

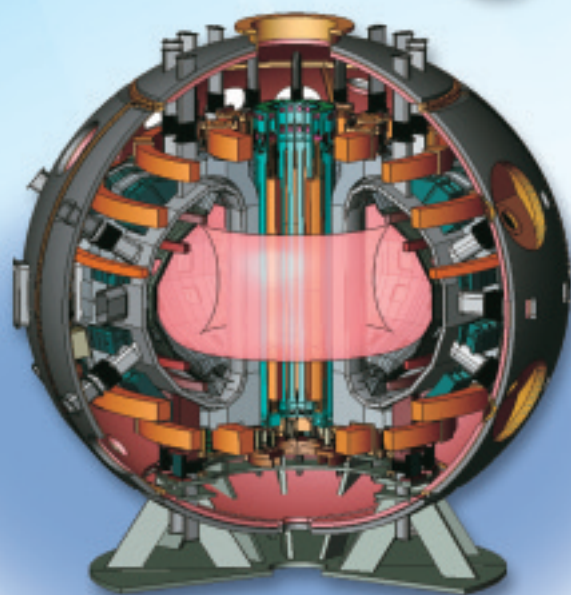
未来を拓く原子力

原子力機構の研究開発成果

2007



深地層観察



JT-60SA

はじめに



独立行政法人日本原子力研究開発機構（原子力機構）が発足して二年となりました。第一期中期計画の半ばに差しかったところであり、それぞれの目標の達成に向けて研究開発の加速、必要な軌道修正を行う重要な時期となりました。2007年6月にドイツのハイリゲンダムで開催されたG8サミットにおいて、環境・エネルギー問題の解決に対して原子力の果たす役割の重要性が確認されましたが、原子力機構は、我が国の総合的原子力研究開発機関として、世界的に注目されている原子力エネルギーに関することはもちろん、原子力による新しい科学技術や産業の創出を目指し、その基礎研究・応用研究から核燃料サイクルの確立に向けた幅広い研究開発を着実に進めてまいりました。

これからも、高速増殖原型炉「もんじゅ」運転再開を始めとする国家基幹技術である高速増殖炉サイクルの確立に向けた研究開発、国際共同で進める国際熱核融合実験炉（ITER）計画など国際的な注目度の高い核融合エネルギー利用システムの技術基盤の研究開発、世界最先端の技術を結集した大強度陽子加速器（J-PARC）の建設など量子ビームの利用のための研究開発、原子力発電を進める上で必須の高レベル放射性廃棄物の処理処分技術など、原子力機構に課せられたミッションに応えられるよう、そして名実ともに原子力に関する世界のCenter of Excellenceを目指して頑張っております。

本誌は、日頃の研究開発から得た最近の成果の中から特徴的なものを選び、わかりやすくタイムリーにご紹介するものとして準備しました。読者の皆さま方には原子力機構の活動に是非ともご理解・ご期待いただきたく、その一助となることを願っております。

日頃よりご支援をいただいております皆さま方には、この場をおかりして感謝申し上げますとともに、引き続き私どもの研究開発へのご指導ご鞭撻を賜りたく、お願い申し上げます。

平成19年9月

独立行政法人
日本原子力研究開発機構

理事長

岡崎俊雄

はじめに

1 次世代原子力システム研究開発

国家基幹技術 FBR サイクルの早期実現に向けて	8
ーFaCT プロジェクトの開始ー	
1 核データの複雑な構造を正確かつ合理的に処理	9
ー超微細群計算と詳細群計算を併用した高速炉用格子計算コードの開発ー	
2 世界最高温で理想の高速炉燃料被覆管を試す	10
ー高温・重照射したナノ酸化物分散強化型原子力材料の組織安定性評価ー	
3 高速炉を利用したマイナーアクチニドリサイクルの実現に向けて	11
ー高性能アメリカウム含有酸化物燃料の作製技術開発ー	
4 高速炉の低流量時集合体出口温度を精度良く解析	12
ー集合体間の熱伝導とインター・ラッパ・フローによる熱伝達ー	
5 ガス巻き込み渦の内部構造に迫る	13
ーレーザーを使った画像計測による気液界面と流速場の同時計測ー	
6 燃料交換の効率化を目指して	14
ーナトリウム冷却炉燃料取扱いシステムの検討ー	
7 高速炉蒸気発生器伝熱管検査の高精度化	15
ーナトリウム付着の影響をシミュレーションで解決ー	
8 制御された温度ゆらぎを与えて構造材料の強さを探る	16
ー高速炉におけるナトリウム高サイクル熱疲労試験ー	
9 原子炉緊急停止に失敗する確率は非常に小さいことを評価	17
ー「もんじゅ」における ATWS 発生頻度評価ー10 「もんじゅ」で発生を想定している熱過渡に対する余裕の評価	
10 「もんじゅ」で発生を想定している熱過渡に対する余裕の評価	18
ー「もんじゅ」実データに基づくプラント熱過渡裕度評価ー	
11 極限環境下での安全確保への挑戦	19
ー「もんじゅ」原子炉容器廻り供用期間中検査装置の開発ー	

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	20
1 地層処分技術の知識基盤の構築に向けて	21
ー知識マネジメントシステムの基本設計ー	
2 地質環境や処分場への天然現象の影響を把握する	22

ー天然現象影響評価に関する技術の高度化ー	
3 地層処分容器の超長寿命化の可能性	23
ー低酸素濃度環境における銅オーバーパックの腐食挙動ー	
4 地質環境における物質移動係数を集約・管理する	24
ー拡散データベースシステムの開発と公開ー	
5 大昔の気温の変化を探る	25
ー内陸盆地の堆積物中に保存された花粉を用いた古気候復元ー	
6 坑道掘削の振動を利用して地表から地下を探る	26
ー物理探査法による地下深部の可視化技術ー	
7 地表の微小な傾きから地下水の流れを推定する	27
ー地表傾斜データを利用した水理地質構造の推定ー	
8 比抵抗値による地下水水質分布の推定	28
ー地球統計学による信頼度の向上ー	
9 地下水の水質分布を把握するための調査とモデル化	29
ー幌延深地層研究計画における地下水の地球化学調査ー	
10 地質観察データから岩盤の水理地質構造を推定する	30
ー堆積岩における割れ目調査技術の開発ー	

3 核融合研究開発

核融合エネルギーの実用化に向けて	31
1 日欧共同で実施する JT-60SA の概念設計を完成	32
ーITER 支援及び補完研究に向けた JT-60SA 計画ー	
2 高圧カプラズマに必要なプラズマ回転速度を探る	33
ープラズマ変形の抑制に必要な最小プラズマ回転速度の発見ー	
3 尖らせて高いプラズマ圧力を実現	34
ープラズマ上部形状の尖鋭化による周辺部不安定性の抑制ー	
4 電子乱流熱輸送の抑制機構を解明	35
ートカマクにおける微視的電子乱流のシミュレーションー	
5 核融合炉の実規模第一壁の試作に成功	36
ーテストブランケット第一壁製作のための接合技術開発ー	
6 溶接部の違いをヒントに照射硬化抑制手法を開発	37
ー低放射化フェライト鋼 F82H の照射硬化を熱処理で抑制ー	
7 ブランケット中のトリチウム生成率を高精度で測定	38
ー増殖材中での測定及び計算手法の開発ー	
8 核融合炉への安定した燃料供給を目指す材料	39
ー核融合発電炉用先進トリチウム増殖材料の開発ー	

9	核融合炉でのトリチウムと金属の相互作用の探求	40
	ー水素誘起局所超塑性によるピラミッド状の高ドームブリスタ形成を発見ー	
10	核融合装置の高温環境下でも使える樹脂製遮へい材料を実現	41
	ー高い耐熱性と強度を有する中性子遮へい樹脂材の開発ー	
4	量子ビーム応用研究	
	量子ビームテクノロジーを先導する	42
1	宇宙に強誘電体の氷が存在することを世界で初めて提唱	43
	ー中性子回折による氷 XI 相の研究ー	
2	イオンビームによる植物の生長制御機構の解明	44
	ー植物ホルモンに対する感受性を制御する遺伝子 <i>SMAP1</i> の発見ー	
3	ダイヤモンドを超伝導に導く格子振動の発見	45
	ーダイヤモンドの室温超伝導体へ期待ー	
4	DNA 修復促進遺伝子 <i>pprA</i> の活性化増強機構の発見	46
	ー放射線応答機構における LexA2 タンパク質の役割ー	
5	フラストレート磁性体での特異なスピン配列	47
	ー中性子散乱法で見るスピナー格子相互作用ー	
6	植物の光合成機能を診断する	48
	ーポジトロンイメージング技術を用いた炭素同化産物動態の定量解析ー	
7	超新星の中で光が重元素を生成	49
	ー超新星爆発での光核反応による重元素生成の原理を解明ー	
8	磁場で曲げる中性子	50
	ー磁気光学に基づく高偏極度中性子集光システムの開発ー	
9	微生物産生プラスチックの産業利用に向けて	51
	ー放射線と化学処理による高分子の生分解性制御技術の開発ー	
10	「重い電子」の遍歴・局在転移の直接的観測に成功	52
	ー <i>f</i> 電子系物質の特異な物性の理解に向けてー	
11	中性子で見たコンクリート中の水の動き	53
	ーコンクリート構造物の劣化診断法への応用ー	
12	銀河宇宙線による電子回路の誤動作を探る	54
	ー高エネルギー重イオン入射による半導体の過渡電流発生過程の解明ー	
13	見えにくい構造も高性能X線でくつきり観察	55
	ーテラワットレーザーによる高輝度、高コントラストX線の発生ー	
5	安全研究	
	安全規制を支え、安全と信頼を確保	56

1 原子力施設のリスク情報の活用を目指して	57
ーソースタームの不確実さ評価手法の整備ー	
2 被覆管の水素吸収が燃料破損に及ぼす影響を調べる	58
ー反応度事故における高燃焼度軽水炉燃料の破損ー	
3 被覆管の壊れにくさは冷却条件により変わるのか？	59
ーLOCA 時の被覆管延性低下に及ぼす冷却時温度履歴の影響ー	
4 放射線照射による沸騰熱伝達の促進	60
ー放射線誘起表面活性効果による限界熱流束の向上ー	
5 加圧熱衝撃に対する原子炉圧力容器の抵抗を調べる	61
ー確率論的破壊力学による原子炉重要機器の高経年化評価ー	
6 将来の高燃焼核燃料サイクルの臨界安全評価に備える	62
ー濃縮度 5～10 %ウラン燃料体系を対象とした高精度臨界安全評価手法の開発ー	
7 MOX 燃料加工施設で使用する添加剤の熱的特性	63
ーステアリン酸亜鉛の熱分解特性データ及び評価モデルの検討ー	
8 地下深くで物質が動きにくくなる仕組みの解明	64
ー地下 240 m で行ったき裂内核移行実験ー	
9 「放射性物質として扱う必要のない物」の放射能レベルは？	65
ークリアランスレベル評価コードシステムの開発ー	

6 先端基礎研究

未来を拓く先端基礎研究	66
1 ネブツニウム化合物の新奇な磁気構造と軌道秩序	67
ーJRR-3 における超ウラン元素の中性子散乱実験ー	
2 フラーレン-コバルト薄膜の巨大磁気抵抗効果	68
ー有機分子フルーレンでスピンを操るー	
3 100 万Gの極限環境を利用した新技術	69
ー超重力場(メガグラビトロニクス)を用いた新奇物質探索ー	
4 酵素触媒によるセルロース高分子の人工合成	70
ー中性子小角散乱による「特異場での反応誘起自己組織化機構」の解明ー	
5 難修復性 DNA 損傷収率の放射線のイオン化・励起密度依存性	71
ークラスターDNA 損傷生成機構に迫るー	

