棒（ ^{235}U 5wt%）を配列した炉心タンクに底のノズルからウラン溶液燃料（ ^{235}U 6wt%）を供給し（図 5-15）、臨界となる溶液量を測定しました。溶液には、ウラン 1t 当たり 30GWday の積算出力を得た場合の蓄積濃度に相当するサマリウム（Sm）、セシウム（Cs）、ロジウム（Rh）及びユーロピウム（Eu）の各天然元素を順次加えたところ、

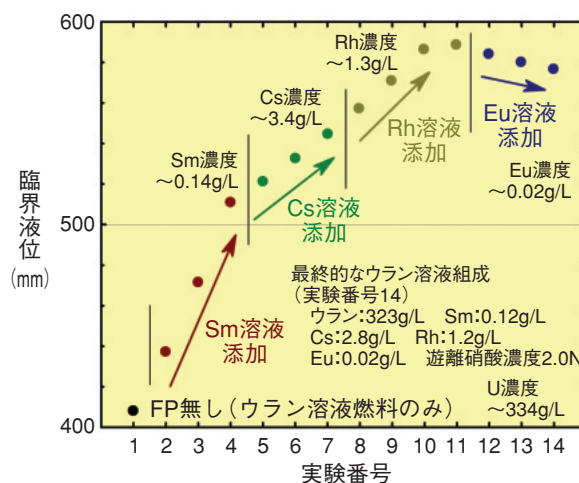


図 5-16 FP元素の追加と臨界量の増加

ウラン溶液燃料に Sm, Cs, Rh の硝酸水溶液を順次追加すると、中性子の吸収量が増え、臨界液位が増えます。同様に Eu も追加しましたが、溶液燃料全体の体積が増えて Sm などの濃度が下がった効果が Eu の濃度増加の効果よりも大きく、臨界液位は減りました。

ろ、臨界になりにくくなる、つまり臨界量が増える様子が図 5-16 のとおり得られました。

臨界に与える効果は、中性子実効増倍率 k_{eff} （連鎖反応を媒介する中性子の量の変化率であり、臨界の状態では 1.0）の変化で表します。各元素の単位濃度当たりの効果を測定結果に基づいて算出したところ、Sm は $-3293 \pm 40 \text{ } \text{c}/(\text{g/L})$ 、Cs は $-26.5 \pm 1.4 \text{ } \text{c}/(\text{g/L})$ などの結果が得られました（「c」は中性子実効増倍率の変化の単位でこの実験の場合は 7.6×10^{-5} ）。

SRACコードで核データライブラリー JENDL-3.3 による多群断面値を生成し、TWODANTコードで k_{eff} を算出しました。この結果に基づいて各元素の効果を求めたところ、Eu は測定と良く一致しましたが、Sm, Cs 及び Rh は測定よりも若干大きい結果になりました。測定の精度を考慮すれば Sm の結果にのみ有意な差があると考えられますが、計算だけに頼ると現実以上に負の効果があると結論することになり注意が必要です。

最近では、MCNP や MVP のようなモンテカルロコードでも摂動法により反応度効果が算出できるので、この実験結果を用いて検証を行う予定です。また、使用済燃料中の FP の量を実際に測定する照射後試験（PIE）についても、今後一層の精度改善が必要になります。

本研究は、文部科学省からの受託研究「再処理施設臨界安全技術開発等」の成果の一部を含みます。

●参考文献

Tonoike, K. et al., Benchmark Critical Experiments and FP Worth Evaluation for a Heterogeneous System of Uranium Fuel Rods and Pseudo FP Doped Uranium Solution, Proceedings of 8th International Conference on Nuclear Criticality Safety (ICNC 2007), Russia, 2007, p.222-227.

5-8 放射性廃棄物の処分可能な放射能レベルは？ —TRU廃棄物の濃度上限値を決定するための被ばく線量の計算—

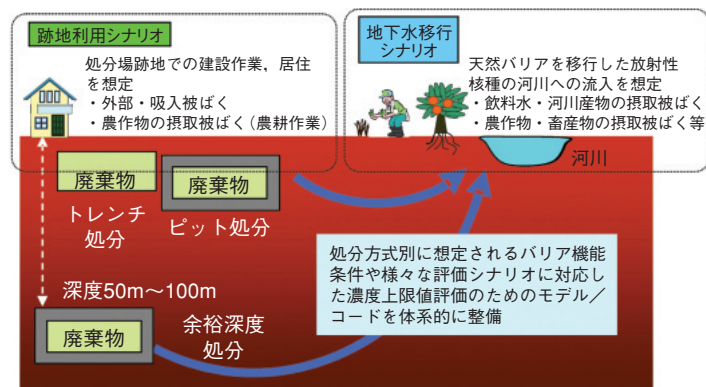


図5-17 濃度上限値算出のための評価シナリオと被ばく経路
低レベル放射性廃棄物処分の濃度上限値評価コードGSA-GCL第2版では、TRU廃棄物を対象に、3種類の処分方法（トレンチ処分、ピット処分、余裕深度処分）に想定されるバリア機能条件や様々な評価シナリオ（跡地利用シナリオ、地下水移行シナリオ）に対応した濃度上限値を算出するための被ばく線量評価を可能としています。

「濃度上限値」とは、低レベル放射性廃棄物の埋設事業の許可申請を行うことができる放射性核種濃度の最大値のことです。我が国では、放射性廃棄物の処分方策として、放射能濃度に応じ、高レベル放射性廃棄物相当の処分（地層処分）のほかに、3種類の処分方法（トレンチ処分、ピット処分、余裕深度処分）が考えられています。これら後3者の処分方法については、その特徴に応じ、処分できる放射性核種の濃度に上限値（基準値）が設けられます。再処理工場の運転などから発生するTRU廃棄物については、まだ基準値として定められていませんでした。このため、これらの処分方法を対象としたTRU廃棄物の濃度上限値を導出する評価手法を整備し、その基準値を決める必要がありました。

私たちは、まず、過去に開発した、原子力発電所廃棄物を対象とした濃度上限値評価コードをベースに、TRU廃棄物の特徴である崩壊連鎖に伴う放射能の減衰や増加などを考慮できるコンピュータ・コードの開発を進めてきました。このコードは、3種類の処分方法に想定される処分場（人工バリア）の仕様やその周辺の地層（天然バリア）条件の違い及び様々な評価シナリオ（処分場跡地の建設作業や居住を想定したシナリオ、天然バリアに

表5-1 各処分方法に対する濃度上限値の推奨値一覧

原子力安全委員会では、私たちのTRU廃棄物に対する被ばく線量の算出結果に、測定の容易性や実際に発生する廃棄物の核種濃度のばらつきなどの検討を加え、各処分方法の濃度上限値として推奨する核種及びその基準値を決定しています。（“—”は、各処分方法の濃度上限値として推奨する必要のないことを意味しています。）

核種	濃度上限値の推奨値 (Bq/ton)		
	トレンチ処分	ピット処分	余裕深度処分
C-14	—	1E+11	1E+16
Cl-36	—	—	1E+13
Co-60	1E+10	1E+15	—
Ni-63	—	1E+13	—
Sr-90	1E+07	1E+13	—
Tc-99	—	1E+09	1E+14
I-129	—	—	1E+12
Cs-137	1E+08	1E+14	—
α核種*	—	1E+10	1E+11

（*）α核種の濃度上限値は、ピット処分においてAm-241、余裕深度処分においてNp-237に対する値です。

おける地下水により移行した核種の河川への流入を想定したシナリオ）に対応した濃度上限値を求めるための被ばく線量の評価ができるものです。（図5-17）。

私たちは、各処分方法に応じた人工バリアと天然バリアの条件を設定し、このコードを用いた被ばく線量の計算結果から、TRU廃棄物の重要核種を選定し、それらの核種の最大となる被ばく線量を求めました。

算出した被ばく線量の結果は、原子力安全委員会報告書「低レベル放射性固体廃棄物の埋設処分に係る放射能濃度上限値について」（平成19年5月21日）に採用されました。この報告書では、私たちの被ばく線量の算出結果に測定の容易性や実際に発生する廃棄物の核種濃度のばらつきなどの検討を加え、濃度上限値として推奨する核種及びその基準値を決定しております（表5-1）。更に、その濃度上限値の推奨値は、2007年に改正された政令及び2008年に経済産業省によって改正された省令にそれぞれ規定されました。

本研究は、経済産業省原子力安全・保安院からの受託研究「放射性廃棄物処分の長期的評価手法の調査」の成果の一部です。

●参考文献

- 武田聖司ほか、TRU核種を含む放射性廃棄物及びウラン廃棄物のトレンチ処分に対する濃度上限値の評価（受託研究）、JAEA-Research 2008-044, 2008, 64p.
 武田聖司ほか、TRU核種を含む放射性廃棄物及びウラン廃棄物の余裕深度処分に対する濃度上限値の評価（受託研究）、JAEA-Research 2008-045, 2008, 60p.
 澤口拓磨ほか、TRU核種を含む放射性廃棄物及びウラン廃棄物のピット処分に対する濃度上限値の評価（受託研究）、JAEA-Research 2008-046, 2008, 62p.

5-9 放射性廃棄物処分場の閉じ込め性能はどれくらいもつか ーベントナイト系緩衝材の長期変質挙動のモデル化ー



図5-18 高レベル放射性廃棄物地層処分システム概念

高レベル放射性廃液を固化したガラス固化体は、鉄の容器で密封して、安定な岩盤中に定置し、周囲を緩衝材で覆って埋設します。処分場の操業時には処分坑道の支保にセメントが有用ですが、閉鎖後長期間には地下水を高アルカリ化し、ベントナイトの性能を低下させることが懸念されます。

高レベル放射性廃棄物（HLW）の地層処分は、使用済燃料を再処理した後に残る高レベル放射性廃液をガラス固化体として安定化させ、オーバーバックという厚い鉄の容器で密封して、深い安定な岩盤中に定置し、周囲を緩衝材（ベントナイト）で覆って埋設する方法です。ベントナイトには、物理的な緩衝機能のほかに、地下水を流れにくくしたり、地下水中に溶けた放射性物質を吸着したりすることにより、放射性物質を処分場内に閉じ込めることが期待されています。HLWの中には、放射能が減衰するのに数万年以上もかかるような長寿命の放射性核種が含まれているので、ベントナイトの性質が長い期間を経てどのように変化するかを知る必要があります。

HLWは放射性壊変により発熱しており、処分直後にはベントナイトの温度は90℃程度になると考えられています。また、処分場の施工に使用するセメントからはアルカリ成分が地下水に溶解して地下水を高アルカリ性にします。このような廃棄体内部からの熱や高アルカリ環境が、ベントナイトを変質させることが考えられます。

ベントナイトの閉じ込め性能は、主にその主成分鉱物であるモンモリロナイトが担っているため、モンモリロナイトの溶解量が閉じ込め性能の低下に関係します。これまででは、モンモリロナイト粉末を用いた溶解実験を行って必要なデータが取得されてきました。しかし、実際の処分場で緩衝材に使う時にはベントナイトは押し固められた状態です。押し固められた状態では緩衝材中の空隙は非常に小さく、水分子は自由に動けないかもしれ

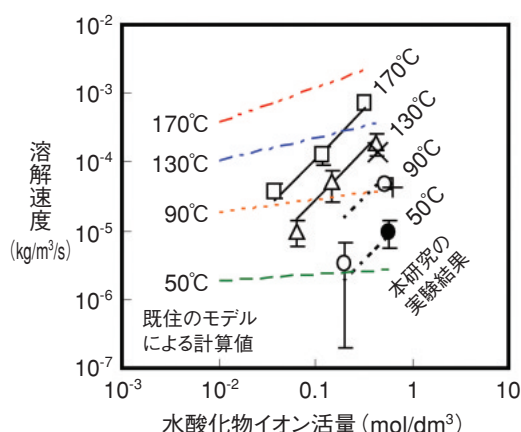


図5-19 高アルカリ溶液へのモンモリロナイトの溶解速度

ベントナイト中の主要な鉱物であるモンモリロナイトが、高アルカリ溶液に溶解する速度を調べました。溶解速度の、水酸化物イオン活量 a_{OH^-} 及び温度への依存性が明らかとなりました。ベントナイトを押し固めた状態で行った本研究の結果は、懸濁状態での実験に基づく既往のモデルと比較して、 a_{OH^-} 依存性が強いことが分かりました。つまりアルカリ性の効果が敏感に現れるということです。

ません。そのような拘束された状態の水と粉末と接する自由な水とではベントナイトとの反応速度は異なるかもしれないので、私たちは押し固めた状態で実験を行い、ベントナイトに起こる変化を観察しました。

実験により、図5-19に示すようにモンモリロナイトの溶解速度の OH^- 活量（ a_{OH^-} ）及び温度への依存性が明らかとなりました。このデータを基に、溶解速度 R_A を

$$R_A = 3.5 \times 10^3 (a_{OH^-})^{1.4} \exp(-51000/RT) \text{ [kg/m}^3\text{/s]}$$

とモデル化しました。ここで R は気体定数、 T は絶対温度です。ベントナイトを押し固めた状態での溶解速度には、粉末を水に懸濁させた状態で行われた研究に基づく既往のモデルと比較して、 OH^- 活量の影響が強く現れることが分かりました。

それゆえ地下水の OH^- 活量が溶解速度を決める重要な因子ですが、地下水組成は、鉱物との化学反応や物質移動で変化します。そこで、押し固めたベントナイト内での物質移動速度（拡散係数）を実測し、これらのデータも組み入れて、ベントナイトの長期の性能変化を予測する手法を開発しました。これにより、化学反応と物質移行特性変化が相互に影響し合いながら進む変質現象を予測することが可能となりました。

今後は、押し固めた状態での溶解速度に OH^- 活量が強く影響するしくみを解明して開発したモデルを処分場の地下水条件に適用できる科学的根拠とすることや、実験やフィールドでの観察結果との比較を重ねてモデルの妥当性を検証することが重要です。

●参考文献

Yamaguchi, T. et al., Experimental and Modeling Study on Long-Term Alteration of Compacted Bentonite with Alkaline Groundwater, Physics and Chemistry of the Earth, vol.32, no.1-7, 2007, p.298-310.

未来を拓く先端基礎研究

原子力機構先端基礎研究センターでは、将来の原子力科学の萌芽となる未踏の研究分野を開拓し、新原理・新現象の発見や新物質の創製、さらには新技術の創出を目指しています。そのために、私たちが持つ高度な人的・物的資源を有効に活用し、ほかの研究機関では実施の困難な原子力に関する研究を進めること、国際レベルの創造性あふれる研究であること、萌芽的段階の研究を一人歩きできるまで育てること、更に、国の新しい科学技術基本計画に照らし、基礎研究の重視と応用・社会との接点に向けて独自の視点を持ち人材育成に留意することの4点を基本的な研究方針としています。

具体的には、加速器などの重イオンビームを利用し、超重元素の原子核などの構造や崩壊の研究、新元素や新核種の合成法及び超重元素の化学的性質の研究を行う超重元素核科学、ウラン・超ウラン化合物の高純度単結晶

の育成と電子状態の研究及び中性子散乱、核磁気共鳴(NMR)、ミュオンスピン回転(μ SR)による超伝導物質などの磁気構造の解明を行うアクチノイド物質科学、超重重力やナノ粒子ビーム非平衡場を用いた新物質の探索と高輝度陽電子ビームによる最表面物性研究を行う極限物質制御科学、生体モデルとしての超分子系の分子間相関を中性子超小角散乱や放射線X線により解明する研究及びウラン化合物又は放射線と細胞、生体分子との相互作用の解明や放射線の物理化学生物作用における基礎過程を解明する物質生命科学を実施しています(図6-1)。

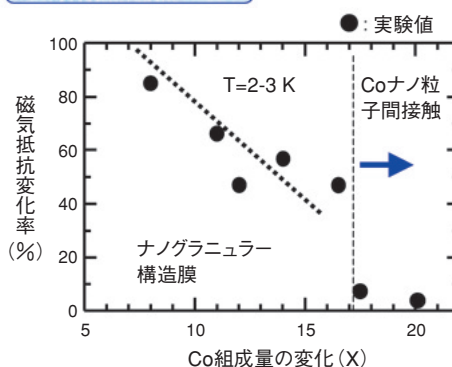
これらの先端的な研究を推進していくために、原子力機構内の他部門との連携や国際的な研究協力を実施しています。また、黎明研究を実施して、原子力機構外から研究のアイデアを募り、先端研究に活用しています。

超重元素核科学



タンデム・ブースター加速器で加速した重イオンを、変形した原子核などに衝突させて、自然界には存在しない非常に重い元素を作る反応機構を調べるための反跳生成核分離装置

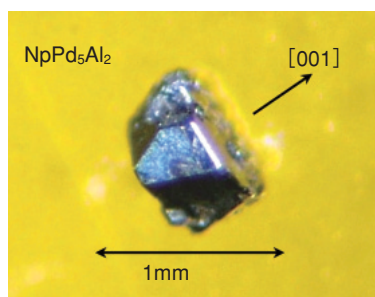
極限物質制御科学



有機分子(C_{60})と遷移金属(Co)などの非固溶物質の固溶化手法の開発、新機能物質の探索研究

巨大磁気抵抗効果(約90%)の発見

アクチノイド物質科学

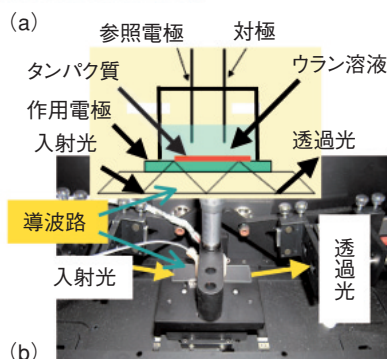


ネプツニウム化合物($NpPd_5Al_2$)高純度単結晶の写真

- ・超伝導を示すNp化合物の発見
- ・極めて高い臨界磁場(地磁気の50万倍)

重い電子系の磁性と超伝導発現機構の解明に弾み

物質生命科学



細胞表面での電子授受機構を解明するための装置
生体分子(タンパク質)を付加した光透過性作用電極を用いた電気化学セルの写真(b)と模式図(a)

先端基礎研究

大学等との連携・協力、黎明研究

各研究部門との連携

国際協力

図6-1 先端基礎研究で実施する四つの研究分野と原子力機構内外との協力

6-1 超重元素の化学的性質を明らかにする —104番元素ラザホージウムのフッ化物錯体—

[illegible]

図 6-2 元素の周期表

青は超重元素を表し、赤は本研究で対象とした 4 族元素を示します。
(112 番元素以降の元素は、まだ正式には認められていません。)

原子番号が104を超える非常に重い元素を超重元素といい、図6-2に示すように周期表の最も下の位置に配置されています。一般に、周期表で縦方向に並ぶ同族の元素は類似した化学的性質を示しますが、実際には周期表を下がるにつれて少しずつ化学的性質は変化します。ところが、超重元素のように原子番号が極端に大きくなると電子軌道に相対論効果が強く働くため、電子軌道と密接に関係する化学的性質も影響を受けます。その結果、超重元素は同族元素の系統性から外れた性質を持つのではないかという興味深い予測がされています。

私たちは原子力機構のタンデム加速器施設を用いて104番元素ラザホージウム(Rf)を合成し、フッ化水素酸と硝酸の混合水溶液中における陰イオン交換挙動を詳しく調べました。そしてRfのフッ化物錯体の性質が周期表第4族の同族元素であるジルコニウム(Zr)やハフニウム(Hf)とは大きく異なることを初めて明らかにしました。

図6-3に、Rf, Zr及びHfの分配係数の変化を硝酸イオン濃度に対して示します。分配係数とは樹脂相と水溶液相に存在する元素の濃度比を表し、大きいほど樹脂相に多く存在することを意味します。図6-3から、硝酸イオン濃度が高くなるにつれて分配係数が減少していることが分かります。これは硝酸イオン濃度の増加とともに、このイオンがイオン交換樹脂の結合サイトに入り込み、Rf, Zr及びHfのフッ化物錯体を水溶液中に追い出すことを表しています。このデータが示す重要なポイントは、その減少の傾きがすべて-2であることです。この傾き

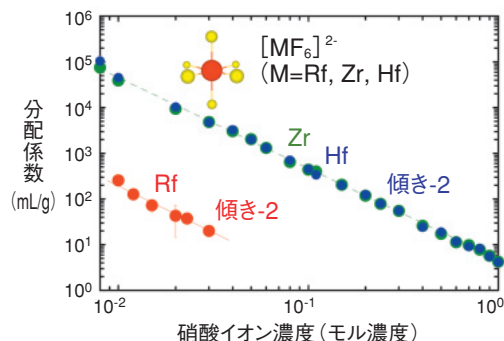


図 6-3 硝酸イオン濃度に対する Rf, Zr 及び Hf の分配係数の変化

赤(●)はラザホージウム(Rf)、緑(●)はジルコニウム(Zr)、青(●)はハフニウム(Hf)のデータを示します。

はフッ化物錯体が-2の電荷を持つことを示し、RfがZrやHfと同じく六つのフッ化物イオンを配位したヘキサフルオロ錯体($[\text{RfF}_6]^{2-}$)を水溶液中で形成し、イオン交換樹脂に吸着していることが分かります。これは超重元素の化学種を初めて決定した重要な成果です。また、Rfの分配係数がZrやHfよりも約2桁も小さいことが分かります。私たちはこの違いの原因を探るため、更にフッ化物イオン濃度に対する分配係数の変化を調べました。その結果、同じヘキサフルオロ錯体を形成するためのフッ化物イオン濃度が、RfではZrやHfと比較して2桁高いことが分かりました。つまりRfヘキサフルオロ錯体は形成されにくく、Zr、Hfの錯体形成に比べてより多くのフッ化物イオンを必要とするわけです。図6-3におけるRfとZr並びにHfの分配係数の違いは、このフッ化物イオン濃度ではZrやHfがすべてヘキサフルオロ錯体として存在するのに対し、Rfの錯体形成が完全ではないということを示していることが分かりました。

フルオロ錯体の形成しやすさは、主に Zr^{4+} 、 Hf^{4+} 、 Rf^{4+} のイオン半径によって決まります。そのため、Rfがヘキサフルオロ錯体を形成しにくいことから、 Rf^{4+} のイオン半径が Zr^{4+} 、 Hf^{4+} よりも大きいことが考えられます。また相対論効果は電子軌道に影響を及ぼし、イオン半径も変化すると考えられています。Rfのイオン半径にどのように相対論効果が影響しているのか、答えはまだ得られていませんが、今回の成果はその解明につながる重要な鍵となるでしょう。

●参考文献

Toyoshima, A. et al., Hexafluoro Complex of Rutherfordium in Mixed HF/HNO₃ Solutions, *Radiochimica Acta*, vol.96, no.3, 2008, p.125-134.

6-2 ネプツニウム化合物の重い電子が示す超伝導

—新物質探索によるアクチノイド科学の展開—

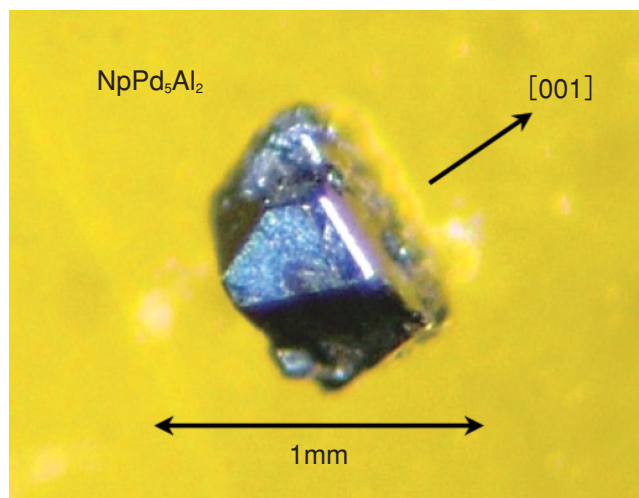


図 6-4 NpPd₅Al₂単結晶の写真

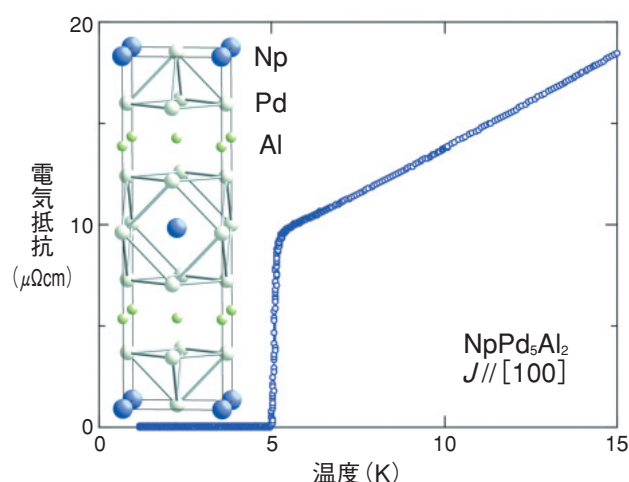


図 6-5 NpPd₅Al₂の結晶構造は体心正方晶で、NpはPdに囲まれています。また、電気抵抗は約 5 K でゼロになり、超伝導が実現していることが分かります。

ウラン (U)、ネプツニウム (Np)、プルトニウム (Pu) などのアクチノイド元素は、核燃料として用いられる原子力にとって非常に重要な元素です。一方、これらを含む物質は固体物性の観点からも非常に大きな興味を持たれています。アクチノイドの 5f 電子は、時として普通とは異なるタイプの超伝導や磁気的性質を示すことがあるためです。天然に存在する U 化合物は古くから研究されてきましたが、Np、Pu などの超ウラン化合物の研究は比較的最近になってから行われるようになりました。2002 年に Pu 化合物の超伝導体 PuCoGa₅ が初めて発見されて以来、アクチノイド化合物の中には、まだ知られていない物質や、未知の現象が潜んでいるのではないかと期待が高まってきていました。

2007 年、Np とパラジウム (Pd) の化合物を探索している過程で、超伝導体が見つかりました (図 6-4)。Np 化合物の多くは強い磁性を持ち、一方で一般に磁性と超伝導は相性が悪いので、超伝導は実現しにくいとされていたので、この発見は大変な驚きでした。この物質の組成と結晶構造を詳細に調べることで、Np と Pd に加え、アルミニウム (Al) を含む、これまでに知られていなかった新しい物質 NpPd₅Al₂ であることが分かりました (図 6-5)。超伝導転移温度は絶対温度で約 5 K であり、これは 5f 電子系超伝導としては PuCoGa₅、PuRhGa₅ に次

いで 3 番目に高い温度です。更に、超伝導を担っているのは自由電子に比べて 2 桁も有効質量が大きな「重い電子」であることや、その電子が非常に強い磁性を持っていることが次第に明らかになり、この物質が通常とはかなり異なる、特異な超伝導体であることが分かってきました。そのメカニズムの解明に向けた研究は現在も続いています。

この NpPd₅Al₂ の発見後、国内外の研究者により、同じ構造を持つ希土類・アクチノイド化合物が次々と報告されました。新物質が、超ウランをきっかけに見つかるのは非常に珍しいことです。これらは本研究がもたらした波及効果であると言えます。

アクチノイドの 5f 電子は、周囲の環境でその状態をめまぐるしく変化させます。中でも、Pu 単体は、室温から融点までの間に 6 種類もの異なる結晶構造をとりますが、このような元素はほかにありません。アクチノイド元素に対して新しい環境を提供するような新物質を探索することは、今回の NpPd₅Al₂ のように新規な現象の発見に結びつきます。このような研究は物質科学の探究そのものであると同時に、アクチノイド元素のより深い理解へとつながると考えています。

本研究は、東北大学金属材料研究所及び大阪大学と共同で行われました。

●参考文献

- Aoki, D., Haga, Y. et al., Unconventional Heavy-Fermion Superconductivity of a New Transuranium Compound NpPd₅Al₂, Journal of the Physical Society of Japan, vol.76, no.6, 2007, p.063701-1-063701-4.
 Haga, Y. et al., Crystal Structure and Magnetic Properties of the New Ternary Actinide Compounds AnPd₅Al₂ (An = U, Np), Journal of Alloys and Compounds, vol.464, 2008, p.47-50.

6-3 ミクロな視点でウラン・超ウラン酸化物の個性を探る —NMRによる電子状態の微視的解明—

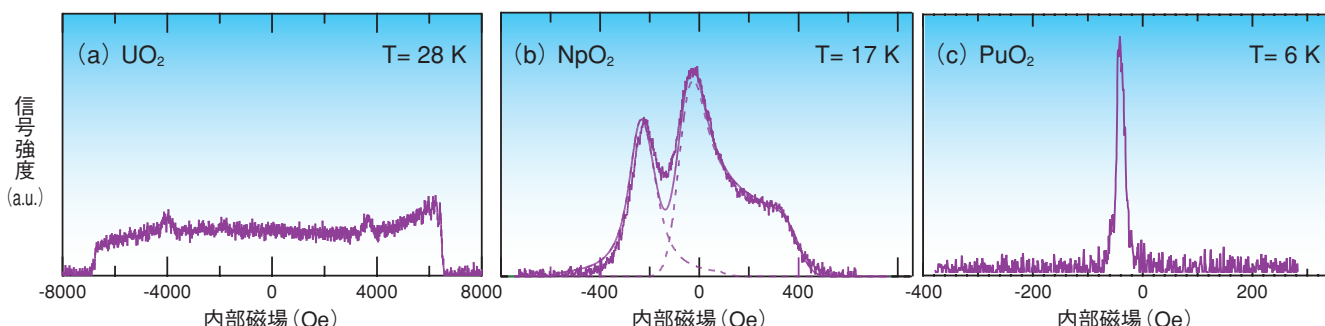
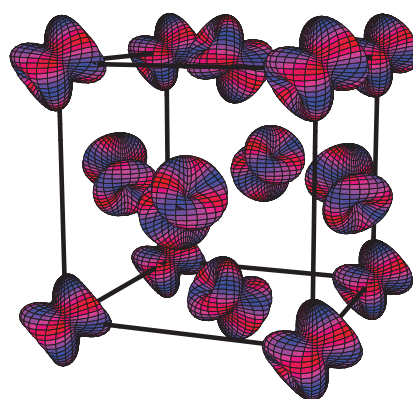


図 6-6 UO_2 , NpO_2 及び PuO_2 で観測された酸素核NMRスペクトル
横軸は酸素核位置に f 電子が作る内部磁場の大きさ、縦軸の信号強度はその内部磁場を感じている酸素核の数に対応しています。

図 6-7 NpO_2 で見つかった磁気八極子秩序
 NpO_2 の磁気八極子秩序。面心立方格子を組んだ各Npサイト上の太鼓状の形が電荷の分布を示し、赤と青の色の違いが上向きスピンと下向きスピンの状態の重みを示します。



物質の巨視的な性質を解明するには、その起源となる電子の微視的な性質を理解することが極めて重要です。私たちはこれまでNMR法という最先端の測定手法を駆使して、ウラン・超ウラン酸化物 (AnO_2 ; $\text{An}=\text{U}, \text{Np}, \text{Pu}, \text{Am}$ など) の電子状態の解明に取り組んできました。その結果、低温の電子状態について各物質の個性の違いが明らかになってきました。

図 6-6 は UO_2 , NpO_2 及び PuO_2 で観測された酸素核 NMR スペクトルを示しています。スペクトルの形状が三つの酸化物で大きく違っていることが分かります。(a) の UO_2 のスペクトルは幅が非常に広く矩形をしています。これは U の持つ磁気双極子の反強磁性的秩序が出現していることを示しています。一方、(b) の NpO_2 ではスペクトルの幅は小さくなりますが、複雑な構造を持つようになります。この NpO_2 の低温の電子状態については、これまで長く謎とされてきましたが、今回、私たちは単結晶を用いて高精度の NMR 測定を行うことにより、その起源が磁気八極子による新奇な秩序状態 (図 6-7) であることを明らかにしました。(c) の PuO_2 では、線幅の非常に狭いスペクトルが観測されています。これは 6 K という低温でも大きな内部磁場が存在しない非磁性状態が実現していることを示しています。

本研究で対象としている AnO_2 は、すべて同じ蛍石型結晶構造を持つ絶縁体です。では、なぜこれほど多彩な磁気状態が生じるのでしょうか。その鍵は、物質中の局在した f 電子の数と、それらの f 電子が持つ多極子自由度の違いにあります。 AnO_2 内のアクチノイドイオンはすべて +4 価の電子配置を持っています。そのため各イオン当たりの局在 f 電子の数は U で 2 個、Np で 3 個、Pu で 4 個と一つずつ増加していきます。一方、多極子自由度とは電子のスピンと軌道が強い相互作用によって生じる f 電子特有の新しい自由度です。多極子には、双極子、四極子、八極子などが存在しますが、結局、低温でどの自由度が生き残るかは、結晶の対称性と局在 f 電子の数によって決まっています。元々結晶の対称性が高く、かつ複数の局在 f 電子を持つ AnO_2 は、多極子自由度がもたらす新しい物理現象を系統的に研究する格好の舞台を提供していると言えます。

AnO_2 についてはこれまで核燃料としての応用を中心に研究開発が行われてきました。しかし今回、電子物性の研究対象としても、最先端のテーマにかかわる重要な物質群であることが分かってきました。今後は更に AmO_2 についての NMR 実験を、東北大学との連携で進めていく予定です。

●参考文献

Tokunaga, Y. et al., NMR Studies of Actinide Dioxides, Journal of Alloys and Compounds, vol.444-445, 2007, p.241-245.

