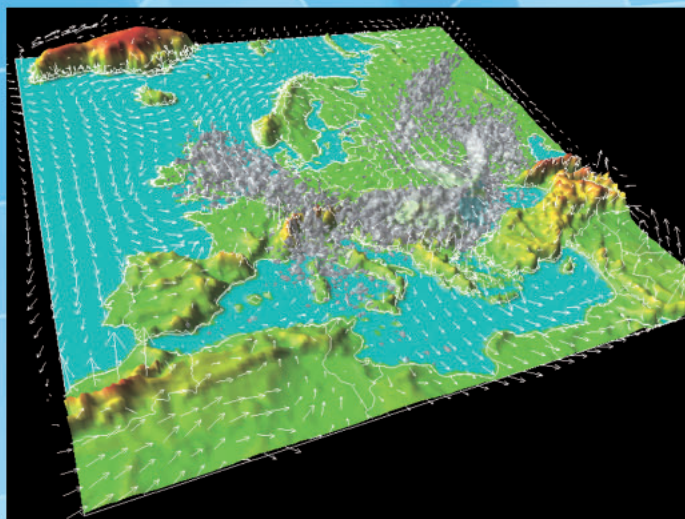


未来を拓く原子力

原子力機構の研究開発成果

2009



WSPEEDI-IIの三次元動画



幌延深地層研究センターの地下施設

はじめに



近年、将来のエネルギー確保や地球温暖化防止が人類の重要な課題として認識されるなか、原子力を取り巻く情勢は世界的に大きく変化し、原子力が果たすべき役割の重要性が再認識されてきています。独立行政法人日本原子力研究開発機構（原子力機構）は、我が国唯一の原子力に関する総合的な研究開発機関として2005年に発足して以来、核燃料サイクル技術の確立をはじめとする原子力エネルギー研究開発から、科学技術の発展や産業創出を目指した原子力の基礎・基盤までの幅広い研究開発を推進してきましたが、2009年度は、第一期中期計画を締め括る重要な時期にあります。

原子力機構は、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、その中核施設である高速増殖原型炉「もんじゅ」の運転再開、いよいよ利用を開始した大強度陽子加速器（J-PARC）をはじめとする量子ビームプラットフォームを基盤とした量子ビーム応用に関する研究開発、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分技術の開発、更には、自らの原子力施設の廃止措置、研究施設等放射性廃棄物の埋設処分事業などを着実に進めることにより、原子力研究開発における世界のCenter of Excellenceを目指した研究開発に、これからも邁進してまいります。

本誌は、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紹介するため、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。多くの方に原子力機構の活動についてより一層ご理解いただくとともに、皆さまとの絆が深ま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、今後とも原子力機構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。

2009年10月

独立行政法人
日本原子力研究開発機構

理事長

岡崎俊彦

1 次世代原子力システム研究開発

FBRサイクルの実用化に向けて －実用化研究開発における革新的な技術の開発への取組み－	9
1. 経済性を向上した実用FBRプラント概念 －革新技術の研究開発とプラント設計への着実な反映－	10
2. 次世代FBRの環境負荷低減性などの向上 －MA含有酸化燃料を適用した炉心・燃料設計－	11
3. 将来のFBR燃料の照射挙動を調べる －Am含有MOX燃料の短期照射挙動－	12
4. 時間変化する流体と構造との熱的なつながりを解く －T字合流配管部を対象とした非定常解析－	13
5. 合理的な高温機器の設計 －クリープ設計限界曲線を用いた高温構造設計領域の設定法－	14
6. 高温配管の健全性確認の性能向上に向けた挑戦 －配管減肉モニタリングセンサの開発－	15
7. ナトリウムの燃え方に迫る －初期の表面酸化反応で生成するユニークな酸化成長への影響因子－	16
8. 巨大地震時の免震装置の終局挙動を把握する －水平免震システムの免震効果確認と終局挙動試験－	17
9. 使用済燃料を効率良く溶かす －FBR燃料再処理向け回転ドラム型連続溶解槽の開発－	18
10. シンプルにアクチノイド元素の原子価を制御 －U-Pu-Np共抽出プロセスの開発－	19
11. 簡素化ペレット法燃料製造技術の実用化への研究開発 －マイクロ波加熱(脱硝)における沸騰挙動のメカニズム解明(容器形状の影響)－	20

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体系化 －知識マネジメントシステムの開発－	22
2. 岩石亀裂中の地下水の動きを探る －光学的手法による亀裂中の定量計測について－	23
3. 断層が将来放射性廃棄物の処分場に走ったとしたら？ －人工バリアせん断応答特性把握に向けた試験とモデル開発－	24
4. 信頼性の高い核種移行データベースの開発 －収着/拡散データベース(JAEA-SDB/DDB)の改良・更新－	25
5. 1mgの炭素で分かる過去の地質イベント －加速器質量分析装置を用いた年代測定技術開発－	26
6. 地下水の流れを効率的にモデル化・解析する！ －複雑な地下水流動場の効率的なモデル化・解析を目指したシステムの開発－	27
7. 岩盤中の割れ目の空間分布を探る －地質学的解釈に基づく割れ目密度分布モデリング手法の開発－	28
8. 一本のボーリング孔から割れ目の連続性を探る －堆積岩を対象とした割れ目調査－	29
9. 地下水の長期観測データから見えること －堆積岩を対象とした間隙水圧長期観測データの解析－	30
10. 掘削時の計測データから坑道の安定性を評価 －堆積軟岩を対象とした情報化施工プログラムの適用－	31

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. 60万Wの電磁波の高速オン/オフにより不安定性の効果的な抑制に成功 －ITERでの効率的な不安定性抑制手法を実証－	33
2. ITERプラズマの予測精度を向上 －周辺部輸送障壁の幅を決めるパラメータを解明－	34
3. 先進プラズマの崩壊現象を探る －プラズマ流と多段階現象の解明－	35
4. MWを超える高出力中性ビームの世界最長入射 －JT-60SAでの100秒入射に向けて－	36
5. 原子力機構開発の多孔多段型加速方式に決定 －ITERプラズマ加熱装置用加速器の方式選択試験－	37
6. ITERによる超伝導コイル技術の進展 －世界最大の超伝導コイルの技術開発－	38
7. ITERダイバータプラズマ制御のための計測装置開発の進展 －ITERの過酷な環境で使用できる信頼性の高い分光計測装置の開発を目指して－	39
8. 大出力ジャイロトロンの高繰り返し出力の成功 －ITERの実験入射を模擬して－	40
9. ITERダイバータ高熱負荷試験に世界で初めて成功 －実機熱負荷に耐えるITERダイバータモックアップ完成－	41
10. 核融合炉材料の中性子による発熱の予測精度向上を目指して －放出荷電粒子に対する二重微分断面積の測定－	42
11. 核融合炉材料の実証のために －核融合材料照射用中性子源IFMIFの液体Liターゲットの開発－	43

4 量子ビーム応用研究

量子ビームテクノロジーの展開	44
1. 強く相互作用した電子の集団的揺らぎを観測 －電荷ストライプの集団励起の研究－	45
2. 希薄磁性半導体の軟X線磁気円二色性による研究 －放射光が明らかにしたスピントロニクス材料の性能向上への指針－	46
3. 水素エネルギー社会実現へ向けた材料開発へ指針 －水素とアルミニウムの直接反応によるアルミニウム水素化物の合成－	47
4. 人工衛星の寿命を効率的に予測する －新型宇宙用太陽電池の放射線劣化モデルを構築－	48
5. 金属酸化物が電子線照射下で活性触媒に変身！ －電子線照射ガンマアルミナによる有機物の酸化分解促進効果－	49
6. 革新的レーザー同位体分離へ向けて分子の振動を制御する －極短パルスレーザーによるヨウ素分子の振動状態制御－	50
7. レーザーと電子の衝突による γ 線ビームの発生と利用 －厚い遮へいを通して隠れた同位体の位置と形状を測定－	51
8. より治療効果の高いエイズ治療薬の創製を目指して －HIV-1プロテアーゼの中性子結晶構造解析に成功－	52
9. 中性子非弾性散乱による蛋白質ダイナミクスの研究 －揺らぐ蛋白質を見る－	53
10. 空気中の窒素を養分にするマメ科植物の能力 －共生的窒素固定のポジトロンイメージング技術による画像化－	54

- | | |
|--|----|
| 11. たった10個の重イオンが100万個の細胞に引き起こす照射効果
－重イオンマイクロビームでバースタンド効果の機構に迫る－ | 55 |
| 12. がんの放射線・化学療法のための新しい薬剤を創る
－放射線で壊れるナノカプセルの開発－ | 56 |

5 安全研究

安全規制を支え、安全と信頼を確保 57

- | | |
|---|----|
| 1. チェルノブイリデータで環境評価モデルを検証する
－環境影響評価モデルOSCAARの妥当性検証－ | 58 |
| 2. 原子炉内で長期間使用された燃料被覆管の酸化挙動
－LOCA時の酸化速度に及ぼす高燃焼度化の影響－ | 59 |
| 3. ペレットの結晶組織が照射中に変化するのはなぜか
－ UO_2 ペレットの結晶組織に発生するひずみと組織変化の関係－ | 60 |
| 4. 過熱炉心の液滴冷却効果を探る
－沸騰遷移後の熱伝達率及びリウエット速度モデルの開発－ | 61 |
| 5. 地震時における原子炉配管の健全性を調べる
－過大な荷重が溶接部の残留応力に与える影響－ | 62 |
| 6. 臨界事故に備えた迅速な被ばく線量評価技術の開発
－熱ルミネッセンス線量計を用いた中性子線の高線量測定－ | 63 |
| 7. 海岸近くの放射性廃棄物処分場の安全性を探る
－海水系地下水との化学反応を伴う物質移行モデルの開発－ | 64 |
| 8. 大きなスケールでの地下水の流れをとらえる
－堆積岩地域における広域地下水流動に関する研究－ | 65 |

6 先端基礎研究

未来を拓く先端基礎研究 66

- | | |
|--|----|
| 1. C_{60} -Co薄膜で生じる巨大磁気抵抗効果の起源を解明
－放射光で探る有機分子-遷移金属材料のスピン状態－ | 67 |
| 2. ウランのレモン型変形が新たな核分裂チャンネルを開く
－超重原子核 ^{274}Hs の核分裂－ | 68 |
| 3. 特異な超伝導を誘起する磁気ゆらぎを明らかに
－NMR法によるウラン化合物の超伝導機構の探求－ | 69 |
| 4. 正ミュオンを使って格子間水素の状態を探る
－希土類系水素吸蔵合金の微視的理解に向けて－ | 70 |

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 71

- | | |
|---|----|
| 1. 大規模模擬実験に頼らず核設計予測精度を確認する
－複数の臨界実験を活用した新しい予測精度評価手法の開発－ | 72 |
| 2. 核変換研究用核反応断面積の高精度化に向けて
－放射化法による高速中性子捕獲断面積測定手法の開発－ | 73 |
| 3. 再処理の技術基盤を支えるデータ集の完成
－基礎から実燃料試験までを網羅する「再処理プロセス・化学ハンドブック第2版」－ | 74 |

- | | |
|-------------------------------------|----|
| 4. 再処理機器用ステンレス鋼の腐食機構の解明 | 75 |
| －ホット施設によるNp含有硝酸溶液の腐食促進作用の研究－ | |
| 5. Am含有酸化物燃料の熱的挙動変化を探る | 76 |
| －不定比組成Am酸化物の熱力学的性質を解明－ | |
| 6. 世界各地での放射性物質の大気中の拡散を迅速に予測する | 77 |
| －緊急時環境線量情報予測システム(世界版)WSPEEDI-IIの開発－ | |
| 7. 姿勢が被ばく線量評価に及ぼす影響を解明 | 78 |
| －日本人精密ボクセルファントムを用いた臓器線量解析－ | |
| 8. 熱化学水素製造法ISプロセスの高効率化に向けて | 79 |
| －ヨウ化水素水溶液の高圧気液平衡物性を測定－ | |
| 9. 高温ガス炉を用いて安全に水素を製造するために | 80 |
| －原子炉からの放射性物質の移行を止める－ | |

8 核燃料サイクル技術開発

核燃料サイクルの確立を目指して

- | | |
|-----------------------|----|
| 核燃料サイクルの確立を目指して | 81 |
| 1. MOX燃料の再処理に向けて | 82 |
| －Pu精製工程における溶媒劣化とその影響－ | |
| 2. 回転機器の安定運転への取組み | 83 |
| －ショックパルス法による状態監視－ | |

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、処分の実施に向けて

- | | |
|----------------------------------|----|
| 廃止措置から廃棄物処理、処分の実施に向けて | 84 |
| 1. 合理的な原子力施設の廃止措置の実施に向けて | 85 |
| －廃止措置費用の迅速評価手法の開発－ | |
| 2. 放射性廃棄物の処分に必要な信頼性の高い廃棄体データの提供 | 86 |
| －廃棄物の発生から処分までのデータを一元管理するシステムの開発－ | |
| 3. 合理的なウラン廃棄物のクリアランスと処分の確立に向けて | 87 |
| －自然放射線量と環境中のウランの寄与を理解する－ | |

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

- | | |
|------------------------|----|
| 産学のニーズを踏まえた研究開発を効率的に推進 | 88 |
| 1. バックグラウンドとの闘い | 89 |
| －微量核物質の超高感度検出法開発－ | |

11 光医療研究連携

超小型粒子線がん治療装置の開発を目指して

- | | |
|-------------------------------|----|
| 超小型粒子線がん治療装置の開発を目指して | 90 |
| 1. レーザー駆動陽子線でがん細胞のDNA2本鎖切断を実証 | 91 |
| －超小型粒子線がん治療装置の臨床実証へ大きく前進－ | |
| 2. レーザー装置の小型化・高強度化に成功 | 92 |
| －レーザー駆動型粒子線治療器用レーザーの実現を目指して－ | |

12 システム計算科学研究

研究開発の先導及び支援のための先端的計算科学技術の確立	93
1. 硫黄やリンが鉄を脆くする仕組みを解明	94
－第一原理計算によって明らかになった粒界脆化メカニズム－	
2. 世界中の計算機を自在に連携した原子力シミュレーションの実現	95
－原子力グリッド基盤AEGISの構築－	
3. 鉄化合物超伝導体の超伝導発現機構の探索	96
－SPRING-8と第一原理計算のコラボレーション－	
4. テラ～ペタバイト大容量データの評価を支援する	97
－大規模シミュレーションが出力する大容量データ評価のための新分析手法の提案－	

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	98
1. 核物質を連続的に厳しく管理する	99
－プロセスモニタリングのアルゴリズム高度化研究－	

14 研究開発拠点における試験技術・施設等の開発

1. 遠隔非破壊検査技術を用いた蒸気発生器伝熱管検査	104
－渦流探傷試験, 目視試験, 漏えい試験による蒸気発生器伝熱管の健全性確認－	
2. 中性子測定器のkeV領域での正確な感度測定を実現	105
－加速器を利用したkeV領域単色中性子校正場の開発－	
3. 試薬を用いない新しい再処理法を提案	106
－ウラン・プルトニウム共晶析現象を応用した再処理プロセスの開発－	
4. 軽水炉用MOX燃料の信頼性向上のために	107
－「ふげん」等MOX燃料の照射試験データベースの構築－	
5. より高い加速電場を目指して	108
－J-PARC RCS高周波空洞のための金属磁性体コアの開発－	
6. 水素社会実現のためのブレークスルーを目指す	109
－水素貯蔵材料用パルス中性子全散乱装置の建設－	
7. 大気中の塩分より希薄なナトリウムを検出する	110
－レーザー質量分析を用いた超高感度ナトリウム漏えい検出器－	
8. ウランを用いない先進的医療診断用 ⁹⁹ Mo製造への挑戦	111
－モリブデン酸塩水溶液を用いた ⁹⁹ Moの製造技術開発－	
9. 高温ガス炉の実用化に向けた技術開発	112
－原子炉圧力容器の非破壊試験技術－	
10. イオンビームを用いてアスベスト肺を高感度で診断	113
－肺の中にあるアスベストの種類を細胞レベルで特定－	
11. 大深度地下に研究坑道を掘る	114
－瑞浪超深地層研究所における坑道掘削時の湧水抑制技術－	
12. ラドン測定に係るトレーサビリティの構築	115
－ラドン測定技術の標準化と精度の保証－	
13. 地球上でのヨウ素129の動きを探る	116
－ヨウ素129の起源別割合の推定－	

FBRサイクルの実用化に向けて

— 実用化研究開発における革新的な技術の開発への取組み —

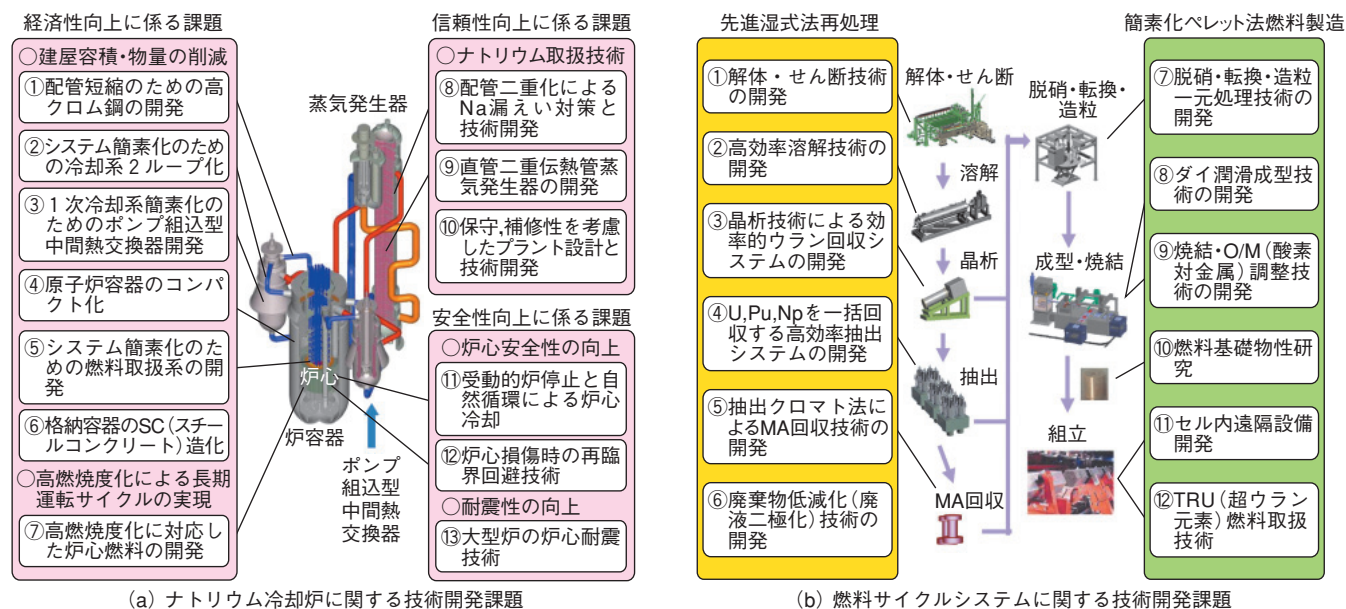


図 1-1 FaCTプロジェクトの革新的な技術開発課題

(a) 原子炉システムに関して取り組むべき革新的技術は、経済性、安全性、信頼性の観点から、建屋容積・物量の削減、炉心燃料開発、ナトリウム取扱技術、炉心安全性、耐震性の向上といった分野で13の新たな技術が挙げられています。
 (b) 燃料サイクルシステムに関して取り組むべき革新的技術は、経済性、安全性に加え、持続可能性や核不拡散性といった観点も加わり、使用済燃料の再処理技術と燃料製造技術の分野で12の新たな技術が挙げられています。

私たちは、高速増殖炉（FBR）サイクルの実用化に向け、「2025年頃の実証炉の実現、2050年よりも前の商業炉の開発」を目指し、電気事業者、メーカーなどと連携して「高速増殖炉サイクル実用化研究開発（FaCTプロジェクト）」を推進しています。

FaCTプロジェクトでは、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を組み合わせた概念を中心に進めており、2010年には革新的な技術の判断（図 1-1 に示す革新技術の成立性見極め）を行い、2015年には実証炉及び実用炉の概念設計と実用化に向けた研究開発計画案の提示を行う計画です。2008年度はFaCTプロジェクト開始から三年目に当たり、2010年の技術判断に向け、これまでの成果と今後の計画についての中間取りまとめを実施しました。本章で紹介する各トピックスのテーマは以下のとおりです。

FBRシステムの技術開発では、実証炉や実用炉のシステム設計研究を進め、原子炉プラントの概念を構築しています（トピックス 1-1）。炉心燃料に係る技術開発では、環境負荷低減性を向上させるため、炉心燃料にマイナーアクチニド（MA）を含有する燃料設計（トピックス 1-2）

や照射試験による健全性の確認（トピックス 1-3）を実施しています。原子炉容器をコンパクト化して建設コストを低減するため、炉内構造物の温度ゆらぎ現象を解明する三次元解析を可能とし（トピックス 1-4）、機器・構造物の設計基準を高度化して設計を合理化する提案をしました（トピックス 1-5）。信頼性向上に係る技術開発では、運転中の高温配管の減肉をモニタリングできるセンサを開発し（トピックス 1-6）、また、Na漏えい対策などに反映する基盤技術としてNaの燃焼機構を解明しています（トピックス 1-7）。安全性向上に係る技術開発では、巨大地震に耐える合理的な設計を目指し、免震装置の破断に至る貴重なデータを取得しました（トピックス 1-8）。

燃料サイクルシステムの技術開発では、再処理プロセスの高効率を目指した連続溶解槽の開発を進め（トピックス 1-9）、抽出プロセスではU-Pu-Npの一括回収が可能となりました（トピックス 1-10）。燃料製造プロセスでは、マイクロ波脱硝におけるメカニズム解明を進めました（トピックス 1-11）。

1-1 経済性を向上した実用FBRプラント概念 — 革新技術の研究開発とプラント設計への着実な反映 —

実証炉：2025年頃導入
実用炉：2050年より前に導入

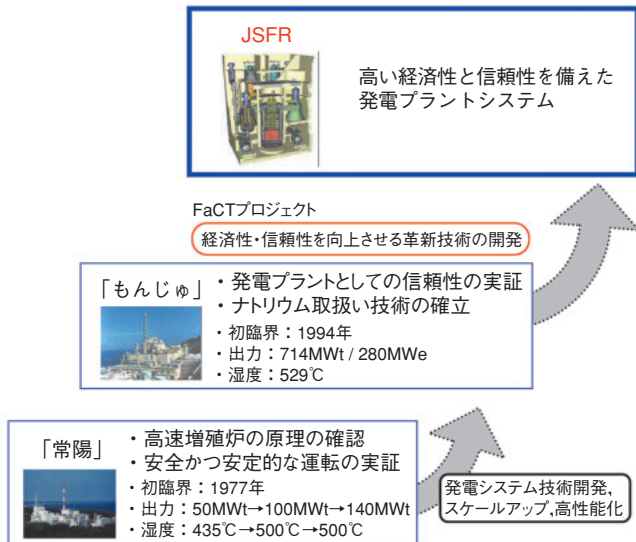


図 1-2 我が国におけるFBRプラントの実用化ステップ
「常陽」, 「もんじゅ」の設計・建設・運転経験をもとに、高い経済性、信頼性を実現させる革新技術を取り入れて、着実にFBRの実用化を目指します。

FaCTプロジェクトでは、保守・補修性、製作・建設性において有利なループ型炉の特長を活かし、将来の軽水炉に比肩し得る経済性を有する先進ループ型ナトリウム冷却高速炉（JSFR：Japan Sodium-cooled Fast Reactor）の設計研究と関連する研究開発を進めています。

図 1-2 に示すように、我が国は高速実験炉「常陽」及び高速増殖原型炉「もんじゅ」の設計・建設・運転を通じて蓄積した経験を活用し、かつ経済性、信頼性を向上させる革新技術のJSFRへの適用を図りながら、FBRの実用化を目指しています。

図 1-3 は建設コスト低減のアプローチを示しています。JSFRの設計では、大口径配管高流速条件を満たす2ループ構成として電気出力150万kWeを発生させ、配管を高クロム鋼製で短縮化するなどにより簡素な冷却系としています。従来、燃料交換の際に炉心上部機構が原子炉容器内を移動するために設けていた空間を削除するなどの工夫により原子炉容器もコンパクトにしています。これらの革新技術により物量削減を図っています。更に出力の増大化によるスケール効果、ツインプラント構成による設備の共有化、複数基建設による習熟効果などを重ねて、格段の建設コスト低減を目指しています。

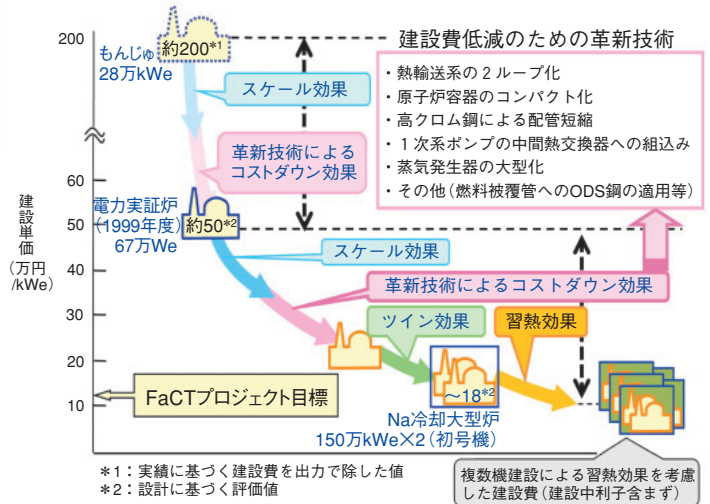


図 1-3 建設コスト低減のアプローチ
FBRの実用化のため、簡素な冷却系（2ループ、高クロム鋼を用いた配管短縮、1次系ポンプと中間熱交換器の合体）、コンパクトな原子炉容器などの革新技術を駆使し、ツインプラント構成や習熟効果を取り入れて、格段の建設コスト低減を追求します。

安全性の向上は開発段階によらず常に要求され、JSFRにおいても、異常時には早期に原子炉を停止し確実に崩壊熱を除去するシステムを装備しています。加えて、受動的な安全機能のみでもこれらを達成し、炉心損傷事故に至らない革新技術、万が一の炉心損傷事故時においても、その影響を原子炉容器内で終息させる革新技術の開発にも取り組んでいます。ナトリウム漏えい対策を強化するための配管の二重化や、簡素で溶接点数が少なく、検査や保守・補修が容易な原子炉構造などにより信頼性の向上も追求しています。

これまで、コンパクトな原子炉容器内でナトリウムの高流速が引き起こす様々な熱流動現象を解明しそのプラントへの影響を抑えるための試験研究などを行っています。燃料交換時に炉心上部機構を移動させる空間を削除するため炉心上部機構に設けた切込み部の中を動く燃料交換機の実規模試験や、原子炉構造物をナトリウム中で検査するための装置の開発なども進めており、得られた成果を着実に設計に反映してきています。

2050年頃のFBRの実用化に向け、今後も設計研究及び要素技術開発を着実に進めていきます。

●参考文献

Uto, N. et al., Conceptual Design for Japan Sodium-Cooled Fast Reactor (1) : Current Status of System Design for JSFR, Proceedings of 2009 International Congress on Advances in Nuclear Power Plants (ICAPP '09), Tokyo, Japan, 2009, paper 9298, 11p., in CD-ROM.

1-2 次世代FBRの環境負荷低減性などの向上 - MA含有酸化物燃料を適用した炉心・燃料設計 -

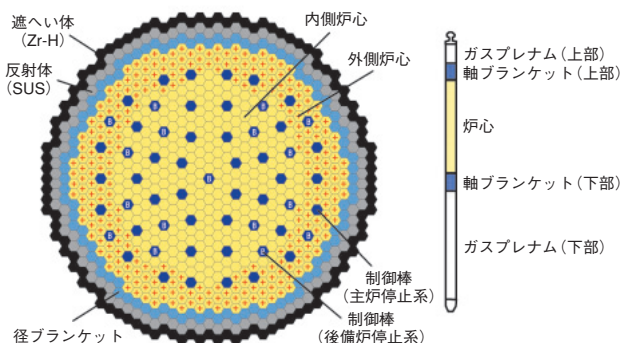


図1-4 JSFR実用炉の炉心構成・燃料ピンの概略

表1-1 JSFR実用炉の主要な仕様・性能目標・設計目安

仕様	炉心出力	1500MWe (実用炉)
	原子炉出入口温度	550°C/395°C
性能目標	取出平均燃焼度	150GWd/t
	増殖比	1.1程度 (低増殖炉心)
	運転サイクル長さ	24ヶ月以上
設計目安	Naボイド反応度	6\$程度以下

私たちは、安全・信頼性、持続可能性（環境負荷低減性、資源有効利用性など）、経済性、核不拡散性を開発目標とし、JSFRと称する次世代FBRの開発を実施しています。このJSFRについて、MAを含有した燃料を用いた炉心・燃料概念の構築に向けた研究を行いました。

JSFRでは、主に環境負荷低減性向上の観点からMAを燃焼する要求があります。MAはFBR導入からの時期に応じて、燃料中に含有される量が変化します。導入から年数が経過し、原子炉すべてがFBRに置き換わった時期では、FBRの使用済燃料がリサイクルされ、繰り返しリサイクルされたあとのMA含有率は1 wt%程度と見積もられます。一方、導入の初期では、軽水炉とFBRが共存し、MAを多く含む軽水炉使用済燃料がリサイクルされ供給されるため、リサイクルのシナリオに依存しますが、高いMA含有率をとる可能性があります。このように、JSFRの炉心・燃料設計では、ある程度の幅を持ったMA含有燃料を受け入れることが要求されます。

MAの含有は、炉心・燃料設計に影響を与えますが、設計に必要なMA含有燃料の物性などの知見は限られた

表1-2 軽水炉回収組成とFBR多重リサイクル組成を適用したJSFR実用炉の主要な仕様・特性の比較

	FBR多重リサイクル組成ケース	軽水炉回収組成ケース
MA含有率 (wt%)	0.9 (内側) 1.0 (外側)	3.0 (内側) 3.0 (外側)
Pu富化度 (wt%)	18.3 (内側) 20.9 (外側)	19.6 (内側) 22.1 (外側)
炉心高さ (cm)	100	100
軸ブランケット高さ (cm)	20 (上部) 20 (下部)	15 (上部) 20 (下部)
Naボイド反応度 (\$)	5.3	5.9
ドップラ係数 (Tdk/dT)	-0.0057	-0.0045
定格時最大線出力 (W/cm)	398 (内側) 396 (外側)	411 (内側) 395 (外側)
定格時線出力制限値 (照射初期) (W/cm)	442 (内側) 438 (外側)	435 (内側) 433 (外側)
ガスプレナム長 (下部) (cm)	110	115

状況で、それを補うために大きな設計上の余裕を持たせた対応をとっていました。そこで、私たちはこれらデータの取得を進め、それらを十分に活用して、JSFR実用炉の炉心・燃料設計(図1-4、表1-1)を実施しました。MA含有率に関しては、FBR多重リサイクル組成ケースに加え、暫定的にMA含有率3 wt%を想定した軽水炉回収組成ケースを適用しました。

MA含有率の増加により、炉心設計では、Naボイド反応度の増加、燃料設計では、MA核種の α 崩壊によるHeガス生成増加によるガスプレナム長の延長、燃料融点・熱伝導度の低下による定格時線出力制限値の低下などの影響が認められました(表1-2)。ただし、ここで想定した1~3 wt%程度の範囲であれば、炉心・燃料仕様に変化をもたらすような影響は生じず、受け入れ可能な見通しが示されました。

今後、MA含有率の幅の評価のため軽水炉使用済燃料のリサイクルシナリオの検討を進めるとともに、MA含有燃料データの一層の拡充を進め、炉心・燃料設計に反映していく計画です。

●参考文献

Naganuma, M. et al., Development of Advanced Loop-Type Fast Reactor in Japan, (6) Minor Actinide Containing Oxide Fuel Core Design Study for the JSFR, Proceedings of 2008 International Congress on Advances in Nuclear Power Plants (ICAPP '08), Anaheim, CA, USA, 2008, paper 8082, p.526-535, in CD-ROM.

1-3 将来のFBR燃料の照射挙動を調べる

- Am含有MOX燃料の短期照射挙動 -

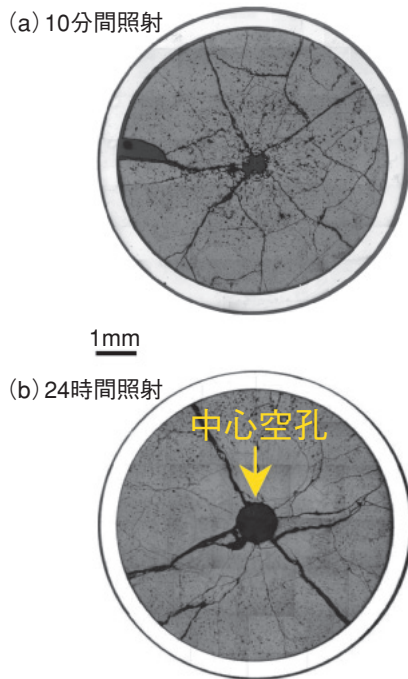


図1-5 照射後の5%Am-MOX燃料の横断面組織
10分間照射で既に組織変化が開始し、24時間照射後には中心空孔が発達します。

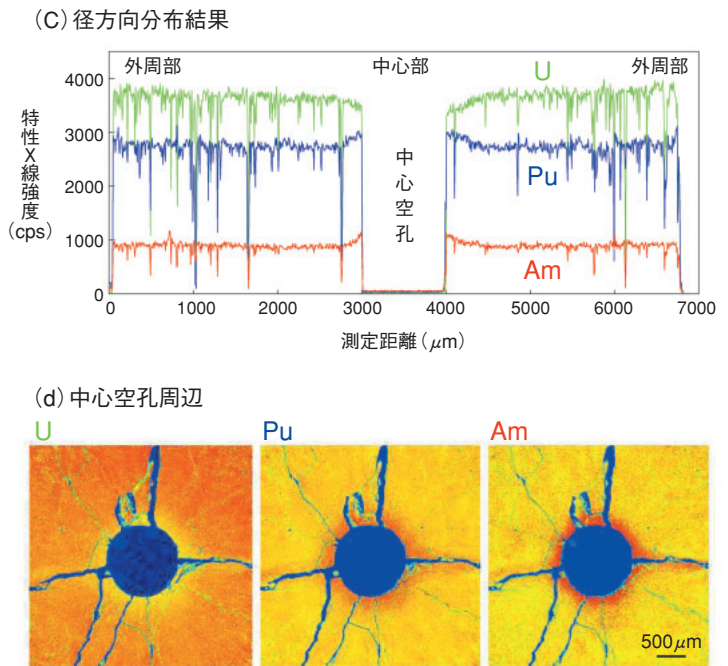


図1-6 24時間照射した5%Am-MOX燃料の元素分布
燃料組織変化の発達に伴い、燃料ペレットの中心部（中心空孔周辺）でPuとAmの濃度が増加しています（(d)では赤色の部分が高濃度領域）。

FBR実用化時の燃料形態のひとつとして、資源の有効利用、廃棄物発生量の低減を目指した低除染MA含有MOX燃料が注目されています。この燃料の開発に当たっては、照射による燃料中のアメリシウム (Am) などの再分布挙動データ及び被覆管内面腐食挙動データを取得することが必要です。

大洗研究開発センターでは低除染MA含有MOX燃料開発の一環として、「常陽」においてAmを最大5wt%含有するMOX燃料ペレットの照射試験 (Am-1) を実施しています。

Am-1は、最高出力状態を10分間及び24時間保持する試験「10分間照射」「24時間照射」並びに定常照射試験から構成されており、我が国で初めてのMA含有MOX燃料の照射試験です。現在までに、照射初期の燃料の挙動を把握するための10分間照射及び24時間照射を計画どおり終了しました。

最高線出力は約430W/cmであり、MA含有MOX燃料ペレットの照射実験では、世界最高の線出力条件を達成しました。この燃料の照射挙動を評価するため、燃料の組織観察やX線マイクロアナライザ (EPMA) による元素

分析などの照射後試験を行っています。

10分間照射では、高い線出力照射においても設計上の制限となる燃料溶融は見られず安定に照射されたことを確認し、ごく短期間の照射においても従来のUO₂燃料やMOX燃料と類似の形態を示す組織変化が進行していることが分かりました (図1-5 (a))。さらに、24時間照射すると中心空孔が大きく発達し、初期の燃料組織変化がほぼ完了していることが分かりました (図1-5 (b))。

燃料ペレットの径方向における元素分布をEPMAで測定した結果、FBR酸化物燃料に特徴的なプルトニウム (Pu) 再分布の発現が認められました。また、AmについてもPuと類似の分布を示し、燃料ペレットの中心部で高濃度化していることが明らかになりました (図1-6)。こうした燃料組成の変化は燃料性能に直結する燃料融点を低下させるものであり、照射中における燃料組成変化の把握は燃料性能評価手法の確立のために必要不可欠なものです。今後も定常照射燃料において長期間燃焼した燃料の健全性を確認する照射後試験を実施することで、低除染MA含有MOX燃料の性能評価及び健全性評価に資するデータを蓄積する予定です。

●参考文献

Tanaka, K. et al., Microstructure and Elemental Distribution of Americium-Containing Uranium Plutonium Mixed Oxide Fuel under a Short-Term Irradiation Test in a Fast Reactor, Journal of Nuclear Materials, vol.385, 2009, p.407-412.

1-4 時間変化する流体と構造との熱的なつながりを解く - T字合流配管部を対象とした非定常解析 -

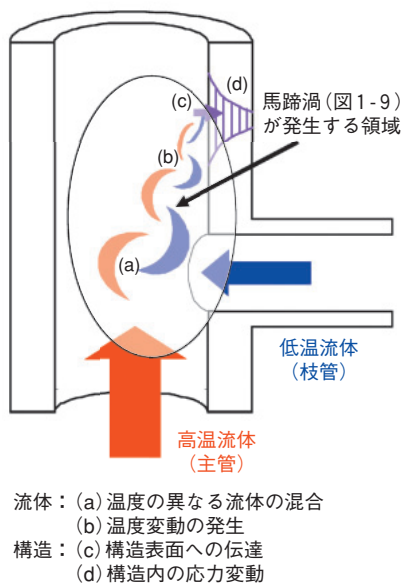


図 1-7 サーマルストライピング現象

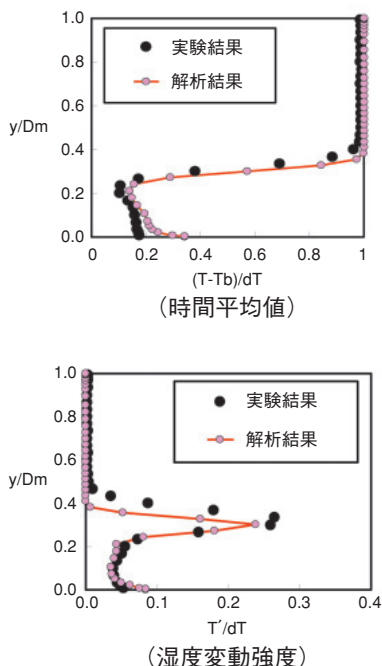


図 1-8 実験結果 (温度分布) との比較
合流点から75mm下流での鉛直方向分布

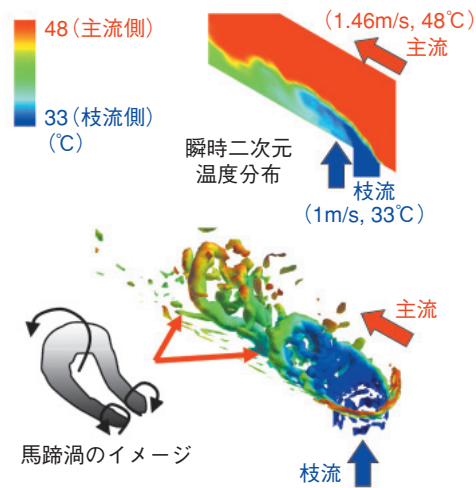


図 1-9 混合領域で生じる馬蹄状の渦(鳥瞰図)
回転流れの強さが一定となる面で描画しました。色は流体温度を示します。

私たちは、サーマルストライピング現象の解明及び構造物の健全性評価方法の構築に向け、実験研究及び解析研究を実施しています。

図 1-7 に、サーマルストライピング現象について T 字管を例に示します。まず、高温の流体と低温の流体が混合する (a) ことで流体の中に温度変動 (b) が生じます。この温度変動が流れによって構造物 (配管や容器など) 表面に伝わると (c)、構造物内部に応力変動 (d) が発生します。もとななる流体の温度変動の特性や構造物の性状によっては、構造物表面でのき裂の発生や発達したき裂から流体の漏えいに発展するなどの可能性があり、原子炉内の構造物の健全性を評価する上で重要な物理現象となっています。

最近の計算機能力の飛躍的な発達により、これまで実施困難であったサーマルストライピング現象の大規模解析や長時間の過渡解析 (時間を追って計算し、時々刻々と変化する物理データを取得) が可能となりました。そこで、原子炉内の曲がった複雑な形状に対応でき (境界適合座標系の採用)、時間変化する流れ場を効率良く解くことができ (ラージ・エディ・シミュレーション法の採用)、流体と構造との間の熱的なつながりを考慮して流体のみならず構造の中までも解析評価できる数値解析

コード (MUGTHES) を開発しています。この解析コードには、流体中の熱の移動と流れを計算する機能と、構造物中の熱の伝わりを計算する機能とがあり、流体と構造との熱的なつながりを考慮して計算することができます。長い時間変化を計算するために、支配方程式の解法を新しく構築し、更に最近の計算機では一般的となっている並列計算を可能にしました。

流体中の熱の移動と流れを計算する機能の検証として行った T 字合流配管部における水流動実験を対象とした解析結果の例を示します。図 1-8 に示す実験結果 (例として温度分布のみ) との比較から、解析結果の妥当性を確認することができました。さらに、図 1-9 に示すようにサーマルストライピング現象を理解する上で重要と考えられる大きな渦 (馬蹄状の渦) 構造が混合領域で発生することを明らかにし、混合メカニズムの知見を得ました。

今後は、流体と構造との間の熱的なつながりを扱った実験を対象として解析を行い、総合的な機能の検証及び予測精度の高度化を図るとともに、現在、概念設計が進められているナトリウム冷却高速増殖炉で問題となるサーマルストライピング現象の解析評価を実施する予定です。

●参考文献

Tanaka, M. et al., Thermal Mixing in T-Junction Piping System Concerned with High-Cycle Thermal Fatigue in Structure, The 6th Japan-Korea Symposium on Nuclear Thermal Hydraulics and Safety (NTHAS 6), Okinawa, Japan, 2008, PN6P1039, 8p., in USB flash drive.

1-5 合理的な高温機器の設計

—クリープ設計限界曲線を用いた高温構造設計領域の設定法—

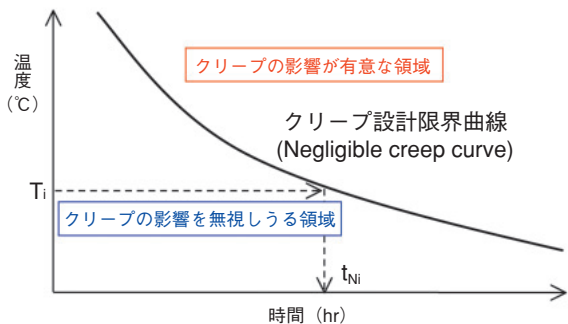


図 1-10 クリープ設計限界曲線の概念図

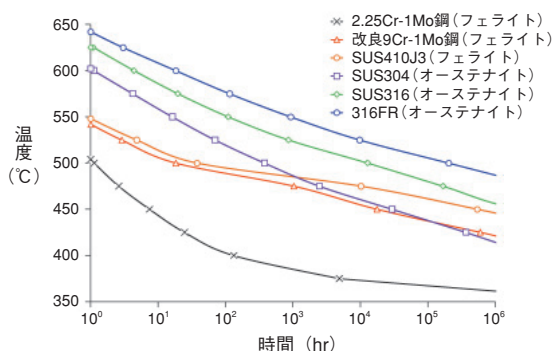


図 1-11 材料ごとに制定したクリープ設計限界曲線

FBRの主な機器は高温（約550℃）で使用されます。このためFBRの構造設計方針では、クリープの影響を考慮した設計評価法が開発され、このクリープの考慮の要否によって高温設計域と低温設計域に区分されます。この区分は、この設計評価法の開発時に構造材料として基準化された2.25Cr-1Mo鋼やSUS304の10万時間程度のクリープ特性に基づくもので、2.25Cr-1Mo鋼のようなフェライト系鋼で375℃、SUS304のようなオーステナイト系鋼で425℃を超える温度で使用する場合には、その使用時間にかかわらず高温設計領域に区分してクリープを考慮した保守的な設計をすることと定められました。

一方、FBRへの採用を目指して316FRや改良9Cr-1Mo鋼などの高温強度に優れた材料の開発がなされました。例えば、改良9Cr-1Mo鋼では、同じフェライト系鋼である2.25Cr-1Mo鋼に比べ2倍以上の10万時間クリープ強度を有します。しかしながら、これまでのフェライト系鋼、オーステナイト系鋼といった分類と、これらに対する一律の温度による区分では、非常に短い時間のみ高温領域に達する機器でもクリープを考慮した評価が必要となり、高温特性に優れた材料に対して過度に保守的になると考えられます。したがって、高温での強度特性を的確に反映し、クリープを考慮すべき設計領域とクリープ

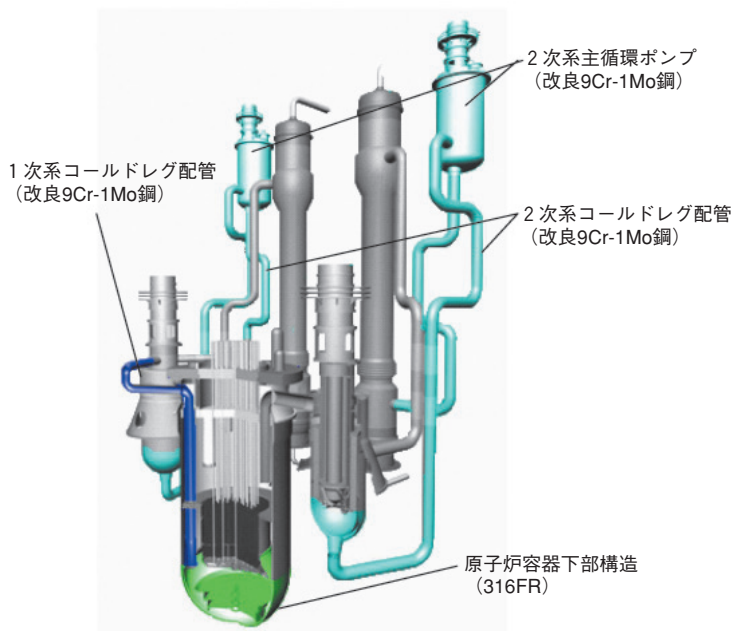


図 1-12 クリープ設計限界曲線により設計でクリープの考慮が不要とされることが想定される部位

の考慮が不要である設計領域の区分を、それぞれの材料に対して使用する温度と時間により与えることが合理的と考えました。

この考えに基づき提案したクリープ設計限界曲線の概念を図 1-10に示します。具体的には、対象とする機器を式 (1) によって判定し、これを満たす場合にはクリープを考慮しない設計を認めるものです。

$$\sum_{i=1}^n (t_i / t_{Ni}) \leq 1 \quad \dots\dots (1)$$

ここで t_i は温度 T_i で供用される時間、 t_{Ni} は温度 T_i においてクリープ効果が顕著でないと判定される最大時間、 n は想定される温度の数です。

この判定のために材料ごとに制定したクリープ設計限界曲線を図 1-11に示します。

私たちが独自に開発したクリープ設計限界曲線の採用により、低温で運転される機器では、高温での累積使用時間が短時間であれば、クリープの影響を考慮した設計が不要となります（図 1-12）。これにより設計手順の簡素化や設計の合理化を図ることができ、設計コストの低減並びに設計の自由度や経済性の向上が期待されます。

●参考文献

Ando, M. et al., A Comparative Study of Negligible Creep Curves for Rational Elevated Temperature Design, Proceedings of the 2009 ASME Pressure Vessels and Piping Division Conference (PVP 2009), Prague, Czech, 2009, paper PVP2009-77232, in CD-ROM.

1-6 高温配管の健全性確認の性能向上に向けた挑戦 — 配管減肉モニタリングセンサの開発 —

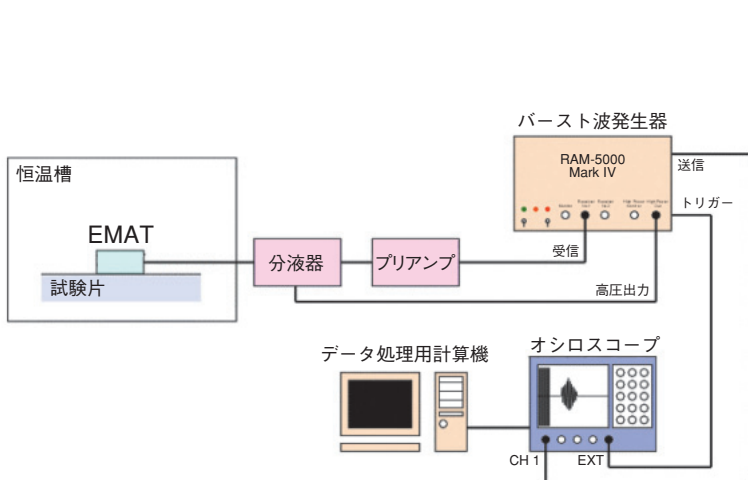


図 1-13 測定システム

表 1-3 開発目標

最高温度	200℃
耐久性	200時間
検出限界	4mm以下
測定精度	±0.3mm以下
材質	炭素鋼

従来、我が国の原子力発電所は、一律13ヶ月以内に一度プラントを停止して分解点検に重点を置いた定期検査を実施していました。しかし、対象箇所ごとに科学的合理性に裏づけされた間隔での保全活動や検査を行うべきとの考え方から、2009年に施行された新検査制度による保全プログラムが適用されることになりました。これにより、安全性と稼働率をともに向上させる保全活動が可能となりました。

従来の状態監視研究は、モーターなどの動的機器の状態監視技術の研究が主でした。しかし、最近では配管などの静的機器の状態監視にも関心が集っています。運転中配管をモニタリングするには、保温材下にセンサを固定しますが、これらは高温耐久性があり、1プラントに数千とも数万とも言われる測定点に取り付けるために安価なセンサであることが要求されます。

そこで、本研究は永久磁石とコイルとから構成される電磁超音波探触子 (EMAT: Electromagnetic Acoustic Transducer) を使った、配管モニタリング用センサの開発を行いました。EMATは、シンプルな構造であるため、耐久性に優れ安価です。また、測定対象の炭素鋼には、

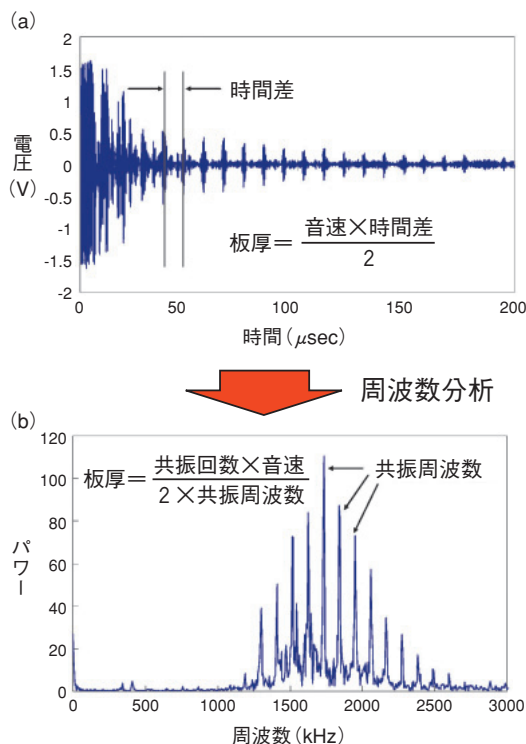


図 1-14 測定データ

従来は、周波数を掃引し、共振周波数を求めましたが、本手法は広帯域の周波数で超音波を送信し、受信波形を周波数分析することで共振周波数を求めることから測定時間も短縮されます。

永久磁石の保持力により特殊な治具や固定方法を行わなくても自己保持することが可能です。そこで、表 1-3 に示す開発目標下で配管減肉モニタリング可能なセンサを目指しました。EMAT受信データは、図 1-13 のように計算機に取り込めます。

ここで板厚を測定する二つの方法があります。一つは音波の反射間隔に音速を乗じて板厚を算出する方法 (図 1-14(a)) で、これは厚い板厚に対して有効です。もう一つは受信信号の周波数成分を分析し、共振する周波数と音速から測定する方法 (図 1-14(b)) で、こちらは薄い板厚に対して有効です。このように同じ受信データから異なる手法で板厚を測定することにより、広い範囲の板厚で 2 mm ± 0.1 mm の精度 (検出限界目標は 4 mm ± 0.3 mm) を達成しました。また、実際に高温 (200℃)、200時間の耐久試験も実施し、高温でも板厚測定が可能であることを確認しました。

今後、これらのセンサを配管に取り付け、運転中も監視することで、配管の健全性確認の経済性及び精度の向上に貢献できます。

●参考文献

Tagawa, A. et al., Investigation of the On-line Monitoring Sensor for a Pipe Wall Thinning with High Accuracy, E-Journal of Advanced Maintenance vol.1, no.1, 2009, p.52-62.

1-7 ナトリウムの燃え方に迫る

—初期の表面酸化反応で生成するユニークな酸化物成長への影響因子—

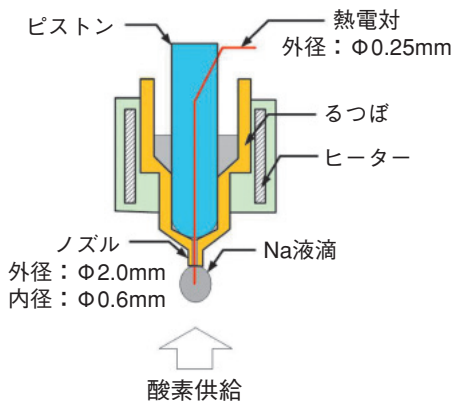


図 1-15 Na液滴燃焼試験装置



図 1-16 Na燃焼の事象推移 (酸素濃度20%の場合)

始めに表面酸化反応を主体とした事象があり、反応が継続するとやがて反応熱で液体Naの温度が上昇して液相から気相に蒸発したNa蒸気と雰囲気中の酸素が反応する気相反応に推移します。

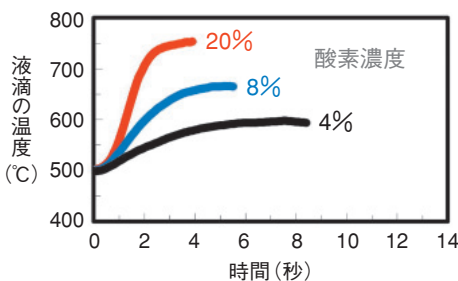


図 1-17 液滴内部温度



図 1-18 柱状酸化物の成長の様子

液体Naの表面の反応では、柱状酸化物が、酸素の供給される方向に向かって自ら成長していきます。

FBRでは、万が一冷却材のナトリウム (Na) が漏えいした場合でも、原子炉を安全に停止し炉心を冷やし、放射性物質を施設内に閉じ込めるように設計されています。例えば2次系のNaが漏えいして雰囲気中の酸素などと反応し酸素濃度や温度などの条件が整うと燃焼しますが、窒息や冷却によってNaの燃焼を終息させます。このような、事故時の反応を想定しても、プラントの安全性が担保されるように設計する必要があり、その評価を行うためには、Naの燃焼過程を詳しく明らかにする必要があります。

図 1-15に示すような試験装置を使い、酸素とNaの反応面が観察しやすいように、Na液滴の下から酸素を供給して反応させ、その挙動を高速カメラで観察すると同時に液滴内部の温度を計測しました。この同時計測により表面の酸化物の生成・成長状況と内部温度の対応をとることが可能になりました。Na液滴の燃焼では、液滴の表面の酸化反応から次第に気相反応に推移します (図 1-16)。

液滴温度は、酸素濃度条件によって発熱と放熱がバランスする温度があり、酸素濃度が高いほど、液滴のバランス温度が高くなることが分かります (図 1-17)。

これらの観察と測定の結果から、反応初期の表面酸化で液体Naの表面は白色の酸化物で覆われ、気相反応に移行するまでの間に酸化物上にユニークな柱状の反応生成物が生成・成長するという現象の推移が見られました。また、この酸化物は酸素濃度や初期のNa温度が低いほど大きく成長することが分かりました。

この柱状の酸化物の成長を観察するため、平板上の金網に付着させたNaに酸素を吹き付けて反応させ、真横から高速カメラで撮影しました。これらの観察から、柱状酸化物は未燃焼のNaを酸素との反応界面に供給して燃焼を継続させる働きをしていることが分かりました (図 1-18)。

この研究は、Na酸化反応における反応生成物の生成条件、成長メカニズムの理解から燃焼に寄与するNaの質量移行機構を把握することによって、燃焼解析手法の高度化などに活用していきます。更には、様々なプラント環境下におけるNaの反応現象の理解が望まれていますので、このような要素的な試験から燃焼メカニズムの解明につなげていきたいと考えています。

●参考文献

Nishimura, M. et al., Oxidation Behavior of Liquid Sodium Droplet before Combustion : Dependency of Initial Temperature and Oxygen Fraction, The 7th International Topical Meeting on Nuclear Reactor Thermal Hydraulics, Operation and Safety (NUTHOS-7), Seoul, Korea, 2008, paper 230, 12p., in CD-ROM.

1-8 巨大地震時の免震装置の終局挙動を把握する

— 水平免震システムの免震効果確認と終局挙動試験 —



図 1-19 水平免震システムの試験状況

積層ゴムの破断までの震動台試験としては、世界最大規模の試験を行いました。この試験により、暫定設計地震動に対する免震効果を確認するとともに、暫定設計地震動の4倍以上の入力に対する免震システムの終局挙動データを取得しました。

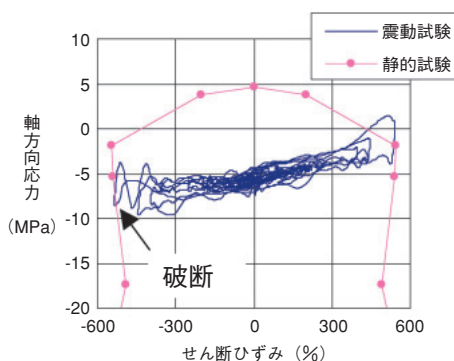


図 1-21 破断時の応力状態

実線は、積層ゴムが破断した試験での軸方向応力とせん断ひずみの関係を示しています。桃色のプロットは、静的荷重試験で得られた破断限界です。震動試験においても、積層ゴムは、この破断限界を超えたときに破断することを確認しました。

FBRプラントの設計において、地震荷重の大幅な低減による内部機器の安全性向上を目的として、原子炉建屋を積層ゴム免震装置で支持する水平免震構造の導入を検討しています。設計地震動を超える巨大な地震に対する免震プラントの応答特性を把握し、裕度評価手法を確立することを目的として、財団法人電力中央研究所と共同でFBR水平免震プラントの終局挙動試験を実施しました。

免震効果は、建物の下部に設置する柔らかいばね（積層ゴム）によって、建物がゆっくり揺れるようにする（加速度を小さくする）ことで得られます。積層ゴムの荷重と変位の関係は荷重が比較的小さい領域ではほぼ線形であり、設計地震動に対してはこの線形領域内で応答するように（適切な裕度を持たせて）設計されます。荷重が大きくなると、ゴムの剛性が硬くなる（ハードニング）ため、免震装置としての応答低減効果はなくなり、やがてゴムが破断することになります。本研究においては、免震構造の終局状態である積層ゴムのハードニング域における応答低減効果の喪失と積層ゴムの破断挙動に関するデータを取得します。

今回の試験は、実際の免震プラントにより近いスケー

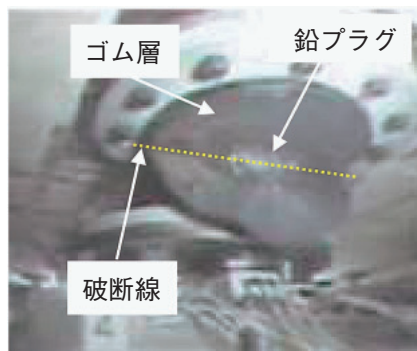


図 1-20 積層ゴムの破断の瞬間

積層ゴムが破断する瞬間をとらえた写真です（試験時のビデオ映像から）。積層ゴムの破断はゴムの端部から発生しており、破断時にはゴムの中央の鉛プラグの破片が飛び出しました。

ルでの終局挙動データを取得するため、世界最大級の三次元震動施設である独立行政法人防災科学技術研究所の「E-ディフェンス」を用いました。試験体は、質量約600tの上部構造とこれを支持する外径505mm（想定実機の約1/3サイズ）の鉛プラグ入り積層ゴム6体で構成されます（図1-19）。震動台試験は、まず暫定的に設定した設計地震動による加振試験により、免震構造による応答加速度の低減効果を確認しました。その後、設計地震動の最大加速度レベルを増加させて積層ゴムのハードニング挙動及びゴムの破断現象を把握する終局挙動試験を行いました。本試験の場合、積層ゴムは暫定設計地震動の4.0～4.8倍で破断し（図1-20）、そのときの破断ひずみは550～600%程度でした。破断時の軸方向応力とせん断ひずみの関係（複合応力状態）は、積層ゴム単体の静的荷重試験で得られた破断限界曲面と良く対応することを確認しました（図1-21）。

今回取得した直径505mmの積層ゴムの破断試験データは、前例のない規模であり貴重なものです。今後は、本データを活用して免震プラントの裕度評価手法の整備を進めていきます。

●参考文献

Kitamura, S. et al., Shaking Table Tests with Large Test Specimens of Seismically Isolated FBR Plants Part1: Response Behavior of Test Specimen under Design Ground Motions, Proceedings of the 2009 ASME Pressure Vessels and Piping Division Conference (PVP 2009), Prague, Czech, 2009, paper PVP2009-77614, 8p., in CD-ROM.

1-9 使用済燃料を効率良く溶かす

—FBR燃料再処理向け回転ドラム型連続溶解槽の開発—

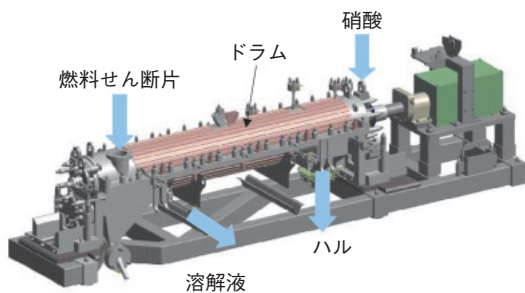


図 1-22 回転ドラム型連続溶解槽

使用済燃料せん断片をドラムの一端から受け入れ、他端から硝酸を連続供給し、ドラムを揺動させながら溶解を行います。内部は螺旋構造となっており、ドラムの回転によってせん断片は硝酸供給側へ移動し、ハルとして排出されます。

FBR燃料再処理に適した溶解槽として高Pu富化度に対して臨界安全形状管理の面で有利な回転ドラム型連続溶解槽の開発を行っています。せん断された使用済燃料を内部が螺旋構造からなる長さ数mの回転ドラムの一端に受け入れ、他端から硝酸を連続供給して燃料と溶解液を向流接触させるとともにドラムを揺動及び回転させることにより燃料の溶解とハル（被覆管せん断片）の排出を効率良く行うことを目指しています（図1-22）。

先進湿式法再処理（NEXT）プロセスではウランの回収に晶析プロセスを採用することから、金属イオン濃度の高い溶解液を得る必要があります。そのため従来よりも燃料ピンを短尺でせん断することによって粉化率を高めた燃料を受け入れ、硝酸溶解を効率良く行うこととしています。図1-23は燃料の粉化率をどの程度とすれば効率の良い溶解が行えるかを照射後燃料を用いたホットセルでの溶解試験により調べたものです。粉化燃料では3cmせん断燃料に比して明らかに高い溶解速度が得られること、更に粒径2mm以下まで粉化すれば十分な溶解時間短縮の効果が得られることが分かりました。

また、溶解槽は高温の硝酸環境下（約95℃，最大12N）で使用されるため材料の腐食に対する配慮が必要となり

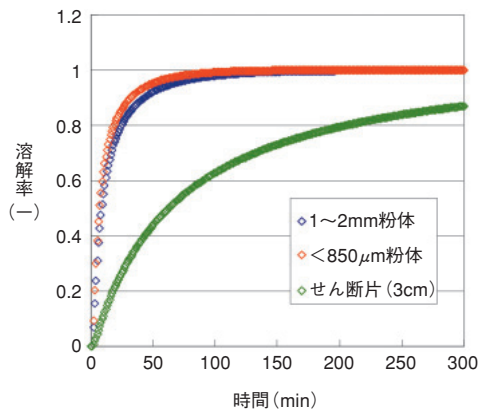


図 1-23 照射後燃料溶解試験結果
粉化燃料と3cmせん断片燃料との明確な溶解速度の違いが見られます。燃料が粒径2mm以下にまで粉化されていれば十分な溶解時間の短縮が図れることが分かりました。

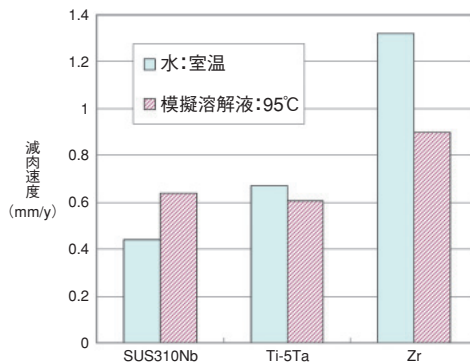


図 1-24 高耐食性材料の擦過腐食による減肉速度
連続溶解槽の揺動及びドラム内滞留物を模擬した擦過腐食速度は、SUS310Nb≒Ti-5Ta<Zrの順となり、静的腐食(湿食)の知見とは反対の結果を示しています。

ます。回転ドラム型連続溶解槽の場合は、ドラムが一定の周期で揺動及び回転することでドラム内のハルが移動するため、ドラム内面のハルによる擦過腐食も考慮して、適切な腐食代を設定する必要があります。そこで実際の揺動と溶解条件を模擬した試験装置と模擬ハル（SUS316）を用いて再処理用機器材料によく使用されるZr、Ti-5Ta、SUS310Nbの擦過腐食性の評価を行いました。図1-24に示すように、静的な腐食環境では高耐食性を示すZrの擦過腐食性が大きいことを明らかにしました。また、水中での擦過磨耗は材料の硬さを反映した結果となっていますが、模擬溶解液（硝酸溶液）中ではTi-5TaとSUS310Nbの減肉速度はほぼ同等であり、擦過磨耗を伴う腐食においては擦過による不動態皮膜の破壊と静的腐食（湿食）による皮膜生成の複合作用を考慮した材料選定の必要性が示されました。

現在処理能力50t/y規模の装置を開発中ですが、今後は以上のような溶解速度や材料腐食に関する知見に加え軸受に関する開発成果などを総合し、200t/y規模施設に対応した処理能力を有する回転ドラム型連続溶解槽の設計を進めていくこととしています。

●参考文献

Katsurai, K. et al., Development of Highly Effective Dissolution Technology for FBR MOX Fuels, The Nuclear Fuel Cycle: Sustainable Options & Industrial Perspectives (GLOBAL 2009), Paris, France, 2009, paper 9219, p.108-112, in CD-ROM.

1-10 シンプルにアクチニド元素の原子価を制御 -U-Pu-Np共抽出プロセスの開発-

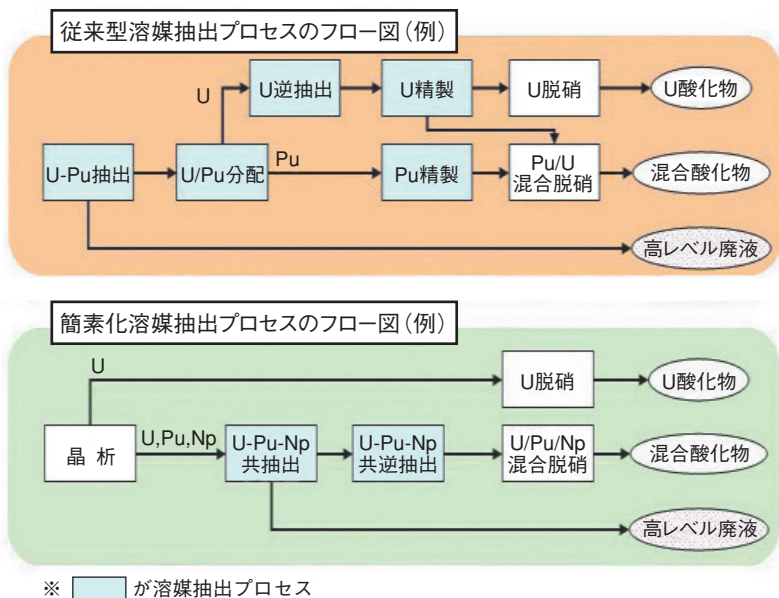


図 1-25 従来型溶媒抽出プロセスと簡素化溶媒抽出プロセスの比較
従来型溶媒抽出プロセスでは、U、PuをTBPで抽出したあと、Puのみを逆抽出してUとPuを分配し、最後にUを逆抽出します。簡素化溶媒抽出プロセスでは、晶析法により適量のUを先に回収したものを対象に、U-Pu-Npを一括でTBPに抽出、逆抽出します。

先進湿式法再処理技術開発の一環として、U、Pu、Npを一括回収する簡素化溶媒抽出プロセスの開発を行っています（図 1-25）。簡素化溶媒抽出プロセスは、晶析プロセスの適用を前提に、従来型溶媒抽出プロセスと比較して取り扱う核燃料物質量が少なく、かつU/Pu分配工程を削除することによりPuを常にU等とともに存在させる（Pu単独では存在しない）抽出プロセスの構築が可能で、廃棄物発生量の低減、コスト削減、核拡散抵抗性向上の効果が得られるものと期待されています。

リン酸トリブチル（TBP）に対するU、Puなどアクチニド元素の抽出性は原子価により異なります（表 1-4）。従来の再処理では、抽出性の電荷状態であるU（VI）とPu（IV）でTBPに抽出し、還元剤によりPuのみを難抽出性のPu（III）に還元して逆抽出します。Uは硝酸濃度の低い硝酸により逆抽出します。先進湿式法再処理では、一部のUは晶析法によりあらかじめ分離回収し、還元剤を用いた分配を行わず、UとPuを一括して逆抽出します。一方、Npは硝酸溶液中で抽出性のNp（IV）、Np（VI）と難抽出性のNp（V）で存在し得るので、原子価を適切

に制御することにより抽出、逆抽出をすることができます。原子価制御に酸化還元剤を用いた場合は、処理する溶液の組成に応じた調整が必要となったり、使用試薬の種類が増えたりしてしまいます。私たちは、酸化還元剤を用いることなく硝酸濃度の調整のみのシンプルなNp原子価制御によって、U-Pu-Npを一括回収するプロセスを開発しています。硝酸濃度のみの調整で簡単に原子価制御できれば、TBPと硝酸のみが使用され、その他の試薬を必要としない簡素なプロセスとなります。

高レベル放射性物質研究施設（CPF）では「常陽」の照射済燃料を用いてU、Pu、Npを一括回収する試験研究を実施しています。抽出装置には、FBR燃料再処理用として私たちが開発している遠心抽出器の知見を利用して製作した小型遠心抽出器を使用しています。本試験研究により、抽出工程へ供給するフィード溶液、洗浄液のどちらかを高硝酸濃度化するシンプルな調整により、U-Pu-Npを一括で回収できることが分かりました。

今後は、除染係数の向上、使用試薬量の低減等の観点からプロセス条件の最適化を図っていく予定です。

表 1-4 原子価と抽出性
各アクチニド元素の硝酸溶液中で取り得る原子価を◎○で示します（◎は特に安定な原子価）。TBPに対するアクチニド元素の抽出性は原子価により異なります。

		元素					抽出性
		U	Np	Pu	Am	Cm	
原子価	+3			○	◎	◎	難
	+4	○	○	◎			易
	+5		◎				難
	+6	◎	○	○			易

●参考文献

Nakahara, M., Sano, Y., Nomura, K. et al., Uranium, Plutonium and Neptunium Co-Recovery with Irradiated Fast Reactor MOX Fuel by Single Cycle Extraction Process, Proceedings of 3rd International ATALANTE Conference (ATALANTE 2008), Montpellier, FRANCE, 2008, 5p., in CD-ROM.