7 原子力基礎工学研究

原子力研究開発の基盤形成と新たな原子力利用技術創出	72
1 稠密度の高い燃料集合体の冷却性能を明らかに	73
ー原子炉条件を模擬した大規模試験による把握ー	

2	将来の廃棄物処理処分技術の考案	74
	―分離変換技術による高レベル放射性廃棄物処分場の規模縮小―	
3	アクチノイド分離用抽出剤の耐放射線性向上を目指して	75
	―放射線分解のメカニズム解明により抽出剤改良の指針を得る―	
4	乾式再処理におけるマイナーアクチノイド挙動解明へ向け大きく前進	76
	―腐食性ガスを使用しないマイナーアクチノイド塩化物合成法を開発―	
5	線量計情報のない重度被ばく者の線量評価を可能に	77
	―臨界事故時の体内元素の放射化に基づく線量評価プログラムの開発―	
6	DNA に生じた傷の種類と量を見積もる	78
	―放射線による DNA 損傷の全体像を知るための方法を開発―	
7	高温ガス炉の優れた安全特性を実証	79
	―HTTR を用いた冷却材流量低下模擬試験―	
8	発電用高温ガス炉の優れた経済性	80
	―高温ガス炉とガスタービンの利点を活かしたシステムの設計研究―	
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	81
1	硝酸プルトニウム溶液の高精度測定の実現	82
	―水晶振動型圧力計と密度チェックで高精度と信頼性を確保―	
2	保障措置への貢献と更なる効率化に向けて	83
	―東海再処理工場における保障措置の改良―	
9	バックエンドに関わる技術開発	
	合理的なバックエンド対策の実施に向けて	84
1	熱影響が少なく狭隘構造にも適用可能な切断技術	85
	―アブレイシブウォータージェットによる炉内構造物の解体―	
2	コンクリート中の低濃度トリチウムを測定する	86
	―トリチウム汚染物のクリアランス検認のために―	
10	システム計算科学研究	
	計算科学手法による原子力研究	87
	―原子力分野の難問を解決するための新しい研究手法確立を目指して―	
1	複雑なき裂形状をシミュレーションで再現する	88
	―大規模計算による応力腐食割れ形状のシミュレーション―	
2	原子力プラントの揺れをとらえる	89
	―スケールが大きく異なる波長を同時に扱うための振動解析技術―	

3	DNA のねじれやすさを測定する	90
	ーDNA 化学定数の測定における構造変化のカップリングと外力の影響ー	
4	ナノ秒の感度で中性子を検出する MgB_2 超伝導体	91
	ーシミュレーションと実験で初めて明らかにしたその超高速な応答能力ー	
11	核不拡散科学技術開発	
	原子力平和利用を支える核不拡散技術開発	92
1	将来の核燃料サイクル施設の保障措置システムを設計する	93
	ー保障措置システムシミュレータの開発ー	
12	研究開発拠点における試験技術・施設等の開発	94
1	「もんじゅ」改修工事期間の短縮に向けて	98
	ー「もんじゅ」における一次冷却系単独運転の検討と実施ー	
2	超重元素科学を切り拓く重イオンビーム	99
	ー高電圧端子内重イオン入射装置の開発ー	
3	発電用原子炉の高燃焼度燃料の挙動解明を目指して	100
	ー照射済燃料用大気圧水カプセルの設計ー	
4	現在・過去・未来の海を正しく予測	101
	ーLAMER を用いた放射性物質海洋拡散シミュレーションー	
5	高速炉燃料の実用化を目指した燃料特性の研究	102
	ーウラン・プルトニウム混合酸化物燃料の熱伝導率評価ー	
6	高速炉で照射した燃料ピンの曲がり状況を把握する	103
	ーX線 CT 画像を利用したデータ評価手法の確立ー	
7	ナトリウム冷却炉内で金属試料が破断するまでの時間を測定	104
	ーFBR 燃料被覆管材料の炉内クリープ破断試験ー	
8	HTTR の燃焼特性評価手法の高度化	105
	ーBP(反応度調整材)の燃焼挙動評価用のモデルの改良ー	
9	集束した水素イオンビームでミクロの凱旋門を作った	106
	ー高エネルギーサブミクロンビームを用いた三次元微細加工技術の確立ー	
10	湧水に挑む！着工 5 周年の瑞浪超深地層研究所	107
	ー立杭掘削におけるポストグラウチング技術の開発ー	

研究開発拠点

組織体制図

奥付

国家基幹技術FBRサイクルの早期実現に向けて

ーFaCTプロジェクトの開始ー

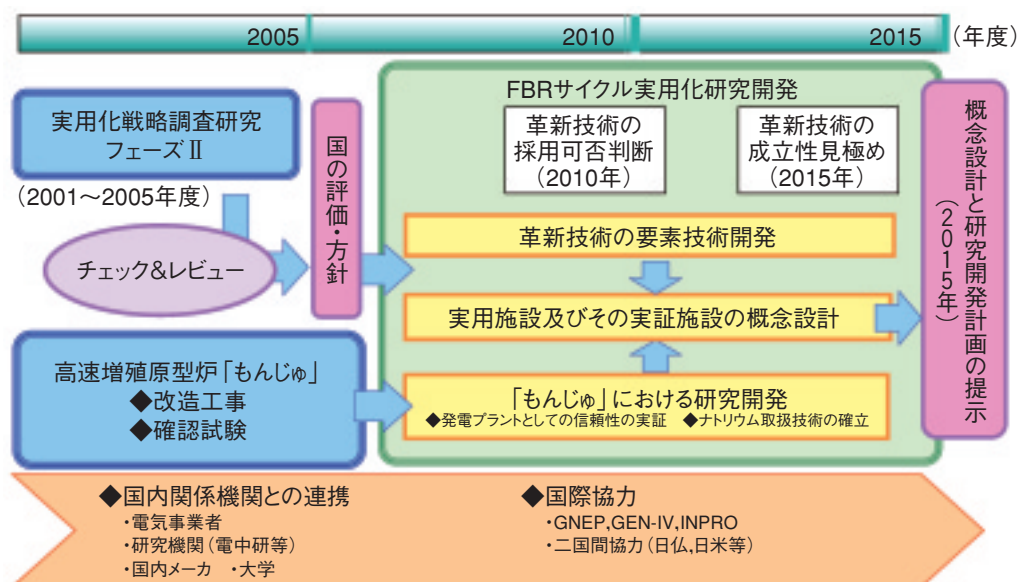


図1-1 FBRサイクル実用化研究開発計画 ～FaCTプロジェクト～

高速増殖炉（FBR）サイクルの適切な実用化像とそこに至るための研究開発計画を2015年頃に提示するため、原子力機構（旧サイクル機構）と電気事業者を中心としたオールジャパン体制で実施してきた「FBRサイクルの実用化戦略調査研究」が、2006年3月末に、そのフェーズⅡを完了しました。その結果、酸化物燃料を用いたナトリウム冷却FBR、先進湿式法再処理及び簡素化ペレット法燃料製造の組合せが、経済性、安全性、資源有効利用性、環境負荷低減性、核拡散抵抗性の開発目標への適合性が高く、技術的実現性を含め総合的に最も優れた概念であると評価しました。

総合科学技術会議による第三期科学技術基本計画ではFBRサイクル技術が国家基幹技術の一つに選定され、「原子力政策大綱」に示されたFBRサイクル開発の方向性に従い、2006年度には国レベルで今後のFBRサイクル技術の開発・実用化に関する議論が行われました。特に、文部科学省 科学技術・学術審議会 研究計画・評価分科会 原子力分野の研究開発に関する委員会では、「FBRサイクルの実用化戦略調査研究」フェーズⅡ成果の評価と今後のFBRサイクル技術の研究開発の進め方が議論され、現在の知見で実用施設として実現性が最も高く今後研究開発を特に進めるべきとして、私たちが最も優れた概念とした上記の組合せを主概念に選定し、革新的な技術の具体化に重点を置き、実用化に集中して研究開発を加速すべきとの方針が示されました。

これまで、FBRサイクル技術の開発については、将来のゴールを明確にするための戦略的な調査研究を中心に実施してきましたが、上記委員会による評価を踏まえた文部科学省の方針、更には、原子力委員会による「高速増殖炉サイクル技術の今後10年程度の間における研究開発に関する基本方針」に基づき、私たちは、「もんじゅ」を始めとした様々な核燃料サイクル研究開発の施設等を活用し、国際協力を積極的に進め、「実用化に集中した技術開発」に開発の段階を移すこととしました。あわせて、「FBRサイクルの実用化戦略調査研究」を「FBRサイクル実用化研究開発」に名称を改め、英名を“Fast Reactor Cycle Technology Development”プロジェクト、通称“FaCT”プロジェクトとし、要素技術に裏打ちされた開発によって、「概念」を「事実」へと具体化していくとの思いを込めました。そして、FaCTプロジェクトの推進のため、研究開発組織を見直すとともに、理事長を本部長とするFBRサイクル技術開発推進本部会議を設置するなど、研究開発部門と研究開発拠点の連携を図り、FBRサイクルを着実に進めていく体制を整えました。

今後は、図1-1に示すように、要素技術開発等により革新的な技術の具体化を図るとともに、「もんじゅ」における開発成果を踏まえ、2015年度に実用施設・実証施設の概念設計と実用化までの研究開発計画を提示できるよう、集中的な研究開発を進めていきます。

1-1 核データの複雑な構造を正確かつ合理的に処理 —超微細群計算と詳細群計算を併用した高速炉用格子計算コードの開発—

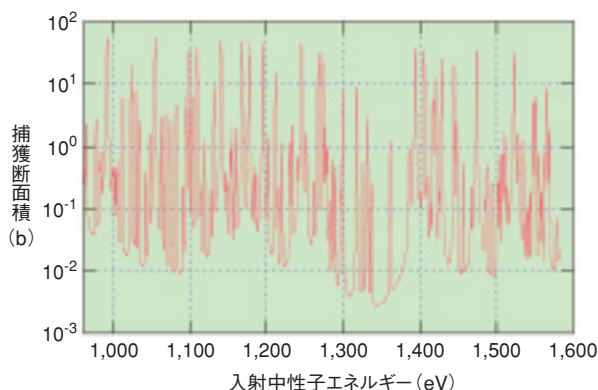


図1-2 ^{238}U 捕獲断面積のエネルギー依存性 (抜粋)

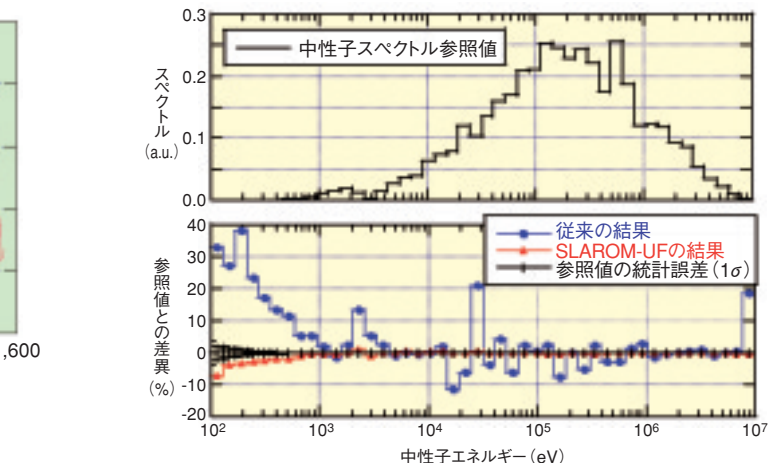
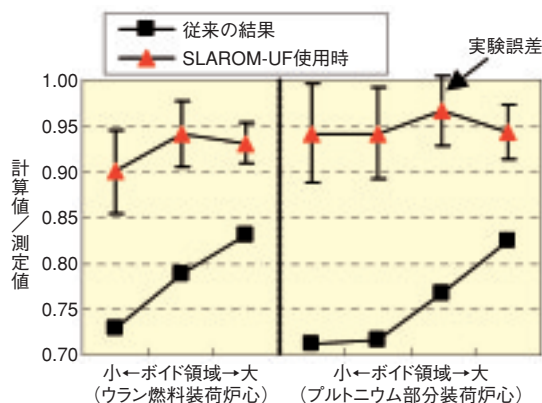


図1-3 「常陽」MK-I燃料集合体の中性子スペクトルの解析精度
集合体を無限に並べた体系の中性子スペクトル (図上) について、参照値 (連続エネルギー・モンテカルロ計算値) との差異を従来の結果とSLAROM-UFの結果間で比較しています (図下)。SLAROM-UFを使用することによって参照値とほぼ一致するまでに精度が向上しています。

図1-4 臨界実験でのNaボイド反応度の解析精度

ロシアの高速炉BN-600を模したBFS臨界実験の解析結果です。SLAROM-UF使用時は従来の結果に比べ、解析精度のボイド領域依存性が著しく低減し、(計算値/測定値)の評価精度も向上しています。

高速炉の炉心解析では100eV～数MeVのエネルギーを有する中性子による核反応の取扱いが重要です。そこでは中性子の反応確率 (断面積) がエネルギーに対して激しく変動する (共鳴を有する) ため (図1-2)、それをいかに正確に考慮するかがポイントになります。