6-4 金属材料の劣化診断を原子レベルで評価

— 走査型陽電子顕微鏡の開発 —

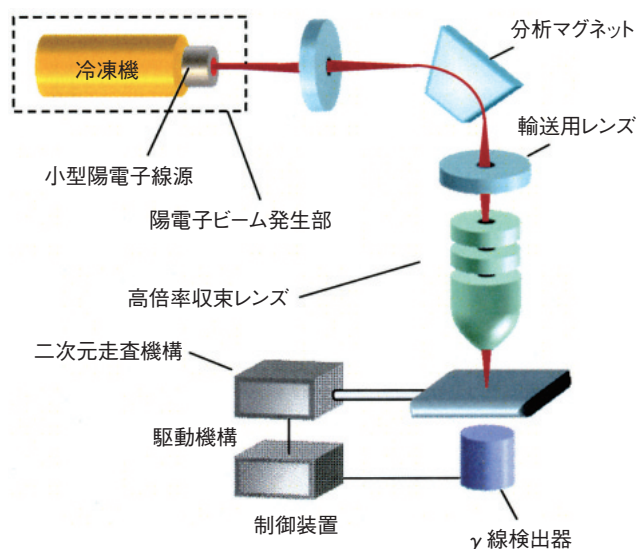


図 6-8 陽電子顕微鏡の概略図

小型線源から発生した陽電子ビームは、高倍率の収束レンズによりマイクロビームへと形成されます。消滅 γ 線の変化を試料ステージの位置と同期させて、原子空孔の面内分布を得ます。

陽電子消滅法は、物質内の原子空孔を直接的に検出できる評価手法です。これは、正の電荷を持つ陽電子は、同じく正の電荷を持つ原子核が抜けた穴（原子空孔）に捕獲されやすいという性質を利用しています。陽電子が消滅するときに発する消滅 γ 線を高精度に測定することにより、物質内にある原子空孔のサイズや性状などを、高感度かつ非破壊に測定できます。陽電子を物質に注入する方法として、従来から陽電子ビームが用いられてきました。しかし、ビーム発生に用いる放射性同位元素は強度が限られており、発生する陽電子ビームの質も良くありません。そのためビームを細く形成することが困難で、材料の特定の部位のみを測定することは不可能でした。そこで、従来よりも高品質な陽電子ビームを発生できる線源を新たに開発し、高性能な磁気レンズを組み合わせ、陽電子ビームを最小1.9ミクロンまでに収束することに成功しました。これにより、ある狙った微小領域のみに陽電子を集中して注入することが可能となり、特定部位における原子空孔の評価が可能となりました。また、試料上の任意の場所にビームを照準する駆動機構を組み合わせ、消滅 γ 線計測と同期させることにより原子空孔の面内分布の観察が可能となるような、走査型の陽電子顕微鏡を開発しました（図6-8）。

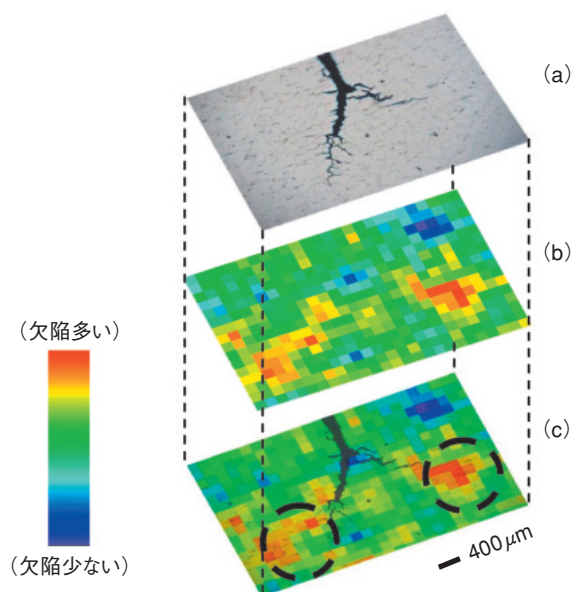


図 6-9

- (a) 応力腐食割れを生じたステンレス材のき裂先端部分の光学顕微鏡像
- (b) 対応する領域での原子空孔分布
- (c) 両者を重ね合わせたもの。き裂よりも離れた部位で原子空孔が存在しています。

陽電子顕微鏡を用いることで、材料の劣化診断を原子空孔という原子レベルで行えるようになります。原子炉内部は高温・高圧・放射線下という過酷な環境にあるため、構造材には強度が高く腐食しにくいステンレス鋼が使用されていますが、まれに応力腐食割れによりき裂が発生することがあります。原子炉の安全性を更に高めるためには、き裂の発生や進展に関係する原子レベルでの詳しい性質の解明が必要です。そこで陽電子顕微鏡を用いて、原子炉環境を模擬した条件下で応力腐食割れき裂を生じたステンレス鋼を観察しました（図6-9）。この結果、き裂先端よりも更に離れた部位において、原子空孔様の欠陥が存在することが分かりました。これは、ステンレスの応力腐食割れにおいて、き裂の進展に原子空孔が関与していることを示した世界で初めての結果です。このように、陽電子顕微鏡を用いることで、原子空孔のような通常の光学顕微鏡観察や電子顕微鏡による観察では検出できない微細な欠陥の空間分布に関する知見を提供できると考えられます。

本研究は、文部科学省からの受託研究「陽電子マイクロビームによる原子力材料のミクロ劣化解析」の成果を含みます。

●参考文献

Maekawa, M. et al., Development and Application of Positron Microprobe, 17th Iketani Conference “Doyama Symposium on Advanced Materials”, Transactions of the Materials Research Society of Japan, Tokyo, Japan, vol.33, issue 2, 2008, p.287-290.

6-5 クラスター DNA損傷による生物効果

ー近接したDNA損傷による突然変異誘発ー

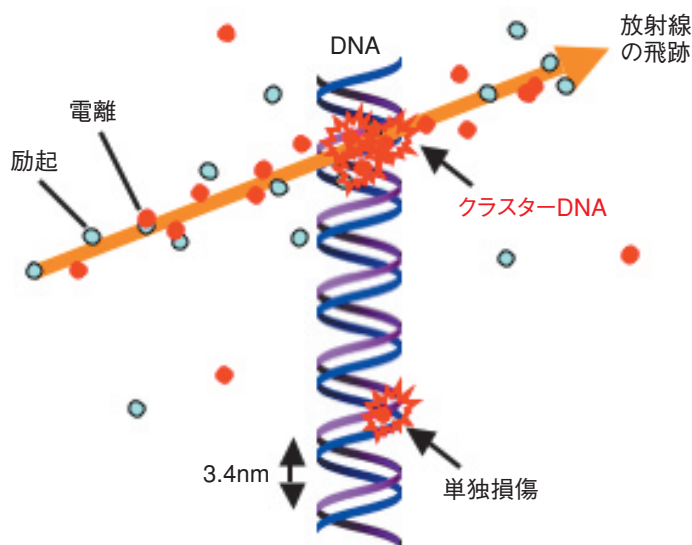


図 6-10 放射線によるDNA損傷

放射線によって生じる電離や励起が原因となり、DNAに損傷が生じます。この電離や励起の密度が低い場合には単独損傷、高い場合にはクラスター DNA 損傷が生じやすくなると考えられます。

電離放射線は致死や突然変異誘発、発がんなどを引き起こすことが知られています。これら放射線の生物学的効果は、DNAに様々な化学変化（DNA損傷）が生じることが原因と考えられています。放射線によって誘発されるDNA損傷には、DNAの塩基が傷ついた「塩基損傷」やDNAのらせんが切れた「DNA鎖切断」などがあります。一方で、いくつかの化学薬剤も上記のような放射線と同種類のDNA損傷を生じさせることが古くから知られています。しかしながら、化学薬剤により同程度の数の損傷を生じさせても放射線ほど生物学的効果は高くないことが指摘されていました。

この一見矛盾した結果を説明するために、近年「クラスター DNA 損傷仮説」が提唱されています。クラスター DNA 損傷とはDNA損傷が数nm以内に近接して複数個生じたタイプの損傷です（図 6-10）。この説では、「放射線は局所的な電離や励起を引き起こすため、クラスター DNA 損傷を誘起する場合があります、そのクラスター DNA 損傷の難修復性のため生物効果が高くなる」と仮定しています。

放射線がクラスター DNA 損傷を誘起しうることに関しては、これまでそれを示唆する実験結果が集められて

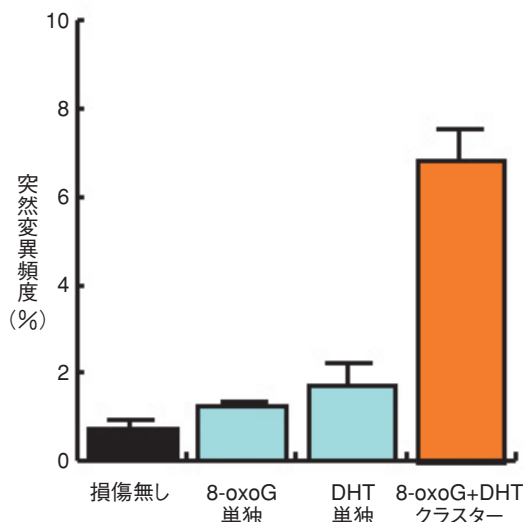


図 6-11 クラスター DNA 損傷による誘発突然変異頻度

新たに開発した突然変異検出系を用いて合成DNA損傷の突然変異頻度を調べたところ、単独損傷に比べ、クラスター DNA 損傷は突然変異誘発効果が高いことが明らかになりました。

きましたが、生じたクラスター DNA 損傷が高い生物効果の原因であるという証明は長らくできませんでした。その理由は、放射線照射ではDNA分子上に損傷が様々な種類や個数・ランダムな位置で生じ、クラスター化の効果を生物効果に実験的に対応づけるのが難しいという問題点があったからです。私たちはこれを克服するため、人工的に合成した複数の近接した塩基損傷からなるモデルクラスター損傷を用いて、突然変異誘発を調べる細胞内実験系を考案し開発しました。この方法により、決まった種類、数、位置の損傷の生物効果を調べることが初めて可能となりました。実験を行った結果、8-オキソグアニン（8-oxoG）とジヒドロチミン（DHT）という塩基損傷から構成されるクラスター DNA 損傷が高い変異誘発効果を持つことを明らかにし（図 6-11）、近接した塩基損傷が突然変異誘発性を増大させることを実験的に示しました。この結果は、「クラスター DNA 損傷仮説」の正当性を裏付けるものであり、放射線のリスク評価、がんの放射線治療、放射線突然変異育種など放射線の生物学的応用分野の重要な基礎的知見になると考えられます。

●参考文献

Shikazono, N. et al., The Roles of Specific Glycosylases in Determining the Mutagenic Consequences of Clustered DNA Base Damage, Nucleic Acids Research, vol.34, no.13, 2006, p.3722-3730.

原子力研究開発の基盤形成と新たな原子力利用技術創出

原子力機構の原子力基礎工学研究部門では、我が国の原子力研究開発の基盤を形成し、新たな原子力利用技術を創出することを目指しています。原子力基礎工学に関する研究分野は多岐にわたり、その研究開発活動は図7-1のように四つの役割があります。これらの役割を果たすため、核工学・炉工学研究、燃料・材料工学研究、環境・放射線工学研究、核熱応用工学研究を進めています。

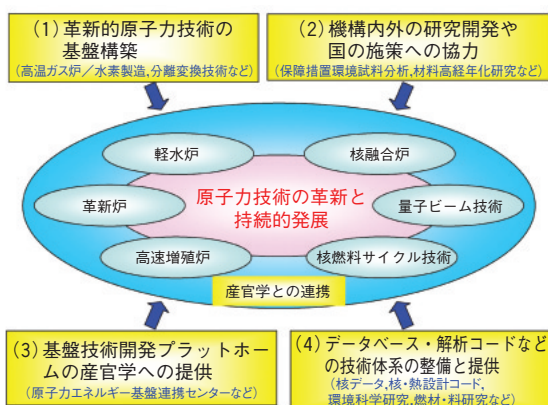


図7-1 原子力基礎工学の四つの役割

核工学・炉工学研究では、革新的原子力システムの創出と、それを導く最先端核物理・炉設計技術の開発を進めています。2007年度には、中性子核反応断面積を高精度かつ効率的に評価できる核データ評価コードの開発（トピックス7-1）や核データ測定を進め、これらを用いて高速炉の臨界性予測精度を大幅に向上させるJENDLアクチノイドファイルを完成しました。また、拡張バイアス因子法と呼ぶ手法を考案し、多数の臨界実験の結果を用いた設計誤差の定量化、誤差低減に必要な実験・解析手法の改良効果の定量的把握ができるようになりました。更に、解析を主体とした熱設計手法の実現を目指して、詳細二相流解析手法、検証データ取得のための三次元熱流動計測技術の開発、次世代原子力システムのための熱工学データベースの整備を進めました。トピックス7-2は計測技術に係る成果で、熱流動分野ばかりでなく他の分野への展開が期待されています。併せて、放射性廃棄物処分に係る負担軽減を目的として、長寿命核種を短寿命化する「核変換技術」の基礎研究も行っています。

燃料・材料工学研究では、革新的核燃料サイクル技術の基盤形成と原子力プラントの健全性・信頼性確保のための研究開発を進めています。将来の核燃料サイクルでは、現在は高レベル廃棄物に区分されているマイナーアクチノイド（MA）をリサイクルすることによる廃棄物処分の負担軽減が期待されています。そこでは、MAのふるまいを理解し、制御することが必要です。そのために、モノアミド抽出剤による高除染（高純度）ウランの分離技術、MA（Am, Cm）の分離技術、高性能抽出剤の研究開発など、アクチノイド、核分裂生成物の分離技術の研究開発とともに、MA含有燃料に関してMA酸化物

の基礎物性測定などの高速増殖炉サイクルの主概念、副概念の研究開発を支援する基盤研究とアクチノイド個体化学や溶融塩化学に基づく革新的な技術の研究開発を行っています（トピックス7-3）。また、放射線照射下の腐食環境といった原子力特有の複合環境下での材料劣化機構の解明とその対策の研究を進め、原子炉材料の応力腐食割れ、照射損傷、腐食損傷の機構解明などで成果を挙げています（トピックス7-4）。

環境・放射線工学研究では、環境中での放射性物質などの移行挙動（環境動態）の研究（図7-2）、原子力技術を活用した廃棄物の無害化・資源化技術の開発、環境中の極微量物質の分析・監視技術の開発とともに、最新科学に基づいた放射線防護の確立を目指して、放射線の人体への影響を解明する放射線影響解析研究、各種放射線による線量評価のための研究、放射線に対する挙動解析・遮へい手法の研究を進めています。トピックス7-5は、遺伝子レベルでの正確な被ばく線量評価を可能とする放射性核種データベース開発の成果で、核医学診断・治療などの進展への貢献が期待されます。トピックス7-6は、保障措置技術として必要なウランを含む極微小粒子の濃縮度を、質量分析なしで迅速な推定が可能な世界で唯一の環境試料分析法の開発に関する成果です。

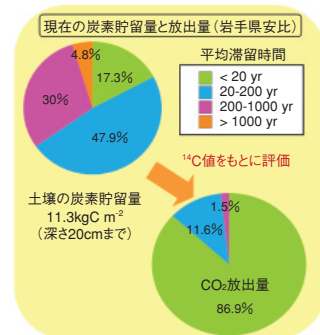


図7-2 森林環境中炭素循環の解明

核実験起源の ^{14}C 同位体比に着目し、土壌から CO_2 放出速度・量を評価しました。この結果は森林の炭素放出・吸収源としての役割解明に貢献するものです。

核熱応用工学研究では、原子力エネルギー利用の多様化を図るため、高温ガス炉とこれを用いた水素製造に関する研究開発を進めています。高温ガス炉技術基盤の確立を目指し、高温工学試験研究炉（HTTR）の出口温度 850°C 、30日間連続運転を行い、燃料性能など各種データを蓄積するとともに、燃料の閉じ込め性能が世界最高水準であることを確認しました。また、HTTR試験データに基づく高温ガス炉特性評価手法の高度化、燃料の高燃焼度化及び黒鉛構造物の長寿命化を目指した研究も進めています。トピックス7-7は炭化ジルコニウム（ZrC）被覆燃料粒子の開発に関する成果で、超高温ガス炉燃料のさらなる高性能化が期待されます。核熱による水素製造の技術開発では、高分子電解質分離膜を用いたヨウ化水素の濃縮やトピックス7-8のような熱化学法ISプロセスの高効率化の研究とともに、高温部配管の低コスト化のためのガラスライニング材、硫酸及びヨウ化水素溶液の組成の間接的計測法などの耐食材料・機器の検討を進めています。

7-1 信頼性の高い核反応データの提供に向けて ー統合核データ評価コードCCONEの開発ー

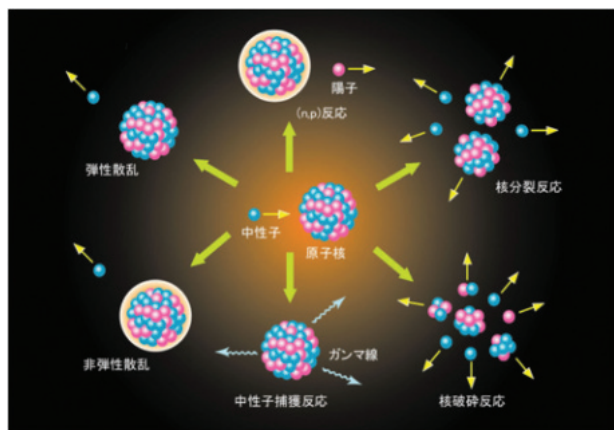


図 7-3 原子核反応の種類

原子炉の設計や放射線遮へい設計、臨界安全などの安全評価では、中性子などのふるまいを精度良く予測する必要があります。この中性子などのふるまいは物質を構成する原子核との様々な核反応(図 7-3)によって決まります。この核反応の起こりやすさを決めているのが核断面積です。この核断面積などの核反応に関するデータが核反応データです。このため、信頼性のある核反応データが精度の高い原子炉の設計などには不可欠になります。この核反応データや放射性核種の半減期などは核データと呼ばれ、原子力利用の基礎となっています。特に、中性子による核反応データは原子炉などへの応用で重要なものです。信頼性のある設計や安全評価にはその基礎となる核データの信頼性が重要となります。このため、原子力利用のための核反応データを提供するための活動が原子力利用の初期の段階から行われてきました。核反応データは、原子核物理の理論や測定が基となっていますが、原子炉などでの中性子のふるまいの予測には核分裂で生じる高いエネルギー(約10MeV)から熱中性子エネルギー(0.025eV)までの広い範囲で物質との核反応データを提供する必要があります。物質を構成する原子核は天然に存在する安定なものでも220種類を超える上、測定を行うにも全エネルギー範囲をカバーすることは困難です。そのため、測定データや理論計算を適切に組み合わせて利用可能な核反応データを提供することに

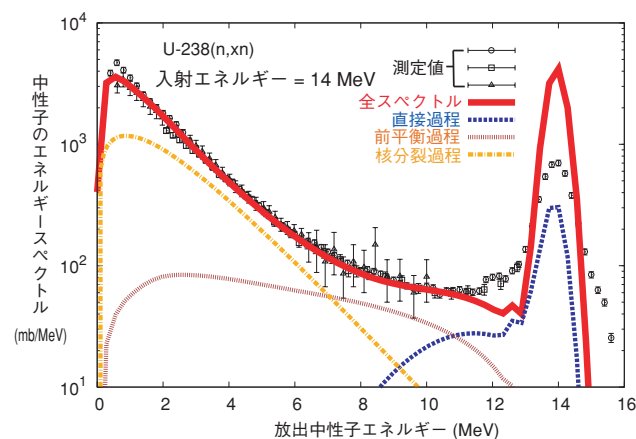


図 7-4 CCONE による計算例と測定値との比較

なります。理論計算といっても、このような広い範囲の核反応を一つの原子核理論で記述することは現状ではまだ無理があります。このため、様々な理論を組み合わせで予測することになります。このとき、異なった理論間の整合性を保つことに多大な労力を必要とします。このため、用いる理論間の整合性を保った統合核データ評価コードCCONEを独自に開発しました。このコードは、オブジェクト指向プログラミング言語を用いているため、多数の原子核を生成する複雑な核反応でも生成する原子核やその崩壊をオブジェクトとして動的に生成することで、中性子や γ 線のスペクトルを微視的に計算することを容易にしました。これまでトリウム、ウラン、プルトニウム同位体などの評価に用いられ、有用性、実用性が確認されています。図 7-4 に示したのは質量数238のウランに中性子が入射した後に放出される中性子のエネルギースペクトルを示しています。様々な核反応過程(直接過程、前平衡過程、核分裂過程: 全スペクトルはこれらの核反応過程で生じる中性子を足し合わせたものとして現れます)が関係していますが、CCONEの計算結果は測定値を良く再現しています。今後、より信頼性のある核反応データの提供に向けて核データ評価に使われることになります。なお、CCONEの開発では2008年3月、日本原子力学会賞特賞・技術賞を受賞し、高く評価されています。

●参考文献

Iwamoto, O., Development of a Comprehensive Code for Nuclear Data Evaluation, CCONE, and Validation Using Neutron-Induced Cross Sections for Uranium Isotopes, Journal of Nuclear Science and Technology, vol.44, no.5, 2007, p.687-697.

7-2 沸騰流を詳しく計測

—中性子ビームで蒸気と水の三次元分布と時間変化を把握—

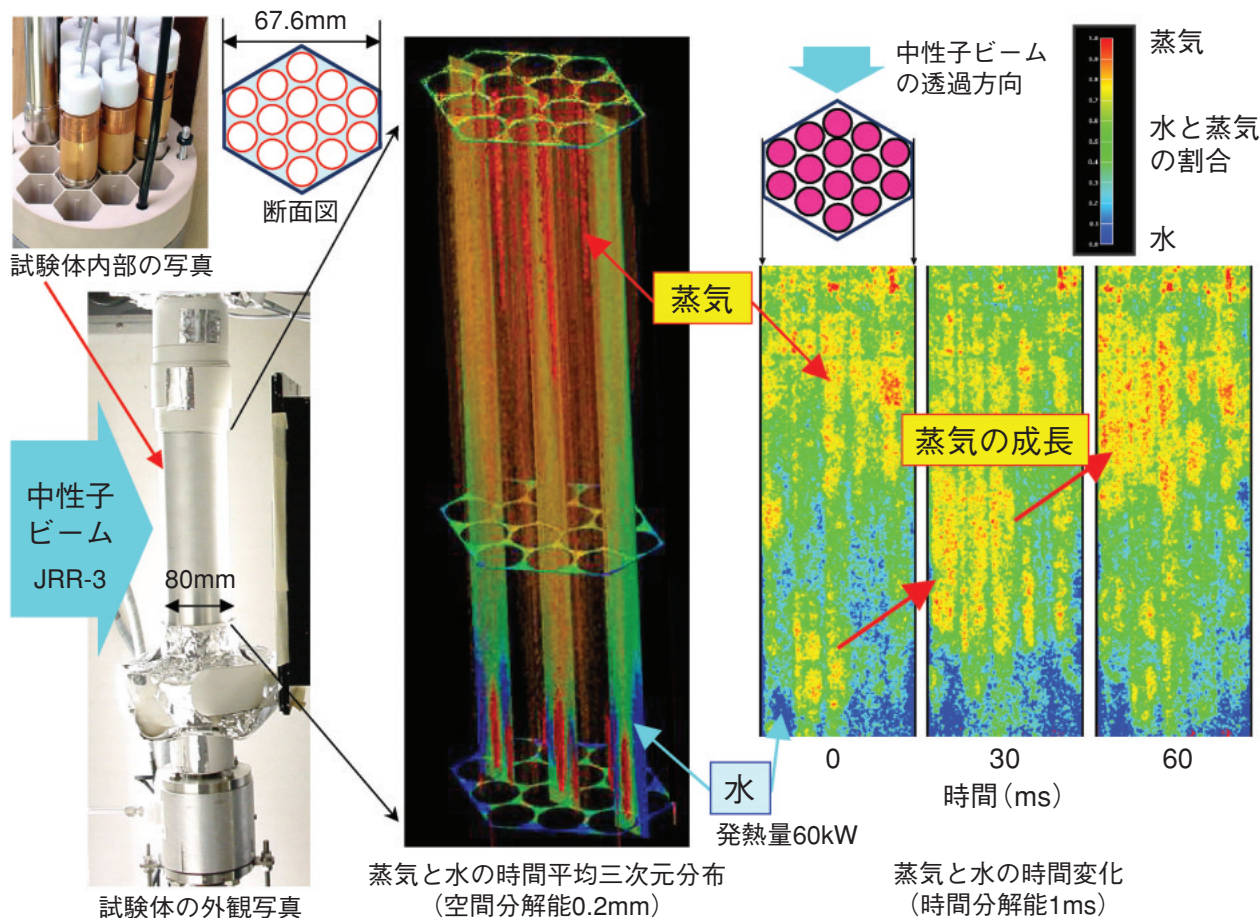


図7-5 中性子ビームを用いて発熱する模擬燃料集合体内部の蒸気と水の三次元空間分布及び時間変化を測定

水冷却増殖炉の燃料集合体の内部を流れる沸騰水と蒸気の空間分布と時間変化は、原子炉の冷却性能を決定する重要な因子となっています。本研究では、中性子で蒸気と水の空間分布や時間変化を観察や測定できる技術を開発して、蒸気が集まる場所の把握や沸騰流の時間変動量を解明しました。本結果から、局所的に発熱面が乾く現象が冷却限界を決定していると考えられます。

水冷却増殖炉の熱設計にかかわる重要な課題の一つが、燃料棒を稠密に配置した燃料集合体の冷却性能の評価です。燃料棒間には沸騰水と蒸気が流れており、これらの分布によって冷却性能は変わります。このため、燃料棒間の現象を把握したり冷却性能を評価するため詳しい実験データが必要です。しかし、従来の計測技術では三角格子状に配列され発熱する模擬燃料棒の間を流れる蒸気や水の分布を観察したり測定することは困難です。

そこで私たちは、金属を透過しやすく水に対して感度が高い中性子を使うことで、発熱する試験体に非接触で沸騰水の詳しい分布を観察したり計測したりできる計測技術を開発しました。研究用原子炉JRR-3を中性子源として、燃料集合体を模擬した稠密14本バンドル試験体を用いて、蒸気と沸騰水の空間分布や時間変化を調べる試験を行いました(図7-5)。空間分布を測定する技術は、

中性子ラジオグラフィとCT(コンピュータ断層撮影)を融合させた新技術であり、この技術の開発により沸騰流中の蒸気や水の詳しい三次元分布が把握できました。沸騰流は時間的にゆらぎやすいため、時間変化を調べる試験も行いました。1msの時間分解能で蒸気の発生から成長の過程を調べた結果、時間平均の三次元分布データで観察された蒸気の塊は、一定周期で冷却水に押し流され、発熱面が効率的に冷却されていることが分かりました。一連の試験で得られた結果は、現象の把握とともに炉心の詳細な熱設計に用いる先進的な熱流動解析コードの検証用データとしても役立てられています。

本研究は、文部科学省からの受託研究「超高燃焼水冷却増殖炉用燃料集合体に関する技術開発」による成果の一部です。

●参考文献

Kureta, M., Experimental Study of Three-Dimensional Void Fraction Distribution in Heated Tight-Lattice Rod Bundles Using Three-Dimensional Neutron Tomography, Journal of Power and Energy Systems, vol.1, no.3, 2007, p.225-238.

7-3 マイナーアクチノイド窒化物燃料の優れた熱特性を実証 —微小試料を用いてMA窒化物の高精度な熱伝導率取得に成功—

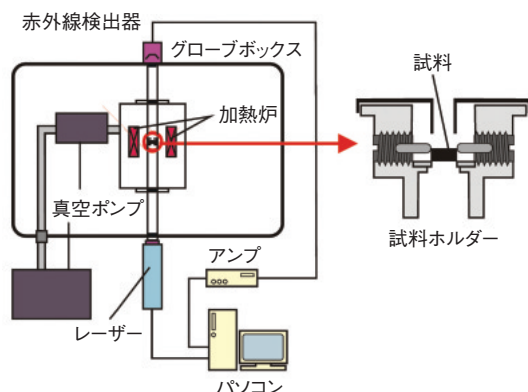


図 7-6 熱拡散率測定装置の概略図

酸素濃度 2 ppm, 水分濃度 3 ppm 以下の高純度アルゴンガス雰囲気のグローブボックスに装置を設置しています。



図 7-7 AmNの微小円板

直径約 3 mm, 厚さ約 0.6 mm の微小試料で黒色を呈します。

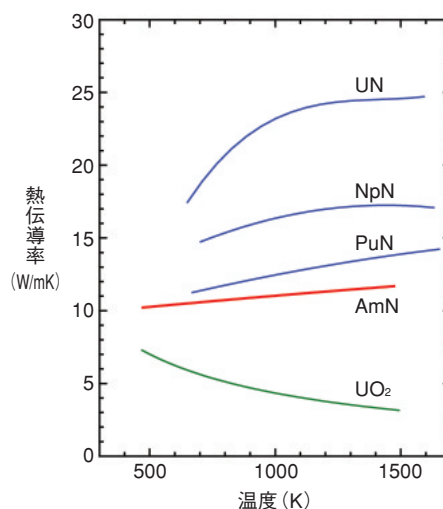


図 7-8 理論密度に換算したAmNの熱伝導率

UN, NpN, PuNと比較して熱伝導率が小さく、UO₂と比較して熱伝導率の大きいことが分かります。

原子力発電所の使用済燃料の中には、長寿命放射性核種であるマイナーアクチノイド (MA) が含まれており、その安全な処分が原子力エネルギー利用の課題となっています。この課題解決のため、MAの長期にわたる発熱と放射線毒性を大幅に低減できる安定または短寿命の放射性核種に核変換する技術が検討されています。このような核変換のための燃料として、今日まで様々な燃料が提案されていますが、窒化物燃料は、融点が高く、熱伝導率が大きく、異なるMA元素同士が広い組成範囲で良く固溶すると予測されることから、MA窒化物はMA核変換用燃料の有力な候補の一つとして注目されています。

このような背景から、MA窒化物の比熱、熱伝導率などの熱物性値の取得は燃料の設計を行う上で重要です。しかし、(1) MAは比放射能が高いため、試料の取扱量に制限がある。(2) MA窒化物は水分や酸素との反応性が非常に高く、水分や酸素の濃度が極めて低い環境下での試料の取扱いが必要になる。などの理由でMA窒化物の熱物性の実測値はほとんど存在しませんでした。このような研究の隘路を打破するため、本研究では、高純度アルゴンガス雰囲気グローブボックス内に設置した微小試料測定用レーザーフラッシュ法熱拡散率測定装置 (図 7-6) と投下型熱量計を整備し、MA窒化物の熱拡散率及び比熱を測定し、MA窒化物の熱伝導率を求めました。

原料MA酸化物の炭素熱還元により調製した窒化物の

微小円板は直径約 3 mm です (図 7-7)。この微小円板及びその破碎片を用いて、熱拡散率測定及び比熱測定を行いました。

様々なMA窒化物を測定してきましたが、ここでは窒化アメリシウム (AmN) について説明します。AmNの熱拡散率は、温度の上昇とともに緩やかに減少する傾向があり、比熱はほかのアクチノイド窒化物と比較して大きな差はないことが明らかとなりました。一方、熱拡散率、比熱及び密度から熱伝導率を算出し、理論密度に換算したAmNの熱伝導率 (図 7-8) は 1473 K までの温度領域では温度とともにわずかに増加する傾向を示し、窒化ウラン (UN)、窒化ネプツニウム (NpN) 及び窒化プルトニウム (PuN) の値よりも小さく、窒化物の熱伝導率は原子番号の増加とともに熱伝導率が小さくなる傾向を示すことが明らかとなりました。しかし、AmNの熱伝導率は二酸化ウラン (UO₂) の熱伝導率よりも大きいことから、熱特性の面でMA窒化物のMA核変換用燃料としての優位性が改めて確認されました。このほかにも、高温X線回折を用いたMA窒化物の熱膨張率の測定も進めています。

本研究は、文部科学省からの受託研究「窒化物燃料と乾式再処理に基づく核燃料サイクルに関する技術開発」の成果です。

●参考文献

Nishi, T. et al., Thermal Diffusivity of Americium Mononitride from 373 to 1473 K, Journal of Nuclear Materials, vol.355, issues 1-3, 2006, p.114-118.