1-11 簡素化ペレット法燃料製造技術の実用化への研究開発 — マイクロ波加熱(脱硝)における沸騰挙動のメカニズム解明(容器形状の影響) —

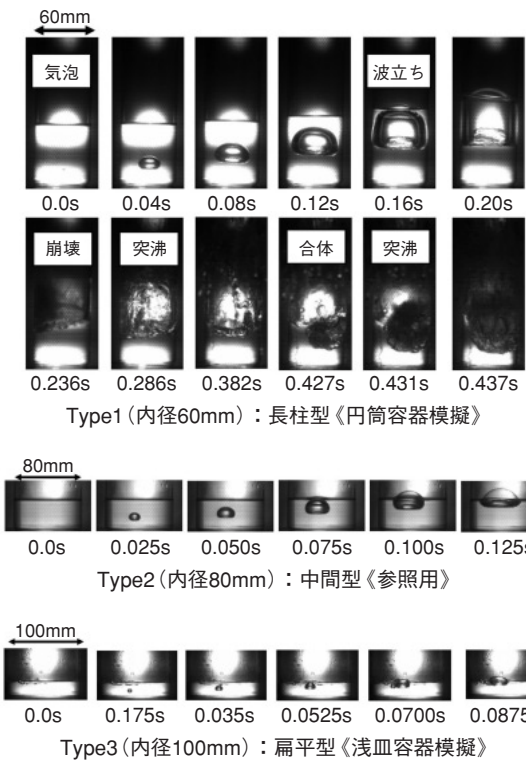


図 1-26 マイクロ波加熱の突沸現象観測
(Type1, 2, 3) : 水量150mℓ一定

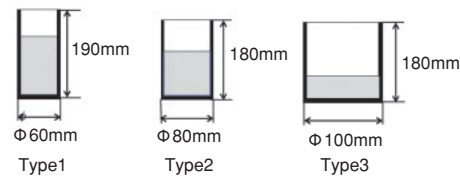


図 1-27 実験用容器 (3 タイプ)

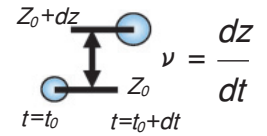


図 1-28 気泡浮上速度 v の求め方

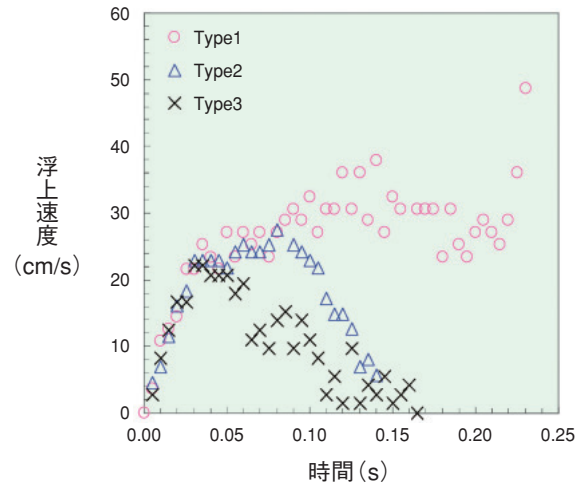


図 1-29 気泡の浮上速度 (容器形状による相違)

FBRの実用化のためには燃料製造のコストの低減と量産化が不可欠です。「実用化戦略調査研究フェーズII」では、簡素化ペレット法燃料製造(工程の簡素化:粉末混合工程の削除などを含む)における量産規模の設計案とし、円筒形状のマイクロ波加熱(脱硝)容器を複数並べて配置したターンテーブル方式(装置コンパクト化が特長)が提案されました。従来の扁平型の浅皿容器と長柱型の円筒容器の特徴を定量的に比較し、適合性を判断する必要が生じました。

沸騰や噴き上げ(突沸)事象を解明する目的で、水のマイクロ波加熱時に生じる沸騰挙動をPIV(粒子画像流速測定法)可視化手法により観測しています。対流型の通常加熱では、容器内面の傷の部分に小さな気泡が生じ(不均質核生成)、それがトリガーとなり100℃で沸騰に至りますが、傷がなければ水中に気泡発生のための核を生成しなければならず、300℃以上の高温で沸騰が生じます(均質核生成)。これに対し、放射型のマイクロ波加熱では、任意の一点に均質核が生成されるため、表面に依存することなく100℃で沸騰が生じます。通常加熱とは顕著に異なるマイクロ波加熱による沸騰の特質は、筑波大学との共同研究を通じて明らかになり、この分野における世界初の成果です。

観察の結果、容器形状の相違(図1-26, 図1-27)により沸騰状況が異なることが分かりました。Type 1では単一気泡が発生し、時間とともに成長して水面に波立ちが生じます。次いで気泡下部が崩壊し、突沸に至ります。気泡崩壊後に微小気泡が膨張しながら合体し、二度目の突沸が発生します。Type 2では単一気泡が発生し、成長過程で気泡の下部に摂動が生じて水面に波立ちが発生します。膨張した気泡が水面に接した時点で気泡上部の液膜が薄くなり、崩壊が起こり、細かい気泡が多く発生します。Type 3も同じ挙動ですが、水面の波成ちは微弱です。扁平・中間型容器では気泡が水面上で崩壊して突沸が生じないのに対し、長柱型容器では水面下で気泡が崩壊して突沸が起こることが確認されました。浅皿が優位性を呈する根拠です。

扁平型の場合は20cm/s程度(図1-28, 図1-29)であるのに対し、長柱型の場合は50cm/sに達します。浮上速度は容器形状のみならず、気泡が壁面に接触するか否かによって異なることも確認しています。浮上速度と吹き上げ高さの関連に注目しているところです。

今後、硝酸プルトニウム/ウラン混合溶液の物性値を考慮し、マイクロ波脱硝条件の最適化及び容器形状の選定を進めます。

●参考文献

Hori, S., Abe, Y., Suzuki, M. et al., On the Nucleation Behavior of the Solution by the Microwave Direct Heating, Proceedings of 17th International Conference on Nuclear Engineering (ICONE 17), Brussels, Belgium, 2009, ICONE17-75653, 5p., 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、原子力発電で発生する高レベル放射性廃棄物を、何万年という超長期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以深の安定な岩盤の中に粘土（緩衝材）で包み込んで埋設するのが地層処分です（図2-1）。

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、社会の信頼を得ながら進めていくことが重要です。そのため、私たちは様々な観点から、地層処分の信頼性を更に高めていくための基盤的な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に二つの深地層の研究施設設計を進めています（図2-2）。既に、地上からの調査を終了し、現在は地下に坑道を掘りながら、地上からの調査の妥当性などを確認しています。地下の坑道は、深地層の環境や研究現場を体験する場としても活用します。また、深地層の長期的な安定性を評価するため、地下に潜んだマグマを地上から検知する技術や将来の地形変化をシミュレーションする技術など、天然現象の研究を併せて行っています。

一方、茨城県の東海村では、人工バリアや放射性物質の長期挙動に関する実験データなどをもとに、深地層の研究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手法の高度化を図っています。2008年度には、長期腐食試験に基づくオーバーパックデータベース

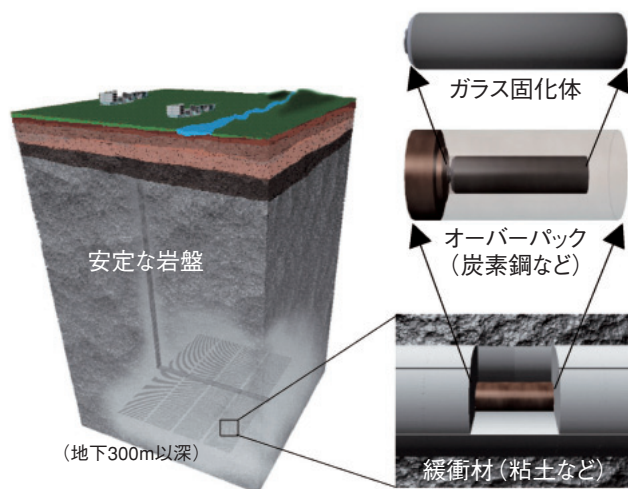


図2-1 地層処分システムの基本概念

の試作や世界初の試みとして信頼度情報を付与した核種移行データベースの開発などを行いました。

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。

地層処分事業については、2035年頃の操業開始を目標に、候補地が公募されているところです。私たちは、我が国の地層処分計画が円滑に進められるよう、処分事業や規制のニーズ、社会の動向などを見定めながら、深地層の研究施設設計画を中心とする基盤的な研究開発を着実に進め、処分事業と安全規制を支える技術基盤を継続的に強化していきます。



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体系化 —知識マネジメントシステムの開発—

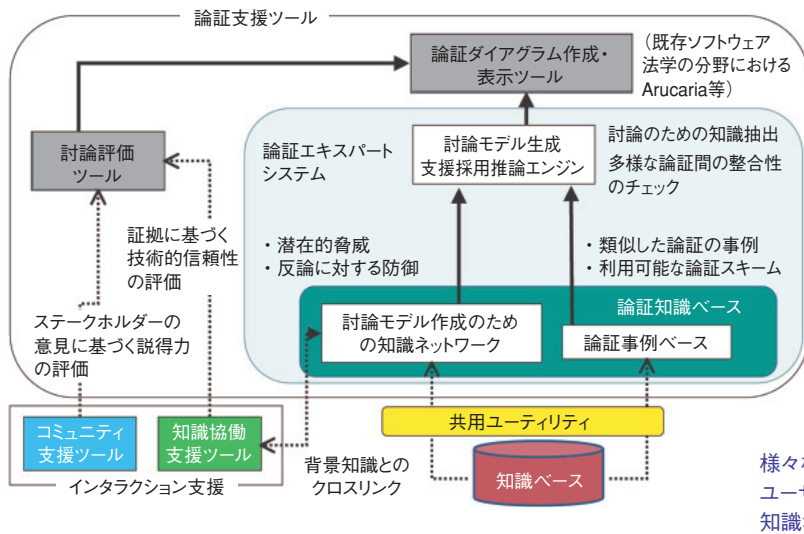
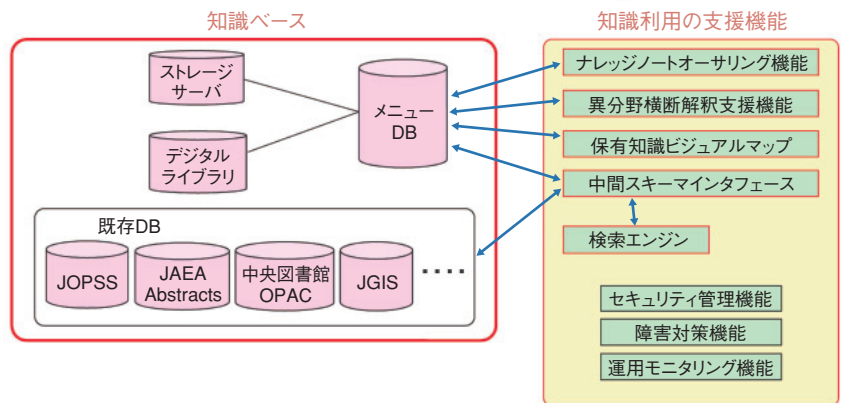


図 2-3 地層処分技術に関する知識マネジメントシステムの全体像

様々な局面でのユーザーによる知識利用



図 2-4 知識ベースとユーザー支援機能



地層処分技術にかかわる「知識」は、データベース、文献、ソフトウェアなどの「形式知」から、専門家の頭の中に蓄えられている経験、ノウハウなどの「暗黙知」まで、多岐にわたります。また、関連する知識は数10年以上にわたる処分事業期間中に増加し続けます。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、これらの知識を総動員することが必要ですが、単に多量の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、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。このような地層処分技術の鍵となる知識を適切に管理することを目的に、知識マネジメントシステムの開発を進めています。これは、既存の検索ツールなどで対応できるものではなく、最新の情報技術及び知識工学的な方法論などを最大限に活用する必要のあるチャレンジングな仕事です。

図 2-3 に、知識マネジメントシステムの全体像を示します。本システムの主要な要素は知識ベースとマネジメント機能です。知識ベースでは、研究開発で得られたデータ、ソフトウェア、情報、知見を構造化するとともに、

専門家の暗黙知に依存する部分をできるだけ引き出してエキスパートシステムなどの形で組み込んでいきます。マネジメント機能としては、知識ベースに格納されている知識が、安全性の説明という観点からどのように利用されるのかを透明性をもって示すための論証支援機能（「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（討論モデル）で表現）などが中心となります。

一方、地層処分事業者や規制機関だけではなく、政治家や一般の方といった幅広いユーザーにとって使いやすいシステムにするために、図 2-4 に示すように、ユーザー支援機能を充実させます。すなわち、最新の技術を最大限活用したパワフルで効率的な検索機能を適用するとともに、異なる専門分野間での用語の違いなども解釈して多種多様な知識の中から求める知識を効果的に抽出する機能（異分野横断解釈支援機能）などを持たせます。

私たちは、このような知識マネジメントシステムを社会共有の知的財産とすべく、2010年にプロトタイプを公開する予定です。

●参考文献

日置一雅, 知識マネジメントシステムの開発, 原子力eye, vol.54, no.7, 2008, p.31-33.

2-2 岩石亀裂中の地下水の動きを探る — 光学的手法による亀裂中の定量計測について —

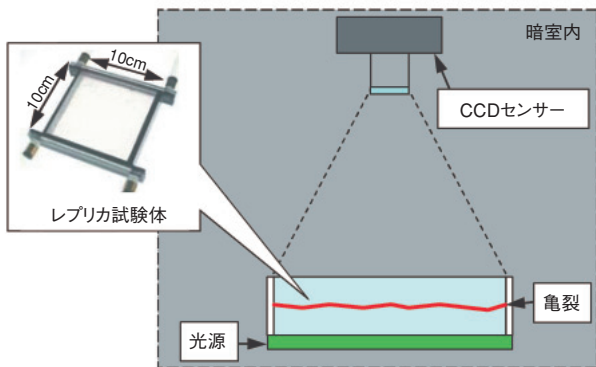


図 2-5 亀裂の光学的計測装置
光源からの光が亀裂を通過するにつれて強度が減衰する量を CCD センサーで計測します。

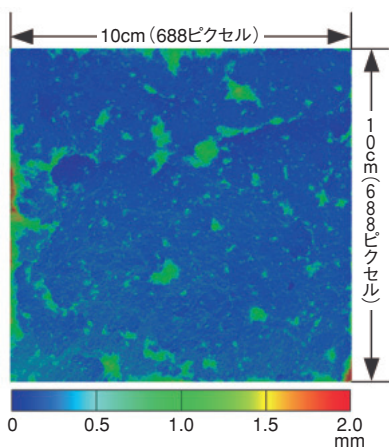


図 2-6 開口幅計測結果例
10cm×10cmの亀裂の各点の開口幅を CCD センサーの解像度に応じて計測できます。

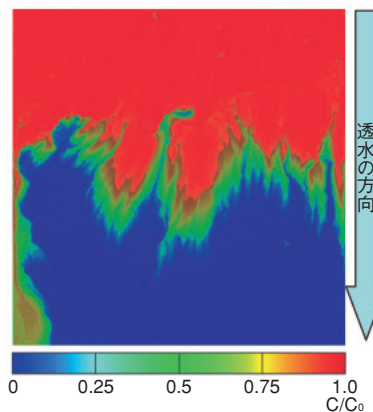


図 2-7 トレーサー濃度分布
一定濃度の染料トレーサーを上辺から一定流量で注入したあとの亀裂中の濃度比(注入濃度で規格化)分布を計測できます。

放射性廃棄物地層処分の安全評価は、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に基づいて行われます。地下水流動や核種移行の評価には、様々な地層や岩石の特徴に応じて適切なモデルが選択されます。花崗岩のように硬く空隙が少ない岩石の場合、地下水は主に岩石中の亀裂や断層などを流れます。このような地層を対象とした評価では、個々の亀裂を一枚の平行平板で近似したモデルが一般に広く用いられます。実際には亀裂は複雑な形状で、地下水流動や核種移行に寄与する場となる亀裂は不均質に分布します。そこで、平行平板モデルを複数組み合わせることで地層中の不均質な移行経路を表現することが可能となります。このように亀裂を平行平板モデルで表現した際には、透水特性や物質移行に寄与する開口幅などのパラメータの代表値をいかに設定するかが課題のひとつとなっています。

そのため、実際に複雑な形状の亀裂の開口幅の分布を計測すると同時に、亀裂中の水の流れを計測する装置(図 2-5)を開発しました。これは、単一の亀裂を含む透明のレプリカ試験体と、亀裂中の開口幅の分布と水の流

れを光学的に計測する装置で構成されます。レプリカ試験体は、10cm角程度の岩石試料の亀裂の上下面をシリコン樹脂で型取りし、透明の樹脂で複製を作成します。光学的な計測には、一定の強度の光を照射する光源と、レプリカ試験体を亀裂面に垂直に通過した光の強度を観測する高解像度かつ高感度の CCD センサーを使用します。一般に光の強度は、光が通過する媒体中の光を吸収する能力と媒体の厚さに依存して減少します。亀裂に一定濃度の染料トレーサーを充てんさせて光強度の減衰を計測すると、個々の点の亀裂の開口幅(図 2-6)が計測できます。開口幅の分布が計測できれば、染料トレーサーを使って亀裂中の流れを可視化するだけでなく、その濃度分布の経時変化を定量的に計測することができます(図 2-7)。

このような亀裂の開口幅分布とトレーサー濃度分布の定量的な実験データは、これまで先行的に実施されてきた数値解析的な研究を検証する貴重なデータのひとつで、このようなデータの公開も行っています。今後は、様々な形状の亀裂を対象にデータの拡充を図る予定です。

●参考文献

佐藤久, 澤田淳, 光学的手法による単一亀裂内測定データに基づく水理物質移行特性評価手法の検討, JAEA-Research 2008-067, 2008, 32p.

2-3 断層が将来放射性廃棄物の処分場に走ったとしたら？ —人工バリアせん断応答特性把握に向けた試験とモデル開発—



図 2-8 1/20縮尺規模の人工バリア模型を用いたせん断試験装置



図 2-9 せん断試験結果

我が国の地層処分では、高レベル放射性廃棄物を金属製オーバーパックに封入し、その周囲にベントナイト（粘土）の緩衝材を敷設することによって人工バリアを形成します。オーバーパックは少なくとも1000年間は廃棄物を確実に密封隔離できるよう設計されます。

法律に基づき、処分場は三段階の立地選定プロセスを経て建設されます。現在、国の地層処分研究開発は、その第二段階の地上からの調査（概要調査）に基づく精密調査地区の選定に資することを目的としています。精密調査地区は、概要調査により処分場に影響を与える断層が存在する地区が含まれないように選定されますが、地表では規模の小さい地震を引き起こす断層の痕跡は失われやすく、結果として見落とす可能性があります。このため断層が仮に将来処分場を横切って発生したら、廃棄物を含め人工バリアがどうなるかという懸念が生じます。私たちは、実際の約1/20縮尺模型を用いた人工バリアせん断試験（図2-8）を通じ、その現象や挙動の解明に取り組んでいます。これまで地表で確認されている断層の頻度から、調査時に見落とす可能性のある断層は、せん断速度1m/s、変位1m（緩衝材厚さの約140%に相当）

表 2-1 実施した人工バリアせん断試験の条件

せん断速度	装置上のせん断変位 (緩衝材厚さとの比)	ケースNo. (再現性確認のため同条件を2回)
0.1m/s	40mm (80%)	Case-1/Case-2
0.01m/s	70mm (140%)	Case-3/Case-4

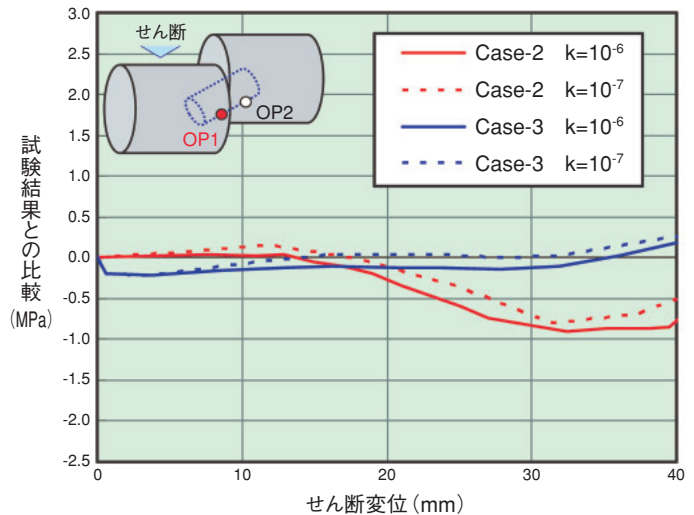


図 2-10 試験結果と解析結果との比較

kは計算に用いた周囲岩盤の透水係数(m/s)を指しています。

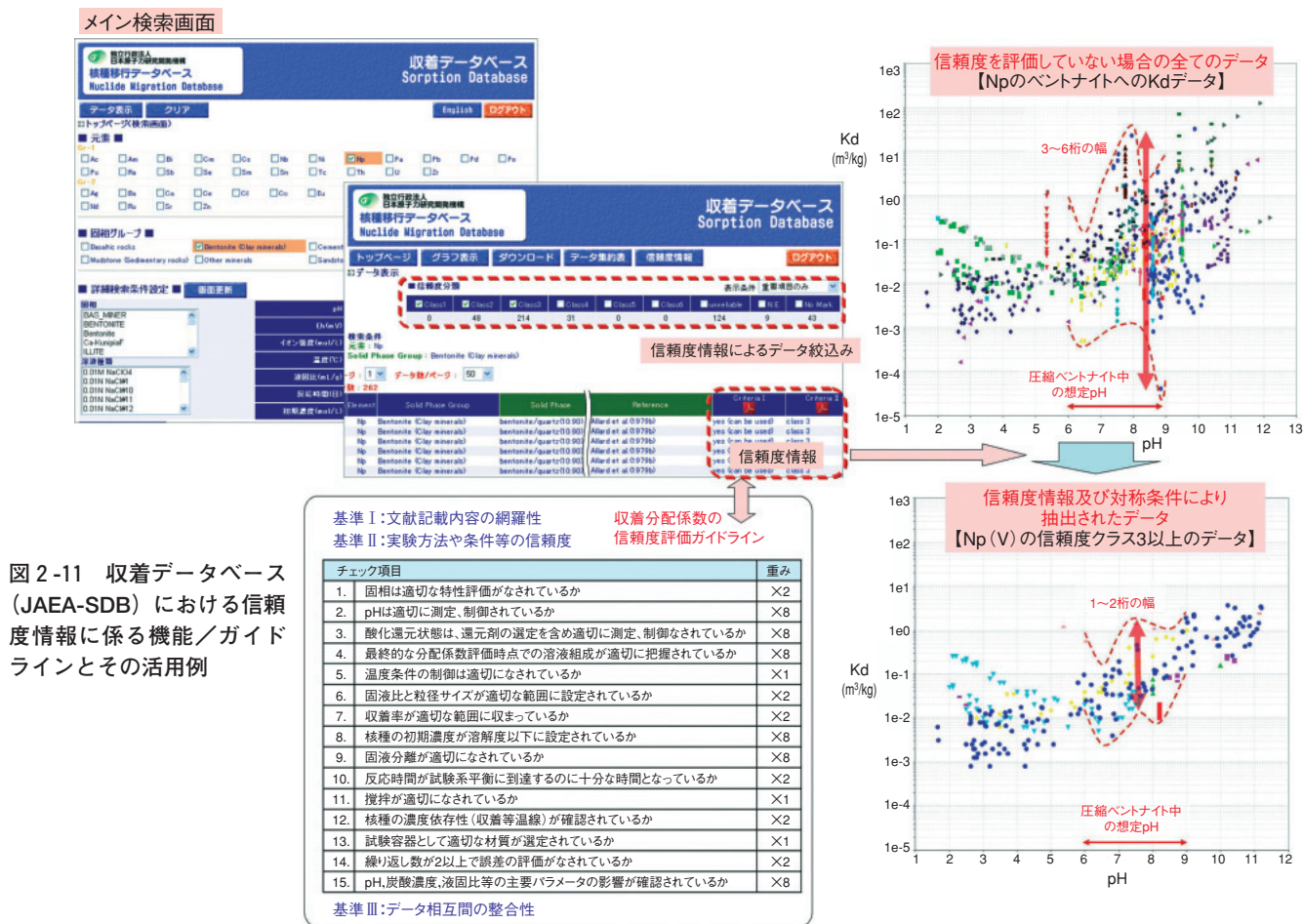
より小さいものと推定できます。一方、試験装置の機械的な制約からせん断速度は最大0.1m/s、変位は緩衝材厚さの140%までであり、変位は要件を満足するものの、せん断速度は試験できない範囲が生じます。また試験前には緩衝材を水で飽和させる必要があり半年以上を要します。このため試験を効率的に行うことが不可欠となることから、本研究では試験結果をもとにせん断挙動を表現できる数値モデルを併せて用いて確認していくというアプローチを採用しています。

これまで表2-1に示す試験を実施し、いずれのケースでも緩衝材の塑性変形によりオーバーパックは回転するものの破損や変形は見られませんでした（図2-9）。また数値モデルには三次元非線形有限要素法を用いて、オーバーパックは弾性体、緩衝材は弾塑性体で表現しました。解析と試験との比較検討から、現在のモデルでは変位が緩衝材厚さの半分（20mm）まで良く一致する結果が得られています（図2-10）。それ以降生じる結果との乖離はせん断面近傍の解析メッシュ表現の限界によるもので、せん断面での接触要素やすべり面の導入などモデルの改良を今後の課題として取り組んでいます。

●参考文献

Naito, M. et al., Experimental Study on the Effects of Fault Movement on the Engineered Barrier System, Journal of Power & Energy Systems, vol.3, no.1, 2009, p.158-169, (http://www.jstage.jst.go.jp/article/jpes/3/1/3_158/_article/-char/ja/).

2-4 信頼性の高い核種移行データベースの開発 - 収着/拡散データベース(JAEA-SDB/DDB)の改良・更新 -



地層処分の安全評価において、人工バリアである緩衝材（ベントナイト）や天然バリアである岩石中での核種の収着・拡散現象は、核種の移行遅延を支配する重要な現象です。これらの現象に係る収着分配係数及び拡散係数のデータベース化を、地層処分研究開発第2次取りまとめを契機として進めてきました。今回、データの信頼度情報、実際の地質環境でのパラメータ設定支援など、今後の安全評価ニーズへの対応を可能とする情報や機能を大幅に拡充し、実用性と信頼性の高い収着・拡散データベース（JAEA-SDB/DDB）として整備・公開しました。

今回構築した収着・拡散データベースには、ベントナイト及び岩石に対する重要核種の収着分配係数（24,000件）、拡散係数（3,000件）が、その関連情報とともに含まれています。今回拡充を行った主要な点は、

- (1) 収着データベースと拡散データベースの整合と連携
 - (2) データ信頼度評価手法の構築と信頼度情報の活用
 - (3) パラメータ推定や検索・グラフ化機能
 - (4) データ/文献数集計、データ集約表作成機能
- などであり、信頼度情報と関連する検索機能を拡充した点が、最大の改良点となります。

収着データベースには、様々な実験条件・手法によって得られた信頼度の異なる分配係数データが含まれ、この点がデータベース活用上の課題となっていました。このため、分配係数データの信頼度評価手法として、日本原子力学会標準等も参考に、測定や評価上の重要因子に着目し、基準Ⅰ：文献記載内容の網羅性、基準Ⅱ：実験方法や条件の信頼度、基準Ⅲ：データ相互間の整合性から構成されるガイドラインを策定しました。このガイドラインに基づき、個々のデータに対する信頼度評価を行い、その結果をデータベースに付加しました。これにより、図2-11に示すように、膨大なデータ群から信頼性の高いデータ抽出とそれに基づくパラメータ設定を、一層の効率性、追跡性及び透明性をもって行うことができ、安全評価の信頼性が一層向上すると期待されます。

本データベースは、日英対応のWebアプリケーションによるデータベースシステムとして整備し、ホームページ (<http://migrationdb.jaea.go.jp/>) を通じて、国内外から誰もが利用することができます。今後、データベースの拡充・更新と核種移行パラメータ設定への適用例の提示などを継続的に行っていく計画です。

●参考文献

館幸男, 栃木善克, 陶山宏忠ほか, 地層処分安全評価のための核種の収着・拡散データベースシステムの開発, JAEA-Data/Code 2008-034, 2009, 36p.

2-5 1mgの炭素で分かる過去の地質イベント — 加速器質量分析装置を用いた年代測定技術開発 —

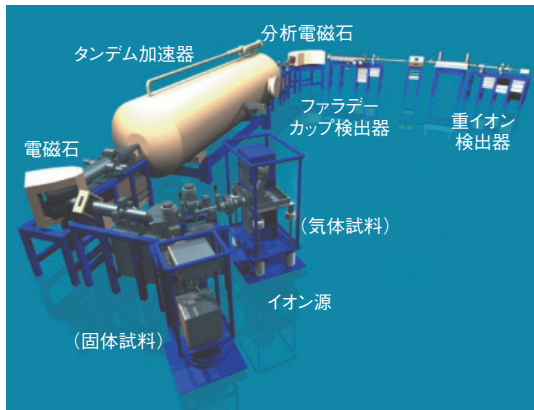


図 2-12 ペレトロン年代測定装置概略図
タンデム型加速器質量分析装置（最大電圧：5.0MV、最大電流：1 μ A）。年間800試料以上の測定を行っています。



前処理: 洗浄, CO₂精製, 炭素粉末化

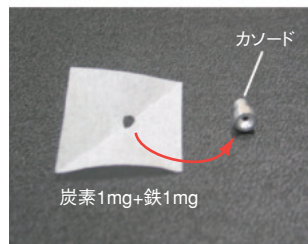


図 2-13 測定試料の調整
堆積物から取り出した木片などを前処理したあと、鉄粉と混ぜて試料とします。それをカソードの1mm ϕ の穴に詰め、装置に装てんします。



図 2-14 梓川上流の礫層及び試料採取場所
礫層の赤丸部分から採取した材化石を測定し、4試料の平均値から年代値を求めました。

地震や火山活動などの過去の地質イベントがいつ起こったかを調べるために、放射性核種の放射壊変を利用した年代測定法が使われます。このうち、炭素を使う方法は、宇宙線の作用で窒素から生成される¹⁴Cが約5730年の半減期で減少することを利用するもので、現代から数万年前の年代範囲を対象とする年代測定のうち最も精度の高い年代測定法のひとつです。動植物が生きている間は光合成や呼吸を行うため大気中とほぼ同じ割合の炭素同位体 (¹²C, ¹³C, ¹⁴C) を含みますが、動植物の死後、¹⁴Cのみ時間とともに減少していくため、試料中の¹⁴C濃度を測定することにより年代値を推定することができます。

東濃地科学センターに設置されている加速器質量分析装置(図2-12)では、1mg程度の微量な炭素試料があれば¹⁴Cの原子数を測定することができ、従来用いられてきた¹⁴Cの放射能を測定する方法に比べ、必要とする試料がほんの少しで済みます。例えば、地下水を測定する場合、従来は数100 μ lが必要でしたが、本装置であれば1 μ l程度の試料で同程度の精度の測定ができます。このように加速器の利用により試料採取の負担を軽減することが

でき、また小さな試料の年代を測定することも可能です。

地層処分において地質環境の将来予測を行う上では、過去の地質イベントの履歴を十分に理解する必要があります。河岸段丘や平野の形成過程、活断層の発達過程などを解明する研究では、堆積物に含まれる1cm³以下の木片や貝殻などに含まれる炭素(図2-13)を測定して数多くの年代値を求めてきました。例えば、長野県の松本～上高地の梓川沿いに分布する段丘を対象とした研究では、礫層から採取した木材の化石を測定し、この礫層が約4万8千年前に形成されたことが分かりました(図2-14)。この段丘の正確な形成年代は、上高地の形成に関する梓川上流部の流路変更時期やこの地域周辺の地形発達史を論ずる上での基礎となる情報になります。

加速器質量分析装置を使った¹⁴C年代測定は、木片や骨、地下水など、炭素を含む様々な地質試料に適用できます。これからも地質環境の将来予測などに必要な過去の地質イベントの理解を支える技術として活用し、更に¹⁰Beなどを用いた年代測定法の開発も行っていく予定です。

●参考文献

石丸恒存ほか, JAEAペレトロン年代測定装置の現状と研究活用の例, JAEA-Conf 2008-003, 2008, p.17-20.
及川輝樹, 笹尾英嗣ほか, 長野県梓川上流セバ谷沿いに分布する礫層中から産する材化石の¹⁴C年代の再検討, 第四紀研究, vol.47, no.6, 2008, p.425-431.

2-6 地下水の流れを効率的にモデル化・解析する！ — 複雑な地下水流動場の効率的なモデル化・解析を目指したシステムの開発 —

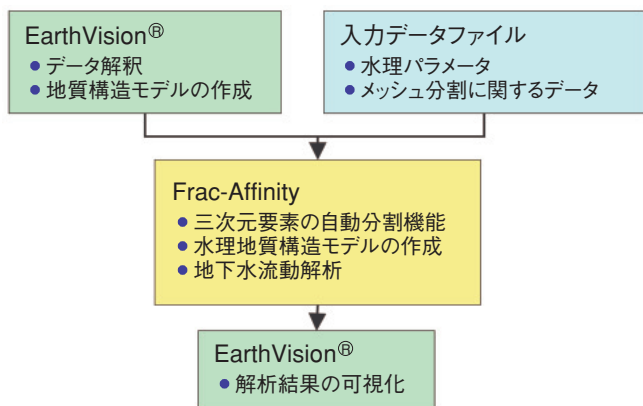


図 2-15 GEOMASSシステムの作業フロー
GEOMASSシステムの作業は、まずEarthVision®を用いて地質構造モデルを作成します。作成した地質構造モデルに調査研究で得られた水理パラメータ（透水係数など）を設定した後に、Frac-Affinityを用いて水理地質構造モデルの作成及び地下水流動解析を行います。地下水流動解析の結果はEarthVision®によって可視化されます。

高レベル放射性廃棄物の地層処分技術に関する研究開発において、地下深部における地下水の流れを評価するための手法を整備することが重要となります。特に地下深部の岩盤を対象に現実的な地下水流動場を表現するためには、岩盤中の地下水流動に与える影響が大きい断層や割れ目などをモデル化し、数値解析を行うことが重要となります。しかしこのモデル化・数値解析は水理地質構造が複雑になるほど多大な時間・労力を必要とします。そこで私たちはこれらの問題を解決するための手法であるGEOMASS (Geological Modelling Analysis and Simulation Software) システムを1997年度から開発してきました。図 2-15にGEOMASSシステムの作業フローを示します。本システムの特徴としては、数値解析作業の中で多くの労力を必要とする空間領域の離散化を、地質構造モデルに基づき自動で行えるなど、モデル化作業から数値解析までの作業が一体化されており、作業労力の節減が可能であることが挙げられます。

超深地層研究所計画では、地上からのボーリング調査結果及び研究坑道掘削に伴う調査研究結果に基づき、本システムを用いて地質構造モデル、水理地質構造モデルを更新するとともに、地下水流動解析を実施しました。図 2-16に更新したモデルを用いた感度解析結果を示し

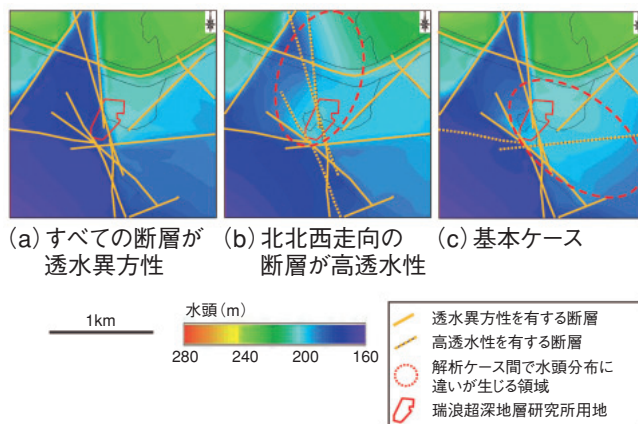


図 2-16 感度解析結果に基づく水頭分布
断層に与える透水係数を変えることでいくつかの解析ケースを設定しています。(a)はすべての断層が透水異方性を有する場合、(b)は北北西走向の断層が高透水性の場合、(c)は東西走向の断層が高透水性の場合の解析結果を表しています。

ます。断層に与える透水係数を変えることで、水頭分布に違いが生じることから、断層が地下深部の地下水流動場に影響を及ぼす主要な要素であることが明らかになりました。これにより、本システムを用いることで、モデル化・解析を通じて重要かつ不確実な要因を抽出し、それを把握するための次の調査計画の立案に迅速かつ効率的に移行できることが明らかになりました。

また、研究坑道掘削に伴う研究坑道への湧水量を予測し、実測値との比較検討を通じて、研究坑道掘削工事における湧水対策や設計変更などの様々なニーズに対して、地下水流動の観点で必要な情報を適切かつ迅速に提供できることを確認しました。

本システムの構築により地質構造モデルの構築から水理地質構造モデルの構築及び地下水流動解析までの一連の作業に必要な労力と時間を大幅に（数週間～数ヶ月が数時間～数日にまで）節減することが可能となり、モデルの更新に対して迅速な対応が可能となりました。また迅速な地質環境モデルの構築により地質環境特性を把握する際に、調査や地下施設掘削工事と、地質環境モデルの構築を有機的に組み合わせることが可能となりました。

今後も本システムの適用性確認及び必要に応じた改良を継続していく予定です。

●参考文献

Ohyama, T. et al., GEOMASS : The Application to Characterizations of Groundwater Flow in the Mizunami Underground Research Laboratory Project in Tono Area, Proceedings of 36th International Association of Hydrogeologists congress (IAH 2008), Toyama, Japan, 2008, P.807-815, in CD-ROM.

2-7 岩盤中の割れ目の空間分布を探る

—地質学的解釈に基づく割れ目密度分布モデリング手法の開発—

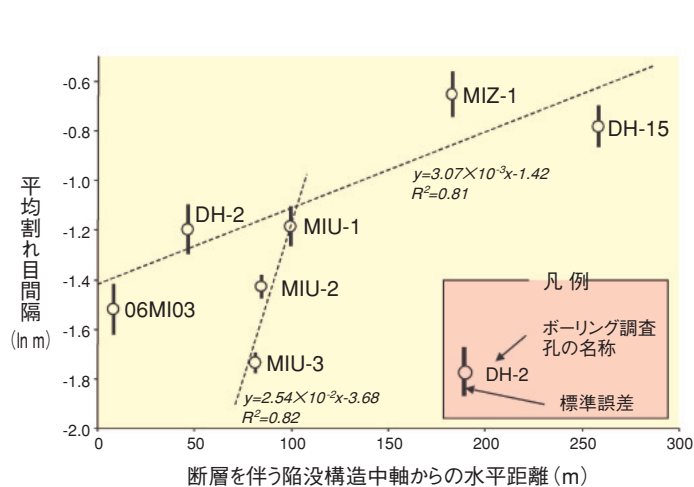


図 2-17 平均割れ目間隔と陥没構造からの水平距離との関係
ボーリング調査で確認した平均割れ目間隔は、断層からの水平距離に対して正の相関傾向を示すことが分かりました。このことは、断層に近接するほど割れ目間隔が小さくなる（割れ目密度が高くなる）ことを意味しています。

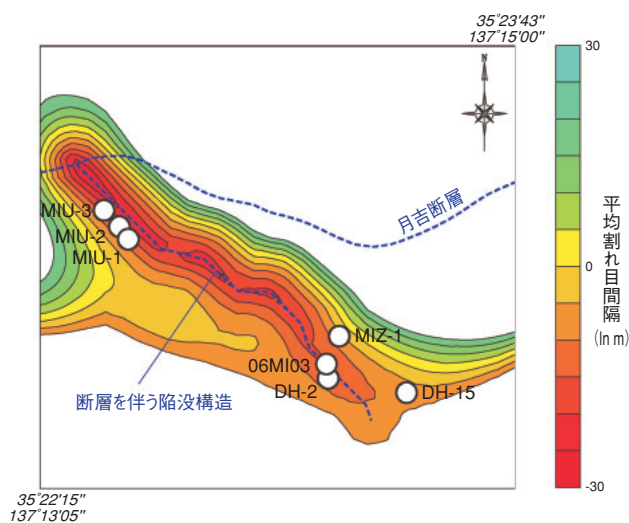


図 2-18 推定した割れ目密度の空間分布を示す等値線図
重回帰分析のひとつである傾向面分析の結果、ボーリング地点数と分布位置の偏りから月吉断層からの水平距離に対する相関性は強く表れなかったものの、おおむね作業仮説に調和する割れ目密度分布を等値線図として可視化できました。

岩盤中の割れ目は、岩盤中の地下水の流れや応力分布などの特性に影響を与える要素と考えられており、割れ目の空間分布を把握することは、岩盤特性への理解を深める上で重要です。限られた地点でしか取得できないボーリング調査データから割れ目の空間分布を推定する際には、データが得られていない領域に対し、類似した地質環境に関する既存調査・文献の情報から、地質技術者・研究者の経験的解釈によりデータを補うことがあります。しかし、経験的解釈の確からしさは、技術者・研究者の知識や技量に大きく依存し、一意性に欠けるケースが少なくありません。

本研究では、東濃地域を事例として、割れ目の密度と経験的解釈に基づき地質図上に記された地質構造（月吉断層、断層を伴う陥没構造）との関連性に着目し、割れ目密度分布の客観的な推定手法について検討しました。まず、作業仮説として、割れ目密度分布が地質構造分布に影響を受けていることを前提として、(1)地質構造に近いほど割れ目密度が高い、(2)複数の地質構造の接点に近いほど割れ目密度が高い、の二点を設定しました。次に、作業仮説を確かめるために、割れ目密度の指標として、ボーリング孔ごとの割れ目分布から統計的に算

定した平均割れ目間隔を採用し、各孔から地質構造までの水平距離との関係性を検討しました。

検討の結果、各孔の平均割れ目間隔と地質構造からの水平距離の間には正の相関が見られ（図 2-17）、作業仮説の(1)を支持する結果が得られました。また、月吉断層と陥没構造との接点付近に位置するボーリング孔（MIU-1～3）の平均割れ目間隔が他孔より小さいことは作業仮説の(2)を支持し、地質構造分布に応じて割れ目密度が不均質に分布していることを示しています。このような割れ目密度の空間的相関構造は、一次多項式関数による傾向面（trend surface）として近似し、幾何計算により算出した任意点における地質構造からの水平距離を近似関数に入力することで、任意点に平均割れ目間隔を割り当て、経験的解釈を反映した割れ目密度の空間分布を等値線図として出力することができました（図 2-18）。

本研究の成果は、今まで経験的解釈により主観的・一意的に判断されてきた地質現象を客観的に表現し得ることを示唆しています。したがって、空間上の限られたデータから割れ目密度を始めとする岩盤特性の不均質分布を推定する際に有効な一手法と考えられます。

●参考文献

栗原新ほか, 花崗岩体上部に発達する低角度亀裂の空間分布特性と地質学的解釈—瑞浪超深地層研究所周辺の土岐花崗岩からの知見—, Journal of MMIJ, vol.124, no.12, 2008, p.710-718.

2-8 一本のボーリング孔から割れ目の連続性を探る —堆積岩を対象とした割れ目調査—

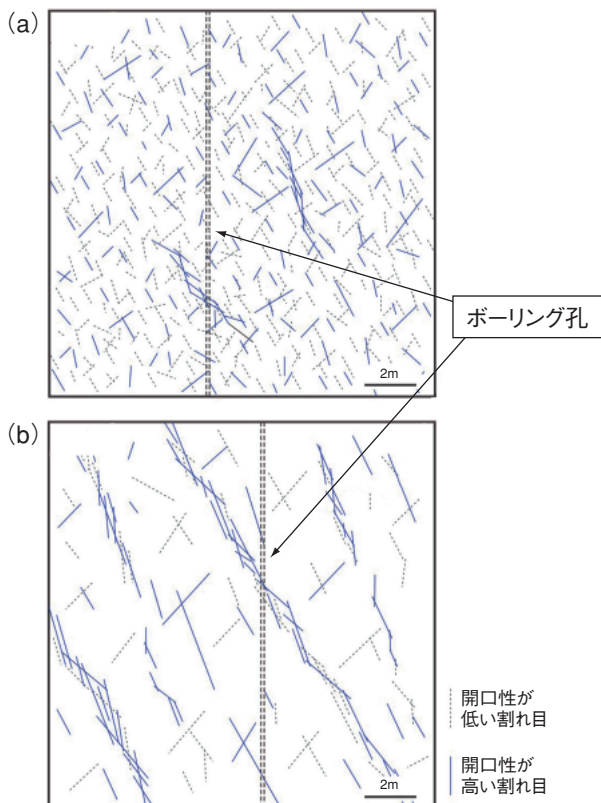


図 2-19 割れ目の連続性・連結性に関する概念図
(a) 声問層：開口性が高い割れ目がほとんど連続・連結しない
(b) 稚内層：開口性が高い割れ目が比較的連続・連結する

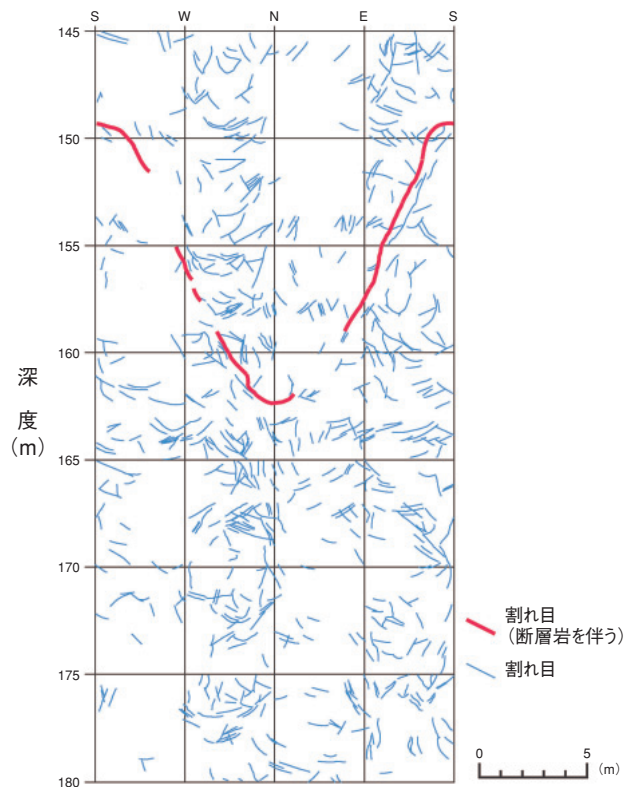


図 2-20 立坑壁面の地質観察結果
ボーリング孔近傍の地下施設換気立坑（円柱状：直径4.5m）壁面で行っている声問層の地質観察結果です（南方向を両端に展開したもの）。図には50cm以上の連続性が確認できた割れ目を記載しています。

堆積岩において、開口性の高い割れ目がどの程度地下で連続・連結しているかを把握することは、地下水の流れに関するモデル化及び数値解析を行う上で重要な基盤情報となります。地下における開口性の高い割れ目の連続性・連結性を知るための方法としては、複数の近接したボーリング孔を用いて水圧の応答を確かめたり、実際に地下坑道を掘削してその壁面の観察で確かめたりする方法があります。しかしながら、調査の初期の段階では地上から掘削した数少ないボーリング孔から、より多くの情報を入手することが望まれます。

本研究では、北海道北部の幌延地域に分布する声問層及び稚内層と呼ばれる二つの堆積岩中の割れ目がどの程度の連続性・連結性を持っているのかを検討するために、地上から掘削した一本のボーリング孔（掘削深度520m）で認められた開口性の高い割れ目のうち、実際に地下水の主要な水みちとなっているものは何本ぐらいあるのかを調べました。これは、たとえ割れ目の開口が高くても、もともと割れ目の連続性・連結性がよい岩盤でなけ

ればそれらの開口割れ目は地下水の主要な水みちとはなりにくいであろう、そして反対に、もともと連続性・連結性がよい岩盤であれば、割れ目の開口性がさほど高くなくてもそれらの開口割れ目は主要な水みちとなりやすいであろう、という考えに基づくものです。

調査の結果、声問層の割れ目はほとんど連続・連結していないこと、一方で稚内層の割れ目は声問層よりも連続・連結していることが統計的に示唆されました。図 2-19はこの結果を概念的に示したものです。声問層については、本ボーリング孔近傍で建設が始まった地下施設換気立坑の立坑壁面での地質観察によりその妥当性が確認されつつあり、壁面観察において数m以上の連続性・連結性を有する割れ目はほとんど認められないことが分かってきています（図 2-20）。今後、更に立坑の掘削が進み、より深部の坑道壁面の地質観察ができるようになると、稚内層の割れ目の連続性・連結性も確認していくことが可能となります。

●参考文献

舟木泰智, 石井英一ほか, 新第三紀堆積岩中の割れ目は主要な水みちとなり得るか?, 応用地質, vol.50, no.4, 2009, p.239-248.

2-9 地下水の長期観測データから見えること — 堆積岩を対象とした間隙水圧長期観測データの解析 —

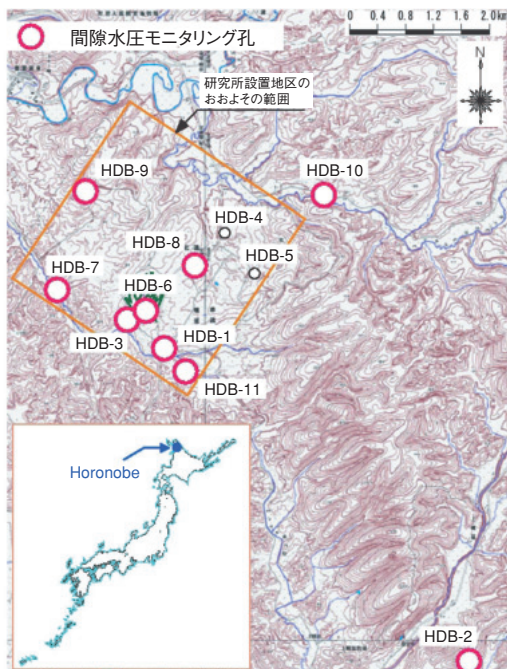


図 2-21 モニタリングシステム設置位置図

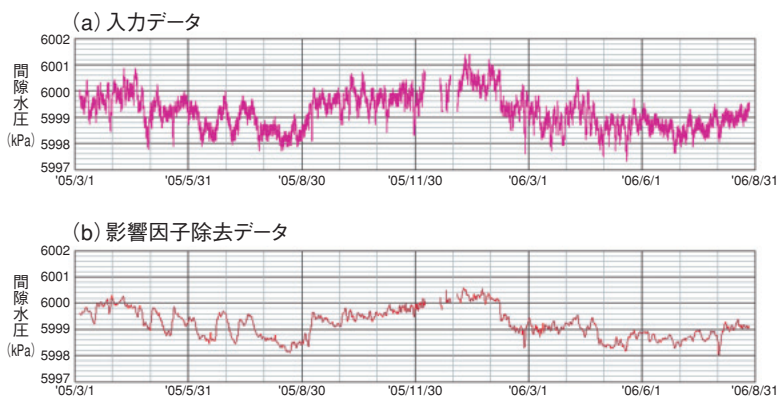


図 2-22 BAYTAP-G (※ Tamura, Y. et al., Geophysical Journal International vol.104, 1991参照) 入力データ及び抽出データの例 (HDB-6孔: 深度585-620m)

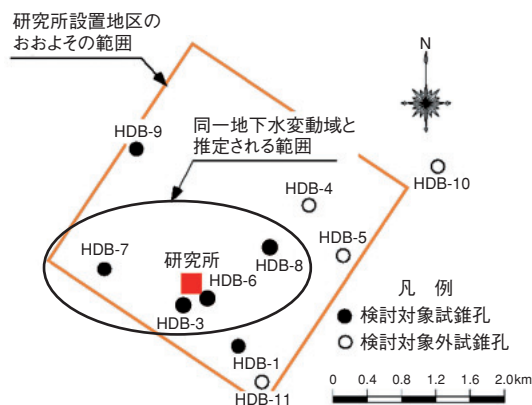


図 2-23 深度400mレベルの同一地下水変動域模式図

幌延深地層研究計画の第一段階（地上からの調査研究段階）で掘削したボーリング孔に、地下水の間隙水圧のモニタリングシステムを設置し、間隙水圧の観測を継続しています（図 2-21）。現在、坑道掘削（地下施設建設）時の調査研究段階（第二段階）を進めており、立坑や横坑の掘削の進捗に伴い、地下施設周辺の地下水の間隙水圧は、大きく変動することが予想されています。このことから、坑道掘削前の間隙水圧分布を把握した上で、坑道掘削時に生じる地下水の間隙水圧の変化を観測することによって、地下水の流れ方（方向や速さなど）の特徴を明らかにできると考えられます。

図 2-22(a)に坑道掘削前の間隙水圧の長期観測データ（2005年3月～2006年8月）の例を示します。観測データには、大気圧や地球の潮汐の影響による変動などが含まれるため、これらを除去するために潮汐解析プログラム BAYTAP-G を用いて解析を行いました。48区間の間隙水圧の観測データについて解析を実施した結果、分離され

た潮汐変動成分は0.01～0.08kPa、気圧変動成分は0.05～0.6kPa程度であることが分かりました。観測データの多くで、気圧変動成分と比較して潮汐変動成分は全体的に値が小さく、本地域では潮汐による間隙水圧への影響は最大でも0.1kPa未満と推定されます。このような変動成分を除去することにより、地下深部における地下水の流れに関与すると考えられる間隙水圧を得ることができます（図 2-22(b)）。

次に、これらの変動成分を除去したデータを用いて、各ボーリング孔において観測された坑道掘削前の間隙水圧の相互関係に関する解析（相関解析）を行いました。その結果、深度約400mでは、HDB-3孔、HDB-6孔、HDB-7孔、HDB-8孔で長期にわたり観測された間隙水圧の相関係数が互いに高いことから、これらのボーリング孔周辺の領域は、深度400m付近では同じ地下水の流れ方を示す環境である可能性が示唆されました（図 2-23）。

●参考文献

Nakajima, M., Seno, S., Toida, M., Kunimaru, T., Sensitivity Analysis on Influence Factors of Pore Water Pressure Fluctuation in Horonobe Site, Proceedings of 36th International Association of Hydrogeologists congress (IAH 2008), Toyama, Japan, 2008, p.1170-1178, (http://www.lni.co.jp/IAH_proceedings/Oral/T5/T5_o/p321.pdf).

2-10 掘削時の計測データから坑道の安定性を評価 — 堆積軟岩を対象とした情報化施工プログラムの適用 —

表 2-2 計測項目とデータの活用先

観測・調査項目	成果の活用先(項目)										
	(1) 地下施設の建設				(2) 坑道の設計・施工技術の高度化に関する研究開発				(3) 地質研究		
	日常管理	ステップ管理	後続施工箇所	既存の設計技術(実施設計)の検証	合理的な地山評価手法に関する検討	岩盤の挙動解析モデルの高度化に関する検討	立坑掘削工法掘削後の違いによる力学的掘削影響の比較分析	掘削後の岩盤長期挙動の分析	地下施設のリスクマネジメントに関する検討	地質環境モデルの精査検証	
切羽(壁面)観察調査	●	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
簡易弾性波探査試験	○	△			●	●	●	●	●	○	○
シュミットハンマー反発度試験		△			●	●	●	●	○	○	○
エコーチップ硬さ試験		△			●	●	●	●	○	○	○
針貫入試験		△			●	●	●	●	○	○	○
点荷試験		△			●	●	●	●	○	○	○
内空変位計測	△	●	●	○	○	○	○	○	○	○	△
地中変位測定			○	○	○	○	○	○	○	○	△
ロックボルト軸力測定		○	●	○	○	○	○	○	○	○	○
吹付コンクリート応力測定		○	●	○	○	○	○	○	○	○	○
覆工コンクリート応力測定		○	●	○	○	○	○	○	○	○	○
鋼製支保応力測定		○	●	○	○	○	○	○	○	○	○
先行変位計測			○	○	○	○	○	○	○	○	○
孔内水平荷重試験			○	○	○	○	○	○	○	○	○
一軸圧縮試験			○	○	○	○	○	○	○	○	○
三軸圧縮試験			○	○	○	○	○	○	○	○	○
圧裂引張強度試験			○	○	○	○	○	○	○	○	○

●: 主体的に活用する項目 ○: 検討時に利用する項目 △: 検討時に参考とする項目

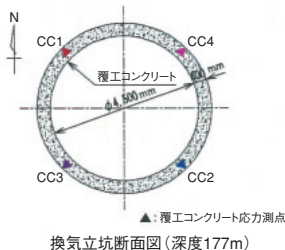


図 2-25 覆工コンクリート応力の経時変化図と測点

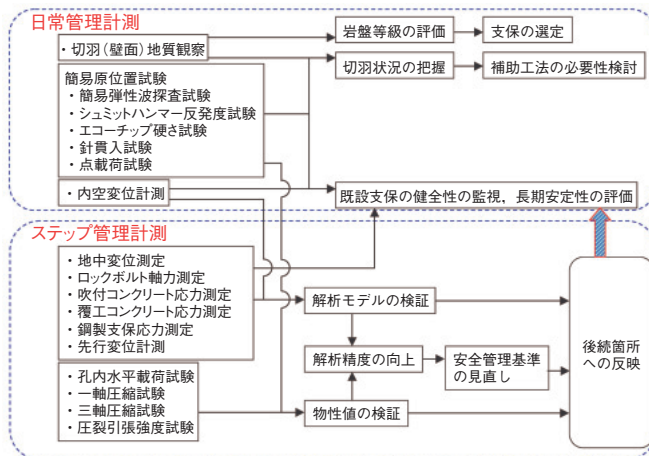
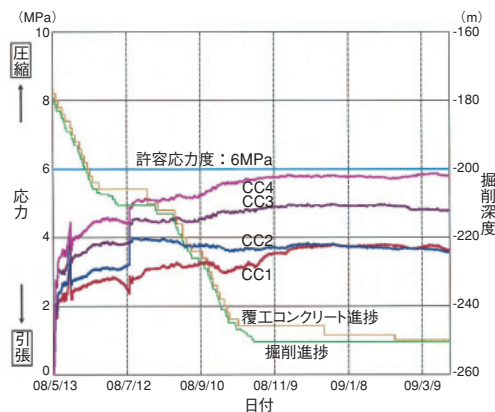


図 2-24 情報化施工フロー概念図



地下施設の建設においては、原位置岩盤の不均質性により、地下深部での地質環境を事前の調査によって正確に把握することは困難です。このため、安全かつ合理的に地下施設を建設するには、掘削段階において、切羽観察結果及び周辺岩盤や支保工に発生する変形・応力計測データから坑道の安定性について評価するとともに、随時設計・施工へフィードバックする情報化施工が重要な役割を担います。

幌延深地層研究計画における地下施設の周辺岩盤は、主に新第三紀堆積岩(珪藻質泥岩及び珪質泥岩)からなり、強度の面からは軟岩として位置づけられます。堆積軟岩を対象とした情報化施工の事例は少なく、坑道掘削の開始に当たっては、事前設計に基づき、計測計画並びに情報化施工プログラムを策定しました。

計測計画については、(1)安全かつ合理的な地下施設建設のための情報化施工、(2)坑道の設計・施工技術の高度化に向けた研究開発、(3)掘削前に予測した深部地質環境モデルの妥当性確認という目的別に計測項目を抽出し、表 2-2 に示すように各計測データの活用先について取りまとめ、運用しています。

また、(1)の情報化施工のためのプログラムについて

は、現切羽での支保パターン選定及び既設支保の安定性評価を目的とした日常管理計測、挙動予測解析モデルの妥当性確認及び後続施工箇所の設計へのフィードバックを目的としたステップ管理計測に大別して、具体的手順を取りまとめ、運用しています。情報化施工プログラムのフロー概念図を図 2-24 に示します。

計測結果の一例として、換気立坑の深度177mにおける覆工コンクリート応力の経時変化を図 2-25 に示します。4箇所の測点ともすべて事前設計で設定した許容応力度(6 MPa)以下で収束し、既設坑道は健全な状態であること、最大応力であるCC4の値は許容応力度並びに挙動予測解析値とほぼ同値であることが分かりました。また、当地点においては、事前調査結果より、岩盤内の最大主応力方向が東西方向、最小主応力方向が南北方向である(主応力比1.4倍)偏圧の影響から、CC3,4の値はCC1,2の値に対して約1.3~1.5倍大きくなることも分かりました。以上のことから、事前設計における地下施設の支保選定は妥当であることが確認されました。

今後も引き続き、計測データの取得並びに分析・評価を行い、事前設計の妥当性を確認するとともに、後続箇所の設計・施工へ反映させていきます。

●参考文献

山崎雅直ほか, 幌延深地層研究計画における立坑掘削の情報化施工と挙動計測, 第12回岩の力学国内シンポジウム講演論文集, 2008, p.305-311, in CD-ROM.

核融合エネルギーの実用化に向けて

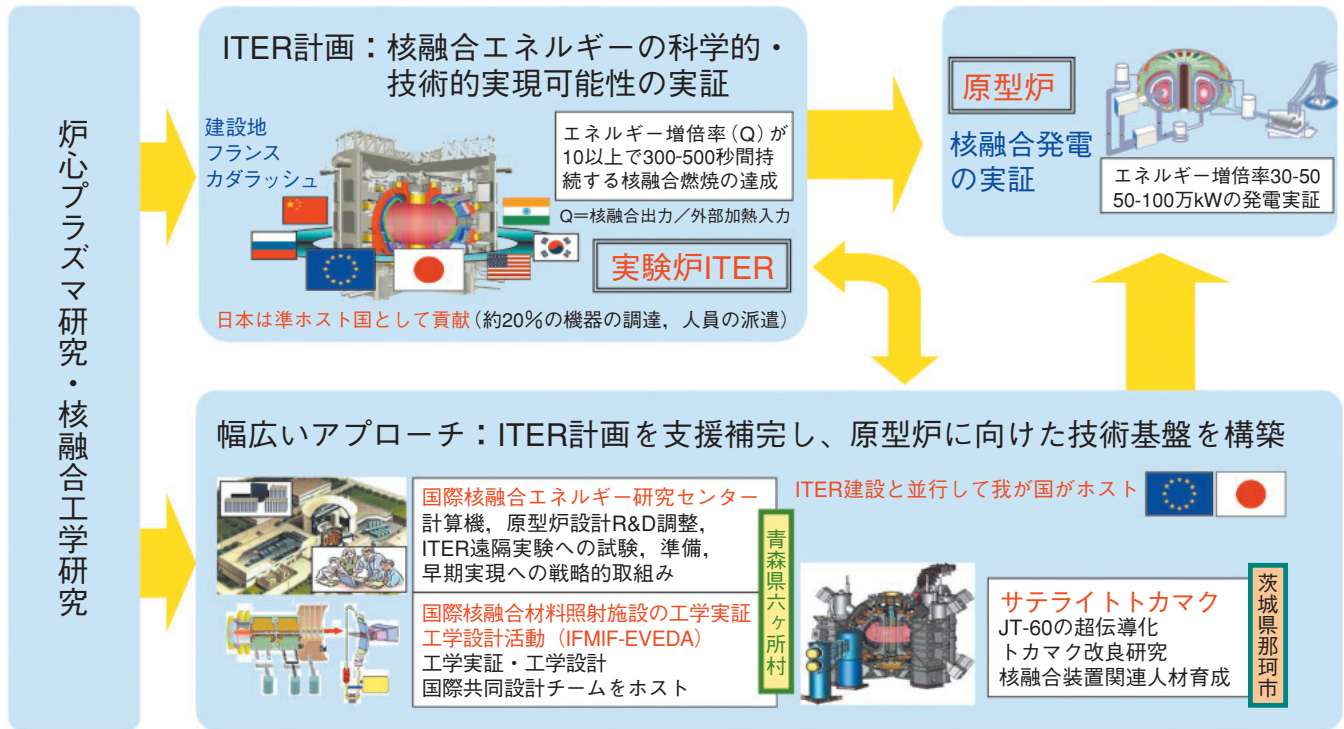


図 3-1 核融合原型炉開発へのステップ

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

ITER計画

ITER計画は、実験炉の建設・運転を通じて核融合エネルギーの科学的・技術的実現可能性を実証する国際協力プロジェクトです。2007年10月にITER協定が発効し、原子力機構はITER計画における我が国の国内機関に指定されました。現在、我が国が分担する機器の調達準備を進め、世界を主導する技術開発成果を達成するとともに、世界に先駆けてITER機構と調達取決めを締結し、超伝導コイル導体の製作に着手しています。

BA活動

BA活動は、核融合の早期実現を目指し、ITERの支援やITERの次のステップである核融合原型炉の開発のための研究開発を行う日欧の共同事業です。2007年6月にBA協定が発効し、原子力機構はBA活動における我が国の実施機関に指定されました。現在、我が国が分担する機器の製作を着実に進めています。

炉心プラズマ研究

長年、炉心プラズマ研究の中核装置として核融合研究開発に大きく貢献してきたJT-60は、2008年8月、23年4ヵ月にわたる実験を完遂しました。これまで数々の世界記録を達成してきましたが、最近では核融合炉の経済性向上を目指してプラズマ圧力を高めるための研究開発を精力的に進め、実験の最終年度でも高圧力プラズマの維持時間で世界記録を達成しました。2008年10月にジュネーブで開催された第22回IAEA主催核融合エネルギー会議の初日のJT-60全体講演発表後、会議参加者全員が起立し拍手をもって実験完遂に対する敬意を示すなど、これまでのJT-60の成果は世界で高く評価されています。現在、BA活動のサテライトトカマク計画と国内重点化装置計画の合同計画としてJT-60SAへの改修が進んでいます。

核融合工学研究

核融合炉では、反応で生成された中性子の運動エネルギーを、プラズマを囲むように設置されたブランケットで熱に変換して取り出します。効率的に熱を取り出すための研究や、中性子による照射に耐えられる材料の開発など、核融合炉に必要な技術基盤構築のための研究開発を進めています。

3-1 60万Wの電磁波の高速オン/オフにより不安定性の効果的な抑制に成功 —ITERでの効率的な不安定性抑制手法を実証—

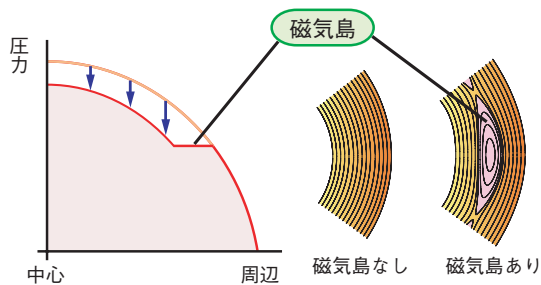


図 3-2 プラズマの圧力分布の模式図

プラズマは入れ子状になった磁力線のかごに閉じ込められていますが、磁気島が現れるとその部分で熱や粒子が逃げやすくなり、その結果プラズマの圧力が低下してしまいます。磁気島が現れた場所（約10cmの幅）にピンポイントで電磁波を入射することにより磁気島を縮小・消滅させることができます。

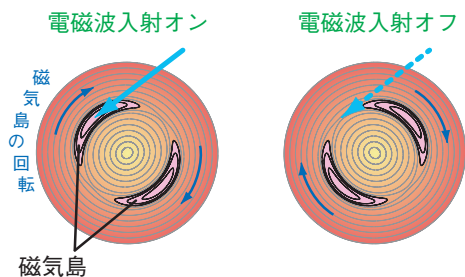


図 3-3 プラズマ断面の模式図

磁気島はプラズマ中で回転していますので、この回転に同期して電磁波を高速（数kHz）でオン/オフすることにより、磁気島の内部のみに電磁波を入射することができます。

核融合炉においては圧力の高いプラズマを定常的に維持する必要がありますが、プラズマの圧力の増加とともに不安定性（乱れ）が発生しやすくなります。不安定性が発生すると熱や粒子が外に逃げ、プラズマの圧力が低下してしまいますので、不安定性を抑制することが重要です。ITERで重要視されている不安定性として新古典テアリングモード（NTM）があります。NTMがないときはプラズマは入れ子状になった磁力線により閉じ込められていますが、NTMが発生すると「磁気島」と呼ばれる構造が現れ、その結果圧力が低下してしまいます（図3-2）。NTMを抑制するためには磁気島領域に電磁波を入射して電流を流すことが効果的で、JT-60などで有効性が実証されてきました。より効果的にNTMを抑制するためには磁気島の内部にのみ電流を流すことが必要と考えられていました（図3-3）。これは、磁気島の外部に電流を流すとNTMを逆に増幅させるためです。しかし、高いパワーの電磁波を数kHzという高速でオン/オフし、更にそのオン/オフを磁気島の回転に同期させるという技術上の難しさがあったため、実験的な検証は不十分でした。

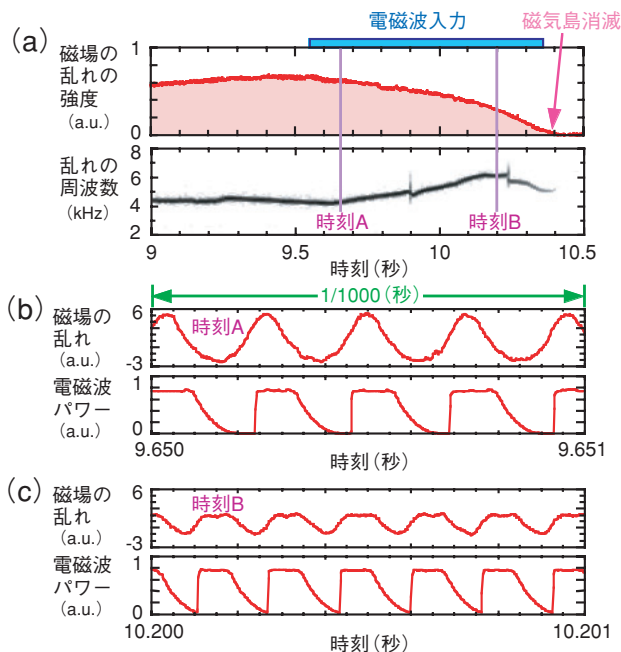


図 3-4 磁場の乱れを抑制した例

(a) 磁場の乱れの強度と周波数。時間とともに周波数が上昇しています。(b) (c) 磁場の乱れの信号及び電磁波のパワー。磁場の乱れの周波数が変化していますが、磁場の乱れに同期して電磁波のオン/オフができていて、乱れ（＝磁気島）を抑制することができます。

JT-60では (1)出力が数10万～100万Wの電磁波を高速（約5kHz以上）でオン/オフするための改良、(2)磁気島の回転を実時間で検知してそれに同期した制御信号を送るシステムの開発を行いました。実験に適用した例を図3-4に示します。時刻Aでの磁気島の回転周波数は約4kHzですが徐々に増加し、時刻Bでは約6kHzとなっています。図3-4 (b)と図3-4 (c)はそれぞれの時刻における磁場の乱れの信号と電磁波の入力パワーです。磁気島の回転周波数の変化に応じてオン/オフの周期とパルス幅が適切に設定され、電磁波のパワーが変調されていることが分かります。このような自動的なパワー変調に成功したのはJT-60が世界で初めてです。また、パワー変調により磁気島内部にのみ電流を流した場合、パワー変調を行わない場合に比べ2倍以上抑制効果が大きいことを明らかにしました。ITERにおいても5kHz程度のパワー変調によるNTMの抑制が計画されていて、その効果の検証が待ち望まれていました。今回の成果は、ITERにおけるNTMの効果的な抑制手法を確立する上で重要な結果です。

●参考文献

Isayama, A. et al., Neoclassical Tearing Mode Control Using Electron Cyclotron Current Drive and Magnetic Island Evolution in JT-60U, Nuclear Fusion, vol.49, no.5, 2009, 055006, p.1-9.