従来の方法では全エネルギーを70群に分割し (図1-2のエネルギー範囲は第36, 37群を示している)、共鳴による影響をあらかじめテーブル化することによって考慮していました。しかしながら、この方法ではNaボイド反応度で数十%もの誤差が生じ、また、「もんじゅ」等の特定の炉に最適化しているため、大きさや燃料、冷却材が異なる炉心に対する適用性が課題でした。

エネルギーを連続的に扱う計算コード (連続エネルギー・モンテカルロコード) も開発されていますが、確率論的な手法であるため、ボイド反応度などの微量の解析や物理現象の詳細分析には適していません。

そこで決定論的な手法で連続エネルギー相当の精度を合理的に達成するコードを開発しました。

本コードは超微細群 (約10万群) と詳細群 (最大900群) の2種類の計算を組み合わせることによって計算時間と解析精度の両立を図っています。超微細群計算は共

鳴が顕著な約50keV以下のエネルギー領域を対象にし、その群構造は元の核データを忠実に再現できる詳細度を有しています。弾性散乱による減速と吸収反応のみに特化することにより中性子束計算を効率的に実施し、当該領域の実効的な断面積を詳細群構造で作成します。一方、詳細群計算は全エネルギーを対象にし、群構造は50keV以上に存在する構造材核種 (鉄など) の共鳴を精度良く扱える程度の詳細度を有しています。計算自体は従来の方法と同じですが、超微細群計算で求めた実効断面積を反映することによって合理的に精度の向上を図っています。

開発したコードSLAROM-UF (Ultra Fine) の性能を図1-3及び図1-4に示します。SLAROM-UFを使用することにより、連続エネルギーモンテカルロ計算値相当の結果が得られること、実験解析の結果も従来の70群構造のものに比べて顕著に改善されることが確認できます。

SLAROM-UFには従来の70群構造に基づく計算機能も備わっており、機能をフル活用した詳細解析からパラメータサーベイなどの簡易計算まで用途に応じて使い分けることができ、高速炉の実用化概念検討や「もんじゅ」の解析等で活用されています。

●参考文献

Hazama, T. et al., Development of a Fine and Ultra-Fine Group Cell Calculation Code SLAROM-UF for Fast Reactor Analyses, Journal of Nuclear Science and Technology, vol.43, no.8, 2006, p.908-918.

1-2 世界最高温で理想の高速炉燃料被覆管を試す

—高温・重照射したナノ酸化物分散強化型原子力材料の組織安定性評価—

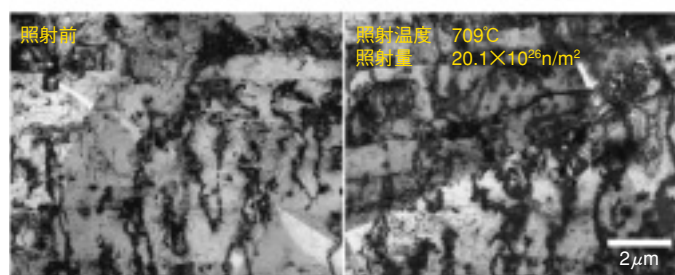


図1-5 照射前後におけるODSフェライト鋼の微細組織
高速実験炉「常陽」で照射する前と後のODSフェライト鋼（MA957）の微細組織を比較し、メゾスケール（ミクロとマクロの間）組織に及ぼす照射の影響を評価しました。この材料のメゾスケール組織は、照射前の高シンク（高転位）密度状態が酸化物によって安定化されているため、高温・重照射後も顕著な微細組織変化は生じませんでした。

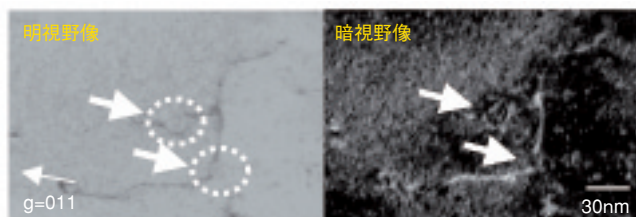
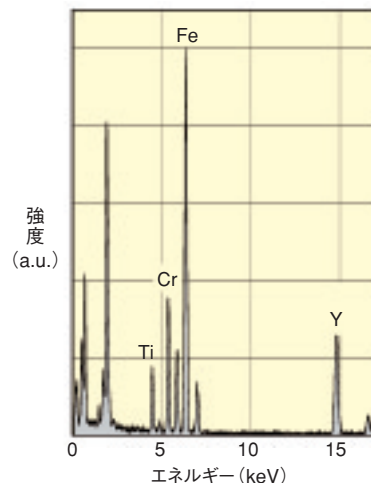


図1-6 転位をピンニング（拘束）する酸化物の組織写真と当該酸化物の元素分析結果

メゾスケール組織の照射下安定性を維持・向上させている酸化物の効果を把握するため、ナノスケールレベルでの詳細な組織観察とナノサイズ酸化物の構成元素を調べました。照射下で転位をピンニングするナノサイズ酸化物はYとTiで構成されている（FeとCrは母相の成分）ことが分かりました。



酸化物分散強化型（ODS：Oxide Dispersion Strengthened）フェライト鋼は、その名が示すとおり、熱的に安定した酸化物（主要なものとして Y_2O_3 、Ti酸化物及びそれらの複合酸化物）を微細分散させることで高温強度特性を向上させた、耐スエリング特性に優れた原子力材料です。高速炉における燃料要素の高燃焼度化と熱効率の向上の達成には燃料被覆管の高性能化が必須であり、そのためODSフェライト鋼製燃料被覆管の開発を進めています。現在、高速炉実用化に向けて(1)商業規模での燃料被覆管製造技術の確立と、(2)原子炉炉心内で照射されたODSフェライト鋼の性能・特性を最終寿命目標とする高速中性子照射量（約 $5.0 \times 10^{27} \text{n/m}^2$ ）まで段階的に評価・確認していくことが、重要な開発課題とされています。

長期間を要す照射試験及び照射研究の課題に対しては、(i)商用材（MA957）を用いた極限条件（高温・重照射）でこの種の材料の限界性能を実機材よりも先行して確認し、次いで、(ii)原子力機構独自の技術で開発したODSフェライト鋼製被覆管実機材の照射性能を実証する、という二段階のステップで実用化に必要なデータ取得を進めています。このたび、これまでに例のない高温領域で重照射したMA957の組織観察から、ODSフェライト鋼の組織が炉内環境下でも安定であることを明らかに

し、製造段階の優れた高温強度特性は極限条件の照射下でも維持されている可能性が高いことを確認しました。

図1-5及び図1-6は、709℃で $20.1 \times 10^{26} \text{n/m}^2$ まで照射されたMA957の透過型電子顕微鏡像で、ODSフェライト鋼の高温・重照射した組織データとしては世界初の大変貴重なものです。図1-5は、強度特性に直接的影響を及ぼすメゾスケール（ミクロとマクロの間）組織を照射前と後で比較しています。この組織写真からも、本鋼のメゾスケール組織は高温・重照射した後もほとんど変化せず、高い組織安定性を有し、優れた高温強度を重照射下でも維持しうる可能性の高いことが分かりました。一方、図1-6は、フェライト母相にナノスケールで分散する酸化物が転位を拘束している様子（ピンニング）を現した組織写真で、元素分析の結果から、これら酸化物の主要構成元素はYとTiであることが判明しました。これらの組織観察結果から、ODSフェライト鋼の組織が高温・重照射という過酷な環境下においても高い組織安定性を示す要因は、照射前的高シンク（高転位）密度状態が酸化物によって安定化されているためと考えています。

今後は、独自の技術開発で製造したODSフェライト鋼被覆管について、照射後物性試験や強度試験等を実施し、この被覆管の性能を評価・確認していく予定です。

●参考文献

Yamashita, S. et al., Microstructural Development of a Heavily Neutron-irradiated ODS Ferritic Steel (MA957) at Elevated Temperature, Journal of Nuclear Materials, vol.367-370, 2007, p.202-207.

1-3 高速炉を利用したマイナーアクチニドリサイクルの実現に向けて —高性能アメリシウム含有酸化物燃料の作製技術開発—

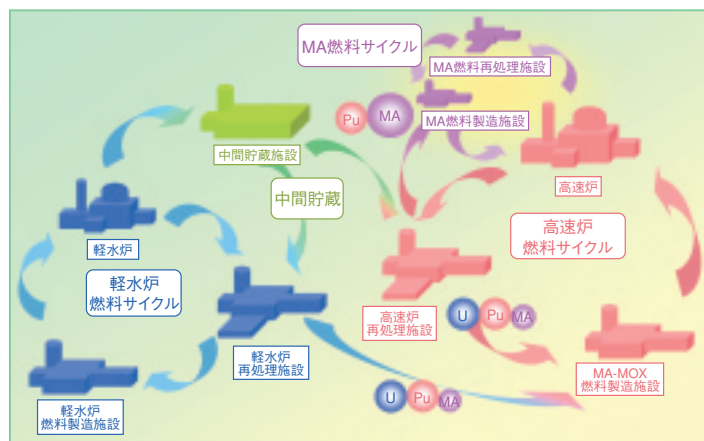


図1-7 燃料サイクル構想

軽水炉燃料サイクル、高速炉燃料サイクル及びMA燃料サイクルからなる階層型燃料サイクルを想定しています。高性能MA含有燃料の製造工程や再処理工程を、高速炉燃料サイクルと分離させることにより、高速炉燃料サイクルへの負荷を低減することができます。

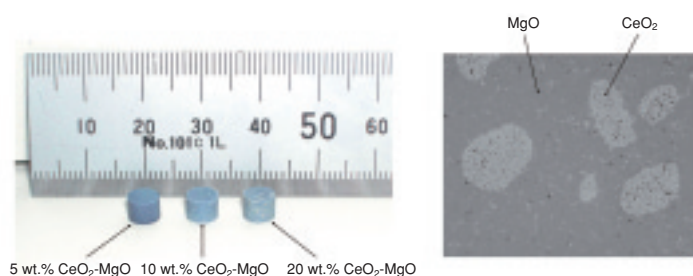


図1-9 高性能MA含有燃料の外観写真及び微細組織

割れや欠けがなく、高密度な燃料が得られています。また微細組織においても、クラックやポアなどは見られず、球状に近いホスト相顆粒が得られています。

使用済燃料に含まれる長寿命かつ高放射性毒性・放射能を有するマイナーアクチニド（MA）のリサイクルは、環境負荷低減・資源有効利用を前提とした将来の高速炉燃料サイクルにおいて必要な技術です。このような高速炉燃料サイクルにおける有望なMA含有燃料として、最大5 wt.%のMAを添加したMOX燃料の開発が進められています。一方、将来の軽水炉から高速炉への移行期においては、長年蓄積された多量のMAをより迅速に、かつより安全に処理することが望ましいため、MA燃焼の概念として、多量のMA酸化物と酸化マグネシウム（MgO）などのセラミックスやMoなどの金属の母材を組み合わせた非均質型の高性能MA含有燃料が開発されています。この燃料は、MA含有MOX燃料と比較して、多量のMAを添加することができ、熱的特性や機械的特性に優れた燃料を作製できるといった利点があります。また、これらの燃料では製造工程や再処理工程を高速炉燃料サイクルと分離させることにより、高速炉燃料サイクルへの負荷を低減することができます（図1-7）。しかしながら、製造プロセスという観点では、その形態がMOX等の均質固溶体燃料と異なるため、既存燃料作製技術への適合性はなく、大幅なプロセス変更、若しくは新規なプロセスの創造が必要でした。



図1-8 MgOを母材とした高性能MA含有燃料作製フロー

既存MOX燃料作製技術への適合性を目的として、粉末冶金法を用いた工程により燃料を作製しています。

そこで、私たちは、近い将来の高速炉移行期を見据え、とりわけ開発までのリードタイムに着目し、既存MOX燃料作製技術への適合性を有する高速炉用高性能MA含有燃料の作製技術の開発を行っています。有望なMA含有燃料の候補としてアメリシウム（Am）酸化物のホスト相とMgO母材を組み合わせた非均質燃料を対象として開発を進めています。本燃料においては、照射による熱的特性劣化などを防ぐためAm酸化物を $\phi 100\mu\text{m}$ 以上の粒子状とし、これをMgO母材中に分散させた形態としています。図1-8にAm酸化物のホスト相とMgO母材を組み合わせた高性能MA含有燃料の作製フローを示しますが、遠隔操作において実績のある粉末冶金を用いて燃料の作製を行っています。図1-9にAmの模擬材料としてCeを用いて作製したMgOを母材とした高性能MA含有燃料の外観写真と組織観察結果を示しますが、欠けや割れなどがなく、高密度で比較的球状のホスト相顆粒が均質に分散した燃料の作製に成功しました。

今後は、Amを用いた作製試験により、技術的成立性を確認するとともに、これらの試料に対して各種物性の評価を行い、MA燃料サイクルの実現に向けた検討を進めていく予定です。

●参考文献

Osaka, M. et al., Research and Development of Minor Actinide-containing Fuel and Target in a Future Integrated Closed Cycle System, Journal of Nuclear Science and Technology, vol.44, no.3, 2007, p.309-316.