7-4 原子炉構造材料の経年劣化メカニズム研究の新展開 —EBSDを用いたメソスケールでのSCC機構の研究—

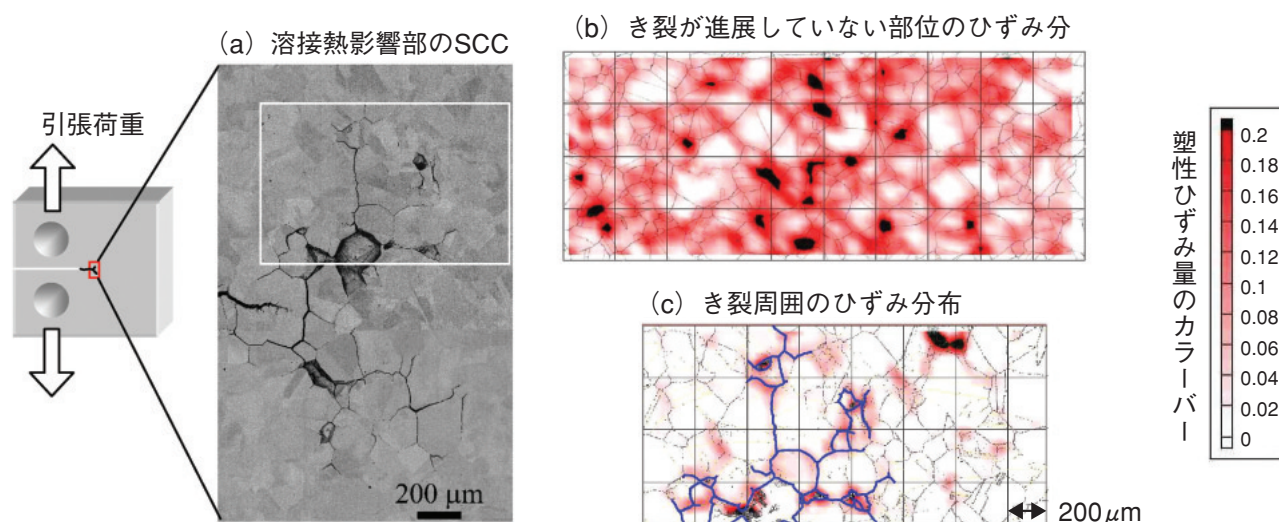


図7-9 再循環系配管を模擬した溶接熱影響部に生じた (a) 粒界型SCCの様子、(b) 溶接熱影響により生じたひずみ分布及び (c) SCCが進展した粒界周囲のひずみ分布

(a) コンパクトテンション型試験片に発生させたSCCき裂が複雑に分岐している様子が観察されました。(b) き裂が進展していない部位のひずみ分布から、ひずみは粒界近傍で高いことが分かりました。(c) (a) の上部のき裂周囲のひずみ分布図です。き裂先端の応力集中で生じた分のみを抽出するため、(b) に示したひずみを差し引いてあります。青い線はき裂を表しています。

我が国の電力供給の基盤をなす軽水炉では、圧力バウンダリーである原子炉压力容器の内張りや再循環系配管及び炉心を支えるシュラウドなどの重要な構造材料に、耐食性に優れたステンレス鋼やニッケル基合金が使われています。しかし、これらの構造材料は長期間使用されることで経年劣化を生じ、大きな変形を伴わずにき裂が進展する破壊現象である応力腐食割れ (SCC) がいろいろな箇所で発生しています。軽水炉の信頼性・安全性を向上させるためには、SCCの発生・進展を高い精度で予測することが重要です。現在、初期に建設された軽水炉は30年以上使用されており、今後その数は年々増えていくため、産官学による精力的な研究が行われています。

これまでの研究からSCC及び照射誘起応力腐食割れ (IASCC) は、マクロスケールでの特徴として、加工や照射により硬くなった材料ほど、そして付加荷重が大きいほど、き裂進展速度が速くなることが分かっています。一方、ミクロスケールの特徴としては、溶接熱影響や照射の影響により結晶粒界近傍で材料の化学組成が大きく変化すること (偏析) と欠陥が生成し硬くなること (硬化) が分かっています。そして、このようなミクロスケールの変化が大きい材料ほどマクロスケールのき裂進展速度が速くなる関係も得られています。しかし、これらの結果からだけでは、なぜき裂が粒界を進展し荷重が大きいほどき裂が進展しやすいのかは不明でした。

私たちは、ミクロとマクロをつなぐメソスケール領域でき裂進展挙動の研究を進め、電子線後方散乱回折法 (EBSD) を用いてき裂が進展した粒界の粒界性格やこれまで不可能であったき裂周囲の変形挙動を詳細に測定する手法を開発しました。図7-9には、再循環系配管の溶接熱影響部模擬材に進展させたき裂とその周囲に発達した塑性ひずみの様子を示します。溶接熱影響により、結晶粒内に比べて粒界近傍に大きな塑性ひずみ (約15%) が発達していることを定量的に明らかにしました。また、粒界近傍でのひずみは、溶接部に近いほど大きくなることが分かりました。このような部位にSCCが発生した場合、き裂先端の結晶粒1個程度の狭い領域に応力集中により更に10%程度の塑性ひずみが生じることを新たに見つけました。これらのことから、溶接熱影響や加工などにより材料は硬くなりますが、特に粒界近傍では粒内より高い塑性ひずみが蓄積し、粒界近傍で塑性変形する余裕が低下するため、粒界の耐食性が低下しなくても粒界をき裂が進展しやすくなると考えられます。

本研究で開発した手法によりミクロとマクロをつなぐメソスケールでの材料評価が行えるようになり、材料損傷機構をマルチスケールで検討する道を開きました。今後は、SCC及びIASCCの機構解明に寄与し、原子炉構造材料の経年劣化の予測精度を向上させ、原子炉のさらなる信頼性・安全性の向上に貢献していきます。

●参考文献

加治芳行, 三輪幸夫ほか, SCCき裂先端における変形挙動のマルチスケール解析 (II) (受託研究), JAEA-Research 2007-008, 2007, 69p.

7-5 核医学検査の安全性評価の高度化に貢献 —DNAレベルでの線量評価を可能にする放射性核種データベースを開発—

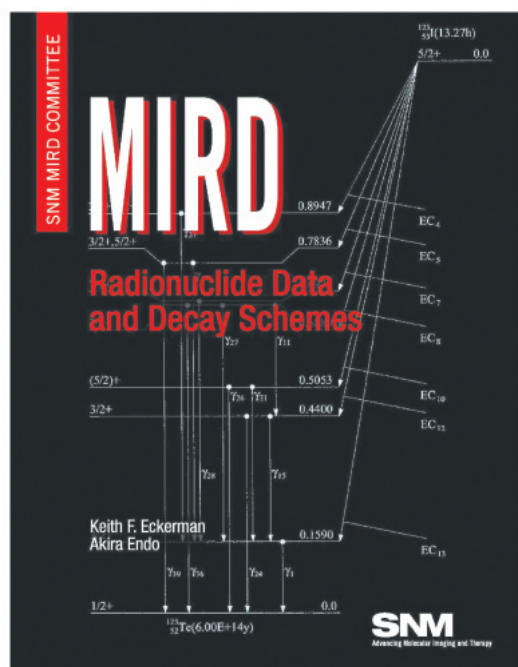


図7-10 米国核医学会から出版された放射性核種データ集“MIRD: Radionuclide Data and Decay Schemes”, 第2版(米国核医学会より許諾を得て掲載)

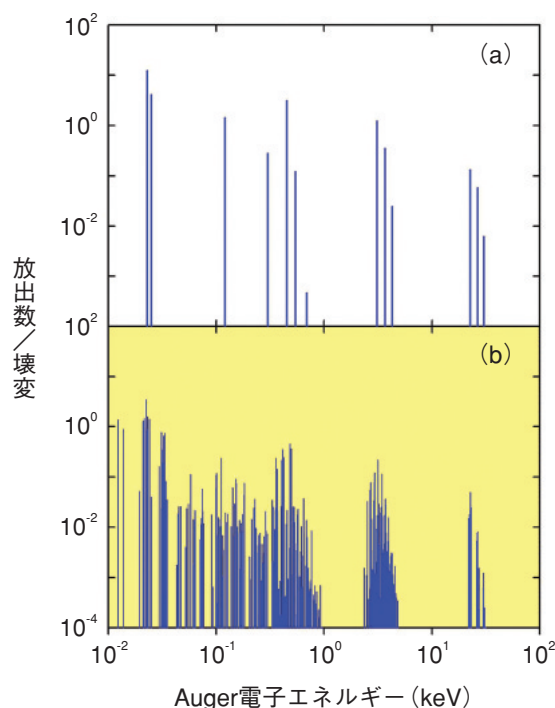


図7-11 ^{125}I から放出されるAuger電子のエネルギー分布の高分解能化
(a) 第1版のデータ (b) 今回出版された第2版のデータ

$^{99\text{m}}\text{Tc}$, ^{123}I , ^{67}Ga などで標識した放射性医薬品を投与し、様々な臓器の機能検査、病気の治療を行う核医学検査・治療は、患者の苦痛が少ない方法として世界的に広く利用されています。これらの検査や治療では、投与される放射性医薬品によって患者が受ける被ばく線量を評価し、安全性を確認しながら効果的な結果が得られるように検査・治療計画が立てられます。私たちは、核医学研究で世界をリードする米国核医学会Medical Internal Radiation Dose (MIRD) 委員会と協力し、核医学検査に伴う患者の被ばく線量評価に用いる放射性核種データ集“MIRD: Radionuclide Data and Decay Schemes” (1989年発行)を改訂し、その第2版を完成させました(図7-10)。

今回出版された第2版では、これまで課題とされていた放射性医薬品から放出されるAuger電子に対して、詳細な線量計算に必要とされるデータの充実が図られました。放射性医薬品には、軌道電子捕獲や内部転換によって、eV~keVのAuger電子を多数放出するものがあります。これらのAuger電子は、人体内でnm~ μm の非常に

小さな領域に全てのエネルギーを与えるため、DNAの損傷を引き起こし生物学的効果が高いことが知られていました。そこで私たちは、放射性医薬品の投与に伴うDNA損傷の評価を可能にするために、軌道電子捕獲、内部転換に続いて放出されるAuger電子のエネルギーを計算するコードEDISTR04を開発し、すべての放射性医薬品に対し、Auger電子の詳細データを計算する手法を確立しました(図7-11)。この手法を用いて、第1版に収録された242核種に加え、核医学分野の新たな核種の利用に対するニーズに応えるために91核種を追加し、333核種について最新の放射性核種データを収録したデータベースを完成させました。

米国核医学会が開発した線量評価法やデータは、核医学分野の準世界標準的手法として利用されています。今回開発されたデータベースも、核医学診断時の線量評価に利用され、検査及び治療計画の立案や改善、また、新たな検査法の研究にも役立てられます。

●参考文献

Eckerman, K. F., Endo, A., MIRD: Radionuclide Data and Decay Schemes, 2nd Edition, The Society of Nuclear Medicine, 2008, 671p.

7-6 高濃縮ウランを含む極微小粒子の選択的検出

—IAEA保障措置のための環境試料分析法の開発—

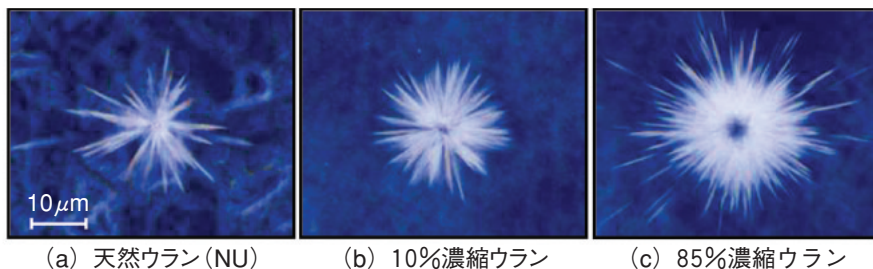


図 7-12 濃縮度が異なるウラン粒子の FT (フィッショントラック) の顕微鏡写真

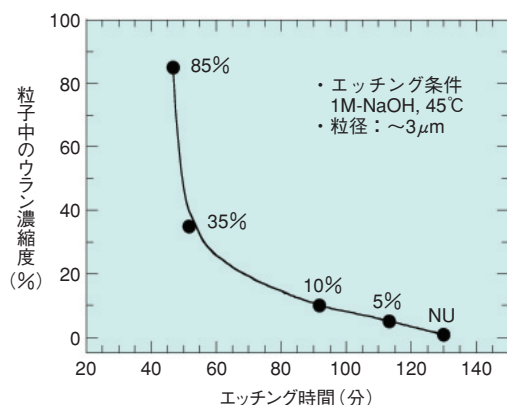


図 7-13 FTが検出されるまでのエッチング時間と粒子中のウラン濃縮度

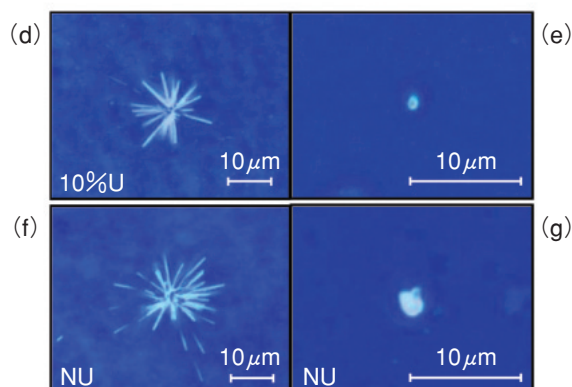


図 7-14 FT形状(d), (f)とそれに対応するウラン粒子(e), (g)を示す顕微鏡写真

双方のFT形状は類似していますが、粒子の大きさから(e)の方が高濃縮であると判断できます。

保障措置のための環境試料分析法とは、国際原子力機関 (IAEA) が保障措置の強化・効率化策の一環として未申告の核物質や原子力活動の「環境への痕跡」を探知するために導入した新たな保障措置手段です。このうち、粒子一つ一つに含まれるウランやプルトニウムの同位体比を求めるパーティクル分析は、原子力活動の履歴が推定できるので、有効な保障措置手法です。

フィッショントラック (FT)-表面電離型質量分析 (TIMS) 法によるパーティクル分析は、粒径 $1 \mu\text{m}$ (約 4 pg に相当) 以下の極微小粒子に対しても同位体比測定が可能です。図 7-12は、濃縮度が異なるウラン粒子 (約 $1 \mu\text{m} \phi$) に熱中性子を照射したときに観察された FT の顕微鏡写真です。このような FT を検出することにより、原子力施設から採取した環境試料から核分裂性物質を含む粒子を高感度に見つけ出すことができます。

FT の数は、粒子中のウラン濃縮度だけでなく、粒子の大きさ (粒径) にも依存します。もし熱中性子数 (フルエンス) と粒径が一定であれば、エッチングによる FT 検出速度は高濃縮ウランを含む粒子ほど早くなるため、エッチング時間の制御によって濃縮度別検出が可能です。図 7-13は、粒子中のウラン濃縮度と FT が検出され

るまでのエッチング時間の関係を示します。濃縮度が高いほどエッチング時間は短くなることが分かります。この図では、エッチング時間を60分とすれば約25%以上、100分とすれば約10%以上の濃縮ウラン粒子が検出されることを意味します。

粒径の小さい高濃縮ウラン粒子と粒径の大きい低濃縮ウラン粒子が混在する場合は、エッチング時間の制御だけでは双方の区別は困難です。この場合は、粒径を比較します。FT の数が同程度であれば、粒径が小さい方が高濃縮であることは明らかです (図 7-14)。実試料では、種々の大きさの粒子があるので、粒子を回収する際、吸引フィルターで粒径をだまかに揃えてから分析しています。

このように、FT の形状と粒径を比較するので、より確実に濃縮度別粒子の検出が可能になりました。特に、無数のウラン粒子の中に高濃縮ウラン粒子がわずかに存在する場合でも、それを見逃さず見つけ出すことができます。この後、選択的に検出されたウラン粒子は、TIMS 装置に移し、精確な同位体比を測定します。本研究で開発された FT-TIMS 法は、保障措置上極めて重要な手法として IAEA などから注目されています。

●参考文献

Lee, C. G. et al., Development in Fission Track-Thermal Ionization Mass Spectrometry for Particle Analysis of Safeguards Environmental Samples, Journal of Radioanalytical and Nuclear Chemistry, vol.272, no.2, 2007, p.299-302.

7-7 超高温ガス炉燃料のさらなる高性能化に向けて —炭化ジルコニウム被覆燃料粒子の開発—

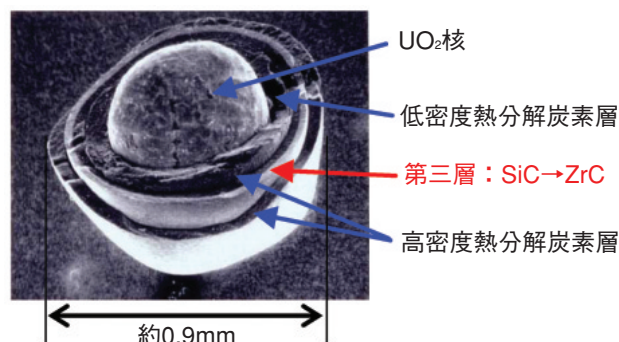


図 7-15 被覆燃料粒子の構造

二酸化ウラン（ UO_2 ）の燃料核を耐熱性のある薄いセラミックスで四重に被覆した非常に小さな被覆燃料粒子が高温ガス炉の燃料です。

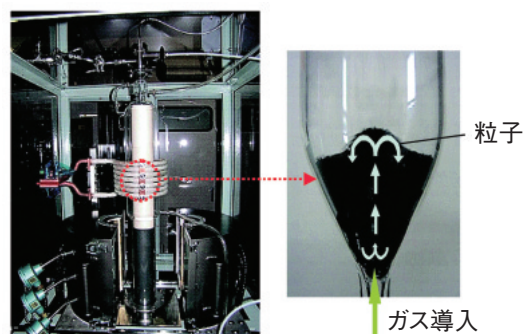
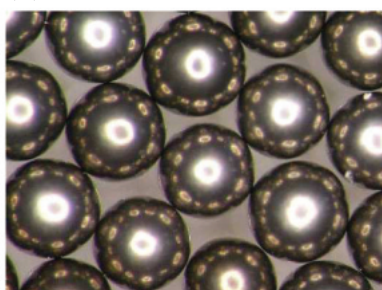


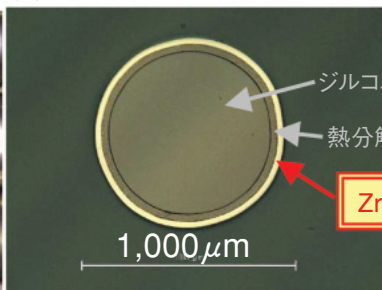
図 7-16 ZrC被覆実験装置

装置内部で粒子をガスで吹き上げ、まるで噴水のように流動させながら1300℃以上の高温でジルコニウム臭化物とメタンガスを化学反応させてZrC層を被覆します。

(a) 粒子外観



(b) 粒子断面



(c) 被覆層断面

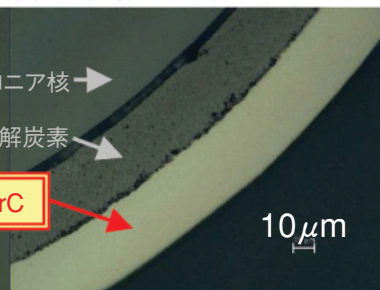


図 7-17 ZrC被覆粒子の写真

実際のウラン燃料粒子の重さに似せたジルコニア球を用いた被覆実験やZrC層の原子数比などの測定技術開発を通じて、高品質なZrC層（C/Zr原子数比1.00）を蒸着することに成功しました。現在はZrCと熱分解炭素を連続被覆するより高度な被覆技術の開発を進めています。

高温ガス炉は1000℃近い高温の熱を取り出せる固有の安全性に優れた原子炉で、水素製造や高効率発電などへの利用が期待されています。また、第四世代原子炉システムの一つである超高温ガス炉（VHTR）は最有力候補として国際的にも高く評価されています。

高温ガス炉の燃料は、図 7-15のような耐熱性のあるセラミックスで作られた被覆燃料粒子です。HTTRで使われている被覆燃料粒子は図 7-15の第三層の材料に炭化ケイ素（SiC）を用いていますが、私たちはSiCを炭化ジルコニウム（ZrC）に置き換えたZrC被覆燃料粒子の開発を進めています。ZrCはSiCに比べて融点（SiCでは熱分解温度）が高く、ウランなどの核分裂で生成するパラジウムなどの金属との化学反応が起こりにくい材料です。そのため、ZrC被覆燃料粒子は従来よりも更に高温で使えて更に長く燃やすことができる、VHTRの性能や経済性を飛躍的に向上できる燃料として世界的にも期待されています。一方、ZrC被覆燃料粒子の性能を十分に発揮させるためにはZrとCの原子数比が1:1のZrC層を蒸着することが重要です。そこで私たちは、図 7-16に示す

ZrC被覆実験装置を製作し、ジルコニウム臭化物とメタンガスを用いた独自のZrC化学蒸着技術や、ZrC層を検査するための測定技術を開発しました。

当初得られたZrC層は、断面に不均一な縞模様のある品質の低いものでしたが、透過型電子顕微鏡などによる分析を通じて、原因がZrC層中に析出した縞状の遊離炭素であることを突き止め、その元となるメタンの過剰な熱分解反応を抑えるため被覆温度を1300～1400℃に低く安定化させたことで均一なZrC層を蒸着することに成功しました。並行して、ZrC層の原子数比を誘導結合プラズマ発光分光法と赤外吸収法を組み合わせることで100分台の精度で測定する手法を新たに開発できたことで、図 7-17のように高品質なZrC層が得られる製造条件を把握することに成功しました。今後は将来の実用化に向けた大型装置（kg規模）の設計につながるデータを取得するとともに、私たちが製造したZrC層を米国の研究炉で照射し、照射に対するデータも取得することとしています。

本研究は、文部科学省からの受託研究「革新的高温ガス炉燃料・黒鉛に関する技術開発」の成果を含みます。

●参考文献

植田祥平ほか、革新的高温ガス炉燃料としてのZrC被覆燃料粒子の製造及び検査技術開発、表面, vol.46, no.4, 2008, p.222-232.

7-8 IS法による高効率水素製造に向けて — ブンゼン反応における二酸化硫黄加压効果の測定に成功 —

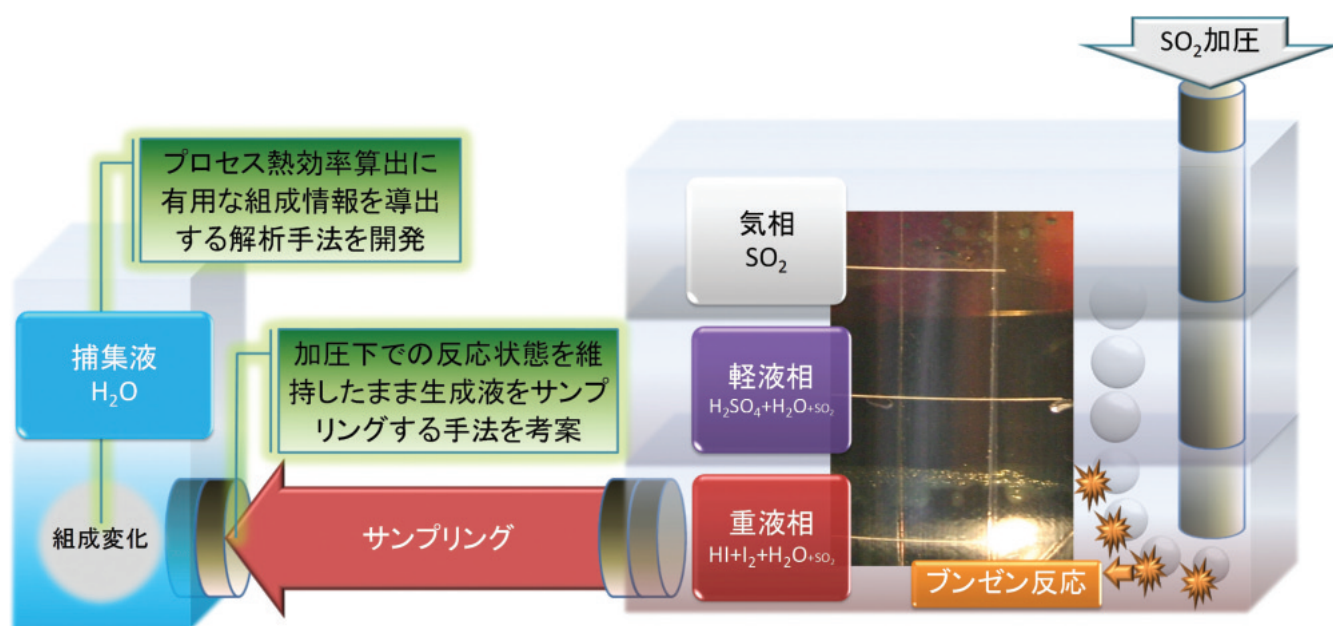
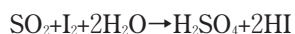


図7-18 考案したブンゼン反応生成物に対するSO₂加压効果測定法の概要

ブンゼン反応は、二酸化硫黄ガスが水とヨウ素の混合物と気液接触し硫酸とヨウ化水素を生成する反応で、ISプロセスで最も反応機構が複雑であり、プロセス高効率化の鍵となる反応です。生成液は密度に応じて軽液相と重液相に分離します。本研究では捕集液の中に重液相の濃度を維持したままサンプリングし、熱効率算出に有用な組成情報を導くことのできる測定法を考案しました。

私たちは、高温ガス炉を熱源に用いる将来の大規模水素製造法として、ISプロセスの研究開発を進めています。ヨウ素 (I) と硫黄 (S) を循環物質とする熱化学反応サイクルを用い、炭酸ガスを発生することなく原料である水を分解して水素を製造します。高温ガス炉が発生する900℃の高温の熱を、できる限り高い効率で水素の化学エネルギーに変換することが重要です。

さて、プロセスの中核反応であるブンゼン反応は以下に示す反応です。



生成物である硫酸やヨウ化水素の水溶液を高濃度で得られれば、生成液を水や不純物から分離する後段のプロセスへの投入熱量を低減でき、ISプロセスの高効率化を図ることができます。ルシャトリエの原理から、ブンゼン反応の反応物であるヨウ素の濃度及び二酸化硫黄 (SO₂) の分圧を増大させると反応が生成液側に偏り、高濃度の生成物が得られると予測されます。これまで、ヨウ素濃度向上による高濃度化の研究により、有効な成果を得てきましたが、もう一方のSO₂の分圧が与える影響についてほとんど知見がなく、さらなる高効率化のために加压効果の測定が課題でした。

しかし、高濃度のヨウ素が溶解する生成液（重液相）の加压下における濃度を、精度良く間接的に測定できる手法がありませんでした。例えば、通常の濃度測定に用いられる光学的手法は、吸光係数の非常に高いヨウ素分子に透過光や散乱光が吸収されるために適用できません。また、サンプリングによる直接的な組成分析を行う場合にも、捕集時に起こりうる生成液中の溶存成分の大気中への逃散や、生成液と捕集液との反応による組成変化が課題でした。

そこで、大気への逃散の影響を無視できる範囲に収め、加压下での反応状態を維持したまま生成液をサンプリングする手法を考案しました(図7-18)。また、捕集液との反応後の組成分析結果から、プロセス熱効率算出に有用な組成情報を導出する解析方法を開発しました。

今回考案した測定法により、さらなる高濃度化のための反応条件の検討が容易になり、ISプロセスの高効率化に向けた研究開発を加速できるようになりました。これまでの予備実験において、反応平衡理論の通りSO₂加压に従った生成物濃度の上昇が確かめられ、従来の最高水準濃度のブンゼン反応生成液を得ることに成功しました。

●参考文献

中島隼人, 今井良行ほか, ヨウ素, 二酸化硫黄および水の反応に対する二酸化硫黄分圧の影響, 化学工学論文集, vol.33, no.3, 2007, p.257-260.

核燃料サイクル技術開発の推進と民間事業者への技術協力

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

また、日本原燃株式会社（以下、「日本原燃」という）が青森県六ヶ所村において進めている濃縮事業、再処理事業、MOX燃料加工事業に対して、日本原燃からの要請に応じて原子力機構の研究開発成果を技術移転するとともに、技術者の派遣などの人的支援や要員の受け入れによる養成訓練を実施し、民間事業の推進に必要な技術協力に取り組んでいます。

1. 再処理技術開発

東海再処理施設においては、2007年2月からの運転（07-1キャンペーン）より、「ふげん」MOX使用済燃料のうち、これまでに処理した燃料よりプルトニウム含有量や燃焼度が高い燃料（「ふげん」MOXタイプB使用済燃料）を用いた再処理試験を開始しており、MOX使用済燃料の溶解特性や不溶解残渣（再処理の溶解工程において硝酸に溶解せずに固体のまま残る一部の成分）、溶媒劣化（再処理の抽出工程において使用する溶媒が放射線などの影響で分解する事象）などに係る各種データなどが得られつつあります（図8-1）。今後これらについて取りまとめるとともに、東海再処理施設の耐震性向上対策の実施状況を踏まえ2009年度以降の試験計画の見直しを行っていきます。

高レベル放射性廃液を固化するガラス固化技術開発については、固化体製造を通じて、溶融炉の安定運転性に係るデータを採取・蓄積していくとともに、溶融炉の長寿命化を目指した高度化ガラス固化溶融炉に関する研究開発を継続して実施しています。高度化ガラス固化溶融炉開発においては、2007年度に小型試験溶融炉を製作しました。今後実用炉の仕様設定に向けた試験を実施していきます。

低レベル放射性廃棄物の減容・安定化技術開発については、模擬廃液を用いた低レベル廃棄物のセメント固化評価試験を継続して実施し、廃液の種類に応じた固化条件を明らかにしました。また、硝酸塩を含む低放射性廃

液の硝酸塩分解試験を継続して実施しており、還元剤による分解性能などに関するデータを採取し、その適用性について確認しました。

また、燃料の高燃焼度化に対応する再処理技術の高度化を図るための軽水炉高燃焼度使用済燃料に係る再処理試験の実施に向け、関係機関との調整を引き続き行っています。

2. 技術協力

(1) 濃縮事業に対する技術協力

日本原燃の新素材胴遠心機（新型機）カスケード試験に対し、原子力機構が保有する濃縮技術の承継などの技術協力を実施しました。引き続き、新素材胴遠心機の六ヶ所濃縮工場への導入に向けて、必要な技術協力を実施します。また、遠心機の品質管理、新型遠心機試験装置・プラントの評価に関するコンサルティングなど（受託）を実施しています。

(2) 再処理事業に対する技術協力

2006年3月から行われている六ヶ所再処理工場のアクティブ試験に対し、東海再処理施設での運転・保守経験を有する技術者の派遣、ガラス固化施設の運転管理に係る追加支援などを行い、アクティブ試験の円滑な遂行に協力しています。また、MOX粉末のマイクロ波溶解技術に関する予備試験など（受託）を実施しています。

(3) MOX燃料加工事業に対する技術協力

事業許可申請中の日本原燃のMOX燃料加工事業に対し、MOX燃料加工施設の建設及び運転に向けた要員支援計画の調整を行っています。また、東海プルトニウム燃料製造施設において日本原燃技術者の技術研修を行うとともに、MOX燃料粉末調整設備に係る確証試験など（受託）を実施しています。

(4) そのほかの技術協力

財団法人核物質管理センターからの要請に応じ、技術者の派遣などを行い、六ヶ所地区における核物質管理に関する技術協力を実施しています。また、2007年6月に日本原燃と締結した「米国のGNEP構想に係るNFRC建設のための技術提案に関する技術協力協定」に基づき、私たちの保有する技術情報の提供を行っています。



溶解工程から回収した
不溶解残渣

図8-1 「ふげん」MOX使用済燃料の再処理試験の状況
再処理の溶解工程から回収した不溶解残渣について、成分分析や粒度分布などの調査を行い、MOX使用済燃料再処理試験データとして取りまとめていく予定です。

8-1 進化するガラス溶融炉

－高レベル放射性廃液のガラス溶融炉の長寿命化を目指して－

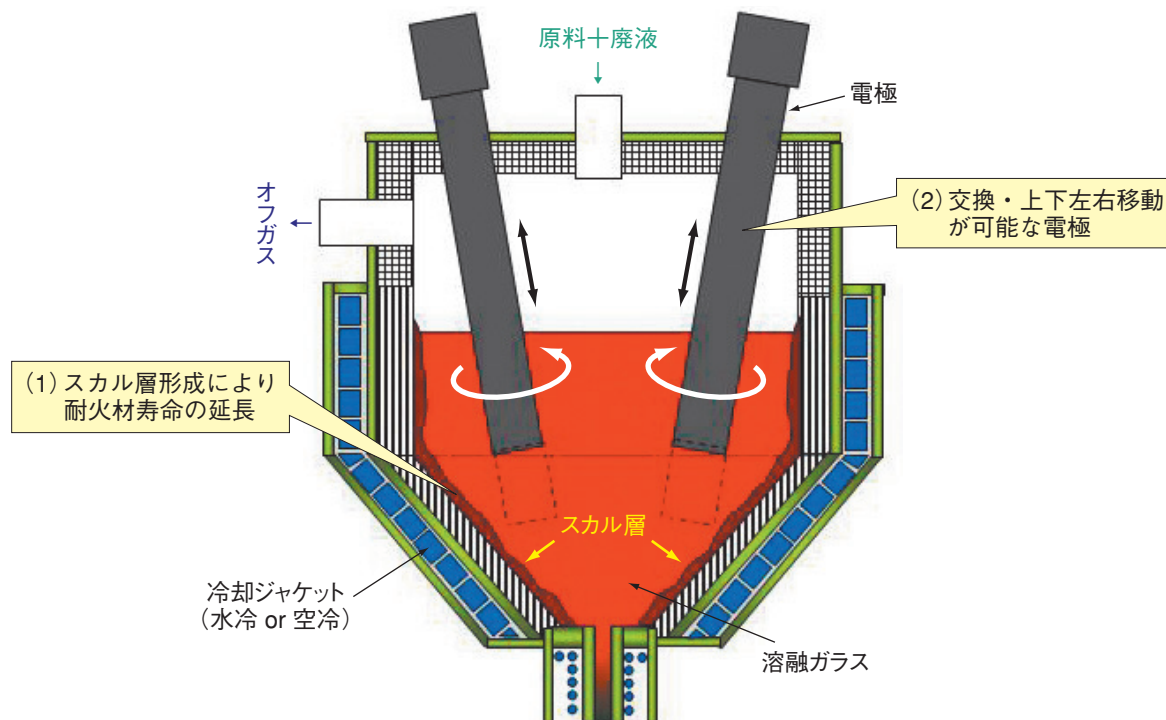


図8-2 高度化ガラス溶融炉概念とその開発目標（一例）

高度化ガラス溶融炉の技術開発においては、現行溶融炉の設計寿命を20年以上に延長させるため、(1) 炉壁の冷却構造により炉材表面にスカル層（低温高粘性流体層）を形成させ侵食速度を低減、(2) 交換可能な電極構造にするなどの改善を進めています。

再処理施設から発生する高レベル放射性廃液を処理するガラス溶融炉は、約1150℃の高温で高レベル放射性廃液とガラスを溶融します。そのため溶融炉内の壁材は高温ガラスにより徐々に侵食されていきます。

東海再処理施設のガラス固化技術開発施設におけるガラス溶融炉（以下、「現行溶融炉」という）の設計寿命は、炉内の壁材である耐火物や電極の侵食速度と侵食しろ（厚さ）から5年間となっています。

高度化ガラス溶融炉（以下、「高度化溶融炉」という）の技術開発は、高レベル放射性廃液の処理処分コストの低減などのため、ガラス溶融炉の設計寿命を現行溶融炉の5年から再処理施設内装機器のそれに匹敵する20年に長寿命化することにより、現行溶融炉に対して大幅にコストを低減することを開発目標にしています（図8-2）。

このため、ガラス溶融炉の寿命を決定している耐火材及び電極の侵食への対策を講じるとともに、長期間の運転に伴う粒子状物質の炉底への堆積抑制を図った新たな高度化溶融炉の概念を検討し、長寿命化実現の見通しを明らかにする開発を進めています。

耐火物の侵食対策については、炉壁の冷却により耐火材表面にスカル層（低温高粘性流体層）を形成させ、侵食抑制を図る「長寿命炉壁構造」の開発を行っています。

電極の侵食対策については、消耗部品である電極を容易に交換できるようにする「可換式電極構造」を具体化しました。

また、耐火物及び電極の候補材料について、侵食速度データ取得のための基礎試験を行っています。

今後は、設計寿命の延長に加えて、更に粒子状物質の炉底への堆積抑制機能の高度化に取り組みます。現在、ガラス内の粒子状物質を含有するガラス粘性などの変化を考慮した「粘性逆転流下モード」について、シミュレーション解析を行いながら検討を行っています。「粘性逆転流下モード」とは、現行溶融炉において粒子状物質が堆積している炉底の壁面近傍は溶融ガラス温度が低く粘性が高いため、炉壁を間接的に加熱し壁面近傍の溶融ガラスの粘性を低くして流下しやすくする新たな温度分布条件です。

この高度化溶融炉の開発は2005年度から開始し、2007年度には小型試験溶融炉を製作しました。2008年度は、小型試験溶融炉の運転試験を行って得られた結果と各基礎試験結果及びシミュレーション解析結果を統合することにより、高度化溶融炉の適用性について評価を行う計画です。

●参考文献

Aoyama, A. et al., Vitrification Experience and New Technology Development in Tokai Vitrification Facility, Proceedings of European Nuclear Conference 2007(ENC2007), Brussels, Belgium, 2007, 5p., in CD-ROM.