3-2 ITERプラズマの予測精度を向上 —周辺部輸送障壁の幅を決めるパラメータを解明—

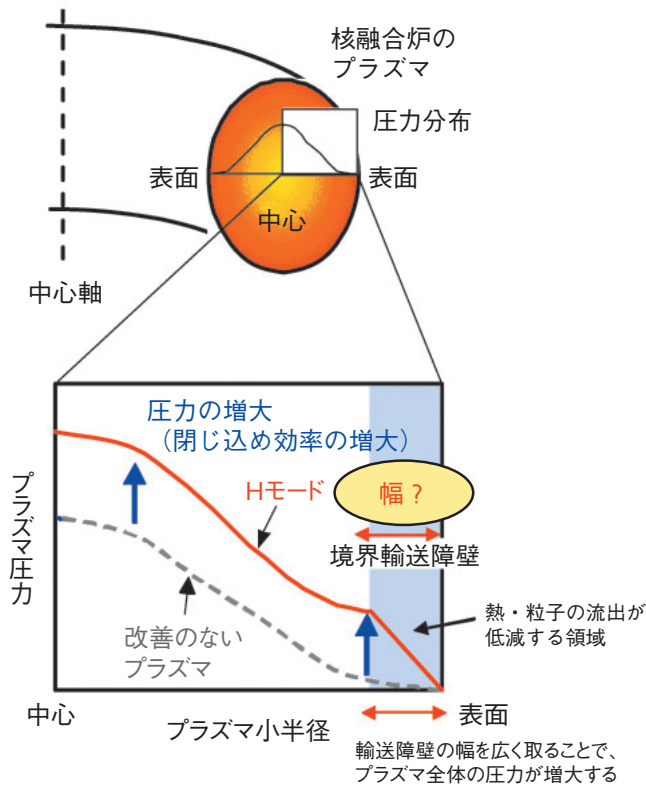


図3-5 高閉じ込め放電（Hモード）におけるプラズマ圧力の空間分布

核融合炉のプラズマは十分な加熱を行うことでプラズマ周辺部に境界輸送障壁を形成し、プラズマ圧力全体を嵩上げする高閉じ込めモード（Hモード）状態となります。十分な核融合出力を得るためにはこの境界輸送障壁の幅をできるだけ広くとる運転条件を予測することが重要です。

核融合炉の出力はプラズマ圧力の二乗にほぼ従うため、核融合炉を成立させるためにはできるだけ高い圧力のプラズマを定常的に保つことが求められます。そのためITERでは、図3-5に示すようにプラズマ周辺部に熱や粒子の流出を妨げる境界輸送障壁を形成し、プラズマ圧力全体を嵩上げする高閉じ込めモード（Hモード）での運転を想定しています。特にこのHモード特有の周辺構造は、プラズマ周辺領域だけでなく、プラズマ中心部での温度や圧力分布の境界条件としての役割を果たし、核融合出力に強く影響します。そのため、Hモードプラズマの周辺構造の物理を解明し、適切な制御の指針を得ることが極めて重要であり、特に輸送障壁の幅を予測することはITERにおいても装置設計と関連する緊急かつ非常に大きな課題となっています。

プラズマの性質は磁場構造が同一の場合、衝突頻度、燃料粒子の回転半径、圧力指数からなる主に三つの量で

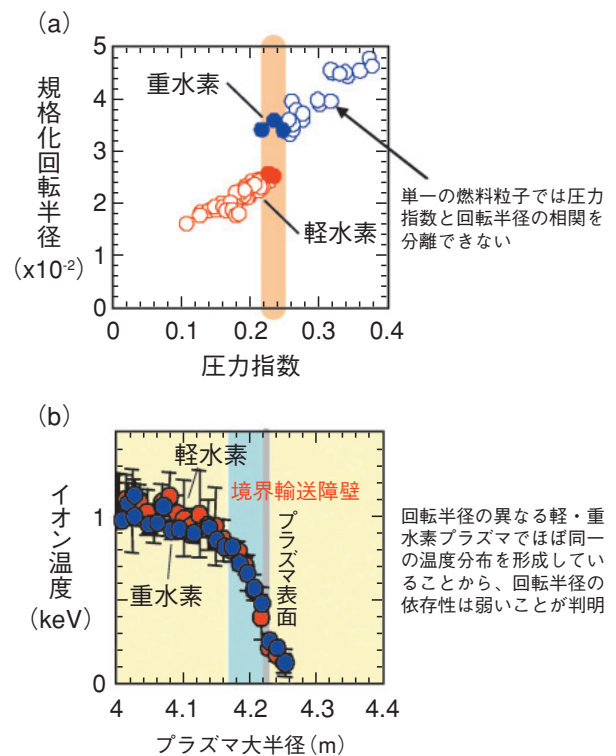


図3-6 (a)周辺プラズマにおける圧力指数と回転半径の関係、(b)軽・重水素プラズマ（同一圧力）でのイオン温度分布
従来分離が困難だった圧力指数と回転半径の関係を軽・重水素の比較によって分離しました。その結果、軽・重水素プラズマでは回転半径が異なるにもかかわらずほぼ同一の温度分布を形成していることから、回転半径の依存性は弱いことが分かりました。

表されます。しかし、この周辺領域には電磁流体力学的な不安定性が存在するために、これらの物理量のうち特に回転半径と圧力指数が相互に強く依存しあい、周辺構造を特徴づける因子を決定することが困難でした。そこでJT-60装置では、重水素と軽水素ではプラズマ中で描く回転半径が異なることに着目して、回転半径と圧力指数の相関を分離し、各々の周辺輸送障壁幅に対する依存性を解明しました。図3-6に示すように、単一粒子種では分離できていなかった回転半径と圧力指数の関係を軽・重水素の比較によって世界で初めて分離し、周辺輸送障壁幅の回転半径依存性が比較的弱いこと、一方で圧力指数の依存性が強いことを示すことができました。ITERでは現在のトカマク装置に比べて規格化された回転半径は小さくなることが予想されるため、今回得られた成果は将来の装置での周辺輸送障壁幅は十分な核融合出力を得る可能性を示唆するものであります。

●参考文献

Urano, H. et al., Dimensionless Parameter Dependence of H-Mode Pedestal Width Using Hydrogen and Deuterium Plasmas in JT-60U, Nuclear Fusion, vol.48, no.4, 2008, 045008, p.1-9.

3-3 先進プラズマの崩壊現象を探る

—プラズマ流と多段階現象の解明—

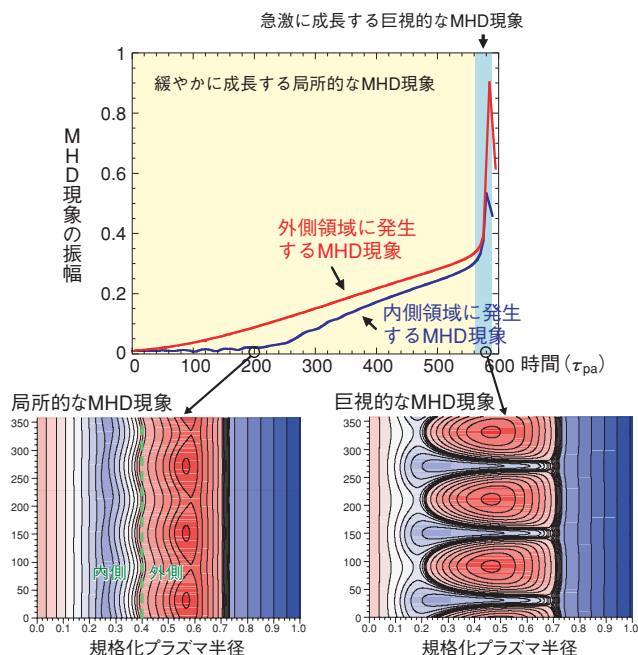


図3-7 先進プラズマ中に発生するMHD現象の時間発展
時間単位は体系中の波の特性時間 $\tau_{pa}=0.1\mu\text{sec}$ 。外側領域では、初期 ($t=0$) からMHD現象が発生していますが、初期段階 ($t<250$) では、内側領域のMHD現象は流れにより抑制されています。MHD現象が急激に成長する段階 ($t>560$) では、プラズマ半径方向に広がった巨視的なMHD現象が観測されています。

トカマクプラズマでは、急激に起こる巨視的な電磁流体 (MHD) 現象によりプラズマが崩壊し、プラズマの高性能化を阻害するとともに、プラズマ対抗機器に損傷を与える場合があります。したがって、その原因の解明と制御方法の開発が重要な研究課題のひとつです。自発的に流れるプラズマ閉じ込め電流の割合が多く、経済的に優れた炉心プラズマとして期待される先進プラズマ放電では、標準プラズマ放電に比べて低いプラズマ圧力でプラズマ崩壊現象 (低圧力崩壊) が発生する頻度が高く、先進プラズマ放電の実用化を阻害する要因のひとつとなっています。しかしながら、先進プラズマ放電で発生する低圧力崩壊の発生条件は、線形理論を中心とした従来の物理モデルで説明することは不可能でした。特に低圧力崩壊では、急激に進む崩壊現象に先立って、異なった特徴を持つ現象が観測されることが多く、このような前駆現象は低圧力崩壊の発生を予測するシグナルとして期待されますが、相互の因果関係は不明でした。

実験では、以下の順序で現象がしばしば観測されます。

- (1) プラズマ外側または表面領域で、緩やかに成長する局所的なMHD現象が発生
- (2) プラズマ内側領域を含む広い領域で、急激に成長す

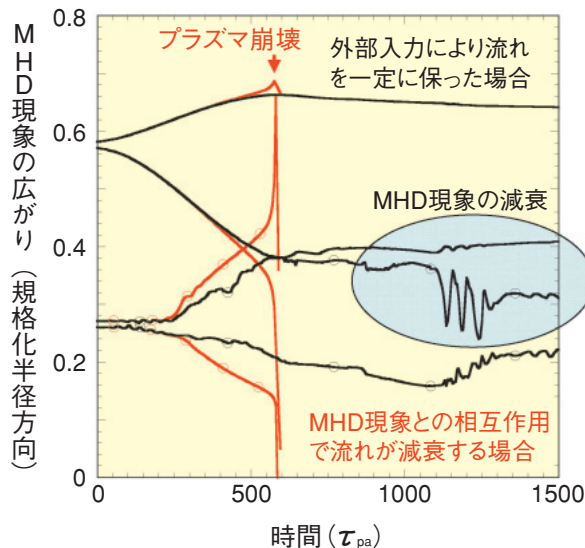


図3-8 流れによる先進プラズマの低圧力崩壊の回避
時間単位は体系中の波の特性時間 $\tau_{pa}=0.1\mu\text{sec}$ 、外部入力により流れを維持すると、MHD現象は発生するが、プラズマ崩壊には至らず減衰していきます。

る巨視的なMHD現象が発生

(3) 低圧力崩壊が発生

数値トカマク実験研究では、現象(1)~(3)の関係を明らかにするため、トカマクプラズマ中に一般的に存在するプラズマ流れに着目し、MHDモデルに基づく数値シミュレーション研究を行いました。その結果、実験で観測される現象(1)~(3)が、それぞれが独立した現象ではなく、連続した物理現象 (多段階現象) であることを明らかにしました (図3-7)。プラズマ流れは、流れを扶む二つの領域間の情報伝達を阻害する性質を持ち、しばしば重要な役割を果たします。本研究で見いだした多段階現象では、プラズマ流れにより、ある位置 (プラズマ外側領域又は表面領域) で発生した電磁揺動の伝播が流れにより抑制され、本来は巨視的なMHD現象が局所的なMHD現象となり、前駆振動として観測されていることを発見しました。流れにより局在化したMHD現象は、流れに作用して流れを減衰させることにより巨視的なMHD現象となり低圧力崩壊を引き起こします。この知見をもとに、前駆現象である現象(1)のシグナルを検知し、プラズマ流れを制御することによる先進プラズマの低圧力崩壊の抑制方法を考案しました (図3-8)。

●参考文献

Ishii, Y. et al., Plasma Rotation Effects on Magnetic Island Formation and the Trigger of Disruptions in Reversed Shear Plasmas, Nuclear Fusion, vol.49, no.8, 2009, 085006, p.1-10.

3-4 MWを超える高出力中性ビームの世界最長入射 —JT-60SAでの100秒入射に向けて—

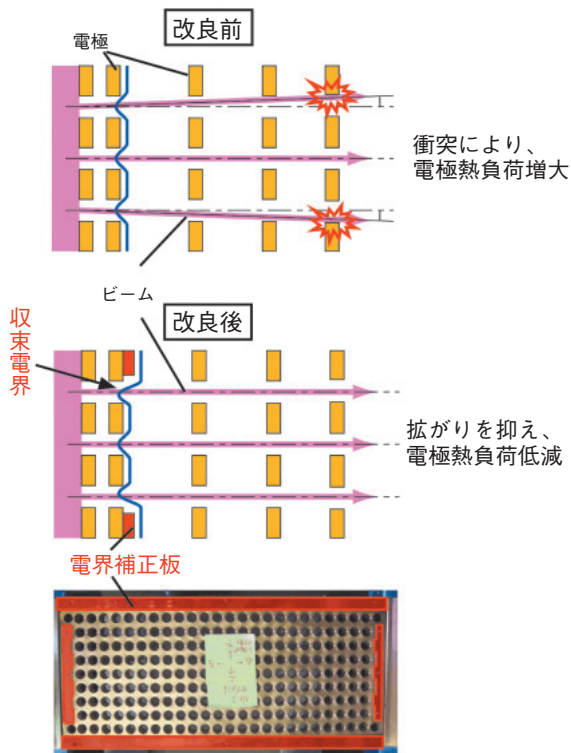


図3-9 改良前後のビーム軌道の模式図
改良前、最外のイオンビームが空間電界で外側に反発し、電極に衝突していました。改良後、電界補正板を用いて収束電界を作り、最外のイオンビームの拡がりを抑え、電極熱負荷を低減しました。

プラズマ加熱の有力な手段のひとつとして、中性粒子をプラズマに入射する方法があります。中性粒子入射装置(NBI)は多くの核融合実験炉の主要な加熱装置であり、ITERやJT-60SAなどの次期装置でも採用されています。NBIでは、イオン源で高速に加速されたイオンを、ガスで満たされたセル内に通し、高速の中性粒子(原子)に変換し、残留イオンを処理したあと、中性粒子のみをプラズマへ入射します。ITERやJT-60SAでは、プラズマ中心を加熱するために、0.5MeV~1.0MeVのエネルギーの高い中性粒子を入射する必要があり、中性粒子への変換効率が高い重水素負イオンを用いた中性粒子入射装置(N-NBI)が使用される予定です。

また、ITERやJT-60SAのN-NBI装置に要求される入射時間は100~1000秒であり、既存のJT-60U装置の定格の10~100倍に相当します。そこで、JT-60U N-NBI装置を用いて、長パルス化の開発研究を行いました。従来、本装置はビーム入射中に負イオン源の電極熱負荷が増大するため、長パルス化は困難でした。

そこで、電極熱負荷の実測や三次元ビーム数値計算を行った結果、電極熱負荷は図3-9に示すように、電極周

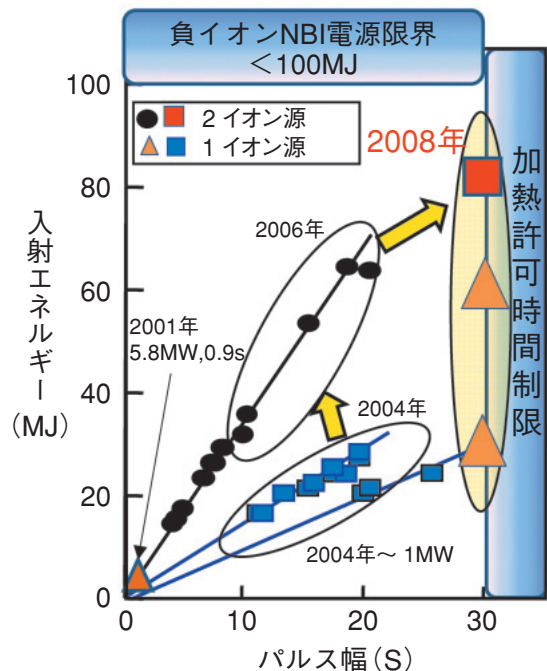


図3-10 JT-60 N-NBI装置で達成した入射エネルギー
2004年から1台の負イオン源を用いて、N-NBIの長パルス化を開始し、2006年には2台のイオン源による長パルス化を行いました。その後、両負イオン源の加速電極の熱負荷を低減して、2MWと1MWの中性粒子ビームを30秒間入射しました。

辺部で生成されたイオンビームが付近の空間電界で反発され外側に拡がり、イオンが直接電極に衝突すること起因することを明らかにしました。このイオンの直接衝突を抑制するために、電極周辺部に電界補正板を設置し、周辺部のビームの拡がりを抑えることに成功しました。衝突による発熱を抑制した結果、電極の熱負荷を長パルス運転時の許容値(500kW)以下に低減することができました。三段加速方式であるJT-60負イオン源に対して、五段加速方式であるITER用負イオン源においても、同様の対策で電極熱負荷の低減を期待することができます。

この熱負荷低減の対策により、イオン源1台当たり2MWを超えるビームを、世界で初めて30秒間連続して入射することに成功しました(図3-10)。その結果、世界に先駆けて、ITERの標準運転時の核出力の2倍に相当する高規格化ベータ($\beta_N=2.6$)プラズマの28秒間生成に大きく貢献しました。また、長パルス入射時の電極の冷却水の温度は約25秒で飽和しており、100秒以上の入射が要求されるJT-60SAやITER用負イオン源の熱設計への見通しが得られました。

●参考文献

Hanada, M. et al., Development of Long Pulse Neutral Beam Injector on JT-60U for JT-60SA, Proceedings of 22nd IAEA Fusion Energy Conference (FEC 2008), Geneva, Switzerland, 2008, FT/P2-27, 8p., (http://www.fec2008.ch/preprints/ft_p2-27.pdf).

3-5 原子力機構開発の多孔多段型加速方式に決定

—ITERプラズマ加熱装置用加速器の方式選択試験—

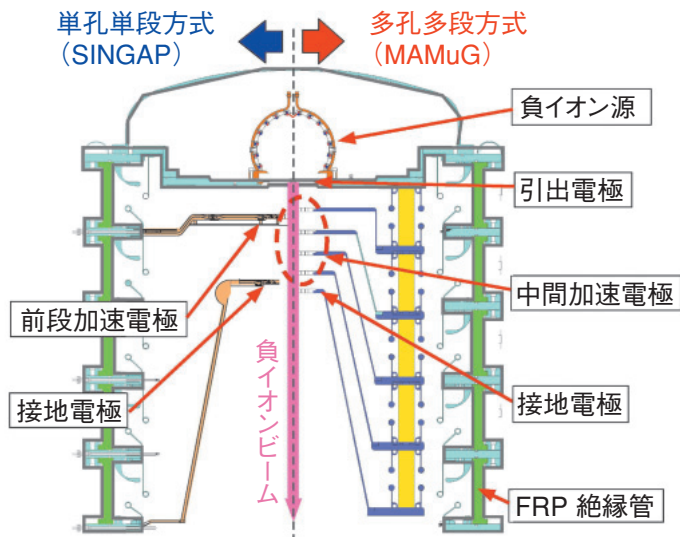


図 3-11 SINGAP型とMAMuG型負イオン加速器の比較

SINGAP型加速器では、構造が単純である反面、加速器内で発生した電子は高エネルギーに加速され接地電極を抜けて加速器外へ流出します。MAMuG型は構造が複雑ですが発生した電子は高エネルギーに加速される前に中間電極に衝突させ除去するため、加速器外への高エネルギー電子流出が抑制できます。

ITERのプラズマ加熱・電流駆動装置であるNBIには、1基当たり16.5MWの高パワー中性粒子ビームの入射が要求されています。NBIでは加速器で発生した高エネルギーの水素負イオンビームを中性粒子ビームに変換したあと、プラズマへと入射します。この高パワー中性粒子ビームを得るためには、加速器で40Aの負イオンを1MeVまで加速することが必要となります。これは従来高エネルギー物理学研究用に用いられてきた加速器に比べ二桁以上高い電流です。私たちはMeV級イオン源試験装置において、ITER NBI用1MeV加速器の研究開発を行っています。

NBI用負イオン加速器には、図3-11に示すとおり、イオン源で生成した負イオンを単孔電極で一段加速する単孔単段型（SINGAP: Single-aperture single-gap）加速器と、トピックス3-4で紹介したJT-60用NBIのように、多孔を持つ複数の加速電極で多段加速する多孔多段型（MAMuG: Multi-aperture multi-grid）加速器の2方式が提案されています。ITER NBIで必要となる1MeV加速器としてはSINGAP型が主としてフランスで、図3-12に示す五段のMAMuG型が原子力機構において開発が進められ

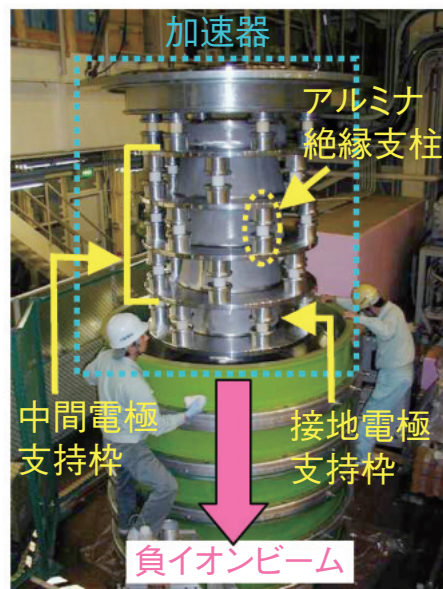


図 3-12 原子力機構が開発したMAMuG型加速器

MAMuG型加速器では、五段の静電加速で負イオンを1MVに加速します。各中間電極はアルミナ絶縁支柱で1MVフランジから吊り下げられる構造を持ちます。

てきました。ITERに向けたNBIの加速方式選定のために、EUからの研究者延べ7名を原子力機構に迎え、2007年8月より9ヶ月間にわたり両加速器の性能比較試験を行いました。その結果、以下のことが明らかとなりました。

- (1) 加速器の耐電圧性能に関しては、MAMuGでは定格の1MV保持が可能であるのに対し、SINGAPの保持可能電圧は最高でも800kVであった。
- (2) MAMuGでは796keV、320mAの負イオン加速に成功したのに対し、耐電圧性能が低いため、SINGAPでは672keV、220mAにとどまった。
- (3) SINGAPでは負イオンとともに加速され、下流に流出する電子量は、MAMuGの3倍となり、加速器下流に設けられるビームライン機器などへの熱負荷が問題となることが判明した。

以上のように、耐電圧性能、最大負イオンビーム電流、付随電子加速の観点からMAMuGの性能が優れることが明らかとなりました。この結果から、ITER機構は私たちが開発したMAMuG加速器の方式をITER NBIに採用することに決定しました。

●参考文献

Taniguchi, M. et al., Development of 1 MeV H⁻ Accelerator at JAEA for ITER NB, AIP Conference Proceedings 1097, 2009, p.335-343.

3-6 ITERによる超伝導コイル技術の進展 —世界最大の超伝導コイルの技術開発—

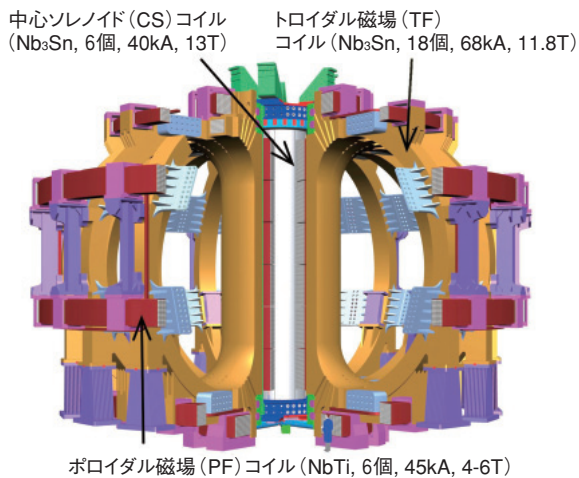


図 3-13 ITER超伝導コイル・システム

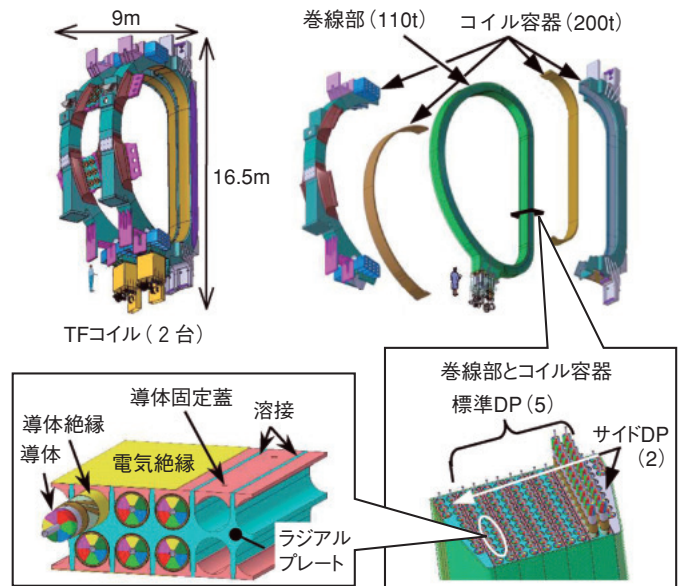


図 3-14 TFコイルの構造

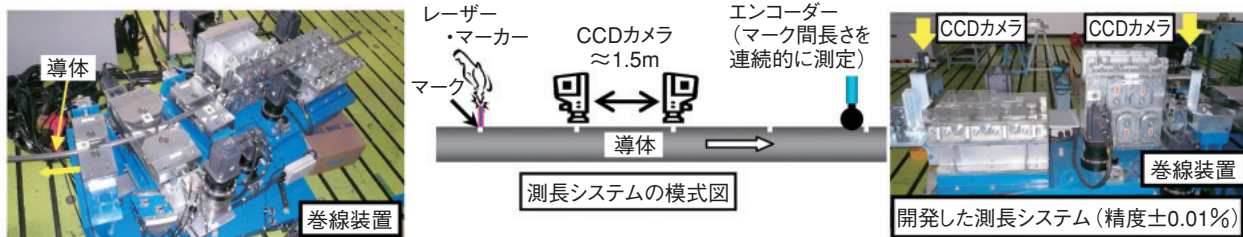


図 3-15 TFコイル高精度巻線装置

日本、欧州、米国、ロシア、韓国、中国、インドが協力して開発を進めているITERでは、高温のプラズマを閉じ込め、制御するために10T以上の高い磁場が必要となります。これには巨大な超伝導コイルを使用します(図 3-13)。プラズマ閉じ込めの磁場を発生させるトロイダル磁場(TF)コイルは、高さ16.5m、幅9m、重さ約300tの世界最大の超伝導コイルです(図 3-14)。日本はTFコイル9個、全体の1/4のTF導体(Nb₃Sn導体)の調達を担当し、2008年から世界に先駆けて、TF導体の調達を始めました。

TFコイルでは、導体を渦巻き状に巻いて積層した巻線部を、これに働く巨大な電磁力(50MN/m)を支持するコイル容器で覆った構造を採用しています(図 3-14)。巻線部は7枚のダブル・パンケーキ(DP)と呼ばれるコイル要素で構成され、ダブル・パンケーキは、以下の手順で製作します。(1)1コイル当たり長さ4.6kmのTF導体を、数mmの寸法公差を満足するように、導体長を±0.02%の高精度で管理しながらD型に巻線し、(2)Nb₃Sn生成のための650℃、200時間の熱処理を行い、(3)導体に働く巨大な電磁力(800kN/m)を支持するステンレス鋼

製のラジアル・プレートの溝に導体を挿入し、(4)導体とラジアル・プレート間を電氣的に絶縁して導体固定用の蓋を被せ、(5)最後にダブル・パンケーキ全体に電気絶縁を施します。

巻線では、極めて高い寸法精度が求められているのに加えて、ITERの製作工程を守るために、それぞれのコイルの巻線を4ヶ月以内の短期間で行うことも求められています。このため、高精度の巻線が可能で自動化した巻線機が必要となり、私たちは、巻線機の心臓部となる高精度巻線装置(図 3-15)を開発しました。本巻線装置では、導体の曲げ加工時の断面変形を0.2mm以内に抑えるようにローラーの配置を最適化し、さらに、自動巻線時にレーザーで導体表面にマークを付けて、これらの距離を2台のCCDカメラを用いて正確に測定することで、±0.01%の高精度で導体長を測定することを可能としました(図 3-15)。加えて、開発した巻線装置で3m/minの巻線速度も達成しました。これらにより、TFコイルで要求される導体長を±0.02%の高精度で管理する自動巻線が可能となり、TFコイルの製作に目途を立てました。

●参考文献

Koizumi, N. et al., Critical Issues for the Manufacture of the ITER TF Coil Winding Pack, Fusion Engineering and Design, vol.84, issues 2-6, 2009, p.210-214.

3-7 ITERダイバータプラズマ制御のための計測装置開発の進展

—ITERの過酷な環境で使用できる信頼性の高い分光計測装置の開発を目指して—

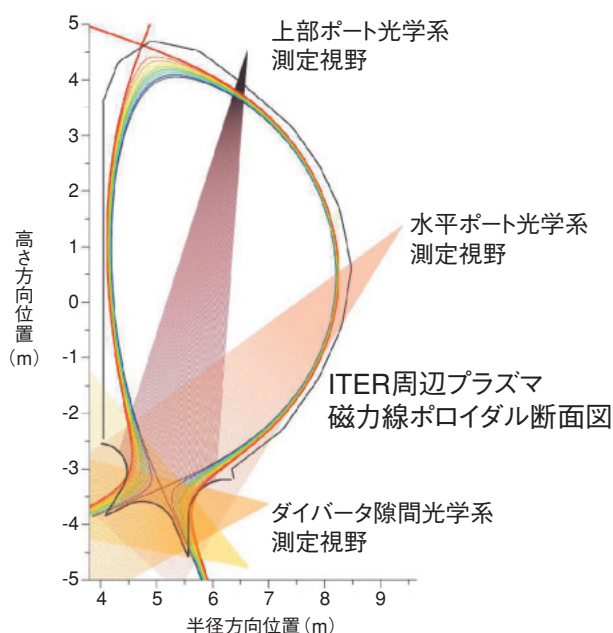


図 3-16 ITERダイバータ不純物モニターの測定視野

上部ポート、水平ポート、ダイバータポート及びダイバータカセットのそれぞれに光学系を配置し、ダイバータ部を様々な方向から詳しく計測します。

ITERでは核融合出力500MWを400秒以上維持することが目標となっています。そのため、これまでの計測装置では経験したことのない、高温、高放射線、高粒子束といった過酷な環境下での計測装置の開発が必要です。

ITERダイバータ不純物モニター装置は、ダイバータ部における不純物や重水素及びトリチウムのスペクトル線の発光強度分布を紫外から近赤外の広い波長領域で分光測定する計測装置です(図3-16)。不純物やダイバータの制御になくはならない貴重なデータを提供します。現在、実機の製作に向けた光学設計と機械設計を行うとともに、プラズマ直近でも使用可能なMoミラーによる光学系の試作試験を進めています。

運転期の高温、高放射線、高粒子束により光学性能が劣化し、不純物流入束を10%以内の精度で測定するという要求性能を維持することが難しくなることが懸念されています。そのため光学系の感度を常時モニターすることのできる「その場感度校正」方法の確立が、解決すべき最重要課題のひとつでした。そこで、ITERの運転期間中であっても「その場感度校正」を行うことのできる新しい方法を開発しました。この方法では、入射光が同じ光路に戻ってくる極小回帰鏡アレイの開発が鍵となり

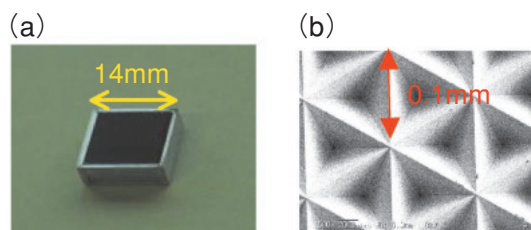


図 3-17 極小回帰鏡アレイ
(a)全体図 (b)走査電子顕微鏡写真

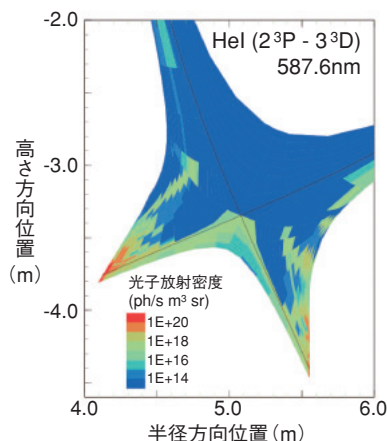


図 3-18 ITERダイバータ部におけるヘリウム原子のスペクトル線(HeI線:波長587.6nm)発光強度分布
赤の箇所が強く発光しています。

ました。外部より導入した光を光学系の先端部まで通し、ここに設置した極小回帰鏡アレイで反射させ、検出器に戻った光の強度から、光学系全体の感度を知ることができます。

使用した極小回帰鏡アレイは、一辺が0.1mmの極小回帰鏡を整然と並べたものです(図3-17)。この極小回帰鏡アレイを上部ポート光学系の実機規模光学系に組み込み、原理実証試験を実施し、ITERにおいても適用可能なことを確認しました。

ITERでは核融合反応で生成されたヘリウムがダイバータ部に流れてきます。周辺プラズマの数値計算モデルと衝突輻射モデルを用いてヘリウム原子のスペクトル線の発光強度分布を評価しました。得られた発光強度分布を図3-18に示します。図3-16に示した複数の視野でダイバータ領域を観測することで、観測した視線積分強度から、二次元分布を計算することが可能となります。実際、ダイバータ隙間光学系の位置を最適化することで、10cm程度の空間分解能を達成できることを確認しました。これにより、図3-18に示したような複雑な構造を持つ発光分布を、精度良く計測する見通しを得ることができました。

●参考文献

Ogawa, H. et al., Engineering Design and R&D of Impurity Influx Monitor (Divertor) for ITER, Fusion Engineering and Design, vol.83, issues 10-12, 2008, p.1405 -1409.

3-8 大出力ジャイロトロンの高繰り返し出力の成功 —ITERの実験入射を模擬して—

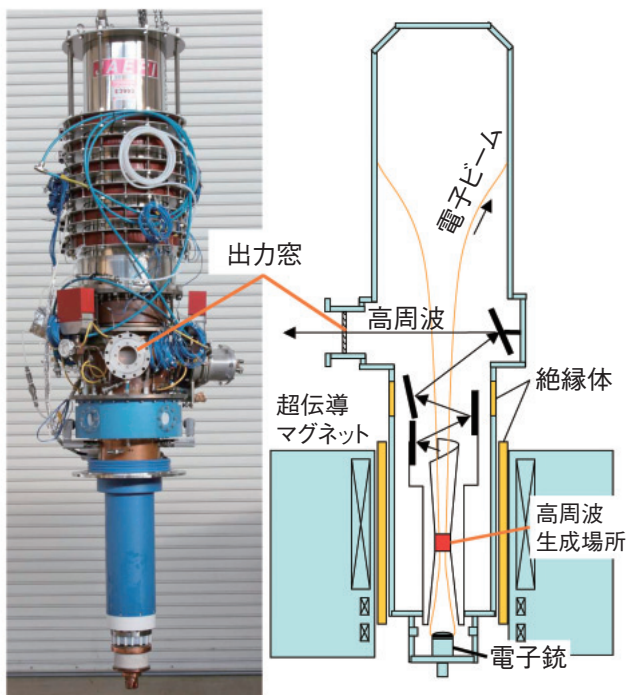


図 3-19 ITER用高周波プラズマ加熱装置 ジャイロトロン
左はジャイロトロン外觀写真、右はその断面です。ジャイロトロンは全長 3m の高周波発生装置です。電子銃より放出される電子ビームが強磁場中を通過するときに強力な高周波を生成します。

ジャイロトロンとはマイクロ波と呼ばれる高周波を高出力で生成する装置です(図 3-19)。高真空中に保たれたその内部で回転電子ビームを生成し、約 80keV まで加速した電子ビームが、強磁場中を通過するときに高周波エネルギーに変換されます。ITER でプラズマ中の電子を加熱するのに必要な 170GHz という高い周波数を得るために超伝導マグネットを用いて 7T という強力な磁場を印加しています。

私たちは ITER 用ジャイロトロンの開発のために様々な先進技術を開発してきました。代表例としてエネルギー回収技術によるエネルギー変換効率の飛躍的な向上、出力窓に人工ダイヤモンドを採用することによる世界で最初の長パルス 1MW 発振の成功などが挙げられます。これらの技術開発により、2007 年に世界で初めて ITER で要求される出力 1MW、エネルギー変換効率 50% 以上、運転時間 500 秒以上という条件を同時に満たすことに成功しました。これによりジャイロトロンが ITER 及び核融合炉において有用な加熱装置であることを明確に示すことができました。

ITER では 400 秒間プラズマを保持し、30 分間休止する

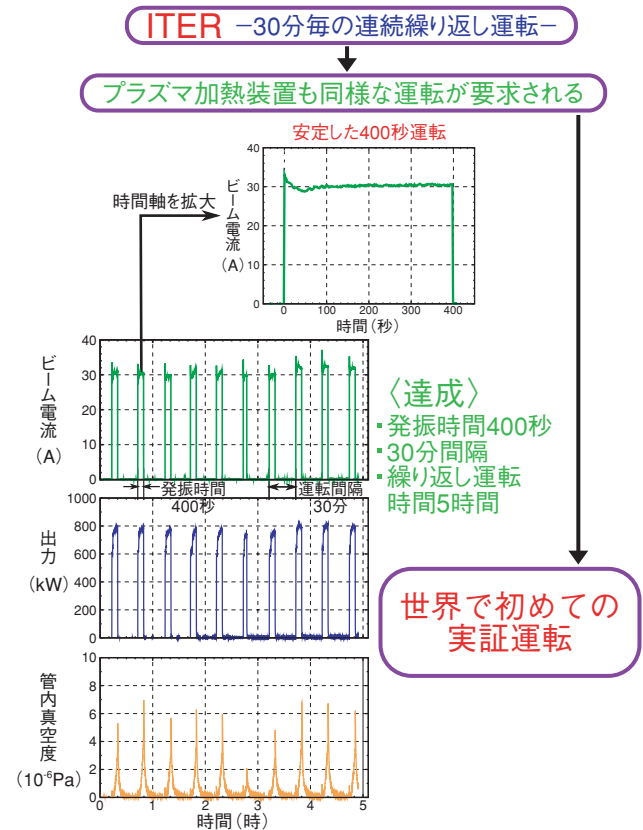


図 3-20 ジャイロトロン高繰り返し運転

という繰り返し運転が予定されています。これまでは ITER における 1 回のプラズマ保持時間である 400 秒以上ジャイロトロンを運転することに重点が置かれていましたが、実際にはこの運転を 30 分ごとに繰り返すことが要求されます。その場合、ジャイロトロン内部の真空度や、電子を生成する電子銃の状態が 30 分で初期状態に戻ることが重要です。特に電子銃は電子を放出するたびに温度が変化し表面状態が微妙に変化するため、ショット後一定時間が経過しないとショット前の状態に戻りません。そこでショット中の電子銃の温度変化を最小に抑え短い時間で電子銃の状態をショット前の状態に戻すため、ショット中に印加する磁場、電圧、電子銃を加熱するヒーター電流のリアルタイム制御を行い電子銃温度と電子ビームの最適化を行いました。この結果、図 3-20 に示すように、5 時間もの間 400 秒という長時間運転を 30 分間隔で行うことに成功しました。これは世界で初めて達成した、長時間繰り返し運転であり、私たちが開発したジャイロトロンが ITER での実用に十分耐えることを示しています。

●参考文献

Kajiwara, K. et al., Long Pulse and High Power Repetitive Operation of the 170GHz ITER Gyrotron, Plasma and Fusion Research, vol.4, 2009, p.006-1-006-3.

3-9 ITERダイバータ高熱負荷試験に世界で初めて成功

—実機熱負荷に耐えるITERダイバータモックアップ完成—

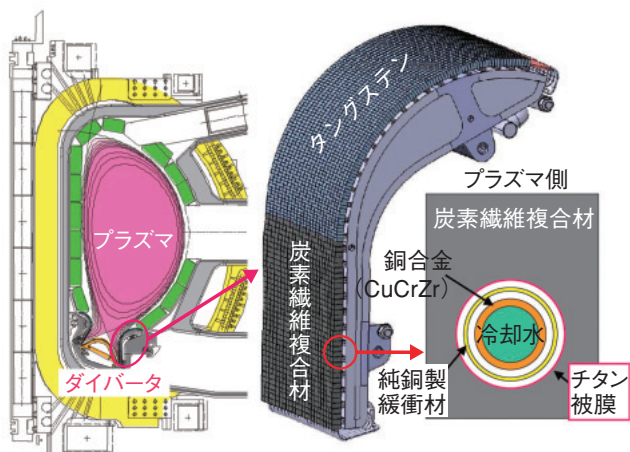


図3-21 ITERダイバータ外側ターゲット

ダイバータはプラズマから生じる不純物の排気を助ける役割をもっています。ITER工学設計活動で得た知見に基づき、表面保護タイルと冷却管の間に柔らかい純銅製緩衝材（クッション材）を挟んで接合することに成功しました。さらに、炭素繊維複合材の接合面にあらかじめチタンを塗布して金属化し、 $\pm 5\mu\text{m}$ の組合せ寸法精度を達成して接合不良を克服することにも成功しました。

私たちはITER計画の実現に向けて、核融合炉の炉内機器のひとつであるITERダイバータ外側ターゲット（図3-21）の研究開発を進めてきました。ITERダイバータの調達準備段階として、これまでの成果に基づき、性能評価試験用ダイバータ試験体（図3-22）を、産業界の協力を得て製作し、ITER機構が行った高熱負荷試験に世界で初めて成功しました。

ITERダイバータは、炉心プラズマの最も高い熱負荷に耐え得る強固な設計が求められます。この設計要求のハードルは高く、従来の工学機器では未経験の最大 $20\text{MW}/\text{m}^2$ の高熱負荷に耐える構造が不可欠です。そのため、ITERの参加各極は、高温耐久性を有するダイバータの製作を達成すべく、研究開発を進めてきました。

私たちは、高熱負荷に耐え、純銅を超える高い熱伝導性を持った炭素繊維複合材に着目し、炭素繊維複合材製の表面保護タイルを銅合金製の冷却管に「ロウ付け」接合する構造の開発を行ってきました。しかし、この表面保護タイルは、冷却管の銅合金よりも熱膨張係数が小さいため、接合中に表面保護タイルが割れてしまうなど、冷却管との接合が困難でした。この問題の克服には、多孔質で脆い性質の炭素繊維複合材と銅合金製冷却管の組

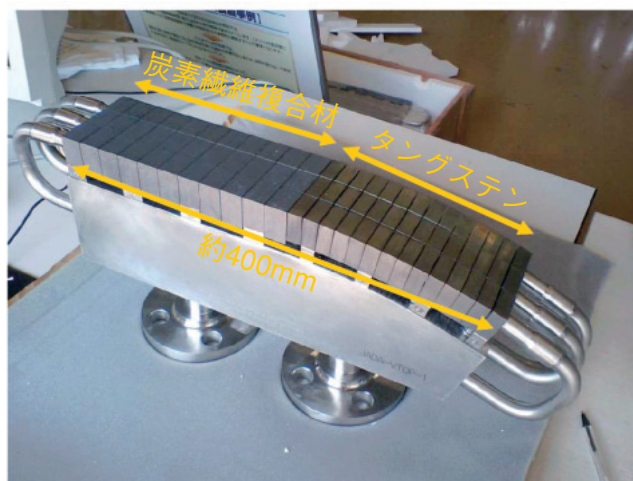


図3-22 性能評価試験用ダイバータ試験体

ロシアのエフレモフ研究所で高熱負荷試験を行い、ITERダイバータ要求性能を満足することに成功しました。その結果、ITER機構から、ダイバータ調達極（日・欧・露）で初となる実機ダイバータ製作に必要な技術能力を認定されました。

合せ寸法精度の管理が重要です。

そこで、ITER工学設計活動で得た知見に基づき、表面保護タイルと冷却管の間に柔らかい純銅製緩衝材を挟んで互いの熱膨張差を吸収するとともに、炭素繊維複合材の接合面にあらかじめチタンを塗布して金属化を図り、 $\pm 5\mu\text{m}$ の組合せ寸法精度を達成して、接合不良を克服しました。

この技術を用いて製作した性能評価試験用ダイバータ試験体は、ITER機構により、ロシアのエフレモフ研究所で高熱負荷試験が行われました。その結果、ダイバータ調達に際し、受け入れ基準となる $20\text{MW}/\text{m}^2$ の熱負荷で1000回以上の耐久性能を達成しました。これにより現在、我が国は、ダイバータ調達極（日・欧・露）の中では初となる、実機ダイバータ製作に必要な技術能力の認定をITER機構から受けました。

この成果をもとに、私たちは、2009年度よりITERダイバータ調達の一環として、実規模プロトタイプの実施する予定です。さらに、2011年度を目途に実機用ダイバータの量産及びITER機構への納入を開始する見通しです。

●参考文献

Ezato, K., Suzuki, S. et al., Provisional Procurement Activity and R&D's on Divertor HRF Components in JADA, Proceedings of 22nd IAEA Fusion Energy Conference (FEC 2008), Geneva, Switzerland, 2008, IT/P7-17,6p., (http://www.fec2008.ch/preprints/it_p7-17.pdf).

3-10 核融合炉材料の中性子による発熱の予測精度向上を目指して —放出荷電粒子に対する二重微断面積の測定—

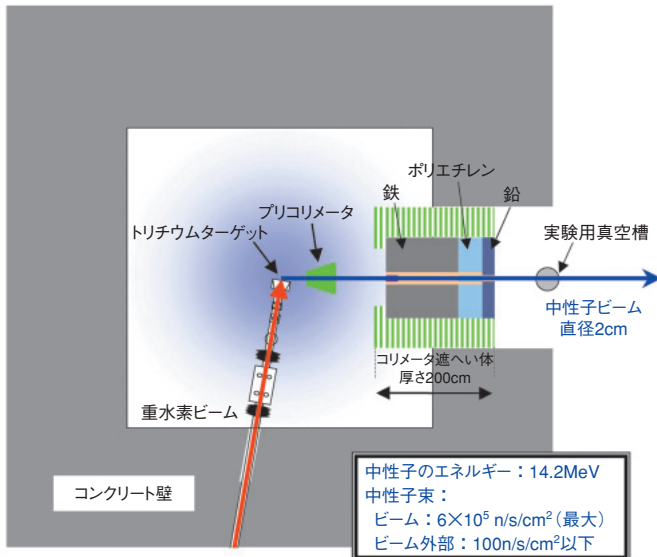


図 3-23 FNSにおける二重微断面積測定の実験系図

等方に発生した中性子を大型のコリメータ遮へい体でコリメートして直径2 cmの中性子ビームを作り、測定に利用しました。これにより、測定の妨げとなるバックグラウンドを大幅に低減することができ、高精度の測定が可能になりました。

現在、研究開発が進められている重水素と三重水素を用いた核融合炉では、核融合反応によって生じる14MeVの中性子がエネルギーの大半を担います。この中性子は、核融合炉内の機器（ブランケット等）と様々な核反応を起こしながらそのエネルギーを失い、一方、機器の方はエネルギーを与えられて発熱します。これらの機器の健全性を担保するためには、あらかじめ中性子との核反応によって発生する発熱量を精度良く見積もっておく必要があります。また、核融合炉で発電を行う際には、このような中性子との核反応によって付与された熱エネルギーを利用することになりますので、その発熱量を正しく予測することが必要となります。

このような中性子との核反応による発熱は核発熱と呼ばれ、核融合炉の設計の中でシミュレーション計算によって算出されます。この計算の際に必要な基礎データが、中性子との核反応によって放出される荷電粒子（陽子、アルファ粒子等）のエネルギー分布と角度分布を与える、二重微断面積です。

私たちは核融合中性子源施設（FNS）において、核融合炉の機器を構成する材料からの放出荷電粒子に対する

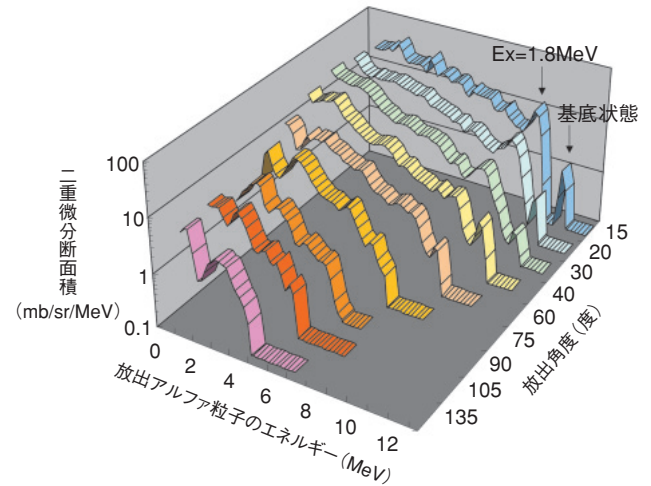


図 3-24 ベリリウムからの放出アルファ粒子の二重微断面積の測定値

ベリリウムに14MeVの中性子が入射したときに、それぞれの放出角度に放出されるアルファ粒子のエネルギー分布を表しています。本研究では、広いエネルギー範囲、放出角度範囲の詳細な実験データを世界で初めて測定することに成功しました。

二重微断面積の測定を進めています。測定を行った体系の概要を図3-23に示します。今回、その材料として最も重要なもののひとつであるベリリウムからの放出アルファ粒子の二重微断面積の測定を行い、世界で最も詳細なデータの取得に成功しました。得られたデータを図3-24に示します。この測定データをもとにベリリウムの核発熱への変換係数を算出し、我が国の核反応断面積データベースであるJENDL-3.3及びITERの設計に用いられてきたFENDL-2.0から算出した核発熱への変換係数と比較しました。その結果、これらの核反応断面積データベースから算出した核発熱への変換係数が15%程度小さく、核発熱を15%程度過小に見積もることが分かりました。また、この原因がこれらのデータベースのベリリウムからの放出アルファ粒子の二重微断面積に問題があるためであることも分かりました。

このように、私たちの測定した詳細なデータを用いることで、データベースのどの部分がどのように問題であるかを初めて具体的に明らかにし、核融合炉でのベリリウムの核発熱の予測精度向上に向けて大きな成果を上げることができました。

●参考文献

Kondo, K. et al., Verification of KERMA Factor for Beryllium at Neutron Energy of 14.2 MeV Based on Charged-Particle Measurement, Fusion Engineering and Design, vol.83, issues 10-12, 2008, p.1674-1677.

3-11 核融合炉材料の実証のために

—核融合材料照射用中性子源IFMIFの液体Liターゲットの開発—

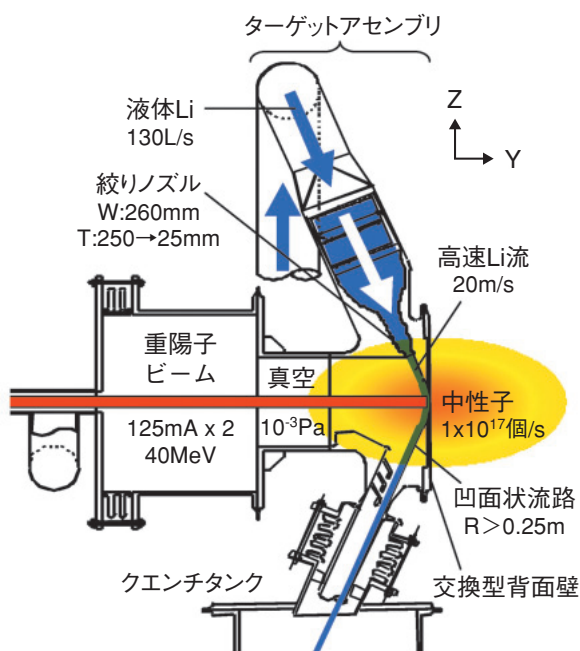


図 3-25 IFMIFの液体Liターゲットの概念

液体Liはノズルで絞られ高速流になり、凹面状の背面壁に沿って流れる間に重陽子ビームの入射により強力な中性子を発生します。

核融合炉に用いられる材料の開発のためには、候補材料に対して、重水素 - 三重水素の核融合反応で発生するエネルギー14MeVの中性子による損傷等を評価することが必要です。国際核融合材料照射施設 (IFMIF: International Fusion Materials Irradiation Facility) はこのために大強度の中性子を発生し、材料への照射試験を行う施設です。現在、日欧間の国際協力であるBA活動の一環としてIFMIFに関する工学実証・工学設計活動 (EVEDA: Engineering Validation and Engineering Design Activities) が実施されています。

図 3-25はIFMIFの中性子発生部である液体リチウム (Li) ターゲットの概念を表したものです。重水素の原子核である重陽子 (D) を加速器で40MeVまで加速しLiターゲットに入射して、D-Liの核反応により14MeV程度の中性子を大量に発生させます。そのための加速器ビームパワーは平均10MW (40MeV, 250mA) にもなるので、Liを液体状にして高速で流すことにより除熱します。また、加速器の真空条件下でも液体Liが沸騰しないようにするため、流路の底面を凹面状にして遠心力を発生させ、Li流れ内部の圧力を上昇させて沸点を上昇させま

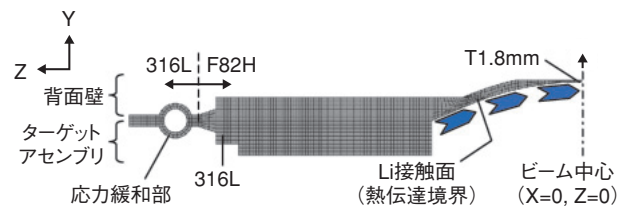


図 3-26 熱応力解析モデル

対称性により、二種の材料をつなぎ合わせた背面壁とターゲットアセンブリ (部分) のうち1/4 ($X > 0, Z > 0$) をモデル化して解析を実施します。

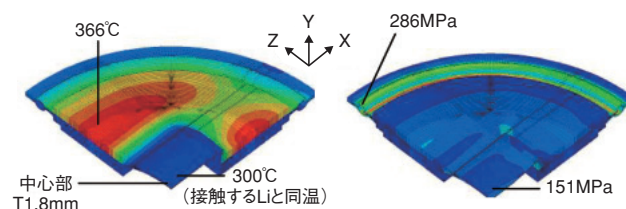


図 3-27 ビーム運転中背面壁の熱応力解析結果

中性子が最も強い中心部はLiと接触してそれと同温度になり、むしろその周辺の肉厚部が高温となります (左)。この温度差により二種の材質からなる背面壁に熱応力が発生しますが、応力緩和部が変形することで十分小さくできます (右)。

す。この凹面状のLi流路底面を形成する背面壁は強い中性子照射を受けるため、中心部には低放射化フェライト鋼 (F82H) を用います。その中心部の厚さは中性子の減衰をできるだけ抑えるため非常に薄く (1.8mm) する必要があります。

私たちはこのような過酷な条件下での背面壁構造の成立性を熱応力解析 (図 3-26) で検討しました。その結果、ビーム運転中で中性子核発熱により図 3-27 (左) のような温度分布となる場合でも、図 3-27 (右) に示すように背面壁周囲に円弧状の応力緩和構造を設け、これが変形することにより半径方向の圧縮熱応力を最大でも 286MPa として許容値以下にできることを明らかにしました。

EVEDAではこのようなIFMIF実機的设计と並行して、重要な技術について様々な実証試験を行うため、Li試験ループを建設しています。IFMIF実機と流体的に同等なLi流れを発生させて高速Li流れの安定性とループ全体の長時間の安全・健全運転を実証し、同時に流れ計測技術、不純物トラップによる純化能力も実証する計画です。

●参考文献

Nakamura, H. et al., Status of Engineering Design of Liquid Lithium Target in IFMIF-EVEDA, Fusion Engineering and Design, vol.84, issues 2-6, 2009, p.252-258.

量子ビームテクノロジーの展開

量子ビームの特徴

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）が作る波動性と粒子性をあわせ持つ高品位のビームです。量子ビームは、物質を構成する原子や分子と相互作用して、その配列や組成、結合状態や電子状態を変化させることから、量子ビームを用いると原子・分子レベル（ナノレベル）の加工が可能です（「創る」機能）。また、このような相互作用により、量子ビーム自身には進行方向の変化やエネルギーの損失が起こります。別の種類の量子ビームが発生することもあります。このような量子ビームの変化は原子や分子の状態を反映するので、量子ビームは原子や分子の状態を観るナノレベルの観察手段としても有効です（「観る」機能）。

量子ビームの利用

原子力機構では、保有する研究炉や加速器等の量子ビーム施設群（量子ビームプラットフォーム）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の発生・制御・利用技術を高度化するとともに、量子ビームの「観る」「創る」機能を最大限に活用し、科学技術基本計画の重点分野に沿って、物質・材料分野、環境・エネルギー分野、生命科学・先進医療・バイオ技術分野において先端的研究開発を進めることにより、科学技術・

学術の進歩と産業の振興に貢献することを目指していません（図4-1）。

最近の成果

最近の成果の具体例としては、物質・材料分野では、世界初となる高温超伝導物質内での電子の集団的揺らぎの観察、希薄磁性半導体の強磁性転移温度に及ぼす磁性原子の役割の明確化、高温・高圧下でのアルミニウム水素化物の合成と水素放出・吸収過程の実測の成功、宇宙用高効率三接合太陽電池の放射線劣化モデルの構築が挙げられ、トピックス4-1～4-4で紹介しています。環境・エネルギー分野では、アルミナにおける電子線照射による触媒活性の発現とその有害物質分解の促進を見いだすとともに、原子力エネルギー応用に関連したレーザー同位体分離の新技術創出、レーザーコンプトン散乱で発生する γ 線を用いた同位体検出技術の考案などで大きな前進があり、トピックス4-5～4-7で紹介します。生命科学・先進医療・バイオ技術分野の成果については、トピックス4-8～4-12に示します。難病治療薬の開発を目指したタンパク質構造解析では、エイズ治療薬の標的となるHIVプロテアーゼの構造を明らかにし、新薬の設計・開発に貢献しています。さらに、ポジトロンイメージングを用いたマメ科植物の空気中窒素の固定化の実測と固定化速度の定量化、重イオン照射細胞と非照射細胞における遺伝子発現応答の相違究明、がん治療応用が期待される放射線で壊れるナノカプセルの創製など、優れた成果を数多く挙げています。



図4-1 原子力機構の量子ビーム施設群と研究開発領域

4-1 強く相互作用した電子の集団的揺らぎを観測

-電荷ストライプの集団励起の研究-

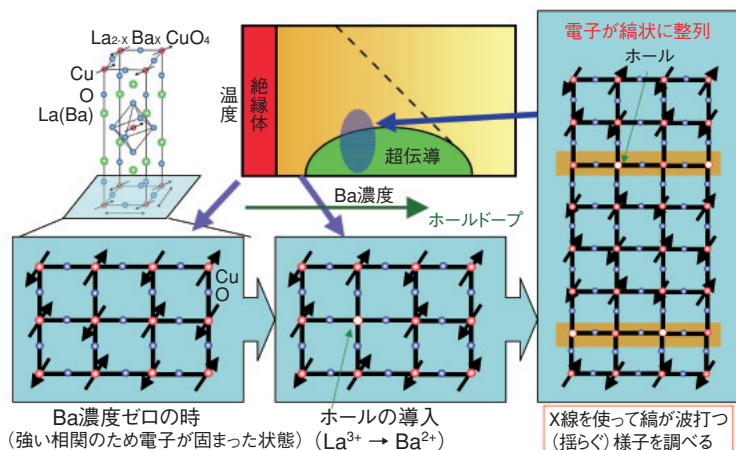


図 4-2 強い電子間相互作用が働く場合(銅酸化物の例) $\text{La}_{2-x}\text{Ba}_x\text{CuO}_4$ でBa濃度ゼロの場合、電子は強い相互作用(斥力)のため動けず絶縁体になります。ホールを導入すると高温超伝導体へ変化します。各黒矢印は電子の持つ磁石の性質を表しています。超伝導を示すBa濃度領域では電子が縞状に整列します。その縞状の電子の集団励起を観測しました。

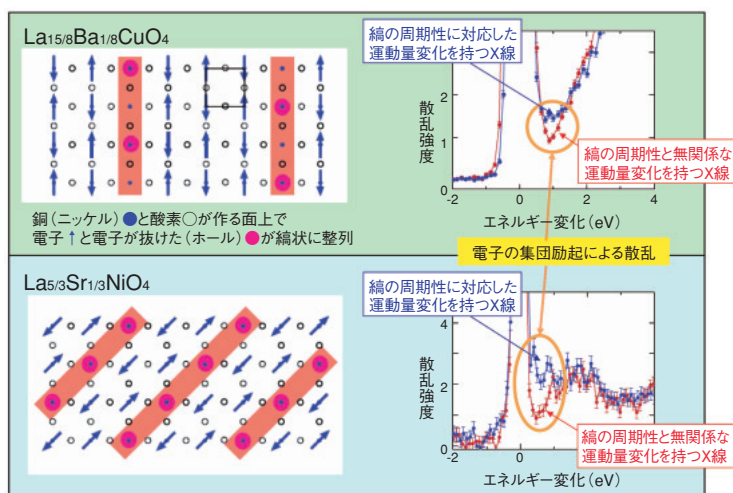


図 4-3 縞状に整列した電子の集団励起の観測 縞状に整列した電子の周期構造に対応する運動量変化(Qs)で測定した共鳴非弾性X線散乱スペクトル(青のデータ)と電子の周期構造と無関係な運動量変化で測定した共鳴非弾性X線散乱スペクトル(赤のデータ)の比較。いずれの物質においても電子の周期構造に対応する運動量で測定したデータに電子の集団励起に起因するシグナルを観測しました。

私たちは、東北大学及び米国アルゴン国立研究所と共同で、物質の中で強く相互作用した電子が起こす集団的揺らぎ(集団励起)を観測することに世界で初めて成功しました。

現代の物理学において、金属中の伝導電子のように互いに相互作用のない自由電子の振る舞いは、理論的・実験的に良く理解されていますが、互いに強い相互作用を持つことで集団的に振る舞う場合には理論的扱いも困難になり、良く理解されていません。しかし電子の相互作用が強い物質では、高温超伝導を代表例とした数々の新規かつ有用な性質を示すことが知られています。

今回、私たちは、電子が強い相互作用を示す典型例である銅酸化物高温超伝導体と関連物質のニッケル酸化物において、電子の集団的振る舞いを調べました。これらの物質では強い相互作用のために、図4-2に示すように縞状に電子が整列した状態(電荷ストライプ状態)が現れます。

本研究では、大型放射光施設SPring-8と米国アルゴン

国立研究所の大型放射光施設Advanced Photon Sourceを用い、共鳴非弾性X線散乱法という手法で、銅酸化物及びニッケル酸化物において、電荷ストライプ集団励起(縞状に整列した電子が集団で周期的にその位置を変えること)を直接観測することに成功しました。図4-3のように、今回測定した二種類の物質では電子の縞構造が異なっており、銅酸化物は縞が縦に整列し、ニッケル酸化物では縞が斜めに整列します。その両方でストライプ集団励起が観測されたことで、縞状に整列した電子状態に普遍的な集団的揺らぎが存在することが明らかになりました。また銅酸化物における高温超伝導ではこのような電子間の強い相互作用に起因する集団的揺らぎが必要であることが示されました。

今回の観測の成功により、電子の集団励起という物質科学における新たな研究ジャンルを開拓しました。また今後、電荷ストライプ集団励起の研究を進めることで、その観測物質が示す高温超伝導の機構の解明につながることも大いに期待されます。

●参考文献

Wakimoto, S. et al., Charge Excitations in the Stripe-Ordered $\text{La}_{5/3}\text{Sr}_{1/3}\text{NiO}_4$ and $\text{La}_{2-x}(\text{Ba},\text{Sr})_x\text{CuO}_4$ Superconducting Compounds, Physical Review Letters, vol.102, issue 15, 2009, p.157001-1-157001-4.

4-2 希薄磁性半導体の軟X線磁気円二色性による研究 —放射光が明らかにしたスピントロニクス材料の性能向上への指針—

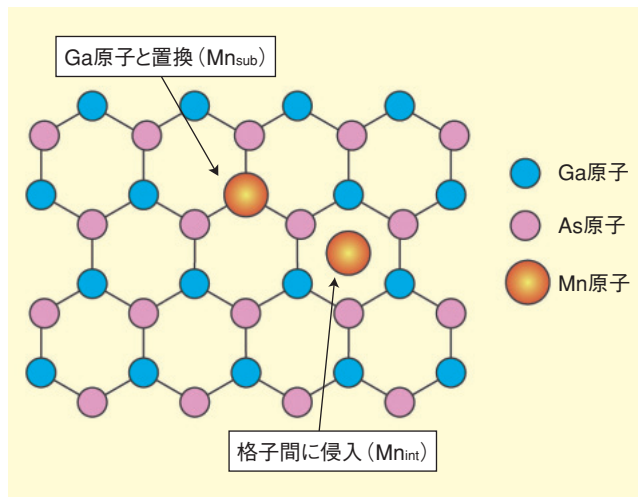


図 4-4 $\text{Ga}_{1-x}\text{Mn}_x\text{As}$ の(111)面の模式図
 Mn_{sub} はGaと置換されたMnイオン、 Mn_{int} は結晶格子の隙間に入り込んだMnイオンをそれぞれ表しています。

電子は「電荷」と「スピン」を持っています。半導体エレクトロニクスは、電荷の性質のみを利用していません。半導体スピントロニクスは、もうひとつの性質であるスピンの性質を半導体エレクトロニクスに融合させる技術です。その実用化には、半導体でありながら強磁性を示し、かつ室温以上の強磁性転移温度 (T_c) を持つ物質の開発が必要となります。 $\text{Ga}_{1-x}\text{Mn}_x\text{As}$ は、その有力候補材料ですが、まだ室温以上の T_c は達成されていません。この物質の強磁性はGaと置換したMn (Mn_{sub})により発現していることが分かっていますが、現状の試料作製技術においては、 Mn_{sub} だけでなく、格子間に侵入したMn (Mn_{int})の生成が避けられません(図4-4)。そして、 Mn_{int} の存在は T_c が上昇しないことに影響しているのではないかと疑われていましたが、これまでそれらの関係が解明されていませんでした。

そこで、私たちは放射光を利用した軟X線磁気円二色性(XMCD)実験により、 Mn_{int} の T_c への影響を調べました。XMCDはMn原子1個当たりの磁化の大きさを抽出することができます。今回は、Mn $L_{2,3}$ 吸収端における

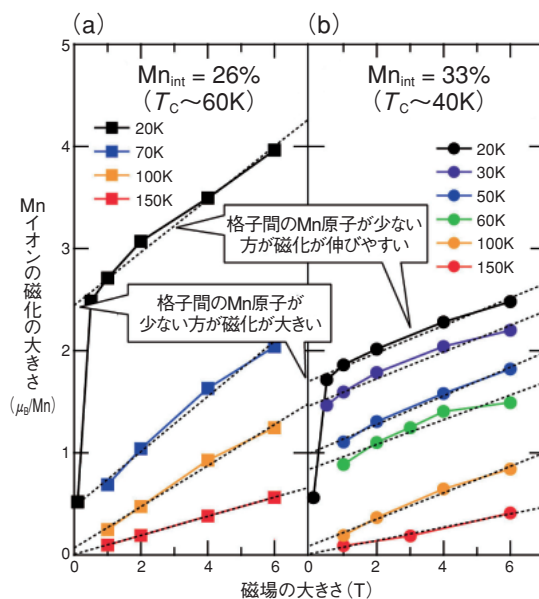


図 4-5 $\text{Ga}_{1-x}\text{Mn}_x\text{As}$ のいくつかの温度での磁化の磁場依存性
すべてのMnイオンのうち(a) Mn_{int} が約26%で $T_c \sim 60\text{K}$ 、(b) Mn_{int} が約33%で $T_c \sim 40\text{K}$ の試料です。 Mn_{int} の量は今回のXMCD実験から見積もった値です。

XMCDの詳細な磁場・温度依存測定を行いました。このXMCD実験はSpring-8の原子力機構専用ビームラインBL23SUで行いました。

図4-5にいくつかの温度における、XMCDから見積もられたMnイオン1個当たりの磁化の大きさの磁場依存性を示します。20Kでの実験結果に注目しますと、 Mn_{int} が26%で $T_c \sim 60\text{K}$ の試料の方が、 Mn_{int} が33%で $T_c \sim 40\text{K}$ の試料に比べて、自発磁化が大きく、磁場の大きさに対する磁化の傾きが大きかったことが分かりました。これは、 Mn_{sub} と Mn_{int} との間に反強磁性相互作用が存在していることを示しています。つまり、 Mn_{sub} が強磁性状態になる一方で、 Mn_{int} がその強磁性を打ち消し、 T_c の上昇を妨げていることが明らかになりました。

この研究成果は、希薄磁性半導体の最も代表的物質である $\text{Ga}_{1-x}\text{Mn}_x\text{As}$ において、その磁性を決定しているMnの磁気的な役割を明らかにした結果であり、半導体スピントロニクス社会実現に向けての材料の強磁性特性向上への指針を与えるものです。

●参考文献

Takeda, Y. et al., Nature of Magnetic Coupling between Mn Ions in As-Grown $\text{Ga}_{1-x}\text{Mn}_x\text{As}$ Studied by X-ray Magnetic Circular Dichroism, Physical Review Letters, vol.100, issue 24, 2008, p.247202-1-247202-4.

4-3 水素エネルギー社会実現へ向けた材料開発へ指針 —水素とアルミニウムの直接反応によるアルミニウム水素化物の合成—

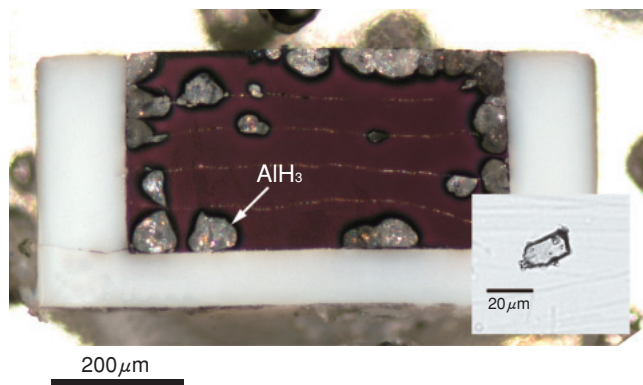


図 4-6 合成された AlH_3 結晶と未反応のアルミニウム金属の顕微鏡写真

中心の黒く見える部分が未反応のアルミニウム金属です。その中の透明なガラス状の粒が AlH_3 の結晶で、大きさは数～数 $10\mu\text{m}$ です。一部を取り出したものを挿入図に示します。アルミニウム金属を囲む凹型の白い部分は試料容器です。

水素は環境負荷の小さい理想的なエネルギー媒体であるため、燃料電池の開発など水素を利用したエネルギー技術の開発が技術先進国で精力的に取り組まれています。水素エネルギー技術を開発する上で、安全で効率的な水素貯蔵技術の確立は克服すべき課題のひとつです。圧縮水素ガスや液体水素の貯蔵と比べて、金属の水素化合物は安全かつ大量に水素を貯蔵することができることから、水素の貯蔵材料として有望視されています。

従来から知られているランタン・ニッケル水素化物などの水素吸蔵合金は、比較的低い圧力で水素を吸蔵することができます。一方アルミニウムは非常に高い圧力しないと水素を吸蔵できません。また、アルミニウム表面に形成される不動態皮膜と呼ばれる酸化膜が水素化反応を妨げるため、水素との直接反応によるアルミニウム水素化物の合成は困難とされてきました。しかし、アルミニウム水素化物は、水素を高密度で含有（水素の重量密度が約10%）するため、燃料電池自動車などに用いる水素貯蔵材料としては最適です。直接反応が可能になれ

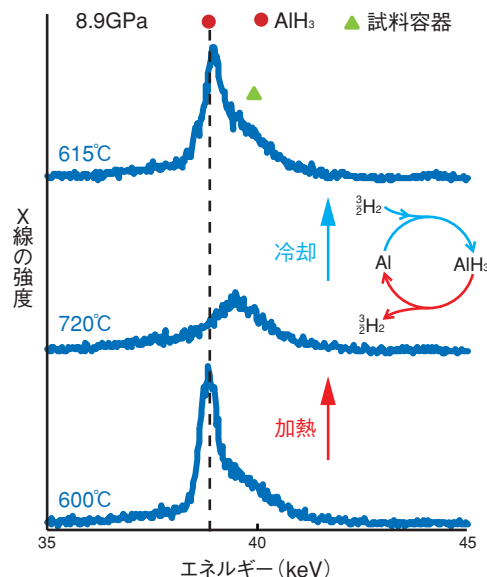


図 4-7 放射光その場観察により得られた高温高压水素流体中のアルミニウム試料の粉末X線回折パターン

水素圧8.9GPa, 600°Cで合成した AlH_3 を加熱すると、約700°Cで分解して水素を放出します。ここから冷却すると約640°Cでアルミニウムが再び水素と反応して AlH_3 が再生成します。

ば、アルミニウムへ異種金属を添加した新しい軽金属合金を用いることも可能で、より低い圧力で水素を吸蔵する新しい水素吸蔵材料の開発につながります。これは、クリーンな水素エネルギー社会実現へ向けた一歩です。

今回、私たちは、高温高压下において水素が極めて反応性の高い水素流体になることを利用して、約600°C-9GPaの水素圧下で直接反応によるアルミニウム水素化物の合成に世界で初めて成功しました(図4-6)。SPring-8のX線回折実験でその場観察を行ったところ、水素放出過程と再水素化過程をとらえることに成功しました(図4-7)。反応性の高い水素流体が不動態皮膜の影響を抑えられたと考えられます。

今後、水素化反応機構を解明して、より低い温度、圧力下で水素化反応を起こすアルミニウム合金の開発を目指します。

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

●参考文献

Saitoh, H. et al., Formation and Decomposition of AlH_3 in the Aluminum-Hydrogen System, Applied Physics Letters, vol.93, issue 15, 2008, p.151918-1-151918-3.