1-4 高速炉の低流量時集合体出口温度を精度良く解析 ー集合体間の熱伝導とインター・ラッパー・フローによる熱伝達ー

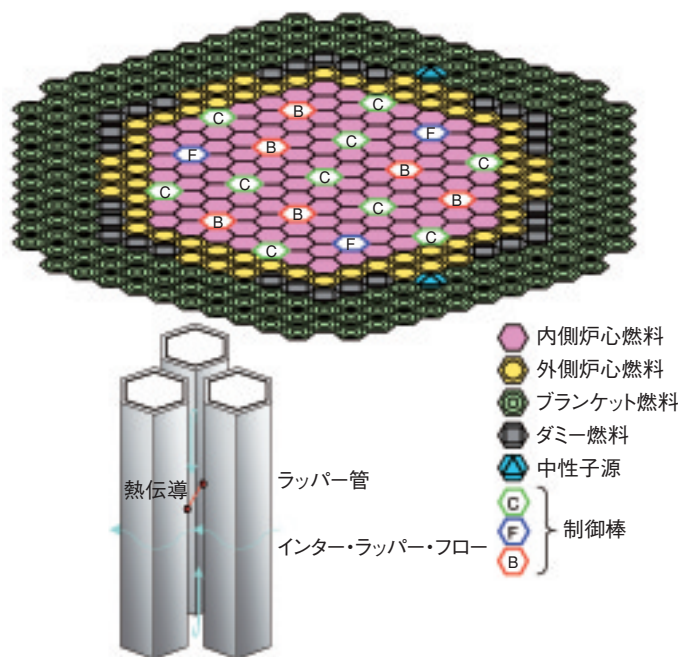


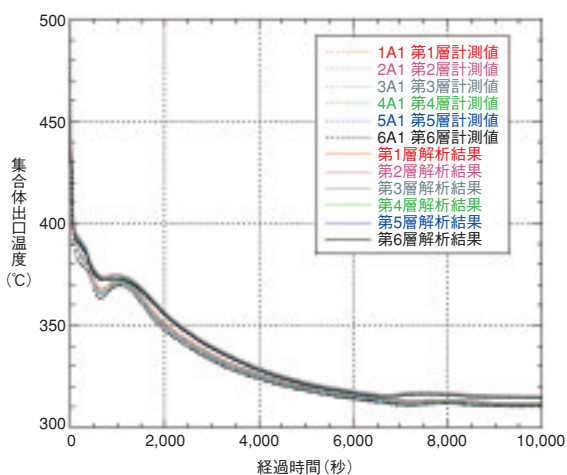
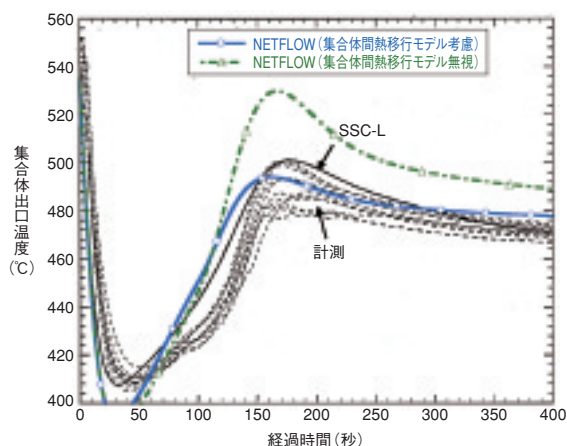
図 1-10 (上) 「もんじゅ」炉心と集合体間熱移行モデル

炉心中央から外側に向かう熱の流れをナトリウムの熱伝導とラッパー管の外側を流れる低速流れによる熱輸送で評価します。

図 1-11 (右上) 「常陽」自然循環時の集合体出口温度比較例 (第 3 層) 「常陽」の 100MW 照射炉心で実施された自然循環試験を NETFLOW コードで解析し、モデルの有効性を検証したものです。集合体間の熱移行を無視すると集合体出口温度が過大評価されることになります。

図 1-12 (右下) 「もんじゅ」45% 熱出力からの炉停止時の集合体出口温度比較

「もんじゅ」の一次系から三次系 1 ループ分を NETFLOW でモデル化し、以前実施されたタービントリップ試験時の集合体出口温度について解析しました。「もんじゅ」では、スクラム後はボニーモーターで定格の約 1/10 の流量で強制循環されていますが、このような低流量時も定格流量時と同じように適切に流量配分が行われており、炉心の中心から外側に向かった温度差はほとんどありませんでした。このような状況が適切に解析されていることが分かります。



原子炉の主冷却系、補機冷却系などで構成された複雑な流路体系の動特性を手軽に精度良く高速で解析できるようにする目的で NETFLOW コードを開発し、これまでに軽水炉体系や「もんじゅ」の強制循環下の試験解析を通じて良好な解析精度を確認してきました。本コードは、既に大学院の学生に提供して教育に使用されています。

液体金属炉の自然循環条件下でも精度良く解析できるようにするため、集合体間で生じる熱輸送を考慮した解析を行うためのモデルを提案し、このモデルの妥当性を検証しました。高速炉の燃料集合体は六角形状であり、集合体の周りに存在する集合体 6 本との伝熱を、集合体の間に存在する液体金属の熱伝導と集合体の回りに生じる低速の流れ (インター・ラッパー・フロー) を考慮し、隣接集合体の熱通過の式を用いて解析するモデルです (図 1-10)。原子炉は、炉中心部の温度が高く、周囲に向

かって低下するのが普通です。このため、集合体 1 本 1 本を対象にした解析よりも、中心から外側に向かう層ごとに解析するのが現実的です。したがって、各層のドライバー燃料等を束ねた代表流路を 10 本程度考えて、その流路に隣接する燃料やブランケット燃料、制御棒、反射体などの種類と本数をマトリクスで構成された情報として解析コードに入力する方法で温度計算ができるようにする方法を考えました。結果は、図 1-11、図 1-12 に示すとおりであり、アメリカで開発された SSC-L コードと同様に、燃料集合体出口の温度計測値を再現するものとなっています。このモデルによって、集合体出口温度が適切に解析できるようになり、多くの計算時間を要する三次元解析を行う前に温度挙動が高速で把握できるようになりました。このモデルは、本コードのみならず、一般の一次元動特性解析コードに適用可能なものです。

●参考文献

Mochizuki, H., Inter-subassembly Heat Transfer of Sodium Cooled Fast Reactors: Validation of the NETFLOW Code, Nuclear Engineering and Design, vol.237, issue 19, 2007, p.2040-2053.

1-5 ガス巻き込み渦の内部構造に迫る

ーレーザーを使った画像計測による気液界面と流速場の同時計測ー

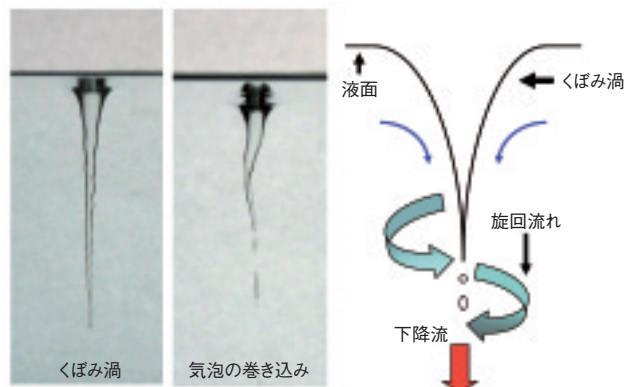


図 1-13 液面に発生した渦によって発生したガス巻き込み

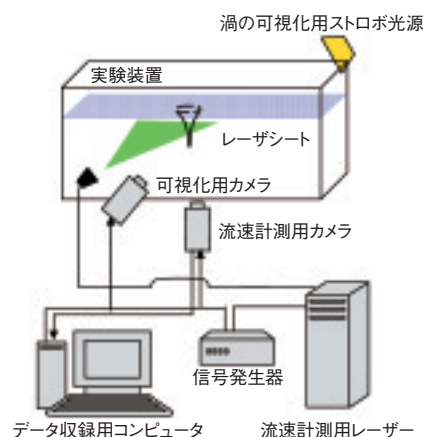
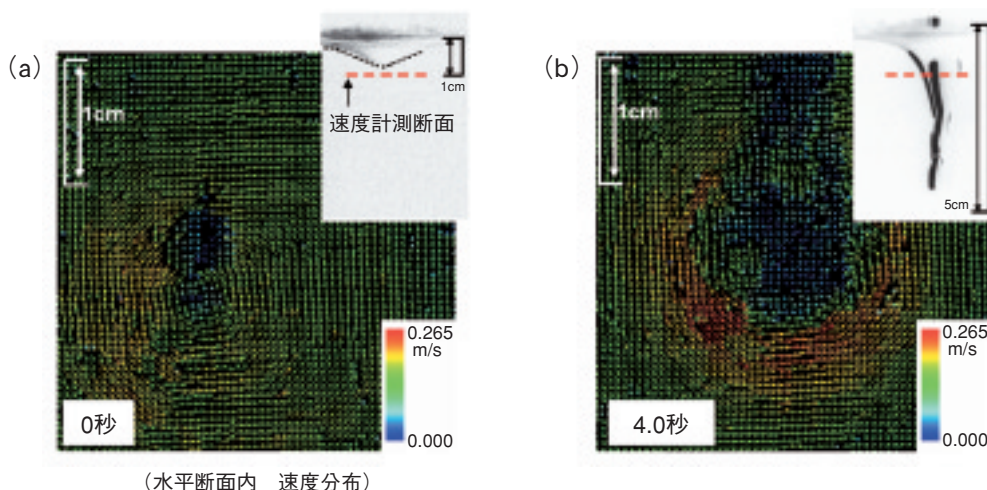


図 1-14 レーザーを使用した速度計測システム



(水平断面内 速度分布)

図 1-15 レーザーを使った画像計測から得られた渦周辺の速度分布

(a)(b)の各右上にある付属図は、計測時の渦の様子と計測位置を示しています。(a)を0秒とした場合、4.0秒後の(b)では渦が発達し回転する流速成分が大きくなり、くぼみがより深くなっていることが分かります。

FBR実用化に向けて、炉容器のコンパクト化や冷却系統の2ループ化等により、経済性向上を追及したナトリウム大型炉が検討されています。このうち、コンパクト化を行うと、これまでの設計例に比べ冷却材流速が増大することになるため、原子炉容器自由液面でのアルゴンカバーガスの巻き込みの発生防止が設計上の重要課題となっています。特に、図1-13に示すような、流体中に発生した渦によって液面が変形することにより気泡の巻き込みへとつながる、くぼみ渦によるガス巻き込み現象に関しては、発生条件等が明確になっていません。こうしたガス巻き込みに対する評価手法を確立するためには、その発生条件やくぼみの成長機構等を明らかにする必要があります。そこで、水流動実験を実施し、ガス巻き込み現象の基礎的なメカニズムを把握するために、渦内部の速度計測を行いました。

実際の原子炉で想定される渦は間欠的に発生し、成長、減衰すると考えられることから、渦周囲の速度分布を把握するため、図1-14に示すような、渦の可視化とレーザーを使用した粒子画像流速測定法による渦内部の速度計測を同時に実施するシステムを考案し、渦の発達段階に応じた速度分布の計測を実施しました。

その結果、図1-15に示すように、渦による液面のくぼみ形状とそれに対応した渦内部の速度分布が得られ、ガス巻き込み発生時に、渦周囲の循環とくぼみ深さの両者が相関を持って成長しくぼみ深さが循環に対して遅れて成長することなど、くぼみ渦の発達過程を明らかにしました。試験結果は解析評価手法の検証に用いるとともに、今後、更に詳細な発生条件や流速分布等を調べていき、ガス巻き込み防止の指針作成に役立てる予定です。

●参考文献

Ezure, T. et al., Transient Behavior of Gas Entrainment Caused by Surface Vortex, Proceedings of 5th Korea-Japan Symposium on Nuclear Thermal Hydraulics and Safety (NTHAS-5), Jeju, Korea, 2006, p.94-99.