8-2 低放射性廃棄物の廃棄体化に向けて

—東海再処理施設における低放射性液体廃棄物処理の将来計画—



図 8-3 低放射性廃棄物処理技術開発施設 (LWTF)
地下 2 階、地上 5 階の鉄筋コンクリート造で建築面積
約 2,400m²(40m×60m) の建家で、地上階には固体廃
棄物処理設備を地下階には液体廃棄物処理設備を配
置しています。

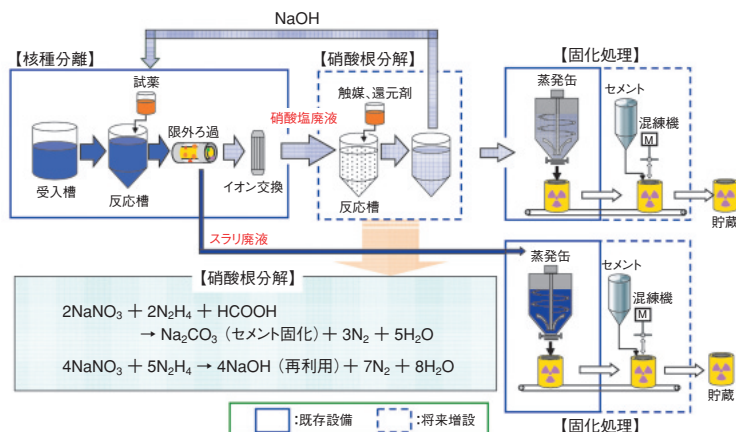


図 8-4 液体廃棄物処理の現状と将来計画

2006年 9 月に約四年半の建設期間を経て低放射性廃棄物処理技術開発施設 (LWTF) が完成しました (図 8-3)。LWTFは東海再処理施設から発生する低放射性の固体及び液体廃棄物の処理技術を実証する施設です。ここでは、液体廃棄物の処理技術として、核種分離技術や LWTFで将来組み込む予定のセメント固化技術、硝酸根分解技術の開発を紹介します (図 8-4)。

1. 核種分離技術の開発

核種分離では、固化体の埋設処分時の費用軽減を目的とし、固化の前処理として、廃液中の放射性核種と塩を分離します。核種分離により、処理済廃液のほとんどが放射能濃度の低い硝酸塩廃液となり、放射能濃度が高く地層処分されることになるスラリー廃液の体積は、元の廃液に対し 1/10程度となります。核種分離の方法としては、放射性核種ごとの化学的挙動を考慮して、以下のような複数のプロセスを組み合わせています。今後、実廃液を用いて、核種分離性能を実証していきます。

- (1) ヨウ素は、硝酸銀 (AgNO₃) でヨウ化銀 (AgI) として不溶化し、細孔径が数 10 Å の中空糸型限外ろ過 (UF) 膜で固液分離します。
- (2) プルトニウムなどの α 核種及びルテニウムなどの β γ 核種は、硝酸第二鉄 (Fe (NO₃)₃) で水酸化鉄 (FeO(OH)) として共沈させ、UF膜で固液分離します。
- (3) 溶解度の高いセシウムなどは、チタン酸ナトリウム ([TiO(CO₃)·TiO(ONa)₂]_n) とフェロシアン化コバルトカリウム (K₂Co[Fe(CN)₆]) を用いたイオン交換法により吸着処理します。

2. セメント固化技術の開発

核種分離により発生したそれぞれの廃液は、蒸発缶で水分量を調整し、インドラムミキシング法により、固化処理を行う計画です。セメント材には、廃棄物の充てん率が高く、硬化時間も短時間である高炉水砕スラグを主成分とした特殊なスラグセメントを用いることとしております。

これまでのビーカー試験において、硝酸ナトリウム (NaNO₃) 充てん率～50wt%での均一固化が可能で、作製した固化体は 10MPa 以上の一軸圧縮強度を有することを確認しています。更に実規模試験装置にて作製した 200 ℓ ドラムサイズの固化体の圧縮強度、密度を測定した結果、ばらつきが少なく均質な固化体であることを確認しました。

3. 硝酸根分解技術の開発

廃液中には高濃度の硝酸根が含まれていますが、固化体を埋設処分する際には処分環境中の硝酸性窒素の濃度を低く抑える必要があります。このため、固化処理前に廃液中の硝酸根を金属触媒と還元剤 (ヒドラジン (N₂H₄), ギ酸 (HCOOH)) を用いた触媒還元法にて分解処理をする計画です。分解に伴い水酸化ナトリウム (NaOH) が回収できるため、試薬としてリサイクルすることにより、廃棄体低減も期待できます。

これまでの試験において、約 400g/ℓ の NaNO₃ 溶液に対して、90% 以上の高い分解率が得られることを確認しました。今後は実証化に向け、操作条件最適化や触媒長寿命化などの試験を継続していきます。

●参考文献

Saito, Y. et al., Development of New Treatment Process for Low Level Liquid Waste at Tokai Reprocessing Plant, Proceedings of International Symposium on Radiation Safety Management 2007 (ISRSM2007), Daejeon, Korea, 2007, p.275-280.

廃止措置から廃棄物処理処分までの合理的なプロセスの確立を目指して

原子力施設の廃止措置や放射性廃棄物の処理処分は「バックエンド対策」と呼ばれ、中期目標にもバックエンド対策の計画的、安全かつ合理的な実施が掲げられています。また、2008年6月には「独立行政法人日本原子力研究開発機構法」の一部が改正され、原子力機構及び大学や研究機関並びに民間施設などから発生する研究施設等廃棄物（低レベル放射性廃棄物）の埋設処分事業が私たちの業務と位置づけられました。

このようなミッションの遂行には多額の費用が必要となるため、安全確保を前提として合理的なバックエンド対策を可能とする技術開発が求められています。そのため、私たちは、図9-1に示すように廃止措置から廃棄物処理処分までの合理的なプロセスの確立を目指して、バックエンド対策の全体にかかわる技術開発を進めています。また、各拠点でも、それぞれが保有する原子力施設特有の課題の解決を目指した技術開発を進めています。

2007年度の主要な進捗状況は以下のとおりです。

原子力施設の廃止措置に係る技術開発

原子力施設の合理的な廃止措置技術としては、事前の廃止措置計画立案・検討を支援する廃止措置エンジニアリングシステム、廃止措置に伴い発生する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試作版を作成しました。

各拠点の技術開発として、原子炉廃止措置研究開発センターでは「ふげん」の炉心構造材等中の放射化残存放射能の評価手法の検証（トピックス14-1）、人形峠環境技術センターではIF₇を用いたウラン除去回収技術の開発（トピックス14-11）、原子力科学研究所では廃液タンク解体作業での一括撤去工法の適用検討が行われました。

放射性廃棄物の処理に係る技術開発

放射性廃棄物処理技術としては、処理システムの合理化、処分時の環境負荷の低減化を図るための技術開発を進めています。具体的には、放射性廃棄物からプルトニウムを除染する方法として超臨界二酸化炭素による除染技術の実用化に向けた基礎データを取得しました。更に、放射性廃棄物を梱包しているビニルバッグを効率的に除去して分別作業を容易にするための焼処理技術、TRU廃棄物の脱硝技術として貴金属触媒を用いる還元分解技術の開発を進めています。

そのほか、原子力機構の各拠点の放射性廃棄物を発生から処理、保管、廃棄体確認まで統一的に管理するための廃棄物管理システムの開発を進め、原子力科学研究所を対象としたモデルデータベースを作成しました。

放射性廃棄物の処分に係る技術開発

放射性廃棄物処分技術としては、廃棄体の放射能確認技術の開発、処分時の安全性評価を進めています。放射能確認技術では、放射性廃液中の⁹⁰Srの分析方法としてディスク状固相抽出剤とβ線スペクトロメトリー法の組合せによる迅速な放射能定量法を開発しました（トピックス9-1）。

一方、研究施設等廃棄物処分時の安全性評価としては、原子炉廃棄物の放射能特性評価を進めるとともに、ウラン廃棄物処分場の安全性評価を進めました。ウラン廃棄物処分場の安全性評価では、長期の安全性評価として将来の発生が確からしいと予見される隆起や海水準変動などに起因する長期的な地形や気候変動シナリオを選定し、被ばく線量との関係について評価を行いました。その結果、造構運動-隆起・侵食を想定した場合に、被ばく線量が比較的高くなる場合もあることが分かりました。

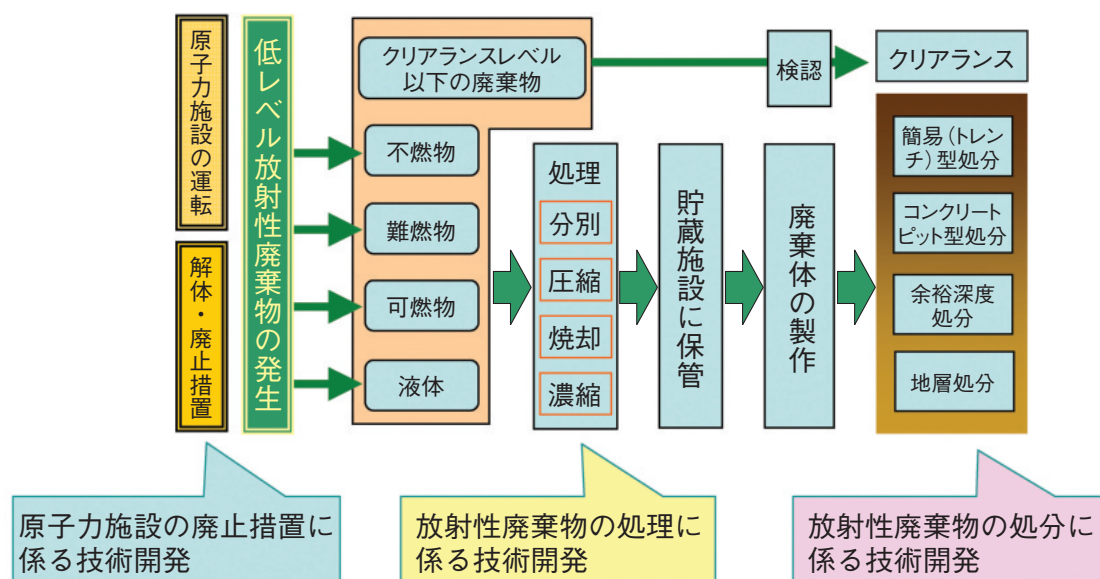


図9-1 原子力施設の廃止措置、放射性廃棄物の発生から処分に至る過程と技術開発の関係

9-1 廃棄物中の放射性ストロンチウムを測定する —放射性廃棄物の処分に向けた簡易・迅速分析法の開発—

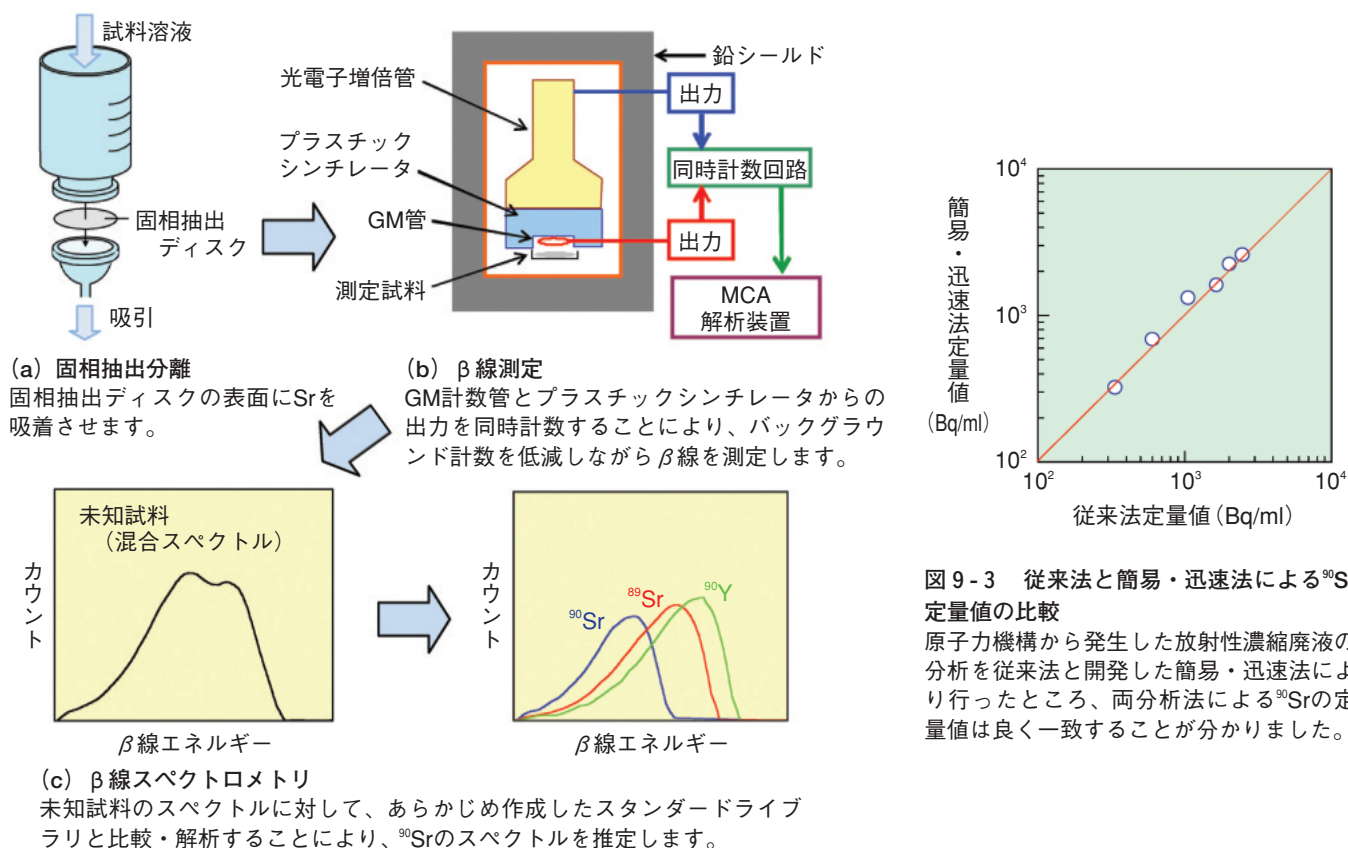


図 9-2 ^{90}Sr に対する簡易・迅速分析法の概要

研究施設から発生した放射性廃棄物を安全に処分するためには、その中に含まれる放射性核種の種類と濃度を把握する放射能評価が不可欠です。私たちは合理的で信頼性の高い放射能評価手法を確立するため、放射化学分析により原廃棄物（処理前の廃棄物）中の核種組成・濃度・分布などのデータの収集を進めています。

放射能評価が必要となる放射性核種の一つに ^{90}Sr があります。この核種は、 β 線のみを放出するため、外部から非破壊で測定することができません。このため一般に ^{90}Sr の分析では、対象試料を溶液化した後、イオン交換分離や沈殿分離などの方法を用いてSrを分離し、更に ^{90}Sr の子孫核種である ^{90}Y の生成を2週間程度待ってから放射線計測が行われています。このように、従来分析法では分離法が非常に煩雑であり、分析に長時間を要することが問題となっていました。

そこで私たちは、多数の原廃棄物試料を効率良く分析することを目的に、 ^{90}Sr 分析の簡易・迅速化を図る方法について検討しました。まず、原廃棄物の試料溶液から ^{90}Sr を効率的に分離する方法としては、繊維状のテフ

ロンにSr吸着剤を固定したディスク形状の固相抽出剤を用いて（図 9-2 (a)）、マトリックス元素や他の放射性核種から短時間で選択的にSrを分離できる条件を明らかにしました。

更に、固相抽出ディスクにより分離した ^{90}Sr は、ディスクの表面に吸着させたままの状態でも β 線スペクトロメトリ法（図 9-2 (b), (c)）を適用することで、 ^{90}Y や共存する ^{89}Sr から放出される β 線の影響を受けることなく、短時間で簡易に定量することに成功しました（図 9-3）。これは、GM計数管とプラスチックシンチレータによる同時計測から β 線エネルギー Spektrum を求め、この β 線 Spektrum をスタンダードライブラリと比較・解析することにより ^{90}Sr のみの定量を可能とする方法です。

このように、煩雑な分離法が不要で ^{90}Y の生成を待つことなく ^{90}Sr の分析を可能とする簡易・迅速分析法の開発を進めた結果、分析所要日数を従来法の1/3～1/5程度に短縮するとともに、分析により発生する放射性廃液などの二次廃棄物も大幅に削減することができました。

●参考文献

Kameo, Y. et al., Rapid Determination of ^{89}Sr and ^{90}Sr in Radioactive Waste Using Sr Extraction Disk and Beta-ray Spectrometer, Journal of Radioanalytical and Nuclear Chemistry, vol. 274, no.1, 2007, p.71-78.

産学のニーズを踏まえた研究開発を効率的に推進

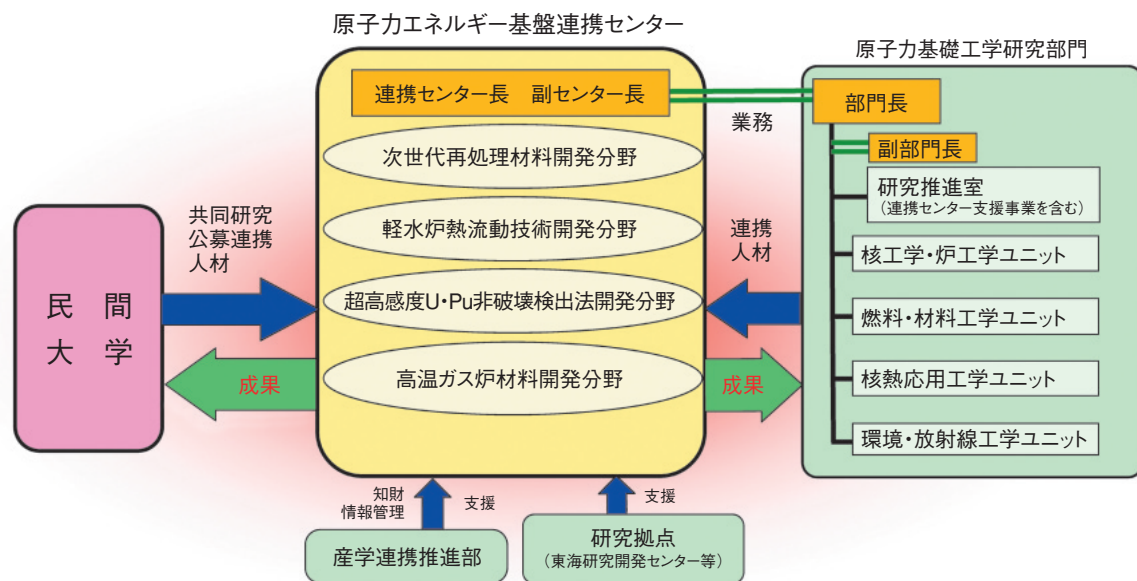


図10-1 原子力エネルギー基盤連携センター及び関連組織

私たちは、原子力機構が保有する原子力施設・設備を利用して、産学との連携を強化し、社会のニーズを踏まえた研究開発を推進しています。その一環として、原子力基礎工学研究部門を中核とした「原子力エネルギー基盤連携センター」を2005年度に設置し、広く産学のニーズに対応して、原子力の革新的技術開発のための共同研究、技術移転、技術協力などを効率的に行うことができるプラットフォーム機能を提供しています。提供に当たっては企業や大学と連携協力協定を結び、産学と原子力機構との研究者・技術者からなる特別グループを設置します。これにより、産学からの研究者・技術者が原子力機構職員と同等の身分を有し、原子力機構内の必要なインフラ、施設・装置を利用して共同で研究開発を行うことが可能となりました。また、活動に必要な予算はそれぞれが持ち寄ることを基本としますが、連携して競争的資金（公募）を獲得する場合があります。

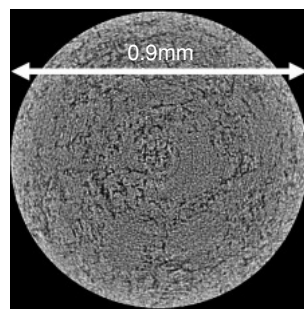
現在、四つの分野で特別グループが活動しています（図10-1）。「原子力エネルギー基盤連携センター」が発足した2005年度には次世代再処理材料開発分野の特別グループを立ち上げました。その後、2006年度には軽水炉熱流動技術開発分野及び廃棄物中のウラン（U）・プルトニウム（Pu）の超高感度非破壊検出法開発分野においてそれぞれ特別グループを設置し、更に2007年度には高温ガス炉材料開発分野の特別グループを立ち上げました。

次世代再処理材料開発分野においては、株式会社神戸製鋼所と連携協力して、複合溶製法（CCIM-Caハライド精錬法＋EB-CHR法）を開発し、それを用いて超高純度ステンレス鋼（EHP合金）を製作し、再処理苛酷環境での耐粒界腐食性や溶接性を確認しました（トピックス10-1）。数100kgの試験溶製では、原子力級のスクラップを使用しても、有害不純物量を100ppm以下に低減できる商用

溶製技術の目処を得ています。

軽水炉熱流動技術開発分野では、連携企業とともに、軽水炉の経済的設計の妥当性を確かめるための試験を情報管理に配慮しつつ行っています。廃棄物中超高感度U・Pu非破壊検出法開発分野においては、廃棄体内部のUとPuの分布を正確に測定できるように高速中性子直接問かけ法を開発しました。従来法より検出限界を100倍以上改善できる見通しを得ています。実用化に向け、株式会社IHIと連携協力して、更に高精度・高感度で検出するための技術開発を進めています。また、ここで培った技術を多方面に展開するため、東京大学及び株式会社IHIと連携して、手荷物中に隠匿された核物質を探知するシステムの実用化を目指した研究開発も併せて進めています。

高温ガス炉材料開発分野においては、東洋炭素株式会社とともに超高温ガス炉炉心用材料である高品質黒鉛の照射下での長寿命化に資するため、照射データベースの構築と照射効果の評価手法の開発を進めています。平均粒径が20 μ mと微粒のIG-110黒鉛について、三次元X線CTで高倍率撮影し（図10-2）、画像解析処理を行うことにより、照射効果に影響する微細気孔の分布を三次元測定できる見通しを得ました。



黒色：気孔 灰色：結晶

図10-2
IG-110黒鉛のX線CT画像

10-1 厳しい環境でも腐食しにくい超高純度ステンレス鋼(EHP合金)の開発 ー沸騰硝酸下でのEHP合金の優れた耐粒界腐食特性ー

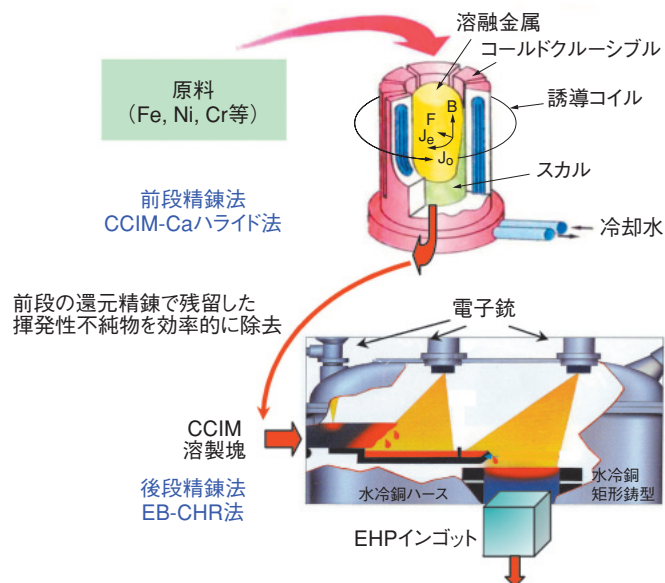
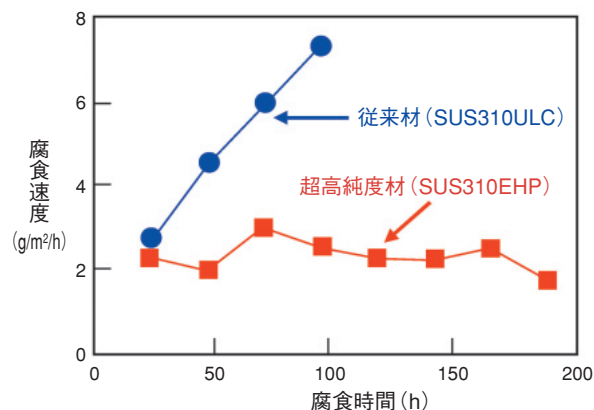


図10-3 超高純度ステンレス鋼の複合溶製法

CCIM-Caハライドによる前段溶製とEB-CHRによる後段溶製により、全有害不純物量100ppm以下の超高純度材料を溶製します。

地球温暖化やエネルギー資源確保の対策として原子力が再度脚光を浴びてきており、原子力産業においては国際競争の下、高性能の次世代原子力システムの開発が不可避となってきています。次世代原子力システムに対応した再処理技術では、大幅な高燃焼度化や高速炉用燃料に対応するため、現在の再処理プラントの材料よりも、更に厳しい沸騰硝酸下で耐食性を高めた再処理機器用材料の開発が必要となります。

再処理プラント用ステンレス鋼の寿命決定の主要因である粒界腐食は、介在物や結晶粒界を起点として発生する局部腐食です。結晶粒界は、熱力学的安定性が低く、製造工程中にC, P, S, Oなどの有害不純物が集まり、結晶粒界での耐食性が低下します。私たちは、材料特性を害する不純物を実用レベルの極限まで取り除く超高純度(EHP: Extra High Purity)化により、材料本来の耐食性が発現できると考え、基礎研究を実施してきました。しかし、実用化には低廉化と品質保証が担保できる商用溶製技術が必要となります。そのために株式会社神戸製鋼所と連携してEHP合金の複合溶製法の開発と材料特性評価を実施しています。新溶製技術は、図10-3に示すように前段のコールドクルーシブル磁気誘導溶解



従来材 (SUS310ULC)

超高純度材 (SUS310EHP)

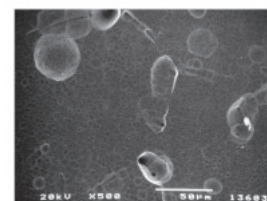
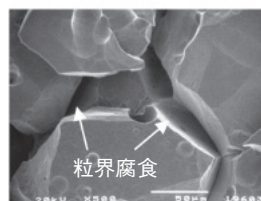


図10-4 従来材と超高純度材の沸騰硝酸中での腐食試験結果
従来材に比べ、開発した超高純度材は優れた耐粒界腐食性を示します。

(CCIM)-Caハライド還元精錬法で低品位原料中の非揮発性不純物を除去し、後段のコールドハース電子ビーム溶解(EB-CHR)法で残留する揮発性不純物を除去します。更に、水冷銅矩形鋳型で連続凝固させて、矩形断面の中間製品を直接生成することができます。数100kgの試験溶製においては、原子力級のスクラップを使用しても有害不純物量を100ppm以下に低減でき、EHP合金の商用溶製の目処が得られています。

図10-4は、再処理硝酸環境を模擬した沸騰硝酸中での腐食試験の結果です。試験片は従来材SUS310ULCとSUS310EHP合金です。SUS310ULCの腐食試験後の表面観察では粒界腐食が認められ、粒界腐食により腐食速度が大きく加速されます。一方、SUS310EHP合金では腐食速度はほぼ一定で、優れた耐粒界腐食性を示し、EHP化の有効性が確認できます。また、EHP化は溶接割れ抵抗性も同時に改善でき、従来の元素添加により耐食性を犠牲にし、溶接割れ抵抗性を向上させた溶接材に代わり、母材を溶接材として用いる共材溶接を可能にします。

本研究は、文部科学省からの受託研究「次世代再処理機器用耐硝酸性材料技術の研究開発」の成果の一部です。

●参考文献

Ioka, I. et al., Susceptibility of Intergranular Corrosion for Extra High Purity Austenitic Stainless Steel in Nitric Acid, Proceedings of 16th International Conference on Nuclear Engineering (ICONE16), Orlando, Florida, USA, 2008, ICONE16-48776, 5p., in CD-ROM.

レーザーと医療の融合で光医療産業バレー創出を目指す

高強度レーザーと粒子線（陽子線）によるがんの治療という現代の先端光科学と医療を融合することで、従来型の加速器を用いた粒子線治療装置よりはるかにコンパクト化された革新的な小型がん診断・治療器を実現し、それにより粒子線治療の普及に貢献することを目指すプロジェクトが開始されました。これは原子力機構が、2007年度に科学技術振興調整費「先端融合領域イノベーション創出拠点の形成」プログラムに『「光医療産業バレー」拠点創出』として提案し、採択されたものです。産業界、大学などとの連携体制を構築し、本プロジェクトを確実に推進するため、原子力機構は理事長直轄組織として2007年10月に特定部門「光医療研究連携センター」を設置しました。私たちは、協働機関・協力機関などとの連携、研究の強化を図り、10年から15年後に起こすイノベーションの姿として、「小型がん診断・治療器」を実現し、全国どこでも「切らずに治せるがん治療」を普及することを目指しています。レーザーによるイオン加速の基礎技術開発から、派生する先端レーザー技術を活用して、光ファイバを使った観察とレーザー照射が同時にできる低侵襲レーザー治療装置、高出力レーザーを応用した放射化機器などの産業応用技術の研究開発も進めています。

協働機関（10機関）とその役割を図11-1に、「光医療産業バレー」拠点創出で目指すイノベーションの姿を図11-2に示しています。

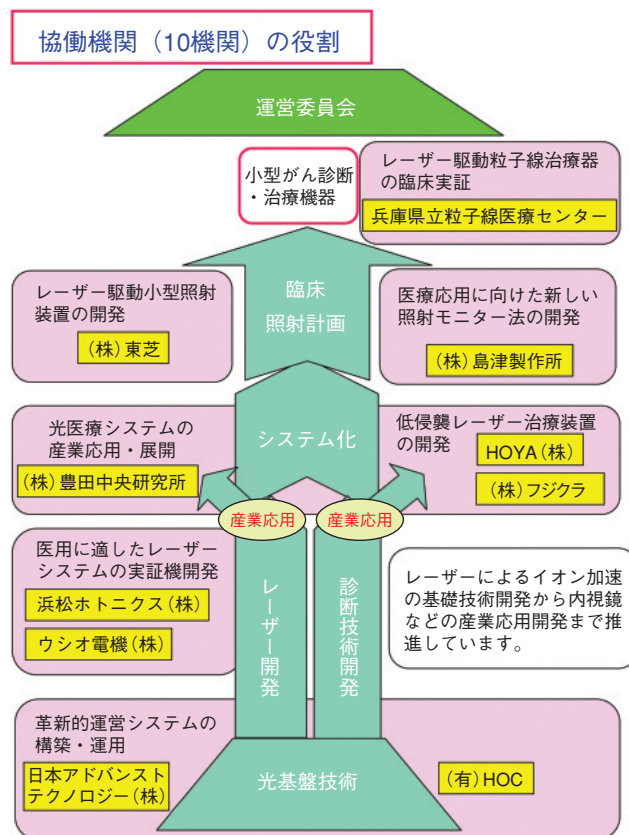


図11-1 協働機関とその役割

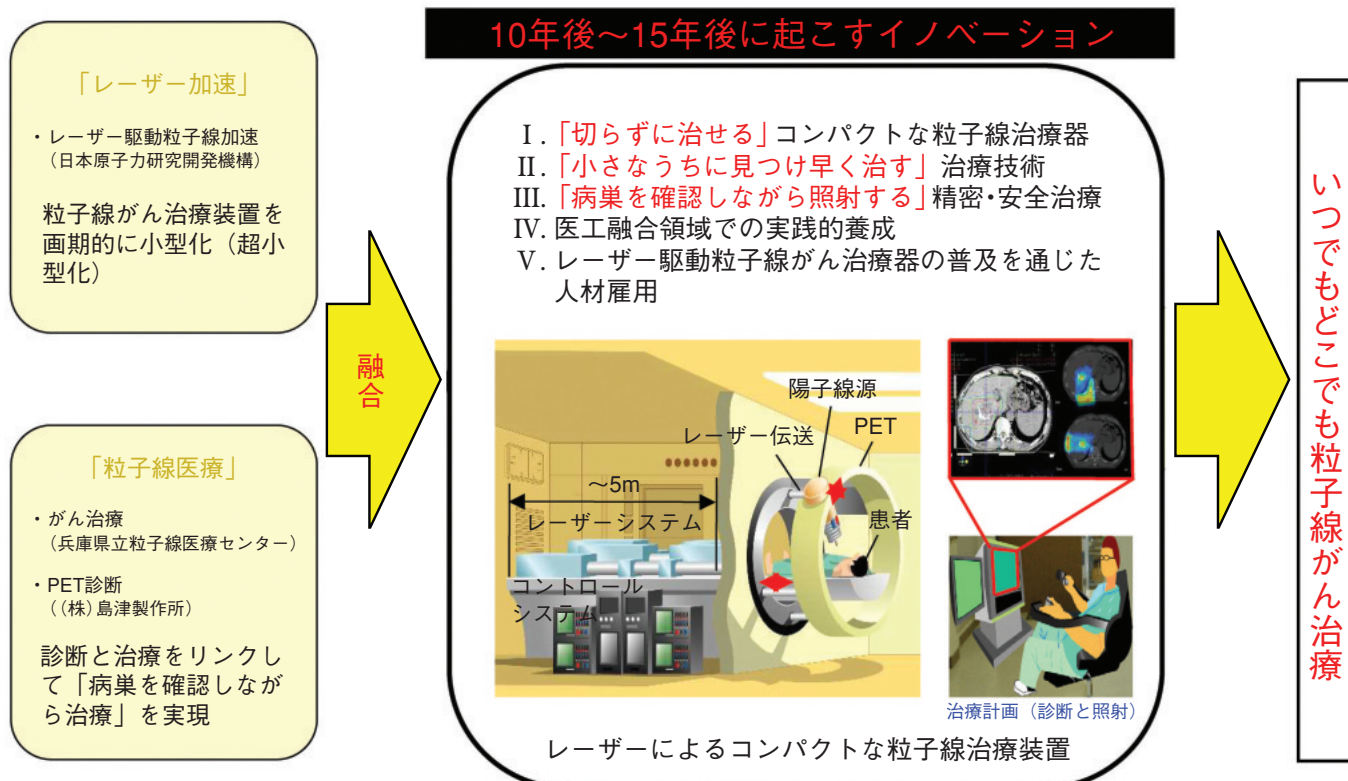


図11-2 「光医療産業バレー」拠点創出で目指すイノベーションの姿

11-1 新原理のイオン加速法を実証

ー臨界密度プラズマを用いたレーザーイオン加速：がん治療用粒子線加速器を目指してー

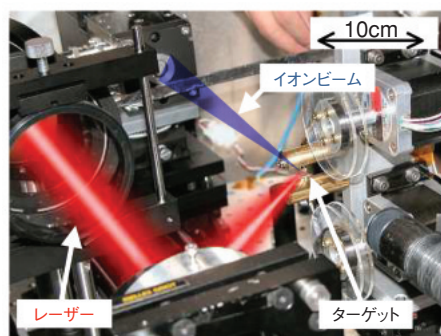


図11-3 レーザーイオン加速装置
レーザーの強い光をターゲットに集光すると、プラズマが発生してイオンが加速されます。コンパクトな装置でのMeV級のイオン加速が可能です。