4-4 人工衛星の寿命を効率的に予測する — 新型宇宙用太陽電池の放射線劣化モデルを構築 —

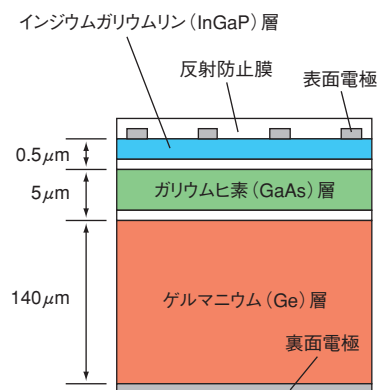


図 4-8 InGaP/GaAs/Ge 三接合太陽電池の断面図
上層にInGaP, 中間層にGaAs, 下層 (基板) にGeを配した太陽電池です。多層化していることにより従来の太陽電池よりも放射線劣化挙動が複雑になります。

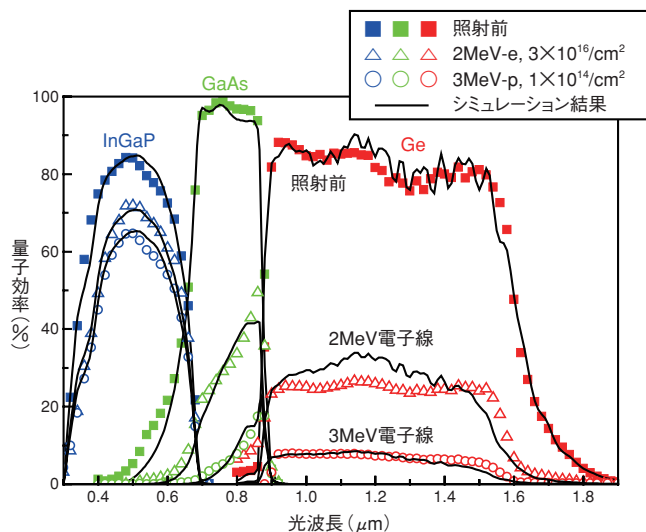
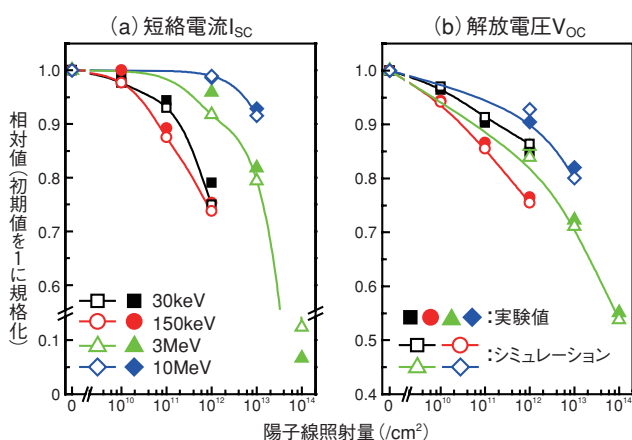


図 4-9 放射線照射による量子効率の変化
左から順に、青がInGaP層、緑がGaAs層、赤がGe層の量子効率です。色付き記号が照射前、白抜き記号が照射後の実験値であり、実線はシミュレーション結果です。

図 4-10 陽子線照射による発電特性の変化
色付き記号が実験結果、白抜きと実線がシミュレーション結果です。四種類のエネルギーの陽子線照射によって発電特性が減少していく様子をしていますが、いずれにおいてもシミュレーション結果は実験値をよく再現しています。

人工衛星に搭載する太陽電池は、宇宙空間に存在する大量の放射線 (電子線や陽子線) によって徐々に劣化してしまうため、太陽電池の積載量は打上げ直後ではなく、運用終了時の電池性能を予測して決定されます。したがって、宇宙用太陽電池には、小面積で大電力を生む高い発電効率に加え、高い耐放射線性が要求されます。そこで、耐放射線性の評価のために、加速器を用いた放射線照射試験 (地上照射試験) が行われているわけですが、太陽電池の劣化メカニズムを解明し、放射線による電池性能の劣化モデルを構築すれば、予測に必要な試験回数を大幅に減らすことが可能であり、効率的で経済的な宇宙用太陽電池の開発が実施できます。

近年、従来の単結晶シリコン太陽電池に代わって、高い変換効率 (~28%) を持つInGaP/GaAs/Ge三接合太陽電池 (図 4-8) が宇宙用の主流となりつつあります。ところが、この三接合太陽電池の耐放射線性については未だ十分な知見が得られていないため、高い耐放射線性の実証と正確な寿命予測が不可欠であるといえます。そこで本研究では、三接合太陽電池に電子線や陽子線の照射を行い、光デバイスシミュレータによって電池性能を評

価し、放射線劣化挙動を明らかにしました。そして、実験結果をもとに劣化モデルを構築し、その妥当性について検証しました。

図 4-9 は、三接合太陽電池に 3 MeV 陽子線、2 MeV 電子線を照射した際の量子効率 (各波長での電流変換効率) の変化です。これより、三接合太陽電池を構成する各層に対してキャリア濃度や拡散長などの物性値が導出され、これらをもとに発電特性 (短絡電流 I_{sc} 及び開放電圧 V_{oc}) を計算し、実験値と比較した結果が図 4-10 です。ここでは陽子線の結果のみ表示しましたが、電子線の場合とともに、いずれの粒子エネルギーについても実験値とシミュレーション結果は非常に良い一致を示すことから、今回提案した劣化モデルは妥当であるといえます。

また、非イオン化エネルギー損失 (NIEL) という指標を用いれば、各層の物性値の劣化挙動を統一的に解釈できることも分かりました。これらのことから、人工衛星のミッションで予測される放射線暴露量に対応する物性値の劣化量を見積もり、その劣化量に相当する電池性能をシミュレートすれば、実宇宙空間における三接合太陽電池の寿命を予測することが可能になると考えられます。

●参考文献

Sato, S. et al., Modeling of Degradation Behavior of InGaP/GaAs/Ge Triple-Junction Space Solar Cell Exposed to Charged Particle, Journal of Applied Physics, vol.105, issue 4, 2009, p.044504-1-044504-6.

4-5 金属酸化物が電子線照射下で活性触媒に変身！ —電子線照射ガンマアルミナによる有機物の酸化分解促進効果—

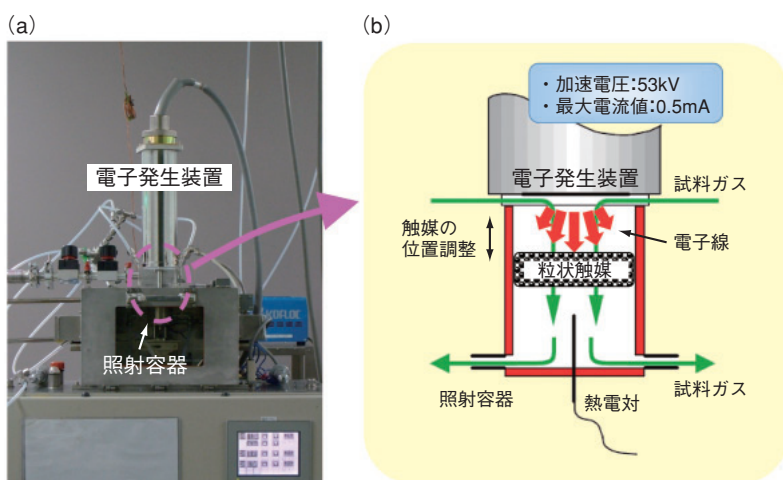


図 4-11 (a)触媒存在下電子線照射システム (外観)、(b)照射容器の内部図
このシステムは、電子発生装置、照射容器/触媒及びガス分析装置で構成されます。有機物を含む空気は、初めに電子線照射されその後触媒層を通過します。電子が届く距離は電子発生装置から下方向27mmまでの範囲であるため、触媒の位置を7, 17, 27及び47mmの4点に段階的に変化させることにより、電子エネルギーの50%を触媒に与える場合から、全く与えない場合までの条件を調節できます。

私たちは、光化学スモッグの原因物質である有機物の排出量を減らすため、塗装工場などから排出される有機物を、電子線照射で効率良く二酸化炭素(CO₂)まで酸化分解する技術の開発を進めています。この電子線照射技術は、エネルギーの高い電子により空気成分の窒素や酸素などを活性化し、この活性分子などの攻撃により有機物を酸化分解するものです。現在、有害な一酸化炭素(CO)を生成させずに有機物をCO₂だけに酸化分解するため、この照射技術に光触媒である二酸化チタンなどの触媒材料を組み合わせた手法の開発を行っています。この研究において、光などの外部エネルギーを利用しなくても、電子や活性分子などで触媒を活性化できること、更に貴金属触媒の基材として用いられているガンマアルミナが、電子線照射との組み合わせで特異的な効果を有することが分かりました。

本研究では、初めに電子線照射における複雑な触媒上の酸化反応を個別に定量するため、電子が届く場所(照射空間)から電子が届かない場所(非照射空間)まで触媒位置を段階的に変えることができる電子線照射システムを開発しました(図4-11)。このシステムを用いて大気への排出量の多いキシレンの酸化分解を指標として、

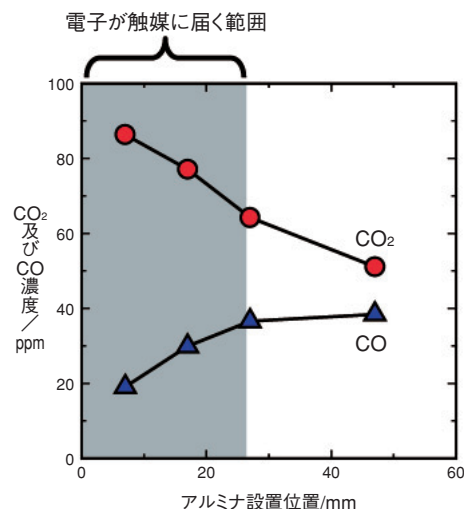


図 4-12 50ppmのキシレンを含む空气に、線量10kGyの電子線照射と異なる設置位置におけるアルミナ層を組み合わせた場合のCO₂及びCO濃度
電子線照射だけの場合のCO₂とCO濃度は、それぞれ28.9と38.5ppmです。有害なCO生成を抑えてCO₂の生成量を大きくするためには、アルミナ層を7mmの位置、つまりエネルギーの高い電子が届く位置に設置することにより達成できることが分かりました。

ガンマアルミナが与える効果について調べた結果、以下のことが明らかになりました。

- (1)電子線照射だけの場合に比べてアルミナ層を組み合わせた場合はCO₂生成量が増加
- (2)もとの有機物ではなく、この有機物が電子線照射で部分的に酸化された付着性の高い有機物が酸化
- (3)ガス空間で生じる反応を邪魔しても、照射空間にアルミナ層を設置することによりCOの生成量を減らし、同時にCO₂の生成量を向上(図4-12)

これまでの研究から、二酸化チタンなどの触媒を照射空間に設置すると、ガス空間の反応を邪魔するためその分だけCO₂生成量が低下します。しかし、アルミナを設置した場合このような現象は観察されず、逆にCO₂の生成量が増加するのは、イオン化されにくく化学的に安定な材料であるアルミナが、高いエネルギーの電子などによりイオン化や活性化され、この活性な場所が付着性の高い有機物を選択的にCO₂に酸化したためと考えられます。

今回得られた知見は、有害な有機物の酸化分解するための電子線照射技術だけでなく、今後、世界的規模での資源の枯渇が問題となる貴金属を必要としない触媒の開発にも大きく貢献できると考えています。

●参考文献

Hakoda, T. et al., Oxidation of Xylene and Its Irradiation Byproducts Using an Electron-Beam Irradiating a γ -Al₂O₃ Bed, Journal of Physics D: Applied Physics, vol.41, no.15, 2008, p.155202-1-155202-7.

4-6 革新的レーザー同位体分離へ向けて分子の振動を制御する — 極短パルスレーザーによるヨウ素分子の振動状態制御 —

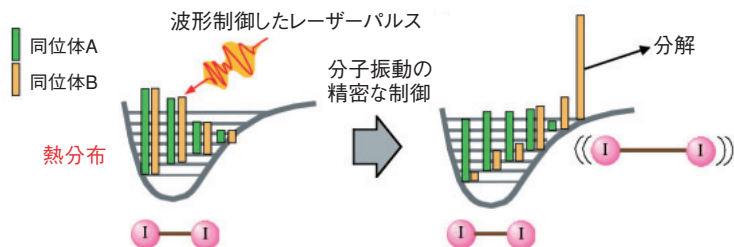


図 4-13 コヒーレント量子制御による分子振動制御の概念図
極短パルスレーザーの波形整形により分子の持つエネルギーを精密に制御しながら分子を激しく振動させると、同位体選択性を飛躍的に高めることができます。

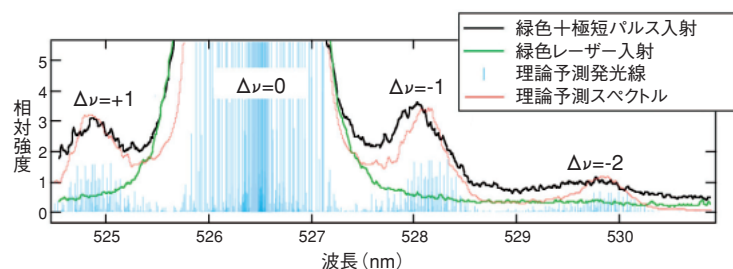


図 4-15 蛍光スペクトル

緑色レーザーだけでも観測される蛍光帯 ($\Delta\nu=0$) の周りに極短パルスレーザー照射により新たな蛍光帯 ($\Delta\nu \neq 0$) が観測され、ラマン散乱の理論予測スペクトルと一致しました。

我が国が進める核燃料サイクルへの貢献を目指して私たちはレーザーによる同位体分離の研究を行っています。その中で将来の同位体分離技術革新につながる新しい同位体選択原理の研究を行っており、今回、精密分子振動制御のための素過程の観測に成功しました。

従来の単色レーザーを用いる方式は原理的に高い選択性を期待できる優れた方法ですが、物質の持つ熱的な雑音に弱いため、光吸収波長の同位体差があまり大きくない重元素には適用困難になるという問題があります。この問題を克服するために、従来とは正反対の幅広いスペクトルを有する先進的な極短パルスレーザーを用いる全く新しい方法を検討しています。レーザーのパルス波形を自由に制御する技術を駆使して、物質の持つ量子力学的な波動性を利用する「コヒーレント量子制御」と呼ばれる技術です。

2007年度に私たちが行った理論計算により、分子が激しく振動する状態では同位体差が100倍以上大きくなるということが明らかになりました。そこで、分子の持つエネルギーを精密に制御しながらも分子を激しく振動させる技術の開発に取り組むことにしました(図 4-13)。今回は、ヨウ素分子をモデルとして用いることにより、この振動制御の研究に適した実験系の確立を目指しました。

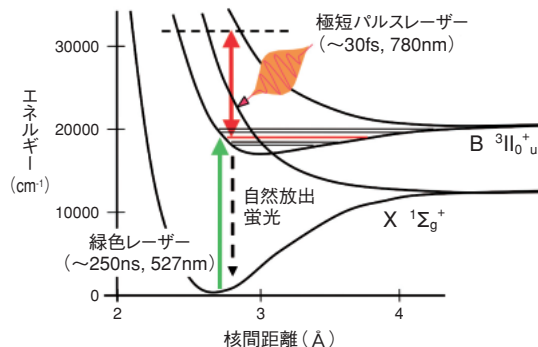


図 4-14 ヨウ素分子の核間距離ごとのポテンシャルエネルギーと光プロセスの模式図

狭いスペクトル幅を持つ緑色のレーザーによりあらかじめB状態を作ります。そこに極短パルスレーザーを照射することにより光吸収と誘導放出を瞬時に起こし、分子振動のエネルギーを増減させます(インパルスラマン散乱)。エネルギーの変化量は量子力学的に決まる最小単位 ($\Delta\nu$) あるいはその整数倍になります。変化の観測は、最安定なX状態へ戻る際に放出される蛍光を分析することにより行いました。

実験は関西光科学研究所にある高繰り返しkHzチタンサファイアレーザーを用いました。30fsという極めて短いレーザーパルスを、あらかじめ緑色レーザーにより高エネルギー状態(B状態)にしておいたヨウ素原子に照射しました。そこから最安定な状態(X状態)に復帰する際に発生する蛍光を分光することにより(図 4-14)、振動エネルギーが量子力学的に許される最小単位あるいはその2倍だけ増加あるいは減少することを確認できました(図 4-15)。一般に、ヨウ素分子は分光学的研究における代表的なモデル分子ですが、今回確認した光プロセス「電子励起状態B³II(0⁺)からのラマン散乱」は今までに見つかっていないものでした。また、振動エネルギーの増加と減少をチャープ(パルス時間内における波長成分の時間変化)により選択できることを初めて示すことができました。今後は、より激しく振動させることにより理論予想どおり同位体選択性が高まることを実証していく予定です。

この振動制御は同位体の微小な振動エネルギー差を増幅することに対応します。増幅された同位体差は光分解などにより更に化学種の違いに変換され、通常の化学的分離を適用できるようにします。今後これらのプロセスの基礎研究も進めていきます。

●参考文献

Matsuoka, L., Yokoyama, K. et al., Impulsive Stimulated Raman Transition on the β State of Iodine Molecules via Repulsive States, Physical Review A, vol.79, 061404(R), 2009, p.061404-1-061404-4.

4-7 レーザーと電子の衝突による γ 線ビームの発生と利用 —厚い遮へいを通して隠れた同位体の位置と形状を測定—

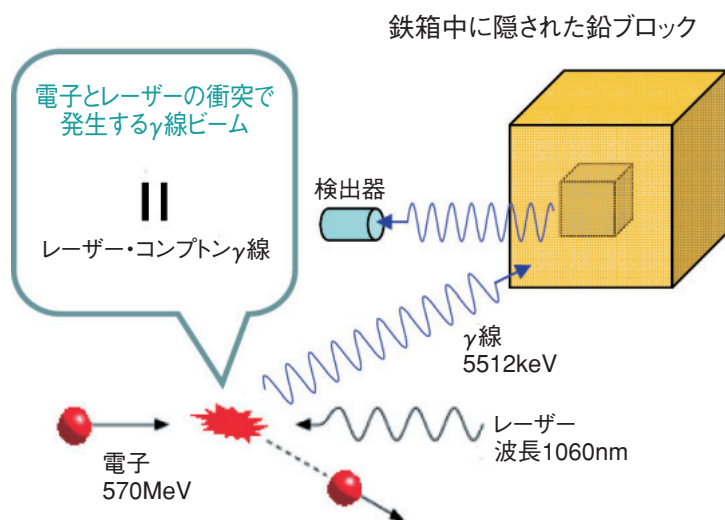


図 4-16 γ 線の発生と同位体検出実験の体系
レーザー・コンプトン散乱(レーザーと電子ビームの衝突散乱)により発生した γ 線ビームを鉄箱中に照射し、内部の同位体(鉛208)を検出します。

レーザー・コンプトン散乱は、高エネルギー電子とレーザーを衝突させて高エネルギーの光子(X線、 γ 線)が発生する現象です。レーザー・コンプトン散乱で発生する γ 線のエネルギーは、電子ビームエネルギーまたはレーザー波長を選ぶことで自由に変えることができます。

原子核は同位体ごとに固有の励起準位を持っており、この励起準位に等しいエネルギーを持った γ 線を入射することで、原子核の励起、脱励起反応を起こすことができます。この反応は原子核共鳴蛍光散乱と呼ばれます。私たちは、レーザー・コンプトン散乱で発生した γ 線と原子核共鳴蛍光散乱を組み合わせることで、物体に含まれる同位体を非破壊で検出する方法を提案しました(図4-16)。

この同位体検出法を実証するために、産業技術総合研究所の電子加速器(TERAS)を用いて実験を行いました。実験では、厚い(15mm以上の)鉄板で覆われた20mm角の鉛ブロック(鉛の同位体鉛208を含む)を試料とし、この試料にエネルギー5.5MeV(鉛208の共鳴エネルギーと同じエネルギー)、太さ1.3mmの γ 線ビームを照射位置を変えながら照射し、試料から散乱する γ 線を計測することで、厚い鉄に覆われた鉛ブロックの位置と形状(一次元形状)を取得することに成功しました(図4-17)。

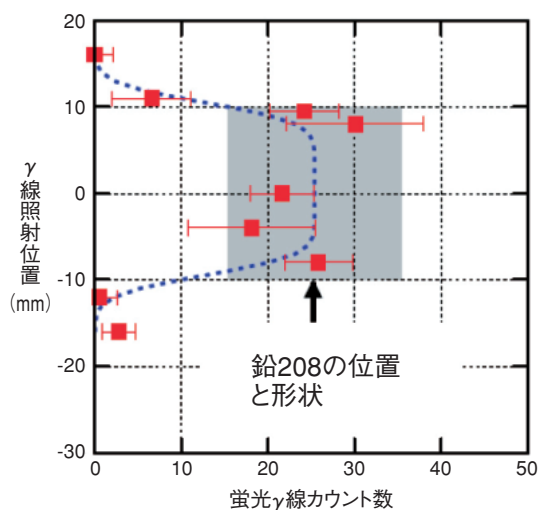


図 4-17 鉄箱内部の鉛208の形状測定の結果
厚さ15mmの鉄箱中に隠された鉛ブロックを γ 線により測定しました。 γ 線照射位置を直線上で移動し、鉛ブロックの位置と形状を調べたところ、実際の鉛208の位置と形状が一致しました。

厚い遮へいを通して同位体の検出ができたのは、強い透過力を持つ γ 線の特徴によるものです。 γ 線ビームのエネルギーは電子エネルギーを選ぶことで変えられますので、鉛208に限らず、ほぼ全ての同位体を本手法で非破壊に検出できます。さらに、より強度の強い γ 線を用いれば二次元、三次元の形状測定も可能です。

従来技術であるX線透過撮像法は、物体の密度の違いからその内部の形状を認識することが可能ですが、物体に含まれる同位体を識別することはできませんでした。原子力発電所で取り扱う燃料棒や放射性廃棄物には、核分裂物質を含めて様々な同位体が含まれています。物体に含まれる同位体の濃度、位置、形状を非破壊で測定することは、安全かつ効率的な核燃料サイクルの実現に必要です。本研究は、レーザー・コンプトン散乱 γ 線の利用として、放射性廃棄物に含まれる長寿命核種の濃度計測、貨物中に隠れられた核物質や爆発物の検知等への利用が期待されます。

今後、この手法を産業化するためには、レーザー・コンプトン散乱 γ 線の更なる高輝度、大強度化が必要です。このための要素技術である、エネルギー回収型リアック、低エミッタンス大電流電子銃の研究を行っています。

●参考文献

Kikuzawa, N., Hajima, R. et al., Nondestructive Detection of Heavily Shielded Materials by Using Nuclear Resonance Fluorescence with a Laser-Compton Scattering γ -ray Source, Applied Physics Express, vol.2, no.3, 2009, p.036502-1-036502-3.

4-8 より治療効果の高いエイズ治療薬の創製を目指して -HIV-1プロテアーゼの中性子結晶構造解析に成功-

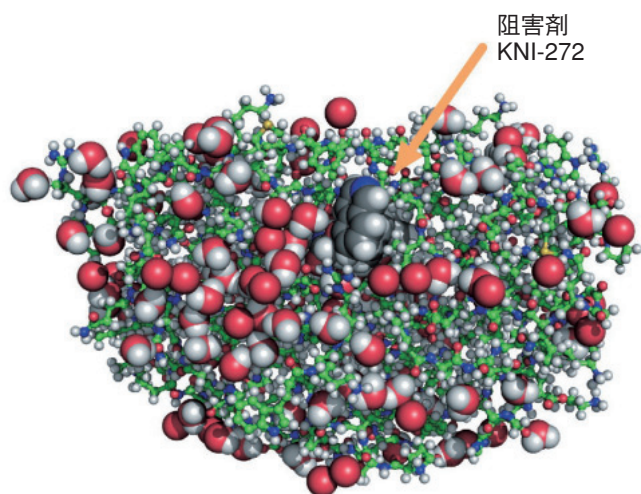


図 4-18 HIV-1プロテアーゼと阻害剤KNI-272複合体の水素原子を含む全原子構造

水素、炭素、窒素、酸素、硫黄原子を各々白、緑、青、赤、黄色で示します。水和水及び阻害剤分子は、空間充てんモデル（原子の大きさを実際の値に対応させたモデル）で表示しています。

エイズ治療薬の標的となるHIV-1プロテアーゼ（タンパク質）とその機能を阻害するKNI-272（化合物）の複合体結晶を作製し、中性子結晶構造解析によって水素原子を含む全原子の構造解析に成功しました。

HIV-1プロテアーゼは、二つのアスパラギン酸（Asp25とAsp125）を触媒残基とするタンパク質分解酵素であり、HIVの増殖に必須であることが知られています。したがって、HIV-1プロテアーゼの触媒機構及びその阻害剤との相互作用様式の解明が、抗エイズ薬（阻害剤）開発への重要な知見となります。HIV-1プロテアーゼの立体構造は、これまでにもX線結晶構造解析による解析例が多数報告されています。しかしX線は水素原子の検出に対して感度が低いため、機能発現に重要な水素原子は観察されていませんでした。そこで私たちは、水素（重水素）原子の検出に対して感度の高い中性子結晶構造解析を実施しました。

HIV-1プロテアーゼとその阻害剤KNI-272との複合体の中性子結晶構造解析には、原子力機構の研究用原子炉JRR-3に設置した生体高分子用中性子回折計装置BIX-4を用いました。得られたデータを解析することによってHIV-1プロテアーゼの全原子構造（図4-18）を決定する

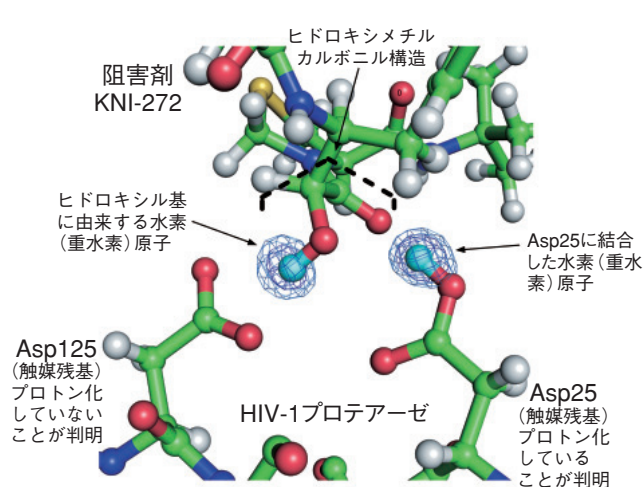


図 4-19 HIV-1プロテアーゼの触媒中心の立体構造

図中の編み目で描かれたマップは原子核散乱長密度分布であり、水素原子の存在を示しています。青色のマップは、水色のマップより密度の高い部分となります。触媒残基のプロトン化状態とその構造及び阻害剤のヒドロキシル基に由来する水素原子の位置も明らかになりました。

ことに成功しました。

今回用いた阻害剤KNI-272は、その中心にヒドロキシメチルカルボニルという特徴的な構造を持ち、HIV-1プロテアーゼの触媒残基と相互作用しています。触媒残基であるAsp25がプロトン化した状態で阻害剤KNI-272のカルボニル基と水素結合を形成し、阻害剤KNI-272のヒドロキシル基がプロトン化されていないAsp125と水素結合を形成することが明らかになりました（図4-19）。また、HIV-1プロテアーゼの触媒機構については、複数の説が提唱されていましたが、今回の結果からAsp25が基質となるペプチドにプロトンを供与すると同時にAsp125が加水分解に使われる水分子の活性化によって触媒反応が進行することが分かりました。

この成果は薬剤が直接作用するタンパク質の立体構造をより詳しくとらえたものであり、その構造的な特徴を利用して薬剤を設計することによって、更に効果的なエイズ治療薬の設計・開発段階で貢献できると考えています。

本研究は、原子力機構、京都薬科大学、大阪大学及び株式会社創品の4機関が共同して実施したもので、原子力機構は主にHIV-1プロテアーゼの試料調製と中性子を用いた構造解析を行いました。

●参考文献

Adachi, M. et al., Structure of HIV-1 Protease in Complex with Potent Inhibitor KNI-272 Determined by High-Resolution X-ray and Neutron Crystallography, Proceedings of the National Academy of Science of the United States of America, vol.106, no.12, 2009, p.4641-4646.

4-9 中性子非弾性散乱による蛋白質ダイナミクスの研究

—揺らぐ蛋白質を見る—

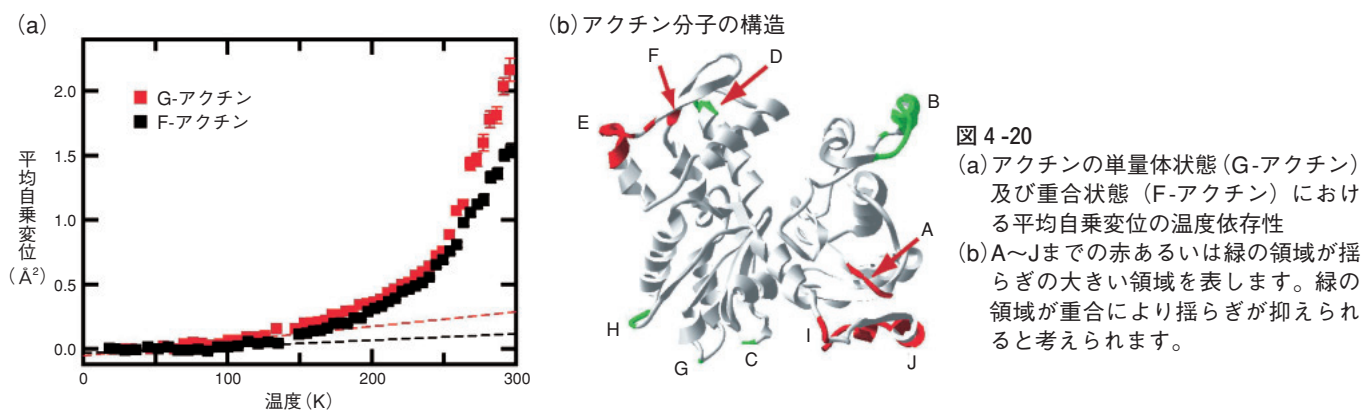


図 4-20

(a) アクチンの単量体状態 (G-アクチン) 及び重合状態 (F-アクチン) における平均自乗変位の温度依存性

(b) A~Jまでの赤あるいは緑の領域が揺らぎの大きい領域を表します。緑の領域が重合により揺らぎが抑えられると考えられます。

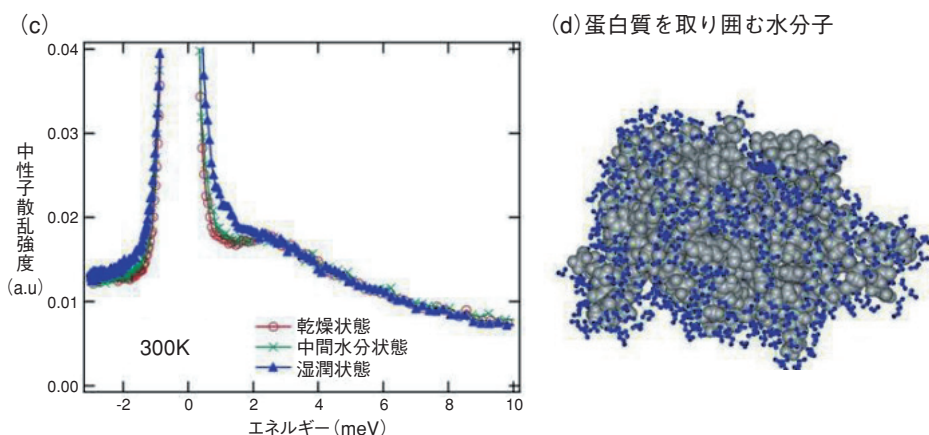


図 4-21

(c) 様々な水分量のスタフィロコッカス クレアーゼの中性子非弾性散乱スペクトル。水分量が増加すると、揺らぎが大きいことを示す準弾性散乱が 1~2 meV のエネルギーに現れます。

(d) 蛋白質表面に吸着した水分子の様子を青で示しています。

“生きる”ために、細胞は様々な活動を行っています。その活動は主として蛋白質によって担われています。細胞中において、蛋白質は周りの環境、特に多く存在する水分子の熱揺らぎにさらされ、蛋白質自身も常に揺らいでいます。このような蛋白質の揺らぎ自体がその機能を発揮する上で重要であると言われていました。したがって、蛋白質自身の揺らぎや蛋白質の揺らぎが水分子の揺らぎにどのように影響されるかを調べることで、蛋白質の機能を理解するためには非常に重要です。

中性子非弾性散乱は、このような揺らぐ蛋白質を直接“見る”ことのできる唯一の方法です。私たちは、中性子非弾性散乱の様々な手法を用いて、蛋白質の揺らぎやそれに対する水分子の影響を調べてきました。図 4-20 はアクチンと呼ばれる蛋白質の中性子非弾性散乱実験より導出した平均自乗変位の温度依存性を調べたものです。平均自乗変位は蛋白質の揺らぎの大きさの直接的指標となります。アクチンは単量体 (G-アクチン) が重合してらせん状重合体 (F-アクチン) を形成しますが、その構造状態の違いにより揺らぎの大きさが異なることが初めて明らかとなりました。さらに、この違いが重合に関与

するアクチン分子表面のループ領域の揺らぎの大きさの違いによることが示唆されました。これは単量体状態におけるループの大きな揺らぎが重合には重要であるというアクチン重合の分子機構の理解の上で重要な情報を与えます。

このような蛋白質の揺らぎは、まわりの水分子からどのような影響を受けるのでしょうか。このことを調べるために、スタフィロコッカス クレアーゼと呼ばれる蛋白質を用いて蛋白質に付着する水分量を変化させた実験を行いました。図 4-21 はスタフィロコッカス クレアーゼの、乾燥状態、湿潤状態、両者の中間的な水分量の三つの状態の中性子非弾性散乱スペクトルを示しています。乾燥状態と中間状態ではほとんど同じスペクトルですが、湿潤状態では蛋白質構造の揺らぎが大きくなることを示す非弾性散乱が見えてきます。この蛋白質の大きな揺らぎは機能発現に必須とされています。この結果は蛋白質を取り囲む水分子の存在が、蛋白質の大きな揺らぎ、ひいては蛋白質の機能発現に必須であることを示しています。

●参考文献

Fujiwara, S. et al., Differences in Internal Dynamics of Actin under Different Structural States Detected by Neutron Scattering, Biophysical Journal, vol.94, issue 12, 2008, p.4880-4889.

Nakagawa, H. et al., Hydration Affects Both Harmonic and Anharmonic Nature of Protein Dynamics, Biophysical Journal, vol.95, issue 6, 2008, p.2916-2923.

4-10 空気中の窒素を養分にするマメ科植物の能力 — 共生的窒素固定のポジトロンイメージング技術による画像化 —

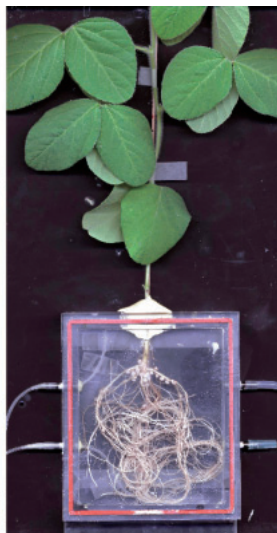
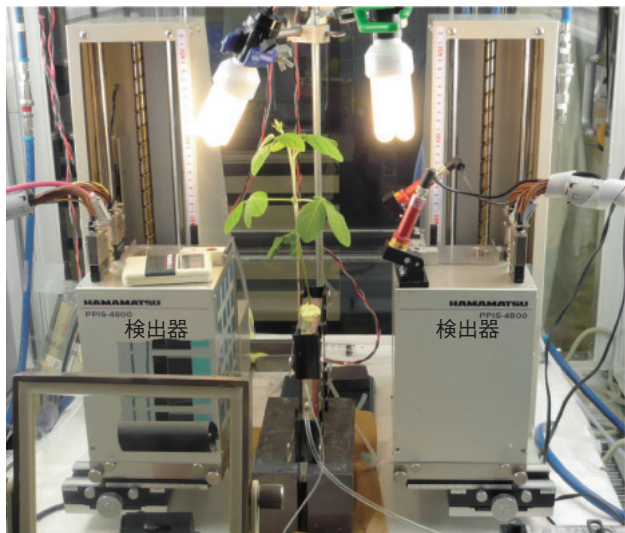


図 4-22 ポジトロンイメージングによる撮像の様子(左)と供試したダイズ植物体(右)

植物育成庫内に設置した一対の検出器の間に、地下部をアクリル製の容器に入れたダイズ植物体を置きます。容器内には水耕液を満たしておき、撮像開始と同時に液面を下げながら極微量の放射性窒素を含むガスを容器内に導入し、根粒にガスを10分間暴露したあと、新鮮な空気洗い流します。その間、容器内の放射性窒素の分布を10秒に1枚ずつ連続的に撮影します。

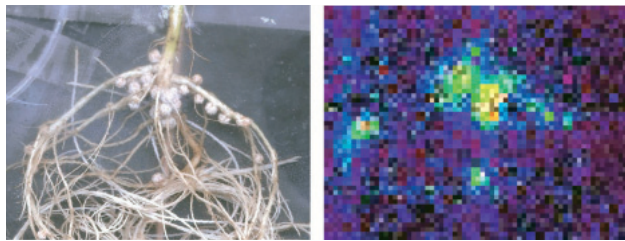


図 4-23 多数の根粒が着生した根の基部(左)と対応する領域のポジトロンイメージング画像(右)

個々の根粒に窒素が固定されていることが分かります。この例では、窒素固定の速度が根粒全体で1時間当たり約7 μ gであると画像から算出できます。

農作物を栽培する上で、窒素は土壌への補給を最も必要とする栄養素のひとつです。空気中の成分の約80%を占める窒素ガスを、植物が利用できるようなアンモニアなどの窒素化合物へと変える働きを「窒素固定」といいます。その代表的なものとして、化学窒素肥料の生産に利用される工業的窒素固定のほかに、マメ科の植物などが行う「共生的窒素固定」が挙げられます。これは植物が根粒菌という地中の微生物を根に取り込み、根粒というコブのような器官を形成し、根粒菌の働きを借りて空気中の窒素を栄養に変えるというものです。化学窒素肥料は食糧生産に不可欠ですが、一方ではその生産に莫大な化石燃料を必要とし、農地への過剰な施用による水質汚染などの問題も生じています。持続的な食糧生産のためには、化学窒素肥料を無駄なく効率的に利用する方法を確立するとともに、共生的窒素固定の積極的な利用が望まれます。

私たちは、放射性トレーサを用いて生きた植物体内の様々な物質の動きを観測する「植物ポジトロンイメージング技術」の開発を進めてきました。このたび、窒素の

動きを観測するため放射性窒素ガスの新たな製造方法を開発することにより、ダイズの根粒が空気中の窒素を栄養として取り込む様子を、自然な状態のまま植物体を傷つけることなく観測することに世界で初めて成功しました(図4-22, 図4-23)。さらに、得られた画像データをもとにダイズ根粒の窒素固定の能力を測ることに成功しました。

本技術により、共生的窒素固定の仕組みの解明が飛躍的に進むことが期待できます。ダイズに化学窒素肥料を過剰に与えると共生的窒素固定の能力が下がり、収穫量がむしろ減ってしまうことがあります。本技術により共生的窒素固定を活かした化学窒素肥料の効果的な施用方法が確立できれば、環境負荷を軽減した持続的な食糧生産に貢献できるだけでなく、現在自給率がわずか4%程度しかない我が国のダイズの生産量を倍増させることも可能と考えられます。マメ科の植物は直接食糧となるものだけでなく、油の原料、緑肥や飼料となる多くの重要な作物を含むので、将来的には更に大きな波及効果が期待できます。

●参考文献

Ishii, S., Suzui, N., Ito, S., Ishioka, N. S., Kawachi, N., Ohtake, N., Ohya, T., Fujimaki, S., Real-Time Imaging of Nitrogen Fixation in an Intact Soybean Plant with Nodules Using 15 N-labeled Nitrogen Gas, *Soil Science and Plant Nutrition*, vol.55, 2009, p.660-666, doi: 10.1111/j.1747-0765.2009.00403.x.

4-11 たった10個の重イオンが100万個の細胞に引き起こす照射効果 —重イオンマイクロビームでバイスタンダー効果の機構に迫る—

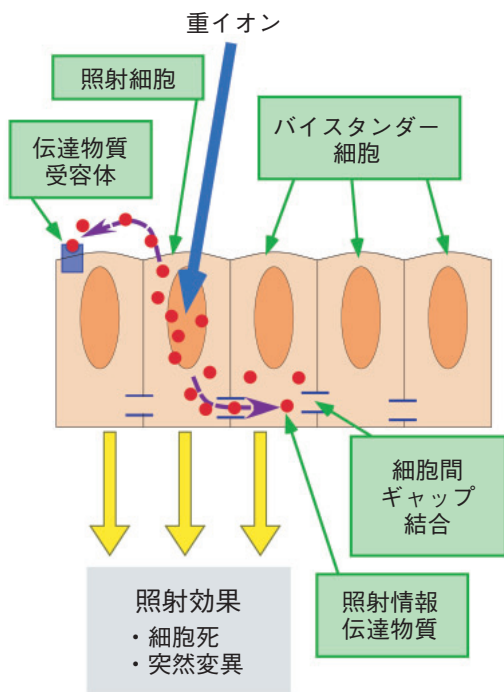


図 4-24 バイスタンダー効果

照射細胞から放出された照射情報伝達物質が近隣のバイスタンダー細胞に伝達され、バイスタンダー細胞にも照射効果を引き起こします。

生物が持つ形や機能は、生物を形作る個々の細胞が持つ機能とそれらの細胞間の相互作用によって実現されています。このような細胞間相互作用は、生物の放射線応答でも起きていることが近年明らかになってきました。バイスタンダー効果と呼ばれるその現象では、放射線に照射された細胞から放出された照射情報伝達物質が、近隣の照射されていない細胞(バイスタンダー細胞)に作用し、その細胞にも照射効果を引き起こします(図 4-24)。

高LET(線エネルギー付与)の重イオンは、高い生物作用を示すため、その線量集中性の良さとおわせて、放射線がん治療への応用が進められています。重イオンは、宇宙放射線にも含まれており、その生体に対する低線量被ばく影響を解明することは、治療のみならず将来の有人惑星間飛行の実現のためにも大事な課題です。低線量重イオン被ばくでは、高LET重イオンによるエネルギー付与の時間的・空間的離散性が極めて顕著であるため、バイスタンダー効果の寄与が大きくなります。そこで、私たちは、重イオンマイクロビーム装置を開発し、重イオン誘発バイスタンダー効果の機構解析を進めてきました。この装置は、細胞試料の任意の位置に決められ

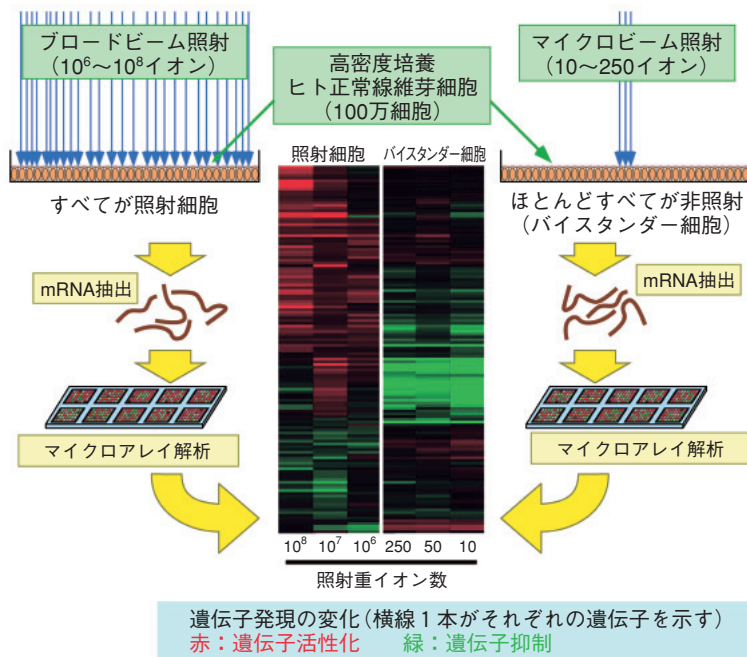


図 4-25 バイスタンダー細胞で活性化される遺伝子の網羅的解析

100万個の細胞の中のごく一部に極めて少数の重イオンをマイクロビーム装置で照射し、照射前細胞と比べて活性化や抑制が起こる遺伝子をマイクロアレイ解析で網羅的に調べました。わずか10個のイオンの照射で照射されていないバイスタンダー細胞にも大きな遺伝子発現の変化が見られます。しかもそのパターンは照射細胞と全く異なっていました。

た個数のイオンを狙って照射することができるため、照射細胞とバイスタンダー細胞を区別して照射効果の解析を行うことができます。

ヒト正常線維芽細胞をマイクロビーム照射容器に高密度培養し、細胞間での照射情報伝達が可能な試料を作製しました。この約100万個の細胞が含まれている照射容器内の細胞集団に、1箇所10個、5箇所50個、あるいは25箇所250個の炭素イオンをマイクロビームで照射しました(図 4-25)。イオンを照射した細胞試料から、遺伝子発現産物のmRNAを回収し、遺伝子発現を網羅的に解析できるマイクロアレイ解析法で照射によって発現量が1.5倍以上変化した遺伝子を検索した結果、ブロードビームで細胞集団全部を照射した試料では、アポトーシス関連遺伝子など、既知の放射線応答遺伝子の発現変化が認められました。一方、細胞集団のごく一部だけをマイクロビーム照射したバイスタンダー細胞試料では、これと異なる遺伝子群が活性化していました(図 4-25)。今後、活性化したこれらの遺伝子が放射線照射シグナル伝達に果たす役割を調べていくことで、低線量重イオン照射が生物に与える影響を解明していきます。

●参考文献

Iwakawa, M., Hamada, N., Imadome, K., Funayama, T. et al., Expression Profiles are Different in Carbon Ion-Irradiated Normal Human Fibroblasts and Their Bystander Cells, Mutation Research: Fundamental and Molecular Mechanisms of Mutagenesis, vol.642, issues 1-2, 2008, p.57-67.

4-12 がんの放射線・化学療法のための新しい薬剤を創る —放射線で壊れるナノカプセルの開発—

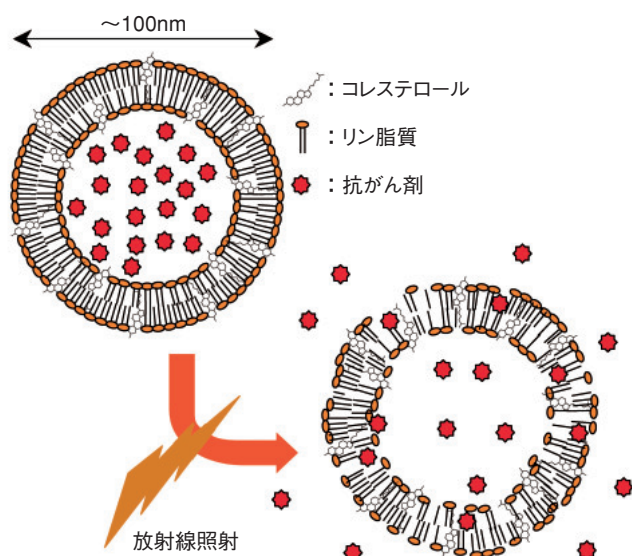


図 4-26 放射線で壊れるリポソームの概念図
リポソームを構成する脂質成分のうち、DLOPCは放射線に対して極めて脆弱です。DLOPCの放射線分解に伴い、リポソーム膜が不安定化すると考えられます。

がんは、我が国では国民二人に一人の割合で罹患する、いわゆる「国民病」です。治療としては、外科療法、化学療法、放射線療法があり、多くの場合いくつかの療法を組み合わせています。しかしながら、化学療法や放射線療法は患者の心身負担が大きく、発展途上の段階にあるといえます。

さて、がんの化学療法では主に抗がん剤を用いますが、これをそのままの状態では体内に投与すると正常細胞への影響が避けられず、副作用の原因となります。そこで、抗がん剤をがん細胞選択的に移行させる技術、DDS（薬物送達システム）の開発が不可欠です。一方、放射線療法では、いかに患部選択的に照射するかが課題となっています。最近期待されている重粒子線と呼ばれる放射線では、粒子エネルギーを精密に制御することで選択的照射が可能になってきました。私たちはこのような現状を踏まえ、放射線によって壊れる「薬の入れ物」があれば、放射線療法と化学療法を同時効率的に行えるのではないかと考えました。そこで、図 4-26 に示すような放射線照射で容易に壊れる性質を持つ DDS 用 ナノカプセル（リポソーム）の開発を行ってきました。

脂質成分及び各々の含有率の異なるリポソームを作製

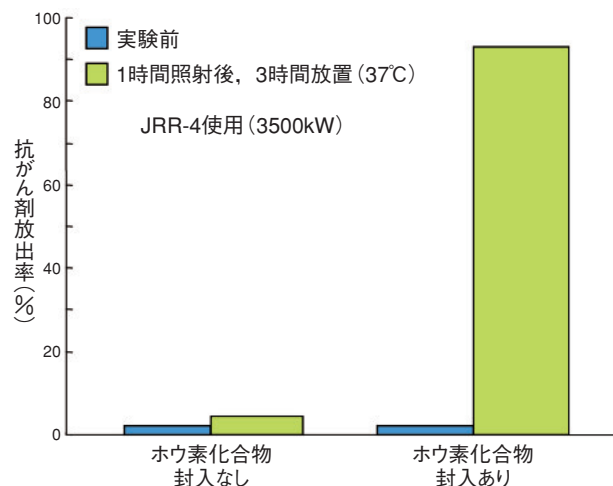


図 4-27 熱中性子によるリポソームからの抗がん剤放出
リポソーム作成時に、抗がん剤のみでなくホウ素化合物を同時に封入しておくことで、熱中性子照射（JRR-4, 3500kW）に対しても壊れやすくなります（リノール酸フォスファチジルコリン：ステアリン酸フォスファチジルコリン：コレステロール＝2：2：6）。

し、まずは実験上使いやすい X 線を用いてその壊れやすさを調べました。その結果、ステアリン酸フォスファチジルコリン、リノール酸フォスファチジルコリン（DLOPC）及びコレステロールの三成分組成比、リポソーム懸濁液濃度、更には照射時の線量率を変えることによって、その壊れやすさを制御できることを見いだしました。現在のところ、上の三条件を最適化することで、重粒子線治療時の最大局所線量に相当する、数 10 Gy で壊れる条件を得ています。

一方、脳腫瘍などで有効な中性子捕捉療法（NCT）では、原子炉からの熱中性子を用いますが、本リポソームは熱中性子では容易に壊れません。リポソームに抗がん剤のみでなくホウ素化合物も一緒に封入しておく工夫により、ホウ素中性子捕捉反応で放出される重粒子（He, Li 原子核）によって抗がん剤を放出させることに成功しました（図 4-27）。

リポソームにがん組織指向性を付与する工夫など、実用化には更に多くの開発が必要ですが、本リポソームを応用した DDS は、放射線療法と化学療法の各々のデメリットを相殺するための「橋渡し役」として、がん治療時の心身負担改善に貢献できると期待しています。

●参考文献

Akamatsu, K., Development of a Thermal Neutron-Sensitive Liposome for a Novel Drug Delivery System Aiming for Radio-Chemo-Concurrent Cancer Therapy, Radiation Physics and Chemistry, 2009, vol.78, issue 78, p.1179-1183, doi: 10.1016/j.radphyschem.2009.07.007.

安全規制を支え、安全と信頼を確保

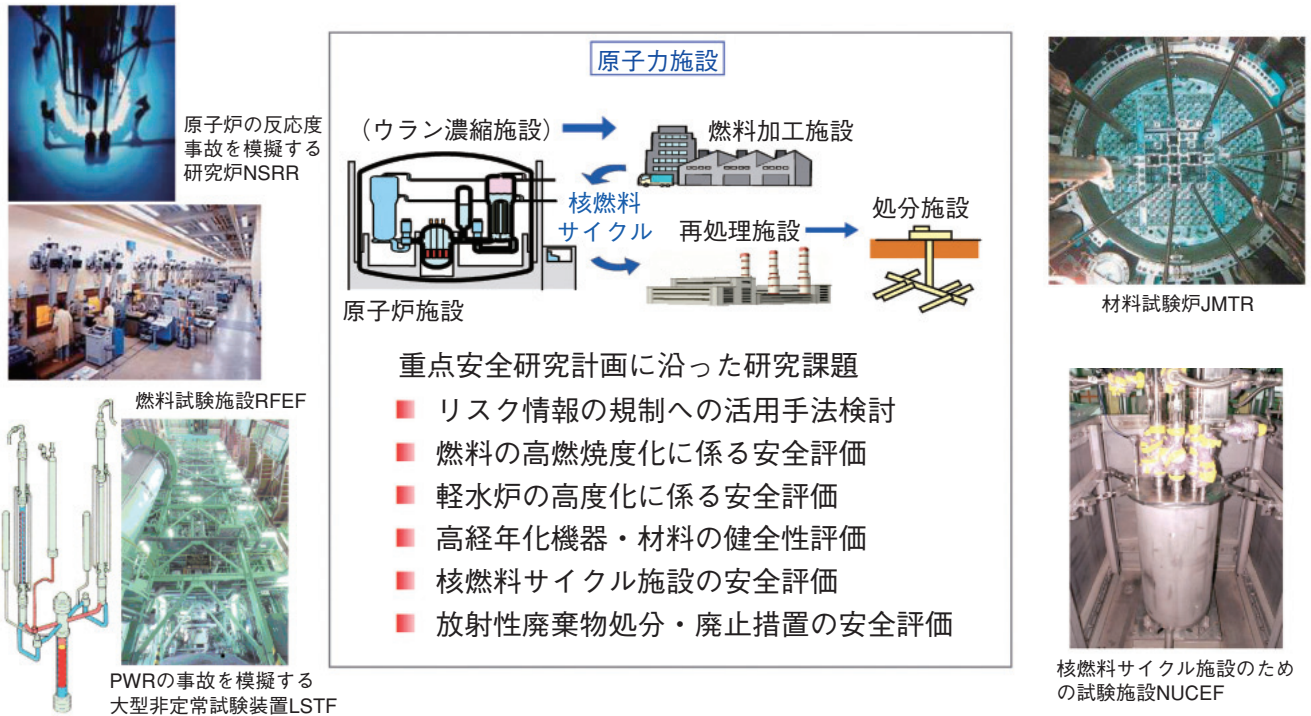


図5-1 安全研究の主な課題と研究を支える実験施設

様々な原子力施設の安全性を評価する手法を整備するには、各施設における平常時や事故時の現象を再現する実験を行い、現象を支配するメカニズムを解明して、定量的な解析モデルを開発し、検証する必要があります。私たちは大規模な実験設備を維持・活用して国際的にも貴重な実験データを取得し、安全評価手法の整備に役立てています。

原子力施設の安全を確保するため、国は事業者による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が、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。私たちは、原子力安全委員会が、今後の規制の動向を踏まえて定めた「原子力の重点安全研究計画」に基づいて、主に図5-1に示すような課題に取り組むとともに、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、これらの機関の活動を支援しています。安全研究の成果が安全規制に反映されることによって、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。図に示した課題に沿って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」では、チェルノブイリ事故後の野外の測定データを利用して、環境影響評価コードの妥当性を検討しました(トピックス5-1)。

「燃料の高燃焼度化に係る安全評価」では、燃料をより長期間使用(高燃焼度化)する場合の安全性への影響を解明するため、事故時の被覆管の酸化速度に及ぼす影響

を調べる(トピックス5-2)とともに、長期の利用により燃料ペレット内の結晶組織が変化していくメカニズムの解明(トピックス5-3)を行いました。

「軽水炉の高度化に係る安全評価」では、異常な過渡事象が発生して良好な熱伝達が損なわれる、いわゆる沸騰遷移が発生した場合の熱伝達について調べ、精度の良い解析モデルを整備しました(トピックス5-4)。

「高経年化機器・材料の健全性評価」では、原子炉の炉内構造物や配管などに応力腐食割れ(SCC)が存在する場合を想定し、過大な地震動が加えられた場合の影響を詳細な解析で検討しました(トピックス5-5)。

「核燃料サイクル施設の安全評価」では、万が一の臨界事故が発生した場合に備えて、事故時の被ばく線量を迅速に評価できる計測手法を開発しました(トピックス5-6)。

「放射性廃棄物処分・廃止措置の安全評価」では、高レベル放射性廃棄物(HLW)を地層処分する際に、その周囲を覆うベントナイト層の閉じ込め性能に関する新たな解析モデルを開発しました(トピックス5-7)。また、放射物質の地下水による移動の解析手法の整備に役立つため、広域での地下水の流動状態に関する調査を行いました(トピックス5-8)。

5-1 チェルノブイリデータで環境評価モデルを検証する —環境影響評価モデルOSCAARの妥当性検証—

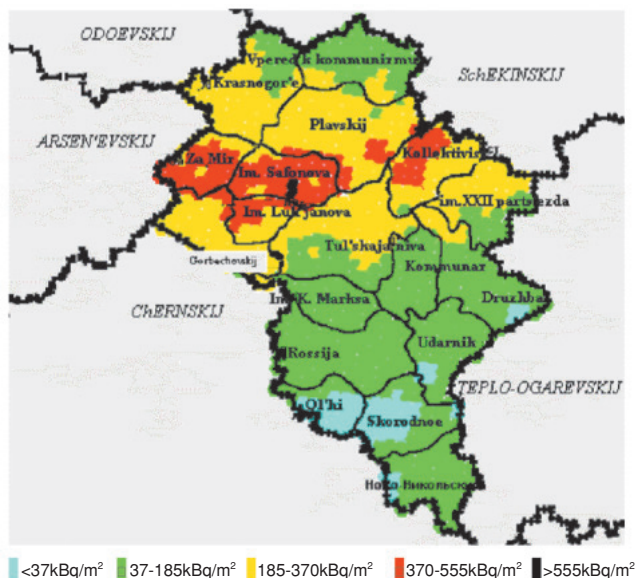


図 5-2 Plavsk地域における¹³⁷Csの地表汚染分布

EMRAS計画ではチェルノブイリ事故で汚染されたモスクワの南約200kmに位置するPlavsk地域を対象に、参加機関のモデルの妥当性検証が実施されました。¹³¹Iの大気中濃度や地表汚染濃度の測定データは十分でなく、参加機関には図に示す¹³⁷Csの地表汚染分布及び気象データ、住民の生活態様や食習慣の聞き取り調査の情報が与えられました。¹³⁷Csの土壤表面濃度は降雨の影響もあり、20~600kBq/m²の高いレベルの範囲(37kBq/m²は最初の1年に1mSvの被ばくをもたらすレベル)で不均一な分布を示しています。参加機関は、¹³⁷Csのデータから¹³¹Iの地表汚染、食物連鎖中移行、甲状腺負荷量をモデルで推定しました。

環境中における放射性核種の移行挙動を評価し、人への被ばく経路を予想し、被ばくの程度を推定するために、様々な数学モデルが用いられます。こうしたモデルは、原子力施設の許認可の際の安全評価や事故時の影響評価、あるいは事故後の線量再構成といったあらかじめ十分な測定データが得られていない場合に、放出される放射性核種の人や環境への影響を推定するために用いられます。特に、評価モデルの結果が安全や許容レベルに関する規制の判断などに用いられる場合には、科学的な理解だけでなく公衆の理解を得るという点からも、数学モデルによる評価結果の信頼性の程度を明らかにしておくことが重要となります。

こうした観点から、放射性核種の生態圏における移行モデルの妥当性を検証するための国際共同研究として1986年にスウェーデン放射線防護研究所の主催でBIOMOVS計画が開始されて以来、私たちはこうした国際共同研究に参加し、様々な被ばく状況、環境媒体及び

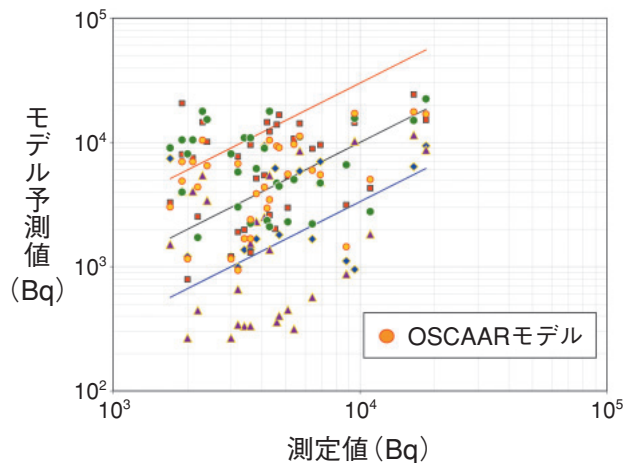


図 5-3 Plavsk地域における¹³¹I甲状腺負荷量

Plavsk地域の15の居住区及びPlavsk市の住民の¹³¹I甲状腺負荷量に対するモデル予測値と測定値の散布図です。OSCAARモデルを含む五つのモデルの結果が示されています。中央の線は予測値と測定値が一致する場合を示し、その両側の線は測定値に対してファクター3の範囲を示しています。すなわち、このケースでは測定値の1/3から3倍の範囲にモデル予測値の70%が含まれる結果となりました。¹³¹Iは主として吸入とミルク摂取で甲状腺に取り込まれますが、主に大気-牧草-ミルク経路の摂取量が正確であれば、参加機関の多くが用いているヨウ素代謝モデルは、比較的高い精度で甲状腺負荷量を推定できることが明らかとなりました。また、大気中の¹³¹Iの吸入による甲状腺負荷量の寄与は約10%程度と推定されました。

放射性核種について、野外の実測データを利用して関連する移行モデルの妥当性、信頼性の検証研究を進めてきました。

国際原子力機関(IAEA)によるBIOMASS計画やEMRAS計画では、原子力発電所や核燃料施設に起因する環境影響評価で重要な¹³¹Iと¹³⁷Csに着目し、チェルノブイリ事故で得られた野外の測定データを利用して、原子力施設の確率論的安全評価に用いるため原子力機構が開発した環境影響評価モデルOSCAARの生態圏移行及び被ばく評価モデルの妥当性を検討しました。図5-2及び図5-3は大気、土壌、農畜産物などの環境媒体中の¹³¹Iと¹³⁷Csの測定データを用いて、大気から農作物、土壌から農作物、牧草から畜産物への移行モデル及び人のヨウ素代謝モデルの妥当性を検証し、モデルやパラメータの不確かさを評価して、環境評価モデルの信頼性向上に役立っています。

●参考文献

本間俊充, チェルノブイリ事故で放出された¹³¹Iデータを用いた環境評価モデルの妥当性検証及び防護措置効果の評価—IAEA EMRAS計画の活動—, 保健物理, vol.43, no.3, 2008, p.234-245.

5-2 原子炉内で長期間使用された燃料被覆管の酸化挙動 —LOCA時の酸化速度に及ぼす高燃焼度化の影響—

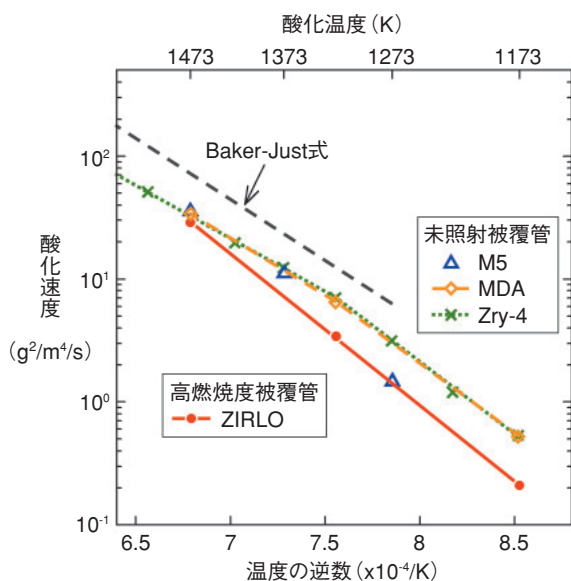


図5-4 様々な被覆管の酸化速度と酸化温度の関係

長期間使用された高燃焼度被覆管では、未照射被覆管に比べて酸化速度が小さくなることを示しています。未照射の条件では、改良合金被覆管（M5，MDA）の酸化速度は従来のジルカロイ-4被覆管（Zry-4）と大きな違いがないことが分かります。

軽水炉では、ウラン資源の有効利用などを目指して、燃料をより長期間使用する、いわゆる高燃焼度化が進められています。私たちは、事故条件を模擬した試験を行い高燃焼度燃料の事故時挙動や安全性を調べています。

原子炉の安全設計に当たって想定される事故のひとつに、原子炉から冷却材が流出してしまう冷却材喪失事故（LOCA）があります。LOCA条件下では、燃料被覆管は水蒸気との高温反応によって酸化され、酸化量が増大すると被覆管の延性が低下することから、燃料のLOCA時安全性を確認するためには被覆管の酸化速度を精度良く評価することが重要です。高燃焼度化に伴って、燃料被覆管の腐食や水素吸収が進行し、これらが被覆管の高温酸化挙動に影響を及ぼす可能性があります。また、高燃焼度化に対応するために新しい材質（改良合金）の被覆管が使用されつつあり、被覆管材質を変更しても悪影響を及ぼさないことを確認する必要があります。そこで、高い燃焼度まで使用された燃料被覆管を用いて等温酸化試験を行い、酸化速度に及ぼす高燃焼度化や被覆管材質の影響を調べました。

図5-4に、高温酸化によって生じる重量変化をもとに

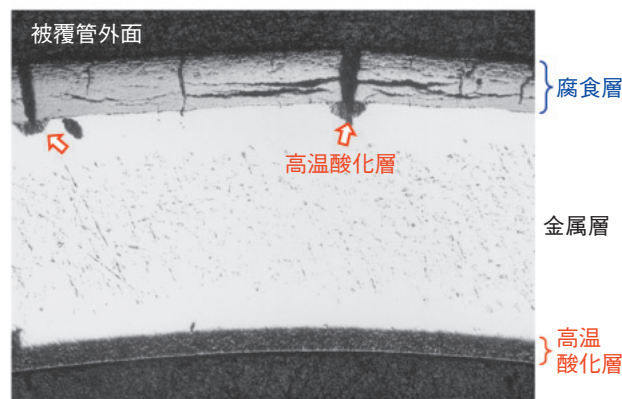


図5-5 高燃焼度被覆管の酸化試験後の断面写真

被覆管外面側では、原子炉照射中に形成された腐食層のき裂位置だけで高温酸化が進行しています（図中矢印）。腐食層には高温水蒸気中での酸化を抑制する効果があることを示しています。一方、被覆管内面ではほぼ一般的な酸化層が見られます。この酸化層の成長は、未照射の被覆管とほぼ同等であることが明らかになりました。すなわち、水素吸収や照射損傷といった腐食以外の高燃焼度化の影響は小さいと考えられます。

評価した酸化速度についてまとめます。高燃焼度被覆管の酸化速度は、未照射被覆管を超えることはなく、比較的低温ではむしろ小さくなっています。図5-5は、酸化試験後の被覆管断面を拡大した写真です。原子炉内で長期間冷却水と接触したため、被覆管外面には厚い腐食層が形成されています。被覆管外面での高温酸化層の成長は、腐食層のき裂位置だけで進行していることが分かります。被覆管の材料であるジルコニウム合金と水蒸気との酸化反応は、酸化層中の酸素イオンの拡散に律速されると考えられています。腐食層が存在することで金属層表面への酸素イオンの供給が妨げられ、高温酸化の進行を抑える働きをしたと考えられます。一方、調べた範囲においては、水素吸収量の増大や被覆管材質の変更は酸化速度にほとんど影響を及ぼさないことが明らかになりました。現在安全評価に用いられている酸化速度式（Baker-Just式）が、改良合金被覆管に対して高い燃焼度領域まで適応できることが確認されました。

本研究は、経済産業省原子力安全・保安院からの委託研究「燃料等安全高度化対策事業」（2007年度）の成果の一部です。

●参考文献

Chuto, T. et al., High Temperature Oxidation of Nb-Containing Zr Alloy Cladding in LOCA Conditions, Nuclear Engineering and Technology, vol.41, no.2, 2009, p.163-170.

5-3 ペレットの結晶組織が照射中に変化するのはなぜか -UO₂ペレットの結晶組織に発生するひずみと組織変化の関係-

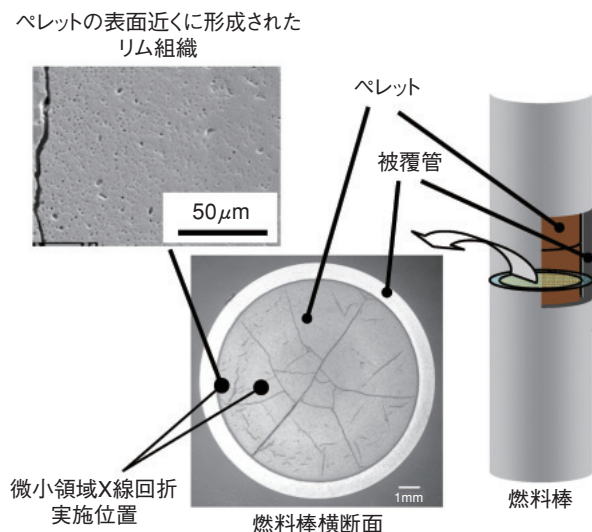


図 5-6 高燃焼度燃料ペレットの結晶組織観察結果

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の領域は、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、製造時の結晶組織から著しく変化していました。

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核分裂生成物が蓄積し、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、燃料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、微小な気泡が高密度に析出するとともに製造時結晶粒が微細化した領域が観察されます (図 5-6)。このような製造時と異なる結晶組織はリム組織とよばれ、析出した気泡には高圧の核分裂生成ガス (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るペレット温度上昇や燃料棒内部のガス圧力の上昇による被覆管の変形が生じるなど、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、リム組織の形成条件を把握しておくことは重要な研究課題のひとつです。

燃焼度の異なるいくつかの燃料ペレットについて周辺

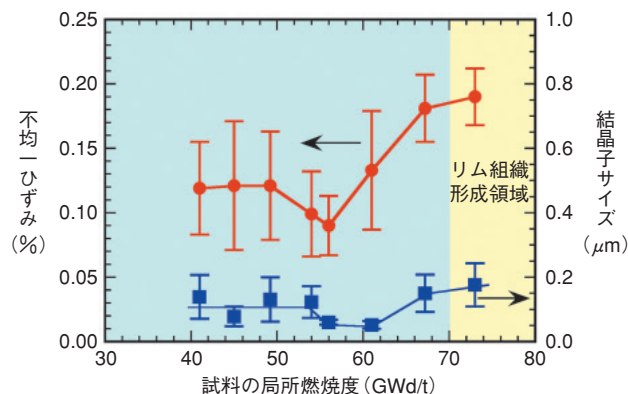


図 5-7 結晶子に生じた不均一ひずみと結晶子サイズの燃焼度依存性

高燃焼度燃料ペレット内部の結晶子に生じた不均一ひずみと結晶子サイズを微小領域X線回折により調べました。転位の持つひずみエネルギー密度と転位密度の燃焼度依存性などから、燃焼度50GWd/t近傍に見られる不均一ひずみの減少は、照射に伴い発生した転位の集積 (転位壁の形成) に起因するものと考えられます。結晶子のサイズは100~200nmであり、リム組織で観察されている微細化した結晶粒の大きさと同程度でした。

部及び中間部で微小領域X線回折を実施し、回折ピークの角度から格子定数を、回折ピークの広がり具合から結晶子 (一つの単結晶とみなせる領域) に生じた不均一ひずみと結晶子サイズを測定しました。格子定数については、燃焼度とともに単調に増加して燃焼度約70GWd/tでピークを示し、それ以上の燃焼度で若干減少しました。不均一ひずみについては50~55GWd/tでいったん低下したあと再び増加する傾向が見られました (図 5-7)。また、格子定数の伸びと結晶子に生じた不均一ひずみから結晶組織に蓄積されたひずみエネルギー密度を評価したところ、50~55GWd/tの範囲で一定値を示しました。これらの結果から、結晶粒の微細化は照射に伴い発生した転位の集積に起因すること、微細化の開始燃焼度が50GWd/t近傍にあることが示唆されました。このように照射に伴うペレット結晶組織変化のプロセスを調べることで高燃焼度におけるリム組織発生条件を把握することができ、燃料の健全性をより詳しく評価することが可能になります。

本研究は、原子力委員会の評価に基づき文部科学省原子力試験研究費により2005年度に実施されたものです。

●参考文献

Amaya, M. et al., Measurement of Crystal Lattice Strain and Crystallite Size in Irradiated UO₂ Pellet by X-ray Diffractometry, Journal of Nuclear Science and Technology, vol.45, no.3, 2008, p.244-250.