1-6 燃料交換の効率化を目指して ーナトリウム冷却炉燃料取扱いシステムの検討ー

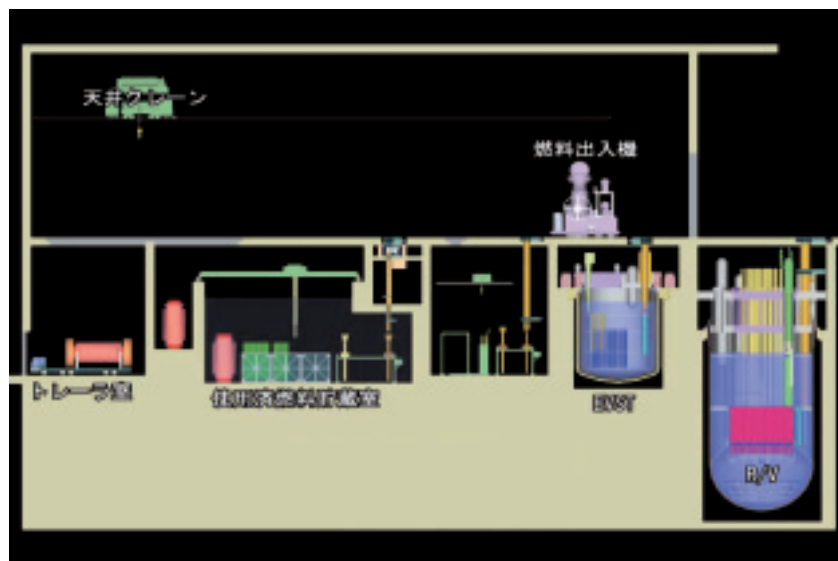


図1-16 実用ナトリウム冷却炉 燃料取扱設備

原子炉容器（R/V）から取り出された使用済燃料は、炉外燃料貯蔵槽（EVST）で崩壊熱を減衰させた後、使用済燃料貯蔵室に保管されます。新燃料は、EVSTにいったん受け入れた後、逆ルートでR/V内に搬入されます。

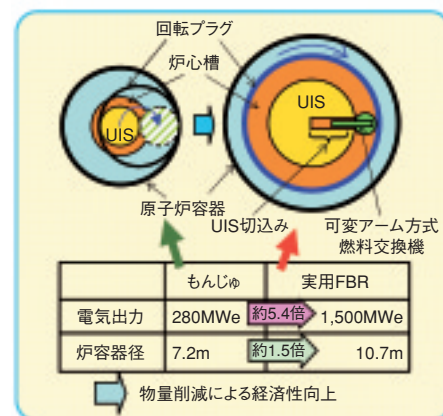


図1-17 燃料交換方式と原子炉容器径

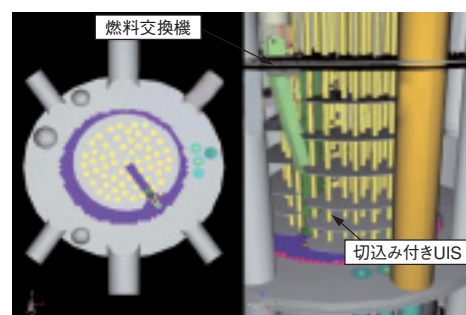


図1-18 炉内切込み付きUISと燃料交換機

ナトリウム冷却炉の燃料交換は、軽水炉とは異なり、化学的に活性なナトリウム環境中で燃料を取り扱うことから、空気から隔離し、一連の動作を遠隔操作で行う必要があります。「常陽」「もんじゅ」では、安全性を確保しつつ信頼性の高い燃料取扱いシステムの開発が行われてきました。

FaCTプロジェクトで検討を進めている実用ナトリウム冷却炉の燃料取扱設備（図1-16）は、「もんじゅ」と同様に炉内燃料取扱設備、炉外燃料取扱設備、燃料貯蔵設備等から構成されます。しかし、経済性をより一層追求するため、革新的な技術の採用により、簡素なシステム構成とコンパクトな機器設備の実現を目指しています。

炉内燃料取扱設備は、原子炉容器のコンパクト化のために「常陽」「もんじゅ」と異なる燃料交換方式を検討しています。「もんじゅ」（28万kW）では、燃料交換時に炉心上部機構（UIS）を炉心上部から完全に移動させる必要があるため原子炉容器径は炉心槽径の3倍以上となっています。これに対して、実用ナトリウム冷却炉（150万kW）では、燃料交換機はUISとともに原子炉容器上部の回転プラグに取り付けられますが、UISに切込み

部を設け、燃料集合体の取出し、挿入を行う燃料交換機グリッパユニット部をこの切込み部内に移動させて交換作業を行うこととしています。本方式により原子炉出力増大に伴う原子炉容器径の増加を抑制することが可能となります（図1-17）。

燃料集合体を把持するグリッパユニット部の移動は、燃料交換機本体と結ぶアーム部を伸縮させることにより行います。UIS切込み部は、大型炉の場合で幅約41cm、高さ約5.9m、奥行き約2.6mと空間が限られており、この中を移動し、指定された位置の燃料集合体の取出し、挿入が円滑に行えるコンパクトで、剛性があり、かつ高い位置決め精度を持つ燃料交換機の構造検討を行ってきました（図1-18）。今後、検討した構造をもとに試験装置を製作し、構造及び機能、性能の確認を行うこととしています。

燃料取扱設備については、「常陽」「もんじゅ」での燃料交換経験を反映させるとともに、新しい概念についてはモックアップ試験などの実施による設計データの取得、性能の確認を実施して実機の設計に反映させていくこととしています。

●参考文献

日本原子力研究開発機構、高速増殖炉サイクルの実用化戦略調査研究フェーズⅡ技術検討書ー(1)原子炉プラントシステムー、JAEA-Research 2006-042、付属CD-ROM、2006、1807p.

1-7 高速炉蒸気発生器伝熱管検査の高精度化 ーナトリウム付着の影響をシミュレーションで解決ー

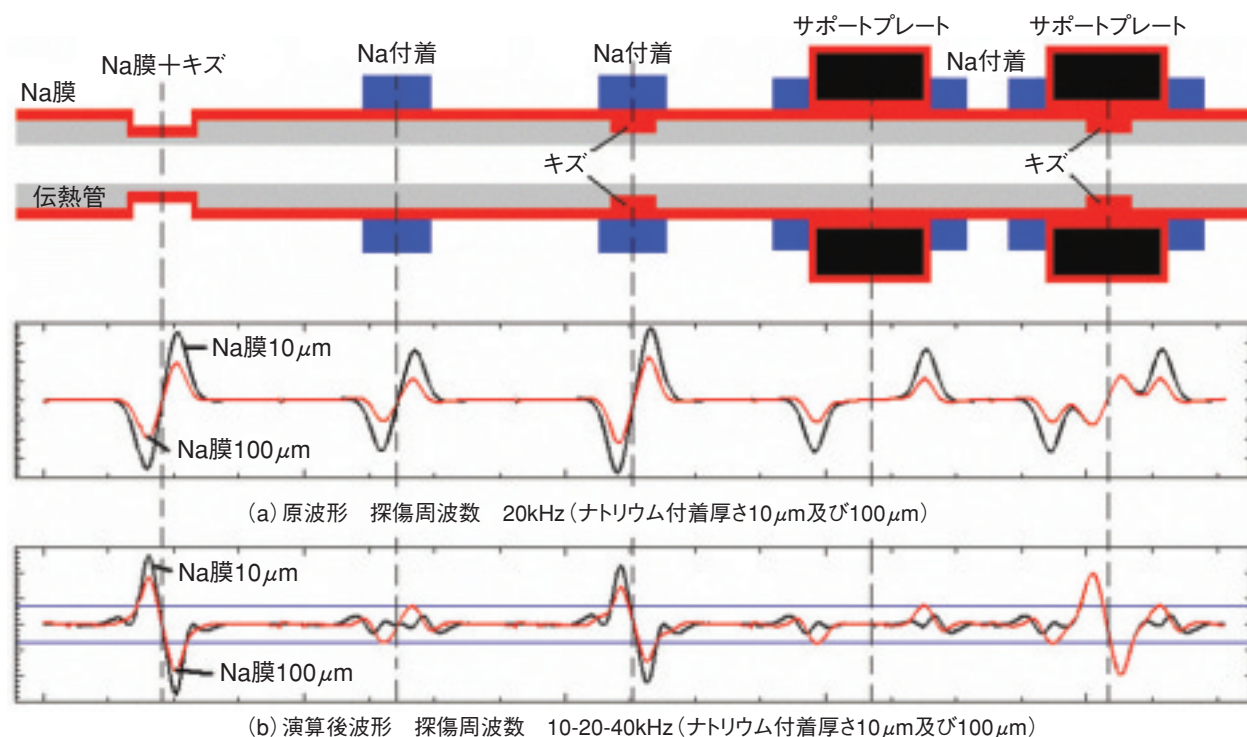


図 1-19 多重周波数演算結果

ナトリウム冷却高速炉の蒸気発生器伝熱管は、水とナトリウムが伝熱管を隔てて隣接する高速炉特有の機器であり、ナトリウム・水反応事故を未然に防止するため、体積検査（渦電流探傷試験及び超音波探傷試験）を行い、伝熱管の健全性を定期的に確認することが求められています。

検査は、ナトリウムを抜き取った状態で伝熱管の内側に渦電流探傷（ECT）プローブを挿入して伝熱管の厚みの変化をコイルのインピーダンス変化として検知するものです。しかし、導電性物質であるナトリウムが伝熱管外表面に付着残留するとコイルのインピーダンスに影響を与え、伝熱管の健全性を評価する上で難しくなります。

一般的に探傷したECT信号の位相・振幅等の特徴量からキズ信号の抽出・識別を行う場合に、伝熱管を支持する支持板による信号を消去するフィルタリング手法とし

て、多重周波数演算法が用いられますが、ナトリウム付着の影響は考慮されていません。

今回開発した多重周波数演算法には、支持板の信号だけでなく、付着ナトリウムの影響を抑制することができ、これまで識別が困難であったキズ信号だけを抽出することが可能となり、正確にキズを評価することができるようになりました。

開発した多重周波数演算法による結果は図 1-19 のようになり、ナトリウムの付着厚さの影響も受けずにキズの信号だけが明確に抽出されます。

このように渦電流探傷におけるシミュレーションを活用することで、蒸気発生器伝熱管検査のための有効なツールとして役立てられ、より一層の安全性向上に貢献していきます。

●参考文献

Mihalache, O. et al., Analysis of Defect Detection in Steam Generator Tubes of FBR, Under Support Plates and in the Presence of Sodium, Using Multi-frequency Eddy Currents Algorithm, Proceedings of 15th International Conference on Nuclear Engineering (ICONE15), Nagoya, Japan, 2007, ICONE15-10211, in CD-ROM.