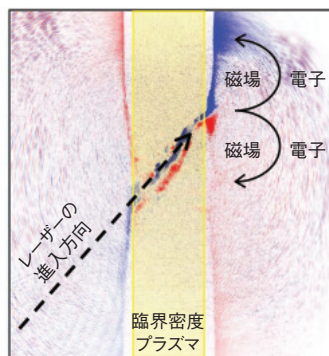


図11-4 新原理によるイオン加速機構
レーザーは臨界密度プラズマの中へ侵入します。すると、レーザーのエネルギーは効率良く電子に変換され、強力な磁場が発生します。この磁場がイオン加速電場を保持し、効率的にイオンが加速されます。

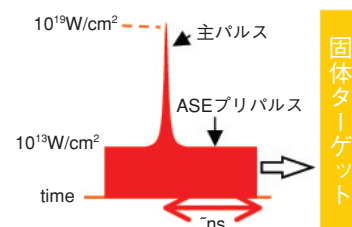


図11-5 臨界密度プラズマ生成法
レーザー主パルスの直前に、強度の低い自然放出光の増幅(ASE)を照射することで、固体ターゲットを臨界密度プラズマに変換します。

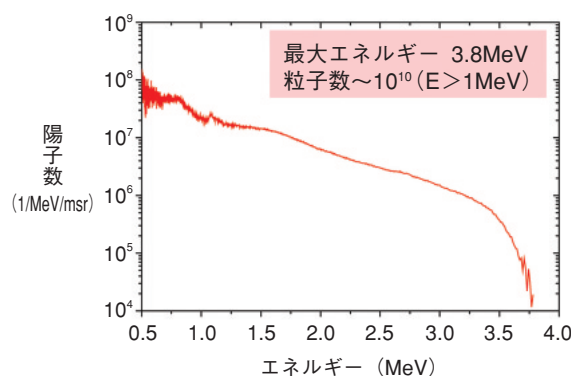


図11-6 イオン加速実験の結果
最大エネルギー3.8MeVの陽子線を加速することに成功しました。図は実験で得られた陽子線のエネルギースペクトルです。

レーザーの強い光を薄い膜に集光すると、瞬間的に高密度のプラズマが発生して、高エネルギーのイオンが発生します。この現象を利用すると、従来の装置では数10mになるイオン加速器を、数m以下のコンパクトな装置(図11-3)にすることができます。私たちは、小型のがん治療用加速器を目指したイオン加速研究を行っています。

本研究では、レーザーのエネルギーをより効率的にイオンのエネルギーに変換するために、新しい原理に基づいたイオン加速法を、実験的に実証することに成功しました。ここでは、臨界密度プラズマという特殊なターゲットを用います。通常の固体ターゲットでは、レーザーのエネルギーの多くの部分がターゲットの表面で反射されるのに対して、臨界密度プラズマでは、レーザーは臨界密度プラズマの中へ侵入することができます(図11-4)。すると、レーザーのエネルギーは効率良く電子に変換され、強力な磁場が発生します。この磁場がイオン加速電

場を保持し、効率的にイオンを加速することができます。臨界密度プラズマの生成法としては、レーザー主パルスの直前に、強度の低い自然放出光の増幅(Amplified Spontaneous Emission: ASE)を照射することで、固体ターゲットを臨界密度プラズマに変換しています(図11-5)。

実験の結果、臨界密度プラズマを用いることで、最大エネルギー3.8MeVの陽子線を加速することに成功しました。図11-6に示すのは、実験で得られた陽子線のエネルギースペクトルです。本実験では、1回のレーザー照射当たり、およそ100億個の陽子が加速されることが確認されました。今後は、イオン加速に効率的な実験パラメーターとして、レーザーのエネルギーやパルス時間幅、及びターゲットプラズマ密度分布の最適化を進め、より高いエネルギー、粒子数のイオンビームを発生することを目指して研究開発を進めます。

本研究は文部科学省科学技術振興調整費『光医療産業バレー』拠点創出の一環として実施されました。

●参考文献

Yogo, A. et al., Laser Ion Acceleration via Control of the Near-Critical Density Target, Physical Review E, vol.77, no.1-2, 2008, p.016401-1-016401-6.

11-2 1本の光ファイバで観察しながら治療する

ーレーザー照射機能を有する極細内視鏡の開発ー

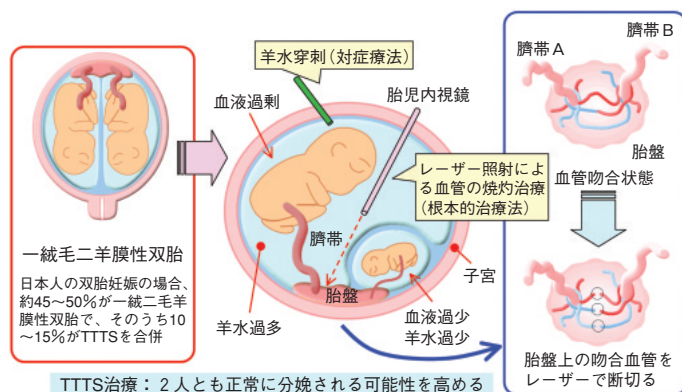


図11-7 先天性疾患：双胎間輸血症候群（TTTS）

双子に血液を送る血管が胎盤の中でつながり、それぞれの胎児への血流がアンバランスになる現象（放置すれば7割以上の確率で胎児が死亡）。根本的治療法としては、レーザー焼灼によって胎盤上で吻合する血管を断ち切る方法（FLP治療）があります。

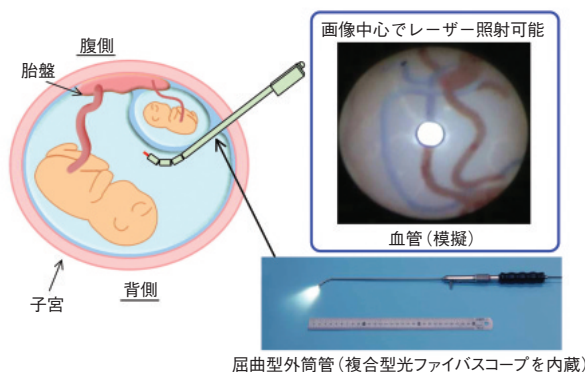


図11-9 あらゆる位置での胎盤治療を可能とする技術

双胎間輸血症候群（TTTS）は、子宮内の双胎が発症する先天性疾患の一つです。高度先進医療に指定されているこの疾患は、一つの胎盤に対して二つの羊膜から成る場合（一絨毛二羊膜性双胎）にのみに発症します。通常の一絨毛二羊膜性双胎の場合、それぞれの血管が胎盤でつながり、バランス良く血液の循環を行っています。何らかの理由により双胎間で行き来している血流のバランスが崩れ、片方の胎児のみに血液が流れ続けてしまうとTTTSを発症します。近年では、TTTSの根本的治療法として内視鏡で観察しながらレーザーで治療する方法（FLP治療）が注目されています（図11-7）。

しかしながら、全国的にFLP治療の歴史が浅く、実際にFLP治療を行える病院は全国でも数ヶ所しかないのが現状です。また、この治療が狭い空間である子宮内（羊水中）に浮遊する胎児を対象とすることから、(1) 胎盤上で繋がった血管の明確な配置（地図）が不明、(2) 光ファイバの先端と血管の位置（距離）が不明、(3) 血流が止まったかどうか定量的な判断ができない、(4) 内視鏡の視野が狭い、(5) 母親の腹側に胎盤が付着している場合（前置胎盤）に対応しにくいなどの問題があり、現

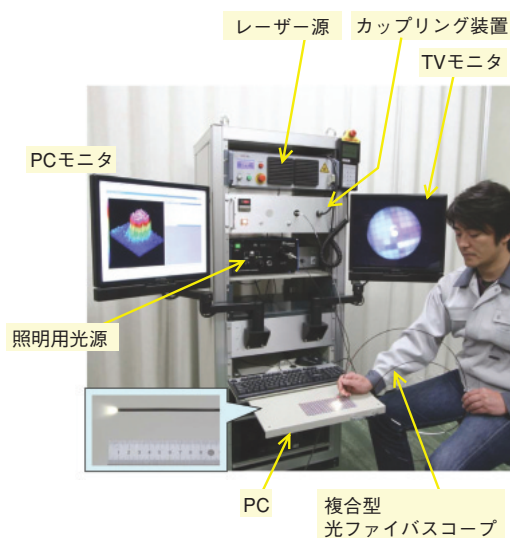


図11-8 レーザー照射機能を持つ内視鏡システム
外径2mm、1本の光ファイバスコープでレーザー照射と観察を同時に行うことが可能なシステムを試作しました。

図11-9 あらゆる位置での胎盤治療を可能とする技術
屈曲型外筒管の中に複合型光ファイバスコープを導入することで、前置胎盤にも対応可能になります。

在の内視鏡手術機器には高度な技術的進歩が必要とされ、更に、医師の高い技術が求められていました。

そこで、FLP治療に貢献するために、核融合炉を保守するロボットを開発する過程から生まれた、1本の光ファイバで観察とレーザー照射が同時にできる「複合型光ファイバ」技術を活用し、これまでの問題点をほぼ解決できる見込みのある装置を試作しました（図11-8）。

本システムは、映像の真ん中にレーザー照射ができ、対象物までの距離及び血液の量や速度を測る機能などを搭載していますので、比較的容易かつ安全に正確なレーザー照射が可能と考えられ、上記の先天性疾患の胎内外科治療に威力を発揮する器具として期待されています。また、前置胎盤の場合でもレーザー照射が容易となると考えられます（図11-9）。更に、内視鏡の外径を2mmと小さくすることで腹部に開ける穴の径も小さくなり、母体への負担が大きく軽減されること（低侵襲治療）も期待できます。本システムは、動物実験によりその有効性を確認しており、現在、臨床応用に向けた開発を進めています。

●参考文献

岡澤, レーザー照射機能持つ極細内視鏡を開発ー胎児治療などへ応用ー, エネルギーレビュー, vol.27, no.7, 2007, p.7-10.

計算科学による原子力研究

— 原子力分野の研究開発を加速する計算機援用技術の確立 —

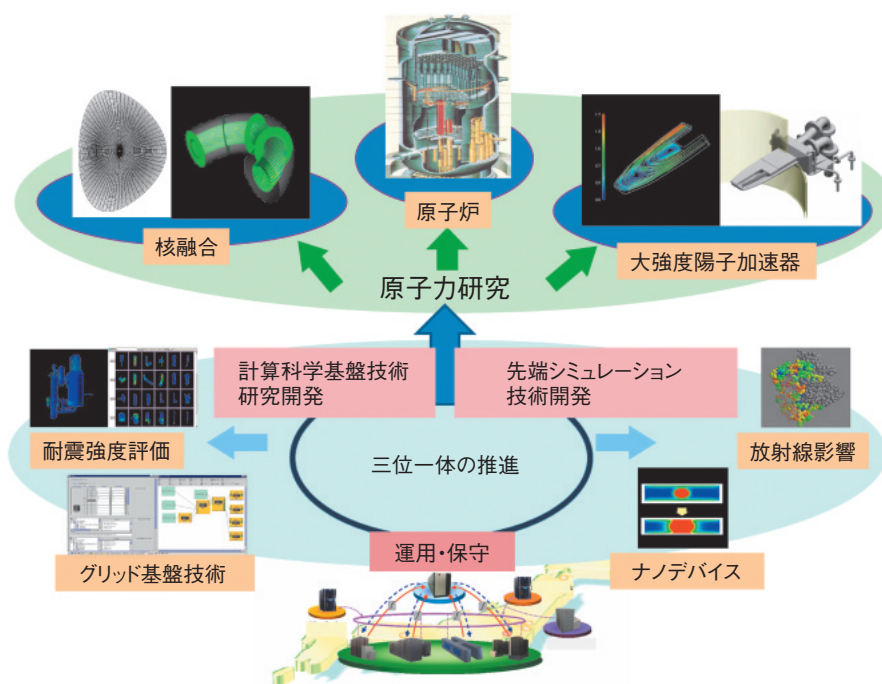


図12-1 原子力分野における計算科学の役割

計算科学基盤技術研究開発、先端シミュレーション技術開発、運用・保守の三位一体の体制で先端的計算科学研究を実施することにより、原子力分野における研究開発の先導、萌芽的研究を推進しています。

原子力のさらなる安全・安心のため、「理論」や「実験」に加えて原子力施設全体規模での安全性確認や経年変化などを理解し予測する技術として、計算科学による研究開発を進めています。計算科学は「理論」「実験」に次いで第三の研究開発手法として認識され、地球規模の温暖化予測など新たな展開が行われており、原子力分野においても、さらなる発展が期待されています。

私たちは図12-1に模式的に示したように「原子力分野における計算科学研究を先導し原子力機構内外との連携研究を推進するための計算科学基盤技術研究開発」「高精度な現象予測を行うための先端的シミュレーション技術研究開発」「原子力機構内における情報セキュリティの確保による活発な研究支援を行うための運用・保守」を三位一体で推進しています。また、研究開発の成果として生まれ、確立した技術を基に原子力機構内外における理論・実験研究との連携を強化し、原子力研究の各分野の高度化・効率化に努めています。

現在、計算科学分野における国内の研究開発を牽引し、革新的な原子力研究を進めるため、中期計画課題として「グリッド技術による並列分散計算技術」「原子力施設の耐震性評価用仮想振動台の構築」「原子炉材料のき裂進展、核燃料の細粒化現象の機構解明」「原子力分野におけるナノデバイスの開発」「ミクロからマクロに至る計算手法を統合したマルチスケーリングモデル手法の構築」「ITを活用したゲノム情報解析用データベースの構

築」「DNA修復タンパク質の機能の解明」に継続的に取り組み、シミュレーションの高度化、未知現象のシミュレーションによる再現と観察などを行っております。

私たちは、国家プロジェクトへも積極的に参画しており、e-Japan重点計画の下、2001年度から五か年計画で実施された「ITBL (Information Technology Based Laboratory)」プロジェクトでは、複数の計算機を連携させることにより、あたかも一台の大型計算機のように利用可能としました。この仮想大型計算機は2008年5月時点で60TFLOPS (17計算機から構成) の計算処理能力を有し、64機関の11研究コミュニティに対して継続的な学術研究支援を行っております。その後も2006年度からは二か年計画で「最先端・高性能汎用スーパーコンピュータの開発利用」に参画するなど、原子力分野で培われてきた計算科学技術を活かした貢献を行っております。

また、計算科学による原子力研究の世界最先端の活動と協調するために、米国 (2機関)、独国 (3機関)、仏国 (5機関) と国際協力を推進しております。日米間の国際原子力エネルギー・パートナーシップ (Global Nuclear Energy Partnership: GNEP) においても、シミュレーションとモデリングの研究開発が取り上げられ、これに協力しています。

私たちは、計算科学技術を核とした原子力分野の研究開発を、今後も一層加速させていきます。

12-1 計算機上での原子力施設モデル化と構造健全性評価 —原子力発電プラントの振動挙動を推測するための3次元仮想振動台—

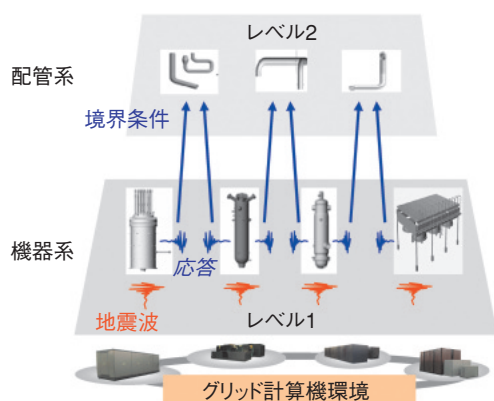


図12-2 有限要素法による組立構造解析法の階層化

従来の有限要素法による解析では、解析対象を一体構造物として扱うため、その解析対象のデータ容量に限界があります。本手法では、解析対象を部品化し、データ容量の影響を少なくする手段を提案しています。本図では全体を二つの系に分けて、解析の規模を低減しています。ここでは、機器系と配管系を分けて扱い、そのデータを連携させることでゆれを計算することを提案しました。

原子力施設の地震時の構造健全性を評価するためには、多数の部品から構成される原子力施設全体を扱う必要があります。従来は経験や知識を元に原子力施設を構成する機器や建屋を個別に比較的簡易なモデルで表現し、設計や評価を行っていました。しかしながら、昨今の大規模地震の頻繁な発生に伴い国民の地震に対する関心が殊に高まっており、原子力施設の構造健全性をより詳細に示す必要性が増してきています。

そのような中、私たちは、原子力施設の構造健全性評価のための詳細解析技術の一つとして、高度計算科学技術を用いてスーパーコンピュータ上に仮想振動台を構築し、原子力施設全体の地震時の応答をシミュレーションする技術の研究開発を進めています。阪神淡路を始めとする近年の大地震において、様々な構造物で従来の部品解析技術では理解が困難な機器や部品間の相互作用に起因する局所的変形などの物理現象が散見されています。仮想振動台では、このような問題を解析できるように、構造物をあるがままモデル化し、機器や建屋間の相互作用を考慮した詳細な解析の実現を試みています。これまでに、1,000万点を超える部品から構成される原子力発電施設を部品ごとにデータ処理する手法（組立構造解析法）と、異なる複数のスーパーコンピュータを連携処理させて一台の計算機では処理しきれない解析を処理する手段を提案し、仮想振動台の要素技術を研究開発してきました。ここで組立構造解析法は、実際に部品を組み立てて製作される組立構造物と同様に、部品ごとにモデル化し組み合わせることが特徴であり、膨大なデータ作成

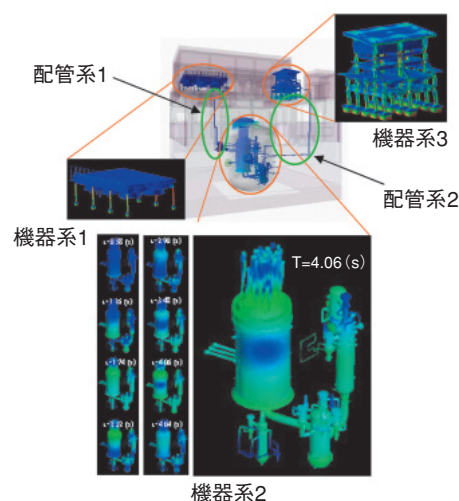


図12-3 階層化による原子力発電プラント全体の振動解析

最初にレベル1の三つの機器系（機器系1, 2, 3）の応答を計算し、その応答を境界条件としてレベル2の二つの配管系（配管系1, 2）に与えることで、プラント全体規模の振動解析を実現しました。

の課題解決への貢献が期待されます。これらの要素技術を組み合わせて仮想振動台のプロトタイプを開発し、原子力機構大洗研究開発センターにある高温工学試験研究炉（HTTR）の主要設備の構造解析を実験的に始め、現在までに静解析の動作確認を行いました。

一方、原子力施設全体の振動解析を実現するためには、膨大な部品の逐次変化を加味した繰り返し計算を実施する必要があります。従来の解析手法では規模と時間の両面で実現が困難とされてきました。そこで、同時に処理する規模の低減と処理の高速化を図るために、これまでに提案した組立構造解析法を階層化することを提案しました。階層化では、組立構造物の組立構成を意識して、例えば機能構造単位に分類して計算処理を分散させます。この例では図12-2に示すように、原子力発電プラントの機器系と配管系を大きく二つに分類し、これを階層化して解析しました。

このように入力データを階層化することにより、図12-3に示すように合計で約1.8億自由度を有する構造物の計算負荷を最適に複数のスーパーコンピュータへ分散配分することが可能になりました。その結果、仮想振動台のプロトタイプシステム上で、HTTRのプラント全体を対象とした振動解析に成功しました。本解析では、同時に処理する規模が従来の1/3以下に低減され、従来の約10倍の処理の高速化を実現できました。これにより、10億自由度超といわれる原子力施設全体規模の詳細な振動解析の実現可能性が大きく広がりました。

●参考文献

西田明美ほか、原子力プラントのための3次元仮想振動台の構築—組立構造解析法による巨大施設解析システムの提案—、日本原子力学会和文論文誌, vol.6, no.3, 2007, p.376-382.

12-2 気泡による材料損傷を気泡で抑制する —気泡注入による損傷抑制効果の計算科学的検討—

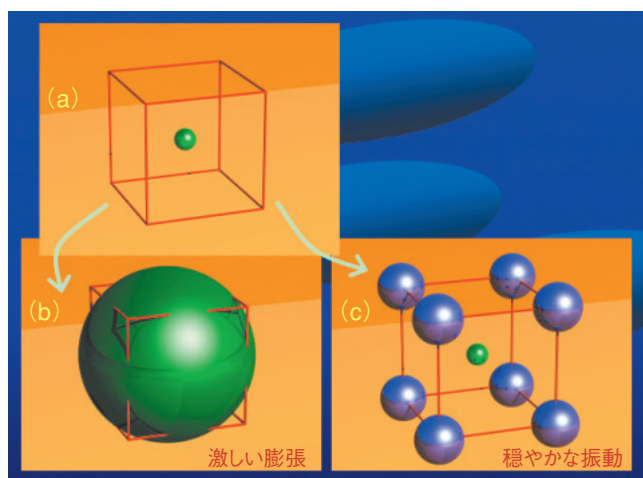


図12-4 ガス気泡注入によって気泡の持つ破壊力を抑制する急激な圧力変動を受けた水銀は裂け、小さな気泡を発生させます ((a)の緑球)。この気泡は圧力変動に駆動されて急激に膨張 (b)・収縮し、高速な液体ジェットを噴射することで材料損傷を引き起こします。この激しい運動を抑え込み、気泡の破壊力を封じ込めようとする試みが「ガス気泡注入」です ((c)青球が注入ガス気泡)。

現在、私たちは高エネルギー加速器研究機構 (KEK) との共同プロジェクト J-PARC の一環として、MWクラスの陽子加速器と水銀を用いた強力な中性子源の開発を行っています。近い将来、この中性子源を用いて高温超伝導やDNAなどに関する先進的な研究が展開される予定です。

このビッグ・サイエンスの現場で今、1 mmにも満たない小さな気泡が大きな問題を巻き起こしています。この施設では高速の陽子によって水銀原子核を壊すことで中性子ビームを得るのですが、このときに放出される膨大なエネルギーによって水銀中に激しい圧力変動が生じ、その結果、水銀が裂けて沢山の気泡が発生します。この気泡は小さいながらも強い破壊力を持ち、高速の液体ジェットを噴射して金属容器に材料損傷を与えます。中性子源の寿命を縮め、ビームの高出力化を妨げるこの問題を解決すべく、私たちは気泡の破壊力を封じ込める技術の開発を行っています。

その一つとして、私たちは水銀にあらかじめガス気泡を注入するという試みを行っています (図12-4)。この技術の確立のためには、水銀への気泡注入法の開発 (トピックス14-5) や、注入気泡が持つ物理的効果の理解

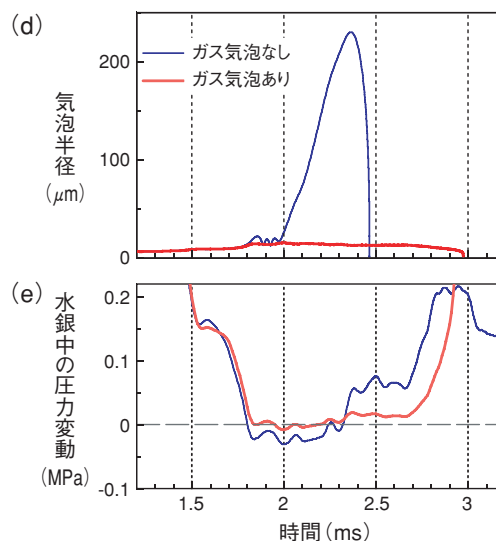


図12-5 ガス気泡注入なしの場合(青)とありの場合(赤)の気泡半径(d)と水銀中圧力変動(e)の時間発展

このシミュレーション結果から、ガス気泡の注入により、発生した気泡の激しい運動が抑え込まれること、そして水銀中に発生する負の圧力が減少することが分かりました。これらの計算結果は実験結果を良く再現するものです。

(本トピックス) など、多くの課題を乗り越える必要があります。私たちがこれまでに行ってきた実験的・理論的検討によって、この試みの実現性と有効性が徐々に明らかになってきました。図12-5に示したのは、水銀中に発生する気泡のふるまいを、注入したガス気泡との相互作用までを考慮した理論モデルによってシミュレーションした結果です。ガス気泡を注入しなかった場合 (図12-5 青線) には、発生した気泡はいったん急速に膨張し、その後急激に収縮します。このような激しい運動をする気泡は材料損傷を引き起こします。一方、ガス気泡を注入した場合の気泡挙動 (図12-5 赤線) はこれとは全く異なり、至って穏やかなものになります。

この計算結果を詳細に調べることで、この変化が気泡の運動を駆動する負の圧力がガス気泡によって減少させられたために起こったことが分かりました (図12-5 (e))。この発見はガス気泡注入が持つ効果の知られざる一面を明らかにするものです。

本研究は科学研究費補助金・若手研究 (B) 「キャビテーション気泡群のための大規模シミュレータの開発および理論解析」の成果の一部です。

●参考文献

- Ida, M. et al., Direct Observation and Theoretical Study of Cavitation Bubbles in Liquid Mercury, Physical Review E, vol.75, no.4, 2007, p.046304-1-046304-7.
Ida, M. et al., Suppression of Cavitation Inception by Gas Bubble Injection: A Numerical Study Focusing on Bubble-bubble Interaction, Physical Review E, vol.76, no.4, 2007, p.046309-1-046309-10.

12-3 計算科学が明らかにするタンパク質の大規模構造変化 ー細胞間接着タンパク質インテグリンの構造変化機構の解明ー

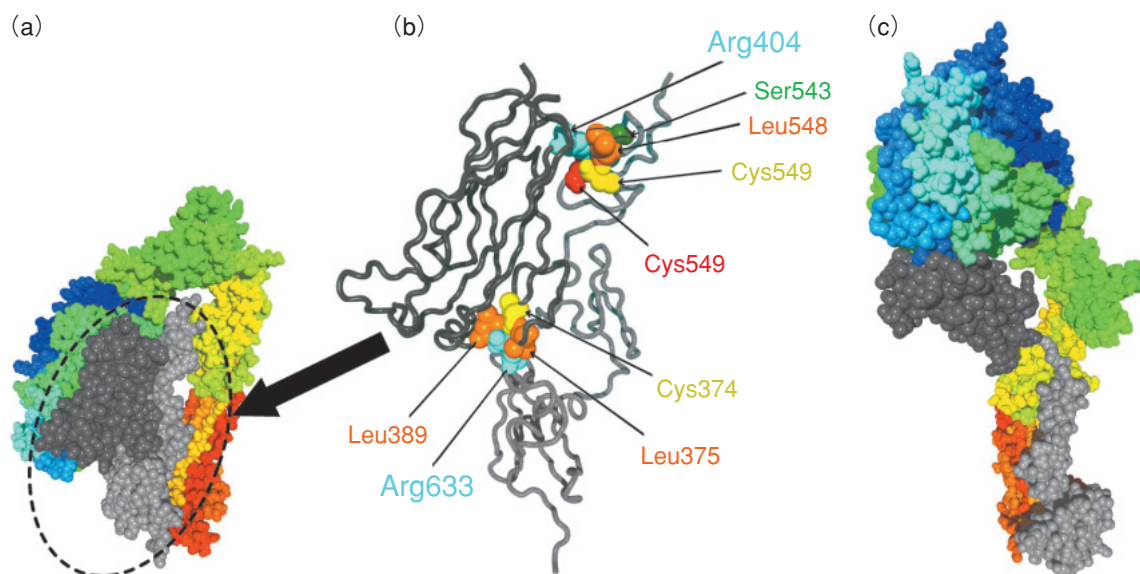


図12-6 インテグリン $\alpha V\beta 3$ のX線結晶構造(a)とその部分構造(b)及び大規模構造変化後のコンピュータモデル構造(c)

- (a) X線結晶構造解析により得られたインテグリン全体構造の全原子モデルです。お辞儀をしたような折れ曲がった構造をしています。
 (b) (a)の灰色部分を拡大し、チューブモデルで示しています。計算機シミュレーションによって判明した重要なアミノ酸部位は、球体モデルで示しています。その中でも、Arg633とArg404が特に重要であることが分かりました。
 (c) 計算機シミュレーションにより得られた大規模構造変化後のインテグリンの構造です。伸びた構造をしています。

私たちヒトのような多細胞生物においては、個々の細胞は独立して存在しているのではなく、細胞同士は直接あるいは細胞外マトリックスと呼ばれる物質を介して間接的に結合しています。これらの結合には、細胞接着分子という細胞膜上に存在するタンパク質がかかわっています。ここで紹介するインテグリンも細胞接着分子の一種であり、機能と構造の異なる多くの種類のインテグリンが存在することが知られています。

ある種のインテグリンは、通常は不活性な状態にあり、必要な場合にのみ活性な状態にスイッチすることが知られています。血液中の血小板の細胞膜上に多数存在するインテグリン $\alpha IIb\beta 3$ がその例です。このインテグリンは、怪我などによる出血の際に、活性な状態に変化し、血小板同士の凝集を促進することにより出血を抑えます。このようなインテグリンの活性化には、インテグリンの大規模な立体構造変化(図12-6(c))が伴うと考えられています。

私たちは、 $\alpha IIb\beta 3$ に類似のインテグリンであり、不活性状態の立体構造がX線結晶構造解析により原子分解能で分かっている $\alpha V\beta 3$ を用いて、インテグリンの大規模な立体構造変化がどのように起きるかを、計算機シミュレーションを用いて調べました。その結果、インテ

グリンを構成する約1,500個のアミノ酸の中で、インテグリンの大規模構造変化の初期段階や途中の段階において重要な役割を果たすものが存在することを発見しました(それぞれ、図12-6(b)のArg633とArg404)。すなわち、これらのアミノ酸と、空間的に接近しているアミノ酸との相互作用を仮想的に消滅させると、大規模な構造変化が起こりやすくなることが分かったのです。この計算結果は、これらのアミノ酸が、インテグリンの大規模構造変化のためのスイッチの役割を果たしていることを示唆しています。これらのアミノ酸の重要性は、これまで全く認識されていませんでしたが、実際にこれらのアミノ酸が変異して近傍のアミノ酸との相互作用が少なくなるようにすると、インテグリンは活性化することが実験で明らかになりました。これにより、シミュレーション結果の正しさが証明されたと同時に、これらのアミノ酸の重要性が確認されました。

脳梗塞や心筋梗塞などの血栓症は、不必要な場所での血液凝固により引き起こされる病気であり、その治療薬開発においてインテグリン $\alpha IIb\beta 3$ が注目されています。私たちが、この研究で発見した知見は、今後の血栓症治療薬開発を大きく進展させる可能性があります。

●参考文献

Matsumoto, A. et al., Key Interactions in Integrin Ectodomain Responsible for Global Conformational Change Detected by Elastic Network Normal Mode Analysis, Biophysical Journal, vol.95, no.6, 2008, p.2895-2908.