5-4 過熱炉心の液滴冷却効果を探る

— 沸騰遷移後の熱伝達率及びリウエット速度モデルの開発 —

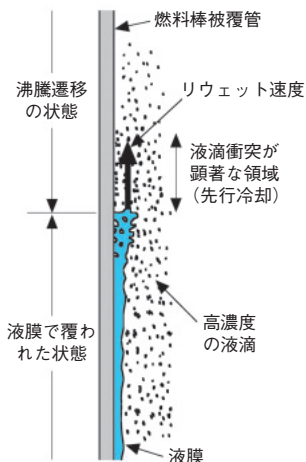


図5-8 リウエットと液滴
乾き上がった燃料棒の表面が再び液膜で覆われて、水の沸騰による良好な熱伝達が回復する過程をリウエットといいます。原子炉異常過渡時の高流量条件では、高濃度の液滴流を伴いながらリウエットが進展するのが特徴です。

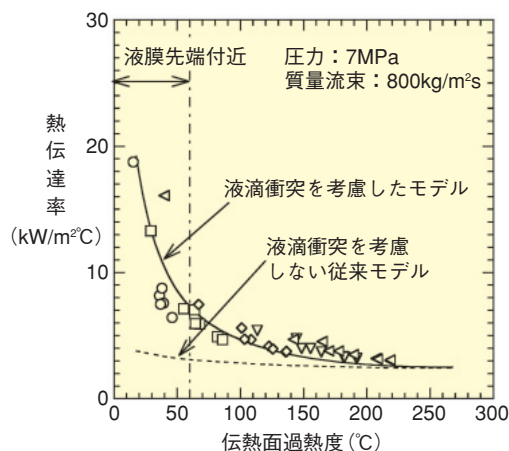


図5-9 熱伝達率の計測とモデルの比較

液滴の濃度が高い条件では、過熱面への液滴衝突による冷却が期待できます。この効果は安定な膜沸騰に至らない低過熱度面で顕著に表れます。横軸の過熱度が低い領域が液膜の先端付近に該当し、本モデルではこの領域での予測性能が大幅に向上しました。

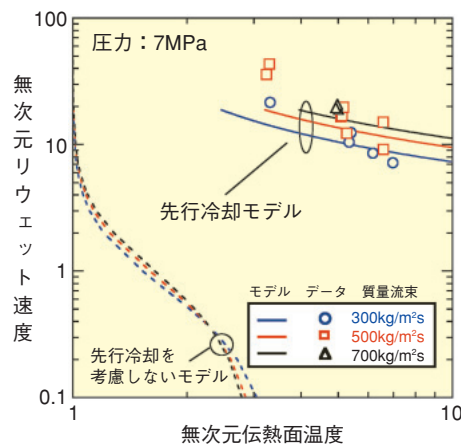


図5-10 リウエット速度の計測とモデルの比較

液滴衝突を考慮した先行冷却モデル（実線）では、壁面の温度低下を促進するため、先行冷却を考慮しないモデル（破線）と比較して、同じ乾き面温度に対してリウエット速度を10倍以上も向上させる効果があることが分かります。

沸騰水型原子炉の炉心では、蒸発量の増加や流量の減少によって液膜が枯渇すると熱伝達が劣化して燃料温度が急上昇し、燃料被覆管の破損につながるおそれがあります。このような熱伝達の劣化を「沸騰遷移」と呼び、現行炉では通常運転時はもちろん、異常過渡時においてもこれを回避するように設計することが要求されています。一方これまでの研究で、沸騰遷移が起きたとしても短時間のうちに事象が終結すれば燃料の健全性は必ずしも脅かされないという知見が蓄積されてきています。社団法人日本原子力学会ではこれを踏まえ、沸騰遷移状態が持続する期間とその間の被覆管温度が定められた条件内に収まる場合には沸騰遷移の発生を許容するという基準（学会基準）を提案しています。私たち原子力機構では、学会基準に示されている被覆管温度評価手法の技術的妥当性を検証することを目的に、様々な実験や解析を行っています。

沸騰遷移に関連する現象で予測が難しいとされているのがリウエット（図5-8）で、乾き面上を進行する液膜のスピードを意味する「リウエット速度」は、沸騰遷移の終結を決定する重要な因子となっています。従来研究では、原子炉異常過渡のような高圧・高流量過渡条件でのリウエット速度の計測例はほとんどありません。私た

ちは、被覆管を模擬した円管を試験部として、学会基準を包含する広い条件での実験を行い、リウエット速度とリウエット速度の計算に必要な熱伝達率を予測する独自のモデルを開発しました。

一連の研究から、図5-8に示したように、冷却水の流量が高い条件では流路を流れる液滴の濃度が高く、この液滴が液膜先端付近の乾き面に衝突することで冷却を促進し、リウエット速度を向上させる効果があることを見いだしました。図5-9に液膜先端付近の乾き面を含む熱伝達率の計測結果とモデルの比較を示します。従来の液滴衝突を考慮しないモデルと比較して、私たちが開発したモデルでは低過熱度領域での予測性能が大幅に改善されていることが分かります。

このような液膜先端付近での液滴衝突の効果は「先行冷却」として以前から知られていました。リウエット速度の予測モデルにはこの効果を組み込みました。図5-10に計測値とモデル計算値の比較を示します。先行冷却を考慮したモデルは実験データと良好に一致することが分かります。液滴濃度が高くなる高流量条件では先行冷却の効果は顕著に卓越して、リウエットに対する支配的な役割を果たすことを明らかにすることができました。

●参考文献

Sibamoto, Y. et al., Measurement and Analysis for Rewetting Velocity under Post-BT Conditions during Anticipated Operational Occurrence of BWR, Proceedings of 17th International Conference on Nuclear Engineering (ICONE 17), Brussels, Belgium, 2009, ICONE17-75287, 10p., in CD-ROM.

5-5 地震時における原子炉配管の健全性を調べる

— 過大な荷重が溶接部の残留応力に与える影響 —



左図 配管突合せ溶接の様子
下図 溶接シミュレーション時の温度分布 (赤色は溶融域)

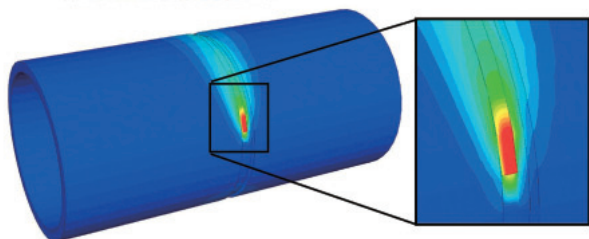


図 5-11 溶接シミュレーションの概要

これまで、高精度な溶接シミュレーションの開発を行うに当たり、インプットデータや解析精度検証のためのデータを取得するため、原子力発電所の再循環系配管溶接部を模擬した溶接試験体を製作し、残留応力の実測値と比較することにより、FEMモデルや関連ツールの改良・高度化を行ってきました。図は、溶接が進むにつれて溶接金属が付着していく様子を示しており、このように実際の溶接を忠実に再現することによって、解析精度の向上を図っています。

原子力発電所の耐震安全性に関して、2006年9月の耐震設計審査指針の改訂や、2007年7月に発生した中越沖地震に対応し、従来よりも大きな地震を想定して機器の健全性を評価する手法の確立が重要な課題となっています。一方、原子炉の炉内構造物や重要な配管の溶接部において、材料、応力と腐食環境の相互作用により発生する応力腐食割れ (SCC) が近年顕在化しています。このような安全上重要な機器にSCCが存在する場合に、地震動が機器にどのような影響を及ぼすかを調べることは、地震時の安全性評価に対して重要な意味があります。一般に、機器に負荷されている引張応力が大きいほど、SCCは発生しやすく、その後の成長も速くなります。実際、SCCは溶接などにより残留応力が生じた部位に多く発生していることが知られており、これが引張応力である場合にSCCの発生と成長を促す最も重要な原因のひとつとなります。しかし、残留応力の評価は容易ではなく、特に使用状態の部材内部における応力分布は測定することも困難ですので、SCC発生・成長に重要な残留応力評価の手段は、高度な測定方法や専門的な解析に限られるのが現状です。

私たちは、これまで実験を行い精度を確認しながら、

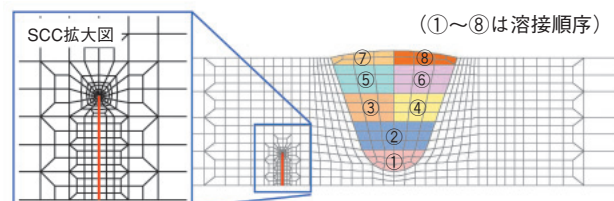


図 5-12 溶接開先とSCC部のFEM要素分割

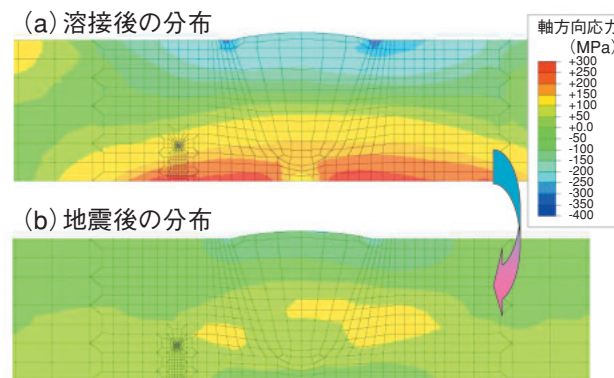


図 5-13 地震による溶接部の残留応力の低下の様子

溶接は図 5-12のように複数回にわたって行われます。その結果、配管の内表面には引張の残留応力が発生し、SCCの発生と成長の原因となります(a)。この状態で大規模な地震動が加わる場合、(b)のように残留応力が緩和されることが明らかとなりました。

有限要素法 (FEM) に基づく、世界でも高い精度の溶接シミュレーション技術 (図 5-11) を開発してきました。この技術を活用し、ステンレス製配管の溶接部を対象に、溶接により発生する残留応力の分布を評価するとともに、地震を想定した荷重がこの配管溶接部に加わった際に、残留応力がどのように変化するかを調べました (図 5-12)。その結果、過大な荷重が加わると、残留応力は緩和され、配管内面に発生していた引張応力が低下する現象を見いだしました (図 5-13)。この残留応力の緩和の現象は、溶接部近傍にSCCが既に発生していた場合においても同様に起きることが確認されました。これらより、応力の観点からは、地震はSCCの存在する配管溶接部の健全性に悪影響を及ぼさないことが示唆されました。すなわち、地震によって残留応力が緩和した条件でSCC進展解析を行ったところ、地震による荷重の条件によっては、SCCの成長が1/2程度に遅くなるなど、地震時の安全性評価にかかわる成果が得られつつあります。

このほか、溶接施工に伴う残留応力のばらつきが機器の健全性に及ぼす影響について、確率論的破壊力学に基づく研究も進めています。

●参考文献

Katsuyama, J., Onizawa, K., Analytical Study of the Effect of Excessive Loading on Welding Residual Stress and Crack Growth near Piping Welds, Journal of Solid Mechanics and Materials Engineering, vol.3, no.3, 2009, p.563-571.

5-6 臨界事故に備えた迅速な被ばく線量評価技術の開発

— 熱ルミネッセンス線量計を用いた中性子線の高線量測定 —

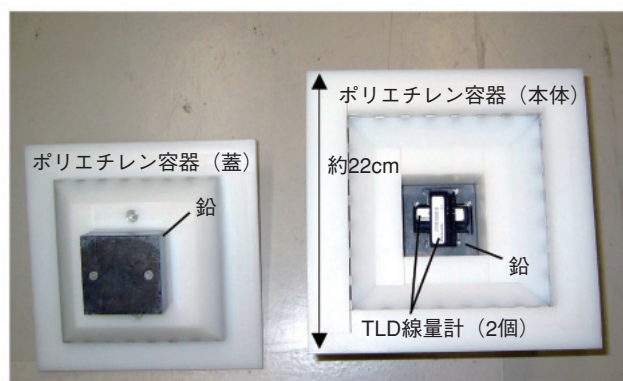


図 5-14 TLDの外観

TLDは、立法体形状のポリエチレン容器の中に収納して用いるタイプのもので、この容器をTRACY炉室に設置し照射を行いました。

JCO臨界事故が1999年秋に発生し重篤な放射線被ばくによって2名の作業員が亡くなられたことは、未だ記憶に新しいところです。このような事故は二度と起きてはなりません。しかし、万が一の事態に備えて、事故の影響を評価する技術や対処する方法の技術開発は必要です。

IAEAでは、臨界事故の強い放射線による傷害に対処する技術的な指針として、特に線量測定について目標を掲げています。その目的は、

- ▶ 重篤な被ばくをした人に対して適切な医療処置を施すため
- ▶ 周辺住民に十分な情報提供を行うため
- ▶ 有為な被ばくをしていない人に安心してもらうためとされています。これを達成するために、技術的には、
- ▶ 線量は人体への吸収線量などで測定されること
- ▶ 100mGyから10Gyの線量が測定できること
- ▶ 事故後48時間までに50%以内の不確かさで総線量を明らかにすること、1週間で中性子線と γ 線に分けて25%以内の不確かさで線量を明らかにすることを求めています。

この技術的な目標が達成できることを示すために、まず、既に広く使われている線量測定の方法を検討し、中性子線量の簡便な測定に適した熱ルミネッセンス線量計(TLD) (図 5-14) を用いることにしました。また、この

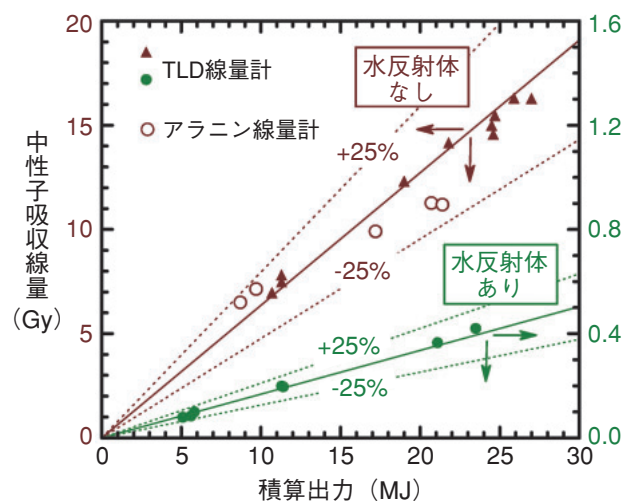


図 5-15 測定結果

IAEAが示している線量の範囲(100mGy~10Gy)全体にわたって、中性子線量を25%以内の不確かさで測定が行えました。別の測定手法(アラニン線量計)の結果ともほぼ一致しています。

線量計に臨界事故と同様の強い放射線を照射するため、過渡臨界実験装置(TRACY)で実験を行いました。TLDを置くTRACY炉心からの距離を変えたり、TRACY炉心に水反射体を取り付けて漏えいしてくる中性子の量を減らしたりして、照射する線量を変化させました。照射した線量を正しく把握するために、ほかの種類の線量計を併用するとともにコンピュータを用いたシミュレーション計算も行っています。また、実験を行ったあと、実質的に48時間以内に測定結果が得られることも確認しました。TLDは、本来、吸収線量ではなく線量当量を測定する目的のものです。これらの線量同士で換算する係数をコンピュータで計算する手法も確立できました。

これらの手順を経てTLDによって測定された中性子線量を図 5-15に示します。測定結果の不確かさは25%以内に収まっており、IAEAの要求を満足し、かつより迅速に中性子線量が測定できることが分かりました。

今回照射した放射線の強さや性質は臨界事故をよく模擬したものとなっています。しかし、このようなTLDを用いた測定手法が実際の核燃料施設においても適用可能なものか、実際の臨界事故の厳しい状況下でもTLDを適切に取り扱うことができるかなど、更に検討を行い実用に供したいと考えます。

●参考文献

Murazaki, M., Tonoike, K. et al., Measurement of Neutron Dose under Criticality Accident Conditions at TRACY Using TLDs, Journal of Nuclear Science and Technology, vol.46, no.2, 2009, p.193-203.

5-7 海岸近くの放射性廃棄物処分場の安全性を探る

—海水系地下水との化学反応を伴う物質移行モデルの開発—

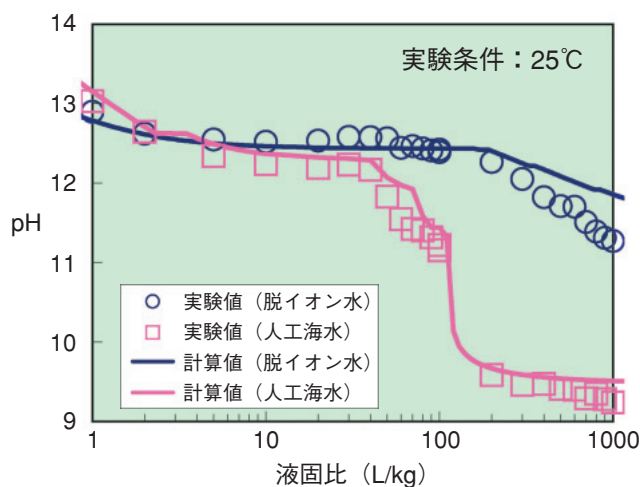


図 5-16 変質実験による二次鉱物生成モデルの検証

降水系地下水と海水系地下水によるセメントの変質を模擬するため、セメント粒を繰り返し脱イオン水と人工海水に浸漬させました。液固比とはセメント 1 kg 当たりに浸漬させた液体の体積を表す値で、値が大きいほどたくさんの地下水と長い時間接触したことが模擬されています。二本の実線は、開発した二次鉱物生成モデルを使って計算した結果で、それぞれ実験結果と良く一致していることが分かります。

高レベル放射性廃棄物 (HLW) の処分は、安定な岩盤中に建設した処分場に、ガラス固化体を鉄の容器で密封した廃棄体を、周囲を粘土の一種のベントナイトで覆い埋設する方法が考えられています。HLWには放射能が減衰するのに数万年以上かかる放射性核種が含まれるので、地下水が廃棄体に接触するのを遅らせるベントナイトの閉じ込め性能が、長期間でどのように変化するかを知る必要があります。

処分場で使用されるセメントは地下水と反応して地下水を高アルカリ性にします。ベントナイトは高アルカリ性になると、主要な鉱物のモンモリロナイトが溶解します。モンモリロナイトの含有率は、ベントナイトの性質に密接に関係しているので、閉じ込め性能の低下を評価するにはこれらの関係を実験的に把握して、モデルを作成することが重要です。これまで私たちは、長期間の水との接触でセメント成分が反応して地下水をアルカリ性にする様子、モンモリロナイトがアルカリ性で溶解する様子などを、実際の処分場と同じ、押し固めたベントナイトで実験し、観察結果に基づいたモデルを提案してきました。

処分場の安全性を探るには、これらのモデルを使っ

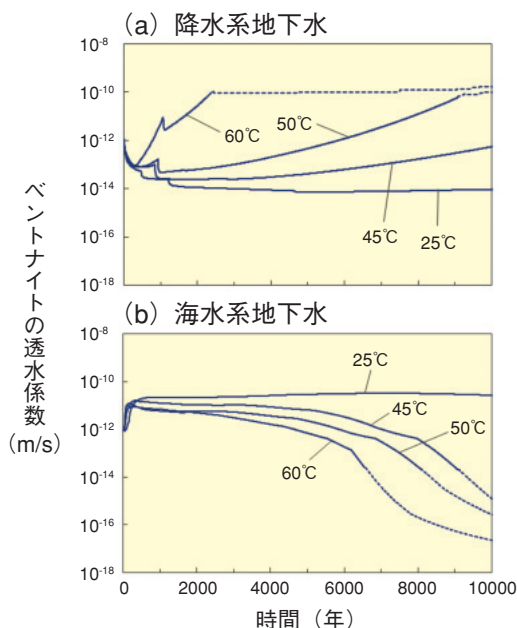


図 5-17 人工バリアシステムの透水係数変化の解析評価

開発した二次鉱物生成モデルを使用して、(a)降水系地下水と (b)海水系地下水の中における、セメントと接したベントナイトの 1 万年間の透水係数の変化を計算した結果です。温度により、透水係数の変化の様子が大きく異なることが分かりました。また、温度による透水係数の変化の方向が、降水系地下水と海水系地下水とは、生成する鉱物の種類が変わることなどの理由によって、逆になることが分かりました。

て、セメント-ベントナイト-地下水間の化学反応を計算するとともに、化学反応と影響し合うセメントやベントナイト中の物質や水の拡散や透水性も、同時に計算を行います。このような計算手法を使う複雑なモデルでは妥当性を確認することが非常に重要なので、実験の観察結果との比較を重ねてモデルの検証を進めています。

我が国では処分場が海岸の近くに建設される可能性があります。このような場合、地下水に海水の成分が混合していることが考えられます。そこで、私たちは、これまでの知見から、セメント系材料が海水系地下水で変質して生成する可能性のある鉱物データを選定した二次鉱物生成モデルを作成しました。そして、セメントの変質実験を実施して、このモデルを検証しました (図 5-16)。

さらに、これらのモデルを用いて、セメントとベントナイトが共存する人工バリアシステムの 1 万年間にわたる変質を解析しました。計算結果を詳細に検討することで、温度が変質に強く影響すること、地下水中の塩濃度が変質挙動に複雑な影響を与えることなどを見いだしました (図 5-17)。これらの知見は、長期間の変質解析における重要な論点となるものです。

●参考文献

Yamaguchi, T., Yamada, F., Negishi, K., Hoshino, S., Mukai, M. et al., Development and Verification of a Reactive Transport Model for Long-Term Alteration of Bentonite-Cement-Seawater Systems, Physics and Chemistry of the Earth, vol.33, suppl.1, 2008, p.S285-S294.

5-8 大きなスケールでの地下水の流れをとらえる —堆積岩地域における広域地下水流動に関する研究—

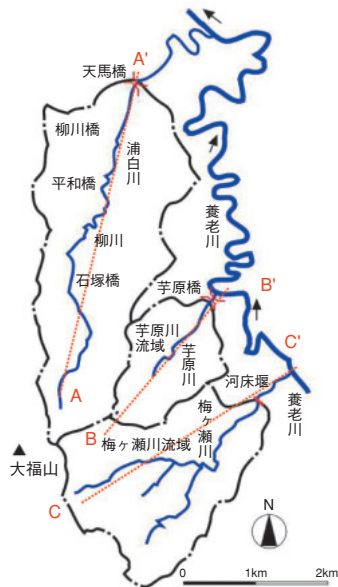


図 5-18 流量観測，水質分析を行った 3 河川（浦白川，芋原川，梅ヶ瀬川）の位置図
河川はそれぞれ大福山から北，北東，東方向に流下しています。

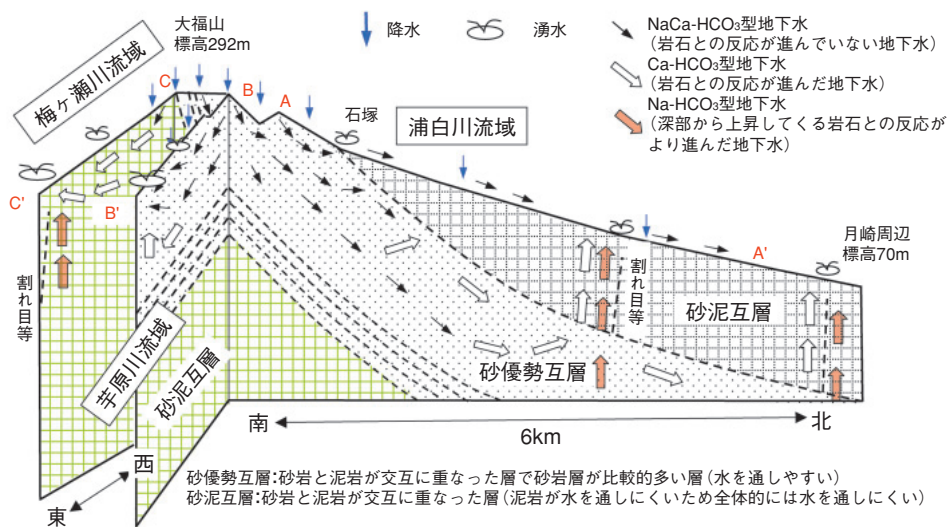


図 5-19 調査対象地域の三次元的な地下水流動の概念図
透水性の高い砂優勢互層で構成される大福山で雨水が地下に浸透し、芋原川・梅ヶ瀬川では浅い地層中を流れて比較的早い段階で流出しています。浦白川では、地層の傾きに沿って、深度50～100mで深まで潜り込んだあと、下流域において砂泥互層中の割れ目などを通して地表に流出している状況が推定できました。

高レベル放射性廃棄物などの地層処分では、地下水流動に伴う人間環境への核種移行を抑制することが安全性を確保する上で重要となります。そのため私たちは、地層処分に係る安全評価のための研究として、広域地下水流動に関する研究を進めています。

数10～100kmの大きなスケールでの地下水の動きをとらえるためには、涵養域（雨水が地下に浸透する領域）から流出域（地下水が地表に湧き出す領域）までの地下水の大まかな流れの概念を構築し、解析コードなどによる解析によって観測データが合理的に説明できるかどうかを検証する必要があります。

そのため、地下水研究に関連した既存情報が多く、堆積岩が広く分布している房総半島を事例地域として、涵養域から流出域までの河川・井戸などの既存データの調査、涵養域での河川の流量調査と河川水・井戸水・湧水などの水質分析、一般水質（10元素）及び、酸素・水素同位体組成の分析を行い、三次元的な流動概念の構築を進めました（図 5-18）。

既存情報を集約し観測データなどの空間的な特徴を整理した結果から、高い透水性を持つ砂岩優勢層で構成される大福山で涵養された地下水は、地層の走向方向である東北東に向かって流動し、芋原川や梅ヶ瀬川流域に比

較的早く流出することが分かりました。また、地下水の一部は、傾斜方向である北に向かって深度約100mより深くまで潜り込んだあと、浦白川の中・下流域において低透水性の砂泥互層内の割れ目などを通して流出していることが推定されました（図 5-19）。

一般水質（10元素）、水素・酸素同位体組成の分析結果からは、地下水の大部分は大福山において降水が地下にしみこんだものであり、地中の岩石との反応が進んでいないNaCa-HCO₃型地下水か、岩石との反応が進んだCa-HCO₃型地下水でした。浦白川や梅ヶ瀬川下流において流出している地下水の中には、Ca-HCO₃型地下水よりも深部から上昇してくる、岩石との反応がより進んだNa-HCO₃型地下水が存在していました。

これらの結果から、浅所の地下水循環と深部の地下水流動との関係をとらえるためには、水文学的手法（河川を流れる水の量から地下水の流れを推定する方法）と、地球化学的手法（水質や同位体組成から地下水の種類を推定する方法）による総合的な検討が、有効な方法であることが分かりました。

本研究は、経済産業省原子力安全・保安院からの受託研究「地層処分に係る水文地質学的変化による影響に関する調査」（2006年度）の成果の一部です。

●参考文献

酒井隆太郎，宗像雅広ほか，堆積岩地域における広域地下水流動に関する研究（その2）：養老川流域の例，JAEA-Research 2007-083, 2008, 38p.

未来を拓く先端基礎研究

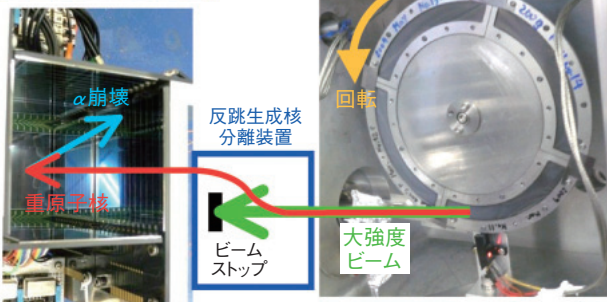
先端基礎研究センターでは、将来の原子力科学の萌芽となる未踏の研究分野を開拓し、新原理・新現象の発見や新物質の創製、更には新技術の創出を目指しています。そのために、原子力機構が持つ高度な人的・物的資源を有効に活用し、ほかの研究機関では実施の困難な原子力に関する研究を進めること、国際レベルの創造性あふれる研究であること、萌芽的段階の研究を一人歩きできるまで育てること、さらに、科学技術基本計画に照らし、基礎研究の重視と応用・社会との接点に向けて独自の視点を持ち人材育成に留意することの4点を基本的な研究方針としています。

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光X線により解明する研究及びウラン化合物または放射線と細胞、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)。

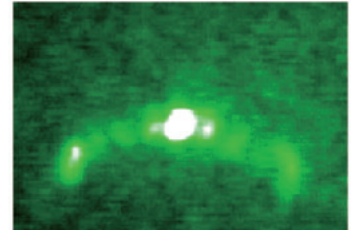
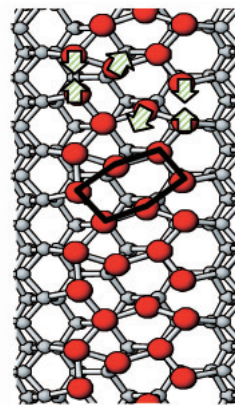
これらの先端的な研究を推進していくために、原子力機構内の他部門との連携や国際的な研究協力を実施しています。また、黎明研究を実施して、原子力機構外から研究のアイデアを募り、先端研究に活用しています。

超重元素核科学



超重元素核科学では未知の重原子核を合成し、その物理的・化学的性質を解明しています。回転標的(右)に大強度の重イオンビームを照射し、融合反応によって生成した原子核をビームから分離し、シリコン・ストリップ検出器(左)に打ち込んで α 崩壊を検出します。

極限物質制御科学



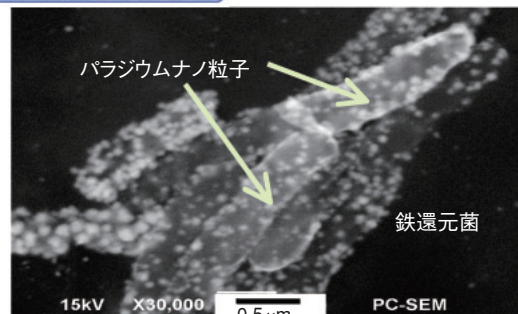
シリコン表面上のインジウム吸着超構造による全反射陽電子回折(上図)。これより決定した低温におけるインジウム(●)の原子配列(左図)。これをもとにバンド構造を計算した結果、本来金属であるインジウム吸着超構造が低温で絶縁体に相転移することを解明しました。

アクチノイド物質科学



2008年度から稼働を開始したJ-PARC物質・生命科学実験施設(MLF)に建設中の μ SR分光器。超高感度で物質内部の磁場をとらえることで、物質中の電子や水素の状態を解明します。

物質生命科学



特定の微生物が水溶液中の超ウラン元素などを濃集する性質に着目

鉄還元菌(細長い楕円形が細胞)の上に析出したパラジウムナノ粒子(小さな白い斑点)。これが、優れた触媒能を有することを発見しました。

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 C₆₀-Co薄膜で生じる巨大磁気抵抗効果の起源を解明

—放射光で探る有機分子-遷移金属材料のスピンの状態—

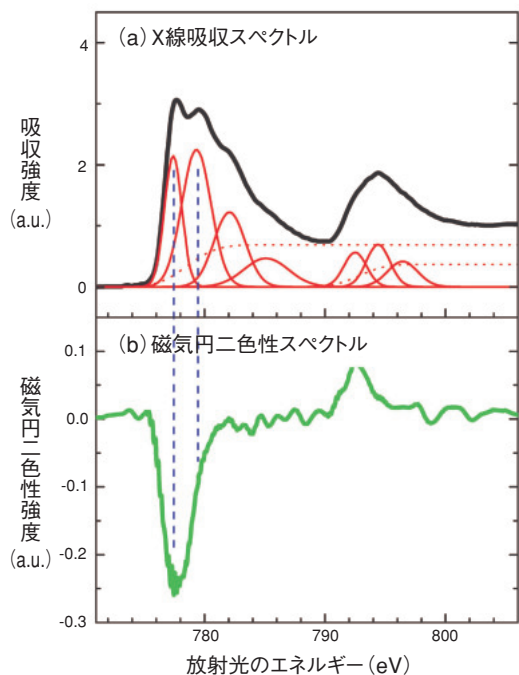


図 6-2 C₆₀-Co化合物のX線吸収スペクトル及び磁気円二色性スペクトル

(a) Coの2p→3d内殻励起によるX線吸収スペクトル
 (b) 磁場50kOe、温度6kで測定した磁気円二色性スペクトル
 測定は円偏光した放射光を用いて、試料に加える磁場の方向を反転させて行いました。

電子の持つ電荷とスピンを同時に利用して、全く新しい機能を持つ電子デバイスを実現しようとする研究（スピントロニクス）が盛んに行われています。スピントロニクス・デバイスの主要な動作原理に磁気抵抗効果があります。磁気抵抗効果とは、素子に磁場を加えた際に、電気抵抗が変化する現象です。磁気抵抗効果が生じる原因は、スピンの向き（アップ/ダウン）の違いによって、素子中を流れる電子の流れ易さが異なるためです。

2006年以降、私たちはフラーレン分子（C₆₀）とコバルト原子（Co）から成るフラーレン-コバルト（C₆₀-Co）薄膜が、従来の無機系材料と比べて著しく大きなトンネル磁気抵抗（TMR）効果を示すことを発見してきました。今回、放射光によるX線吸収分光測定及び磁気円二色性測定を行い、薄膜中に存在するC₆₀分子とCo原子の化合物（C₆₀-Co化合物）が、巨大TMR効果の発現に重要な寄与を及ぼしていることを明らかにしました。

図 6-2 (a) にC₆₀-Co薄膜のX線吸収分光測定の結果を示します。C₆₀-Co化合物の吸収スペクトルには、複数の成分（赤線）が存在することが分かります。これはC₆₀分

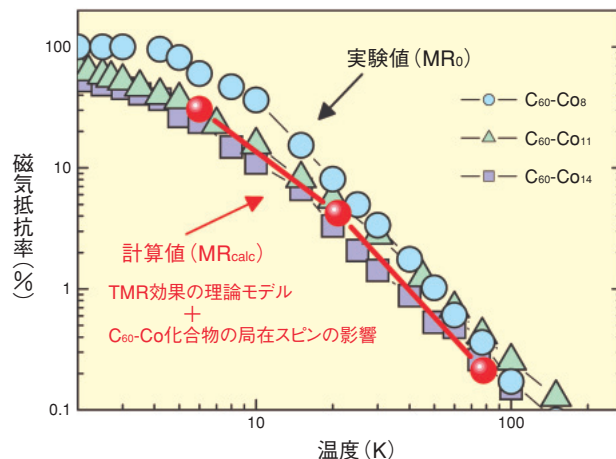


図 6-3 磁気抵抗率の温度依存性

磁場50kOeで測定した磁気抵抗率（MR₀）及びトンネル磁気抵抗効果の理論モデルに、C₆₀-Co化合物中に局在する電子スピンの影響を考慮した磁気抵抗率の計算値（MR_{calc}）。○、△、■は、C₆₀分子とCo原子の割合が異なるC₆₀-Co薄膜でのMR₀の変化を表しています。

子にCo原子が結合することで、Co原子の電子状態が変化したためと解釈されます。さらに、C₆₀-Co化合物がスピンの偏りを示す磁気円二色性信号（緑線）を生じることが分かりました（図 6-2 (b)）。観測された信号は、C₆₀-Co化合物の吸収スペクトルで見られる特定の成分（青線）に対応することが分かります。このことは、C₆₀-Co化合物中に局在する電子のスピンに偏りが存在する（局在スピンが存在する）ことを意味しています。

以上の結果を踏まえ、TMR効果の理論モデルに、磁場を加えることによるC₆₀-Co化合物の局在スピンの向きの変化が、薄膜中を流れる電子（伝導電子）のスピン偏極率（アップ/ダウンスピンの数の差）に影響を及ぼす過程を考慮すると、伝導電子のスピン偏極率が100%（電子スピンの向きが一方に偏った状態）に近い場合に、磁気抵抗率の計算値（MR_{calc}）が磁気抵抗率の実験値（MR₀）と一致することが分かりました（図 6-3）。これは、C₆₀-Co化合物の局在スピンの働きにより伝導電子の電子スピンに大きな偏りが生じることが、巨大TMR効果発現の原因であることを強く示唆しています。

●参考文献

Matsumoto, Y. et al., X-ray Absorption Spectroscopy and Magnetic Circular Dichroism in Codeposited C₆₀-Co Films with Giant Tunnel Magnetoresistance, Chemical Physics Letters, vol.470, 2009, p.244-248.

6-2 ウランのレモン型変形が新たな核分裂チャンネルを開く — 超重原子核 ^{274}Hs の核分裂 —

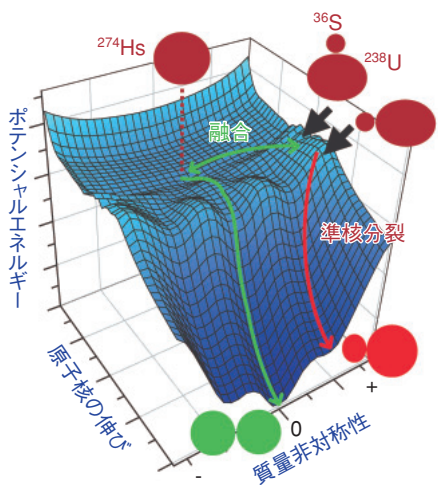


図 6-4 ^{274}Hs のポテンシャルエネルギー曲面
緑線は複合核を生成したのちに経由する核分裂チャンネル、赤線は準核分裂するチャンネルを表し、それぞれ対称と非対称分裂に至ります。 ^{238}U はレモン型に変形した原子核で、 ^{36}S の衝突の向きに応じて、融合と準核分裂の競争が起こります。

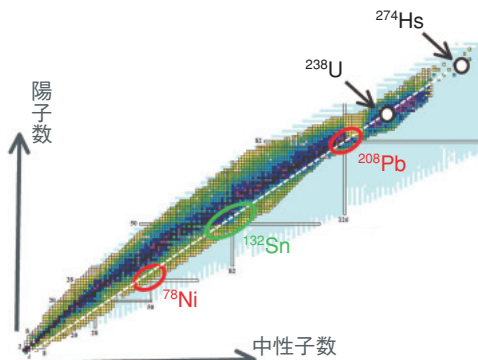


図 6-5 中性子数と陽子数に対する原子核の存在領域
超重原子核 ^{274}Hs の核分裂では、 ^{208}Pb や ^{78}Ni 近傍核の二重閉殻性(赤丸領域)に由来するチャンネルが形成されます。対称チャンネルは、 ^{132}Sn 近傍核(緑丸)の閉殻性に由来しています。

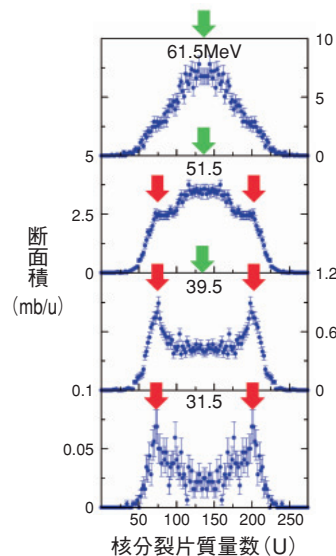


図 6-6 $^{36}\text{S}+^{238}\text{U}$ 反応で生成される ^{274}Hs の核分裂片質量数分布
緑の矢印の成分は質量対称チャンネル、赤の矢印は非対称チャンネルを経由して核分裂が起こったことを示しています。

核分裂は、原子力エネルギー利用の基礎となる現象です。ウラン235 (^{235}U) の中性子入射核分裂では質量非対称に分裂しますが、質量数分布を正確に予測することは現在の理論でも難しく、核分裂は今なお未知の現象といえます。

核分裂を記述するモデルとして、核分裂はポテンシャルの谷(チャンネル)を通って進むという考えがあります。古典的な液滴モデルで計算されるポテンシャルでは、チャンネルは常に質量対称上に現れることになり、実験データを説明できません。実際には、核子の構造に由来する微視的効果(殻効果)を取り入れる必要があります。ウランの場合、二重閉殻であるスズ132 (^{132}Sn) の閉殻性がチャンネルの形成に関係すると考えられます。

本研究では、核分裂に与える閉殻性の影響を詳しく調べるため、超重原子核ハッシウム274 (^{274}Hs 、原子番号108) の核分裂に着目しました。図6-4は、 ^{274}Hs のポテンシャル曲面を計算したもので、二種類のチャンネルが見られます。一つは、対称分裂に至るもので、図6-5との対応から分かるように、 ^{132}Sn の閉殻性によって現れる谷です。もう一つは、ニッケル78 (^{78}Ni) と鉛208 (^{208}Pb) のやはり二重閉殻性から生じる非対称なチャンネルで、超重原子核にのみ現れます。この非対称チャンネルの存

在を調べるため、硫黄36 (^{36}S) をウラン238 (^{238}U) に衝突させ、 ^{274}Hs の核分裂特性を測定しました。

実験は、原子力科学研究所にあるタンDEM加速器施設で行いました。加速された ^{36}S を ^{238}U 標的に照射し、生成される二つの核分裂片を同時計測することで質量分割を決定しました。結果を図6-6に示します。上の図ほど衝突させる ^{36}S のエネルギーが高いことを示します。エネルギーを下げると、質量数分布が急激に非対称に変化しました。質量数200と74にピークが現れており、これは ^{78}Ni と ^{208}Pb に由来する新たなチャンネルの存在を証明しています。

なぜ図6-6のようなエネルギー依存性が生まれるのでしょうか?これは、 ^{238}U がレモン型に変形していることに原因があります。図6-4に示すように、 ^{36}S が高エネルギーの場合、 ^{238}U への衝突角度によらず反応が起こります。赤道面に衝突すると、融合が起こり、複合核が生成されてから核分裂します。一方、エネルギーが低いと、 ^{238}U の先端部としか反応できません。このため、谷に近いところから反応が始まるので、質量非対称チャンネルに沿って分裂します。複合核を生成しないこの「準核分裂」の観測によって、新たな核分裂チャンネルが発見されました。

●参考文献

Nishio, K. et al., Effects of Nuclear Orientation on the Mass Distribution of Fission Fragments in the Reaction of $^{36}\text{S} + ^{238}\text{U}$, Physical Review C, vol.77, no.6, 2008, p.064607-1-064607-5.

6-3 特異な超伝導を誘起する磁気ゆらぎを明らかに -NMR法によるウラン化合物の超伝導機構の探求-

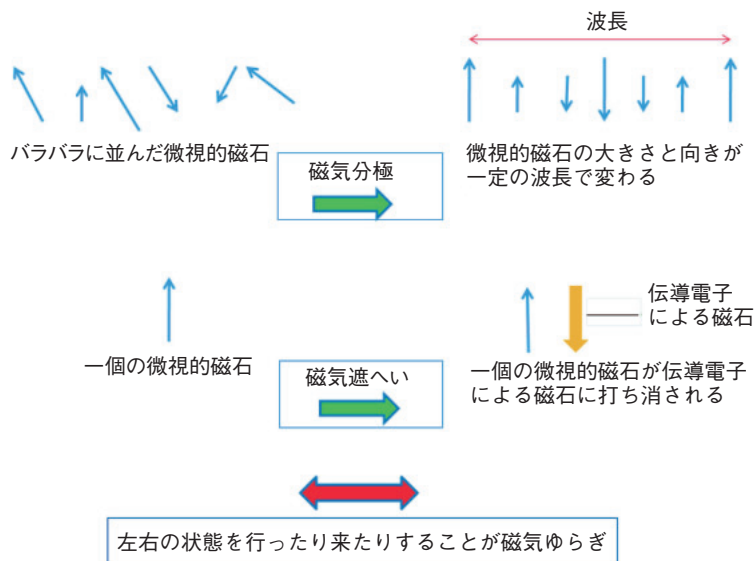


図6-7 特異な超伝導を誘起する磁気ゆらぎとして提案されていた二つのモデル（磁気分極モデルと磁気遮へいモデル）
磁気遮へいでは微視的磁石（青矢印）を伝導電子磁石（黄矢印）が打ち消します。これらのゆらぎをいわば“接着剤”として超伝導ペアが生じます。

超伝導状態では二つの電子が対となり超伝導電子ペアを組みます。このペアを形成するには電子がお互いに引き合う、つまり引力が必要です。従来の超伝導体では、この引力の起源は結晶格子の振動でした。しかしウランやネプツニウムなどを含む超伝導体では、磁気ゆらぎがその起源となっていると考えられてきましたが、その起源は同定されていませんでした。磁気ゆらぎから誘起される特異な超伝導では従来の超伝導に比べて高い超伝導転移温度が期待できるので、その起源の解明は重要な課題です。

図6-7は磁気ゆらぎの起源として提案されていた二つのモデルです。この二つのモデルのうちどちらが適当なのかを明らかにすることが大きな問題でした。そこで私たちは、核磁気共鳴（NMR）法を用いて磁気ゆらぎの起源を同定しました。本研究では、超伝導状態の近傍にあるUSn₃という化合物の¹¹⁹Sn核のNMRを温度1Kから300K付近まで測定しました。¹¹⁹Sn核の核磁気モーメントが緩和していく時間は緩和時間と呼ばれます。ここでは緩和時間の温度依存を測定しました。この緩和時間は磁気ゆらぎの強さと相関しています。磁気ゆらぎが強くなるとそのゆらぎが及ぶ範囲が大きくなり、その範囲の大

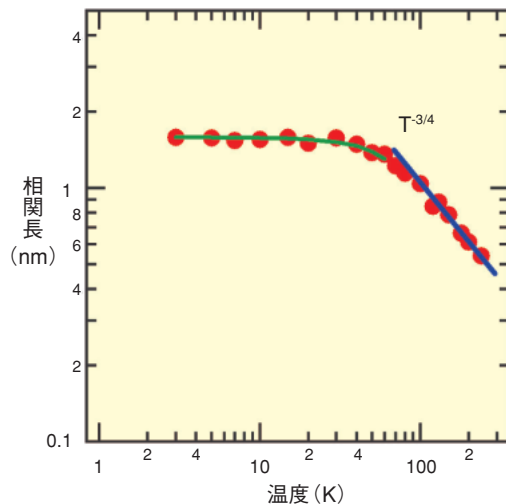


図6-8 USn₃の相関長（磁気ゆらぎの及ぶ長さ）の温度依存
NMRによる測定結果（●）は磁気分極モデルからの理論曲線（青線、緑線）と良く一致します。これは磁気分極モデルが磁気ゆらぎの起源であることを示しています。

きさを表す“相関長”が長くなります。緩和時間からこの相関長を見積もることができます。図6-8にその結果を示します。実験結果（●）は、磁気分極モデルから予測された値（青線及び緑線）と良く一致します。一方、磁気遮へいモデルからの予想では、相関長は10倍ほど小さくかつ温度依存もないように見積もられ、実験結果を説明できないことも分かりました。この結果は、磁気ゆらぎの起源が磁気分極であることを明確に示しています。

本研究により、ウランやネプツニウムなどの超伝導体では、磁気分極を起源とする磁気ゆらぎが超伝導電子ペアを形成する引力となっていることが分かりました。室温で超伝導になる高温超伝導物質が見つければ、リアモーターへの応用などの大きな社会的インパクトがあり、その開発努力が続けられています。本研究は、その開発の指針として、磁気分極をペア形成する引力に利用することが鍵であることを示唆しています。今後、私たちは、超伝導が磁気分極ゆらぎから誘起される発現機構を様々なアクチノイド化合物について明らかにしていきたいと考えています。

●参考文献

Kambe, S. et al., Crossover from Quantum Critical to Overdamped Regime in Heavy Fermion Compound USn₃, Physical Review Letters, vol.102, 2009, p.037208-1-037208-4.

6-4 正ミュオンを使って格子間水素の状態を探る

— 希土類系水素吸蔵合金の微視的理解に向けて —

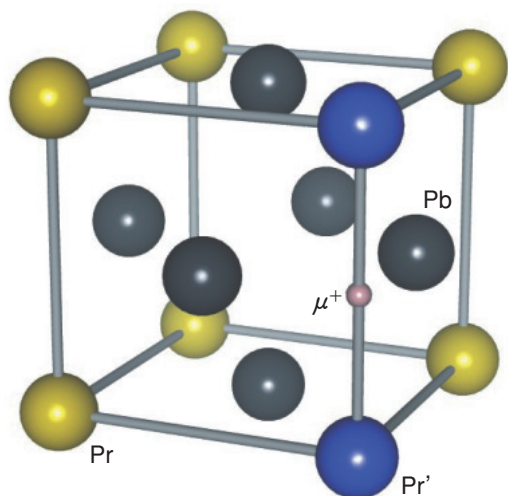


図 6-9 PrPb₃の結晶構造と正ミュオンの停止位置
試料に打ち込まれた μ^+ は二つのPr³⁺ の中間に止まり、これらとともに新奇な系を形成します。

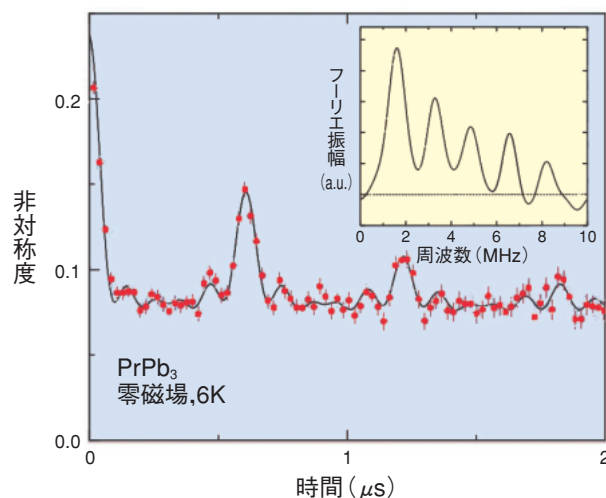


図 6-10 零磁場, 6KにおけるPrPb₃の μ^+ SRスペクトル
横軸は μ^+ が試料に入射してからの時間、縦軸は陽電子放出の非対称度 (スピン偏極度に比例) を表しています。挿図はフーリエ変換の結果であり、回転周波数が量子化されていることを示しています。この周波数は μ^+ サイトにおけるマイクロな磁場の大きさに比例しています。

近年、環境負荷の低い次世代エネルギーとして水素エネルギーが注目されています。水素は取扱いの難しい気体ですが、水素吸蔵合金と呼ばれる物質中に貯蔵することにより、安全かつ効率的に利用できるようになります。水素吸蔵合金は水素を単原子の形で結晶格子の隙間に取り込みます。この格子間水素の状態を微視的な観点から理解することは、水素吸蔵・放出特性の改良を進めていく上で極めて重要です。

私たちは正ミュオン (μ^+) という素粒子を使い、水素吸蔵合金の関連物質中における格子間水素の状態を微視的な観点から調べることにしました。 μ^+ は+1 価の電荷と陽子の約 1/9 の質量を持つことから、軽い水素原子核とみなすことができます。ゆえに、 μ^+ は物質中において水素の同位体と同等の化学的性質を示すと考えられます。 μ^+ を物質中に打ち込むと、結晶格子間に停止したあと、陽電子とニュートリノに崩壊します。この陽電子の放出方向から、 μ^+ の持つ小さな磁石 (スピン) の向きを知ることができます。 μ^+ スピンは周囲の電子や原子核のスピンと相互作用することにより刻々と向きを変えていきます。この運動を解析することにより μ^+ の置かれた環境に関する知見が得られます。

私たちは、代表的な水素吸蔵合金MmNi₅ (Mm: 軽希

土類の混合物) と同じく希土類金属間化合物に属するPrPb₃という物質から研究を始めることにしました。まず、スピン偏極した μ^+ ビームを用いて磁場中において μ^+ スピン回転・緩和 (μ^+ SR) の測定を行い、試料中に打ち込んだ μ^+ が二つのPr³⁺ の中間に止まることを突き止めました (図 6-9)。次に、零磁場において同様の測定を行ったところ、図 6-10 に示す特徴的な構造を持つスペクトルが得られました。このスペクトルは、 μ^+ サイトに微視的な磁場が生じており、その大きさが量子化されていることを示しています。詳しい解析により、 μ^+ に最も近い位置にあるPr³⁺ の *f* 電子状態が物質固有の状態から変化して、Pr³⁺- μ^+ スピン間の磁気的な結びつきを強めていることが分かりました。さらに、磁場の量子性からこの結合が極めて異方的であることが明らかになりました。

格子間に侵入した水素様粒子が周囲の希土類イオンの *f* 電子と相互作用する様子を、局所磁場の量子化という形で明確にとらえたのはこれが初めてのことです。今後、実際に水素吸蔵合金としての応用が期待されている希土類系合金に対して同手法を適用し、この相互作用が物質の機能にどのような影響を与えているのか詳しく調べていく予定です。

●参考文献

Ito, T. U. et al., Quantized Hyperfine Field at an Implanted μ^+ Site in PrPb₃: Interplay between Localized *f* Electrons and an Interstitial Charged Particle, Physical Review Letters, vol.102, issue 9, 2009, p.096403-1-096403-4.

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

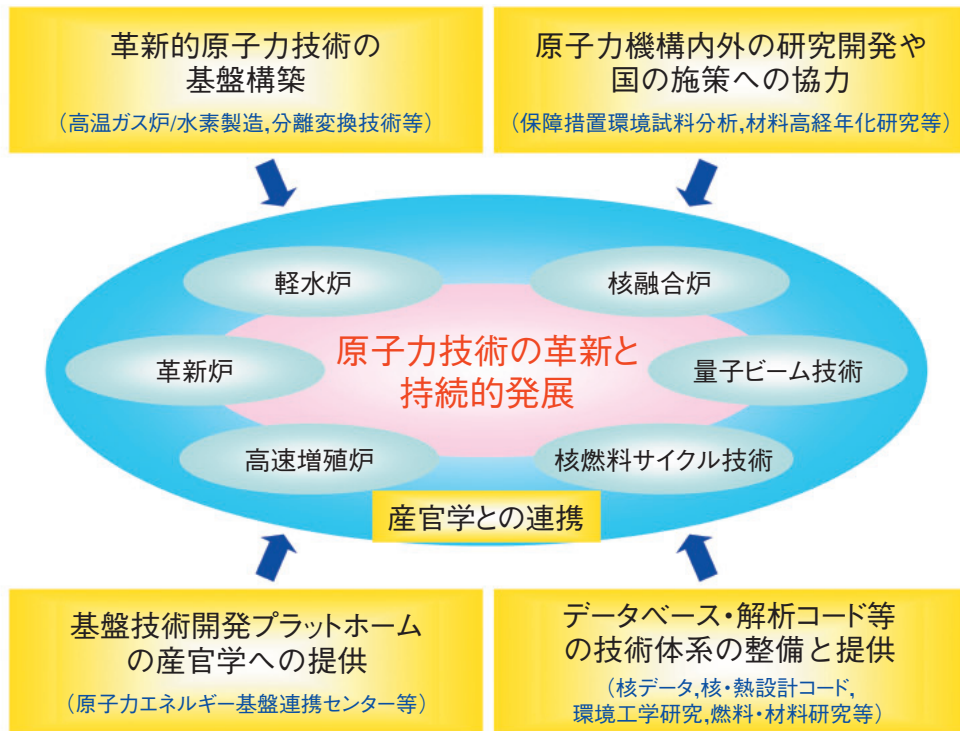


図 7-1 原子力基礎工学の四つの役割

原子力基礎工学研究部門では、我が国の原子力研究開発の基盤を形成し、新たな原子力利用技術を創出することを目指しています。原子力基礎工学に関する研究分野は多岐にわたり、その研究開発活動は図 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。

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。トピックス 7-1 では、実規模のモックアップ試験ができなくても予測精度を確認できる新しい不確かさ評価手法を創出しました。また、トピックス 7-2 は、ネプツニウム (Np)、アメリシウム (Am)、キュリウム (Cm) などのマイナーアクチノイド (MA) 核種の高精度測定手法の開発を進めた成果です。

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。トピックス 7-3 では、これまでの成果や国内外の文献情報をまとめ、「再処理プロセス・化学ハンドブック第 2 版」を刊行しました。また、トピックス 7-4 では、高い耐硝酸性が求められる再処理機器用ステンレス鋼の腐食機構の解明を進め、原子力材料の安全性などの研究に役立てています。さらに、トピックス 7-5 では、MAリサイクル技術のため、MA含有燃料の挙動特性を解明しています。

環境・放射線工学研究では、放射性物質の環境中移行

挙動の研究や、最新科学に基づく放射線防護の確立を目指した研究を進めています。トピックス 7-6 では、世界の原子力事故時に、迅速な広域汚染予測が可能な計算システムである世界版SPEEDI (WSPEEDI-II) を完成しました (図 7-2)。また、トピックス 7-7 は、原子力機構が開発した日本人精密ボクセルファントムで姿勢が被ばく線量評価に及ぼす影響を解明した成果です。

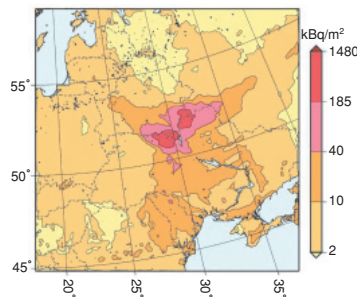


図 7-2 WSPEEDI-II によるチェルノブイリ事故時の¹³⁷Csの地表面沈着量予測。測定で現れた蝶型の分布を再現しています。

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。トピックス 7-8 では、水素製造のための熱化学法ISプロセスの高効率化を進めました。トピックス 7-9 は、高温ガス炉水素電力コジェネレーションシステムにおける課題のひとつである、2次冷却水中の放射性核種トリチウムの製品水素への移行防止の成果です。

7-1 大規模模擬実験に頼らず核設計予測精度を確認する — 複数の臨界実験を活用した新しい予測精度評価手法の開発 —

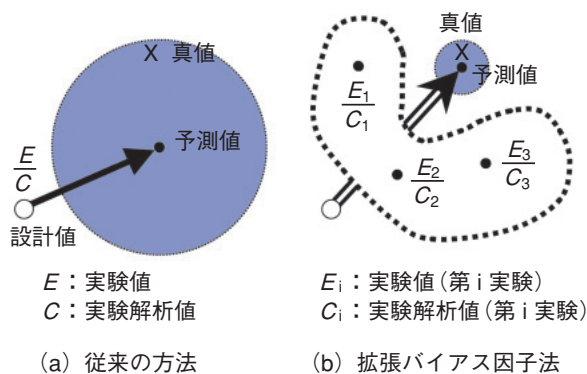


図 7-3 拡張バイアス因子法の特徴

単一のモックアップ実験を活用する従来方法 (a) では、実験の模擬性が低い場合、炉心性能を確認することが難しくなります。一方、新たに考案した拡張バイアス因子法 (b) では既存施設で取得した複数の実験からなる実験群から模擬性の高いモックアップ実験に相当する実験を導出することが特徴です。

新しい原子炉を開発するためには、炉心性能を精度良く予測する必要があります。炉心性能は、基礎データである核データをもとに原子炉での中性子の振る舞いを解析する計算コードにより予測します。開発する原子炉と同規模の模擬性の高いモックアップ実験を行えば、実験値と計算値を比較して、設計値の予測精度を確認できます。しかし、既存の施設で行える実験内容には限界があり、模擬性の低い実験にならざるを得ないため、炉心性能を確認することが難しくなります。また、新規施設で模擬性の高いモックアップ実験を行うには多額の経費が必要となり、その実施は困難な状況にあります。

私たちは、このような困難な状況を克服するため、既存施設で行われた複数の実験からなる実験群をモックアップ実験の代替として活用するという独創的な発想により、実規模のモックアップ実験が実施できなくても予測精度を確認できる新しい不確かさ評価手法 (拡張バイアス因子法) を創出しました。この方法では、実験値の分散を考慮しつつ、設計値と実験解析値に含まれる核データと解析手法に起因する共分散を用いて、設計炉心と実験群の相関が最大になるように実験群を選択・活用

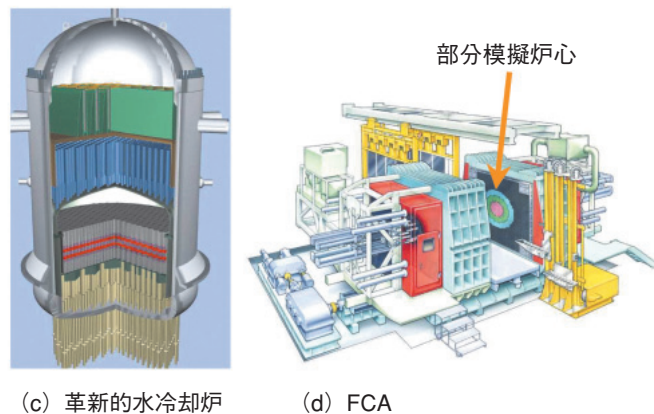


図 7-4 新しい原子炉炉心設計へのFCA臨界実験の活用

革新的水冷却炉 (c) は、冷却材ボイド率が炉心内で大きく変化させることにより増殖を目指した新しい原子炉です。FCA (d) においてボイド率が異なる状況を部分的に模擬した複数の体系で実験データを取得して、拡張バイアス因子法を適用した結果、従来の方法に比べて、炉心性能を高精度で評価することができました。

して、設計値の予測精度の評価とその向上を図ることができます (図 7-3)。

拡張バイアス因子法により実験群を活用するため、これまで見過ごされてきた実験値間及び実験解析値間の共分散の現実的な評価方法を新たに開発し、異なる実験値間や異なる炉心間の共分散を評価する技術体系を構築しました。これに基づき、既存施設の高速炉臨界実験装置 (FCA) で取得した複数の体系の実験データを活用して、新しい原子炉の設計に拡張バイアス因子法を応用しました。この結果、同法が炉心性能の予測精度の評価とその向上に有効であることを実証しました (図 7-4)。

新しい原子炉を開発する時に、拡張バイアス因子法を用いて炉心性能の誤差要因を分析することによって、新規実験の要否に関する判断、誤差の低減が必要な実験、解析手法の抽出が可能となります。以上の研究開発成果は、効果的な開発計画の立案及び開発に必要な時間やコストの削減に寄与するものとして活用できます。

なお、一連の研究開発は、「第41回 (平成20年度) 日本原子力学会賞 (技術賞)」を受賞し、高く評価されています。

●参考文献

Kugo, T. et al., Prediction Accuracy Improvement of Neutronic Characteristics of a Breeding Light Water Reactor Core by Extended Bias Factor Methods with Use of FCA-XXII-1 Critical Experiments, Journal of Nuclear Science and Technology, vol.45, no.4, 2008, p.288-303.

7-2 核変換研究用核反応断面積の高精度化に向けて

—放射化法による高速中性子捕獲断面積測定手法の開発—

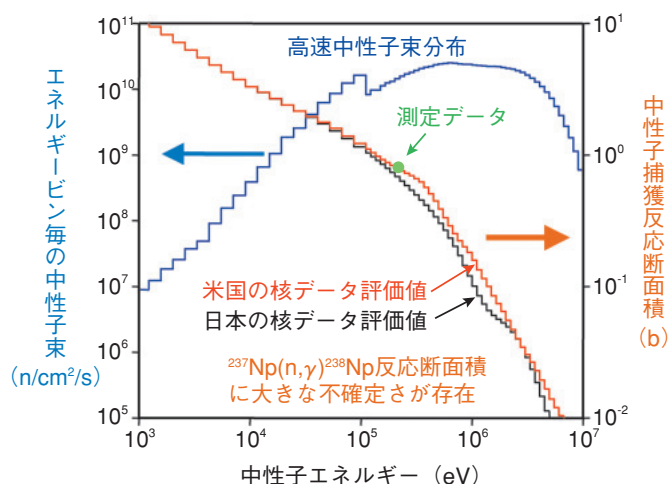
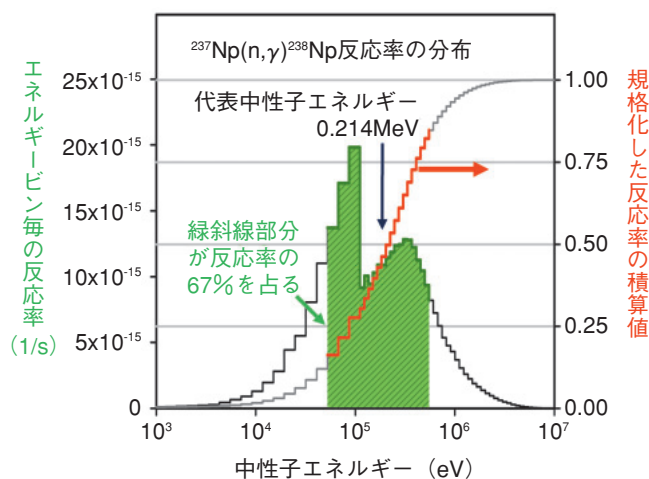
図 7-5 中性子束分布と ^{237}Np の中性子捕獲断面積

図 7-6 反応率の中性子エネルギー依存性とその積算値

核データの高精度化は、放射性廃棄物核種の核変換研究や革新的な原子力システムの開発にとって重要な課題のひとつです。とりわけ、核変換対象核種であるNp, Am, CmといったMA核種に対して、高い精度の核データが求められています。

図7-5は、 ^{237}Np の中性子捕獲反応断面積が中性子のエネルギーに応じて変化する様子を示しています。米国と我が国の核データ評価値を比較すると、約100keV (10^5eV) 以上の中性子エネルギー領域に大きな差が見えます。これは高速中性子領域の核データに大きな不確定さが残っていることを物語っています。

このような差異の生じる原因を明らかにし、正確な核データ値を得るには、異なる測定手法を用いた独立測定を行い、相互に比較することが有効です。これまで、高速中性子領域の中性子捕獲反応断面積測定には、1g程度のサンプルを用い、加速器で発生する中性子を利用した測定が行われてきました。私たちは東京大学と共同して、東京大学原子炉「弥生」の高速中性子を利用して、放射化法により中性子捕獲断面積を決定する手法の開発に取り組みました。

これまで熱中性子炉の中性子場を用いて熱中性子捕獲

断面積を決定する手法はWestcottらにより確立されていますが、高速中性子場に適用することは困難でした。それは、高速炉の中性子エネルギースペクトル（図7-5の青線）と高速中性子領域の中性子捕獲断面積のエネルギー依存性には熱中性子場で開発された解析手法が適用できないからでした。

原子核が変換される反応率は、中性子捕獲断面積と中性子束の積で決まり、図7-6のように中性子エネルギーによって変化します。同図には、反応率を各中性子エネルギーまで積算した値も示しています。このような数値解析から、高速中性子場で照射した核反応の代表中性子エネルギーを定義し、そのエネルギー点での断面積導出が可能となりました。この手法により、 ^{237}Np のサンプル量はわずか0.1mgと少量でしたが、5%の測定精度で ^{237}Np の高速中性子捕獲断面積が測定されました（図7-5）。

現在、J-PARCの大強度パルス中性子ビームを用いて、エネルギー依存性データの測定も始まろうとしています。これらの独立した核データ決定方法を相補的に適用することで、中性子核反応断面積の高精度化に期待がかかります。

●参考文献

Harada, H. et al., Measurements of Neutron Capture Cross Section of ^{237}Np for Fast Neutrons, Journal of Nuclear Science and Technology, vol.46, no.5, 2009, p.460-468.

7-3 再処理の技術基盤を支えるデータ集の完成

—基礎から実燃料試験までを網羅する「再処理プロセス・化学ハンドブック第2版」—

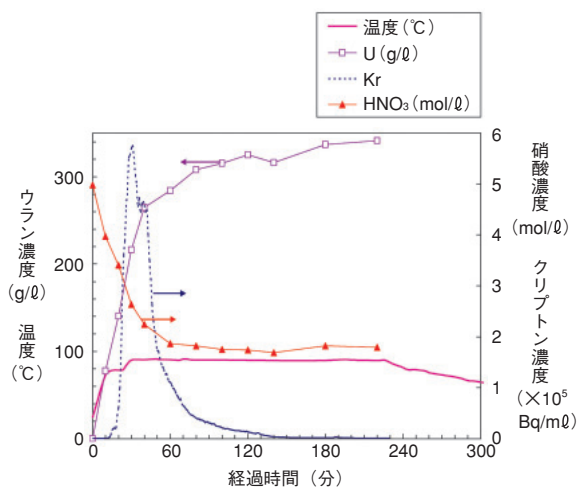


図 7-7 使用済MOX燃料 (41GWd/tHM) の溶解試験結果
燃料の溶解が進むにつれ溶液中のウラン濃度の上昇、硝酸濃度の下降が観察されました。クリプトンの放出とウラン濃度の上昇とは、きれいな相関があることが確認されました。

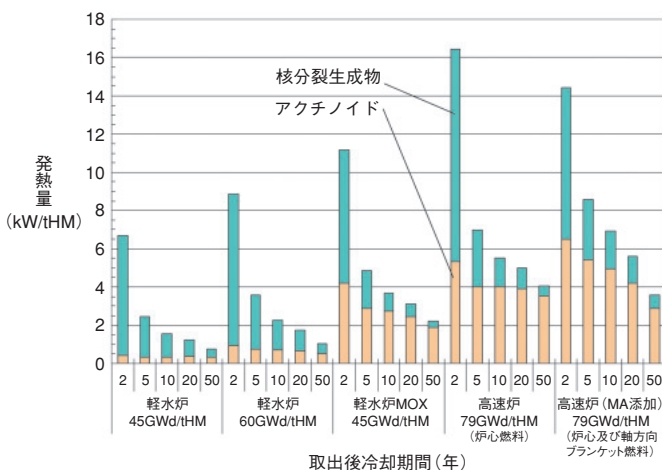


図 7-8 使用済燃料の発熱量の比較
軽水炉ウラン燃料、軽水炉MOX燃料、高速炉MOX燃料、高速炉MA添加MOX燃料について使用済燃料1t当たりの発熱量を例示しました。

ピューレックス法をベースとする使用済燃料の湿式再処理法は、これまで各国の再処理施設で操業実績があり、また我が国においても青森県六ヶ所村に大型再処理施設が建設され操業運転の段階を迎えています。

将来想定される高燃焼度の軽水炉燃料や混合酸化物(MOX)燃料の再処理では、処理される燃料に含まれる核分裂生成物やプルトニウムの量が增大するため、使用済燃料の硝酸への溶解性や抽出分離性能への影響を考慮する必要があります。また同時に、経済性の向上や放射性廃棄物の低減の観点からも、今後の再処理技術の研究開発は一層重要なものとなります。研究開発を進めていく上で、これまでに蓄積された基盤データの集成は、非常に意義のあるものです。

私たちは、主に燃料サイクル安全工学研究施設(NUCEF)において、湿式再処理技術の基盤となる化学プロセス及び溶液化学に関する試験研究を進めてきています。これまでに使用済軽水炉燃料や使用済MOX燃料を実際に用いた溶解試験(図7-7)及び抽出分離試験を実施しており、そこで得られたデータ及び国内外の文献情報をまとめ、「再処理プロセス・化学ハンドブック」として2001年に第1版を、更に改訂を加え2008年に第2

版を刊行しました。

ハンドブックには、まず溶液化学の基礎データとして溶液密度、粘度等の基礎物性、アクチノイドイオンの吸収スペクトルなどについて記載しています。

使用済燃料の溶解特性及び溶解オフガスに関してNUCEFでの溶解試験の結果についてまとめています。いくつかの燃焼度の燃料を用いた試験でのウラン及び硝酸の溶液中濃度変化を解析モデルと比較しているほか、不溶解残渣の分析結果についても触れています。

抽出特性に関しては、U、Pu、Np等、主要な放射性核種の分配挙動や酸化還元反応についてまとめたほか、私たちが開発、公開した抽出プロセス解析コードPARCの概要を示しました。更にNUCEFで実施した抽出分離試験と計算解析が良く一致したことを示しました。

ハンドブックではこれらのほかに、研究開発に必要なデータとして、使用済燃料の元素組成や発熱量(図7-8)、安全上重要なプルトニウムポリマーや溶媒劣化等の情報を掲載しました。

今後、再処理に関する知識基盤のひとつとして広く活用され、再処理施設の円滑で安全な操業と次世代に向けた技術開発に役立てられることが期待されています。

●参考文献

湿式分離プロセス化学研究グループ, 再処理プロセス・化学ハンドブック第2版, JAEA-Review 2008-037, 2008, 702p.