1-8 制御された温度ゆらぎを与えて構造材料の強さを探る —高速炉におけるナトリウム高サイクル熱疲労試験—

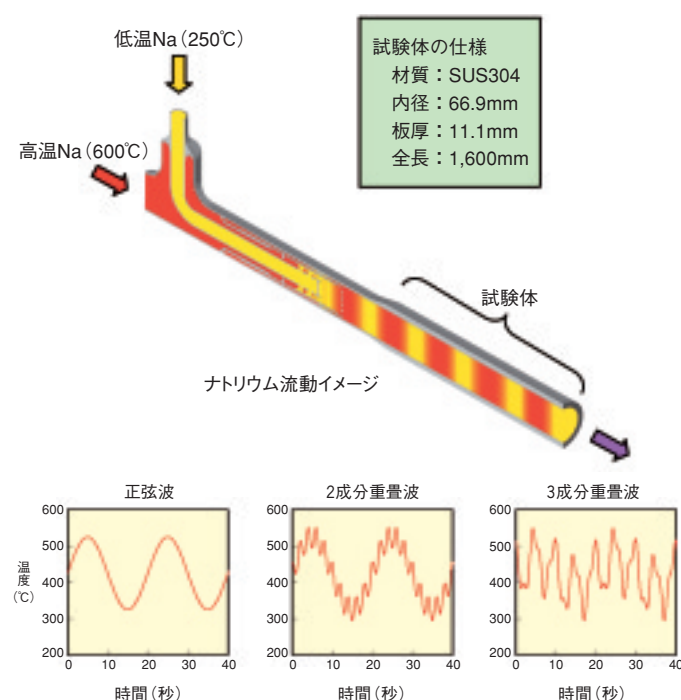


図 1-20 試験部構造とナトリウム温度変動波形

原子力プラントにおいて温度の異なる流体が混合する領域では、流体の温度ゆらぎにより接液する構造材料に繰り返し熱応力が発生することから、高サイクル熱疲労による破損の可能性を評価する必要があります。これまでに、熱応力は温度ゆらぎの周波数に依存することが明らかにされており、高温構造評価技術の開発において熱応力の評価に周波数効果を取り入れた高サイクル熱疲労評価法が提案されています。そこで、この評価法の妥当性を確認するために、高速炉の冷却材であるナトリウムを用いて温度ゆらぎの周波数特性を精密に制御できる熱疲労ナトリウム試験装置 (SPECTRA) を開発し、代表的な構造材料である SUS304 鋼に対して熱疲労試験を実施しました。

SPECTRA は、電磁ポンプにより高温 (600°C) と低温 (250°C) のナトリウム流量比率を連続的に制御して様々な波形と周波数の温度変動を発生させ、構造材料の試験体にき裂を発生・進展させる熱疲労試験装置です (図 1-20)。本装置の特徴としては、(1) 周波数をパラメータに正弦波状の温度変動を一定流量下で制御できること、(2) 熱応力が複雑に分布しないように軸対象な温度変動を試験体に与えることができること、(3) 大小の熱応力を軸方向に分布させて 1 体の試験体でき裂の発生から進展までのデータを効率良く取得できること、(4) 周波数の異なる波形を組み合わせることで重畳波の温度変動を発生させるこ

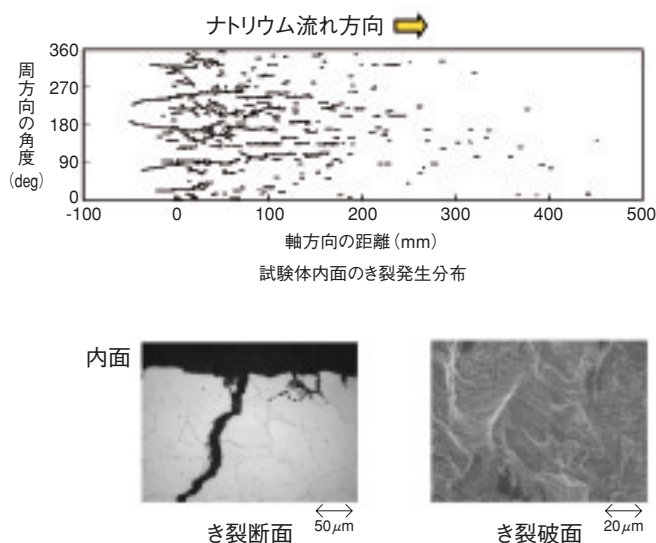


図 1-21 周波数 0.05Hz、16 万サイクル試験後における疲労破損状況

試験体の金属組織観察により、き裂の発生寿命と進展挙動を把握し、破損メカニズムの解明と評価法の検証データを取得します。

とができる等があります。

SPECTRA を用いて周波数を 0.05~0.5Hz の範囲で正弦波状に温度変動させて熱疲労試験を実施しました。試験は、ナトリウム流量を平均 150 l/min で高温/低温ナトリウムを逆位相で試験体に流入させて合計流量を 300 l/min に一定に保持しながら、ナトリウム温度を平均 425°C、振幅 200°C で制御しました。

試験の結果、周波数によって構造材料のき裂発生・進展挙動に違いが現れることが明らかになりました。例えば、周波数 0.05Hz では 16 万サイクルの繰り返し温度変動を与えたところで試験体の内面から発生したき裂が外面に到達して貫通した (図 1-21) のに対して、周波数 0.2Hz では 26 万サイクルを経過してもき裂は外面まで進展しておらず、両者の疲労寿命に有意な差が生じています。このように温度ゆらぎの振幅が同じであっても、周波数の違いによって構造材料の熱応力が変化して強度に影響を及ぼすことを確認し、解析により予見されていた現象を試験で実証できました。この成果は、高サイクル熱疲労評価法の検証データとして反映されます。

今後は、実際の不規則な温度ゆらぎで生じるランダム変動での特性を評価するため、短周期と長周期を組み合わせた重畳波の試験に移行し、複雑な温度変動が構造材料に与える波形効果を調べる計画です。

●参考文献

Kawasaki, N., Kobayashi, S., Hasebe, S. et al., SPECTRA Thermal Fatigue Tests under Frequency Controlled Fluid Temperature Variation -Transient Temperature Measurement Tests-, Proceedings of 2006 ASME Pressure Vessels and Piping Division Conference (PVP 2006) / International Council on Pressure Vessel Technology (ICPVT11), Vancouver, Canada, 2006, ICPVT11-93548, 8p., in CD-ROM.

1-9 原子炉緊急停止に失敗する確率は非常に小さいことを評価 —「もんじゅ」におけるATWS発生頻度評価—

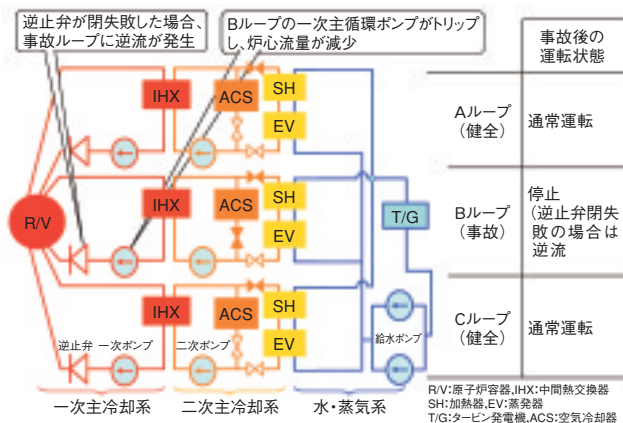


図1-22 一次主冷却系循環ポンプ1台停止事象の説明図

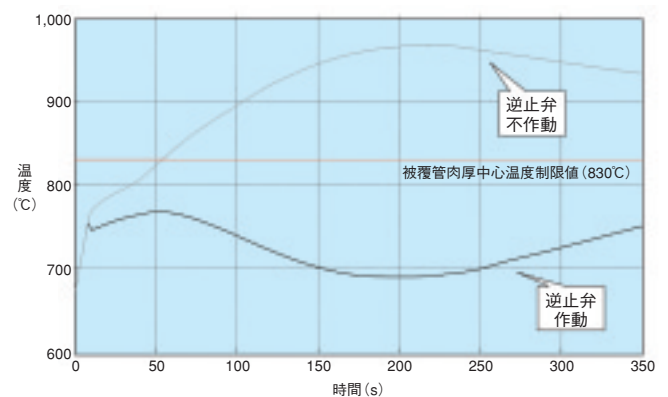


図1-23 一次主冷却系循環ポンプ1台停止事象の被覆管肉厚中心温度

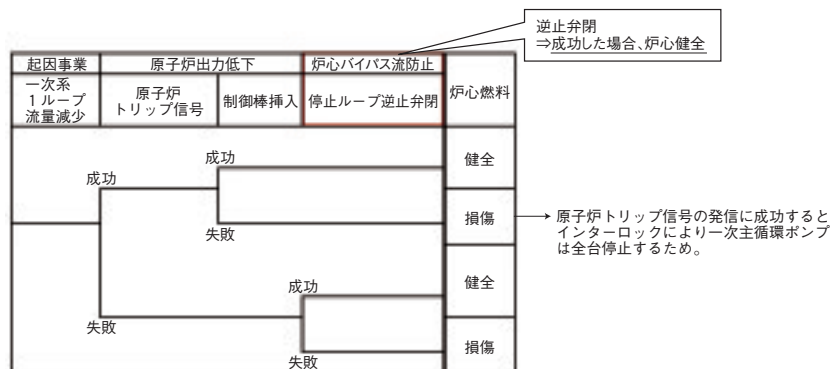


図1-24 一次主冷却系循環ポンプ1台停止事象の事象推移

原子炉施設の安全対策は、(1)異常発生の防止、(2)異常拡大の防止、(3)放射性物質放散の抑制、という三つの段階に対して設けることで、その確実性が高められています。

ではどれほど確実なのか、設けられた安全対策が有効に働かない確率は非常に小さいですが、それを評価するには確率論的なアプローチを用いることが有効です。

この確率論的安全評価の一環として、ATWS発生頻度を評価しています。ATWSとは原子炉の緊急停止が要求された場合に、それに失敗する事象のことをいいます。

ATWSの一つの例として、一次主冷却系循環ポンプが1台停止すると原子炉緊急停止信号が発生しますが、その時に原子炉緊急停止に失敗する場合を考えます。図1-22に「もんじゅ」に3ループある冷却系のうち、Bループの主循環ポンプが停止した場合を示します。通常は、Bループにある逆止弁が閉まり、A、Cループからの冷却材が逆流し炉心流量が低下することを防止します。このような場合に更に逆止弁が閉まらなかった場合も考慮します。

図1-23に示す解析により、主循環ポンプ1台停止事象時の炉心の健全性を燃料被覆管の温度で評価し、原子炉

緊急停止信号発信に失敗し逆止弁が作動した場合（閉まった場合）には判断基準以下の温度であることが分かります。

事象の推移は、図1-24のイベントツリーに示すすべての場合について評価します。主循環ポンプ1台停止による一次系1ループ流量減少によって原子炉緊急停止信号が発信される場合とされない場合を考えます。緊急停止信号が発生した場合には制御棒が挿入された場合と失敗した場合を考えます。図1-23の結果を用い、原子炉緊急停止信号発信に失敗し逆止弁が作動した時は、炉心燃料は健全となります。これらの安全機能が満たされない確率はフォールトツリー解析等で評価され、1回の動作要求に対し 10^{-10} ～ 10^{-5} 程度と小さく、それぞれの安全機能は高い信頼性が確保されています。

その他の事象についても評価した結果、「もんじゅ」のATWS発生頻度は 10^{-8} /炉年程度であると推定できます。

本研究によって、「もんじゅ」のATWS発生頻度は十分小さく、異常が発生した場合でも原子炉を安全に停止させる機能には高い確実性が確保されていることを確認しました。

●参考文献

Sotsu, M. et al., ATWS Frequency Evaluation of FBR MONJU, Proceedings of 14th International Conference on Nuclear Engineering (ICONE 14), Miami, USA, 2006, ICONE14-89377, in CD-ROM.