12-4 鉄鋼材料中の不純物挙動シミュレーション技術の開発 ー加熱により放出される気体から材料の内部状態を推定するー

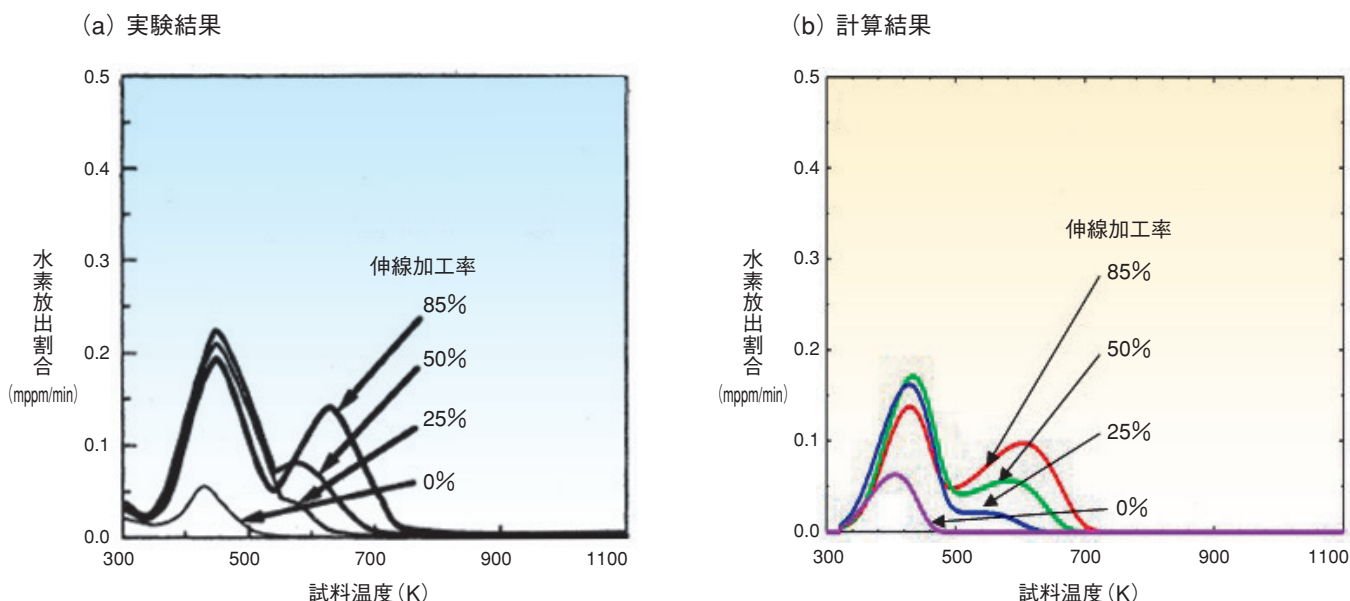


図12-7 伸線加工した共析鋼の水素放出曲線の比較(a)実験結果(b)計算結果：グラフ内の数値は伸線加工率を表します。計算モデルは転位や空孔の欠陥から放出される水素による低温側のピークと伸線加工に伴う相界面の増加によって現れる高温側のピークをよく再現しています。

鉄鋼は原子炉施設のみならず様々な建築物に用いられる基本的な構造材料です。鉄鋼材料にはその製造過程において空孔や転位、粒界、相界面、介在物などの結晶の並びを乱す格子欠陥や不純物元素が存在します。特に、小さく軽い元素である水素は環境中からも不純物元素として侵入します。更に水素は鉄鋼材料内を移動し、格子欠陥と結合し、その機械的性質を大きく変化させます。またこの変化は材料の強度低下につながります。そのため材料内での格子欠陥の状態や水素の存在状態を知ることが重要な課題となります。

鉄鋼材料中の格子欠陥は、欠陥がない結晶領域を移動する水素を捕らえることから捕獲サイトと呼ばれ、その種類によって捕獲のエネルギーが異なります。概念的には、エネルギーの谷が深い欠陥は強く、浅い欠陥は弱く水素を捕獲します。そのため、浅い谷の水素は低温で、深い谷の水素は高温で、捕獲サイトから周囲の領域へ放出されます。この性質により、一定速度で加熱される試料から放出される水素の量がある温度でピークを示せば、それは特定の捕獲エネルギーを持つ欠陥から放出された水素に対応すると考えられます。そのため、試料温度と放出水素量の関係を表す曲線の解析から試料内の欠陥の種類や量、捕獲エネルギー、捕獲されていた水素量などの情報を得ることができます。このような分析を昇

温脱離分析といいます。そこで、それらの量や関係を見積もるため、水素放出過程をモデル化し、昇温脱離分析の実験で得られる水素放出曲線を再現するシミュレーションを試みました。本計算モデルでは、各温度で捕獲サイト内と周囲での水素量の平衡状態を計算し、実際には結晶内を拡散する捕獲サイト周囲の水素をそのまま放出水素として放出曲線を再現しました。これは、欠陥がない結晶領域での水素の移動がとても速いとの仮定に基づき拡散の効果を無視した水素放出過程のモデル化です。

冷間伸線加工によって捕獲エネルギーが異なる複数の欠陥を含む共析鋼の放出曲線を本計算モデルで計算した結果、実験の曲線を良く再現することが分かりました(図12-7)。従来の計算モデルでは再現が難しかったこのような二つのピークの放出曲線を再現できたことにより、それぞれのピークに対応する欠陥の量や捕獲される水素の量、捕獲エネルギーを分離して見積もることが可能となります。また特定の欠陥のピークを分離させるような実験条件を示唆することもできます。

この概念や技術は、鉄鋼材料中のヘリウム存在状態の推定などにも応用が可能であり、見積もられる欠陥の量、欠陥に捕獲される不純物元素の量、捕獲エネルギーなどは、今後、原子力分野における鉄鋼材料の脆化や硬化などの機械的性質の変化の研究に役立つと考えます。

●参考文献

Ebihara, K. et al., Modeling of Hydrogen Thermal Desorption Profile of Pure Iron and Eutectoid Steel, ISIJ International, vol.47, no.8, 2007, p.1131-1140.

原子力平和利用を支える核不拡散技術開発

私たちは、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、これに加えて世界の非核化の支援、自らの核物質管理の着実な実施と関連技術の開発、この分野の人材育成・人的貢献を行っています。

政策調査研究

私たちの技術的な知見に基づき、核不拡散に係る政策研究として、「日本の核不拡散対応のモデル化」と「アジア地域の原子力平和利用の信頼性・透明性向上に関する研究」の2テーマを実施しています。

2007年度は、原子力平和利用の国内法担保、プルトニウム利用の透明性確保に関する政策、輸出管理、機微技術管理、核物質防護・核セキュリティ、保障措置といった個別の項目に関し、これまでの日本の核不拡散対応を整理するとともに、原子力発電導入が想定される東南アジア諸国を対象に、具体的な協力方策の検討を実施しました。また国への支援として、国際的に議論されている燃料供給保証及び核不拡散強化に関する調査・研究を実施しました。

核不拡散技術開発

2007年度は保障措置概念検討、環境試料分析技術開発、透明性向上・核拡散抵抗性などに関する検討を実施しました。

将来のFBRサイクルシステムの確立に向けて効果的・効率的な保障措置・計量管理が可能となるような先進的保障措置システムの開発を行っており、米国とのGNEP研究協力においても、次世代型の保障措置・核物質防護の共同研究についてワーキンググループレベルでの情報・意見交換を行いました。

未申告の原子力活動の検知を目的とする保障措置環境試料分析では、1 μm 未満のウラン粒子の検出が可能なフィッシュントラック-表面電離型質量分析法を開発しました。

平和利用に関する信頼性向上・透明性向上の技術開発として、「常陽」における遠隔監視技術研究では、カラー高解像度の新規監視カメラの実証試験に着手しました。また、第4世代原子力システム（GEN IV）国際フォーラムなどに参画し、将来の核燃料サイクルシステムの核拡散抵抗性評価手法に関する研究を行いました。

非核化支援

世界の核軍縮・非核化を支援する技術開発として、ロシアの余剰核兵器解体に伴い発生するプルトニウムをMOXバイパックス燃料として高速炉で燃焼処分するという方法を提案してきました。1999年から実施している共同研究の成果に基づいて成立性が示された高速炉による処分は、米露間でその有効性が認められ、2007年11月米露共同声明の発表により、ロシアのプルトニウムの処分はバイパックス燃料により高速炉処分とすることが合意されました。

また、包括的核実験禁止条約（CTBT）に係る協力として、世界各国の放射性核種観測所で得られた試料の詳細分析を東海公認実験施設で継続実施するとともに、高崎観測所及び沖縄放射性核種観測所の暫定運用を開始しました。なお、CTBTが発効されるまでは暫定運用と扱われますが、一連の研究開発が完了し、本格運用の段階に入りました。また、世界中の観測所から得られるデータを解析評価するため、東海研究開発センター原子力科学研究所内に設置された国内データセンターでは、 γ 線スペクトル解析ソフトウェア、希ガス用 β - γ スペクトル解析ソフトウェア、大気輸送モデルを用いた放出源推定解析ソフトウェア及びデータベースの開発整備を行いました。

核物質管理

保障措置について、米国エネルギー省（DOE）との協力協定に基づき、各種技術開発プロジェクトを実施し、IAEA保障措置実施に技術的な貢献をしてきています。これら技術開発・応用経験を活かして内外の人材育成にも協力しています。

核物質防護について、核物質防護強化の一環としてカメラ映像、画像処理装置などで構成する侵入者自動監視システムの長期的な耐環境性能確認試験を行った結果、屋外で長期運用する場合の外乱要因と対策方法が判り、監視カメラの設置場所と効果的な検知ルールの設定などにより、不審者などの早期検知と自動監視ができる有効なシステムであることが検証できました。

核物質輸送について、原子力機構の各プロジェクトで検討している中長期の輸送計画を調査し、課題などを検討するとともに米国DOEとの試験研究炉使用済燃料輸送契約交渉を開始しました。またMOX原料の輸送容器開発のうち、原型容器を用いた施設取り合い、伝熱試験を実施しました。

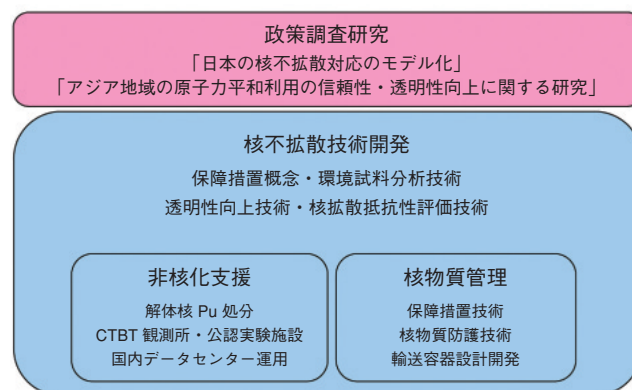


図13-1 核不拡散科学技術センターにおける核不拡散研究活動
国の核不拡散政策立案を支援するための政策調査研究と、国及び国際機関を支援するための核不拡散技術開発を二つの柱として、これに加えて世界の非核化の支援、自らの核物質管理の着実な実施と関連技術の開発、この分野の人材育成・人的貢献を行っています。

13-1 核拡散抵抗性が高い次世代核燃料サイクル技術を目指して —核拡散抵抗性の解析手法及びクライテリアの検討—

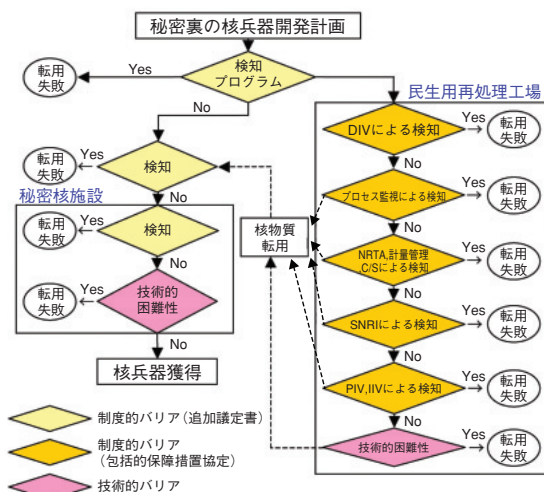


図13-2 再処理施設の核拡散抵抗性（制度的バリア、技術的バリア）

高速炉核燃料サイクルを推進する場合、より多くのプルトニウムの取扱いが予想されますが、それに伴う国際的な懸念を払拭するために、堅固な不拡散対策の確立が求められています。その流れの一つとして「核拡散抵抗性」（核が拡散しにくくなるような措置をとること）の議論が活発化しています。核拡散抵抗性対策としては、内在的措置（技術的バリア）を施すこと、外在的措置（制度的バリア）を設けることに分けて考えるのが一般的です。外在的措置は非常に有効であり、その代表的な手段として保障措置があります。保障措置は、転用の適時・早期検知によりその抑止に信頼性の高いものですが、今後の原子力利用のグローバルな拡大に対処するには、保障措置を補強する内在的措置が不可欠と考えます。私たちは、次世代の燃料サイクルにおける核拡散抵抗性について合理性のある対策を導入すべく研究を行っています。下記にその一例として、再処理を例にとり保障措置などの転用検出・抑制技術の改良について検討するとともに、将来技術への抵抗性対策取込みに当たっての要件についても整理しました。

核の拡散への脅威は、国家による抜き取り転用、施設・装置の不正使用、制度脱退、そして非国家主体（テロリストなど）による盗取などが考えられます。転用や不正使用などに対する外在的措置及び内在的措置の効果を図13-2に示します。

外在的措置である保障措置については、秘密裏の転用などの適時検出には包括的保障措置協定及び追加議定書発効下では多数のチェックポイントがあり、その有効性は極めて高いと考えます。現在または過去に追加議定書を締結している状況で秘密裏転用などを試みた例がないことは、その効果の大きさを意味するものと思われます。今後、取り扱いプルトニウムの多量化に伴い保障措置・検知能力を高いレベルで維持することは、関連制度の有効性を裏付けるためにも重要です。

一方、制度からの脱退や非国家主体による盗取という脅威に対しては、内在的措置に頼らざるを得ません。FaCTプロジェクトなどで提案されている次世代再処理

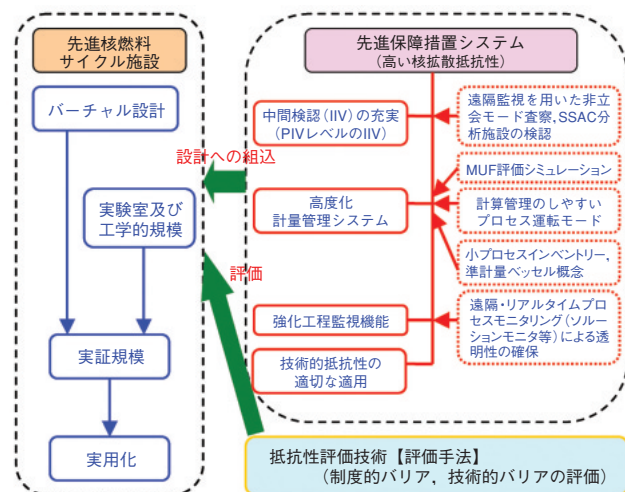


図13-3 先進核燃料サイクルにおける高検知能保障措置システム

技術は、これまでの再処理技術に比べて、Puの単離が難しいこと、MAや核分裂生成物（FP）を含むことにより核物質転用の魅力度が下がるなど、技術的バリア（核拡散抵抗性）が高く、核燃料サイクルからの核拡散を防ぐために効果的です。

本研究では、高い抵抗性を保持する要件として、下記に示すものを提案しています。これらは、設計段階で考慮することにより実現が可能となります（図13-3）。

- (1) 中間検認の充実化：従来の年1回の実在庫（棚卸）調査（PIT）/実在庫（棚卸）検認（PIV）のレベルに近い中間在庫検査（IIT）/中間在庫検認（IIV）を年に複数回（毎月など）行い、MUFをより低く管理する
- (2) 核物質計量の高度化・システム化：計量時のMUFを低く抑える小プロセスインベントリ設計の導入、計量測定システムのシステム化、準計量ベッセル概念の導入、プロセス管理運転の計量モード化など
- (3) 工程監視機能強化（リアルタイム化）：ソリューションモニタリング高度化による転用検知能力向上、リアルタイム計量（RTA）によるフロー計量管理（補完的サポート）、Pu/U/酸濃度を含む工程条件変更検知能力の改良など
- (4) 技術的抵抗性の組込み：Puの単離が難しい技術を採用すること、Puに種々の核種（MAやFP）を混ぜて製品とし核物質転用の魅力度を下げることなど

以上示した外在的措置、内在的措置を効果的に組み合わせ、かつ国際社会が認めるような経済的合理性のあるシステム概念を構築し国際社会に提案することが重要です。そのためには、内在的措置と外在的措置とのバランスを包括的に評価する解析手法や評価する際のクライテリア（基準）の検討を、革新的原子炉・核燃料サイクルに関する国際プロジェクト（INPRO）やGEN IVなどの国際的議論の場で行っていくことが必要と思われます。

本研究では概念的な核拡散抵抗性要件（達成すべき最低必要条件）について検討しましたが、今後、より具体化した検討が必要と考えます。

●参考文献

千崎雅生, 久野祐輔ほか, 次世代原子力システムの核拡散抵抗性, 日本原子力学会誌, vol.50, no.6, 2008, p.368-373.

原子力機構では、これまで紹介しました研究開発テーマごとの研究開発部門・事業推進部門と、全国12箇所の地域に展開した研究開発拠点が連携して、幅広い研究開発を有機的に推進しています。

研究開発部門は関連する拠点において、各拠点の試験施設・設備を活用して目的の研究開発を進めています。研究開発拠点では、様々な試験施設・設備を管理運営するとともにその革新・向上を図り、多様な研究開発に必要な試験技術、管理技術、施設・設備の開発を実施しています。

本章では、こうした各研究開発拠点における最近の試験技術・施設等の開発について紹介します。

敦賀本部

「もんじゅ」は、ナトリウム漏えい対策工事などで改造した設備の性能及び機能を確認する「工事確認試験」を2007年8月に終え、引き続いてプラント全体の機能を確認する「プラント確認試験」を実施しています。2008年3月には「耐震設計審査指針」の改訂に伴う耐震安全性評価報告書を国へ提出し確認を受けています。また、ナトリウム漏えい検出器の誤警報を受け、全ての漏えい検出器の点検も実施しています。

「ふげん」は、使用済燃料の搬出、重水の回収・搬出を行っていましたが、2008年2月に廃止措置計画の認可を得て、廃止措置事業の先駆的役割を果たすため「原子炉廃止措置研究開発センター」に改組しました。廃止措置工事として、放射能レベルの比較的低い施設・設備及び汚染のない施設・設備の解体撤去を実施しています。



「原子炉廃止措置研究開発センター」発足（2008年2月）

東海研究開発センター原子力科学研究所

研究用原子炉JRR-3では、冷中性子ビームの増強を目指し、高性能減速材容器の開発を進めています。また、JRR-4では、医療照射（BNCT）利用の増加に対応するため、線量測定効率化等に関する技術開発に取り組んでいます。タンデム加速器では、イオン源の高性能化のための技術開発を進めるとともに、放射線標準施設では、中性子測定器のエネルギー特性試験を行うための単色中性子校正場等の開発整備を継続しています。

また、2007年度から開始した外部資金による技術開発では、JRR-4及びJRR-3での12インチシリコンインゴットの照射技術の開発を進めています。



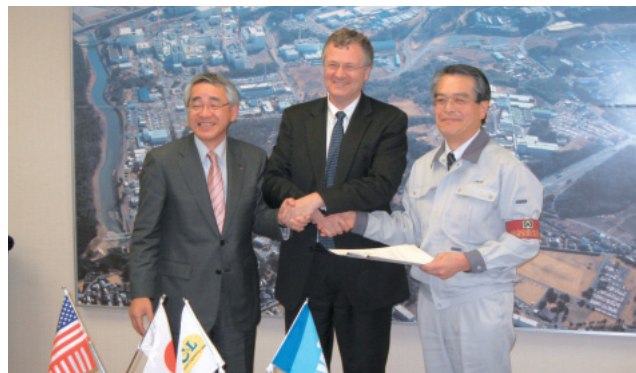
シリコンインゴットとウェハ(上)
JRR-3 シリコン照射装置(左)

単結晶シリコンに中性子を照射して、シリコンの同位元素 ^{31}Si の核変換によりリン ^{31}P を均一に添加することによって抵抗率のそろった半導体とし、高電圧・大電流を制御するサイリスタ、ビデオカメラのCCDなどに広く利用されています。

東海研究開発センター核燃料サイクル工学研究所

再処理技術開発センターにて「ふげん」使用済MOX燃料（約3.1t）を用いた再処理試験、試験により発生する廃棄物の減容・安定化を図るためのガラス固化技術に係る研究開発を実施しました。また、プルトニウム燃料技術開発センターにて、将来のFBR実用化に向けた燃料製造技術開発試験、MOXペレットの熱伝導率及び融点等の物性測定を実施しました。

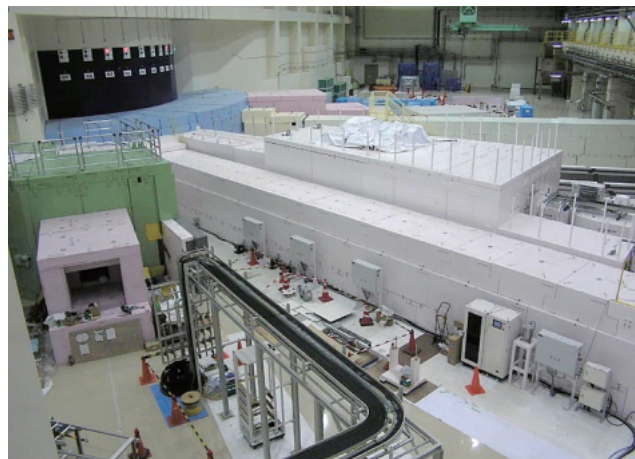
このほか、米国エネルギー省（DOE）と原子力機構の協力協定に基づき、アイダホ国立研究所（INL）との間で核燃料サイクル分野における人材育成を目的とした協力協定を大洗研究開発センターと連名で2008年4月に締結しました。今後はこの協力協定に基づき、研究所の相互訪問や研究交流、人材交流を行っていきます。



アイダホ国立研究所（INL）との協力協定締結式
廣井博 大洗研究開発センター所長（左側）
David J. Hill 米国アイダホ国立研究所副所長（中央）
野村茂雄 核燃料サイクル工学研究所所長（右側）

J-PARCセンター

J-PARC（大強度陽子加速器施設）では、3基の加速器施設や物質・生命科学実験施設（MLF）建屋の建設が終了し、陽子ビーム輸送のための試運転を進めております。中でも2007年10月には、初段加速器リニアックからの加速ビームを第2段加速器である3 GeVシンクロトロンにより3 GeVまで加速することに成功しました。更に、2008年5月22日には最終段加速器である50 GeVシンクロトロンにおいて入射ビームの周回に成功するとともに、5月30日にはMLFでの陽子ビームの核破砕反応による中性子の発生に成功しました。2008年12月中にはビーム強度を更に上げ、MLFの施設供用開始を目指しています。



J-PARC内で建設中の中性子利用ビームライン
(撮影日2008年5月30日)

大洗研究開発センター

FBRサイクル実用化研究開発（FaCTプロジェクト）に係る試験として、「常陽」と照射後試験施設を用いたFBR用高燃焼度燃料やマイナーアクチニド含有燃料などの照射試験、水・ナトリウム試験施設を用いた試験を進めました。

「常陽」は、照射能力を従来の約4倍に向上させた高度化計画（MK-III）の完遂とこれを用いたFBRサイクルの研究成果が認められ、「平成20年度科学技術分野の文部科学大臣表彰」科学技術賞（研究部門）を受賞しました。材料試験炉（JMTR）は、2011年度の再稼働に向けて改修作業を開始しました。高温工学試験研究炉（HTTR）は、2007年5月に初めて連続30日間の定格運転（原子炉出口冷却材温度約850℃）を達成しました。また、IS法（高温ガス炉用）やハイブリッド法（高速炉用）による水素製造技術開発を進めました。



HTTRの中央制御室

那珂核融合研究所

私たちは、核融合研究開発部門と一体となって核融合エネルギーの実用化を目指しています。炉心プラズマ研究や炉工学研究を行うとともに、フランスに建設される国際熱核融合実験炉（ITER）の支援・補完研究を行うため、欧州との協力の枠組み「幅広いアプローチ（BA）活動」の中で、JT-60Uの改修計画を進めています。

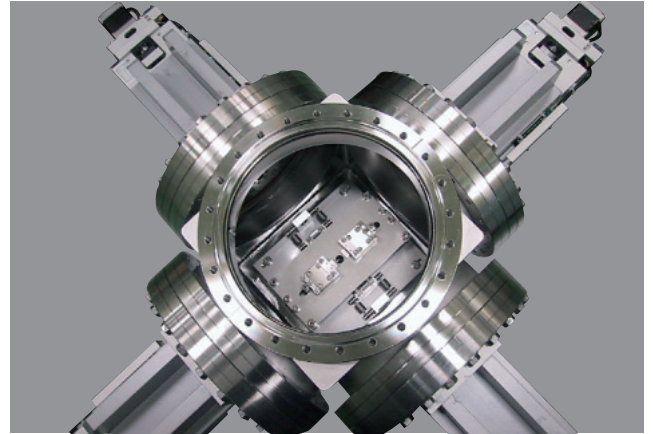
核融合研究開発の最前線を広く紹介するため、地元中学生や全国の高校生（スーパーサイエンスハイスクール）向けの施設見学会を度々実施するとともに、毎年10月には地元の皆さまを対象とした施設公開を行っています。



核融合プラズマの加熱装置に用いられる人工ダイヤモンドの性質に驚く中学生

高崎量子応用研究所

私たちは、産業への応用を目指した新機能・環境調和材料、バイオ技術、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機構内外の利用に供しています。2007年度は、半導体耐放射線性評価研究やマイクロビーム細胞照射研究の実験に、数100MeV級重イオンマイクロビームの供給を開始したとともに、10ヒット/秒以上の高速照準シングルイオンヒット技術の開発を進めました。



数100MeV級重イオンマイクロビーム形成用発散制限スリット

関西光科学研究所

木津地区においては、出力サブペタワットのレーザー発振、波長約10nmのX線レーザーの発振など先進的レーザーの研究を行い順調に進展しています。レーザーの利用研究では、準単色エネルギー電子の生成、高エネルギーイオン発生と医療応用への基礎研究を実施しています。

また、2007年科学技術振興調整費の「先端融合領域イノベーション創出拠点の形成」プログラムに提案した「『光医療産業バレー』拠点創出」が採択され、10月には特定部門「光医療研究連携センター」を設置し、けいはんな地域（京都、大阪、奈良の三府県にまたがり、21世紀を担う文化、学術、研究の新しい拠点）の産学連携の拠点として「光医療産業バレー」構築に向けた活動を開始しました。



木津地区高強度レーザー装置（J-KAREN）

播磨地区においては、SPRING-8の放射光を利用して使用済核燃料の処理法の研究やウラン化合物の超伝導の研究など様々な研究を行うとともに、施設共用として4本の専用ビームラインを機構内外の利用に供しています。

幌延深地層研究センター

幌延深地層研究計画は、「深地層の研究施設」を活用した計画の一つであり、堆積岩を対象に深地層の研究を行っています。

2007年度の地下施設の建設については、立坑掘削に必要な櫓設備・坑口暖房設備などを整備し、立坑掘削は、換気立坑で掘削深度約161m、東立坑で掘削深度110mまで到達いたしました。また、立坑掘削に伴い発生する湧水量の推定及び湧水箇所の特定のため、換気立坑先行ボーリング調査を開始いたしました。地上施設については、PR施設が5月に竣工し、翌月の6月30日には幌延深地層研究センターPR施設「ゆめ地創館」として開館しました。同年12月には来館者1万人を達成しています。

2008年度の地下施設の建設については、前年度に引き続き、換気立坑、東立坑の掘削及び水平坑道の一部の掘削を実施するとともに、排水処理施設の増設を実施します。また、換気立坑近傍における先行ボーリング調査及び外部機関等との共同研究も継続して実施します。

一方、地上施設については、国外及び国内研究者の交流活動の拠点、地元の皆さまとの交流の場を目的とする国際交流施設（仮称）の建設工事に着手します。



PR施設の展望室から望む冬季の地下施設現場

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、主に結晶質岩（花崗岩）を対象とした深部地質環境の調査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。瑞浪超深地層研究所建設工事に関しては、2007年度において深度200mの水平坑道が完成し、立坑が深度231.2mまで到達しました。

研究の面は岐阜大学を始め、国内外の研究機関と研究協力等を推進しました。また、相互理解を深めるため、地元の皆さまを始めとして関係自治体などへの事業計画説明会を開催し、施設見学も積極的に受け入れました。更に高校生の体験学習などを受け入れ、地下の研究への興味を持っていただくよう努めました。



立坑坑底における地質調査

人形峠環境技術センター

私たちは、ウラン濃縮関連施設などの廃止措置技術開発として、七フッ化ヨウ素ガスによる乾式系統除染試験をウラン濃縮原型プラントの集合型遠心分離機カスケードを対象に実施してきました。2007年度は流量、流速など除染処理条件の最適化を図り、除染時間を運転当初の約1/2以下に短縮し、高い除去率を得て、処理を完了しました。引き続き単機型遠心分離機カスケードの除染に向けた準備を進めていきます。

このほか、製錬転換施設では、核燃料取扱施設としては国内初の本格的な施設解体に着手し、廃止措置エンジニアリングシステムへのデータベース提供を図ります。また、鉱山施設においても跡措置技術開発を進めていきます。



転換施設解体写真

青森研究開発センター

2007年4月に青森事務所とむつ事業所を統合し、青森研究開発センターを設置生まれ変わりました。

六ヶ所地区では、仏国で建設が進められているITER計画と並行し、欧州と日本の核融合の共同研究開発事業として実施される「幅広いアプローチ（BA）活動」の研究施設の建設を開始しました。

むつ地区では、クリアランス検認評価システム開発のための放射能関連データの収集、合理的な解体手法の検討など原子力船「むつ」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開発を継続して行っています。また、第3回むつ海洋環境科学シンポジウムを開催し地元の皆さまへの情報発信を行うとともに、第1回AMS利用報告会を開催しAMS利用者相互の情報交換を行いました。



幅広いアプローチ活動を地元の皆さまにより深くご理解いただくため建設予定地に看板を設置しました。（2007年6月）

14-1 原子力施設の残存放射エネルギーを適切に評価 —「ふげん」の放射化量評価手法の適用性評価について—

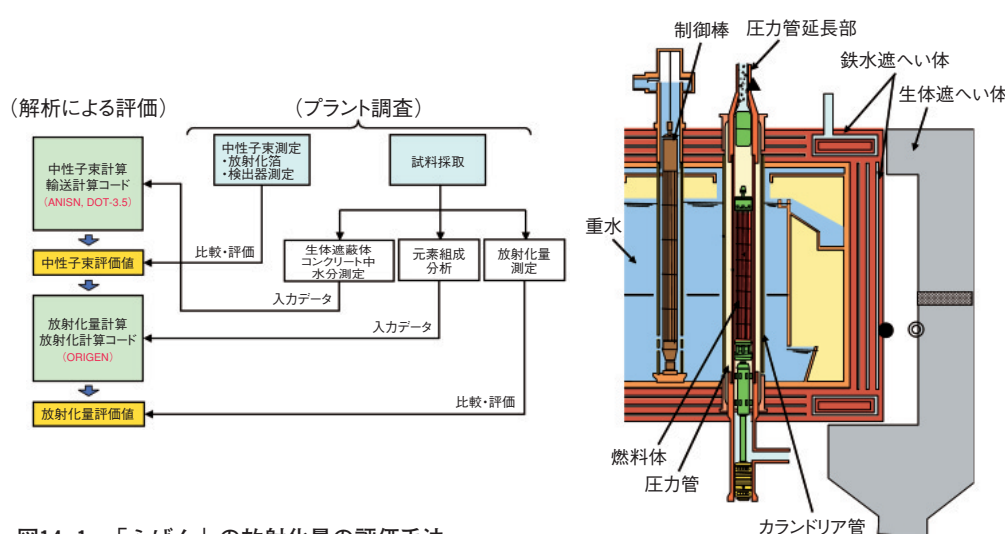


図14-1 「ふげん」の放射化量の評価手法

解析、測定などによって評価した中性子束を用いて放射化計算コード（ORIGEN）で放射化量を解析する手法を適用。放射化量解析に必要な中性子束データ、材料の元素組成データ及び水分測定データを原子炉運転中の段階から取得してきました。また放射化量についても実測し、解析値と比較することにより手法の妥当性を検証しています。

「ふげん」炉心断面図
注) ▲●●は放射化箔測定位置を、はコンクリート試料採取位置を示す

図14-2 放射化量の解析値と測定値との比較

(a) 放射化箔による測定結果

圧力管延長部(▲位置)における評価
単位(Bq/g)

	コバルト-60	金-198
測定値	8E+02	3E+04
解析値	1E+03	4E+04

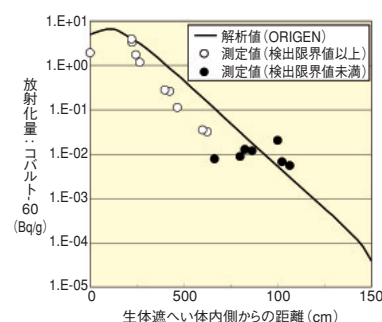
鉄水遮へい体外側(●位置)における評価
単位(Bq/g)

	コバルト-58	コバルト-60	金-198
測定値	6E+01	1E+04	3E+05
解析値	2E+02	1E+04	7E+05

生体遮へい体内側(○位置)における評価
単位(Bq/g)

	コバルト-58	コバルト-60	金-198
測定値	8E+01	1E+04	3E+05
解析値	2E+02	1E+04	7E+05

(b) 生体遮へい体のコンクリート試料中の放射化量測定結果



廃止措置を実施していくに当たっては、施設内に残存する放射エネルギーを可能な限り精度良く評価した上で、公衆の被ばく線量や放射性廃棄物の発生量などの廃止措置にかかわる安全性を評価し、適切な解体撤去方法・手順などに反映していくことが重要となります。

施設内の残存放射エネルギーの評価は、原子炉運転中の中性子照射により炉心部など構造材が放射化して生成される放射化量の評価と、冷却材中などの腐食生成物などが炉心部で放射化されたものが機器・配管などの内面に付着する汚染量の評価があります。放射化量の評価においては、図14-1の「解析による評価」の流れに従い、多くの部分を解析によって評価することができますが、新型転換炉原型炉施設「ふげん」の場合、一般軽水炉と異なる複雑形状の圧力管型原子炉であり、原子炉廻りの中性子の挙動が複雑となっていることが予想されることから、中性子束分布を正確に把握した上で放射化量を解析し、その結果の妥当性を検証する必要があります。そこで「ふげん」では、「プラント調査」において元素組成などのデータや中性子束及び放射化量の実測値をできるだけ多く取得し、「解析による評価」との比較検証を行った上で評価に適用することとしました（図14-1）。

「ふげん」の場合、燃料のある炉心構造材領域と、そ

の周囲にある遮へい体領域（鉄水遮へい体及び生体遮へい体コンクリート）に分けて中性子束の評価を行い、放射化量の解析を行います。

各領域の放射化量の実測に当たっては、炉心内構造材領域においては原子炉運転期間中に炉心内で一定期間照射された圧力管試験片を取り出し放射化量を測定し、遮へい体領域においては原子炉運転期間中に炉心廻りに多数設置した放射化箔を一定期間照射後回収し、その放射化量を測定するとともに、原子炉運転停止後に生体遮へい体のコンクリート試料を採取してその放射化量を測定しました。

解析値と測定値を比較検証した結果、いずれの場合においても解析値は測定値と同等あるいは測定値をやや保守側に予測する結果となり、本手法の妥当性を確認できました（図14-2）。

本手法は、「ふげん」の廃止措置計画（2008年2月12日認可取得）における残存放射能評価に適用しており、その結果を反映し、被ばく線量や廃棄物の発生量を適切に評価しています。また、本手法は、今後発生する中性子が影響する原子炉周囲の解体廃棄物のクリアランス評価にも適用することができます。

●参考文献

北村高一ほか、「ふげん」廃止措置のための残存放射エネルギーの評価、放射線, vol.34, no.1, 2008, p.53-63.