7-4 再処理機器用ステンレス鋼の腐食機構の解明 —ホット施設によるNp含有硝酸溶液の腐食促進作用の研究—

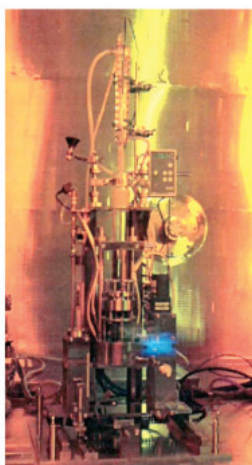


図7-9 腐食試験装置の外観
ホットセルと呼ばれる厚いコンクリートで囲まれた部屋の中に、腐食試験装置を設置して試験を行います。強い放射線の中で試験を行うため、マニピュレーターと呼ぶ遠隔で物体を操作できる装置も使用しています。

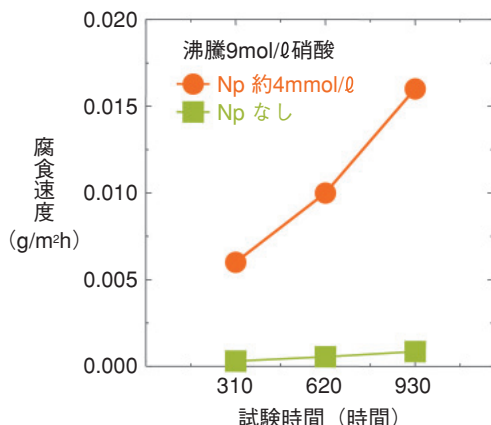


図7-10 70℃で沸騰している硝酸溶液中でのSUS鋼の腐食速度
再処理機器用のSUS鋼を70℃で沸騰した硝酸溶液に入れました。わずかな量のNpが硝酸溶液に含まれていると、時間とともにSUS鋼の腐食速度が大きくなることが分かります。

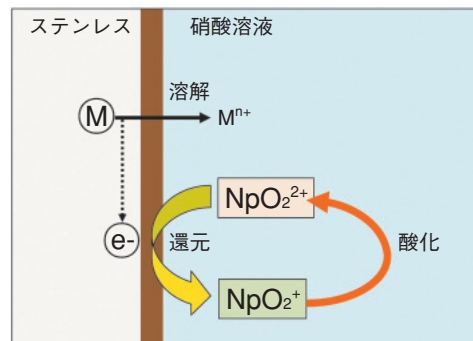


図7-11 Npによる腐食促進作用の模式図
SUS鋼の表面で、金属Mを溶解し M^{n+} にするのにかかわった6価Np(NpO_2^{2+})は、5価Np(NpO_2^+)に変化します。この変化した5価Npは、沸騰硝酸により6価Npに戻ります。この反応が繰り返されることで、SUS鋼の腐食が促進されます。

原子力発電所で発電を行った後の使用済核燃料には、核燃料として使用可能な核燃料物質(UとPu)が残っています。これらを化学的にそれぞれ回収し、更に分離された残りの核分裂生成物を安全に処理する工場を、使用済核燃料再処理工場(再処理工場)と呼びます。我が国には、茨城県東海村と青森県六ヶ所村にあります。石油と同様にウランは限りのある燃料です。再処理工場で使用済核燃料から核燃料物質を回収して再び原子力発電所で利用することは、資源を有効に利用できることから大変重要なことです。

再処理工場では、核燃料物質を回収するために腐食性の強い沸騰した硝酸溶液を使用します。この硝酸溶液には使用済燃料の中にあるPuやルテニウムが溶けて存在しています。これらはステンレス鋼(SUS鋼)を激しく腐食することが分かっていることから、再処理工場ではこのような硝酸溶液でも腐食にくいSUS鋼(再処理機器用SUS鋼)が使用されています。最近、少量のNpがSUS鋼の腐食を促進することが明らかになってきました。この微量に含まれるNpが腐食を促進する作用について検討しました。試験は核燃料などの放射性物質が取り扱えるホット試験施設である廃棄物安全試験施設(WASTEF)

で行いました。試験に用いた腐食試験装置の概略を図7-9に示します。

図7-10は、空気の圧力を下げて70℃で沸騰する状態で硝酸溶液にSUS鋼を入れたときの腐食の進行割合(腐食速度)を示したものです。硝酸濃度は9 mol/lで、Npは約4 mmol/lと少量含有されています。Npが硝酸溶液に含まれているとNpを含まない場合に比べて、腐食速度は約10倍大きくなっていました。この腐食現象を、溶液に含まれる物質が化学反応に与える影響を詳細に検討することのできる電気化学的手法や分光学的な手法を駆使して解析しました。その結果、図7-11に示すように、6価Np(NpO_2^{2+})がSUS鋼の溶解を起し5価Np(NpO_2^+)に変化した後に、硝酸溶液中で再度6価Npに再酸化されます。このことが繰り返されることが腐食の促進につながると分かりました。このためにNpのような腐食性の高い物質を含有した沸騰硝酸溶液中でも腐食を起し難い新しいタイプのSUS鋼の開発を進めています。

これらの知見は、今後、本格的に運転が開始される予定の六ヶ所再処理工場の安全な操業のための基礎データとして活用されています。

●参考文献

本岡隆文ほか、ネプツニウム含有硝酸溶液中でのステンレス鋼の腐食挙動, Zairyo-to-Kankyo, vol.57, no.12, 2008, p.536-541.

7-5 Am含有酸化物燃料の熱的挙動変化を探る

—不定比組成Am酸化物の熱力学的性質を解明—



図 7-12 TRU高温化学モジュール

高い気密性と遮へい能力を持つ不活性ガス雰囲気ホットセル3台とグローブボックス1台から構成されています。

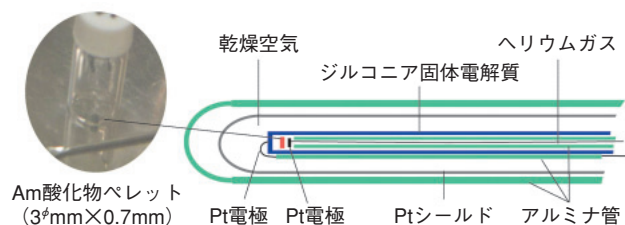


図 7-13 ジルコニア固体電解質を用いた電気化学的測定セル
空気を基準極ガスとしています。二つのPt電極間に生じる起電力から、Am酸化物の酸素ポテンシャルが求められます。

現行の核燃料サイクルでは、MAは高レベル放射性廃棄物 (HLW) として地層処分されることになっていますが、将来の核燃料サイクルでは、廃棄物処分の負担軽減を目指して、MAを回収し、燃焼させるMAリサイクル技術の開発が期待されています。MAリサイクル技術が完成すれば、放射性毒性が強く、発熱量が大きいMAを、HLWから分離することにより、HLWの長期にわたる潜在的有害度を低減し、処分場の面積を削減できます。ただし、そのためには、MAを原子炉内で効率良く安全に燃焼させることが可能なMA含有燃料の開発が必要です。

新しい酸化物燃料の開発には、燃料の酸素ポテンシャルと酸素不定比組成 (O/M) の関係を解明することが必要です。それは、酸化物燃料の照射健全性に影響する被覆管との反応や元素の化学形態が、燃料の酸素ポテンシャルにより支配されており、熱伝導度や融点などの燃料物性が、燃料の酸素不定比組成により大きな影響を受けるためです。しかし、MAを含有した場合、酸化物燃料の酸素ポテンシャルと酸素不定比組成の関係は変化しますが、その変化のメカニズムは未解明でした。その理由には、MAは α 線のほか、強い γ 線と中性子線を放出

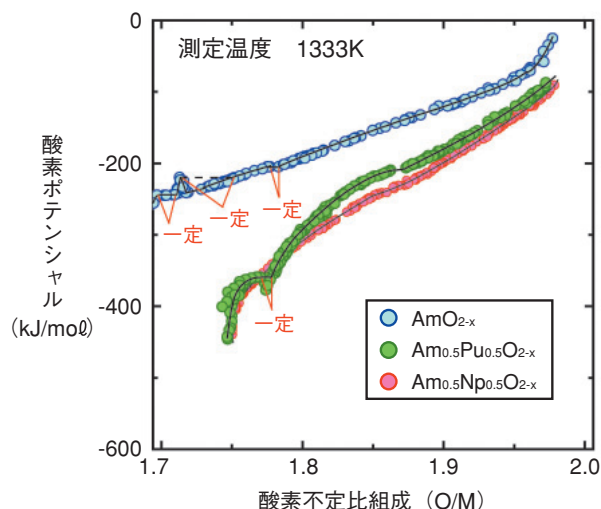


図 7-14 Am酸化物の酸素ポテンシャルと酸素不定比組成
1333Kでの AmO_{2-x} 、 $\text{Am}_{0.5}\text{Pu}_{0.5}\text{O}_{2-x}$ 、 $\text{Am}_{0.5}\text{Np}_{0.5}\text{O}_{2-x}$ の酸素ポテンシャルを同じO/Mで比較したものです。O/Mの減少に伴って、いずれの酸化物も酸素ポテンシャルは減少しますが、 AmO_{2-x} と $\text{Am}_{0.5}\text{Pu}_{0.5}\text{O}_{2-x}$ では途中で酸素ポテンシャルが一定になるところがあることが分かりました。これは、このO/Mの付近で AmO_{2-x} と $\text{Am}_{0.5}\text{Pu}_{0.5}\text{O}_{2-x}$ は、複合相になっていることを示しています。

するため取扱いが困難であり、取扱いに高い気密性と遮へい能力を持つホットセルが必要であることが挙げられます。

私たちは、原子力科学研究所のNUCEFに「TRU高温化学モジュール」(図7-12)を設置し、電気化学的手法(図7-13)を用いて、MAの主要元素であるアメリシウム (Am) の酸化物の酸素ポテンシャルと酸素不定比組成の関係(図7-14)を評価しました。本研究では、十分なAm取扱い量があり、電気化学的に精度良く酸素不定比組成を制御できるため、高精度なデータを取得でき、Am酸化物の熱力学的性質の変化には系統性があることを明らかにできました。これによりAm含有酸化物燃料の熱的挙動変化が予測でき、MAリサイクルの技術的成立性評価に貢献することが期待されます。

本研究は、東北電力株式会社、東京電力株式会社及び日本原子力発電株式会社との共同研究「酸化物燃料中の超ウラン元素の挙動研究」と、文部科学省からの受託研究「MAリサイクルのための燃料挙動評価に関する共通基盤技術開発」の成果の一部です。

●参考文献

Otobe, H. et al., Oxygen Potential Measurement of Americium Oxide by Electromotive Force Method, Journal of the American Ceramic Society, vol.91, issue 6, 2008, p.1981-1985.

7-6 世界各地での放射性物質の大気中の拡散を迅速に予測する —緊急時環境線量情報予測システム(世界版)WSPEEDI-IIの開発—

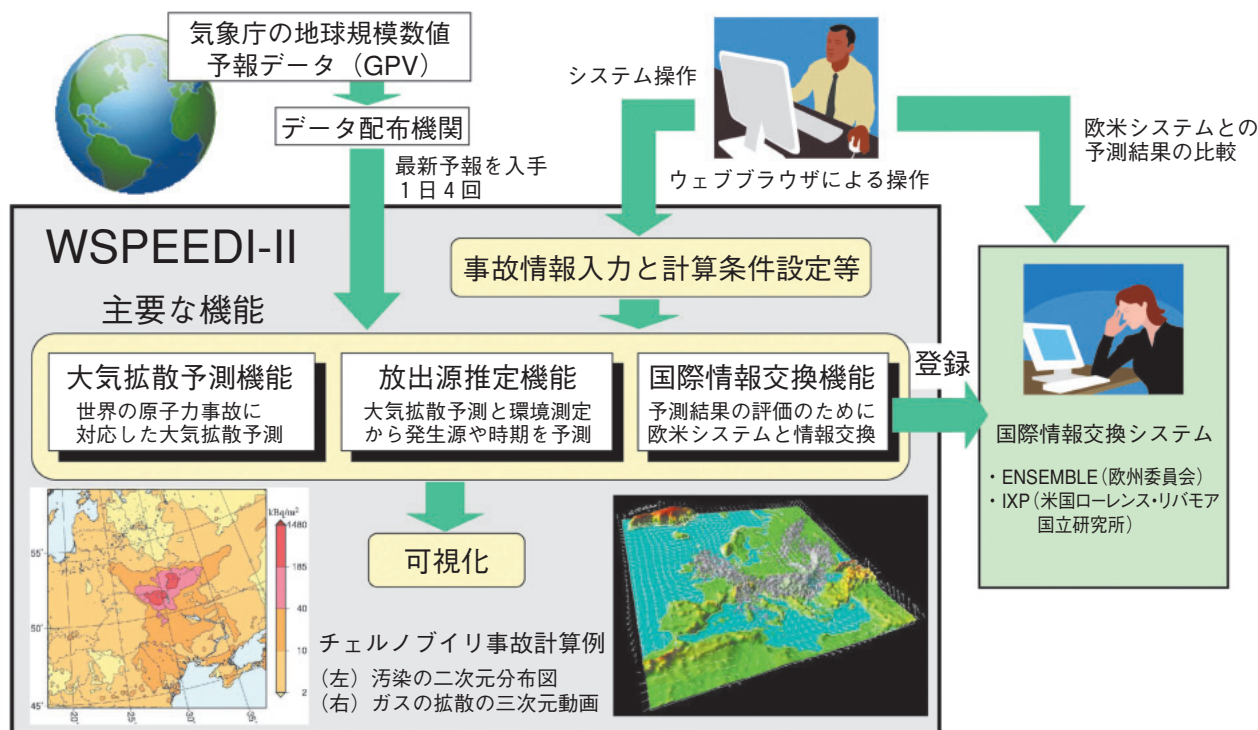


図 7-15 WSPEEDI-IIの概略

エネルギー需要の増大や地球温暖化問題を背景に、中国やインドでの原子力発電所の建設、米国での原子力利用の再評価など、世界的に原子力施設の増加が予想されていますが、万が一チェルノブイリ事故のような大規模な事故が発生した場合には、被災国における環境汚染のみならず、放射性物質が国境を越えて他国に飛来する可能性があります。

そのような緊急事態に備え、世界の原子力施設での事故などにおいて放射性物質が異常放出された場合に、計算シミュレーションにより、放射性物質の大気拡散や放出地点を迅速に推定し、欧米との情報交換も可能な緊急時環境線量情報予測システム世界版“WSPEEDI: Worldwide version of System for Prediction of Environmental Emergency Dose Information”の第2版(WSPEEDI-II)を完成させました(図7-15)。

WSPEEDI第1版はチェルノブイリ事故を契機に開発が開始され1997年に完成しましたが、その後の使用経験に基づき、更に改良を重ねた結果、今般、飛躍的に機能を向上させた第2版が完成しました。

WSPEEDI-IIの新たな機能の特徴としては、(1)国外の

地域でも、放出点から数10km程度の狭域から半地球規模の広域までにおける、放射性物質の移動・拡散・沈着や被ばく線量を高精度に予測できる、(2)外国からの事故情報よりも先に国内モニタリングポストに線量上昇が現れる場合に備え、事故の発生日点や放出量を大気拡散計算とモニタリングの融合により推定できる、(3)欧米の同種システムと予測情報を交換でき、大気拡散の将来予測に対する計算結果の信頼性評価ができる、などが挙げられます。このシステムの予測性能は、チェルノブイリ事故時の欧州での環境汚染データや、1994年に行われた欧州広域拡散実験ETEXのデータを用いて検証されており、世界でもトップレベルの能力を有しています。

今後、本システムの本格運用によって、国外原子力事故時において、国内外の公衆の安全確保や航空機などによる環境モニタリングなどの緊急時対策を支援する役割が期待できます。また、大気環境問題の解明などの地球環境研究にもシステムの活用を図っていきます。

本研究は、「第41回(平成20年度)日本原子力学会賞(技術賞)」を受賞し、高く評価されています。

●参考文献

寺田宏明ほか, 緊急時環境線量情報予測システム(世界版)WSPEEDI第2版の開発, 日本原子力学会和文論文誌, vol.7, no.3, 2008, p.257-267.

7-7 姿勢が被ばく線量評価に及ぼす影響を解明 —日本人精密ボクセルファントムを用いた臓器線量解析—

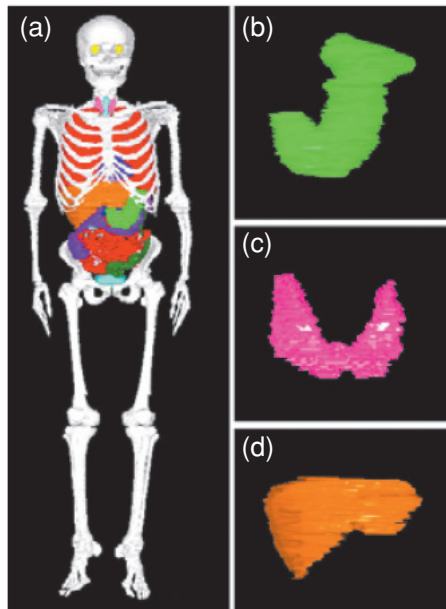


図 7-16 立位姿勢ファントム
(a)全身 (b)胃 (c)甲状腺 (d)肝臓

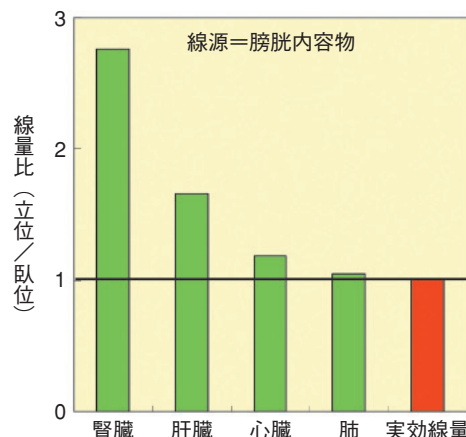


図 7-17 ¹³¹Cs摂取時の臓器線量と実効線量の姿勢間の比較

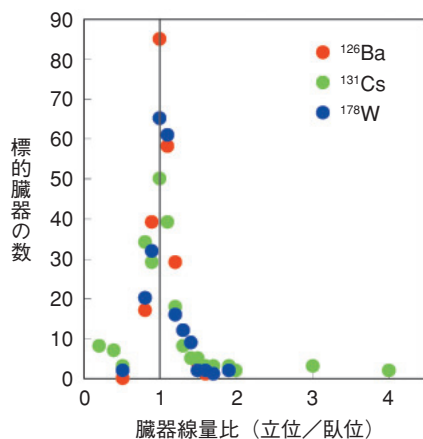


図 7-18 ¹²⁶Ba, ¹³¹Cs, ¹⁷⁶W を摂取した時の臓器線量比の分布

放射線被ばくによる人体への影響を評価するためには、臓器に対する放射線の付与エネルギー（臓器線量）を体格、臓器形状、人体組成を再現した人体モデルを用いて計算する必要があります。近年、実際の人の医療画像をもとに、直方体（ボクセル）を組み合わせて臓器形状を再現したボクセルファントム（ファントム）が、様々な人種、年齢、体格の被験者のデータに基づいて開発され、線量評価に利用されています。その中で、国際放射線防護委員会（ICRP: International Commission on Radiological Protection）が推奨する標準ファントムは、西欧人の体格データをもとに開発されており、今後、放射線防護における線量計算に利用される予定です。

一方、放射線作業は、立った姿勢（立位）で行うことが多いのに対して、医療画像は、通常、仰向けに寝た姿勢（臥位）で撮影されるため、これまでに開発されたファントムの姿勢は臥位のみでした。そのため、実際の作業姿勢により近い立位との違いを明らかにすることができませんでした。そこで、私たちが以前開発した、日本人成人男性の臥位ファントムの被験者と同一人物の立位CT画像を用い、立位ファントムを世界で初めて開発し

ました（図 7-16）。両者は同一人物のCT画像を基にしているため、その臓器線量を直接比較し、姿勢が被ばく線量評価に及ぼす影響を解析することが可能です。これらのファントムは、約 1 mm 角のボクセルを用いて構築されており、甲状腺などの形状が複雑な臓器についても精密に再現しています。

臓器線量の計算例を図 7-17 に示します。臥位から立位への姿勢変化による腎臓及び肝臓の線量の変動量は、それぞれ 170%、70% であり、心臓及び肺の線量の変動量よりも大きいことが明らかになりました。これは、姿勢が変化した時の腎臓及び肝臓の移動距離が、心臓や肺よりも大きいためと考えられます。また、姿勢変化によって臓器線量が変わりますが、ほぼ 9 割の臓器の線量の変動は 2 倍以内であり（図 7-18）、姿勢が線量評価に及ぼす影響は小さいことを確認しました。本成果は、姿勢が臓器線量に及ぼす影響は小さく、ICRP が推奨する臥位姿勢の標準ファントムを用いても、放射線防護上大きな問題は生じない根拠として、標準ファントムに関する ICRP 報告書（ICRP publication 110）に引用されました。

●参考文献

Sato, K. et al., Analysis of Effects of Posture on Organ Doses by Internal Photon Emitters Using Voxel Phantoms, Physics in Medicine and Biology, vol.53, 2008, p.4555-4572.

7-8 熱化学水素製造法ISプロセスの効率化に向けて

- ヨウ化水素水溶液の高圧気液平衡物性を測定 -

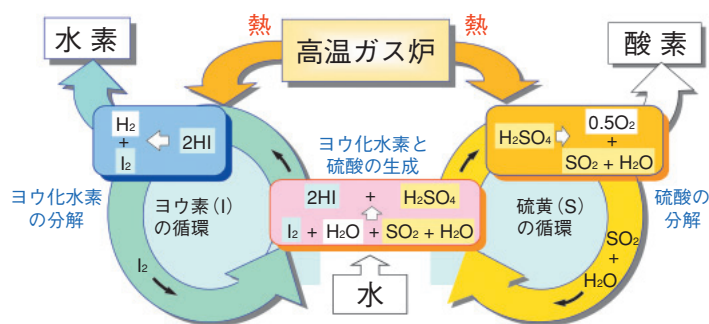


図 7-19 ISプロセスの概要

ヨウ化水素-硫酸生成反応で得られるのは $\text{HI} + \text{I}_2 + \text{H}_2\text{O}$ 混合物と $\text{H}_2\text{SO}_4 + \text{H}_2\text{O}$ 混合物で、分解の前に分離操作が必要になります。

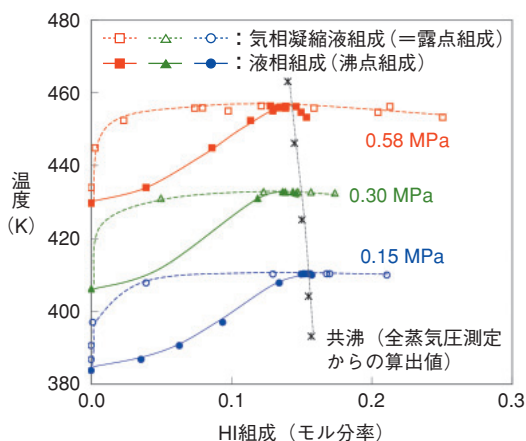


図 7-20 循環型平衡蒸留器

沸騰容器で加熱された溶液は気液平衡チャンバーに送られ、その中で気液平衡状態が形成し、液相、気相が分離します。気相は凝縮器で冷却されて凝縮液となり、液相と合流して沸騰容器に戻ります。装置内の状態が安定した後、液相、凝縮液を抜き、化学分析により各相の組成を測定します。

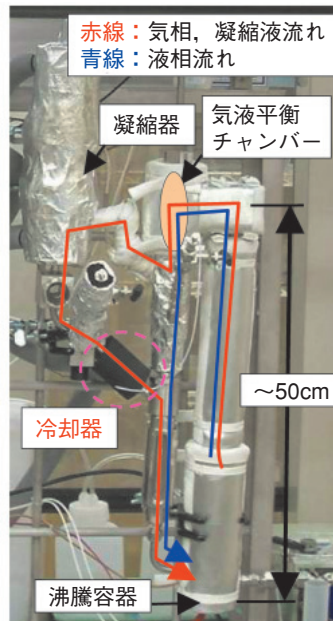
図 7-21 (左) $\text{HI} + \text{H}_2\text{O}$ の定圧気液平衡

沸点曲線と露点曲線が交わる組成が、気液相の平衡組成が同一となる共沸現象の起こる組成です。

私たちは、高温ガス炉からの 900°C 以上の高温の熱を用い、水を原料に大量の水素を安定に製造できる熱化学水素製造法ISプロセスの研究開発を行っています。ISプロセスは、ヨウ素(I)と硫黄(S)を循環物質とする熱化学反応サイクルで、炭酸ガスを発生させずに水素を製造します。現在、高効率で水を水素に変換することが重要な課題のひとつです。

ISプロセスでは、図 7-19のように、原料の水(H_2O)をヨウ素(I_2)及び二酸化硫黄(SO_2)と反応させてヨウ化水素(HI)と硫酸(H_2SO_4)を作り、それらを熱分解して水素と酸素を製造します。 HI を熱分解する際に、 $\text{HI} + \text{I}_2 + \text{H}_2\text{O}$ 混合物から HI を蒸留して分離しますが、この蒸留操作がISプロセスの効率に大きな影響を与えます。解析評価を行い、効率的に HI を蒸留するには操作圧力を大気圧以上に高める方が有効であるとの見通しを得ました。しかし、どの程度まで圧力を高めるべきかを評価するには、高圧の気液平衡データが必要で、それらは十分に整備されていませんでした。

そこで、まず、 $\text{HI} + \text{H}_2\text{O}$ 系の高圧の気液平衡データを整備するため、腐食性の強い $\text{HI} + \text{H}_2\text{O}$ 混合物に耐える測定



装置材料を腐食試験を行って選定しました。次に、平衡測定に用いる循環型平衡蒸留器の改良、特に、気相凝縮液を液相と合流させる過程で、 HI の沸点が低いことにより合流点付近で液相の熱を受けて凝縮液が再蒸発して逆流する課題を解決するために、気相凝縮液の流路を冷却するなどの工夫、改良を行い、図 7-20に示す改良型平衡蒸留器を製作しました。

この装置により、図 7-21のように、平衡状態での気相及び液相組成のデータを取得することができました。 $\text{HI} + \text{H}_2\text{O}$ 混合物は気液相が同一組成となる共沸という現象があり、共沸点が全蒸気圧測定結果をもとにした推算値と良く一致していることから、この装置で取得したデータの信頼性が確認されました。また、液相、気相組成のデータを詳細に取得でき、これらの結果により、蒸留装置の設計において過大な尤度を与えなくてもよくなりました。

今後、 $\text{HI} + \text{I}_2 + \text{H}_2\text{O}$ 混合物を含めて、高圧気液平衡に関するデータを充実させて、蒸留装置のコンパクト化と、プロセス効率の向上と蒸留操作圧力の関係を評価し、最適な圧力範囲を決定する予定です。

●参考文献

Hodotsuka, M., Yang, X., Okuda, H., Onuki, K., Vapor-Liquid Equilibria for the $\text{HI} + \text{H}_2\text{O}$ System and the $\text{HI} + \text{H}_2\text{O} + \text{I}_2$ System, Journal of Chemical & Engineering Data, vol.53, no.8, 2008, p.1683-1687.

7-9 高温ガス炉を用いて安全に水素を製造するために — 原子炉からの放射性物質の移行を止める —

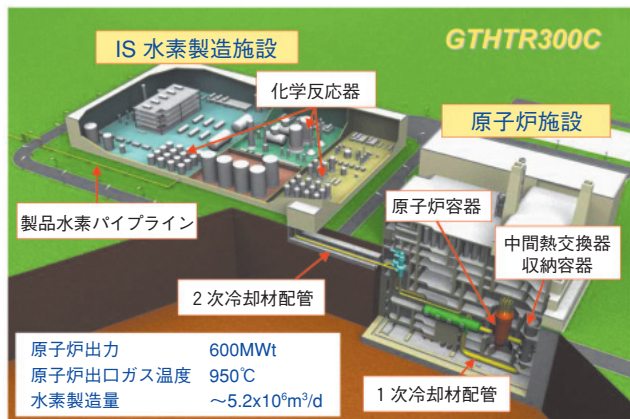


図 7-22 GTHTR300C
高温ガス炉の炉心で加熱された950℃の1次冷却材（ヘリウムガス）は、中間熱交換器を介して2次冷却材（ヘリウムガス）に原子炉の熱を伝えます。約900℃まで加熱された2次冷却材は、IS水素製造施設に輸送され、水素製造の熱源として用いられます。このとき、炉心で発生した放射性物質であるトリチウムが、中間熱交換器、水素製造化学反応器に組み込まれた伝熱管を透過して製造される水素に移行することを防止するのが、重要な課題です。

将来の低炭素社会の実現に向けて、高温ガス炉から取り出される950℃の高温の熱を用いて、熱化学法ISプロセスによって二酸化炭素を排出することなく水から水素を製造する高温ガス炉水素電力コジェネレーションシステム（GTHTR300C、図7-22）の開発を進めています。GTHTR300Cの開発における課題のひとつに、放射性物質であるトリチウムが、製造される水素に移行するのを防止することがあります。原子炉の炉心では、核分裂反応などによってトリチウムが生成します。水素の同位体であるトリチウムは、ごくわずかですが熱交換器の金属製の伝熱管を透過するため、1次冷却材から2次冷却材、更に水素製造施設へ移行し、最終的に水素に混入する可能性があります。製造した水素を安全に利用するためには、水素中のトリチウム濃度を人体などに全く影響のない許容濃度以下にすることが不可欠です。

これまでに、伝熱管に使用する材料の透過特性を調べるとともに、水素に移行するトリチウム量を評価するための解析手法の開発、移行量低減対策の検討などを行ってきました。その結果、冷却材中の不純物（CO等）の除去用に設置されている純化設備はトリチウムも除去でき

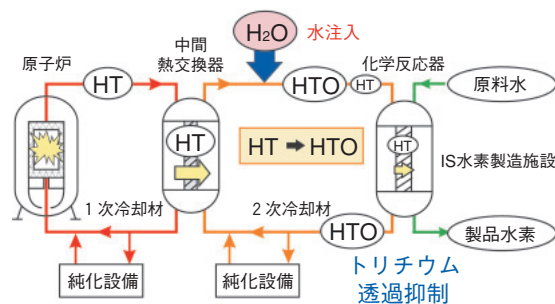


図 7-23 水注入法による水素へのトリチウム移行防止
冷却材中のトリチウムは、化学形がHTであるために金属製の伝熱管をごくわずかに透過します。そこで、2次冷却材に水を注入し、トリチウムの化学形を、金属を透過しにくいトリチウム水（HTO）に変化させて、透過を抑制する方法を考案しました。

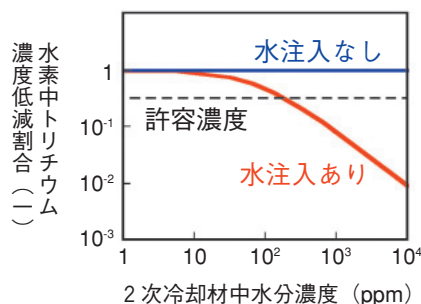


図 7-24 水素中トリチウム濃度の低減効果（解析）
2次冷却材への水注入により、水素中トリチウム濃度を人体などに全く影響のない許容濃度以下に低減できることが確認できました。

るため、純化設備の大容量化によって水素中のトリチウム濃度を許容濃度以下にできることが分かりましたが、原子炉施設の建設費が予想以上に増大する問題が生じました。そこで、純化設備の大容量化に代わる対策として、2次冷却材への水注入法を考案しました。これは、2次冷却材中のトリチウム（化学形：HT）を水との同位体交換反応によって金属を透過しにくいトリチウム水（化学形：HTO）に変化させ、これにより伝熱管のトリチウム透過量を抑制して、水素中トリチウム濃度の低減を図るものです（図7-23）。主な追加機器は水供給用のポンプだけであり、安価な増設で実施できます。解析の結果、原子炉施設の構造材に悪影響を与えない程度の少量の水を注入して水蒸気にすることによって、水素中トリチウム濃度を許容濃度以下に低減できることを明らかにしました（図7-24）。

本成果により、GTHTR300Cの経済性を損なうことなく、実用化へ向けて更なる一歩を進めることができました。今後は、HTTRで取得するトリチウムデータを用いて解析手法の高精度化を図り、注入水量の最適化を行う予定です。

●参考文献

大橋弘史ほか、次世代原子力プラントにおけるトリチウム挙動の評価およびトリチウム濃度低減対策の検討、日本原子力学会和文論文誌、vol.7, no.4, 2008, p.439-451.

核燃料サイクルの確立を目指して

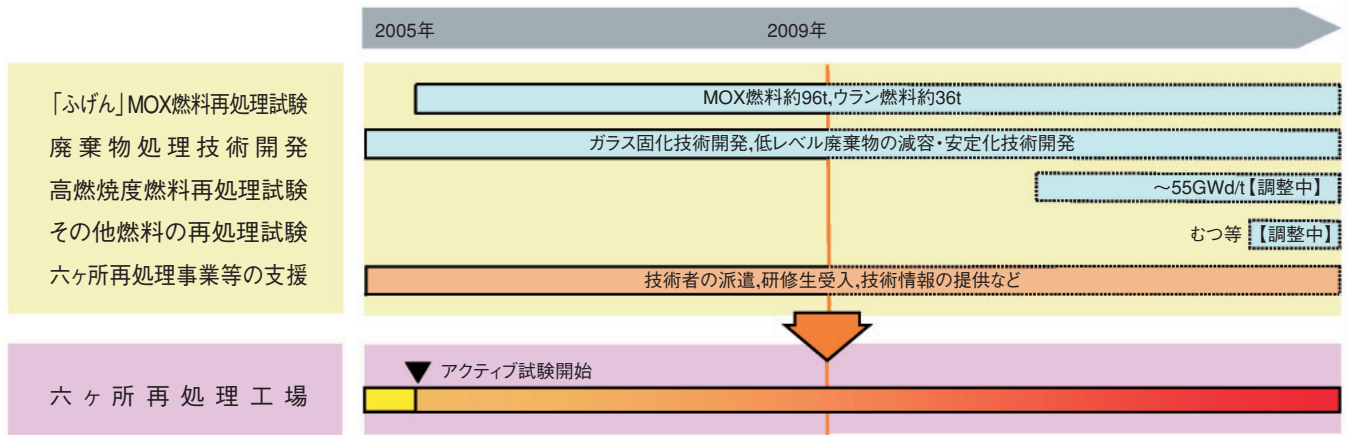


図8-1 民間事業者の軽水炉再処理事業を支援するための研究開発

民間事業者による軽水炉使用済燃料の再処理及びプルトニウム利用を推進するため、民間事業者のニーズを踏まえつつ、「ふげん」MOX使用済燃料の再処理試験や高レベル放射性廃液のガラス固化技術開発などの研究開発に取り組んでいます。また、日本原燃株式会社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、同社からの要請に応じて原子力機構の研究開発成果を移転するとともに、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するなど、民間事業の推進に必要な技術協力に取り組んでいます。

1. 再処理技術開発

「ふげん」MOX使用済燃料を用いた再処理試験については、東海再処理施設の耐震性向上対策によりプラント運転を通じた試験を一時中断していますが、マイナーアクチニドの分析技術開発など、基礎データの蓄積を継続して実施しています。

ガラス固化技術開発については、ガラス溶融炉(図8-2)の長寿命化を目指した研究開発を継続して実施し、構造物の侵食対策に係る試験などを通じて、その見通しを示しました。また、六ヶ所再処理工場の高レベル廃液ガラス固化施設のアクティブ試験に関して、日本原燃株式会社からの要請により、ガラス物性に係る基礎試験、不溶解残渣の影響確認試験などを実施し、必要なデータの提供を行いました。

低レベル廃棄物の減容・安定化技術開発については、模擬廃液を用いたセメント固化評価試験や、硝酸塩を含む低放射性廃液の硝酸塩分解試験などを継続して実施し、設備設計に必要なデータを取得しました。

また、軽水炉使用済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(図8-1)。

2. 技術協力

日本原燃株式会社が進めている核燃料サイクル事業に対し、濃縮事業については新素材胴遠心機(新型機)のカスケード試験への、再処理事業については六ヶ所再処理工場のアクティブ試験への、及びMOX燃料加工事業についてはMOX燃料加工工場の建設・運転に向けての技術協力を実施しています。

現在、六ヶ所再処理工場のアクティブ試験は最終段階を迎えており、特に、高レベル廃液ガラス固化施設に対して、ガラス固化技術に精通した技術者を追加派遣するとともに、各種受託試験や共同研究などを進めるなど支援強化を図った対応を行っています(図8-1)。

その他、六ヶ所再処理工場でのウラン・プルトニウムなどの分析業務を行っている原子燃料分析有限責任事業組合(分析事業組合)と協力協定を締結し、分析事業組合技術者の研修協力を実施しています。また、環境放射能分析などを実施している東電環境エンジニアリング株式会社の技術者へも研修協力を継続しています。さらに、財団法人核物質管理センターへの技術者の派遣を行い、六ヶ所地区での核物質管理に関する技術協力を実施しています。



図8-2 ガラス溶融炉

8-1 MOX燃料の再処理に向けて

—Pu精製工程における溶媒劣化とその影響—

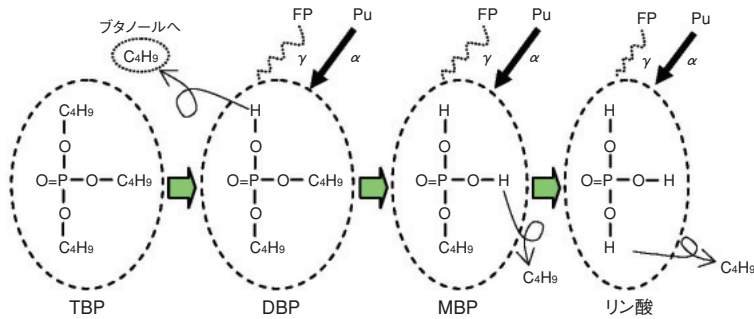


図 8-3 溶媒劣化概要

抽出剤であるTBPは放射線分解、イオン触媒や酸による加水分解などにより劣化し、TBPからDBP、DBPからリン酸モノブチル(MBP)、更にMBPからリン酸に分解されます。このうちDBP生成量は、MBPやリン酸の生成量に比べて多く、抽出工程におけるTBPの劣化物としてはDBPが最も重要です。DBPが生成すると、再利用のため回収すべきU、Puの廃液側への移行(損失)などを引き起こすとされています。

東海再処理施設では、30vol%リン酸トリブチル(TBP)/70vol%ノルマルドデカン(溶媒)及び硝酸を用いたピューレックス法により、使用済燃料を再処理しています。抽出剤であるTBPは、放射線分解などにより劣化(溶媒劣化)することが知られています(図8-3)。特にプルトニウム(Pu)濃度が高いPu精製工程においては、Puからのα線(Pu-α)による溶媒劣化が問題となります。

東海再処理施設では、2007年から「ふげん」MOX使用済燃料を再処理しています。このMOX燃料は、低濃縮ウラン軽水炉使用済燃料に比べα線放出核種であるPu-238、Pu-240及びPu-242の含有量が多く、Pu-αが高くなるため溶媒劣化を引き起こしやすいと考えられます。

そこで私たちは、実際のMOX燃料再処理時に溶媒劣化評価試験として、Pu精製工程から採取した溶媒のサンプルを用いてPu-αによる溶媒劣化状況を調査するとともに、その影響を評価して、以下の結果を得ました。

(1)DBP生成に関して、放射線分解による影響(発熱量に依存)、イオン触媒による加水分解の影響(Pu濃度に依存)などを考慮し、以下の評価式を算出しました。

$$T = 51.2W + 0.06[Pu] + 0.1$$

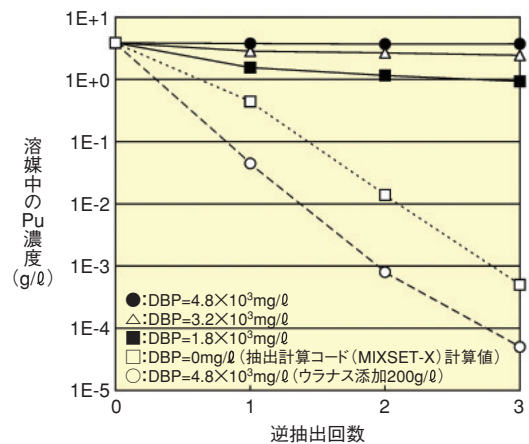


図 8-4 高DBP含有溶媒(硝酸:0.1mol/l)からのPu逆抽出試験

Puは溶媒中にDBPがない場合には、希硝酸により逆抽出することができますが(□)、DBPが存在するとその濃度に応じて逆抽出率が悪くなります。一方、ウラナスを用いてPuを還元してやると問題なく逆抽出することができることを確認しました。

ここで、T:全DBP生成速度 [mg/(l・h)]

W:単位体積当たりの発熱量 [W/l]

(Pu濃度と同位体組成から溶媒の吸収エネルギーを算出)

[Pu]:Pu濃度 [g/l]

このことにより、プロセス条件からPu精製工程内のDBP濃度を予測することが可能となりました。

- (2)DBP濃度が高いとPuの逆抽出率は悪くなりますが、Puの還元剤としてウラナス(U⁴⁺)を用いると、問題なくPuを逆抽出できることを確認しました(図8-4)。
- (3)MOX燃料を東海再処理施設で再処理した際のPu精製工程のDBP濃度プロファイルを取得しました。

なお、東海再処理施設のPu精製工程においては、過去に溶媒にPuを含んだまま、約20日間の工程停止の経験があり、この際のDBP濃度は最大約2.2×10³mg/lまで上昇しましたが、運転再開後においても逆抽出性能への影響がなかったことを確認しています。これは、東海再処理施設のPu精製工程の逆抽出に、Puの還元剤としてウラナスを用いているためと考えられます。

これらの成果は、今後のMOX燃料の再処理に向けての基礎データとなります。

●参考文献

川口芳仁, 森本和幸ほか, MOX燃料再処理における溶媒劣化—Pu精製工程における溶媒劣化とその影響—, 日本原子力学会和文論文誌, vol.8, no.3, 2009, p.221-229.

8-2 回転機器の安定運転への取組み

—ショックパルス法による状態監視—

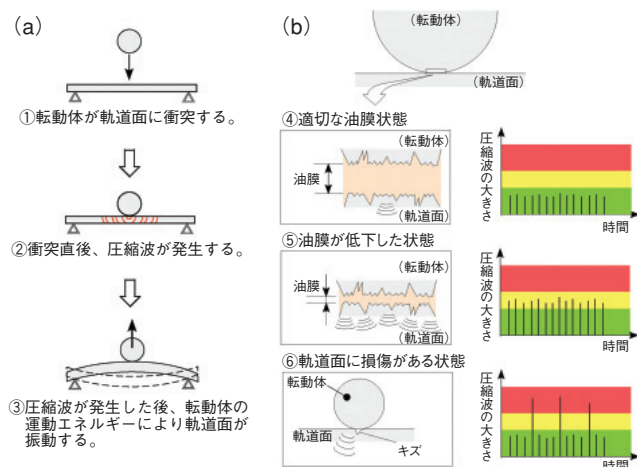


図 8-5

(a) 圧縮波の発生

軸受における圧縮波と振動の発生を模式的に示しました。圧縮波は転動体と軌道面との衝突の瞬間に発生して軌道面内を拡散します①②。SPM法は、この圧縮波を測定することで診断します。また、振動は衝突後の転動体の運動エネルギーにより発生します③。従来の振動法は、この振動を測定することで診断します。

(b) 圧縮波の大きさと油膜の関係

軸受内に発生する圧縮波の大きさと油膜厚さの関係を模式的に示しました。油膜厚さが薄くなると圧縮波は大きくなり④⑤、傷が生じると非常に大きな圧縮波が発生します⑥。なお、SPM法のLP値は、右図に示す赤色領域にあるような大きなパルスの強度を表しており、SP値は、緑色や黄色領域にあるような発生数の多いパルスの強度を表しています。

東海再処理施設における送風機、ポンプなどの回転機器は、放射性物質の閉じ込め機能や高放射性液体廃棄物の冷却機能などに使用されています。回転機器を安定して運転するためには、軸受の取付不良や潤滑不良などによる軸受損傷に注意する必要があります。

東海再処理施設では、回転機器の軸受管理に、測定器の可搬性や取扱い容易性の観点から、従来から振動法による簡易診断を行ってきました。しかしながら、振動法による軸受管理では、回転機器本体で発生する振動の影響により、軸受状態の把握が難しい場合があります。結果として潤滑不良に起因した軸受損傷が比較的多く発生していました。このため、回転機器の安定運転に向け、軸受の潤滑管理を強化する必要があり、潤滑管理に適用可能な手段について調査、検討した結果、軸受内で発生する圧縮波を測定、利用する方法が有効と判断されました。

軸受における圧縮波や振動は、軸受内の転動体と軌道面との微小な衝突により発生します。この圧縮波の強度は、軸受内の油膜厚さや損傷の程度により増減するため、この特性を利用したショックパルス (SPM) 法を再

表 8-1 軸受の測定結果 (一例)

不規則に異音が発生している軸受について、振動法及びSPM法による診断を行った結果、振動法では振幅が通常値に比べて大きいものの、交換基準値である約 $120\mu\text{m}$ を下回っていると同時に、速度、加速度ともに顕著な上昇傾向が見られないことから、軸受交換を必要とする異常は認められませんでした。一方、SPM法では、LP値が当該軸受の交換基準値である値約 25dB を上回っており、軸受を交換する必要があると診断されました。

	振幅 (μm)		速度 (mm/s)		加速度 (m/s^2)		
	水平	鉛直	水平	鉛直	水平	鉛直	
振動法	測定値	85	65	2.8	2.3	1	1
	通常値	45		2.3		1.1	
	LP(dB) ^{※1}		SP(dB) ^{※2}				
SPM	31		-2				
軸受仕様	JIS呼び番号: 6313Z				回転数: 858rpm		

※1: Large pulse

※2: Small pulse

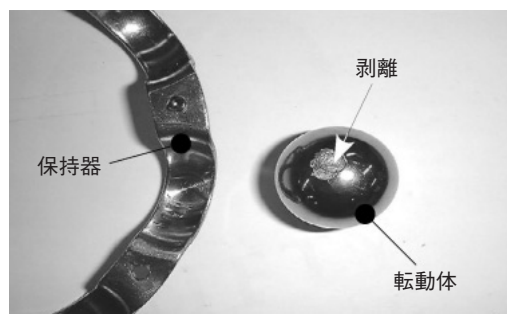


図 8-6 軸受の転動体の状態

転動体に剥離が生じていることが確認できます。

処理施設の回転機器の軸受管理に適用することで、潤滑管理の定量化を図りました (図 8-5)。

表 8-1 は、回転機器の軸受診断にSPM法を適応した例を示しています。従来の振動法では軸受交換を必要とする異常はないと診断されましたが、SPM法では当該軸受の交換基準を上回っており、軸受交換が必要であると診断されました。当該軸受の状態を確認したところ、転動体に剥離が生じていました (図 8-6)。

SPM法は、このように軸受状態に対する感度が高く、軸受管理に適した診断法です。一方、SPM法のこうした特性は、状態監視保全の観点から過度の交換を要求する可能性があり、今後、診断データの蓄積を図り、軸受の適切な交換基準を設定していく必要があります。

また、適切な潤滑状態を維持した長期的な軸受の使用は、軸受到疲労や磨耗を蓄積させます。このような軸受の劣化は、異常な圧縮波を発生しない場合もあるため、軸受管理においては、振動法による簡易診断も併せて行うことで、更なる軸受の劣化状態の把握が可能となり、一層の回転機器の安定運転が可能になります。

●参考文献

竹内謙二ほか, 東海再処理施設における回転機器類の保全技術開発Ⅱ—ショックパルス法による設備診断—, 日本保全学会, 第5回学術講演会要旨集, 2008, p.353-358.

廃止措置から廃棄物処理、処分の実施に向けて

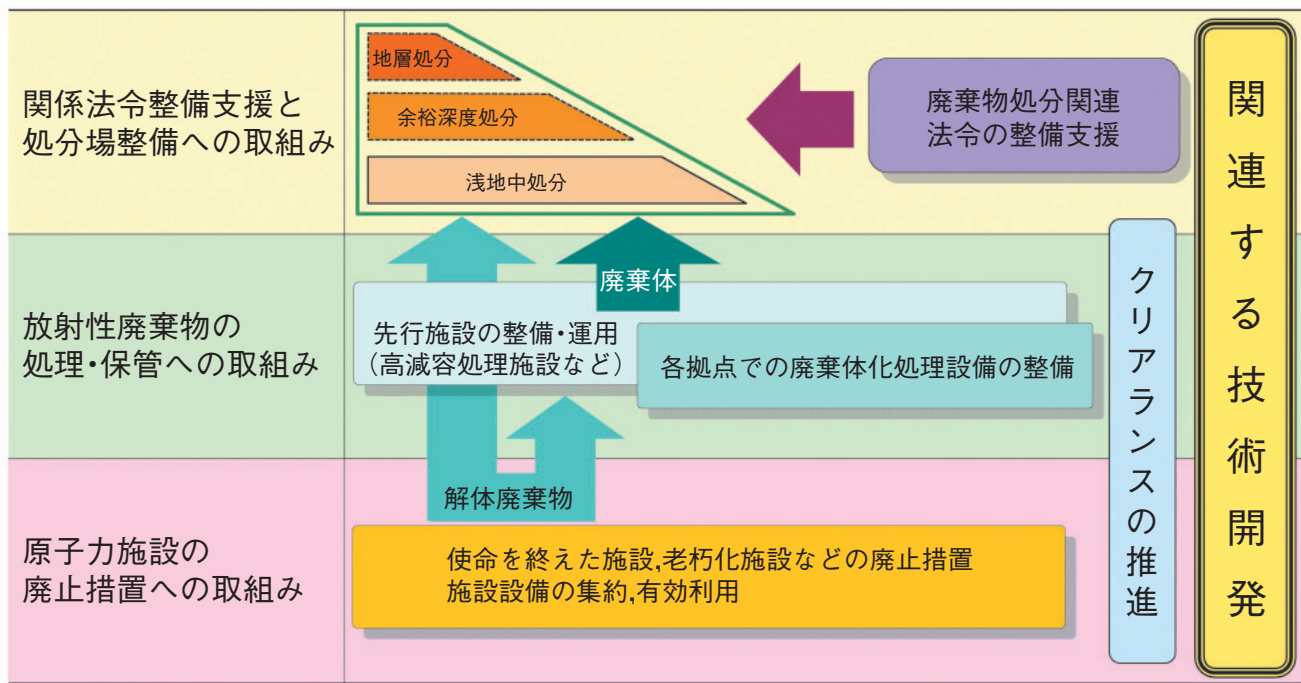


図9-1 バックエンド対策の全体概要

原子力施設の廃止措置及び放射性廃棄物の処理処分（バックエンド対策）の遂行は、私たちにとって重要なミッションです。また、原子力機構が、研究施設などから発生する低レベル放射性廃棄物（研究施設等廃棄物）の埋設事業（以下「埋設事業」）の実施主体として、原子力機構以外の事業者の廃棄物も対象に処分事業を実施する予定です。

私たちは、関連する技術開発、廃棄物処理設備及び処分場整備、関連法令整備の支援業務による基盤整備を行い、原子力施設廃止措置、放射性廃棄物処理処分の合理的かつ計画的な実施に向け、総合的に対策を進めています（図9-1）。

原子力施設の廃止措置に係る技術開発

原子力施設の廃止措置の技術開発では、原子力施設の廃止措置計画立案を支援する廃止措置エンジニアリングシステム並びに放射性廃棄物として扱う必要のないものとするためのクリアランス検認評価システムの開発を進めています。

このうち、廃止措置エンジニアリングシステム開発の一環として、多種多様な原子力施設の長期的かつ合理的な廃止措置計画の検討に必要な廃止措置費用を迅速に評価する手法を開発しました（トピックス9-1）。

放射性廃棄物の処理に係る技術開発

放射性廃棄物の処理技術開発では、廃棄物の合理的な処分に向け、低レベル放射性廃液の脱硝技術、焼却灰のセメント固化技術、超臨界二酸化炭素を用いたプルトニウム汚染物の除染技術などの開発を進めています。

また、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システムの開発を進め、処分の安全評価などに必要なデータ提供が可能となるシステムを開発しました（トピックス9-2）。

放射性廃棄物の処分に係る技術開発

廃棄体の放射能確認技術の開発では、廃棄体中の種々の放射性核種を定量する簡易で迅速な測定手法の開発を進めています。

また、環境中のウラン濃度を調査・測定し、自然放射線量の天然に存在するウランの寄与を推定しました（トピックス9-3）。この結果は、ウランが天然にも存在することを考慮した合理的なウラン廃棄物のクリアランス及び処分概念の検討に役立つものです。さらに、ウラン廃棄物の余裕深度処分では、「変動シナリオ」に係る予察的線量評価を行い、検討範囲内で目安線量を下回ることを確認しました。

一方、埋設事業の実施に向け、処分時の安全性評価に必要な原子炉廃棄物の放射能特性評価も実施しました。

9-1 合理的な原子力施設の廃止措置の実施に向けて — 廃止措置費用の迅速評価手法の開発 —

表 9-1 施設の種類に応じた解体方法と評価項目の関係

施設の種類	解体方法	評価項目	原子炉施設	核燃料施設				研究施設			一般施設	
				U取扱施設	再処理関連施設	MOX取扱施設	廃棄物処理施設等		ホットラボ施設	加速器施設		非密封放射性物質取扱施設
							βγ取扱施設	TRU取扱施設				
解体前除染		系統除染 セル除染			○				○			
機器解体 (金属)	一般機器解体作業	汚染のない設備・機器	○	○	○	○	○	○	○	○	○	
		βγ系/U系の設備・機器	○		○	○	○	○	○	○	○	
		TRU系の設備・機器		○	○	○	○					
	重装備解体作業	高線量区域	○				○	○				
		低線量区域	○		○		○	○		○		
	特殊機器の解体作業	ライニング	○		○			○	○			
		遠心分離機		○								
		大型グローブボックス				○						
		小型グローブボックス ブロック (金属)				○		○				
	遠隔解体作業	(ロボット)セル内解体作業			○				○			
気中での解体作業		○							○			
水中での解体作業		○										
建屋・構造物解体 (コンクリート)	構造物の撤去作業	遠隔解体作業	○									
		ブロック撤去				○		○	○			
	建屋の撤去作業	作業員による撤去	○				○		○	○		
		重機による撤去	○				○		○	○		
		鉄筋コンクリート 鉄骨スレート	○	○	○	○	○	○	○	○	○	

○印は、各施設の解体作業において該当する解体方法に対する費用評価項目を示す

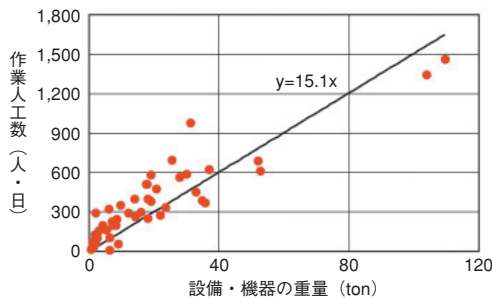


図 9-2 β・γ系/U系設備・機器の重量と作業人工数の関係

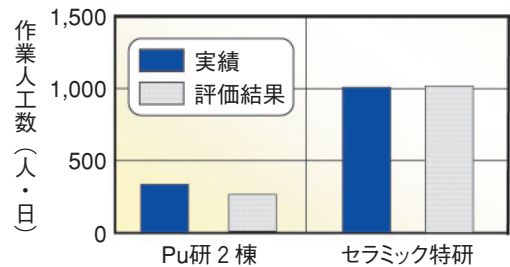


図 9-3 評価結果と実績データの比較

原子力機構には、原子力の研究開発に供してきた多種多様な原子力施設がありますが、その使命を終えると、やがて廃止措置されることとなります。これらの多数の施設の廃止措置の実施に当たっては、長期的展望を踏まえた適切な廃止措置計画を作成することが重要です。

この長期的な廃止措置計画を検討するに当たっては、廃止措置に要する費用をあらかじめ評価しておくことが必要となります。廃止措置費用の評価には、一般的には、施設内に存在する設備・機器などの重量及び汚染分布などの詳細な施設情報や具体的な解体計画などが必要ですが、その詳細が確定するまでには、多くの時間と労力を要します。そこで、詳細な情報がない場合でも、廃止措置費用を迅速かつ定量的に評価する手法を作成する必要があります。ここで、設備・機器の解体撤去などに要する作業人工数をどのように定量化するかが課題となります。作業人工数が分かれば、作業人工数と人件費単価から解体作業に要する費用及びその他の調査計画費や作業管理費なども評価することができます。

作業人工数は、施設の種類に応じて用いられる解体方

法に依存します。そこで、原子力施設を原子炉施設、核燃料施設、研究施設などに分類し、施設と解体方法との関連付けを行いました (表 9-1)。また、作業人工数は、解体方法に応じて設備・機器の重量、あるいは作業対象領域の面積などに依存します。両者の間に相関関係が成立することを考慮し、重量、面積などから作業人工数への換算係数を、原子力機構での実績データ (動力試験炉の解体、再処理工場での改造工事など) を分析して作成しました。分析結果の例を図 9-2 に示します。こうして、種々の原子力施設と解体工法に適用可能で、迅速に廃止措置費用を評価する手法を開発しました。

本評価手法の妥当性を検討するために、原子力科学研究所の廃止措置施設「プルトニウム研究 2 棟 (Pu研 2 棟)」及び「セラミック特別研究棟 (セラミック特研)」(両施設とも非密封放射性物質取扱施設) に対して本手法を適用し、実績データと比較しました (図 9-3)。その結果、本手法による評価結果と実績データが良く一致しており、本評価手法の妥当性を確認しました。

●参考文献

白石邦生, 立花光夫, 石神努ほか, 原子力施設の廃止措置費用評価手法の検討, JAEA-Technology 2007-057, 2007, 46p.

9-2 放射性廃棄物の処分に必要な信頼性の高い廃棄体データの提供 — 廃棄物の発生から処分までのデータを一元管理するシステムの開発 —

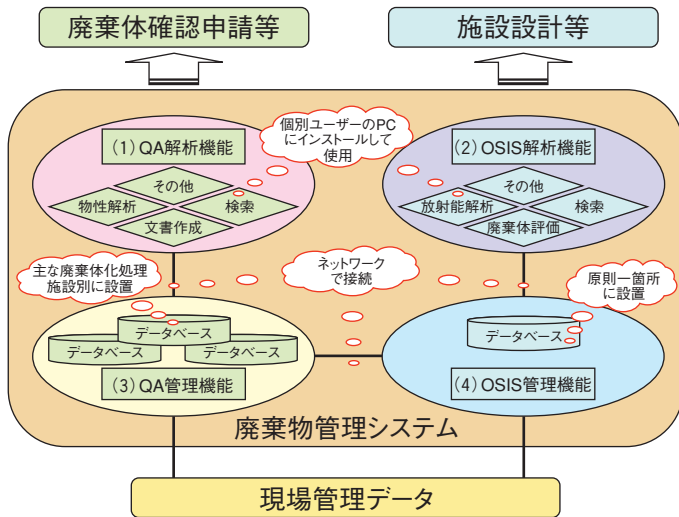


図9-4 廃棄物管理システムの機能と構成概念
「QA」はQuality Assurance、「OSIS」はOptimization Study and Information Service。それぞれの区分別にデータの管理と解析を担当する機能を独立させた構造としました。

放射性廃棄物の埋設処分では、廃棄体処理施設や処分場の設計に必要な廃棄体データとともに、埋設処分する廃棄体（埋設に適した形態に処理した廃棄物）が基準に適合していることを証明する必要があります。また、これらのデータは廃棄物が埋設処分されるまでの長期間、データの関連性を確保し体系的に管理する必要があります。このため、私たちは、放射性廃棄物に関するデータの追跡性を確保した一元的管理とデータの解析・集計などを行う総合的なシステム（廃棄物管理システム）の開発を進めています。

廃棄物のデータとしては、廃棄物発生時の情報や、焼却、圧縮、固化などの廃棄体処理に係る情報、廃棄体作製に使用した原材料などの品質証明記録、測定機器などの校正記録、作業従事者の教育記録など、発生から廃棄体となるまでの間の幅広い品質保証に関するデータ（以下「QAデータ」）が必要となります。具体的な項目例を表9-2に示します。

また、現在進めている廃棄体処理施設及び埋設施設設計並びに埋設処分に係る制度検討などに際し、対象となる廃棄物に係る情報が適宜必要となることから、これらの基礎となる情報データ（以下「OSISデータ」）も管理する必要があります。

表9-2 廃棄物管理システムで管理するQAデータ（一例）
廃棄物管理43段階別に総計約400項目を、データ間の追跡性、関連性、確認手法検討などに係る項目も併せて整理しました。

廃棄物管理段階	管理するデータ項目
廃棄物封入	発生場所ID、封入年月日、廃棄物ID、有害物質の量、廃棄物性状、質量、容器形態、廃棄物区分、核種ID、放射能量、表面線量当量率、輸送荷姿ID等
分別作業	分別作業マニュアルID、作業員氏名、教育記録ID、作業チェックシートID、キャンペーンNo.、廃棄物ID、分別試験記録ID等
圧縮処理	圧縮作業マニュアルID、圧縮圧力、定期検査記録ID、処理年月日、圧縮装置No.、容器No.、処理体ID、圧縮処理試験記録ID等
焼却処理	焼却温度、保持時間、投入間隔、焼却処理マニュアルID、定期検査記録ID、焼却装置No.、キャンペーンNo.、トレイNo.、焼却灰ID、焼却処理試験記録ID等
セメント混練固化処理	セメント投入量、混練固化マニュアルID、固型化年月日、腐液バッチNo.、廃棄物投入量、練り混ぜ回転数、養生期間、定期検査記録ID、処理体ID、容器No.等
セメント受入	納入記録ID、セメント試験成績書ID、受入量、キャンペーンNo.、固型化性能試験記録ID等
一軸圧縮強度測定	超音波伝播速度、一軸圧縮強度、測定マニュアルID、測定年月日、測定装置No.、定期検査記録ID、処理体ID、超音波伝播速度試験記録ID等
試料分析	核種、放射能濃度、検出下限値、分析装置No.、分析年月日、分析マニュアルID、定期検査記録ID、試料No.、第三者機関分析記録ID等
非破壊測定	核種ID、放射能濃度、測定年月日、定期検査記録ID、測定マニュアルID、検出下限値、処理体ID等
廃棄体輸送	確認申請書ID、運搬確認証ID、公安当局届出書ID、申請年月日、許可年月日、払出処分施設、輸送船・車両、廃棄体ID、輸送No.等

廃棄物管理システムは、図9-4に示すように、QAデータ及びOSISデータをもとにして、以下の4つの主たる機能で構成されています。

- (1) QA解析機能：個々の廃棄体の特性を示す物性値などの解析や、廃棄体の品質証明の際に必要な技術的な説明書などの書類作成等の情報加工を担う。
- (2) OSIS解析機能：廃棄物中の核種別放射能量や廃棄体量、処分区分評価等、処理・処分施設の設計や制度検討などに資するために既存データの加工を担う。
- (3) QA管理機能：全てのQAデータを保証しつつ廃棄体1体ごとに関連付けたQAデータの管理を担う。
- (4) OSIS管理機能：OSIS解析機能の各種評価に資するデータと評価結果のデータを管理する。

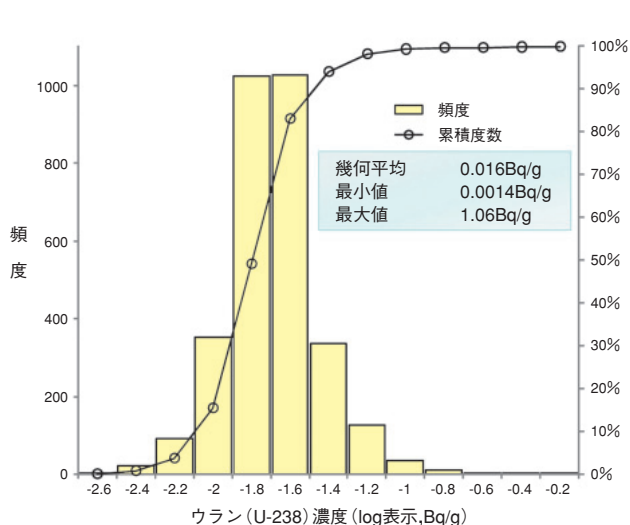
これら機能のうち管理機能は、データの特徴に応じた区分のデータベースとして、また、解析機能は機能別のプログラムとして整備し、これらに関する機器（サーバやパソコン）をネットワークで結び、拡張性の高いシステム概念を構築しました。

今後、本概念を基に各機能を具体的に構築し、順次現在の廃棄物管理体系に組み込むとともに、廃棄物データを整備し、将来の廃棄体確認などに対応できるシステム作りを進めていく予定です。

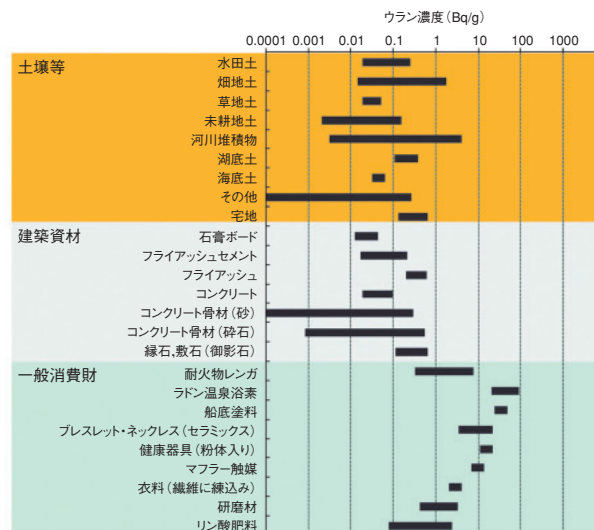
●参考文献

黒木亮一郎ほか、廃棄物管理システムの開発I—廃棄物管理システム概念検討—, JAEA-Technology 2009-016, 2009, 124p.

9-3 合理的なウラン廃棄物のクリアランスと処分の確立に向けて - 自然放射線量と環境中のウランの寄与を理解する -



(a) 地表中のU-238放射能濃度の頻度分布



(b) 土壌、建築資材、一般消費財中のウラン濃度

図 9-5 我が国のウラン濃度の分布

表 9-3 我が国における自然放射線中のU-238系列核種からの線量の影響の推定値

線源		全体 (mSv/y)		U-238系列核種 ³⁾ からの線量 (mSv/y)			
		範囲	平均	範囲	平均	主要核種	
外部被ばく	宇宙線	0.22 - 0.44 ¹⁾	0.26	-	-	-	
	大地からの放射線	0.14 - 0.44 ²⁾	0.30	0.026 - 0.095 ²⁾	0.06	Bi-214, Pb-214	
内部被ばく	ラドン吸入	0.38 - 1.3 ¹⁾	0.59	0.38 - 1.3 ¹⁾	0.59	Rn-222 ⁴⁾	
	食物等摂取	U Th	0.13 - 0.23	0.18	0.13 - 0.23	0.18	Po-210, Pb-210
		Kほか	0.20	0.20	-	-	-
合計		約1.1 - 2.6	約1.5	0.54 - 1.7	0.83	Rn-222 ⁴⁾ , Po-210	

1) 各都道府県平均の変動幅 2) 10パーセンタイルから90パーセンタイル 3) U-235系列核種の放射線影響は小さい
4) ラドン子孫核種の影響を含む

核燃料サイクルのうち、製錬転換、ウラン濃縮そして燃料加工のいわゆるウラン取扱施設におけるクリアランスやそれらの施設から発生するウランで汚染された放射性廃棄物（ウラン廃棄物）の処分の検討が国レベル、そして事業者などによって進められています。

もともと、ウランは、土壌や岩石のほか、河川水や地下水などにも含まれ、環境中に広く分布しています。更には、天然資源を用いた建築資材や一般消費財にも含まれています。そこで、環境中のウランの濃度に関する文献を調査し環境中の濃度分布を把握するとともに、比較的ウランを多く含むものについて試料を入手し、測定することで確認を行いました。その結果、我が国の土壌など地表でのウラン（U-238）の濃度範囲は0.001Bq/g～数Bq/gオーダーであること（図9-5(a)）、一般消費財には

濃度の高いものがあること、建築資材は我が国の土壌などの濃度範囲に含まれるということが分かりました（図9-5(b)）。

また、この結果を用いて、自然放射線の中でウラン系列核種がどれくらい寄与しているかを求めるため、ウラン濃度の平均値から外部被ばく及び内部被ばくに係る線量を計算しました。その結果、我が国における自然放射線による線量の合計である平均約1.5mSv/yのうち、ウラン系列核種からの影響は、平均で約0.8mSv/yであるだろうということを明らかにしました（表9-3）。

これらの結果は、ウラン取扱施設におけるクリアランスやウラン廃棄物処分の検討に必要な基礎データとして活用されるものです。

●参考文献

佐藤和彦ほか、環境中ウラン濃度と環境放射線への寄与、デコミッションing技報, vol.38, 2008, p.2-10.

産学のニーズを踏まえた研究開発を効率的に推進

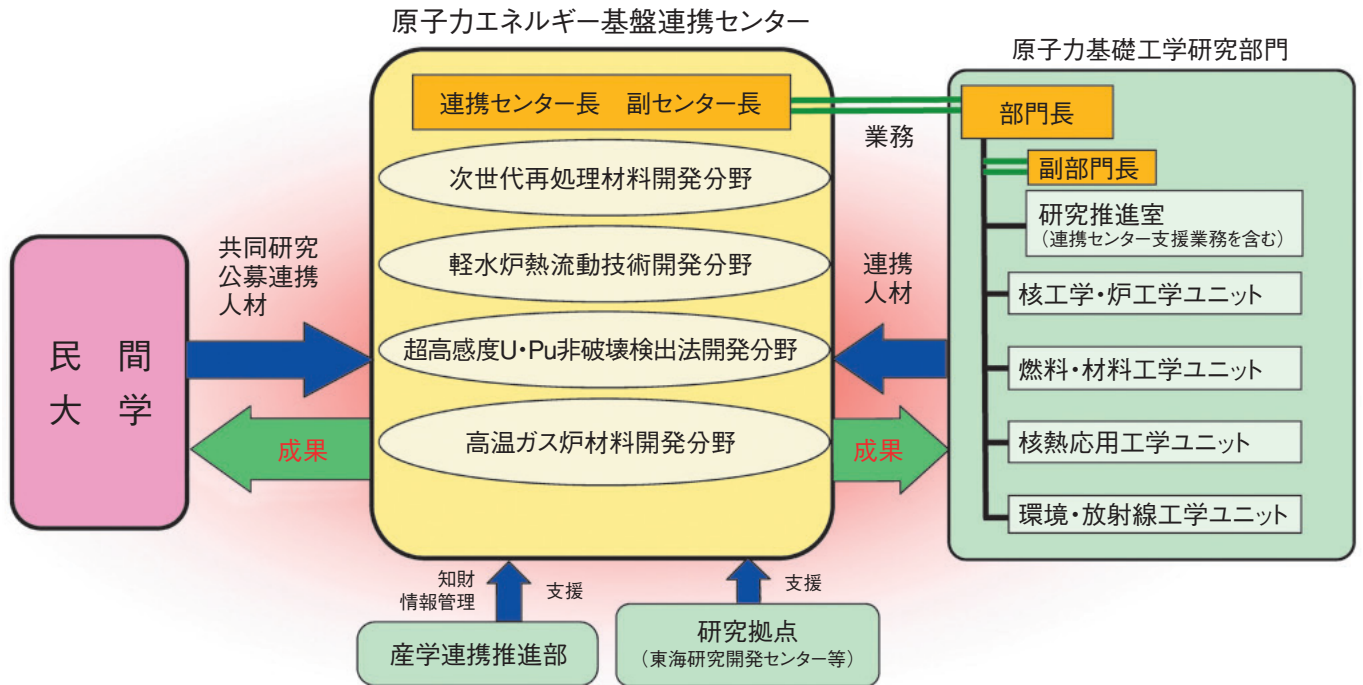


図10-1 原子力エネルギー基盤連携センター及び関連組織

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年度に設置しました。連携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(図10-1)。

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化(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。また、スクラップ鋼を使用した量産技術も確立しています。

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の高度化を進めています。トピックス10-1は、高速中性子の減速材を従来のグラファイトからステンレスにすることで大幅に検出限界を下げられることを見いだした成果です。また、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研究開発も進めています。

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、黒鉛の寿命評価に必要な照射による物性及び強度の変化を予測するため、HTTR燃料体に用いられている平均粒径が $20\mu\text{m}$ の微粒黒鉛IG-110について、三次元X線CT画像から気孔の空間座標を特定し、照射効果に影響する気孔分布の定量化に成功しました(図10-2)。

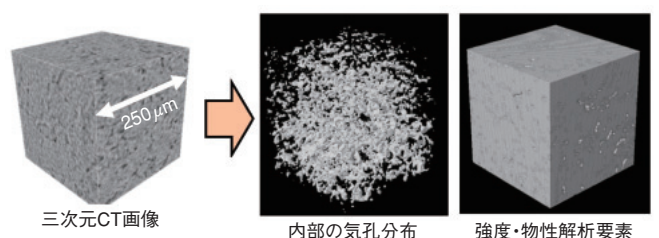


図10-2 X線CT画像から物性及び強度解析に適した要素を作成

10-1 バックグラウンドとの闘い

—微量核物質の超高感度検出法開発—

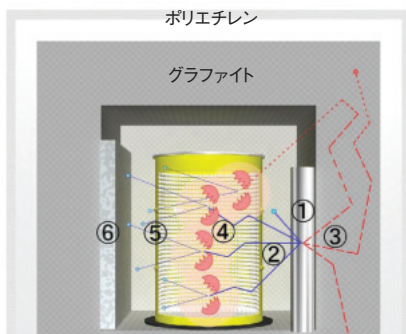
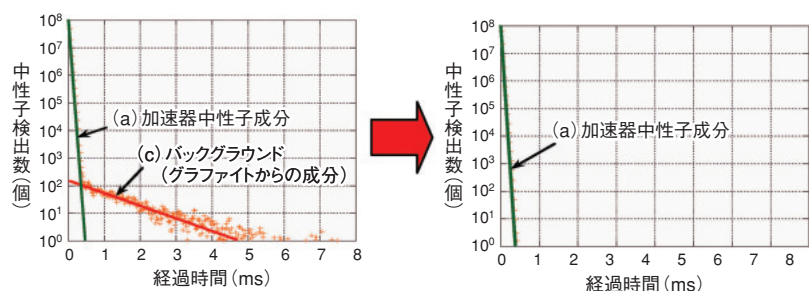


図10-3 14MeV中性子直接問いかけ法の測定原理

14MeV中性子発生管①から発生した問いかけ中性子は測定体系の減速物質（グラファイト）や測定物自体（コンクリート等）の減速効果により熱中性子②及び③となり、核物質に働き、核分裂④を起こさせ、核分裂中性子⑤を発生させます。そして、その核分裂中性子⑤をカドミウムを周囲に張った検出器バンク⑥で検出します。



グラファイト減速材（反射材）を使用した場合

ステンレス減速材（反射材）を使用した場合

図10-5 バックグラウンドの改善

左図に示すグラファイト減速材を使用した検出体系の測定スペクトルには、加速器中性子成分(a)とバックグラウンド成分(c)が存在します。この原因を追究すると、発生源はグラファイトでした。そこで、モンテカルロ数値計算によって最適材料を探求した結果、ステンレスを用いることで、右図に示すように加速器中性子成分(a)のみでバックグラウンド(c)がほとんど存在しなくなるを見いだしました。

14MeV中性子直接問いかけ法は、核物質を含む原子力廃棄物に外部から中性子を照射し核分裂を起こさせそれを検出する手法であり、短時間で位置感度差がなく、微量の核物質を検出できる特徴を持っています。

14MeV中性子直接問いかけ法の測定原理は図10-3に示すように、問いかけ中性子によって発生する核分裂中性子を測定するものです。まず、14MeV中性子発生管で生まれた問いかけ中性子は測定体系の減速物質（主に従来法）や測定物自体（主に14MeV中性子直接問いかけ法）の減速効果により熱中性子となり、核物質に働きかけ、核分裂を起こさせ中性子を発生させます。次にこの発生した中性子を選択的に検出するために、カドミウムを周囲に張った検出器バンクの中にHe-3検出器を配した検出器システムを使用します。検出器システムは、カドミウムが周囲に張ってあることから、熱中性子は内部に到達することができずに、高速中性子（14MeV中性子及び核分裂中性子）のみが検出されます。更にこの検出された中性子を時間分布により仕分けすることにより核分裂中性子を取り出すことができます。

この検出器システムを用いて核物質がある場合とない

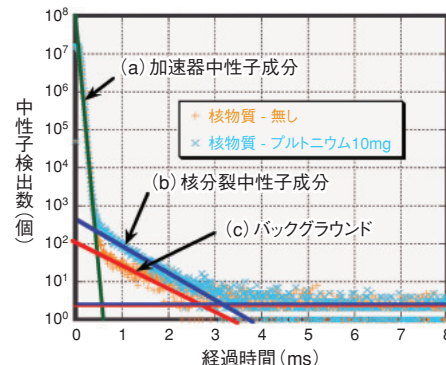


図10-4 測定スペクトル

水色のスペクトルは、核物質（プルトニウム約10mg）が紙ウエスの入ったドラム缶の中心にある場合の測定スペクトルで、核分裂中性子成分(b)が現れています。そしてオレンジ色はバックグラウンド（核物質がない場合）の測定スペクトルです。核物質の量を決定するためには核分裂中性子成分(b)からバックグラウンド(c)を差し引き正味計数を算出します。この場合の検出限界はバックグラウンド(c)の計数の偏差となります。

場合の測定結果が図10-4に示す時間スペクトルです。測定の対象は、核分裂中性子成分(b)であり、バックグラウンド成分は(c)の成分です。バックグラウンドの厄介な点は、核分裂中性子成分と見分けが付きづらいことです。成分(c)と成分(b)は同じような時間傾きを持つスペクトルであり、分離することはできません。このため、核分裂中性子成分(b)の検出限界はバックグラウンド(c)の偏差によって決定されます。したがって、バックグラウンド(c)をなくすことで検出限界を大幅に改善できることが分かります。

計算機シミュレーションを用いた研究の結果、減速材（反射材）をグラファイトからステンレスに変更すれば、図10-5のようにバックグラウンド(c)はなくなり、検出限界は約2桁程度改善されます。このことは、ウラン廃棄物のクリアランス測定やTRU廃棄物の汚染の有無を判定できる性能を有することとなり、廃棄物の処分コストを削減できることが期待できます。原子力廃棄物の処分において安全を確保し、コストを抑えることは重要な問題です。私たちの研究が廃棄物処分の安全確保、低コスト化に役立つことを願っています。

●参考文献

Haruyama, M., Takase, M. et al., Improvement of Detection Limit in 14MeV Neutron Direct Interrogation Method by Decreasing Background, Journal of Nuclear Science Technology, vol.45, no.5, 2008, p.432-440.