1-10 「もんじゅ」で発生を想定している熱過渡に対する余裕の評価 —「もんじゅ」実データに基づくプラント熱過渡裕度評価—

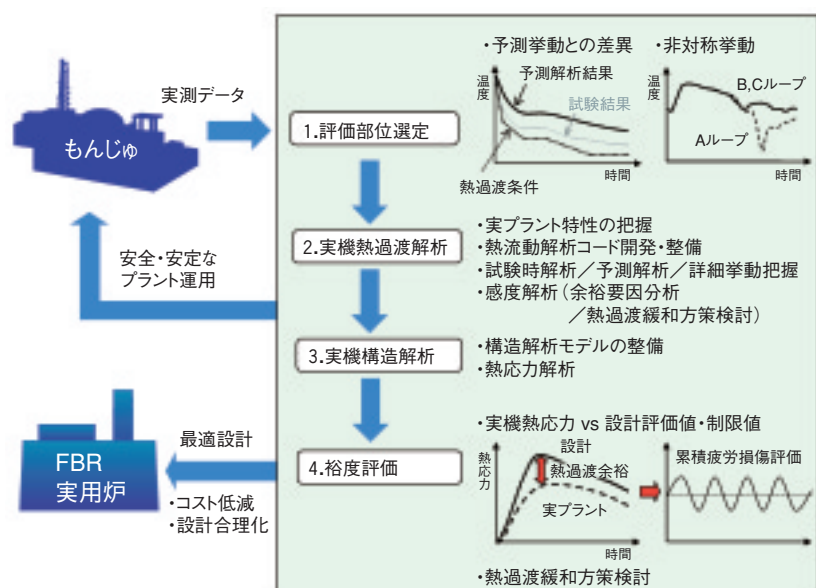


図 1-25 熱過渡裕度評価手法

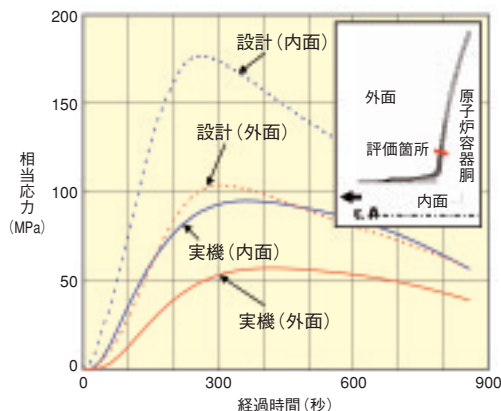


図 1-26 原子炉容器出口ノズル熱応力解析結果

「もんじゅ」では、安全・安定なプラント運用、更には安全で経済的な高速増殖炉を建設するための最適設計を行うために、運転を通して得られた実測データを用いて、設計評価を進めています。

「もんじゅ」は、炉心で熱せられた冷却材ナトリウムの温度が500℃以上の高温となることや、原子炉容器出入口ナトリウムが100℃以上の温度差を有することから、プラントトリップ時の厳しい熱過渡の影響を検討して、機器の健全性を確保しています。本評価では、電気出力40%からのプラントトリップ試験で得られた結果と設計時の解析結果（熱過渡条件）とを比較して設計余裕を評価しました（図1-25）。始めに「もんじゅ」実機の出力40%トリップ試験までに得られたデータで把握した実プラント特性を熱流動解析コードに組み込み、試験時解析から解析コードの解析精度を確認するとともに、試験時の機器内部の熱流動挙動の詳細を解析結果から把握しました。次に、同コードで出力100%のプラント状態からトリップ時の熱流動解析を行い、この結果を構造解析の入力条件とし、熱応力余裕を定量的に評価しました。

試験で得られたデータにおいて、原子炉容器出口ナトリウム温度は、予測より速い降下を示し、また、蒸発器給水入口温度は、予測より大きい上昇を示したため、要因を分析し熱流動解析コードの改良を行いました。

原子炉容器出口ナトリウム温度挙動を分析した結果、

炉心上部から炉容器出口を通過する高温ナトリウムと低温ナトリウムの流況が影響していることが分かり、その領域の解析モデルを詳細化するなど整備が施され、これにより原子炉容器出口ナトリウム温度の試験結果を良く模擬できるようになりました。これを用いて、出力100%プラントトリップ時の原子炉容器出口ナトリウム温度を解析し、その温度挙動を境界条件として、原子炉容器出口ノズルの熱応力解析を実施した結果、設計時の評価結果に対して約50%の応力にとどまり、十分な余裕を有する結果が得られました（図1-26）。

更に、蒸発器給水管板部の熱過渡を評価するために、伝熱管内の水・蒸気の逆流の解析モデルを追加するなど詳細化し、より正確に蒸発器給水入口温度を把握できるようになりました。これを用いて、出力100%プラントトリップ時の熱流動解析を行い、その結果を用いて熱応力評価を実施したところ、給水管板の疲れ累積係数は非常に小さく、制限値1.0を十分に下回る結果が得られました。

今後、この検討で整備した熱流動解析コードや熱過渡裕度評価結果は、試運転時の運転計画などに反映していきます。また、本評価で得られた知見を踏まえて、着実に設計技術の高度化を進め、安全・安定なプラント運用やFBR実用炉の検討に反映していく予定です。

●参考文献

Mori, T. et al., Margin Analysis of MONJU Thermal Transient Base on Measured Plant Performance, Proceedings of 14th International Conference on Nuclear Engineering (ICONE14), Miami, USA, 2006, ICONE14-89379, in CD-ROM.

1-11 極限環境下での安全確保への挑戦

—「もんじゅ」原子炉容器廻り供用期間中検査装置の開発—

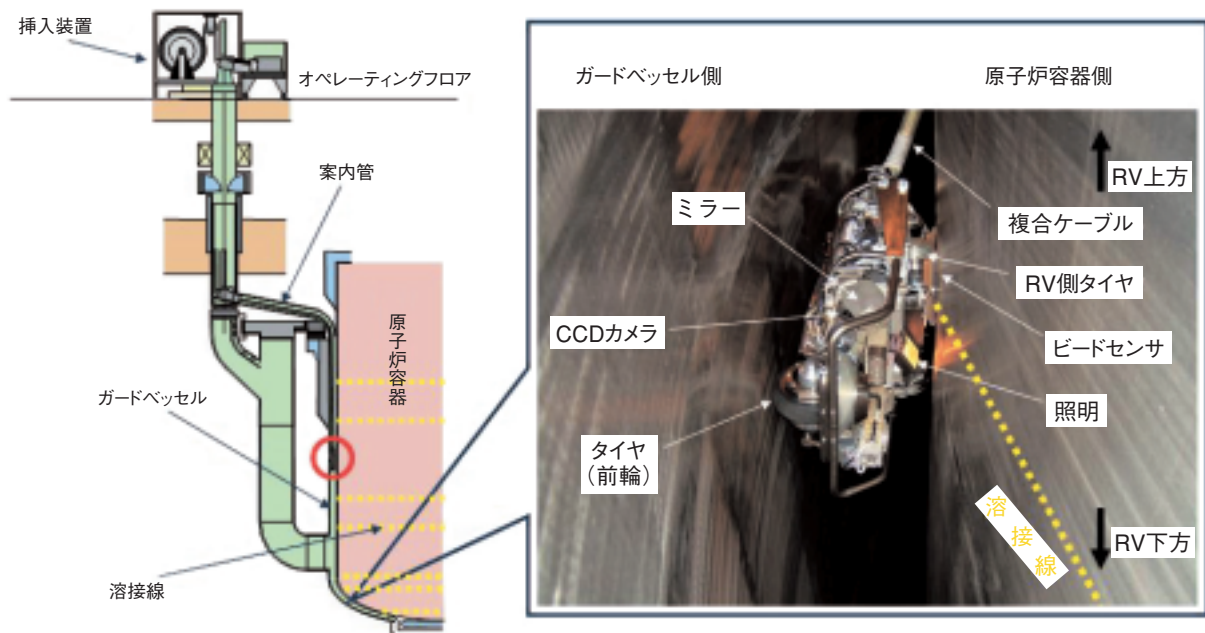


図 1-27 検査装置の探傷状況（モックアップ設備走行風景）

表 1-1 主な検査条件

温度	約200℃
放射線線量率	最大10Gy/hr
雰囲気	窒素，禁水
遠隔操作	約50m
狭隘部	約300mm

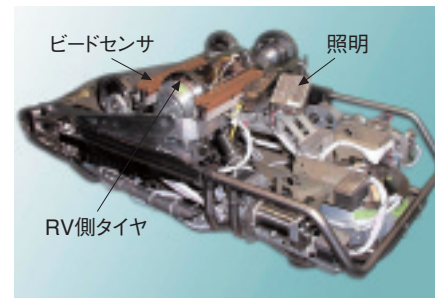


図 1-28 検査装置概要

「もんじゅ」では、安全上重要な原子炉容器（RV）に対し、供用期間中検査（ISI）として目視検査を実施します。RVの中には、核燃料と冷却材であるナトリウムが入っています。検査環境は軽水炉とは異なり、人の接近が困難な極限環境です（表 1-1）。

そこで、極限環境の中でも遠隔操作により検査ができる検査装置の開発を実施しました。

人の接近できるオペレーティングフロアに設置した検査機挿入装置内のゴンドラを使って、検査装置を案内管内まで降ろします。ゴンドラを出て案内管を自走しながらRVとガードベッセル間の約300mmの隙間に挿入し、検査箇所まで移動し、検査を実施します。検査装置は、ばねによる押し付け力で自重を支えながら、約50mのケーブルによる遠隔操作で無軌道の垂直壁面間をビード

センサで溶接部を検出することで、検査対象である溶接線に沿って走行しCCDカメラによる目視検査を行います（図 1-27）。これまでは、3万画素の耐熱・耐放射線ファイバースコープを用いていましたが、新しく開発した検査装置（図 1-28）には、41万画素のCCDカメラを冷却しながら利用することで、より精度の高い検査が可能となりました。目視検査では、ナトリウムの漏えい痕等の有無を検査しますが、漏えいに至る前に「きず」が検出できるように、研究開発段階の電磁超音波探触子（EMAT）を搭載し、より一層の安全性向上の研究開発を継続しています。

今後も、安全性向上を図るために極限環境での検査装置開発に挑戦し続けます。

●参考文献

Tagawa, A. et al., Development of the ISI Device for Fast Breeder Reactor MONJU Reactor Vessel, Journal of Power and Energy Systems, vol.1, no.1, 2007, p.3-12.

地層処分の技術と信頼を支える研究開発

原子力発電に伴って発生する高レベル放射性廃棄物を、何万年という超長期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が、深地層への埋設処分（地層処分）です。我が国では、ガラス固化体を金属製のオーバーパックに封入した上で、地下300m以深の安定な岩盤内に、粘土の緩衝材で包み込んで埋設することを考えています（図2-1）。現在、2035年頃の操業開始を目標に、実施主体である原子力発電環境整備機構が、処分地の選定に向けた公募を行っているところです。2007年1月に高知県の東洋町から初めての応募がありましたが、その後の町長選挙を経て4月に取り下げられました。

私たちは、我が国における地層処分の技術的信頼性を更に高めるため、様々な観点からの基盤的な研究開発を継続しています。

まず、地層処分の舞台となる深地層を総合的に研究するため、花崗岩を対象とした岐阜県の瑞浪超深地層研究所と、堆積岩を対象とした北海道の幌延深地層研究所の二つの深地層の研究施設計画を進めています（図2-2）。現在、坑道を掘削しながら調査を行う段階に入っており、2006年度には、それまで進めてきた地上からの調査による成果を取りまとめ、報告書として公開しました。また、深地層の環境については、断層活動や火山活動などの天然現象を対象とした研究をあわせて行っています。

一方、茨城県の東海村では、人工バリアの長期性能や放射性物質の溶解・移行に関する実験データなどをもとに、深地層の研究施設で得られる情報も活用して、地層処分の工学技術や安全評価のための手法の高度化を進めています。2006年度には、安全評価のツールとして重要

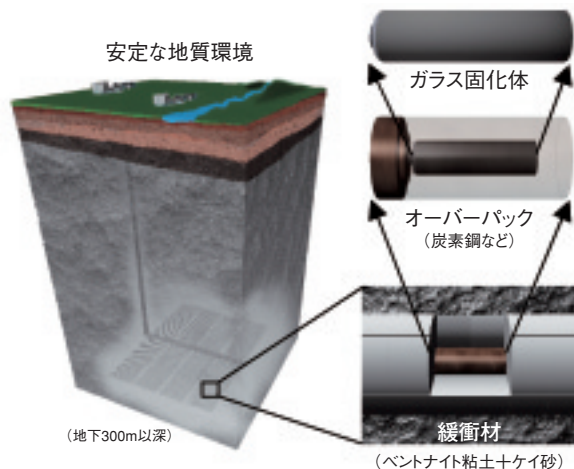


図2-1 地層処分システムの基本概念

な拡散データベースを公開しました。

更に、このような研究開発成果に基づき、地層処分の安全確保にかかわ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し、伝達・継承していくための知識管理システムの開発を進めており、2006年度にシステムの基本設計を行いました。

地層処分に関する基盤研究開発は、私たちのほか、資源エネルギー庁の委託事業として複数の研究機関により進められており、これら全体を効果的に進めるために発足した「地層処分基盤研究開発調整会議」では、2006年度に地層処分に関する基盤研究開発の全体計画を策定し、2007年3月に報告会を開催して公開しました。