14-2 短寿命放射性核種のビーム利用を実現

ー放射性核種用イオン源の開発ー

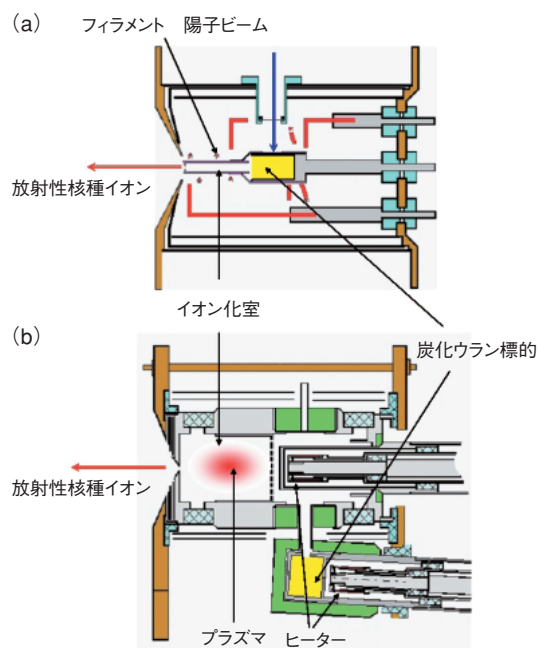


図14-3 放射性核種用イオン源の概略図

イオン化する元素の化学的特性にあわせて、ウラン標的が装着できる2種類のイオン源を開発しました。

- (a) 表面電離型イオン源（～2300℃運転）：イオン化室内壁の熱した金属表面での電子のやり取りによってイオン化する
 (b) 低圧アーク放電型イオン源（～1500℃運転）：イオン化室内にアーク放電を発生させてイオン化する

私たちは、タンデム加速器施設において自然界には存在しない放射性核種を専用の放射性核種ビーム加速器で加速するためのイオン源の開発を行っています。陽子ビームをウランに照射すると、約40元素400核種の放射性核種が生成します。生成する放射性核種は微量であり寿命が数秒以下と短いため、これらを効率的に加速するためには、ウラン標的の中から生成核種を高速に拡散・蒸発させ、瞬時にイオン化することが必要です。このため、独自のウラン標的及び元素の化学的特性にあわせた2種類の放射性核種用イオン源を開発しました。

ウラン標的については、ウラン量を増やすことで放射性核種の生成量は多くなりますが、大きな固まりでは拡散・蒸発が遅くなってしまいます。また、蒸発の速度を促進するためには、標的の温度を高くしなければなりません。そこで、高温でも化学的に安定な炭化ウランを繊維状のグラファイトを母材として合成することで、ウラン量（～800mg/cm²）を確保しつつ、表面積が大きく生成核種が拡散・蒸発しやすいウラン標的を開発しました。

イオン源の開発では、微量な放射性核種を高効率でイオン化することが重要です。ウラン標的では様々な元素の放射性核種が生成しますが、一種類のイオン源ですべ

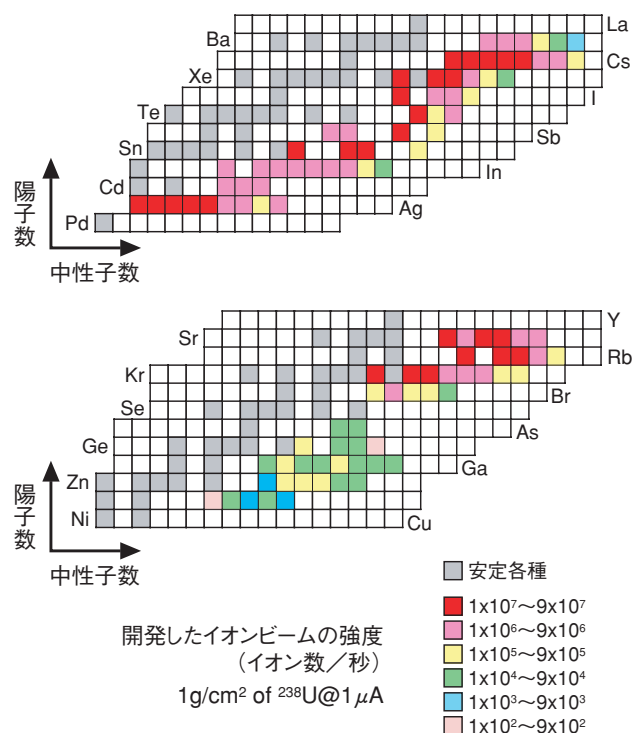


図14-4 イオン化に成功した核種とビーム強度

陽子誘起ウラン核分裂で生成する約40元素400核種の中性子過剰核種のうち、2種類のイオン源を使うことで19元素105核種のイオン化に成功しました。

での元素をイオン化することはできません。そこで、元素の化学的特性にあわせた2種類のイオン源を開発しました。イオン化電位の低いアルカリ元素、アルカリ土類元素、希土類元素に対しては、表面電離型イオン源（図14-3 (a)）が適しています。これについては、高効率でイオン化するためにイオン化室内壁の温度を高くする必要があります。2300℃まで昇温可能なイオン源を開発しました。また、Kr、Xeガスや揮発性の高いSn、In、Ag、Cuなどはアーク放電中でイオン化電位に依存せずイオン化できる低圧アーク放電型イオン源（図14-3 (b)）が適しています。これについてはウラン標的を高温に保つ専用ヒーターを組み込み、高効率でイオン化室に放射性核種を輸送できるイオン源を開発しました。

今回のイオン源を開発したことにより、図14-4に示すように、19元素105核種について、最大毎秒107個の放射性核種を放射性核種ビーム加速器に供給することが可能となりました。これらの放射性核種ビームによって、宇宙における元素合成過程の解明や短寿命放射性核種による物質構造解析の研究が大きく前進することが期待されます。

●参考文献

Osa, A. et al., Ion Source Development for the On-line Isotope Separator at JAEA, Nuclear Instruments and Methods in Physics Research B, vol.266, issues 19-20, 2008, p.4394-4397, DOI: 10.1016/j.nimb.2008.05.063.

14-3 高速炉燃料の実用化を目指した燃料特性の研究

—ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料の融点と状態図—

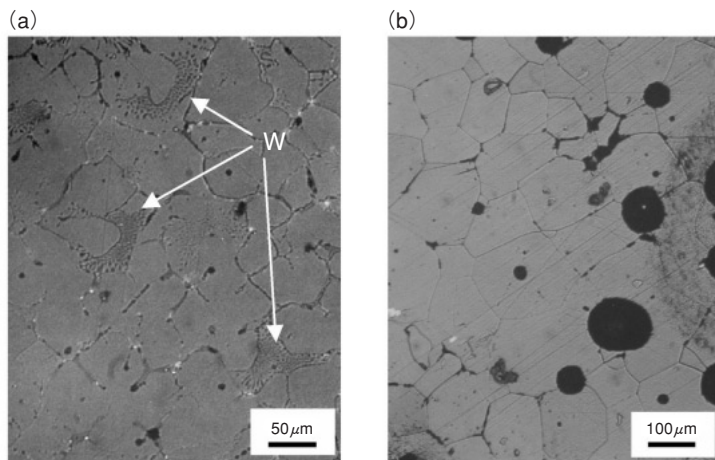


図14-5 融点付近まで加熱された40%Pu含有MOXの組織

- (a) 従来法によりWカプセル中に試料を封入して2963Kまで加熱した試料の微細組織を示します。電子線マイクロアナライザーによる元素分析の結果、試料中には、結晶粒界に沿って金属WとPu酸化物が観察されました。また、試料は変形し、溶融したことを示しました。
- (b) Re内容器により2978Kまで加熱した試料の微細組織を示します。結晶粒の粗大化が観察されますが、試料が溶融した形跡は観察されませんでした。

核燃料の必須な条件として、運転期間において破損せずに健全に燃焼することが求められます。核燃料の破損を防ぐための条件の一つとして、燃料が溶融しない必要があり、燃料設計では核燃料の融点によって許容される最大線出力を決定しています。

私たちが実用化に向けた研究・開発を進めている高速炉リサイクル技術では、ウラン・プルトニウム混合酸化物(MOX)燃料が用いられています。MOXの融点は、1960～1970年代にプルトニウム(Pu)と酸素(O)含有率をパラメータとして取得され、その状態図が評価されました。しかし、それらの測定結果では、測定後の試料の分析が行われておらず、測定中の組成変化が評価されていませんでした。また、測定データも大きなばらつきを持っています。本研究において、従来の測定方法では測定中に組成変化が起こり、正しい融点を測定できていないことを明らかにしました。また、新しい測定方法を開発しPu及びO含有率をパラメータとした測定を行い、その状態図を約40年ぶりに改定しました。

MOXの融点測定は、試料をタングステン(W)カプセルに真空封入し、一定の昇温速度で加熱します。試料が溶融するときに融解熱によって加熱曲線に温度停滞が観察されます。その温度停滞の開始温度と終了温度から融点を決定することができます。

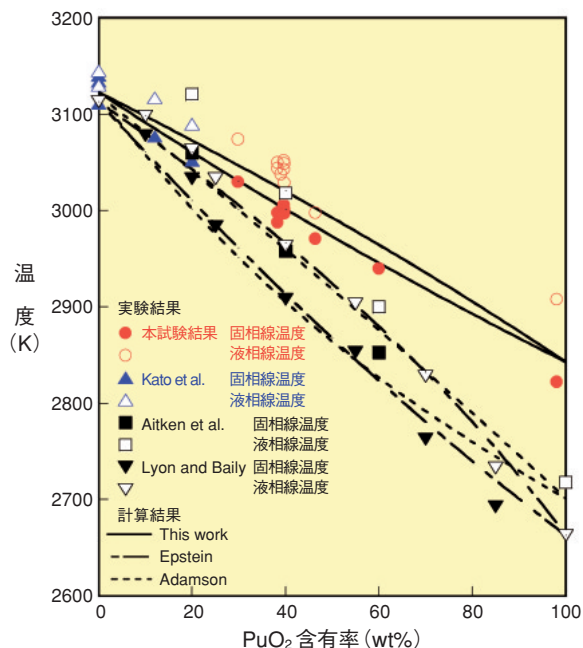


図14-6 UO_2 - PuO_2 系の固相線及び液相線の変化

従来のMOXの融点に比べ、50～200K高いことを明らかにし、理想溶液モデルによって、固相線を±20Kのばらつきで表すことができました。

図14-5に、約40%Puを含むMOXの昇温試験結果を示します。図14-5(a)は、従来法と同様にWカプセルで2963Kまで昇温した試料の組織を示しますが、この試料は、溶融によって試料形状が変形し、試料中の結晶粒界に金属WとPu酸化物の析出が観察されました。図14-5(b)には、更に高い温度の2973Kまで昇温した試料の組織を示しますが、この試料はWカプセル内にレニウム(Re)内容器を入れ、その中に試料を入れて加熱しました。その結果、試料は試験前の形状を保っており、組織観察で結晶粒の粗大化が観察されましたが、試料の溶融や金属相などは観察されませんでした。これらの試験結果は、従来の測定では、カプセル材のWと試料が加熱中に反応を起こし、正しい融点を測定できていないことを示していると考えられます。また、Wと試料の反応は30%Pu以上のMOXの測定で起こることを確認しました。

図14-6にRe内容器を用いて測定した固相線、液相線を示します。測定結果は、理想溶液モデルにより評価し、図中に示す状態図を得ました。計算結果は、実験結果を±20Kで再現することができ、従来の状態図に比べて、MOX燃料の融点は50～100K高いことを明らかにしました。本成果により、燃料設計上のMOX燃料の最大線出力に対する安全裕度を確認するとともに、燃料設計の合理化に反映することが期待されます。

●参考文献

Kato, M. et al., Solidus and Liquidus Temperatures in the UO_2 - PuO_2 System, Journal of Nuclear Materials, vol.373, issues 1-3, 2008, p.237-245.

14-4 乾式再処理で発生する廃棄物処理技術の開発

— 固体・液体廃棄物からのアクチニド元素の回収 —

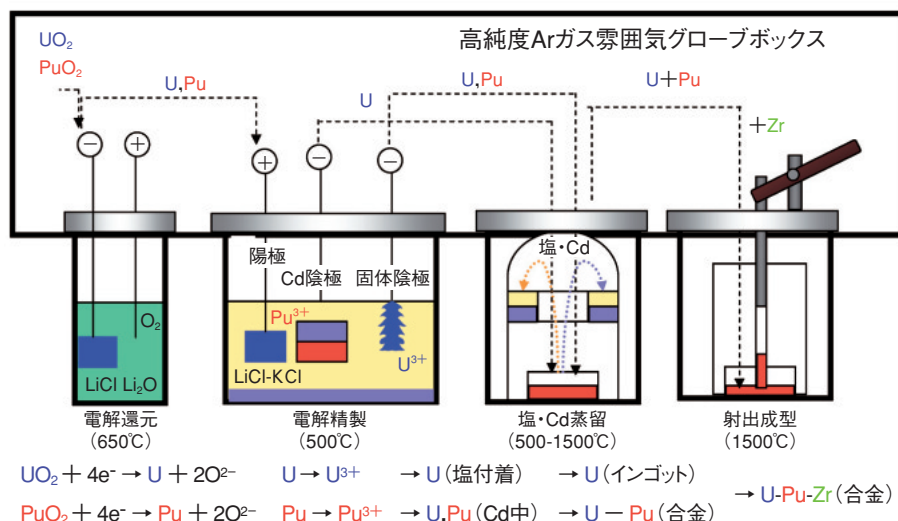


図14-7 乾式再処理主工程概要

電解還元：酸化物の使用済燃料は電解精製を行うために塩化リチウム (LiCl) 溶融塩中で電気化学的方法により金属形態に還元します。

電解精製：塩化リチウム-塩化カリウム (LiCl-KCl) 溶融塩中で電気化学的方法により、核分裂生成物からU, Puを分離、回収します。

蒸留：回収されたU, Puに付着している塩及びカドミウムを除去し、U, Pu合金を製造します。

射出成型：金属燃料を成型します。

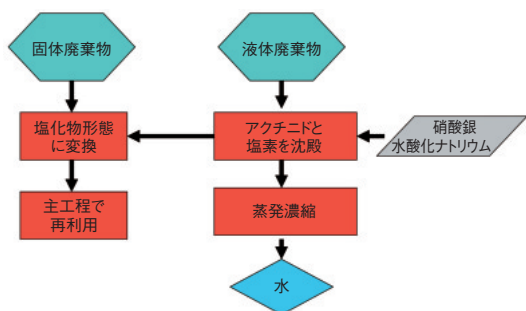


図14-8 廃棄物の取扱フローチャート

乾式再処理から発生した、固体、液体廃棄物からアクチニドを回収・再利用する手順を示しています。

乾式再処理（図14-7）は、硝酸などの水溶液を使った湿式再処理とは異なり、溶融塩（液体状の塩化物）を使用して電気化学的に元素を分離する技術であり、ウランや超ウラン元素を一括回収できることから核不拡散性に優れ、また工程が簡素であることから経済性の向上が期待されている先進的再処理技術の一つです。

乾式再処理の工程で発生する廃棄物には、有意な量のアクチニドが含まれることから、資源の有効利用と環境負荷低減のため、これらを回収し効率良く再利用する必要があります。電極の残渣や沈殿物のような固体廃棄物には、酸化物などの通常の工程（図14-7）では処理できない化学形態のアクチニドが含まれています。またプロセス管理のために行う化学分析からは、アクチニドを含む液体廃棄物が発生します。私たちは、これらの廃棄物からアクチニドを回収・再利用する方法を研究しています。

固体廃棄物に含まれるアクチニドを回収する方法として、工程中で処理することのできる塩化物形態への転換方法について実験を行いました。実験（未照射MOXペレット数10 g 規模）では、電解精製工程で使用している試薬と同じ混合溶融塩中に固体廃棄物と塩化物に転換するための試薬（塩化ジルコニウム）を投入して加熱し

した。十分な反応時間（10時間程度）を確保することにより、ほぼ全量のアクチニドを塩化物として回収できることを確認しました。

液体廃棄物の処理方法としては、蒸発濃縮によりアクチニドなどの残渣と水に分離する方法について検討を行いました。しかし、乾式再処理で発生する液体廃棄物中には、腐食性の高い塩素イオンや有害物質であるカドミウムも含まれており、これらの物質を残渣と分離した水に移行させない工夫が必要です。私たちは、蒸発濃縮を行う前に硝酸銀や水酸化ナトリウムを用いて、あらかじめこれらの物質を沈殿させることで、水と残渣に分離することに成功しました。アクチニドを含む残渣は同様に、塩化物として再処理の工程へ戻すことができるため、回収率の向上が図れます。

私たちは、現在研究を進めている乾式再処理の主工程技術の完成と廃棄物処理などの周辺技術の開発（図14-8）を並行して進めており、資源の有効活用と環境負荷の低減に貢献できる次世代原子炉の燃料再処理方法の確立を目指しています。本研究は、財団法人電力中央研究所との共同研究として「高レベル放射性物質研究施設（CPF）」で行っています。

●参考文献

Nakayoshi, A. et al., Basic Knowledge on Treating Various Wastes Generated from Practical Operation of Metal Pyro-reprocessing, International Symposium on EcoTopia Science (ISETS07), Nagoya, Japan, 2007, p.1062-1066, in CD-ROM.

14-5 中性子発生ターゲット材の損傷低減のために —水銀中に生成する気泡を可視化—

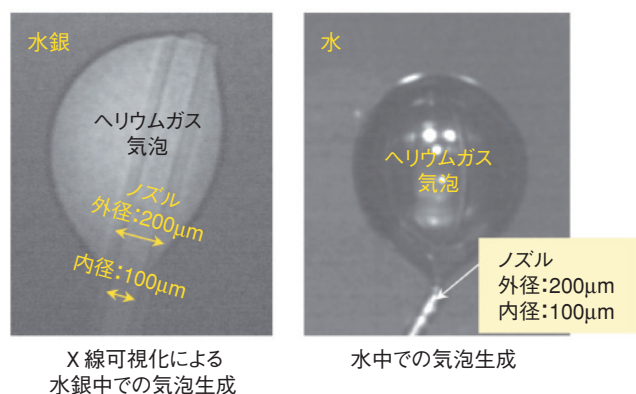


図14-9 気泡生成挙動の可視化

水中では、気泡がノズル先端から生成するのに対し、水銀中では、水銀の濡れ性が悪いために、気泡がノズルを取り囲むように生成することを高輝度X線による可視化により明らかにしました。

「J-PARC」の物質生命科学実験施設では、未だ世界に例のないMW級の核破砕パルス中性子源を用いた物質科学や生命科学分野における革新的研究が展開されます。大強度陽子ビームの入射標的として核破砕反応により中性子を発生するターゲット材には、熱除去の観点で有利な液体水銀を使用します。水銀ターゲットの耐久性の向上及び高出力化には、陽子ビームが水銀に入射されるときに生じる衝撃圧（圧力波）によりターゲット構造体に形成されるピッチング損傷の軽減が最大の課題です。ピッチング損傷を抑制するためには、その発生原因となる圧力波を低減する技術が不可欠です。私たちは、水銀中にヘリウムガス気泡を注入し、そのクッション効果により圧力波を低減する技術に着目しました。

数値解析を行ったところ、100 μ m程度の直径の非常に小さな気泡（微小気泡）を0.1vol%の割合で水銀中に注入することにより、水銀中に発生する圧力波を半分以上に低減できると予想されました。なお、微小気泡注入によるピッチング損傷の抑制機構については、システム計算科学センターと協力して検討を進めています。

私たちは、水銀中に微小気泡を注入する技術を開発するために、水銀中での気泡の生成挙動を把握することを目的として、不透明である水銀中での微小気泡の生成挙動をX線を用いて可視化することを試みました。水銀はX線の吸収率が高いために、鮮明に可視化することが困難ですが、SPring-8の高強度X線を用いること及び可視化する水銀の厚さを最適化することで、X線の透過

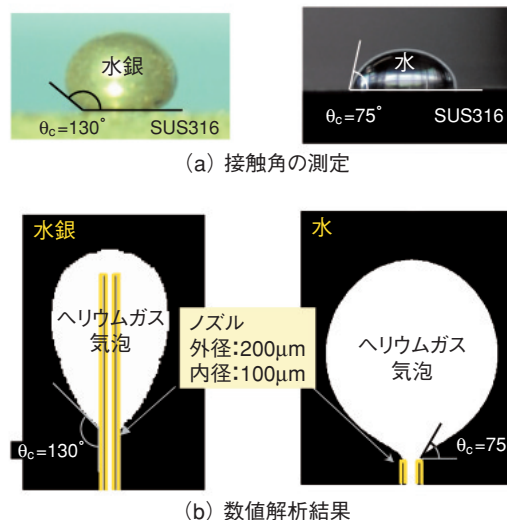


図14-10 濡れ性の測定と数値解析による気泡の生成挙動予測
濡れ性を現すパラメータである液体とノズル材料の接触角 θ_c を測定し、数値解析の入力値として用いることにより、数値解析結果は可視化結果を良く再現することを確認しました。

量を増やし、不透明な水銀中の気泡の成長挙動を可視化することに成功しました。図14-9に細いノズル（内径100 μ m、外径200 μ m）から静止水銀中へ、ヘリウムガスを注入した際の気泡の生成挙動を、水中の場合と比較して示します。水中ではノズルの先端から気泡が生成しますが、水銀中では図14-10(a)に示すように、水銀の濡れ性が悪いことから、ヘリウムガスが水銀とノズルの界面に回り込み、気泡がノズルを取り囲むように生成することを明らかにしました。

一方、数値解析は、容易に可視化できない水銀中での気泡生成挙動を予測する有力な道具となります。図14-10(b)に数値解析結果を示します。濡れ性を現すパラメータである接触角を考慮することで、実験結果が良く再現されることを確認しました。また、実機水銀ターゲットでは、水銀は冷却のために流動していますので、水銀の流れが気泡をノズルから離すように作用して、気泡を微小化できることが期待できます。そこで、水銀流動条件下での気泡大きさを数値解析により調べた結果、可視化実験のように静止水銀では、発生する気泡径が3mmであったのに対し、水銀流速を1m/sとすることで、約500 μ mまで気泡を微小化して水銀中に注入できる見通しを得ました。

今後は、水銀流動下で生成気泡の大きさを実験的に確認し、並行して実機に適応可能な気泡注入装置の形状を検討・製作して、水銀ターゲットの耐久性向上を図ります。

●参考文献

Kogawa, H. et al., Effect of Wettability on Bubble Formation at Gas Nozzle under Stagnant Condition, Journal of Nuclear Materials, vol.377, issue 1, 2008, p.189-194.

14-6 光ファイバで高温・高放射線下の機器の変位や振動を測定する —高速炉プラントの構造健全性監視技術の開発—

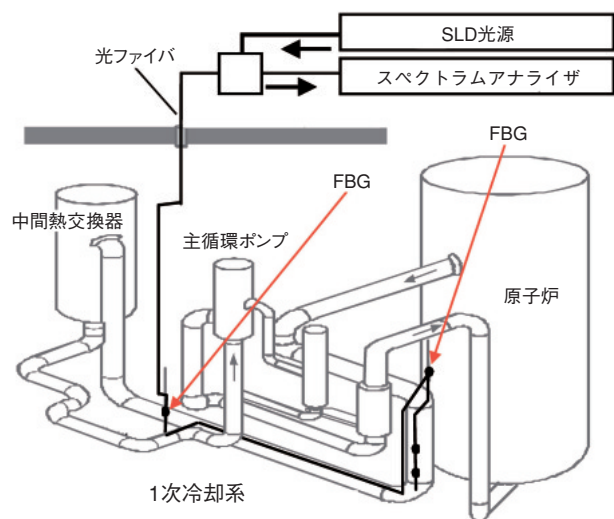


図14-11 「常陽」の1次冷却系と光ファイバを用いた変位・振動測定のための装置

光ファイバに接続した複数のFBGを配管サポートに設置しました。SLD光源から光ファイバへ広帯域光を入射し、FBGによって反射される光の波長をスペクトラムアナライザで測定します。これにより、配管サポートの熱膨張による変位や主循環ポンプの運転に伴う振動を測定します。

ナトリウム冷却型高速炉では、高温のナトリウム(500℃以上)が循環する1次冷却系配管が全長100m以上にわたり敷設され、その周辺に循環ポンプや多数の配管支持装置が設置されています。このように広範囲に設置された構造物が健全に機能していることを監視するには、高温・高放射線環境下の機器の変位や振動をいかに効率的かつ高精度に測定するかが課題となります。これを解決する方法として、光ファイバブラッググレーティング(FBG)を用い、高速実験炉「常陽」の1次冷却系配管の変位及び振動の測定を実施しました(図14-11)。

FBGは特定波長の光を反射する光ファイバで、温度変化や変位を受けるとその反射波長が変化します。FBGは1本の光ファイバ上に多数配置できるので、計装設備の簡素化を図る上で有効です。

変位測定では、スペクトラムアナライザを用いてFBGの反射波長の変化量を測定してファイバが設置された部位の変位量を求めますが、FBG自身の温度変化でも波長が変化するので、これが誤差になります。そこで、両端を固定したFBGの波長変化量から、温度変化のみを検知するよう片端のみ固定したFBGの波長変化量を差し引くことでFBGの温度による変位分を補正しました。測定により得られた配管サポートの変位量は、図14-12に示すように、原子炉運転・停止に追従して変化し、当該箇

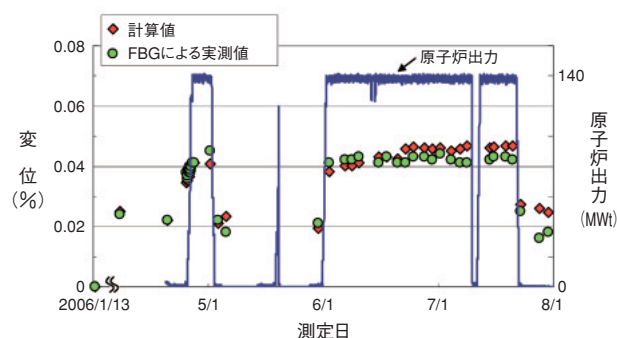


図14-12 FBGによる配管サポートの変位測定結果
原子炉出力に追従して変化する変位量を測定しました。

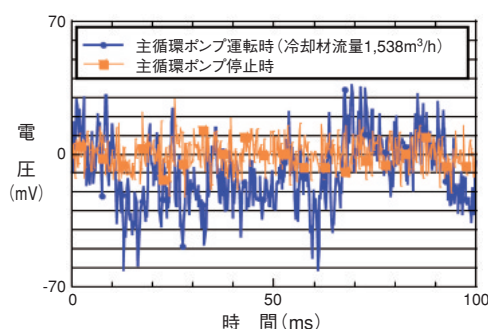


図14-13 FBGによる配管サポートの振動測定結果
主循環ポンプの運転状態によって変化する振動を測定しました。

所の温度変化幅に線膨張係数を乗じて計算した熱変位量と良く一致しました。この結果から、配管サポートの熱変位が正確に測定されたことを確認できました。

また、振動は、ファイバが設置された部位が高速で変位する現象として、反射波長の時間変化から計測することができます。しかし、スペクトラムアナライザは秒オーダの測定時間を要するので、それより高速の振動をとらえることができません。そこで、変位によって生じる反射波長の変化を、光フィルタを透過する特定波長成分の光量の増減として捕らえ、これをフォトダイオードで電気信号に変換することにより、変位量に応じた大きさを有する電圧の時間変化を高速で計測でき、振動測定を可能にしました。図14-13に示すように、主循環ポンプの入口配管のサポートに設置したFBGからの信号は、ポンプの停止時に比べて運転時に大きくゆらぎ、ポンプの運転に起因する振動が測定されたことを確認できました。

これらの測定を原子炉運転日数で約120日に及ぶ長期間にわたり実施し、 γ 線の照射線量は 4×10^4 Gyに達しましたが、放射線による光ファイバの劣化も見られず、変位や振動を測定することができました。これらの結果から、高速炉の構造健全性の監視に光ファイバが適用できることを実証しました。

●参考文献

Matsuba, K., Ito, C. et al., Development of Fast Reactor Structural Integrity Monitoring Technology Using Optical Fiber Sensors, Journal of Power and Energy Systems, vol.2, no.2, 2008, p.545-556.

14-7 高速炉内で放射性物質の消滅を助ける材料を探す —核変換用中性子減速材候補炭化ホウ素($^{11}\text{B}_4\text{C}$)の中性子照射試験—

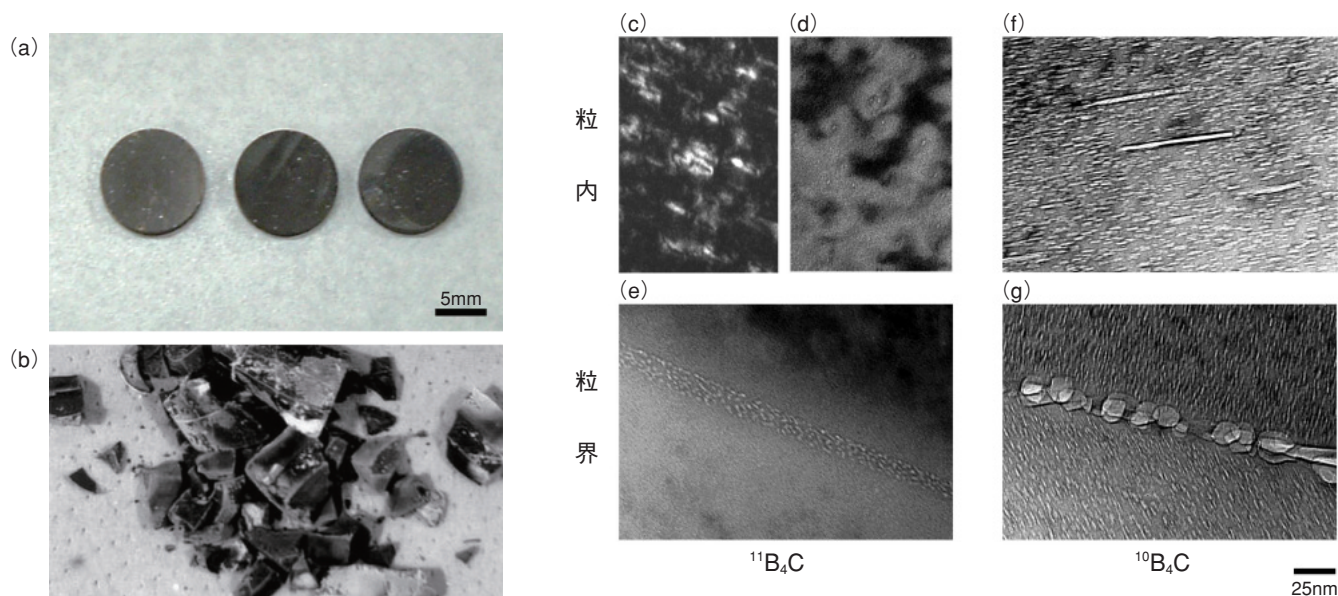


図14-14 500℃付近で照射された(a) $^{11}\text{B}_4\text{C}$ と(b) $^{10}\text{B}_4\text{C}$
(a) $^{11}\text{B}_4\text{C}$ ペレットは、照射前の形状を保っていますが、(b) $^{10}\text{B}_4\text{C}$ ペレットは小片化してしまっています。

図14-15 $^{11}\text{B}_4\text{C}$ 及び $^{10}\text{B}_4\text{C}$ 照射材の微細組織

$^{11}\text{B}_4\text{C}$ 結晶粒内には、(c)のような微小転位ループ、(d)の気泡といった照射欠陥が観察されました。粒界では(e)のような微細なHe気泡が高密度に形成しています。一方、 $^{10}\text{B}_4\text{C}$ 結晶粒内では(f)のように一定方向に成長した気泡が高密度に分布し、(g)では、粒界に沿って大きく成長した気泡が分布していました。

高レベル放射性廃棄物中の長寿命核分裂生成物(LLFP)の長期保管に伴う負担は大きく、解決策としてLLFPの核変換により、半減期の短い核種あるいは安定核種にして負担を軽減しようという研究を進めています。効率的な核変換には熱中性子炉が有利ですが、高速炉の利用も検討されています。水素化物とともにホウ素-11(^{11}B)を高濃縮した炭化ホウ素($^{11}\text{B}_4\text{C}$)が減速材候補として挙げられます。高速炉では、LLFP周辺を減速材で囲んでターゲットとするなどの工夫により、LLFPを半減期の短い核種あるいは安定元素へ効率的に核変換します。 $^{11}\text{B}_4\text{C}$ は水素化物と比べて減速能が低く、減速材増加に伴うLLFP変換効率 $\text{ZrH}_{1.6}$ などの水素化物に比べて小さくなります。一方、熱設計上で、水素化物は高温で水素乖離が懸念されますが、炭化ホウ素は濃縮度に係らず、その融点(2350℃)付近まで化学的に安定で、ほとんど制約がありません。

水素化物や $^{11}\text{B}_4\text{C}$ の照射試験はフランスの高速炉Phenixで行われています。国内では中性子吸収材であるホウ素-10(^{10}B)を濃縮した炭化ホウ素($^{10}\text{B}_4\text{C}$)の照射試験実績はありますが、 $^{11}\text{B}_4\text{C}$ の実績はありません。炭化ホウ素を照射すると含有する ^{10}B の(n, α)反応によってHeが生成します。このHeは照射用に焼き固めた ^{10}B を含む炭化ホウ素ペレット中に蓄積し、割れ発生要因の気泡となり、材料の安定性に対して悪影響を及ぼします

が、 ^{11}B の(n, α)反応断面積は ^{10}B のそれと比べて非常に小さく、 $^{11}\text{B}_4\text{C}$ ペレットは $^{10}\text{B}_4\text{C}$ ペレットよりもHeの影響が小さいと考えられます。

本研究では、 $^{11}\text{B}_4\text{C}$ を530℃、照射量 $1.9 \times 10^{26} \text{ n/m}^2$ ($E > 0.1 \text{ MeV}$)で、 $^{10}\text{B}_4\text{C}$ を800~900℃、照射量 $3.1 \times 10^{26} \text{ n/m}^2$ ($E > 0.1 \text{ MeV}$)でそれぞれ照射試験を行い、 $^{11}\text{B}_4\text{C}$ の減速材としての特性を検討しました。 $^{10}\text{B}_4\text{C}$ は、照射温度に依存して割れやすさが異なります。700~800℃が最も割れにくい温度とされており、それより低温でも高温でも割れやすくなります。そこで $^{11}\text{B}_4\text{C}$ は、 $^{10}\text{B}_4\text{C}$ が割れやすいと予想される530℃で照射しました。照射済試料は非常にもろいため、衝撃を与えないよう十分に注意し、イオンミリング法を用いて慎重に微細組織観察用に薄膜化しました。

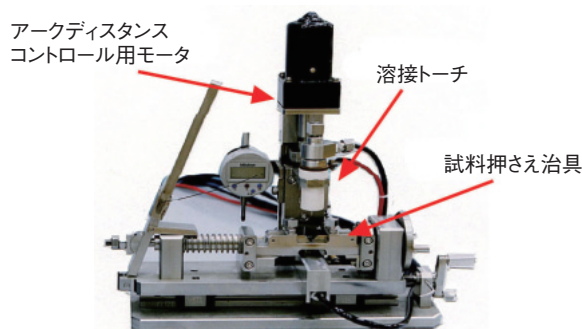
図14-14は、照射後の $^{11}\text{B}_4\text{C}$ と $^{10}\text{B}_4\text{C}$ の外観を、図14-15は $^{11}\text{B}_4\text{C}$ 及び $^{10}\text{B}_4\text{C}$ の粒内と粒界の微細組織を示したものです。 $^{11}\text{B}_4\text{C}$ と比較して、 $^{10}\text{B}_4\text{C}$ では大きく成長した気泡が粒内で均一かつ高密度に存在し、粒界では粒内よりも大きな気泡が分布していました。 $^{11}\text{B}_4\text{C}$ での生成He量は、 $^{10}\text{B}_4\text{C}$ の約1/100と推定され、気泡の成長は遅く、核生成頻度も低いと考えられます。

以上から、高温使用環境下での減速材利用を考えた場合、 $^{11}\text{B}_4\text{C}$ は安定であり、有望な材料であることが確認されました。今後は、水素化物と $^{11}\text{B}_4\text{C}$ で想定される使用温度域での $^{11}\text{B}_4\text{C}$ 微細組織観察を行う予定です。

●参考文献

堂野前貴子ほか、 $^{11}\text{B}_4\text{C}$ の中性子照射効果とその回復挙動、日本セラミックス協会学術論文誌, vol.115, no.1345, 2007, p.551-555.