超小型粒子線がん治療装置の開発を目指して

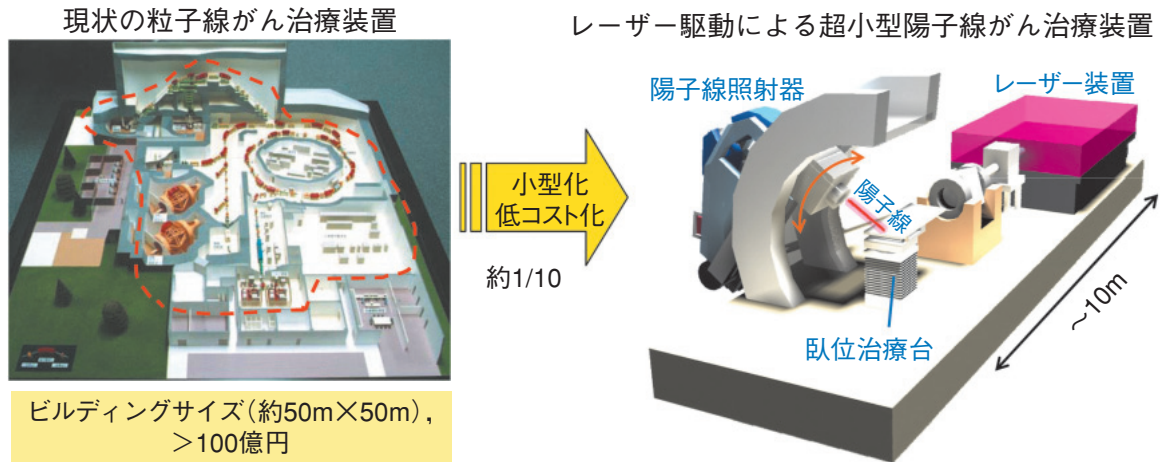


図11-1 現状の粒子線医療装置と開発を目指す超小型がん治療装置（概念図）

光医療研究連携センターでは、高強度レーザーによるレーザー加速技術を医療に応用して、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治療装置（図11-1）を開発するプロジェクトを推進しています。この開発により粒子線治療の普及などの医療イノベーション（図11-2）に貢献することを目指しています。2008年度は以下の活動を行いました（<http://www.wapr.kansai.jaea.go.jp/pmrc/>）。

1. 革新的運営システムの構築・運営

本プロジェクトは、「研究拠点」となる原子力機構と10協働機関（臨床研究：兵庫県立粒子線医療センター，レーザー開発：浜松ホトニクス株式会社，ウシオ電機株式会社，照射技術開発：株式会社東芝，モニター装置開発：株式会社島津製作所，放射化装置開発：株式会社豊田中央研究所，低侵襲医療装置開発：HOYA株式会社，株式会社フジクラ，人材育成等：日本アドバンステクノロジー株式会社，有限会社HOC）との連携で進めています。その他、研究協力機関であるけいはんな新産業創出・交流センターなどと協力し、医療装置・施設関連企業（ITBS研究会）21社、レーザー技術関連企業（レーザー微細加工研究会）13社の研究連携体への参画を得ました。

2. 光診断治療装置の開発

レーザー駆動小型照射装置の開発については、レーザー加速陽子線の発生数の増大やビーム品質向上を目指した研究開発を行いました。陽子のエネルギーを向上させるため、ターゲット物質とレーザー照射条件の検討を進め、核子あたり18MeVのイオン発生を確認しました。また、細胞の照射効果の研究を開始しました。

粒子線治療装置の臨床実証については、サテライト拠点として、ファントム実験や動物実験に向けて兵庫県立粒子線医療センターの研究用照射室の整備を行い、加速

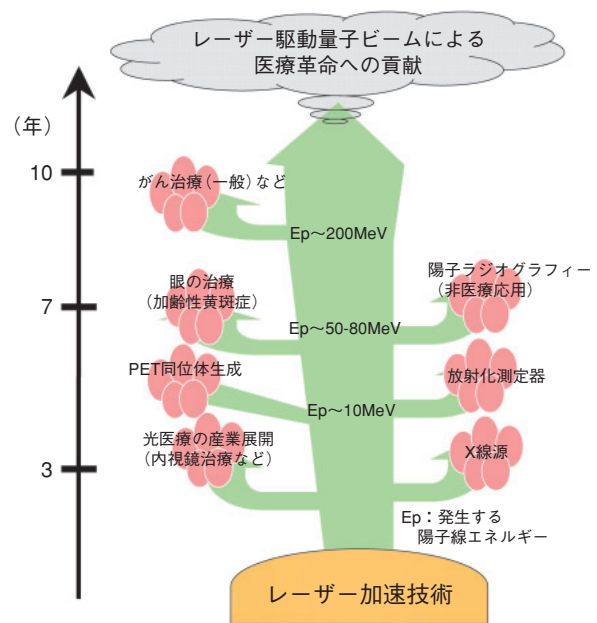


図11-2 医療イノベーションへの道程とその過程で派生する種々の技術群

器陽子線のファントム照射実験を開始しました。

光医療システムの産業応用・展開については、機械工業における金属磨耗のレーザー駆動リアルタイム計測器として放射化装置の試作、実験を行いました。また、低侵襲性医療装置を試作し、動物実験を実施し、小集光径レーザー源の開発、血流計測手法の研究などを行いました。福井県立病院との共同研究の検討を行い、臨床実証に向けた研究を開始しました。

医用に適合したレーザーシステムの実証機開発に関しては、小型、高安定性、高操作性、高信頼性を備えた高出力Yb（イッテルビウム）系レーザーシステムの実証機実現のため、要素技術開発を行い、実験棟内に試作機の組立てを開始しました。

11-1 レーザー駆動陽子線でがん細胞のDNA 2本鎖切断を実証 —超小型粒子線がん治療装置の臨床実証へ大きく前進—

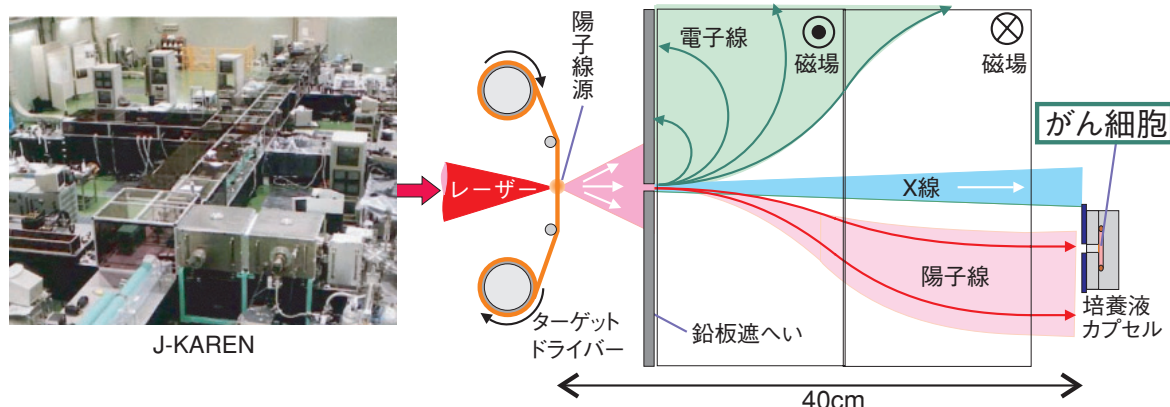


図11-3 開発したレーザー駆動による陽子線細胞照射装置
高強度レーザー装置 (J-KAREN) から供給されたレーザー光がターゲットドライバーのプラスチック薄膜に集光されます。このレーザーの集光点が極小の陽子加速器となります。陽子線は磁場で分別され、培養液カプセル内のがん細胞に照射されます。

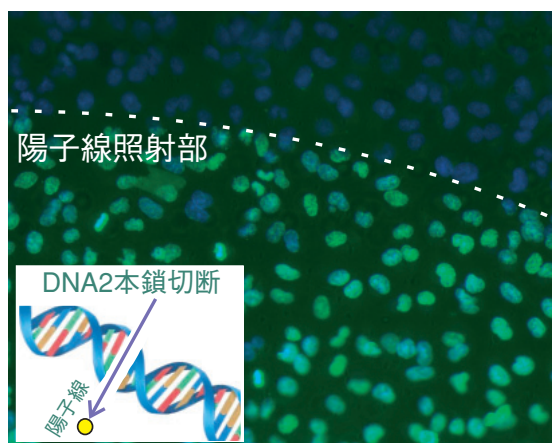


図11-4 レーザー駆動の原理で加速したエネルギー約 2 MeV の陽子線を、培養状態のヒト肺腺がん細胞に照射した結果陽子線を照射した細胞核に、DNA 2本鎖切断の発生を示す蛍光 (緑色) が発生しています。

これまで、粒子線がん治療装置には、高周波型の加速器が利用されていますが、近年になり、高強度のレーザーを利用して加速した粒子線 (レーザー駆動粒子線) を用いることで、装置の小型化を図る研究が世界各国で進められています。レーザー駆動の原理では、従来の加速器に比べて、より高電流で短い時間幅のパルス状に粒子を加速できます。しかし、このようなレーザー駆動粒子線ががん細胞に照射する研究は、技術的な課題が多く、実現していませんでした。

本研究では、これまで技術的に困難であった、粒子線を安定供給するためのターゲットや粒子線を選別する技術、生きた状態の細胞に真空中で粒子線を照射する手法などの開発に成功し、レーザー駆動粒子線が体内のがん細胞と衝突する状態を再現することができる実験装置 (図11-3) を開発しました。この装置を用いると、レーザー駆動の原理によって、従来よりもピーク電流値が

7桁高く、パルス時間幅が約1億分の1秒の陽子線を安定的に連続発生させ、エネルギーを選別したあと、これを生きた細胞に照射することができます。今回は、培養状態 (in vitro) のヒト由来肺腺がん細胞株 (A549) に対してレーザー駆動陽子線を照射することで、放射線損傷の一種である、DNAの2本鎖切断が発生することを実証しました (図11-4)。これは、レーザー駆動陽子線が、従来の加速器による陽子線と同様に、がん治療効果を有することを示唆する結果です。

今後は、この装置を使って生物学的効果に関する基礎データを網羅的に収集することで、高強度・短パルスという特徴を有するレーザー駆動陽子線ならではの治療効果や適応疾患の確立を目指します。

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., Application of Laser-Accelerated Protons to the Demonstration of DNA Double-Strand Breaks in Human Cancer Cells, Applied Physics Letters, vol.94, no.18, 2009, p.181502-1-181502-3.

11-2 レーザー装置の小型化・高強度化に成功 —レーザー駆動型粒子線治療器用レーザーの実現を目指して—

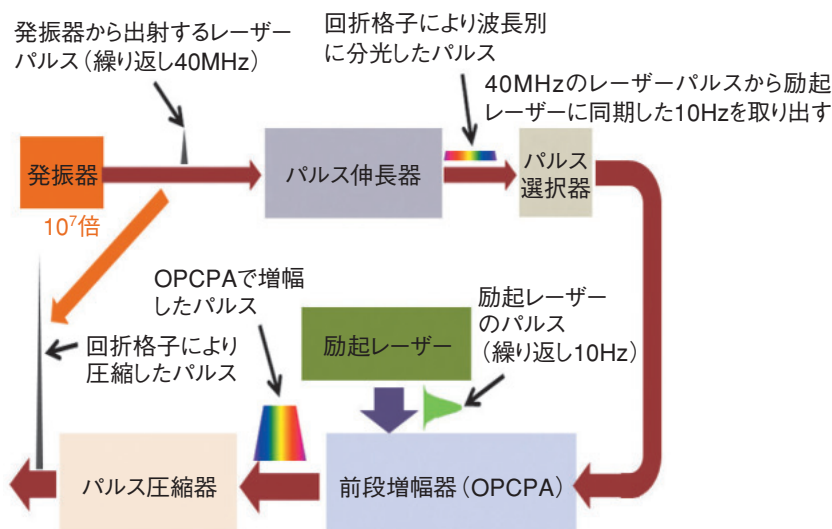


図11-5 今回開発したレーザーシステムのブロック図
発振器から出射されたレーザーパルスは回折格子を用いたパルス伸長器にて時間幅を伸ばし、励起レーザーを用いたOPCPAで増幅し、回折格子対からなるパルス圧縮器でもとのパルス幅に戻します。

高エネルギーイオンを発生させる機構のひとつに、高強度レーザーを物質の1点に集光する方法がありますが、私たちはこの方法で得られたイオンを用いて、がん治療用の小型粒子線治療器の研究開発を行っています。この方法の場合、レーザーの強度に比例して体表面から体深部(～20cm)程度に存在するがん組織まで治療可能なエネルギーのイオンが生成されるため、また治療を10分程度で終わらせるためのイオン数を得るためには、非常に高強度なレーザー光を1秒間に100回程度(100Hz)で発生させることが要求されます。ところが、現在治療に適したイオン生成に必要な高強度レーザーは、大型(100m程度)で1日数ショットしかできず、現実的な治療が実施できるものではありません。これらは、レーザー媒質自身又は励起レーザー媒質の熱伝導率が悪いため高強度かつ高繰り返し化が制限されるためです。また、このような高強度レーザーは第一段増幅器には再生増幅器を用いた多段増幅を行っているため、ノイズ成分の影響で高エネルギーイオン生成を妨げるようなレーザー光品質になっていました。

この問題点を打開するために、波長940nmの高エネルギーで高繰り返し可能なレーザーダイオード(LD)でYb

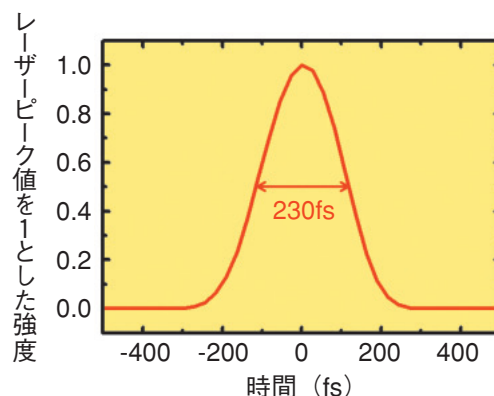


図11-6 圧縮後のパルス波形
OPCPAで10⁷まで増幅をしたにもかかわらず、圧縮後のパルス幅230fsを達成しました。

イオン注入結晶を直接励起して得られる波長1030nmのレーザーに注目し、この波長の高強度、高繰り返しレーザーの開発を進め、初期段階として、図11-5に示すような第一段増幅器に非線形光学結晶を用いた光パラメトリック(OPCPA)増幅器の開発に取り組みました。

その結果、結晶の合計全長56mmを用いて、増幅10⁷(1000万)倍を達成しました。この時、出力6.5mJ、繰り返し10Hzのレーザー開発に成功しました。更に得られたレーザーをパルス圧縮した結果、図11-6に示すようにパルス幅230fsを達成しました。従来の方法で1000万倍の増幅を得る場合、増幅されるレーザーのパルス幅は、利得狭帯域化により、入射レーザーのパルス幅(本研究では200fs)の2.0倍程度以下になります。今回の結果は、従来の再生増幅器では実現できない値です。

今後は、LD励起増幅器で更なる増幅を行い、小型粒子線治療器に最適な全固体LD励起、高強度、繰り返し100Hzのレーザーを世界に先駆けて実現していく予定です。

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浜松ホトニクス株式会社と共同で実施されました。

●参考文献

Suzuki, M. et al., Multi-Millijoule, Nonlinear Pre-amplifier for High Intensity Femtosecond Yb:YAG Chirped-Pulse Amplification Lasers at 1030 nm, Applied Physics B, 2009, doi: 10.1007/s 00340-009-3741-3.

研究開発の先導及び支援のための先端的計算科学技術の確立

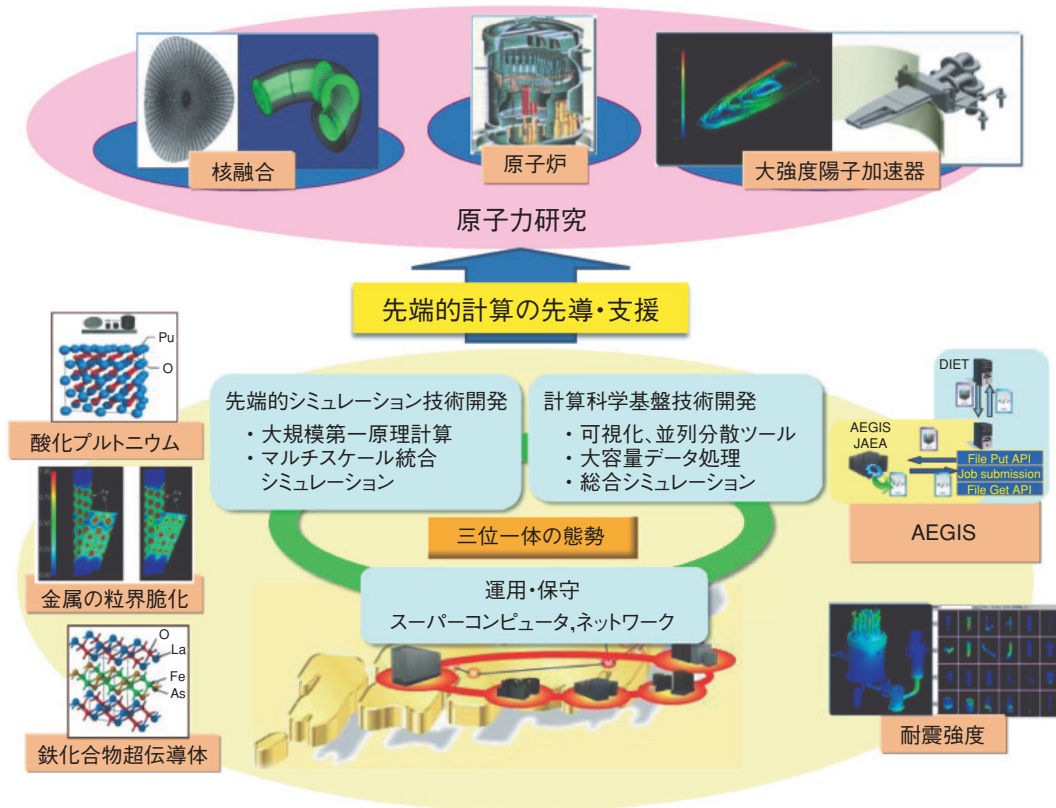


図12-1 原子力分野の研究開発のための計算科学の役割とその成果

私たちは「運用・保守支援」「計算科学基盤技術開発」「先端的シミュレーション技術開発」の三位一体の体制で計算科学の研究開発を行うことで、原子力研究における計算科学研究の先導及び支援を行っています。また、2008年度の研究成果としてグリッド基盤研究の開発、金属の粒界脆化機構の解明、鉄化合物超伝導体の強い磁気格子結合の発見などが挙げられます。

1940年代にコンピュータが開発されて以来、その進歩に伴い、計算科学研究は大きく発展し、現在では科学技術研究分野において「理論」「実験」に次いで第三の研究手段として位置づけられています。特に、原子力分野においては、予算や安全性の観点から実験や観測が困難な場合が多く、計算機によるシミュレーションは優れた研究開発の手法のひとつとして、重要な地位を占めてきました。こうした歴史的及び科学的背景の下、私たちシステム計算科学センターでは、図12-1のように「運用・保守」「計算科学基盤技術開発」「先端的シミュレーション技術開発」の三位一体の体制で原子力分野の先端的研究を先導・支援しています。原子力分野の膨大な計算需要にこたえ、最先端の計算科学手法を開発し、様々な物理現象を解明するためには、最も効果的な体制です。以下では「計算科学基盤技術開発」及び「先端的シミュレーション技術開発」の2008年度の代表的な成果を紹介します。

「計算科学基盤技術開発」では、我が国のIT化政策の一環として行われたプロジェクト（ITBL: Information Technology Based Laboratory）を発展させ、原子力研究

のための環境として原子力グリッド基盤（AEGIS: Atomic Energy Grid Infrastructure）の研究開発を推進しました。この環境とフランスで開発されたグリッド基盤（DIET: Distributed Interactive Engineering Toolbox）を連携させることで、日仏両国に設置された計算機を有効に利用することを可能にしました（トピックス12-2）。

「先端的シミュレーション技術開発」では、計算機の性能向上を考慮したシミュレーション手法を開発し、それを用いることで、様々な分野の研究開発を支援しています。一例として2008年に発見された鉄化合物の超伝導体の仕組みの解明を目指し、数値シミュレーションにより得られた鉄化合物の電子状態と、SPring-8で得られた結果と比較することで、この超伝導には磁気秩序と格子振動が重要な役割を果たしていることを発見しました（トピックス12-3）。

私たちは、今後も、このような最先端の計算機の有効活用手段やシミュレーション技術の開発に挑戦し、計算科学による原子力研究の先導を目標として活動を進めていきます。

12-1 硫黄やリンが鉄を脆くする仕組みを解明

—第一原理計算によって明らかになった粒界脆化メカニズム—

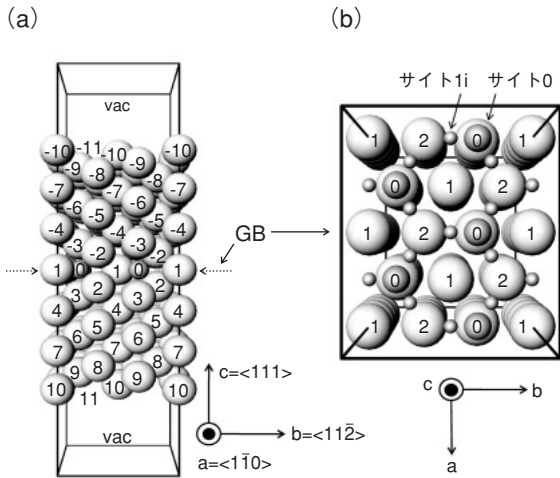


図12-2 GBを含む計算セル

上下のvacは真空領域、最も大きな球はFe原子1個を表し、番号を付けて位置(サイト)を区別しています。(a)側面図、(b)GB面における断面を上から見た図です。サイト0は原子のない空孔サイト、サイト1iは原子間の隙間を表わします。

図12-4(右) 高純度鉄においてB, C, P, Sなどの粒界偏析によって延性脆性遷移温度が変化する割合(縦軸: $\Delta DBTT$)と、計算によって得られた粒界中における原子の凝集エネルギーが粒界偏析によって変化する割合(横軸: $\Delta 2\gamma_{int}$)の相関です。

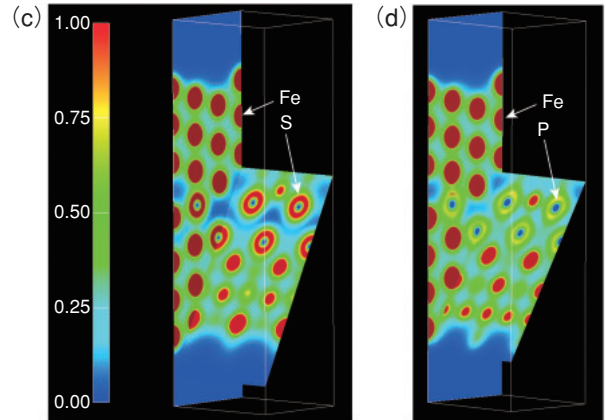
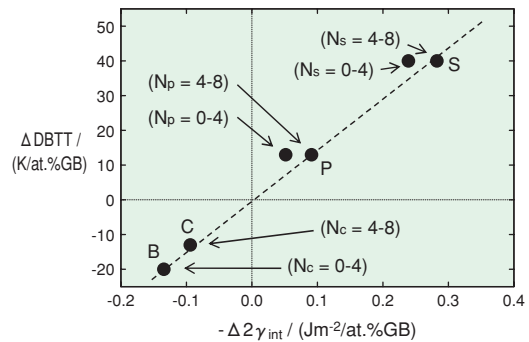


図12-3 FeのGBにSやPなどの不純物元素が粒界偏析した様子(c)がS、(d)がPの場合です。



通常の金属材料は大きさが数 10μ 程度の結晶の粒の集合体であり、その粒同士の境界は結晶粒界(GB: Grain Boundary)と呼ばれます。金属中に含まれる不純物元素や合金元素が加熱などにより金属中を動き回り、GBに捕えられてそこに集まることを「粒界偏析する」といいます。この粒界偏析によって、金属の強度が大幅に変化することが知られています。その代表的な例が低合金鋼(主成分は鉄(Fe))の焼き戻し脆性と呼ばれる現象であり、主にリン(P)の粒界偏析が原因です。その他、Feやニッケル(Ni)を主成分とする金属材料に対して、硫黄(S)はPよりも非常に強い粒界脆化を起こすこと、逆にホウ素(B)や炭素(C)は粒界を強化することがよく知られています。

粒界偏析は、粒界面からわずか数原子層以内に溶質元素が捕獲される現象であり、そのことは破壊表面をほんのわずかずつ削りながらAuger電子分光法という金属の破壊面上の元素を分析する方法によって観察した結果から分かっています。そのため、粒界脆化は偏析した元素が粒界における原子間の凝集力を変化させることによって生じると考えられます。しかしながら、そのような凝集力の変化がなぜ、どのようにして起こるのかは長年の

間よく分かっていませんでした。

そこで、第一原理計算という手法を用いてこの現象のシミュレーションをスーパーコンピュータ上で行いました。第一原理計算とは、量子力学の基本方程式(シュレーディンガー方程式)をコンピュータ上で数値的に解くことによって物質の性質を電子レベルから解明する手法です。この方法はスーパーコンピュータを用いても非常に時間のかかる計算のため、様々な工夫をして粒界偏析を模擬した計算を行いました(図12-2, 図12-3)。

計算の結果、PやSの粒界偏析によって粒界中の原子の凝集エネルギーが低下すること、逆にBやCの粒界偏析によって凝集エネルギーが上昇することを見いだしました。これは実験的事実と一致する結果です。さらに、計算によって得られた「偏析濃度上昇に伴う粒界中の原子の凝集エネルギー変化」が、実験的な脆化の指標である「偏析濃度上昇に伴う延性脆性遷移温度の変化」と非常によく相関することを見いだしました(図12-4)。すなわち第一原理計算によって、粒界中の原子間の凝集エネルギー変化を再現し、その変化する原因が理解できることが分かりました。

●参考文献

山口正剛, 粒界凝集エネルギーの第一原理計算—bcc Fe Σ 3(111)粒界における溶質元素の偏析と脆化および強化効果—, 日本金属学会誌, vol.72, no.9, 2008, p.657-666.

12-2 世界中の計算機を自在に連携した原子力シミュレーションの実現 —原子力グリッド基盤AEGISの構築—

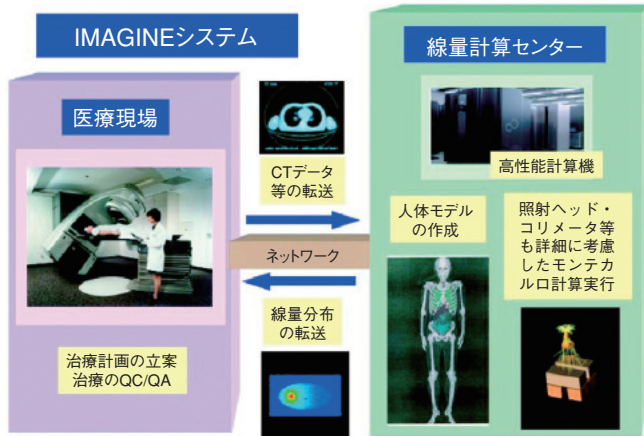


図12-5 IMAGINEシステム概念図

IMAGINEでは、医療現場で取得したデータをスーパーコンピュータへ転送し、線量計算によってX線が患者に与える影響を計算します。それによって、治療計画の立案をサポートします。AEGISを適用することにより条件を変更した多数の線量計算を従来よりも時間を短縮して実施することが期待できます。

原子力分野で必要とされている、原子炉全体の詳細振動解析のような大規模シミュレーションを可能とするため、世界中の計算機を連携してあたかもひとつの大きな計算機のように利用できる原子力グリッド基盤：AEGISを開発しています。AEGISでは、グリッド基盤を容易に利用できるように、共通クライアント(API: Application Programming Interface)を開発し、自分が開発したプログラムから他の計算機を、プログラムを数行変更するだけで利用できるようにしました。ここでは、AEGISの活用事例として二つの研究を紹介します。

IMAGINE (IT-based Medical Aiding Gear for Instantaneous Numeration of Energy Deposition Distribution System)

IMAGINE (図12-5) は原子力機構・原子力基礎工学研究部門が開発を行っている、X線がん治療をより効果的に行うための線量計算システムです。IMAGINEは、X線の照射位置や強度を少しずつ変化させながらX線ががんとそれ以外の組織へ与える影響をモンテカルロ法に基づき計算するため、同様な計算が数多く発生します。

IMAGINEから遠隔地にある大型計算機を利用するため、APIを利用しAEGIS上の計算機を利用可能としました。この成果により、FUJITSUファミリー会より、奨励論

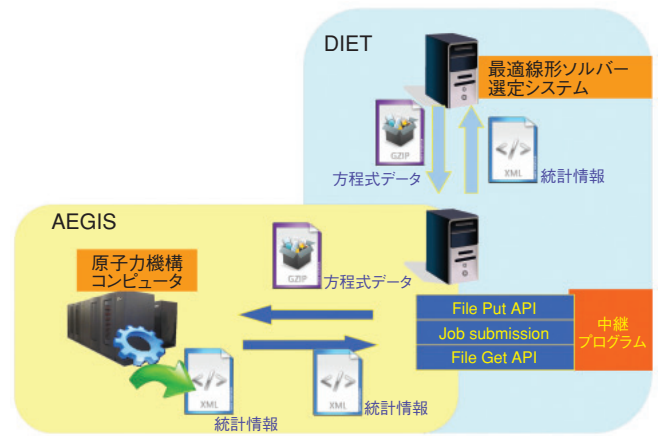


図12-6 選定システム概念図

AEGISの機能を使って実現した中継プログラムにより、DIETとAEGISの連携を実現し、最適ソルバー候補選定システムからAEGISの計算機を利用可能としました。これによりAEGISの計算機に設置されているソルバーを選定システムから利用可能になり、候補が広がります。

文賞を受賞しました。

国際的マトリクスソルバー選定システムの構築に関する研究開発

本研究では、フランスとの国際研究交流のもと、日仏の計算環境上に最適な線形ソルバー（連立方程式求解プログラム）の選定システム（図12-6）を構築することを目指しています。線形ソルバーは多くの場合、シミュレーションの中で最も計算時間やメモリ量を必要とするため、シミュレーションの高速化や高精度化のためには、目的に応じたソルバーを探し出すことが重要です。選定システムは、解きたい方程式の特徴情報から計算時間などを推定し、候補となるソルバーの中から最適なものを探し出すため、候補となるソルバーの数や種類を増やすことで、より適したものを探し出せます。そのために、AEGISとフランスで開発されたグリッド基盤DIETを連携させ、日仏両国に設置された多数の計算機上のソルバーから最適ソルバーを選定できるようにしました。

本研究は、独立行政法人科学技術振興機構（JST）戦略的国際科学技術協力推進事業の一環として実施しています。

●参考文献

斎藤公明ほか、放射線治療遠隔支援のための線量計算システムIMAGINEのグリッド化、FUJITSUファミリー会論文集、2008、20p.

12-3 鉄化合物超伝導体の超伝導発現機構の探索

—SPRING-8と第一原理計算のコラボレーション—

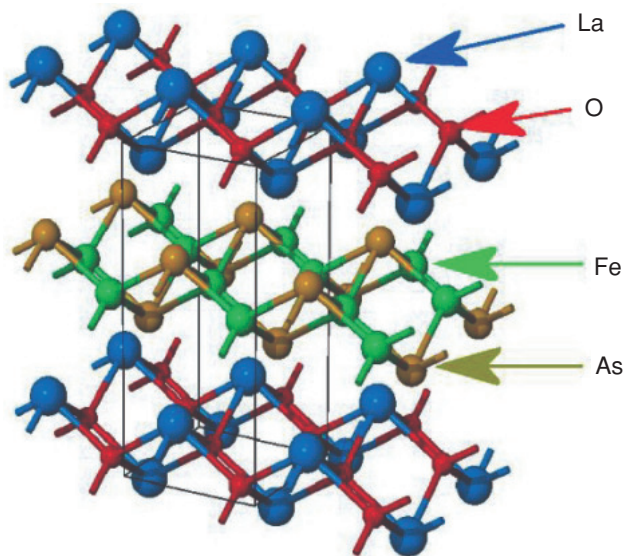


図12-7 鉄化合物超伝導体で最初に発見されたLaFeAsOの結晶構造

この物質は酸素(O)の一部をフッ素(F)に置換することによって26Kで超伝導体になります。ランタン(La)をサマリウム(Sm)に置き換えると超伝導に転移する温度は55Kにまで上がります。層状になっているのが特徴で、超伝導状態を作り出しているのは鉄(Fe)とヒ素(As)からなる層だと考えられています。

超伝導とは、電気抵抗がある温度以下で突然、消失する現象です。1980年以前は30K以上では超伝導は起こらないと考えられていました。ところが、1987年に100K以上でも超伝導になる銅酸化物超伝導体が発見されると、室温超伝導への期待が急激に高まりました。しかし、残念ながら、未だ室温超伝導体は発見されておらず、銅酸化物以外に一般に高温超伝導体と呼ばれる物質は見つかっていません。

こうして、室温超伝導への期待感も薄れ始めてきた2008年、鉄化合物で50Kを超える新超伝導体(図12-7)が発見されました。それ以来、世界の研究者たちは、この新物質でより高い温度での超伝導を発見しようと日夜、研究に没頭しています。

より高温の超伝導を目指すには、超伝導の起きる仕組みを理解することが必要です。銅酸化物や鉄化合物で起こる超伝導は極低温でしか起こらない金属系の超伝導とは仕組みが違うと考えられていますが、実際には、はっきりと分かっていません。そこで、私たちは、鉄化合物超伝導体の電子状態を数値シミュレーションして、それ

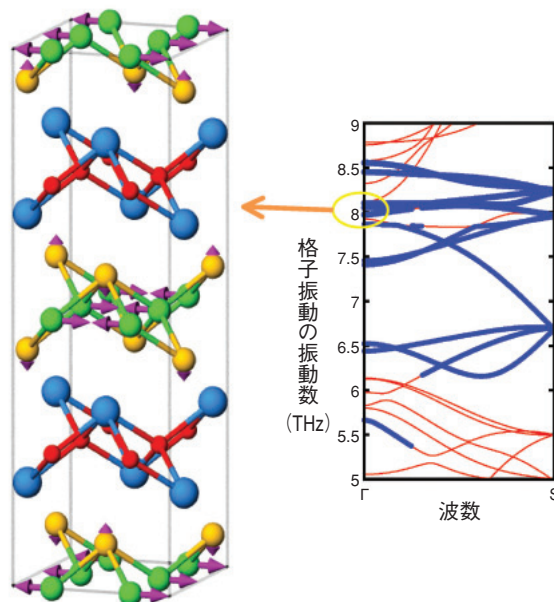


図12-8 LaFeAsOの格子振動の様子と分散図

右図は格子振動の振動数と波数の関係を表した分散図です。青線で表された格子振動では鉄原子の振動が大きくなっています。左図は実際の振動数8.1THzの格子振動の様子を示したものです。紫の矢印の方向は原子が振動する方向を示し、矢印の長さが振動の大きさを示しています。鉄原子(緑)の矢印が長いことから、鉄原子の振動が大きいことが分かります。

を実験結果と比較し、この物質において超伝導が発現する仕組みを解明することを目指しています。

金属系の低温の超伝導では、原子の振動である格子振動が重要な役割をしていることが分かっています。そこで、私たちはシミュレーションによって格子振動の様子(図12-8)を調べ、SPRING-8で得られた実験結果と比較しました。すると、格子振動に関しては、観測されていない鉄の磁性を適切に考慮しないと、実験結果を正しく再現できないことを発見しました。この結果は、この超伝導体には隠された磁性があり、それが格子振動と不可分の関係にあることを示唆しています。つまり、磁性も格子も超伝導の発現にとって重要な役割を果たしていることが分かったのです。

未だ、鉄化合物超伝導体の仕組みは、はっきりしませんが、実験と数値シミュレーションとを比較することにより、その特徴が明らかにされつつあります。今後、こうした実験と計算の効果的なコラボレーションにより、その仕組みが分かれば、室温超伝導を実現させることも夢ではなくなるかもしれません。

●参考文献

Nakamura, H. et al., First-Principle Electronic Structure Calculations for Iron-Based Superconductors: An LSDA+U Study, Journal of the Physical Society of Japan, vol.77, suppl.C, 2008, p153-154.

12-4 テラ～ペタバイト大容量データの評価を支援する —大規模シミュレーションが出力する大容量データ評価のための新分析手法の提案—

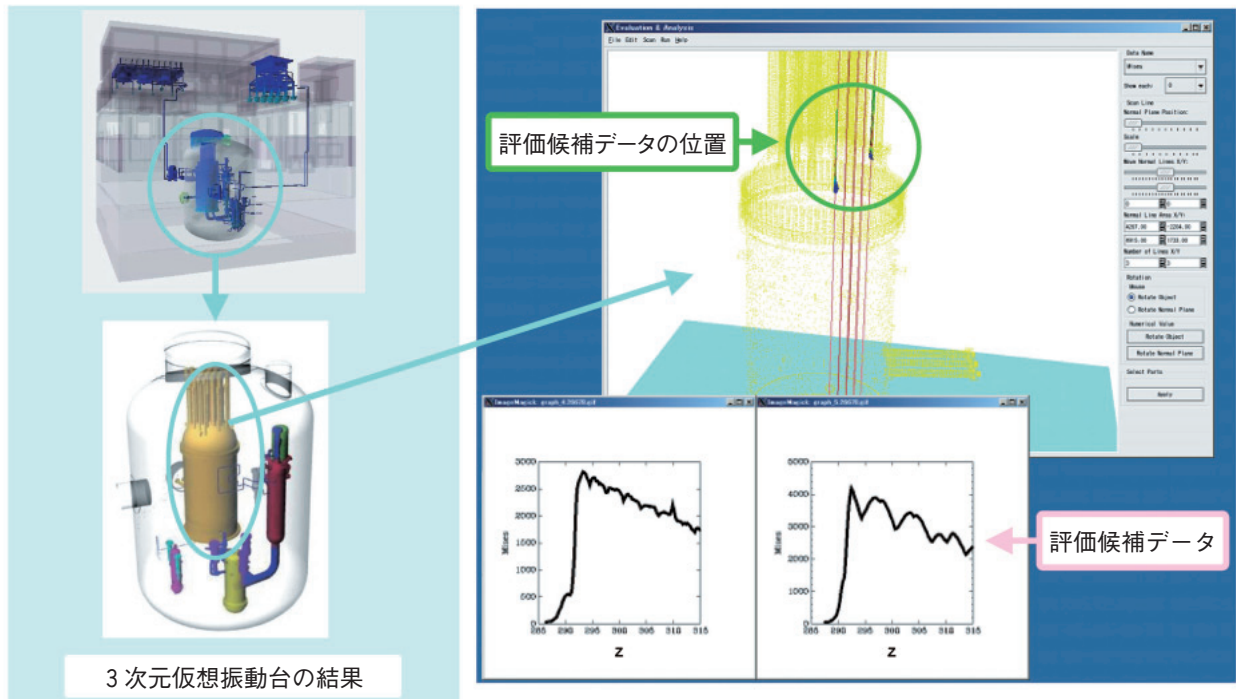


図12-9 3次元仮想振動台の出力結果に対して分析手法を適用した事例

3次元仮想振動台を用いて想定外の大地震が起きた場合の研究炉の挙動を計算した結果に対して、研究開発した分析手法を適用しました。この結果、応力分布など物理量の変化を感知して評価候補データを自動的に抽出し、可視化することに成功し、破損可能性箇所などを確認できるようにしました。

原子力分野における大規模シミュレーションが出力するテラ～ペタバイト大容量データの評価のための新たな分析手法確立を目指した研究を実施しました。

従来の大規模シミュレーション結果の評価過程では、まず大容量データを評価用の計算機に転送し、部分的にデータを抽出して可視化し、次に断面情報を抽出して可視化し、更に分布情報を抽出して可視化して、その評価を行うという処理を何度も繰り返す必要があります。ここで、データを可視化し、人的判断による表示内容からの情報抽出に手間を要すること、断面の切り出しや可視化などの作業に時間を要することが問題となっていました。例えば、原子力施設の耐震性評価のための3次元仮想振動台では、一時刻のみの分析において、データ転送だけでも1時間以上必要でした。

そこで、抽出に手間を要する問題に対しては、物理量の変化を感知して評価候補データを抽出し可視化する技術を実現するため、物理量の変化率を分析し、変化の特徴を分類する機能を開発しました。ここで、微分や差分など従来の変化率分析手段では、誤差を含みやすく均一な分析ができないという問題の解決のため、空間分布そのものをパターンとして認識することを着想し、パター

ン認識可能な情報処理手法であるニューラルネットワーク法を利用することを考案しました。この結果、パターン認識という統一的手段により、大局的及び局所的な変化率を均一に分析可能とし、利用者の指定に基づいた変化の特徴の分類を可能としました。

また、分析に時間を要する問題に対しては、断面の切り出しなどの単純作業を計算機処理に置き換える機能を開発しました。ここで、私たちが開発してきた原子力グリッド基盤(AEGIS)を利用することにより、パターン認識の並列分散実行を可能とし、データ転送時間を数秒に削減することができました。

これにより、3次元仮想振動台が出力する大容量データの分析に要する負荷軽減と時間削減を実現し、3次元仮想振動台の結果分析に貢献しました(図12-9)。

本研究の成果及び本研究を発展させた成果において、提案した方法論の先駆性が高く評価され、2007年及び2008年に米国で開催された計算科学に関する世界最大規模の国際会議、International Conference for High Performance Computing, Networking, Storage and Analysis (SC07, SC08)において2年連続で大規模解析技術コンクール優秀賞(Finalist)を受賞しました。

●参考文献

木野千晶, 鈴木喜雄ほか, 認識能力を備えたデータ解析システムの概念設計—有限要素法を用いた耐震解析への適用—, 日本計算工学会論文集, vol.2008, no.8, paper no.20080018, 2008, 8p.

原子力平和利用を支える核不拡散技術開発

政策調査研究

技術的な知見に基づき、核不拡散に係る政策研究として、アジア地域の原子力平和利用の信頼性・透明性向上に関しては、原子力発電導入が想定されるベトナム、タイを対象に具体的な協力方策の検討を実施しました。また、米国核不拡散政策が我が国の核燃料サイクル政策に与える影響に関しては、核不拡散法の制定過程など、米国の過去の核不拡散政策の分析を開始しました。

核不拡散技術開発

将来のFBRサイクルシステムでの効果的・効率的な保障措置・計量管理を目標とした先進的保障措置システムの概念検討を行いました。

平和利用に関する信頼性向上・透明性向上技術としての遠隔監視技術では韓国核不拡散核物質管理院（KINAC）との協力を推進しています。

また、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

実証試験をロシアの高速炉BN-600で進めてきた「ロシア余剰核兵器解体から発生する兵器級プルトニウムをMOXバイバック燃料として高速炉で燃焼処分する方法」を余剰プルトニウム処分方法として採用することが、

2007年11月の米露共同声明で表明されたのに伴い、米国からはこれまでの日露共同研究成果の移転について、ロシアからは日本製高速炉燃料被覆管（PNC-316）の提供について要請があり、条件などについて協議中です。

また、包括的核実験禁止条約（CTBT）に係る国際検証体制確立のため、高崎及び沖縄の放射性核種監視観測所の運用を行い、東海公認実験施設では世界中の観測所から送付される試料の詳細分析を実施しています。国内データセンター（東海）では、今までのデータ解析ソフト開発成果をもとに2009年4月から暫定運用を開始し、世界中の観測所（2008年度末現在80箇所）からのデータを毎日受信し解析・評価を行っています。

核物質管理

保障措置では、米国エネルギー省（DOE）との協力協定に基づく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おり、これら技術開発・応用経験を活かして国内及び国外の人材育成にも協力しています。

核物質防護では、侵入者自動監視システムの運用及び耐環境性能確認試験を行っています。

また、核物質輸送では、MOX原料輸送容器原型容器の安全性実証試験に向けて試験準備を進めています。

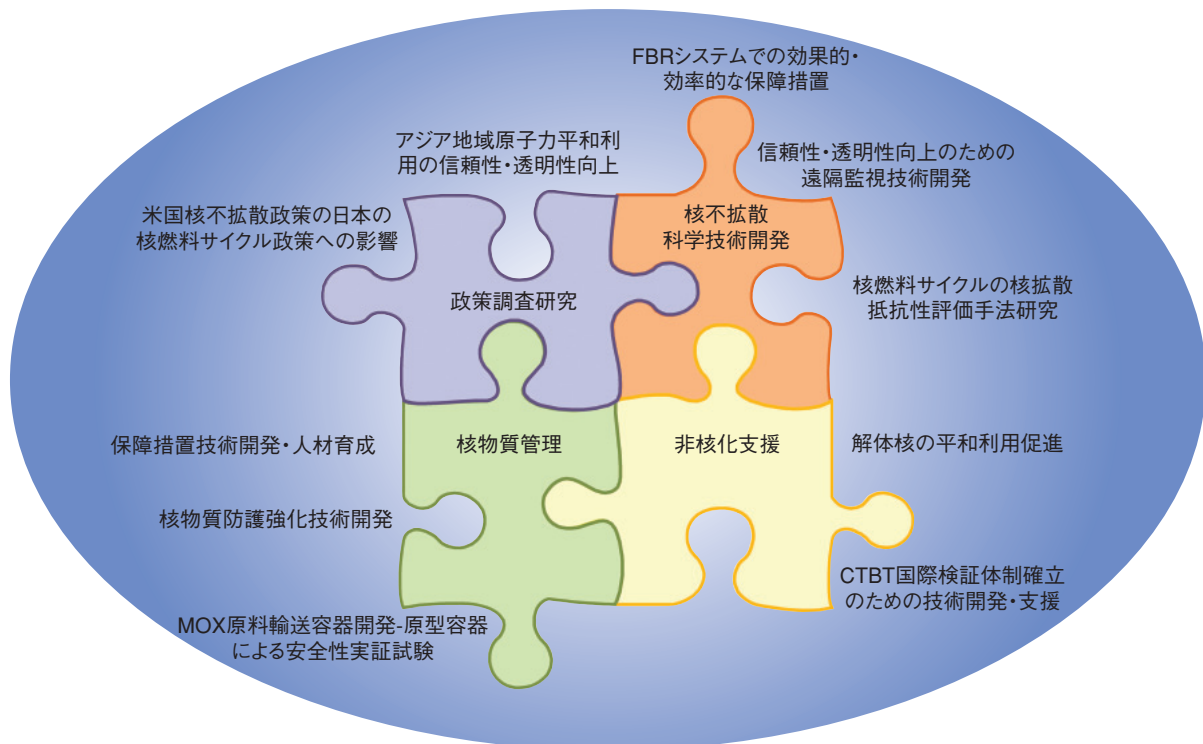


図13-1 核不拡散科学技術開発分野

国の核不拡散政策立案を支援するための政策調査研究と、国及び国際機関を支援するための核不拡散技術開発を二つの柱として、これに加えて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 核物質を連続的に厳しく管理する

—プロセスモニタリングのアルゴリズム高度化研究—

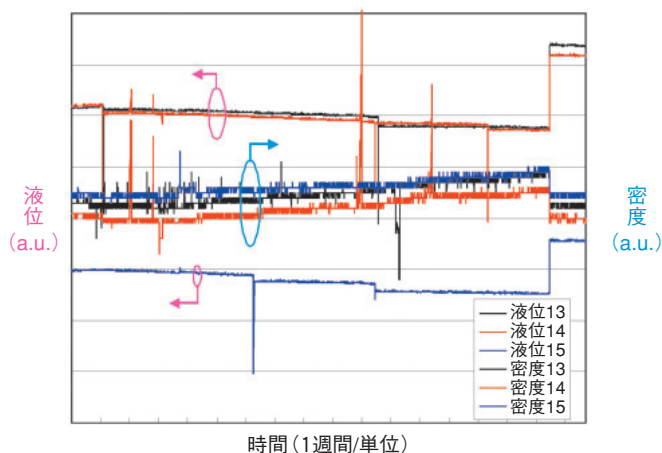


図13-2 東海再処理施設のタンクデータ
溶液移送がない時の、製品 (Pu) 貯槽タンク13~15の液位と密度の時間変化。蒸発による液位の低下に対して、密度が上昇しています。

安全分野における施設運転情報の取扱いとは異なり、施設者による意図的な核物質転用を問題とする保障措置分野では、施設運転情報を規制目的に利用する「プロセスモニタリング (PM)」の研究が、1970年代に開始され、IAEA保障措置への導入は慎重に進められてきています。

IAEA保障措置では、「有意量の核物質 (Pu: 8 kg) の転用を適時に検知する」としていますが、最初に議論されたのは、毎年の物質収支 (MB) 時にPuの量 (損失は 8 kg以下) を測定し、有意な損失の有無を検定する方法でした。その後、Pu量の時間変化 (損失を30日以内に検知) を管理するために、一年を待たずに中間で在庫差 (MUF) を測定し、近実時間計量管理 (NRTA) による時系列MUF検定方法が議論されました。すべての損失パターンに対して最良な時間に対する検定方法はなく、現在ではいくつかの時系列検定方法が用いられています。

PMの代表的なものとして、再処理施設の溶液槽内の液位、密度、温度を測定する溶液モニタリング装置 (SMS) があります。SMSの実測定データとして東海再処理施設のタンクデータを図13-2、米国サバンナリバー施設のタンクデータを図13-3に示します。溶液の受入・送液などに伴う液位の変化状態を自動的に判別し、異常な液位変化があった時に警報で知らせるなど、申告

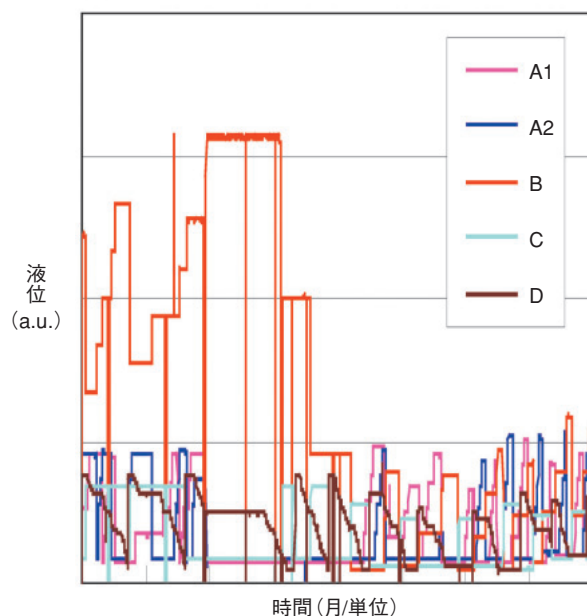


図13-3 米国サバンナリバー施設
タンクA1及びA2が交互にタンクBにバッチモードで溶液を送り、タンクBからタンクCに、タンクCは抽出器Dに溶液移送します。抽出器Dの出力は連続モードで液位が変化しています。

通りの運転を確認する手段として東海再処理施設及び六ヶ所再処理施設に設置されています。

本研究では、NRTAの評価結果を定量的に補完することを目標に、転用シミュレーションによる性能評価、実際の施設からのPMデータとして溶液モニタリングデータを用いたアルゴリズム高度化の実証研究を実施しています。

PM研究の動機は、米国DOE規則によるところが大きく、米国国研にPM研究者がいることから、ロスアラモス国立研究所 (LANL) との2年間 (2008~2010) の共同研究として実施しており、東海再処理施設及び米国サバンナリバー施設のデータに対して、本手法の適用と評価を行っているところです。現在までに、実データに仮想的な溶液損失を重畳させ、蒸発による液位低下に対して密度を同時に考慮した多変量解析手法により仮想損失が検知できること、イベントモニタリングにより保持・移送モードの同定を行い、損失量と時間的変化により検知確率がどのように影響を受けるかについて調べました。

本研究の成果が、将来のIAEA保障措置に反映され、我が国の大型再処理施設の保障措置の効率化に寄与することを目指しています。

●参考文献

Suzuki, M. et al., Study on Loss Detection Algorithms Using Tank Monitoring Data, Journal of Nuclear Science and Technology, vol.46, no.2, 2009, p.184-192.

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、関連する部門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」では、2008年にナトリウム漏えい検出器の不具合や屋外排気ダクトの腐食孔の確認等の課題が発生しましたが、これらを克服して2009年8月にプラント全体の機能を確認するプラント確認試験を完了しました。現在、2009年度内に性能試験を開始することを目指して準備・点検作業を実施しています。

「ふげん」は、2008年2月に廃止措置計画の認可を受けて「原子炉廃止措置研究開発センター」に改組し、廃止措置事業の先駆的役割を果たしていくことを目標に、放射能レベルの比較的低いあるいは汚染のない施設・設備の解体撤去や、重水の計画的な搬出等を実施しています。



プラント確認試験における破損燃料検出装置の試験データの確認

東海研究開発センター原子力科学研究所

原子力科学研究所では、研究用原子炉、加速器、臨界実験装置、核燃料物質使用施設などを活用して原子力に関する様々な研究開発を行っています。

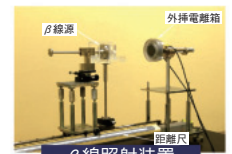
放射線標準施設は、アジア地域で最大規模を誇る校正施設で、信頼性の高い放射線及び放射能の校正設備が整備され、原子力施設で使用されている放射線防護用測定器（サーベイメータ、放射線モニタ、個人線量計など）の校正や特性試験に用いられています。現在、J-PARCなどの大型加速器施設の普及に対応するため、ファン・デ・グラフ型加速器を使用した単色中性子、高エネルギーγ線などを用いた校正場の開発及び線量計測に関する研究・技術開発を進めています（トピックス14-2）。



γ線照射装置



中性子・γ線用加速器



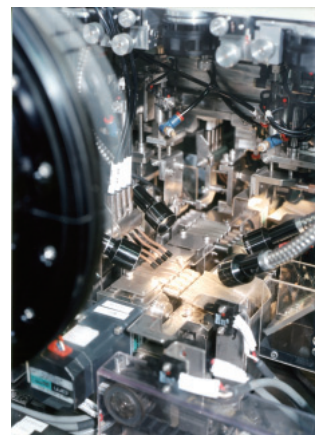
β線照射装置

放射線標準施設の外観及び主な設備

東海研究開発センター核燃料サイクル工学研究所

プルトニウム燃料技術開発センターにおいて、簡素化ペレット法に係る工学規模での燃料製造技術開発試験を実施しています。この試験で得られた燃料のうち仕様を満足し、かつ国の検査に合格したものは「もんじゅ」初装荷燃料Ⅲ型として利用し、燃料の性能を確認していくこととしています。また、サイクル工学試験部にて先進湿式再処理技術開発（トピックス14-3）、及び乾式再処理研究開発を、環境技術管理部にて低レベル放射性廃棄物処理技術開発及び処分研究に関する試験を実施中です。

その他、再処理技術開発センターにて、耐震指針に基づく耐震安全性評価を実施中です。



遠隔自動化設備によるMOX燃料ペレット検査

J-PARCセンター

2009年に大強度陽子加速器施設 (J-PARC) プロジェクトの第一期計画を終了しました。その間、リニアックの安定したビーム供給を受けて3 GeVシンクロトロンでは安定ビーム運転とビームパワー増強を進め、2008年5月に物質・生命科学実験施設 (MLF) 及び50GeVシンクロトロンへの陽子ビーム出射に成功するとともに、12月には本中期計画目標である100kW出力以上の運転に成功することにより本目標の早期達成を果たしました。一方、MLFでは5月に中性子発生の確認とパルス中性子源の高い性能を確認することにより、12月より同施設内の6台中性子実験装置と1台のミュオン装置の供用を開始しました。



工学材料回折装置「匠」(MLF-BL19)の装置内部と装置全景(左下)パルス中性子を自動車エンジンや火力発電所ガスタービンなどの様々な工業製品に入射させ、製品内部のひずみを原子レベルで精密に評価し、実際の使用で問題となる製品の健全性評価や新製品の開発などに役立ちます。

大洗研究開発センター

FBRサイクル実用化研究開発に係る試験として、FBR用高燃焼度燃料及びマイナーアクチニド含有燃料などの照射後試験や水・ナトリウム試験を進めました。

高速実験炉「常陽」は、計測線付実験装置と回転プラグの干渉による燃料交換機能の一部阻害 (2007年11月発生) に関する原因究明と対策の検討を継続しました。

材料試験炉 (JMTR) は、2011年度の再稼働に向けた改修作業を進めるとともに、「汎用照射試験炉に関する国際会議」を開催しました。

高温工学試験研究炉 (HTTR) は、施設定期検査を行うとともに、2009年度の高温50日運転 (原子炉出口冷却材温度約950℃) に向けた準備を進めました。



「汎用照射試験炉に関する国際会議」出席者による記念撮影 (2008年7月17日)

那珂核融合研究所

那珂核融合研究所は、「地上に太陽を」を合言葉に、核融合研究開発部門と一体となって核融合エネルギーの実用化を目指した研究開発を進めています。炉心プラズマ研究や炉工学研究を行うとともに、国際熱核融合実験炉ITERの支援・補完研究を行うため、欧州との協力によるサテライトトカマクJT-60SA (Super Advanced) 計画を開始しています。

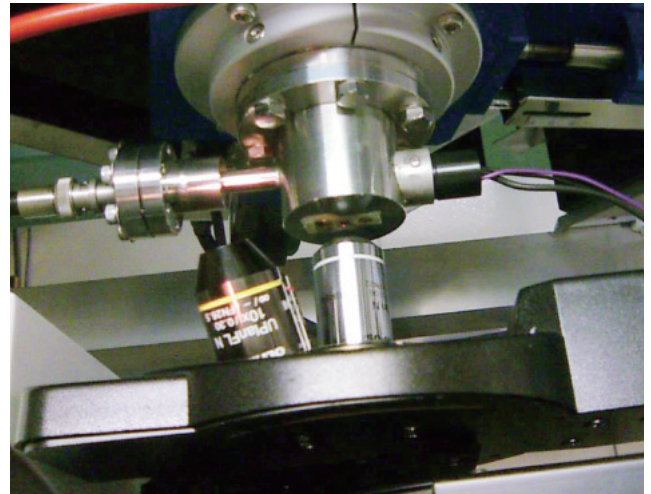
2008年8月には、JT-60が1985年4月のファーストプラズマ着火以来23年余にわたる実験運転を完遂し、また、2009年3月には、JT-60SA用コイルを製作する建家 (超伝導体製作棟及び超伝導コイル巻線棟) が所内に竣工するなど、次の新たな研究開発段階に向け、前進し続けています。



超伝導体製作棟及び超伝導コイル巻線棟とその内部

高崎量子応用研究所

高崎量子応用研究所では、産業への応用を目指した新機能・環境調和材料、バイオ応用技術及び量子ビーム分析の研究開発や材料・機器などの耐放射線性評価研究のため、4基のイオン加速器からなるイオン照射研究施設(TIARA)と電子・ガンマ線照射施設を原子力機構内外の利用に供しています。また、マイクロビームによる三次元大気マイクロPIXE技術(トピックス14-10)及び三次元精密描画加工技術、大面積均一イオンビーム照射技術などの開発を進めています。2008年度は、サイクロトロンにおいて、数100MeV級重イオンマイクロビームで1,500ヒット/分以上の高速照準シングルイオンヒットを達成し、半導体耐放射線性評価研究や細胞照射実験などに利用を開始しました。



サイクロトロンマイクロビームの取出し窓(上部)と試料位置の観測用顕微鏡部分(下部)

関西光科学研究所

木津地区においては、高強度レーザーの品質向上、X線レーザーの高繰り返し化など先進的レーザーの高度化を行い、利用研究を進めています。

また、光医療研究連携センターでは、2007年度採択の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」プログラムの「『光医療産業バレー』拠点創出」を推進しております(第11章光医療研究連携)。

2008年度は、原子力機構が幹事機関となって、大阪大学、京都大学、自然科学研究機構分子科学研究所とともに関西光科学拠点ネットワーク「融合光新創生ネットワーク」の活動を開始しました。

播磨地区においては、SPring-8の放射光を利用してウラン化合物の超伝導の研究など物質科学に関する様々な研究を行うとともに、4本の専用ビームラインを原子力機構内外の研究者の利用に供しています。



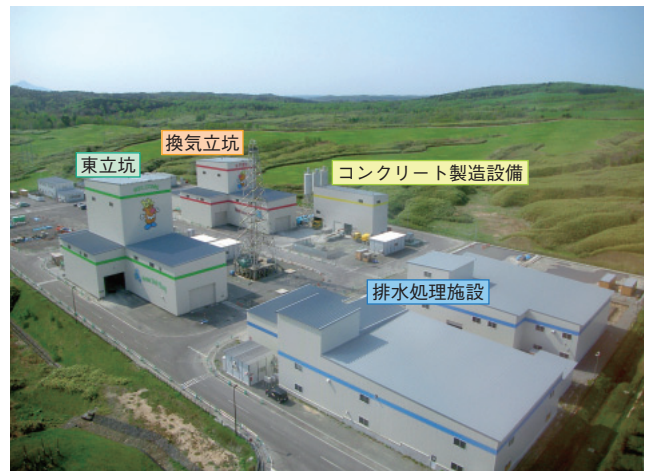
プラズマX線レーザー装置(木津地区)

幌延深地層研究センター

幌延深地層研究計画は、「深地層の研究施設」を活用した計画のひとつであり、堆積岩を対象に深地層の研究を行っています。

2008年度の地下施設の建設については、換気立坑で深度約250m、東立坑で深度約140mまで掘削を進めるとともに、換気立坑の深度250m及び東立坑の深度140mにおいて水平坑道の掘削(一部)を行いました。掘削に伴う湧水対策として、排水処理設備の増設工事を行いました。地上施設については、国内外の研究者の交流活動の拠点、地域の方々との交流の場を目的とする国際交流施設(仮称)の建設に着手し、施設の運用開始は2009年10月頃を予定しています。

2009年度の地下施設の建設については、140m水平坑道の掘削(東立坑と換気立坑間の貫通など)及び東立坑の掘削を深度約200mまで進めるとともに、湧水制御のための調査や対策を継続し実施します。



地下施設工事現場の状況

東濃地科学センター

高レベル放射性廃棄物を安全に処分するための地層処分技術に関する研究開発のうち、主に花崗岩を対象とした深部地質環境の調査・解析・評価技術や工学技術の研究開発、地質環境の長期安定性に関する研究を実施しています。

現在、岐阜県瑞浪市で「超深地層研究所計画」を進めており、深地層の研究施設である「瑞浪超深地層研究所」の研究坑道は、2008年度末に、主立坑は深度300.2m、換気立坑は深度331.2mまで到達しました。深度300mにおいては、調査研究を行うための水平坑道（研究アクセス坑道、長さ約100m）やボーリング調査を行うための水平坑道（長さ約20m）などの掘削を行いました（トピックス14-11）。



深度300m研究アクセス坑道における地質調査

人形峠環境技術センター

人形峠環境技術センターでは、保障措置、核物質管理の観点から解体物などの核物質量を測定するための装置“NWAS (Ningyo Waste Assay System)”を開発し、核燃料取扱施設として、国内初の本格的な施設解体を進めている製錬転換施設で、廃止措置技術のひとつとして適応試験を実施しています。

製錬転換施設から発生する廃棄物や解体物などに含まれる核物質はウランですが、解体物などが大量に発生するため、短時間で測定する必要があります。NWASは中性子と γ 線測定を同時に行い、測定結果を比較することにより、少量のウラン測定を短時間で可能とすることを目指しています。また、施設内の各所で発生する廃棄物や解体物などを容易に測定するための可搬性も有しています。



NWAS (Ningyo Waste Assay System)

青森研究開発センター

六ヶ所地区では、2009年3月に、欧州と日本の核融合の共同研究開発事業として実施される「核融合エネルギーの実現に向けた幅広いアプローチ (Broader Approach: BA) 活動」の拠点となる、国際核融合エネルギー研究センター管理研究棟が完成し、新施設での業務を開始しました。

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（トピックス14-13）。



国際核融合エネルギー研究センター管理研究棟
業務開始式（2009年3月30日）

14-1 遠隔非破壊検査技術を用いた蒸気発生器伝熱管検査 — 渦流探傷試験, 目視試験, 漏えい試験による蒸気発生器伝熱管の健全性確認 —

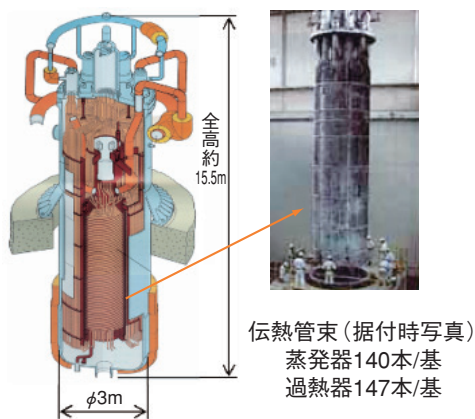


図14-1 蒸気発生器(蒸発器)

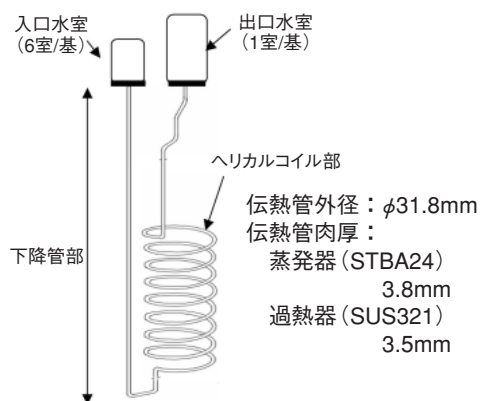


図14-2 蒸気発生器伝熱管(1本分を例示)

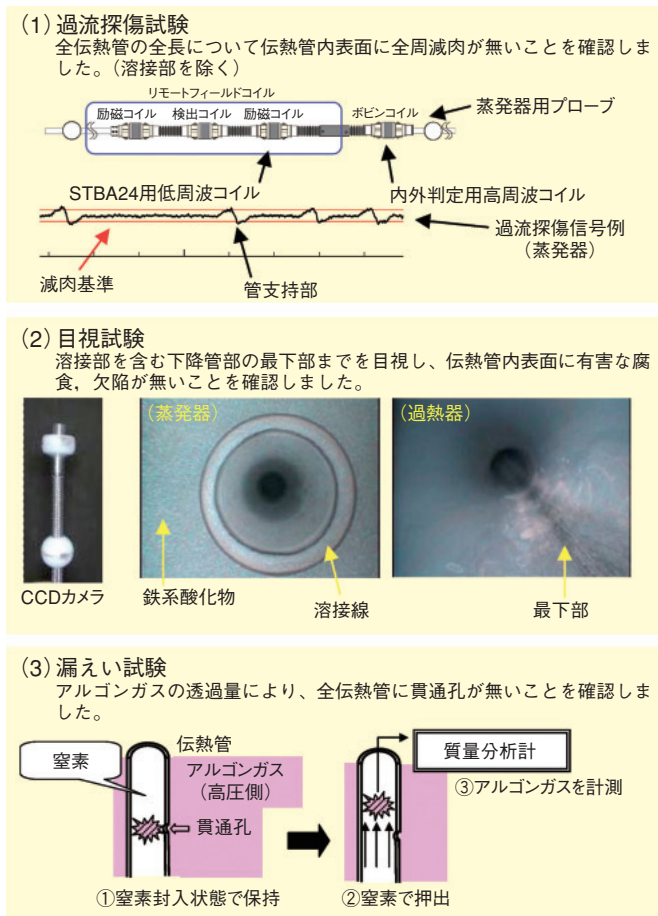


図14-3 三種類の伝熱管健全性確認試験

「もんじゅ」では、運転再開に向けて長期停止状態にあった機器の健全性確認のひとつとして、2007年11月から翌年3月にかけて蒸気発生器(蒸発器3基, 過熱器3基: 図14-1, 図14-2)の伝熱管の健全性を確認しました。

蒸気発生器伝熱管の外表面については、ナトリウム又はアルゴンガス雰囲気であったため、腐食の可能性はありません。しかしながら、伝熱管の内表面については、水・蒸気の通水試験を行ってきたことから、腐食や減肉に着目し、(1)渦流探傷試験、(2)目視試験、(3)漏えい試験を実施しました(図14-3)。

まず、渦流探傷試験では、1992年から実施しているノイズ低減等の検出性能向上の成果を反映し、それぞれの伝熱管材料に最適なコイルの励磁周波数を採用しました。また、渦流探傷信号と配管減肉量の関係は、事前に校正用の試験片を用いて確認しました。このように機能向上させた装置を用い、試験結果を伝熱管製作時の検査記録と比較することにより、製作時の肉厚を維持していることを確認しました。

また、目視試験のために、視認性向上のために照明を強化したCCDカメラの製作、挿入性を向上させるためのケーブルの可撓性の調整、カメラの位置を同定できるよう定速挿入装置の開発を実施しました。一方、伝熱管及びその部位(直管部、曲げ部、溶接部)は同じ環境で維持されており、代表部位の確認で伝熱管を包絡できるものと考え、下降管部の最下部までを抜き取り試験し、開発した装置により、溶接部、曲り部などを含め伝熱管内表面に有害な腐食や欠陥がないことを確認しました。

さらに、漏えい試験では、蒸気発生器の伝熱管外側に内側より圧力の高いアルゴンガスが充てんされていることを利用して、伝熱管内側のアルゴンガス濃度を質量分析計で測定しました。試験の結果、アルゴンガスは検出されず、伝熱管に貫通孔がないことを確認しました。

以上の三種類の試験から、蒸気発生器伝熱管には腐食減肉、貫通孔がないことを示す結果が得られ、運転再開に向け健全であることを確認しました。

●参考文献

Takahashi, K., Shiina, A. et al., Inspection of the Steam Generator Heat Transfer Tubes for FBR MONJU Restart, Proceedings of 17th International Conference on Nuclear Engineering (ICONE 17), Brussels, Belgium, 2009, ICONE17-75904, 9p., in CD-ROM.