14-8 照射後試験技術開発によるITERへの貢献 —照射を受けた材料の遠隔溶接技術と遠隔加工技術—



(a) TIG溶接装置

遠隔操作での試験片のセット、溶接位置決め、トーチ電極と試料ギャップの調節が容易であり、熱伝導の良い試料押さえジグを用いることにより、溶接による熱影響部を少なくできます。



(b) 加工装置

遠隔操作での試験片のセットが容易であり、コンピュータ制御による自動遠隔加工が可能です。炉外で行う機械加工精度を確保しました。

図14-16 遠隔操作型試験装置の技術開発

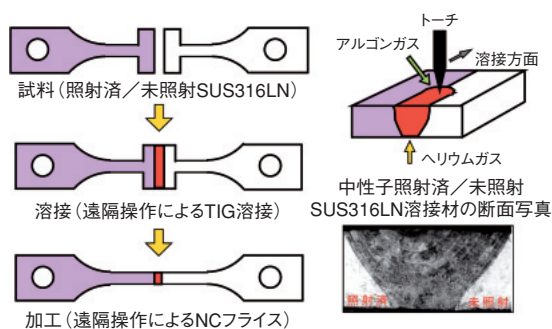


図14-17 試験片の溶接・加工手順

遠隔操作装置を用いて、照射済試料を用いた遠隔溶接・加工を行いました。タブ付き板状の試験片とし、溶接条件を決定しました。更に、再照射後の試料の照射特性データの取得も可能としました。

核融合炉ブランケットの補修・交換では、中性子照射後の冷却配管と未照射の冷却配管を溶接することになります。そのため、中性子照射による核反応生成ヘリウムが溶接部に与える影響を解明することが必要不可欠です。本試験に当たっては、中性子照射した試料を取り扱うため、試験片の溶接及び加工、照射キャプセルの組立てまですべてホットセル内で遠隔で行います。このため、JMTRホットラボで蓄積されていた照射後試験技術を応用して、遠隔で容易に溶接や加工ができる装置、照射済試料を装荷する照射キャプセルの組立てなどの技術開発を行いました。

まず、図14-16(a)で示すような遠隔操作型TIG溶接装置を開発しました。ここでは、溶接材の機械的特性を正確に評価できるように、溶接クレータ部を取り除くタブ付き板状の溶接試験片(図14-17)に工夫しました。一方、加工精度の高いエンドミル方式によるフライス盤を遠隔で操作できる加工装置(図14-16(b))の開発により、溶接材の機械加工精度を $\pm 50 \mu\text{m}$ 以下にすることができ、世界でも有数の遠隔加工技術を確立しました。このよう

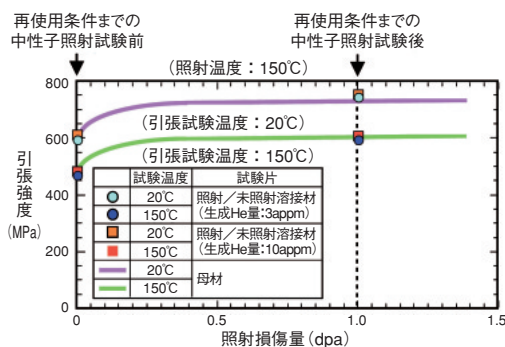


図14-18 中性子照射済/未照射溶接材の再使用条件までの中性子照射試験結果

中性子照射済/未照射溶接材の中性子照射試験を行い、再使用条件まで中性子照射した溶接材は、同じ条件で照射した母材と同等の引張特性であることを明らかにしました。

に遠隔で操作できる最先端の技術開発により、中性子照射済/未照射材料の溶接材の機械的特性評価を系統的に進めることを可能としました。

次に、ITER使用条件までJMTRで中性子照射した候補材料であるステンレス鋼 (SUS316LN) を用いて、中性子照射済SUS316LNと未照射SUS316LNとの溶接試験を行いました。その結果、溶接材の表面部及び断面部の割れ、アンダーカット、溶込み不足などの溶接欠陥の発生には、シールドガス、溶接入熱量などが影響することを明らかにしました。特に、溶接入熱量を $1 \sim 2 \text{ kJ/cm}$ にすることにより表面部及び断面部の割れがなく、良好な溶接材の製作が可能であることなど、ITERのブランケット補修・交換に必要な溶接施工方法を見いだしました。更に、開発した遠隔加工技術を用いて溶接材をホットセル内で引張試験片に加工し、標記溶接材の再使用条件までの中性子照射試験を行うことに成功し、再使用後の溶接部の機械的強度(図14-18)を世界で初めて明らかにすることができました。

●参考文献

Tsuchiya, K. et al., Effect of Re-irradiation by Neutrons on Mechanical Properties of Un-irradiated/Irradiated SS316LN Weldments, Journal of Nuclear Materials, vol.373, 2008, p.212-216.

14-9 炭素3原子からなる分子イオンの構造・電荷状態を観る —MeVクラスターイオンビームと物質との相互作用の解明に向けて—

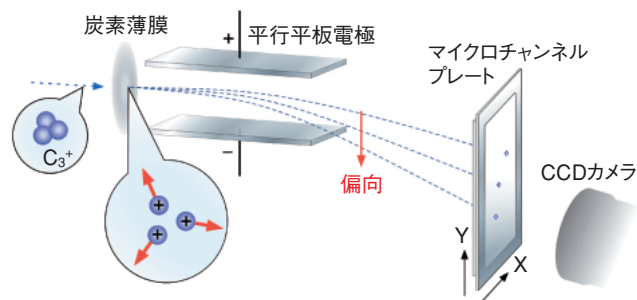


図14-19 クラスター形状・電荷測定装置

薄膜を通過したクラスターイオンはバラバラのイオンになり、最初の形の情報を残して、各イオンの電荷数に応じて偏向されながらクーロン爆発により広がっていきます。この位置はマイクロチャンネルプレートで検出します。広がった形から、もとのクラスターの形を推測するのがクーロン爆発イメージング法です。

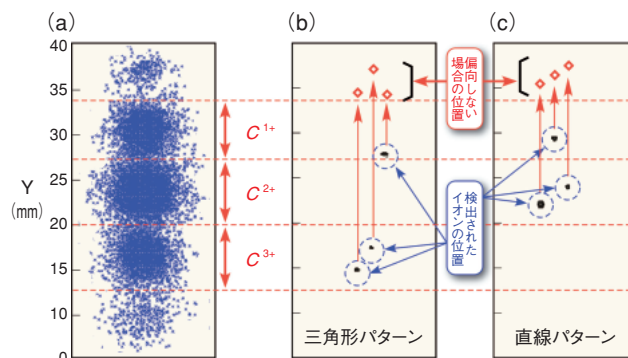


図14-20 形状の弁別

平板電極により偏向されたイオンは(a)のように、電荷ごとに分かります。(b), (c)において青丸で囲んだものが実際に検出されたイオンの位置で、(a)から各イオンの電荷が分かります。更に、平板電極にかけた電圧を基にして赤で示すもとの形を導出することができます。(b)が三角形、(c)が直線の場合になります。

表14-1 薄膜通過によりクラスターが解離した後のイオンの平均電荷と計算値

	直線と三角形の比較		直線状クラスターの場所による比較	
	直線	三角形	中央	両端
実験値	1.96±0.03	1.89±0.02	1.86±0.04	2.01±0.03
計算値	1.91	1.89	1.88	1.93

高崎量子応用研究所では、keV領域からGeV領域までのエネルギーの様々な種類のイオンビームを用いて、材料科学やバイオテクノロジーなどの研究を行っています。これらの研究で、目的に応じたイオン、エネルギー、試料の効果的な組合せや実験結果の考察のためには、入射イオンと標的となる試料がどのように相互作用するかを知ることが必要です。これは、歴史ある研究テーマで、現在では、入射ビームが単一イオン（原子のイオン）では実験結果をほぼ説明できる相互作用のモデルが確立されています。これに対して、原子が複数個集まった高速クラスターイオンビームを照射した場合、放出される二次荷電粒子量や照射欠陥量などで、これまでのモデルではうまく説明できない様々な現象が観測されました。そこで私たちは、高速クラスターイオンと標的との相互作用のモデル構築に資するため、クラスターイオンの構造に着目した実験を行いました。

クラスター特有の作用として、複数の原子がサブナノメートルの微小領域に同時に照射されることにより、物質通過中のクラスター構成原子がバラバラになった後もお互いに影響し合うことが考えられます。したがって、その空間分布が異なれば、その影響も異なることが予測されます。これを明らかにするために、炭素原子3個からなるクラスターイオンを用いて、影響の違いが現れる

と考えられる薄膜を通過させた後の各イオンの電荷を、3個の原子が直線に並んだ場合と三角形に並んだ場合に分けて測定することを試みました。これまでも、クラスターイオンが薄膜を通過した後の平均電荷の測定は行われていましたが、形を選別した測定は初めてでした。そのために、図14-19に示したクーロン爆発イメージング法に電荷弁別のための平行平板電極及びマイクロチャンネルプレートを組み合わせた実験装置を新たに開発しました。これにより、図14-20に示すようにクラスターの形とそれを構成しているイオンの電荷を同時に測定することができるようになりました。

この結果、表14-1に示すように、平均電荷は直線よりも三角形の方が小さく、また、直線状のクラスターの中央と両端では中央の方が小さいということを初めて見いだしました。この現象を理解するため新たなモデルとして、薄膜通過中にバラバラになった各イオンの外殻電子の結合エネルギーの計算で残りの二つのイオンが作る電場の作用を考慮し、更に、前方を走るイオンによる電場の変化が後方のイオンに作用する効果（ウエイク効果）などのクラスターに特有な相互作用を組み込み計算したところ、実験結果と定性的に一致しました（表14-1）。これらから、クラスターと標的との相互作用のメカニズムの一端を明らかにすることができました。

●参考文献

Chiba, A. et al., Average Charge and Its Structure Dependence of Fragment Ions under Irradiation of a Thin Carbon Foil with a 1-MeV/atom C_3^+ Cluster Ion, *Physical Review A*, vol.76, 2007, p.063201-1-063201-6, DOI:10.1103/PhysRevA.76.063201.

14-10 大深度地下における立坑掘削時の地下水対策 — 瑞浪超深地層研究所におけるグラウチング技術の開発 —

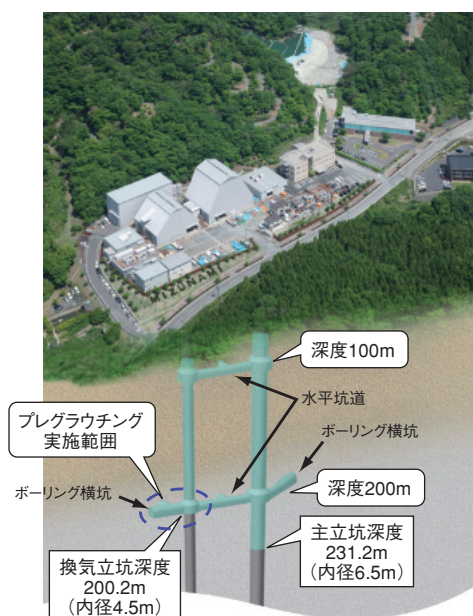


図14-21 「瑞浪超深地層研究所」イメージ
両立坑深度は2008年3月15日時点の掘削深度です。

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」において深地層の科学的研究を進めています。研究は、地表からの調査研究により地下の様子を予測する段階を経て、その予測結果を確かめるため実際に坑道を掘削する段階に進んでいます。2008年3月までに主立坑深度231.2m、換気立坑200.2mまでの掘削と、深度100mと深度200mにおいて主立坑と換気立坑を連結する水平坑道の掘削を行いました（図14-21）。

立坑掘削では、地下水対策として湧水処理（水質調整）及び湧水抑制にかかわるコストを最小限に抑えることが施工上の課題となっています。地質構造や地下水状況に関する情報を得るために立坑掘削に先立ち実施したパイロットボーリング調査の結果からは、深度200m付近の換気立坑側で大量湧水が発生する可能性が高いことが分かりました。このため、立坑掘削領域周辺を対象に、掘削に先行して岩盤にセメントを注入し（プレグラウチング）、掘削時の湧水を抑制する対策を実施しました。本施工における新しい試みとして、セメント注入孔の削孔作業の効率を向上させるため、専用の削孔機械の代わりに立坑の掘削用機械（シャフトジャンボ：発破装薬孔掘削機械）を用いました。これにより、一連の立坑掘削サイクルの中でグラウチングを行えるようにしました。

深度200mでは、主立坑と換気立坑を連結する水平坑道のほかに、ボーリング調査を実施する基地となるボーリング横坑を設置しています。立坑と水平坑道の接続部

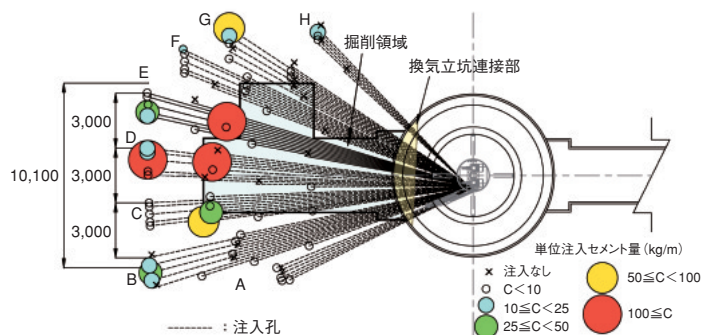


図14-22 ボーリング横坑プレグラウチングの単位注入セメント量（水平断面図）
注入量が多い範囲は、ボーリング横坑先端部の岩盤に集中的に分布しています。

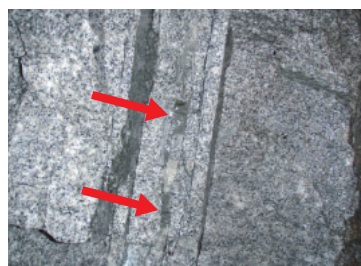


図14-23 岩盤に注入したセメントの
充てん・固化状況
矢印（赤色）が示す暗灰色部分がセ
メントの充てん・固化部分です。

分は接続部と呼んでおり、そこから水平坑道を掘削しています。この接続部とボーリング横坑の掘削領域周辺を対象としてプレグラウチングを実施しました（図14-21）。

ボーリング横坑で実施したプレグラウチングについて、図14-22にセメントを注入した孔の単位長さ当たりの注入量を示しています。この結果から、セメントの注入量が多い範囲はボーリング横坑先端部の岩盤に集中的に分布していることが確認できました。

プレグラウチング後、ボーリング横坑を掘削した時の状況は、掘削壁面からしみ出し程度の湧水はあるものの、き裂に沿った顕著な湧水は認められませんでした。特に注入量が多かった範囲では、き裂内部にセメントが充てん・固化しています（図14-23）。充てんが確認されたき裂は限定されており、かつ充てんが認められたき裂でも部分的にセメントが固化している様子が観察されることから、この部分に注入したセメントが固化することで大部分の湧水が抑制されているものと推測できます。この注入量が多かった範囲は、掘削時にはほとんど発生しませんでした。これらの結果から得られた成果としては、削孔にシャフトジャンボを使用することにより、専用の削孔機械を使用する場合に比べ作業時間について6%程度短縮することができました。施工については、セメント注入時の最後に注入圧を保つことによって、き裂に充てんされたセメントの流出を防止できることが分かりました。今後も大量の湧水が予想される領域では、プレグラウチングを基本として実施していく予定です。

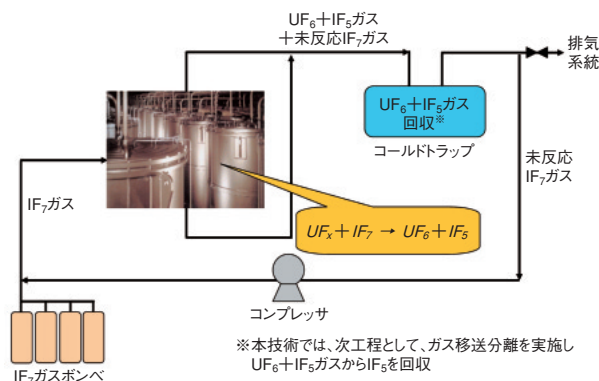
●参考文献

久慈雅栄, 原雅人, 南出賢司, 竹内真司, 見掛信一郎ほか, 大深度立坑における湧水抑制対策のためのプレグラウチング, 土木学会岩盤力学委員会第37回岩盤力学に関するシンポジウム講演集, 東京, 2008, p.251-256, in CD-ROM.

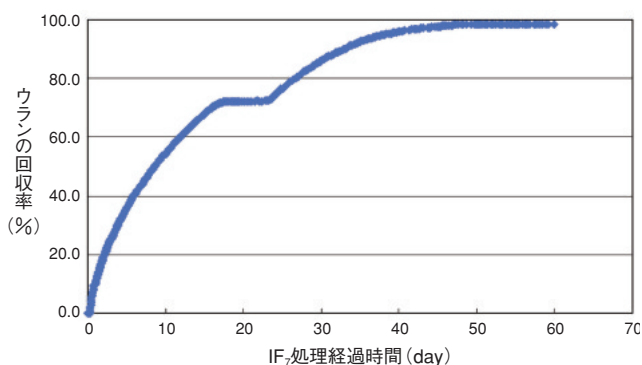
14-11 ウラン濃縮プラントの合理的な廃止措置に向けて —フッ化ガスによる系統除染技術開発—



(a) ウラン濃縮プラント カスケード

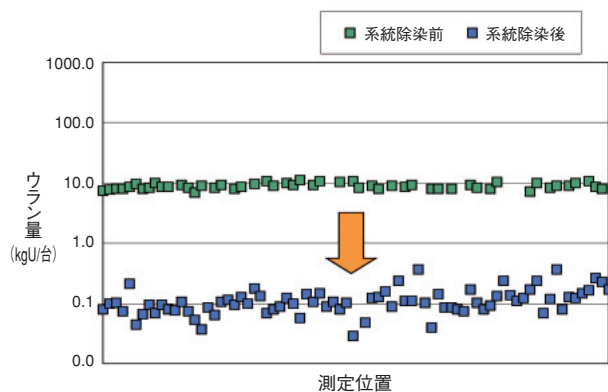
図14-24 IF₇ガスによる系統除染技術概要

(b) 系統除染システム



(c) カスケード全体のウラン回収率の推移

図14-25 ウラン化合物の除染効果



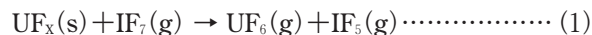
(d) 遠心分離機内ウラン付着量の推移

人形峠環境技術センターでは、六フッ化ウラン (UF₆) ガスを、カスケード (遠心分離機の集合体) に供給することによって、濃縮ウランを製造する「ウラン濃縮技術開発」を行ってきました。そのため、およそ10年間の連続運転をした遠心分離機などのプラント機器内部には、ウラン化合物が付着しています。

現在、人形峠環境技術センターでは、技術開発に使用したプラントの廃止措置段階を迎えており、運転が終了したウラン濃縮プラントでは、フッ化ガス (七フッ化ヨウ素: IF₇) を用いたプロセス系統の乾式除染と、遠心分離機などの機器を系統から取り外し希硫酸処理する湿式除染を組み合わせ、遠心分離機などの機材・部品をクリアランスレベル (想定目標値0.1Bq/g) まで除染することを基本方針とし、技術開発を進めてきました。このIF₇ガスを用いた乾式除染法は新技術であり、除染性能などに関する知見は報告されていません。そのため、ここでの成果が最初のものとなり、現在、民間の濃縮施設へ適用されることが決まっています。

プラント機器内部に真空保持されたウラン化合物は、固体の中間フッ化物UF_x (4 ≤ X ≤ 5) が主であることから、

乾式除染法の原理として、この中間フッ化物は、IF₇ガスと(1)式の反応により、再フッ化され、常温では気体のUF₆と五フッ化ヨウ素 (IF₅) が生成されます。本技術では、この化学反応を利用し、配管がつながった状態でカスケード内に付着しているウラン化合物の系統除染を行います (図14-24)。



これまでの開発成果として、基礎試験などを経て、実際のウラン濃縮プラントを対象としたカスケード処理を行ってきました。その結果、除染期間は60日間程度、カスケード全体のウラン回収率は、除染前のウラン付着量と比較しておよそ99% (図14-25(c))、遠心分離機などの主要部材はばらつきがあるもののおよそ1.0Bq/gまで除染でき (図14-25(d))、本技術は系統除染にもかかわらず、非常に高い除染性能を有していることが確認できました。これより、希硫酸による湿式除染と組み合わせ、クリアランスレベルまで除染するという基本方針に対し、本技術が非常に有効であることが実証できました。

●参考文献

江間晃ほか、フッ化ヨウ素ガスによる系統除染技術開発 —IF₇処理条件とウラン除染結果の評価—, JAEA-Technology 2008-037, 2008, 50p.

14-12 海水中溶存有機物の高精度な¹⁴C測定

－AMSによる溶存有機物中¹⁴C測定のための前処理法の開発－

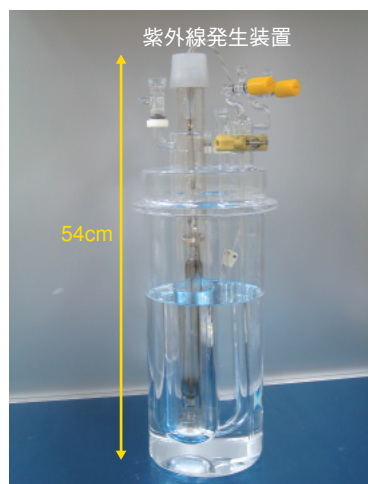


図14-26 DOM酸化反応管

海水4ℓに紫外線照射し、DOMを二酸化炭素に酸化するための反応管です。中央にあるのが紫外線ランプ（UV）です。実際の照射中は、紫外線を遮へいするため、ステンレス製の箱に入れます。



図14-27 二酸化炭素精製ガラスライン

紫外線照射により発生した二酸化炭素を捕集・精製するガラスラインです。二酸化炭素の回収には液体窒素を用います。

	回収効率 (%)	pM (%)
1	98	79.3
2	96	78.5
3	98	78.0
4	99	77.4
平均	98	78.3±0.8

表14-2 表面海水を用いた精度実験

本実験では、DOM中炭素濃度が64μMの表面海水を用いました。回収率は、本研究で確立した方法で回収できたDOM濃度と64μMから算出しました。pM(%)とは、1950年の¹⁴Cを基準(100%)としたときの試料中に含まれる¹⁴Cの割合です。

加速器質量分析法（AMS）は、極微量の長半減期放射性核種を高感度、高精度に測定ができます。青森研究開発センターむつ事務所には、放射性炭素（¹⁴C）及び放射性ヨウ素（¹²⁹I）の測定が可能なAMSが設置されています。AMSは、その特徴を活かし、環境放射能測定などの原子力にかかわりの深い分野だけでなく、地球科学、考古学などの様々な分野で利用されています。

近年、地球温暖化が深刻な問題となっており、地球上での炭素循環のより正しい理解が求められています。放射性炭素（¹⁴C：半減期5730年）は、この炭素循環の時間尺度の指標となることから、AMSによる¹⁴C計測と地球規模での¹⁴Cデータベースの構築は、炭素循環機構解明の鍵と言えます。大気中CO₂を光合成により固定している有機物は、炭素循環の中で大きな役割を担っています。しかし、その有機物の中で海水中の溶存有機物（DOM）の研究は、船上で1試料4ℓという大量のろ過作業が伴う試料採取の困難さに加え、海水中DOM濃度の1万倍以上もの塩分を持つ試料から¹⁴C測定のために炭素だけを抽出するという実験方法の困難さにより、陸上有機物や海水中粒子状有機物の¹⁴C研究に比べ、極端に研究例が少ないのが現状です。特に、日本近海である北西部北太平洋、日本海、東シナ海、オホーツク海での研究例は、一例もありません。海水中DOMは、地表の有機物の約20%を占め、海水中の有機物の90%以上を占めています。また、その量は、炭素の存在量としては大気中CO₂に匹敵するので、地表の炭素循環を考える上で非常に重要です。このような観点から、AMSを利用した海水中

DOMの¹⁴C測定法の整備が熱望されていました。

この問題を解決するために、私たちは、高塩分試料にも対応可能な紫外線照射DOM分解法を確立し、AMS法と組み合わせました。この分解法は、DOM測定試料に紫外線を照射してCO₂を発生させ（図14-26）、それを捕集・精製する（図14-27）という二つの段階で構成されています。私たちは、紫外線照射時間の検討により、回収効率を96%以上まで向上させるとともに、反応管及びガラスラインの改良により、試料以外のCO₂汚染を排除し、汚染を試料量の1%以下（世界最高水準）に低下させることに成功しました。本法によって有機物の標準試料を分解し、AMSによる¹⁴C計測を行った結果、その精度（10回分析した時の繰返し誤差）は0.2%でした。この結果は、DOMを媒体とした有機態炭素循環の時間尺度をわずか10数年の誤差で解析することが可能であることを意味しています。実際の海水を用いた実験でも十分な回収率（98%）が得られ（表14-2）、更に、ほかの環境試料に比べて低い¹⁴C同位体比を持つ海水中DOM（最も古い年代で約6000年前）においても、再現性の高い結果（0.8%：年代で約80年）が得られることが実証されました。

DOMは、地球上のあらゆる生物活動に影響を与える（受ける）ことから、エネルギー、食品、医薬品などの分野からも注目を集めています。本システムによるDOM中の¹⁴C計測は、地球温暖化の正しい理解のために貢献できるばかりでなく、次世代の資源利用や環境予測のための基礎研究にも役立つ可能性をも秘めています。

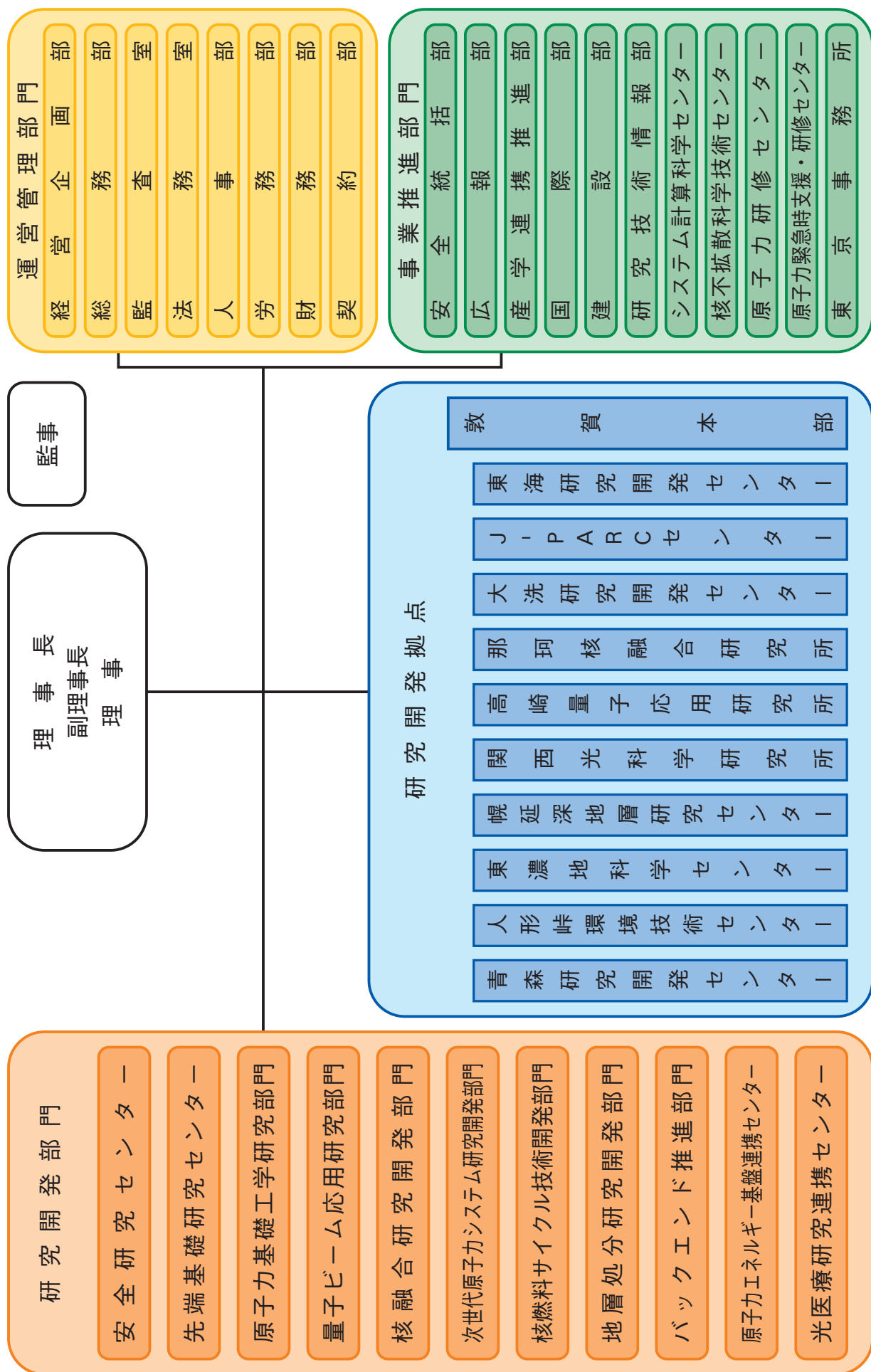
●参考文献

田中孝幸ほか、溶存態有機物中放射性炭素測定システムの開発と海水中溶存有機炭素の循環に関する研究, JAEA-Conf 2008-003, 2008, p.71-74.

研究開発拠点



組織体制図



◆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、数m以下とコンパクトながらMeV級のレーザーイオン加速装置（左上）と、回転キルン型連続晶析装置で得られた硝酸ウラニル結晶（右下）です。それぞれ光医療産業におけるがん治療と、使用済燃料再処理の安全性・経済性への貢献が大いに期待されています。

未来を拓く原子力 原子力機構の研究開発成果 2008

URL : http://www.jaea.go.jp/05/5_4.shtml

発行 平成20年10月
編集・発行 独立行政法人 日本原子力研究開発機構

成果普及情報誌『未来を拓く原子力』編集委員

委員長	小島 久雄				
副委員長	宮川 俊一				
委員	松橋 信平	蕪木 英雄	橋本 裕	村松 健	
	石川 法人	小貫 薫	森 貴正	小林 泰彦	
	横山 淳	久保 博孝	石川 眞	天本 一平	
	吉川 信治	永里 良彦	山口 義文	小川 弘道	
	吉澤 道夫	石山新太郎	川田 耕嗣	石原 正博	
	平尾 和則	小嶋 拓治	小出 馨	藤原 光博	

印刷 株式会社 トータル・サポート・システム

■本誌及び内容についてのお問い合わせは、下記にお願いいたします。

独立行政法人 日本原子力研究開発機構
研究技術情報部 研究技術情報課

〒319-1195 茨城県那珂郡東海村白方白根2-4

T E L 029-282-6387

F A X 029-282-5920

e-mail ird-seika_shi@jaea.go.jp



独立行政法人 日本原子力研究開発機構



この印刷物は再生紙を使用しています