14-2 中性子測定器のkeV領域での正確な感度測定を実現

— 加速器を利用したkeV領域単色中性子校正場の開発 —

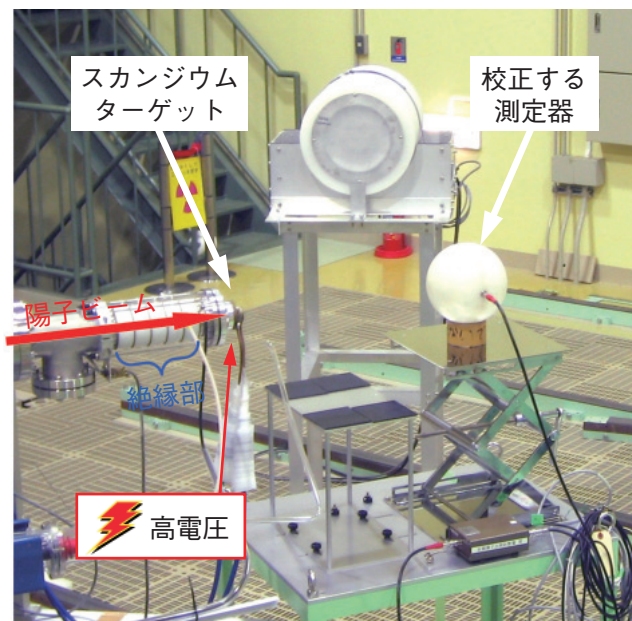


図14-4 開発した単色中性子校正場

加速器を利用して8 keV及び27 keV単色中性子校正場を開発しました。新たにスカンジウムターゲットに0～+50kVの高電圧を供給できる装置を開発することにより、絶縁部でターゲットに入射する陽子ビームのエネルギーが微調整できるようになりました。

放射線防護における中性子線の計測は、対象とするエネルギー範囲が非常に広いという特徴があります。一般に中性子測定器の感度には大きなエネルギー依存性があるため、計測の精度向上には、この感度のエネルギー依存性を精度良く測定(校正)しておく必要があります。このために、加速器を用いた単色中性子校正場を数keV～20MeVのエネルギー範囲で開発しています。特に、数keV～数十keVのエネルギー領域では、測定器の感度が大きく変化しますが、これまで、このエネルギー依存性を実測で精度良く試験できる施設が国内には存在しませんでした。そこで、8 keV及び27 keVの単色中性子校正場(図14-4)を開発しました。この校正場では、スカンジウムターゲットに加速した陽子ビームを入射させ、共鳴構造を有する核反応($^{45}\text{Sc}(p,n)^{45}\text{Ti}$ 反応)を引き起こします。そして、この核反応で発生した単色中性子を利用して測定器の校正を行います。

図14-5に $^{45}\text{Sc}(p,n)^{45}\text{Ti}$ 反応による中性子の発生量と入射陽子エネルギーの関係を示します。多数の中性子発生量のピークが存在し、この中の8 keV又は27 keVのピーク

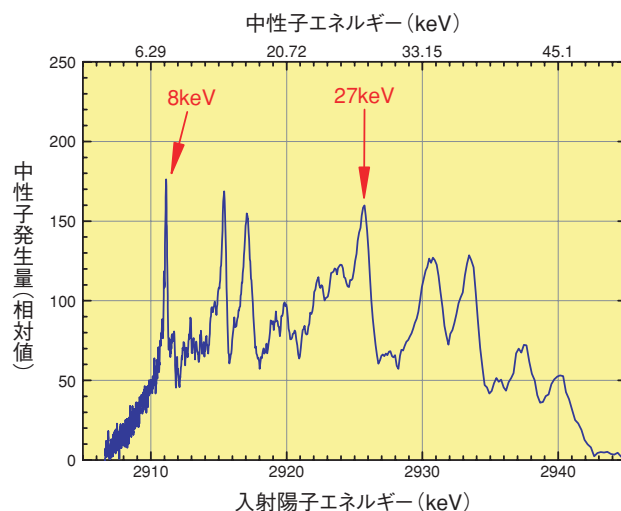


図14-5 $^{45}\text{Sc}(p,n)^{45}\text{Ti}$ 反応による中性子発生量の入射陽子エネルギー依存性

^{45}Sc の核構造に起因して共鳴が起きるため、入射する陽子ビームのエネルギーにより、発生中性子のエネルギーだけでなく発生量が大きく変化します。このため、目的とするエネルギーの単色中性子を発生させるには、入射陽子エネルギーを微調整することにより、そのエネルギーを中性子発生量のピークに正確にあわせる必要があります。

に入射陽子エネルギーを正確にあわせて単色中性子を発生させます。ところが、8 keVの単色中性子を例とすると、2911 keVの入射陽子エネルギーが1 keVずれると中性子が発生しなくなります。このため、1 keV以下の高精度で入射陽子エネルギーの制御が必要となりますが、加速器本体でこのようなエネルギーの微調整を行うことは困難です。そこで、ターゲットに電圧をかけて、それを微調整する装置を開発することにより、陽子エネルギーを迅速かつ正確に調整できるようにしました。制御室に設置されたパソコンからターゲットにかける電圧を遠隔制御し、ターゲット直前の絶縁部で陽子エネルギーの微調整を行います。これにより、再現性良くかつ安定に目的とするエネルギーの中性子を発生させることに成功しました。

上記工夫を行うことで、世界最高水準の中性子測定器の校正が可能となった8 keV及び27 keVの単色中性子校正場を開発できました。これを用いることにより、keV領域において中性子測定器の正確な感度校正が初めて実現でき、中性子計測の精度向上が可能になりました。

●参考文献

Tanimura, Y. et al., Construction of Monoenergetic Neutron Calibration Fields Using $^{45}\text{Sc}(p,n)^{45}\text{Ti}$ Reaction at JAEA, Radiation Protection Dosimetry, vol.126, 2007, p.8-12.

14-3 試薬を用いない新しい再処理法を提案

—ウラン・プルトニウム共晶析現象を応用した再処理プロセスの開発—

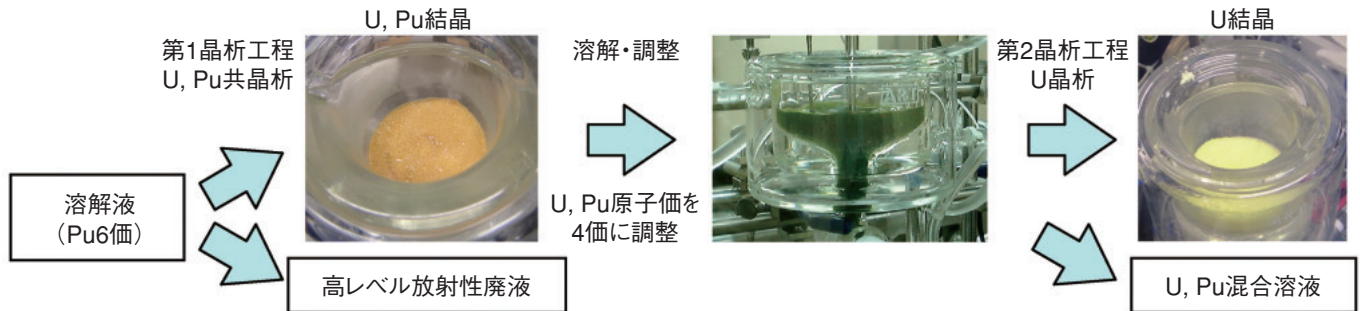


図14-6 U, Pu共晶析現象を応用した再処理プロセス

使用済燃料溶解液を加熱することでPuの原子価を六価に調整します。この溶解液を冷却することで橙色の結晶生成物（硝酸U, Pu結晶）を得、高レベル放射性廃液と分離します（第1晶析工程）。次に硝酸U, Pu結晶を硝酸溶液に溶解し、NOxガス吹込みによりPuの原子価を4価に調整します。この溶液を冷却することで黄色の結晶生成物（硝酸U結晶）とU, Pu混合溶液を得ます（第2晶析工程）。

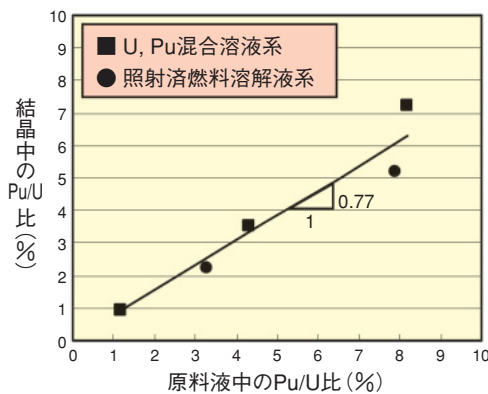


図14-7 U, Pu共晶析における原料液と結晶のPu/U比の関係

結晶中のPu/U比と原料液中のPu/U比には相関があり、Puの方がUに比べて結晶として析出しにくいことを示しています。

私たちは、次世代再処理技術として使用済燃料溶解液からウラン (U) やプルトニウム (Pu) を効率的に回収するための晶析技術の開発を進めています。晶析とは、溶質の溶解度の差を利用した分離技術であり、特別な試薬を添加することなく濃度と温度を制御することで溶液から着目成分を固体として分離するものです。高レベル放射性物質研究施設にて実施したU, Pu混合溶液を用いた基礎試験において、Puの原子価を6価に調整した場合、Pu濃度が溶解度以下であるにもかかわらず、PuがUとともに結晶として析出する現象を見いだしました。

このU, Pu共晶析現象を応用し、溶解液からUとPuを回収する主工程を晶析法のみで構成する再処理プロセスの概念を構築しました (図14-6)。特長は次のとおりです。

- 有機溶媒を使用しない
- 使用する薬品の種類・量が少ない
- 原理が単純で簡素な工程
- Puの単離は原理的に不可能
- 第2晶析工程でU, Pu混合溶液製品のPu/U比の制御が可能

短所としては、高レベル放射性廃液中に少量のUとPuが残留することが挙げられますが、ほかの湿式再処理技術との組合せにより解消できると考えています。

U, Pu共晶析メカニズムは共沈現象と類似のメカニズムであると推定しています。共沈現象において、着目成分は通常状態では可溶性であり、キャリア成分の添加試薬との化学反応による沈殿生成が誘引となり、着目成分が沈殿します。一般に着目成分沈殿物とキャリア成分沈殿物は類似の結晶構造を有しています。Pu硝酸塩としてPuO₂(NO₃)₂・6H₂Oの存在が知られており、UO₂(NO₃)₂・6H₂Oと同じ結晶構造 (斜方晶) です。

U, Pu共晶析では、着目成分がPuで、キャリア成分がUです。試薬を添加する代わりに溶液温度を下げていくと硝酸Uがその溶解度に従って晶析し、それに誘引されて硝酸Puが析出していると考えられます。原料液中のPu/U比を変化させた試験を実施し、いずれの条件においても硝酸Puが硝酸Uと共晶析することを確認しました。また、結晶中のPu/U比は原料液中に比べて低下することを明らかにしました (図14-7)。

UとPuの回収率及び純度の向上が、本プロセスの実用化に向けた課題です。

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」の成果の一部を含みます。

●参考文献

Shibata, A. et al., Experimental Study on U-Pu Cocrystallization Reprocessing Process, Journal of Nuclear Science and Technology, vol.46, no.2, 2009, p.204-209.

14-4 軽水炉用MOX燃料の信頼性向上のために —「ふげん」等MOX燃料の照射試験データベースの構築—

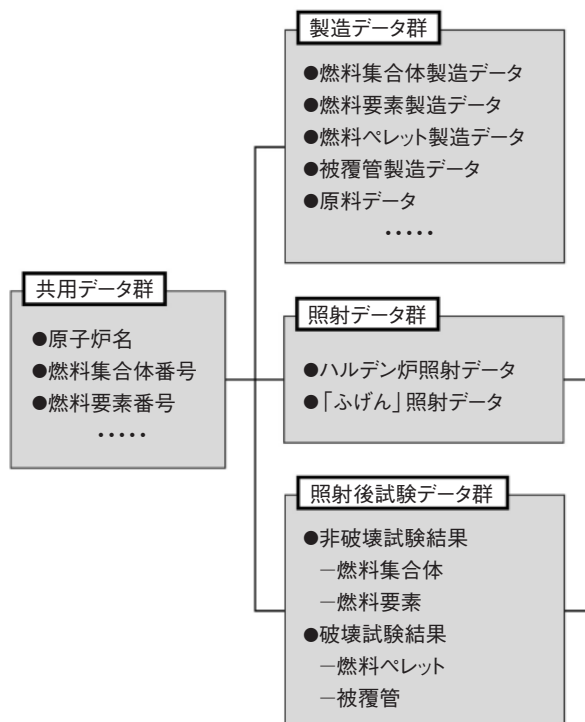


図14-8 MOX燃料の照射試験データベースの概要
データベースは、「ふげん」及びハルデン炉で照射されたMOX燃料の製造データ、照射データ及び照射後試験データで構成されています。

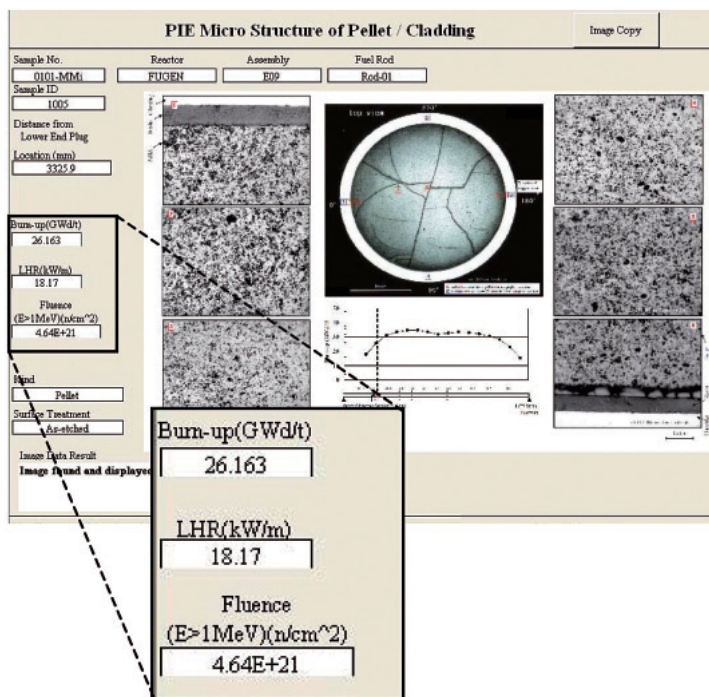


図14-9 「ふげん」照射後試験結果の表示例
照射後の燃料ペレット断面の金相試験結果表示画面では、金相写真とともにペレットの照射条件が表示されます。

エネルギー資源の有効活用のため、原子力発電所で使用済みとなった核燃料を再処理して取り出されるプルトニウムを再び燃料として利用することが進められており、プルトニウムはウラン-プルトニウム混合酸化物(MOX)として燃料に使用します。我が国では、新型転換原型炉「ふげん」で2003年3月の運転終了まで合計772体のMOX燃料集合体を破損することなく使用した実績があり、原子炉1基当たりのMOX燃料使用実績としては世界最高となっています。

私たちは、このような「ふげん」における使用実績を、今後の我が国における軽水炉でのMOX燃料利用の信頼性向上に活かすため、MOX燃料の照射試験データベース(図14-8)を構築し、「ふげん」で照射したMOX燃料集合体に加え、ノルウェーのハルデン炉で燃料中心温度、被覆管伸び、要素内圧などを測定するための炉内計装を取り付けて実施した様々なMOX燃料の照射試験データを格納しています(図14-9)。「ふげん」で照射したMOX燃料集合体のうち、ペレットピーク燃焼度が約50GWd/tまで達したPu富化度が約6wt%のMOX燃料集合体に対してMOX燃料挙動を評価するために必要な照

射後試験を行い、MOX燃料の照射挙動評価に有用なデータを得ています。また、ハルデン炉で実施した定常照射試験では、ペレットピーク燃焼度約60GWd/tまで達しており、出力急昇試験では、MOX燃料がUO₂燃料に比べて約10kW/m以上高い線出力(約70kW/m)まで破損することなく照射されています。さらに、日負荷追従試験においてもMOX燃料の健全性に影響のないことを確認しています。

MOX燃料の照射試験データベースの構築では、このような「ふげん」やハルデン炉での照射試験で得られたMOX燃料の照射データ及び照射後試験データとMOX燃料の製造データを系統的に整理し、また、計算コードを用いた燃料の挙動評価が容易にできるよう線出力履歴などの整備も行いました。

原子力機構では、これらのデータを経済協力開発機構原子力機関(OECD/NEA)のIFPE(International Fuel Performance Experiments)データベースに提供し、軽水炉などでのMOX燃料利用に関して国際的に高く評価されています。今後、国内においても、軽水炉で利用されるMOX燃料の信頼性向上に資するものと考えています。

●参考文献

Ikusawa, Y., Ozawa, T., Development of MOX Fuel Database, JAEA-Technology 2007-010, 2007, 44p.

14-5 より高い加速電場を目指して —J-PARC RCS高周波空洞のための金属磁性体コアの開発—

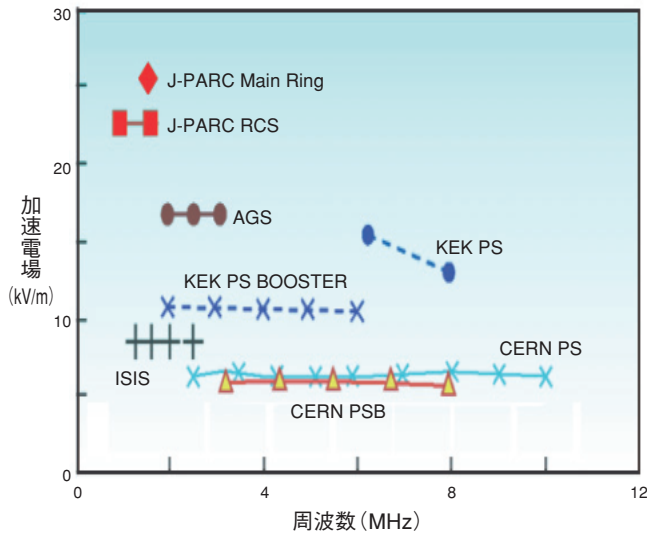


図14-10 世界の主な陽子シンクロトロンの加速電場
世界の主な陽子シンクロトロンの運転周波数と加速電場を示しています。J-PARC以外の加速器では、フェライトコアを使用しているため20kV/m以上の高い加速電場は達成されていません。

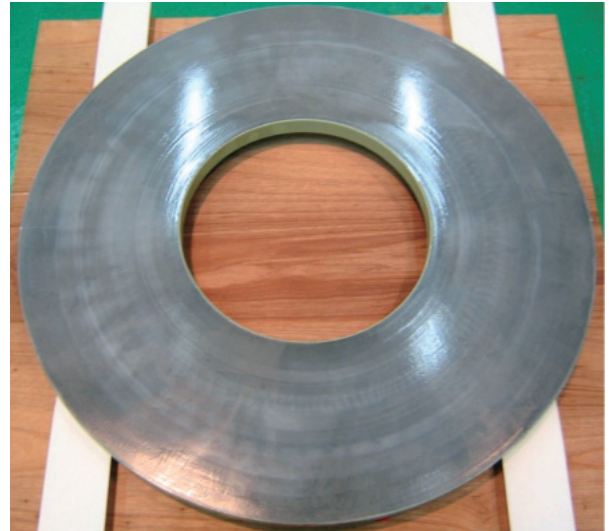


図14-11 金属磁性体コア
J-PARC RCSのために開発された金属磁性体コア。大きさは内径375mm、外径850mm、重量は約100kg。表面には防錆のためのエポキシによるコーティングが施されています。

J-PARC Rapid-Cycling Synchrotron (RCS) は、25Hzの早い繰り返しで陽子を3 GeVまで加速するJ-PARCの中核をなす加速器です。このRCSにとって最も重要な開発課題のひとつが、「RCSを現実的な大きさにするために、いかにして20kV/m以上の高い加速電場を達成するか」でした。しかし、陽子を加速するための通常の高周波空洞に用いられているフェライトコアでは、磁場が飽和してしまうため高い加速電場を達成することができません(図14-10)。そこで、私たちは飽和磁束密度が高く、高い加速電場が得られる可能性のある金属磁性体コアを用いた高周波空洞の開発を開始しました。

私たちが用いた金属磁性体は、鉄を主成分としたアモルファス薄帯を素材にしたもので、実際のコア(図14-11)は、厚さ約18 μ m、幅35mmのこの金属磁性体リボンを巻くことにより作られます。そして、このリボンにはあらかじめ層間を絶縁するための厚さ約2 μ mのSiO₂が片面に塗布されています。また、冷却方式としては水による直接冷却方式を採用しました。このため、コアの錆による腐食を防ぐためにコア表面にはエポキシによる防

錆コーティングが施されています。コアを装てんする高周波空洞は、全長約2mで18枚のコアが装てんされています。

開発は、300時間以上の通電試験とコアの改良とを繰り返し行いコアの性能、主に耐電圧を上げていきました。試験初期には、コアに損傷が起り、コーティングの剥がれなども観測されました。その後、損傷したコアの調査を行った結果、損傷が層間の絶縁不良に起因していることが判明しました。そこで、絶縁層を傷つけないように、コア巻きのテンションを最適化することなどにより層間絶縁を改善しました。また、コーティングの剥がれに関しては内部にも低粘度のエポキシを含浸することにより剥がれをなくすようにしました。これらの改善を行ったあとの通電試験では、コアの損傷もコーティングの剥がれも見られなくなり、開発課題であった20kV/m以上の加速電場、23kV/mを達成することができました。

2007年5月には、このようにして開発した金属磁性体コアを装てんした10台の高周波空洞をRCS主トンネルに設置し、10月からビームコミッションを開始しました。

●参考文献

Nomura, M. et al., Development of J-PARC Ring RF Cavity, Proceedings of 5th Annual Meeting of Particle Accelerator Society of Japan and 33rd Linear Accelerator Meeting in Japan, Higashihiroshima, Japan, 2008, p.246-248, in CD-ROM.

14-6 水素社会実現のためのブレークスルーを目指す —水素貯蔵材料用パルス中性子全散乱装置の建設—

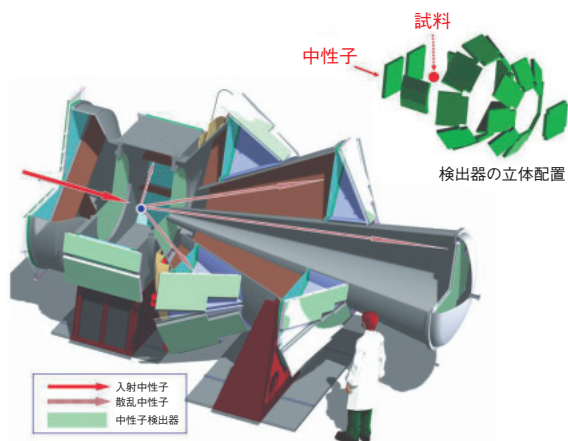


図14-12 パルス中性子高強度全散乱装置 (NOVA) の鳥瞰図(右上は検出器の配置図)

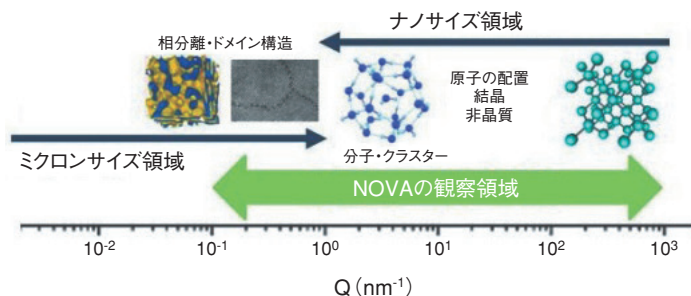


図14-13 NOVAの観察できる運動量変化 (Q) 範囲

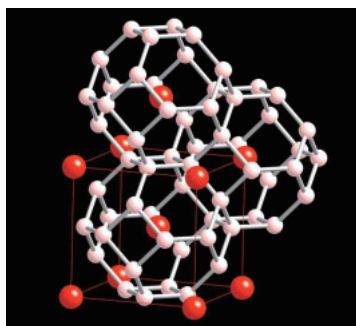


図14-14 体心立方格子 (赤玉) 中の水素が入り得る空隙の位置

表14-1 NOVAの基本的な仕様

運動量変化(Q)	0.1nm ⁻¹ ~ 1000nm ⁻¹
中性子波長(λ)	0.012nm ~ 0.83nm
散乱角(2θ)	0.8° ~ 165°
中性子検出総面積	約14m ²

原子配列の乱れと水素という最も軽い元素であるために、X線などではこれまで困難であった水素貯蔵材料の構造を高い精度で解析することが可能なパルス中性子高強度全散乱装置 (NOVA, 図14-12) をJ-PARCに建設しました。次世代のエネルギーとして期待されている水素、その水素社会の実現には水素を貯めるポンベの役割を果たす材料 (水素貯蔵材料) の貯蔵能力の大幅な向上が不可欠ですが、そのためには、水素がどのように物質のどこに入っていくのか、そこからどのように出ていくのか、の解明が必要です。その解明には、水素位置の精密な決定 (構造解析) とその吸蔵・放出過程の観察 (秒単位の構造観察) を、広い距離スケール (原子のナノサイズのレベルから相分離などのサブマイクロサイズのレベルまで、図14-13) で行わなければなりません。NOVAは、中性子の水素を観察する高い能力とJ-PARC物質・生命科学実験施設 (MLF) の世界最高強度レベルのパルス中性子源に、約14m²もの広い検出領域の中性子検出システム(図14-12の緑色の部分) を組み合わせることで、それを実現します。測定効率の比較だけでも現在世界最高性能の装置と比して10倍以上の性能を実現してい

ます(表14-1)。

代表的な水素貯蔵材料である水素吸蔵金属にはバナジウム、ニオブなど体心立方構造 (bcc) を持っている金属が多いのですが、bcc構造中の空隙すべてに水素が入るわけではありません (図14-14)。なぜすべての空隙に水素を入れることができないのでしょうか。水素同士がけん制あるいは協力して水素の空間密度を抑制しようとする仕組みがあるに違いありません。NOVAでは、bcc骨格だけでなく、水素-水素相関の直接観察が高精度で可能です。水素貯蔵量を決めるその構造的要因が、NOVAによる水素の直接観察で明らかになると期待されています。

NOVAは、世界初のパルス中性子全散乱装置が1960年代後半に我が国で開発されて以来培われてきた装置設計・データ解析技術に、J-PARCで開発されたデータ集積、検出器制御、遮へい設計に関する最先端の技術を融合させることで、海外の同系装置を凌駕する性能を得ています。

本研究は、独立行政法人新エネルギー・産業技術総合開発機構 (NEDO) の「水素貯蔵材料先端基盤研究事業 (平成19年度~23年度)」の一環として実施されたものです。

●参考文献

大友季哉, 鈴谷賢太郎, 高強度全散乱装置の概要と水素吸蔵材料研究, 日本結晶学会誌, vol.50, no.1, 2008, p.29-34.

14-7 大気中の塩分より希薄なナトリウムを検出する —レーザー質量分析を用いた超高感度ナトリウム漏えい検出器—

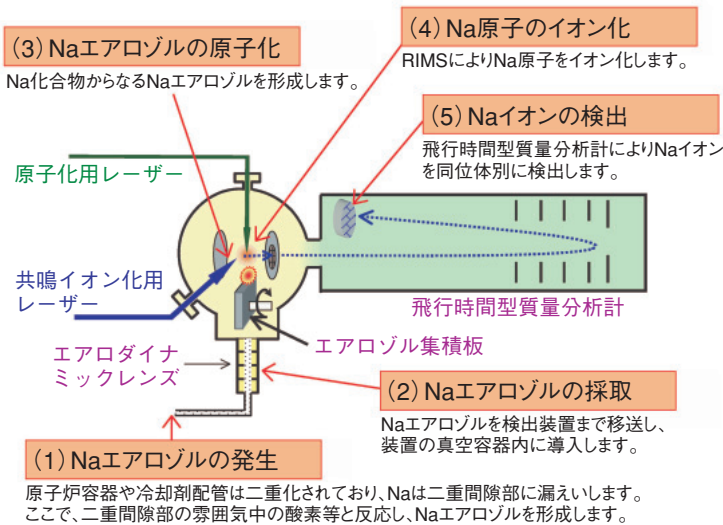


図14-15 RIMSを用いたNa漏えい検知システムの基本概念
Naエアロゾルを集積・原子化し、RIMSによる質量分析します。

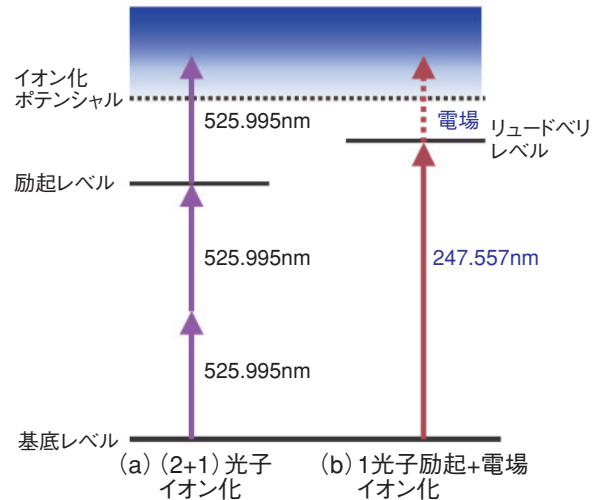


図14-16 Na原子のイオン化スキーム
(a)は2光子（レーザー波長：525.995nm）で励起して1光子でイオン化し、(b)は1光子（レーザー波長247.557nm）でリュードベリレベルまで励起し、電場でイオン化します。基礎実験を行い、イオン化率が(a)の10倍となる(b)を選択しました。

ナトリウム (Na) 冷却型高速増殖炉では、Naの微小漏えいを早期に検知することが重要です。しかし、現行のNa漏えい検出器は、いずれも原理的にNaエアロゾルを検出するため、冷却材配管周辺の雰囲気に含まれる海塩粒子がバックグラウンドとなり、高感度化が達成できても、雰囲気中の塩分濃度より低い微量の漏えいNaを検出することはできません。そこで、高速炉の1次冷却材Naの中性子核反応で生成し、漏えいしたNaのみに含まれる放射化Naに着目して、この放射化Naの検出にレーザー共鳴イオン化質量分析法（RIMS: Laser Resonance Ionization Mass Spectrometry）を適用することにより、バックグラウンドの塩分の影響を受けない高感度なNa漏えい検知技術を開発しています。

本研究では、現行のNa漏えい検出器の2～3桁程度まで検出感度を高めることを目標として、RIMSを検出原理としたNaエアロゾル検出装置を設計・製作し、放射化Naの検出性能を評価します。高速炉の1次冷却系から漏えいした微量のNaを検出するシステムの基本概念を図14-15に示します。RIMSを用いたこのシステムでは、図14-15の(1)～(5)の5段階を経て、漏えいしたNaを検

出します。

これらのプロセスについて、机上検討に加えて基礎実験も行い、有力な手法を選択して、検出システムの基本構成を考案しました。Naエアロゾルの採取には、エアロダイナミックレンズを用いてビーム形状に収束させて連続的に導入し、レーザーアブレーションによりNaエアロゾルを原子化します。原子化されたNaは、紫外線領域のパルスレーザーを用いて、図14-16に示すように1光子でリュードベリレベルまで励起し、パルス電場によりイオン化する方法を採用しました。

続いて、Na検出装置の設計・製作を進めており、本装置の最適化を行ったあと、「常陽」の1次冷却材を用いた試験により、放射化Naの検出性能を評価します。本研究により、高感度なNa漏えい検出技術を開発して高速炉プラントの安全性を一層向上させることにより、高速増殖炉サイクルの実現に寄与していきます。

本研究は、文部科学省からの受託研究平成17年度及び18年度「レーザを用いた超高感度分析技術による高速炉のプラント安全性向上に関する研究」の成果です。

●参考文献

Aoyama, T., Ito, C. et al., Development of Sodium Leak Detection Technology Using Laser Resonance Ionization Mass Spectrometry, Journal of Nuclear Science and Technology, Suppl.6, 2008, p.43-50.

14-8 ウランを用いない先進的医療診断用⁹⁹Mo製造への挑戦 —モリブデン酸塩水溶液を用いた⁹⁹Moの製造技術開発—

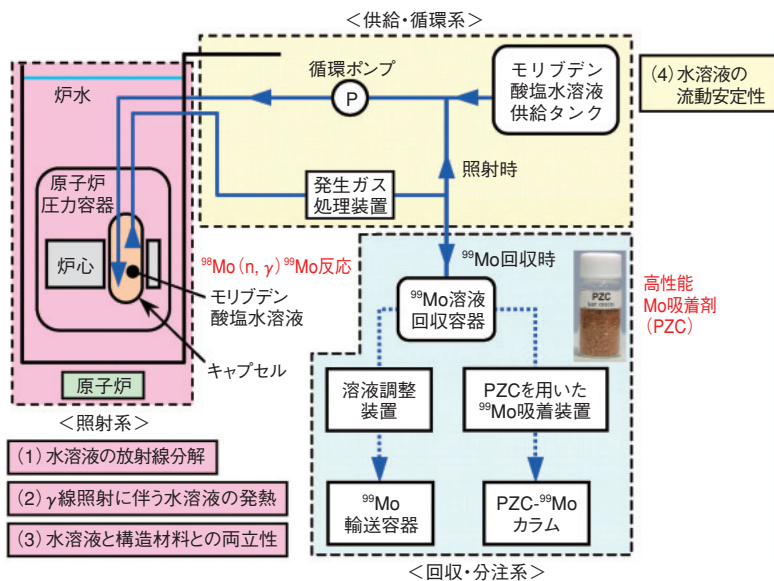


図14-17 溶液照射法による⁹⁹Mo製造システムの概略構成と評価項目
照射系では、原子炉の炉心に設置されたキャプセル内のモリブデン酸塩水溶液を中性子照射し、⁹⁹Moを生成させます。供給・循環系では、キャプセル内に水溶液を供給し、水溶液を循環させます。回収・分注系では、生成した⁹⁹Moを含む水溶液を回収し、PZCにモリブデンを吸着させPZC-⁹⁹Moカラムとするか、不純物除去後、輸送容器に小分け分注し、出荷します。(1)～(4)に、各系での評価項目を示します。

テクネチウム^{99m}(^{99m}Tc)は、医療用放射性診断薬として核医学の分野で最も多く利用されています。我が国では現在、^{99m}Tcの原料(親核種)となるモリブデン⁹⁹(⁹⁹Mo)の全量を海外輸入に頼っています。しかし、近年の海外製造炉のトラブルなどにより、その供給不安定が問題となっています。このため、国内において⁹⁹Moを安定的に製造・供給することが必要です。

⁹⁹Moは、これまで主に濃縮ウランを原料とした核分裂法によって製造されてきました。しかし、我が国では、核不拡散や放射性廃棄物の観点から、核分裂法で⁹⁹Moを製造することが困難になっています。そこで、⁹⁹Moをモリブデン酸塩水溶液の形で出荷していることに着目し、溶解度の高いモリブデン酸塩の水溶液を原子炉内で中性子照射し、⁹⁹Mo(n, γ)⁹⁹Mo反応と高性能Mo吸着剤(PZC)を利用して⁹⁹Moを製造する溶液照射法を考案しました(図14-17)。この方法は、照射体積を大きくできることから⁹⁹Moの製造量を増やせる、核分裂法に比べて出荷までの処理が簡便である、放射性廃棄物の発生量を大幅に削減できるという三つの利点を有しています。

溶液照射法で使用するモリブデン酸塩水溶液として、

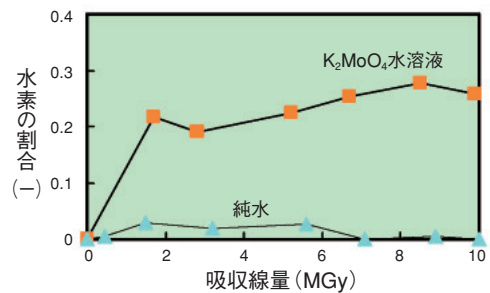


図14-18 水溶液の吸収線量と生成ガス中の水素割合
K₂MoO₄水溶液(濃度58wt%, 液温80℃)の放射線分解によって生成したガス中の水素割合を調べたところ、水溶液は純水より多くの水素を生成することが分かりました。

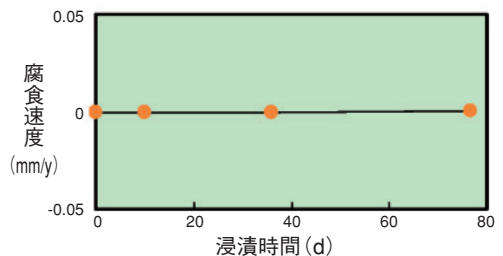


図14-19 SUS304の浸漬時間と腐食速度の変化
K₂MoO₄水溶液(濃度58wt%, 液温80℃)中にSUS304を浸漬し、水溶液とSUS304の両立性を調べたところ、約80日間の浸漬でもSUS304に腐食は生じませんでした。

⁹⁹Moの生成量を増やすため、Mo溶存量が高いモリブデン酸カリウム(K₂MoO₄)水溶液に着目し、本水溶液のγ線照射試験を行って、溶液照射法への適応性を調べました。その結果、次のことが分かりました。(1)水溶液の放射線分解により生成するガス中の水素割合(図14-18)は純水の約20倍となるが、⁹⁹Mo製造システムに設置する発生ガス処理装置により水素を除去できるため安全上問題にならない。(2)水溶液のγ線照射による発熱量は純水と同程度である。(3)水溶液とキャプセルなどの構造物材料(SUS304)との両立性は良好である(図14-19)。(4)水溶液は、配管(内径4mm,長さ30m)中で沈殿物を生成せず、安定的に流動する。

以上から、K₂MoO₄水溶液を溶液照射法による⁹⁹Mo製造システムに適用できることが明らかになりました。また、本水溶液をJMTRで照射した場合の⁹⁹Mo製造量を試算したところ、国内需要(88.8TBq/週)の20%以上を供給できる見通しが得られました。

今後は、本研究で得られたデータをもとに、本システムの実用化に向けた検討を行う予定です。

●参考文献

稲葉良知ほか, 溶液照射法による⁹⁹Mo製造に関する技術開発; モリブデン酸塩水溶液の特性評価, 日本原子力学会和文論文誌, vol.8, no.2, 2009, p.142-153.

14-9 高温ガス炉の実用化に向けた技術開発 — 原子炉圧力容器の非破壊試験技術 —

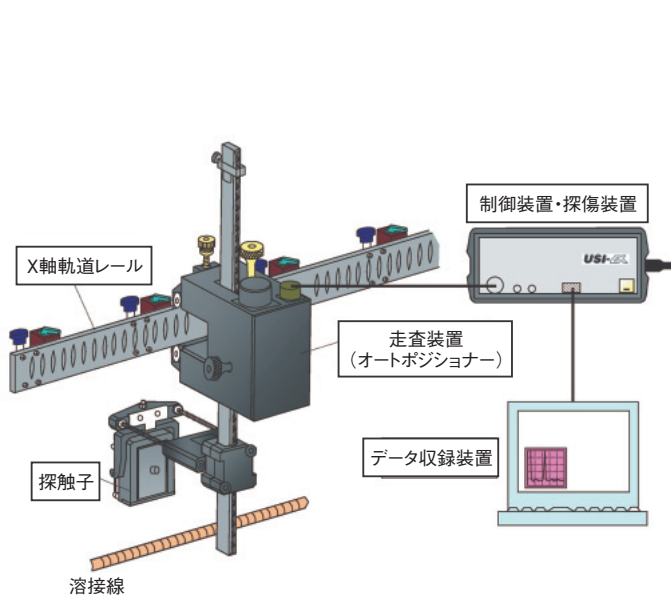


図14-20 半自動超音波探傷装置

無軌道式自動超音波探傷装置が使用できない狭隘部や曲率の大きいドーム部に使用します。

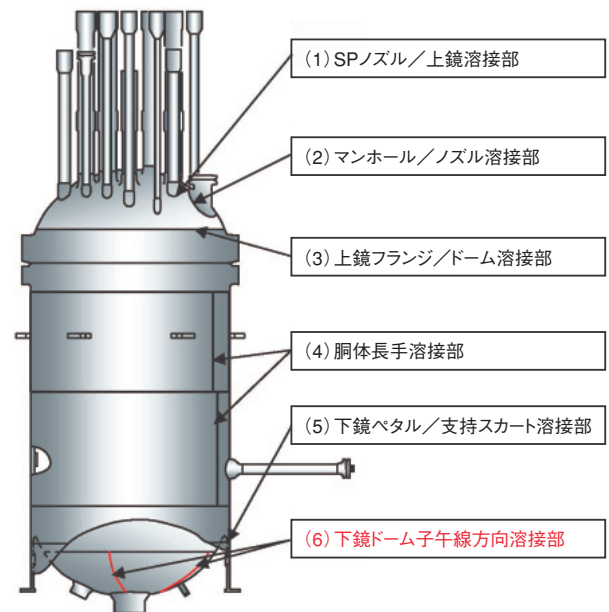


図14-21 HTTR原子炉圧力容器の主な溶接線

非破壊検査の対象となる溶接線は6箇所ありますが、今回は原子炉圧力容器下部にある(6)の溶接線を対象としました。

HTTRは原子力機構が建設した我が国初の高温ガス炉です。高温ガス炉は、圧力バウンダリの破損による冷却材喪失を想定してもシビアアクシデントに至らない設計が可能な安全性の高い原子炉です。しかし、発電用軽水炉と同等の非破壊検査による原子炉圧力容器の健全性確認は、安全確保上欠くことのできない項目です。

これまで、高温ガス炉の原子炉圧力容器検査の自動化と時間短縮化を目指して日本原子力発電株式会社と共同で無軌道式自動超音波探傷装置を開発してきました。しかし、無軌道式自動超音波探傷装置に高機能化を追求したため大型になった結果、原子力圧力容器胴部以外のスタンドパイプ周辺の狭隘部やドーム部には適用できない問題点がありました。そこで、軌道レールをマグネットで原子炉圧力容器の外壁に取り付けて、任意の箇所を検査可能な半自動超音波探傷装置を開発しました(図14-20)。原子炉圧力容器の検査では検査対象である溶接線に対して、1方向の垂直探傷と2種類の入射角度による上下左右の4方向の計9方向の探傷方法を行うことが義務付けられているため、上記の9方向の超音波信号処理ができるように汎用機器であるデータ処理装置を改良しました。また、検査対象領域のほぼ全域にわたり計測できる

よう原子炉圧力容器の曲率にあったマグネット軌道に改良しました。

また、HTTRの原子炉圧力容器の最高使用温度は440℃の高温となるため、軽水炉などと異なり高温でも十分な強度を有する2.25Cr-1Mo鋼を使用しています。そこで、2.25Cr-1Mo鋼の対比試験片を作成し、検出すべき欠陥を正しく評価するための距離振幅特性データを取得するとともに、欠陥位置を精度良く測定するため2.25Cr-1Mo鋼に対する音速の決定などの超音波探傷条件を最適化させました。さらに、炉外モックアップ装置を製作し、モックアップ試験により検査の効率化を図りました。

以上の技術開発の成果により、原子炉圧力容器下部の下鏡ドーム子午線方向溶接線を対象とした非破壊検査を実施(図14-21)した結果、き裂や欠陥の存在を示すエコーは測定されず、その健全性を確認することができました。

半自動超音波探傷装置の開発により、原子炉圧力容器すべての箇所の溶接線を対象とした効率的な超音波探傷試験が可能となり、原子炉圧力容器の非破壊検査技術として確立することができました。

●参考文献

野尻直喜ほか, HTTR原子炉圧力容器溶接部に対する超音波探傷試験—下鏡ドーム子午線方向溶接線—, JAEA-Technology 2008-045, 2008, 38p.

14-10 イオンビームを用いてアスベスト肺を高感度で診断 — 肺の中にあるアスベストの種類を細胞レベルで特定 —

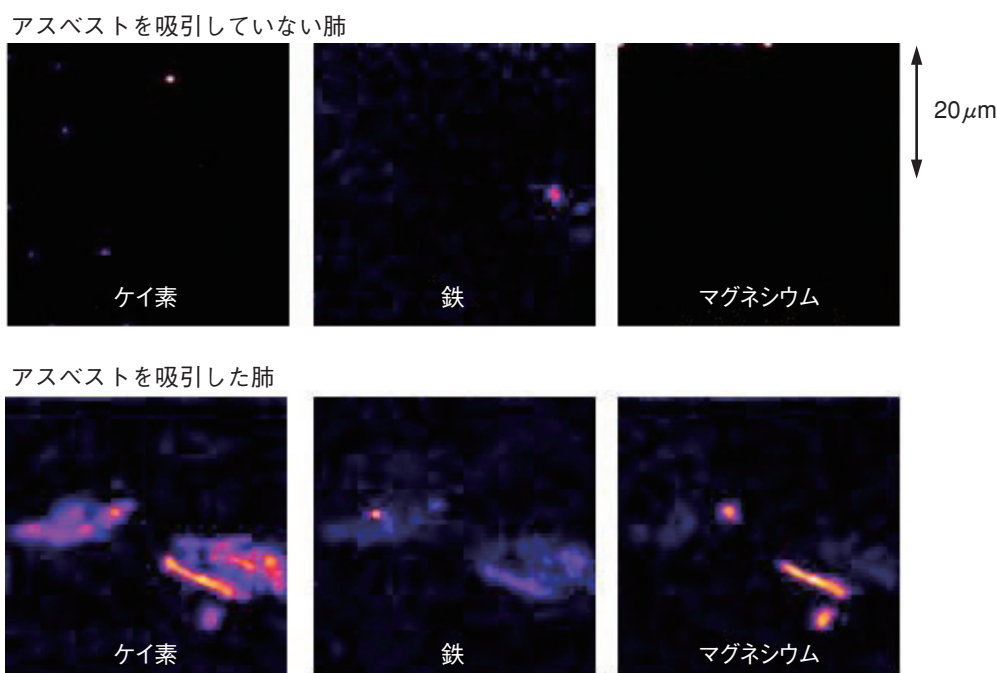


図14-22 アスベストを吸引していない肺がん患者と吸引した肺がん患者の肺組織のマイクロPIXE分析結果
どちらも病名が肺がんである点では同じですが、アスベストを吸引した肺では、針状に分布しているケイ素
とともに、肺組織試料に含まれる鉄やマグネシウムが検出されました。

アスベストは肺の疾病を引き起こすまでの潜伏期間が数10年と長いことから、「静かな時限爆弾」とも言われています。このため、吸い込んだアスベストの種類や量、肺の中での分布、組織への取込まれ方などを特定するための検査が診断や治療に不可欠ですが、これまでは外科的な手術により約5gもの肺組織を採取しなければ調べることができませんでした。

粒子線誘起 X 線放出 (PIXE: Particle Induced X-ray Emission) は、イオンビームの照射によって原子の内殻の電子がはじき出され、その空いたところに外殻の電子が移動する時に、X線が放出される現象です。元素ごとに固有であるこのX線のエネルギー値からはどんな元素があるかがわかりますし、またその放出量からは元素の量も知ることができます。また、イオンビームを用いると、効率良く電子をはじき出すことができるので、電子を用いる電子プローブマイクロアナライザと比較して100倍以上の高感度で分析できます。このようなPIXEの特長と、私たちが開発した直径1 μ m以下という極めて

細かいイオンビームを組み合わせ、大きさが100 μ m以下の微小なサンプルに含まれるマグネシウムからウランまで約80種類もの元素の分布を高感度で分析・画像化する大気マイクロPIXE法の開発を進めています。

今回、この技術を応用して、アスベストの主成分であるケイ素、鉄、マグネシウムのそれぞれについて、組織内の元素分布を計測・解析することにより、組織内にある数 μ mのアスベスト繊維の位置や形態を画像化することに成功しました(図14-22)。さらに、各元素の比率から、アスベストの種類を同定できることも分かりました。

本内容の発展として、同じ肺の組織を大気マイクロPIXE法と免疫組織染色法で調べる研究も進めており、アスベストの主成分であるケイ素の分布と、肺線維症の発病に関係すると考えられているタンパク質の分布の相関を示す成果が得られています。

本研究は、群馬大学21世紀COEプログラム「加速器テクノロジーによる医学・生物学研究」に基づく共同研究として群馬大学と実施しました。

●参考文献

Shimizu, Y., Dobashi, K., Kusakabe, T., Nagamine, T., Oikawa, M., Satoh, T. et al., In-Air Micro-Particle Induced X-ray Emission Analysis of Asbestos and Metals in Lung Tissue, International Journal of Immunopathology and Pharmacology, vol.21, no.3, 2008, p.567-576.

14-11 大深度地下に研究坑道を掘る

— 瑞浪超深地層研究所における坑道掘削時の湧水抑制技術 —

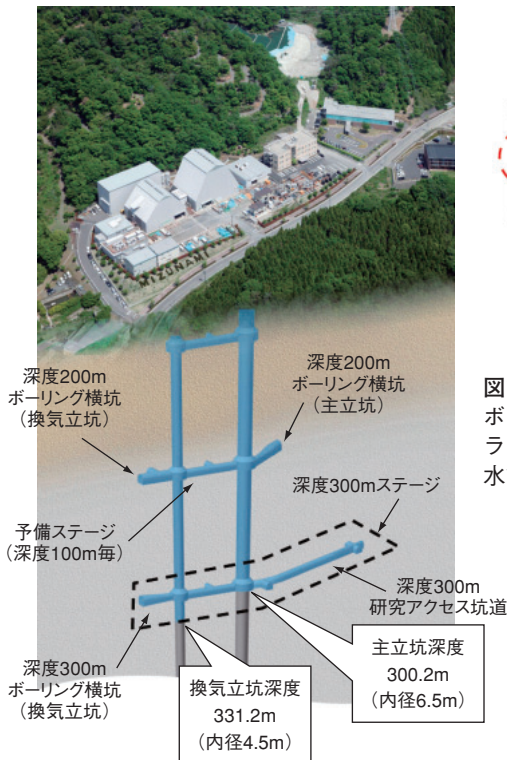


図14-23 「瑞浪超深地層研究所」研究坑道のイメージ
両立坑深度は2009年3月31日時点の掘削深度です。

高レベル放射性廃棄物の地層処分の技術基盤を整備するため、岐阜県瑞浪市にある「瑞浪超深地層研究所」において、主に花崗岩を対象とした深地層の科学的研究を進めています。現在掘削を進めている研究坑道は、2009年3月31日時点で、主立坑300.2m、換気立坑331.2mまで到達しました。深度300mにおいては、主立坑と換気立坑をつなぐ水平坑道（予備ステージ）やボーリング調査を行うための水平坑道（ボーリング横坑）、調査研究を行うための水平坑道（研究アクセス坑道）の掘削を行いました（図14-23）。

研究坑道は、坑道掘削に先立ちボーリング調査を行い、掘削範囲の地質や地下水状況を把握した上で坑道を掘削しています。調査の結果、深度200m付近の換気立坑側や深度300m研究アクセス坑道で大量湧水が発生する可能性が高いことが分かりました。このため坑道掘削時の湧水を抑制する技術として、坑道掘削に先立ち掘削範囲周辺の割れ目にセメントを注入する工法（プレグラウチング）を行いました。この工法は、割れ目にセメントを注入することで坑道周辺の透水性を低下させ、坑道掘削時の湧水を抑制する工法です。

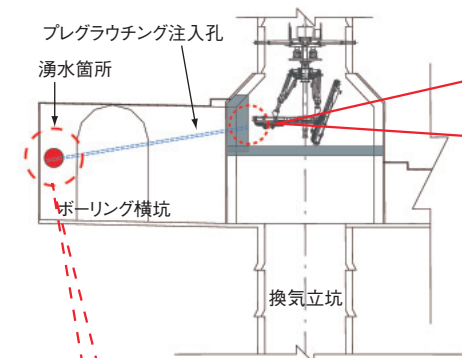


図14-24 深度200mボーリング横坑（換気立坑）ボーリング横坑掘削前に、換気立坑からプレグラウチング注入孔を掘削した時に発生した湧水箇所です。



図14-25 プレグラウチングの注入孔からの湧水
プレグラウチング注入孔を掘削した時に発生した湧水（湧水量は毎分約500ℓ）です。



図14-26 深度200mボーリング横坑（換気立坑）を掘削した時の坑道壁面
プレグラウチング注入孔を掘削した時に発生した湧水箇所付近の坑道壁面からは、にじみ出し程度の湧水はあるものの顕著な湧水は認められませんでした。

ここでは深度200m付近でのプレグラウチングと坑道掘削について説明します。深度200m付近では、換気立坑とボーリング横坑周辺、更に深度約220m付近までを対象としてプレグラウチングを行いました。ボーリング横坑では、注入孔を掘削した時に毎分約500ℓの湧水箇所がありました（図14-24、図14-25）。この湧水箇所にはプレグラウチングによりセメントが注入され、坑道掘削時は壁面からにじみ出し程度で顕著な湧水は認められませんでした（図14-26）。坑道壁面の観察では、割れ目に注入されたセメントが固化した状態が認められており、これにより湧水が抑制されているものと推測できます。

プレグラウチングの計画では、ボーリング調査で得られた地質や地下水状況をもとに、地下水の浸透理論を用いて坑道周辺の透水性を低下させる割合やセメントを注入する範囲を設定し、湧水量の抑制目標を定めました。この計画に基づきプレグラウチングを行い坑道を掘削した結果、目標よりも少ない湧水量で掘削することができ、湧水の抑制を達成することができました。今後も大量の湧水が予想される範囲では、プレグラウチングを行うことを基本とし、坑道掘削を進めていく予定です。

●参考文献

原雅人, 木下晴信, 池田幸喜ほか, 瑞浪超深地層研究所換気立坑建設工事におけるプレグラウチングの現状, 土木学会トンネル工学委員会, トンネル工学報告集, vol.18, 2008, p.23-30.

14-12 ラドン測定に係るトレーサビリティの構築

—ラドン測定技術の標準化と精度の保証—

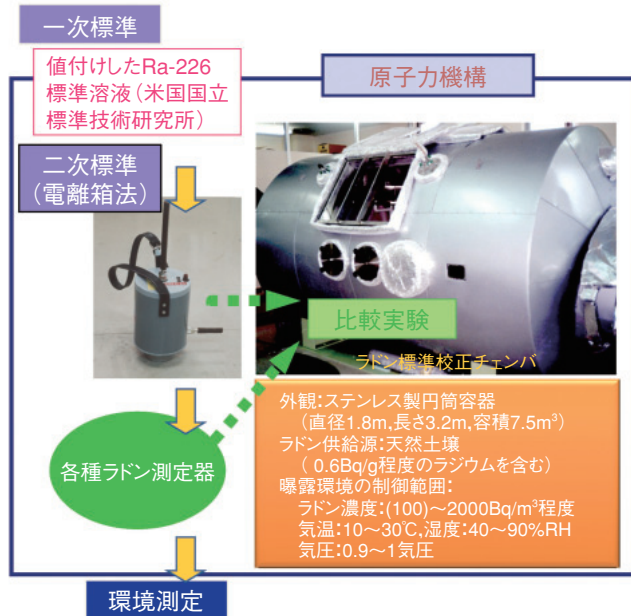


図14-27 人形峠環境技術センターのラドン測定に係るトレーサビリティの概要

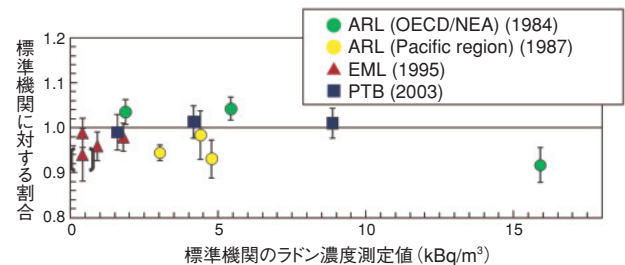
原子力機構は人形峠環境技術センターと東濃地科学センターでウラン鉱山跡地を管理しています。ウランの子孫核種であるラジウムの壊変によりラドンが生成します。ラドンは天然の放射性の希ガスで、大気中を拡散するため、施設敷地内やその周辺地区の環境管理で、ラドン測定は特に重要です。

測定結果に期待される精度の保証はトレーサビリティにより実現されます。つまり、利用する測定器の校正は、国家標準又は国際標準と連続して位置づけられていることが必要です。大気中のラドン濃度測定に係る標準化された体系は、諸外国では整備されていますが、我が国には国家標準としての試験場や日本工業規格などに規定された標準測定法がありません。種々の測定結果の整合性を確認するためには、トレーサビリティの確立とともにシステムの継続性と信頼性とを自ら客観的に示す必要があります。

この目的のため私たちは、人形峠環境技術センターを中心に、ラドン測定に係る種々の技術開発や装置の信頼性と精度の維持に取り組んでいます。人形峠環境技術センターのトレーサビリティの概要は図14-27のとおりです。一次標準である値付けされたラジウム溶液から二次

表14-2 人形峠環境技術センターのラドン測定技術

測定項目	大気中濃度	土壌散逸率	水中濃度
サンプリング測定	ガス封入型電離箱法	シンチレーションセル法	液体シンチレーション検出法
連続測定	パルス型電離箱法	シンチレーションセル法	
積分測定	固体飛跡検出法		



ARL:オーストラリア放射線研究所(現在:放射線防護原子力安全省)
EML:米国エネルギー省環境測定研究所
PTB:ドイツ連邦物理工学研究所

図14-28 国際的な標準機関との比較実験結果

標準であるガス封入型電離箱法、更に環境測定に使用するそのほかの測定法(表14-2)までの連続したシステムを確立しました。このシステムを維持する中心的設備として、ラドン標準校正チェンバを開発しています。これまでの取組の中で、以下の成果が得られています。

- (1)二次標準であるガス封入型電離箱法について、理論的、実験的に検討し、通常の測定環境では本法が精度の高い安定した手法であることを示しました。
- (2)ガス封入型電離箱法について、国際的な標準機関との比較実験より、結果の信頼性と一貫性が1984年以降保たれてきたことを確認しました(図14-28)。
- (3)人形峠環境技術センターの校正及び測定技術が、構築されたトレーサビリティ体系により、適切に維持されたことを客観的に示しました。

ラドンは主に土壌や建材に含まれるラジウムを起源として、環境中に広く分布しており、国際的にも特に注目されています。さらに、天然起源の放射性物質やウラン系廃棄物の処分に関する検討でも注目されています。測定手法の標準化やトレーサビリティの確立・維持に係る長期間の組織的活動は我が国では少なく、我が国のラドン測定標準化への貢献が期待されます。

●参考文献

Ishimori, Y., Traceability on Radon Measurements at the JAEA Ningyo-toge, 保健物理, vol.42, no.3, 2007, p.247-254.

14-13 地球上でのヨウ素129の動きを探る

—ヨウ素129の起源別割合の推定—



図14-29 青森研究開発センターに設置してある加速器質量分析装置 (AMS)
この装置を用いることにより従来測定することのできなかった環境試料中の極微量の¹²⁹Iを検出することができます。

表14-3 海水中の¹²⁹Iの起源別割合
日本周辺に存在する¹²⁹Iの大部分（8割以上）が国外の再処理工場が起源であることが分かりました。

起 源	関根沖	富山湾
天 然	2.2	1.8
核 実 験	8.9 - 12.2	9.2 - 13.8
再処理工場	85.6 - 88.9	84.5 - 89.1
計	100	100

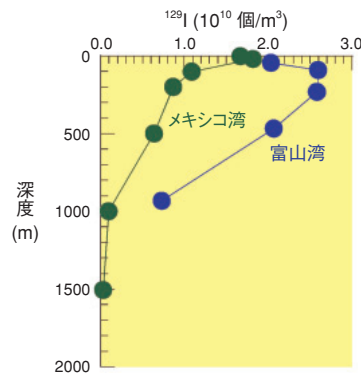


図14-30 海水中の¹²⁹Iの鉛直分布
富山湾とメキシコ湾を比べると、富山湾の¹²⁹Iが約3倍多いことが分かります。これは日本海における海水循環の影響だと考えられます。

ヨウ素129 (¹²⁹I) は半減期1570万年の長寿命放射性核種です。¹²⁹Iは天然に存在しますが、1950～60年代に行われた大気核実験や核燃料再処理工場からも環境中に放出されます。したがって、ヨウ素の循環を考える上で、再処理工場は点源となり、物質循環研究に有益な情報を与えてくれると考えられます。一方、今までに環境試料中の¹²⁹Iを高感度で測定できる分析手法はありませんでした。青森研究開発センターのむつ事務所に設置してある加速器質量分析装置 (AMS, 図14-29) を¹²⁹I測定用に調整し、ヨウ素同位体比 (¹²⁹I/¹²⁷I) で10⁻¹⁴レベルまで測定できる技術を確立し、海水試料にAMS法を適用しました。

津軽海峡の関根沖と富山湾における表面海水中の¹²⁹I/¹²⁷Iを測定したところ、天然レベルの50倍程度の値であることが分かりました。この増加分は過去の核実験と再処理工場からの放出に起因すると考え、起源別の割合を求めると、天然：核実験：再処理工場＝2：10：88程度であることが分かりました (表14-3)。従来日本周辺における¹²⁹Iの起源は天然及び核実験起源の二種類で説明できると考えられていましたが、本研究によって再処理工場からの寄与が大きな割合を占めていることが示唆

されました。主要な再処理工場は英国、仏国、米国にあるので、再処理工場から大気中に放出された¹²⁹Iが日本周辺に飛来したと考えられます。すなわち再処理工場から放出された¹²⁹Iは全球に拡散すること、またヨウ素は大気の流れによって長距離に拡散する元素であることも分かりました。

同様に、海水中の¹²⁹Iの鉛直方向の濃度分布を測定しました (図14-30)。富山湾における鉛直分布をメキシコ湾の鉛直分布と比べると水中における¹²⁹Iの総量 (図14-30において面積に相当) が約3倍になっていることが分かりました。これは日本海の表面海水が冬期に沈み込むこと、閉鎖的な海域であることによるものだと考えられます。

AMSを用いて、高感度で¹²⁹Iを測定できる技術を開発したことにより、今まで測定することのできなかった海水中の¹²⁹Iの測定に成功しました。この技術を応用することにより新しい物質循環の知見を得ることや¹²⁹Iを追跡子として利用し海水循環の研究に役立てることができました。AMSは今後ますます環境研究などの分野で活躍が期待されます。

●参考文献

Suzuki, T. et al., Measurement of Iodine-129 in Seawater Samples Collected from the Japan Sea Area Using Accelerator Mass Spectrometry, Contribution of Nuclear Fuel Reprocessing Plants, Quaternary Geochronology, vol.3, 2008, p.268-275.

◆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。

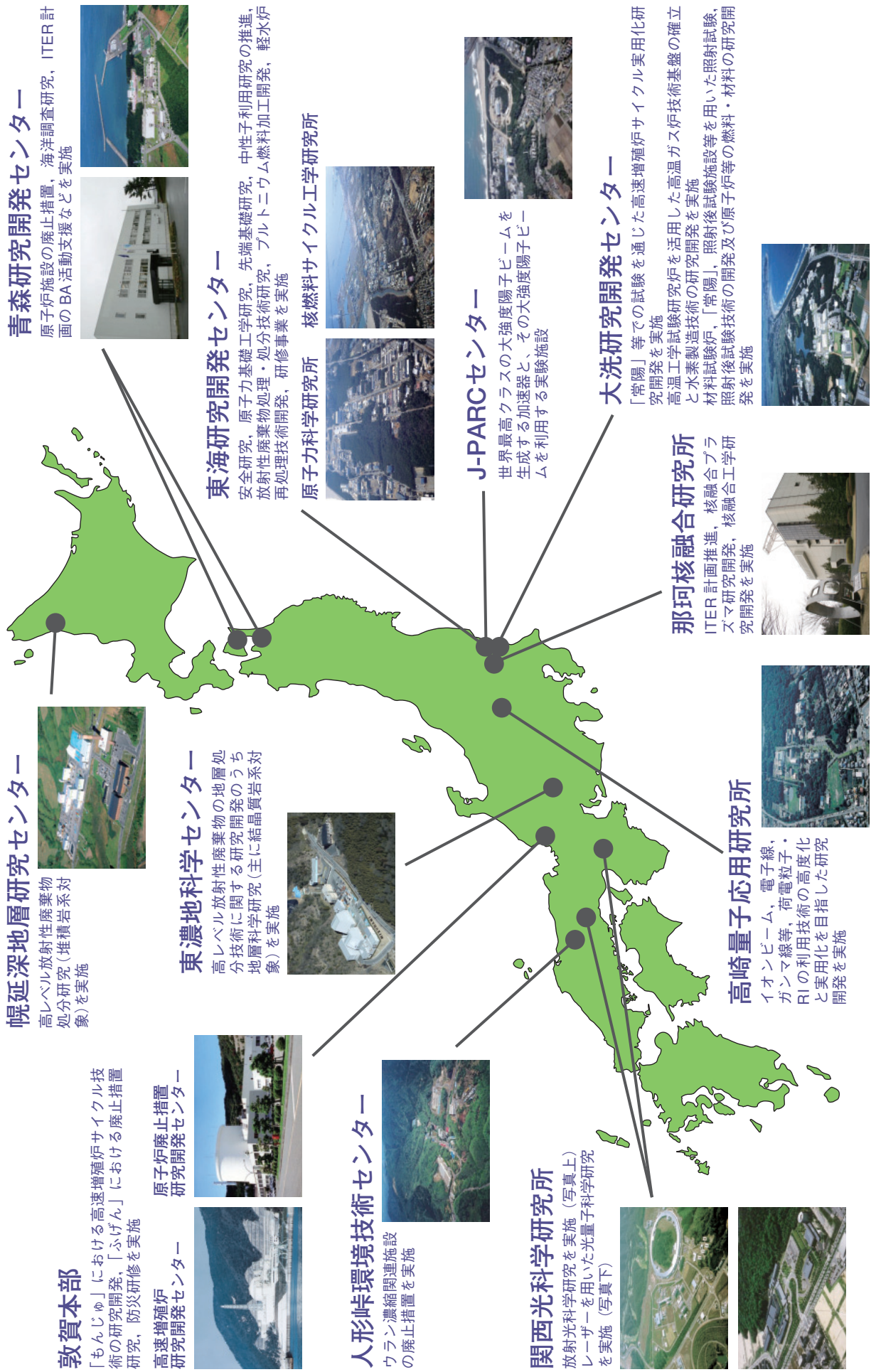
画像は、緊急時環境線量情報予測システム世界版「WSPEEDI-II」の三次元動画（左上）と幌延深地層研究センターの地下施設（右下）です。

WSPEEDI-IIは、原子力事故時の迅速な広域汚染予測が可能なシミュレーションシステムで、環境モニタリング等の緊急時対策を支援する役割を担うよう期待されています。

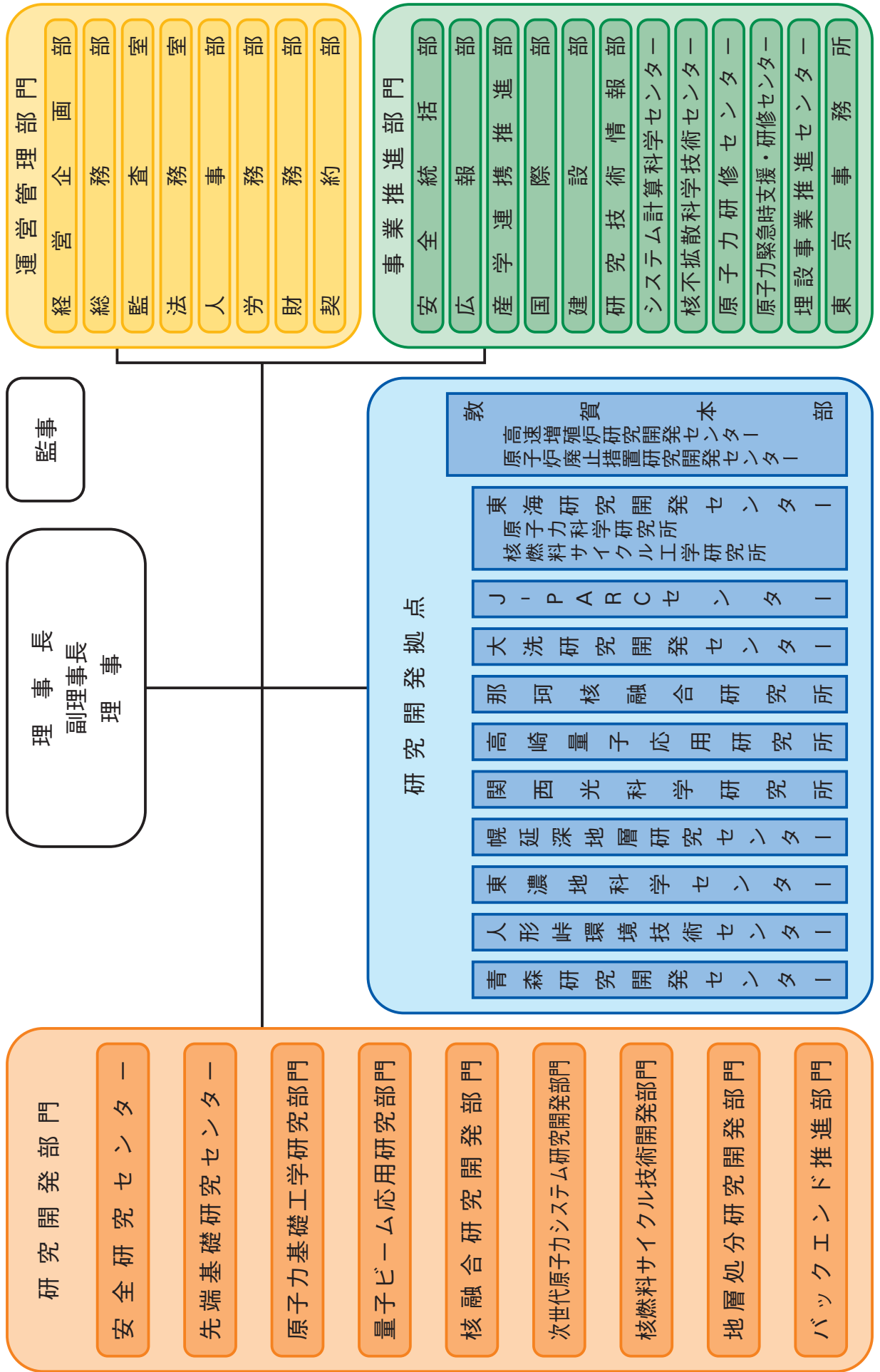
幌延深地層研究センターでは、一見のどかな風景の中、我が国の高レベル放射性廃棄物処分計画を支える最先端の地層科学と地層処分にかかわる研究が進められています。



研究開発拠点



組織体制図



監事

理事長
副理事長
理事

運営管理部門
経営企画部
総務部
監査室
法務室
人事部
労務部
財務部
契約部

研究開発拠点
敦賀高速増殖炉研究開発センター
原子炉廃止措置研究開発センター
東海研究開発センター
原子力科学研究所
核燃料サイクル工学研究所
J-PARCセンター
大洗研究開発センター
那珂核融合研究所
高崎量子応用研究所
関西光科学研究所
幌延深地層研究センター
東濃地科学センター
人形峠環境技術センター
青森研究開発センター

事業推進部門
安全統括部
広報部
産学連携推進部
国際部
建設部
研究技術情報部
システム計算科学センター
核不拡散科学技術センター
原子力研修センター
原子力緊急時支援・研修センター
埋設事業推進センター
東京事務所

研究開発部門
安全研究センター
先端基礎研究センター
原子力基礎工学研究部門
量子ビーム応用研究部門
核融合研究開発部門
次世代原子力システム研究開発部門
核燃料サイクル技術開発部門
地層処分研究開発部門
バックエンド推進部門

未来を拓く原子力 原子力機構の研究開発成果 2009

発行 2009年10月
編集・発行 独立行政法人 日本原子力研究開発機構

成果普及情報誌『未来を拓く原子力』編集委員会

委員長 小島 久雄
副委員長 板橋 慶造
委員 山口 徹治 蕪木 英雄 橋本 裕 村松 健
石川 法人 森 貴正 小貫 薫 山本 博之
松橋 信平 菊池 満 平尾 和則 天本 一平
吉川 信治 永里 良彦 青木 和弘 財津 知久
長 明彦 石山新太郎 吉武 庸光 石原 正博
田中 拓 小嶋 拓治 見掛信一郎 八木 直人

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