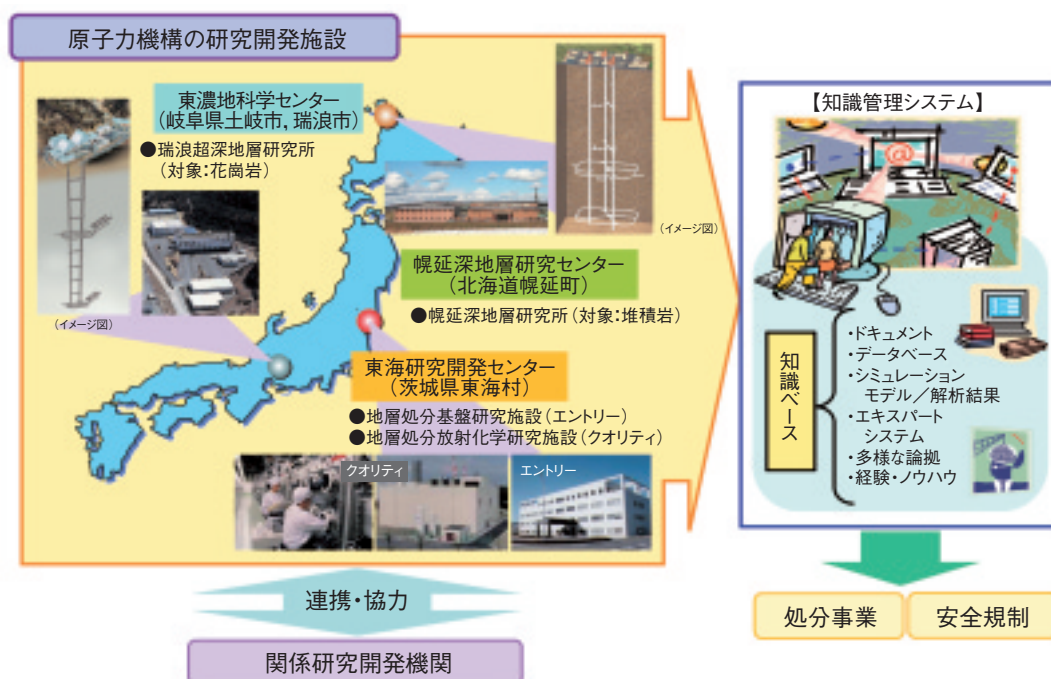


図2-2 地層処分技術に関する研究開発の体制

2-1 地層処分技術の知識基盤の構築に向けて —知識マネジメントシステムの基本設計—

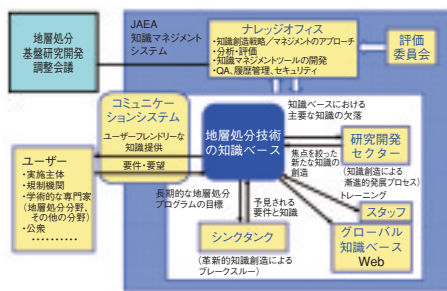


図 2-3 知識マネジメントシステムの基本設計

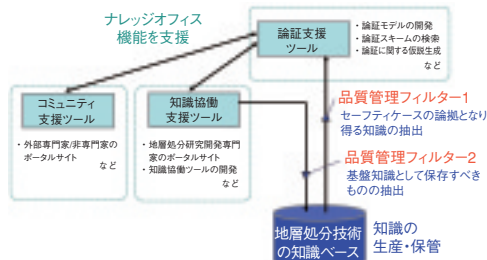


図 2-5 マネジメント機能の基本構成の例

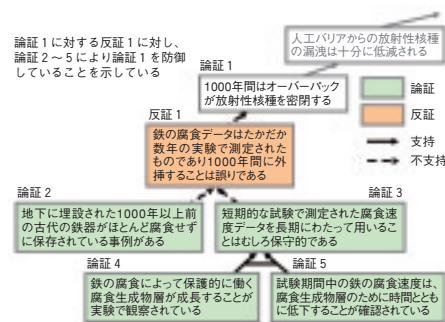


図 2-4 論証モデルの例

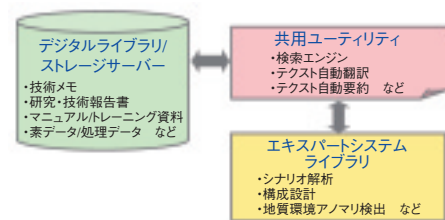


図 2-6 知識ベースの基本構成の例

私たちは、地層処分の長期的な安全確保と長期間にわたる事業全体に対する信頼を支える上で関連する技術的成果を知識基盤として整備し、常に最新の科学技術の知見等を取り込みながら、次世代へ継承するため、知識マネジメントシステムの開発を行っています。

これまで、実際の研究開発の場における組織的な取組として、個々の研究者が持っている知識を共有・活用・統合・継承する努力が行われてきましたが、長期にわたって、しかも急激に増加し続ける多様な分野の知識を、様々なステークホルダーが活用できるようにするとともに、次世代に継承するためには、これをシステム化していくことが重要です。このため、私たちは、知識創出・伝達の間となる協働作業を支援する枠組み（知識マネジメントシステム：KMS）の基本概念を提案しました。KMSの基本概念は、構造化した知識を収納する知識ベース、シンクタンクや研究開発セクターなどの知識創造、ユーザーであるステークホルダーとのコミュニケーション、全体をマネジメントするナレッジオフィスなどの機能で構成されます（図 2-3）。

2006年度は、このKMSの基本概念を具体化していくために必要な個々の機能の設計、個々の機能の実現に必要な技術・手法の検討など基本設計を行いました。

KMSの基本設計では、「地層処分は長期的に安全である」ことを主張するセーフティケースの内容を、主張の根拠となる種々の「論証」とある論証に対して考えうる「反証」との連鎖で表現する（以下、論証モデル、図 2-4 に一例を示す）ことにより、知識ベースに格納されている地層処分技術に関する知識が、セーフティケースの構築という観点からどのように利用されているかをユーザーが理解できるようにするとともに、新たに生産すべき知識は何かを明らかにすることができるよう工夫して

います。そして、こうした論証モデルによって知識をコンピュータ上で適切に取り扱うためのマネジメント機能（議論支援ツール、知識協働支援ツール、コミュニティ支援ツール）を提示しています（図 2-5）。

議論支援ツールには、議論モデルを作成するために必要な議論スキーム（論理構成のパターンを示したもの）、論証に関する仮説生成を支援する機能、議論モデルを表示する機能が含まれます。知識協働支援ツールは新たな知識の生産に関わる原子力機構の専門家の知識協働のためのポータルサイト、コミュニティ支援ツールは実施主体や安全規制機関等の外部の専門家や非専門家とのコミュニケーションのためのポータルサイトを提供します。これらのポータルサイトを介して、実施主体や安全規制機関等のステークホルダーは、議論モデルなどを参照しつつ、セーフティケースの論理構成について議論をし、必要となる知識に関する要望や要求を行うことが可能となります。また、これらの機能を通じて更新された知識は、新たに知識ベースに収納され、議論モデルの更新に反映されます（図 2-5）。

知識ベースには、知識の生産を支援するために必要な専門家の経験・ノウハウが、エキスパートシステムとして含まれます。知識ベースの基本構成（図 2-6）に示すように、デジタルライブラリ/ストレージサーバーに収納された知識とあわせて、共用ユーティリティを介してエキスパートシステムライブラリを利用することが可能となります。

今後は、KMSの基本設計に基づき、最新の知識工学の技術を活用したインテリジェント化を具体的に進めるために全体構造及び個別機能の詳細化を行い、2010年度を目途にプロトタイプを開発する計画です。

●参考文献

梅木博之, 大澤英昭ほか, 地層処分技術に関する知識管理システムの基本的概念, JAEA-Research 2006-078, 2006, 45p.

2-2 地質環境や処分場への天然現象の影響を把握する —天然現象影響評価に関する技術の高度化—

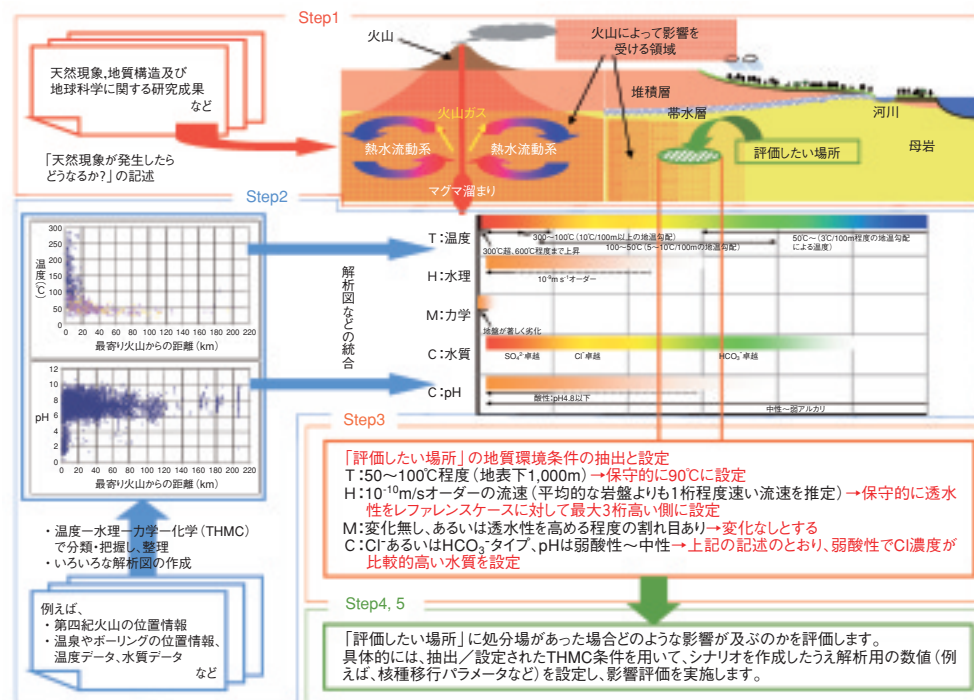


図 2-7 天然現象が地質環境や処分場に与える影響を現実に即して把握する方法のイメージ（火山・熱水活動の例）

高レベル放射性廃棄物地層処分の安全性に影響を与える可能性のある天然現象について、それに起因する地質環境や処分場への多様な影響を現実に即して把握し、評価する技術を整備しました。

原子力機構（旧サイクル機構）が取りまとめた「地層処分研究開発第2次取りまとめ」では、処分の安全性に対する擾乱要因として天然現象（火山・熱水活動、地震・断層活動、隆起・侵食／気候・海水準変動）に起因する処分への影響を、保守的かつ簡略的な評価シナリオやモデルを構築して例示しました。これらの検討は、場所を特定しない段階のもので、処分場が被る影響の特徴を代表的に捉え、取り扱ったものでした。

現実的には発生する天然現象は多様であり、それに起因する影響も強弱を含め多様です。そのため、今後は、具体的な場所の選定に応じて明らかになる固有の特徴や条件に即した現象と影響を把握する必要があります。

そこで、私たちは、地球科学に関する事例研究の成果を反映して、天然現象の発生に伴う処分への影響を現実的に取り扱う評価シナリオやモデルを設定する手順を開発しました。具体的には、次の手順です（図 2-7）。

Step 1：どんな天然現象がどのように発生するかの記事

Step 2：地質環境条件がどの程度変化するかを検討

Step 3：地質環境条件の変化のパターン分類

Step 4：評価シナリオ及びモデルの設定

Step 5：影響解析の実施

この手順のうちStep 1と2は、図 2-7のとおり、天然現象を始めとする地球科学に関する事例研究の成果を活用します。また、Step 2では、地質環境条件の変化を温度（T：地温など）、水理（H：地下水流速など）、力学（M：岩盤の物性など）、化学（C：地下水の水質など）、すなわちTHMCで分類して把握し、整理します。Step 3では、評価シナリオやモデルを設定しやすくするために、地質環境条件の変化をパターン分類します。最後に、Step 4と5では、パターン分類した地質環境条件を用いて評価シナリオやモデルを作成し影響解析を実施します。

本検討により、地球科学に関する研究成果の適切な組込みができるようになり、今までよりも多様な天然現象とそれによる地質環境条件への影響を現実的かつ具体的な把握ができるようになりました。また、現象の発生から影響評価までの展開が明示され、より現実的な評価シナリオやモデルの構築ができるようになりました。更に、これらの検討を通じて提示される必要な知見・データの過不足や着目すべき点などの情報についてTHMCを介して地球科学に関する研究にフィードバックすることにより、今後の研究計画の立案などに効果的に寄与することできると考えられます。

●参考文献

Kawamura, M. et al., Study on Evaluation Method for Potential Impacts of "Natural Phenomena" on a HLW Disposal System, Proceedings of East Asia Forum on Radioactive Waste Management Conference, Taiwan, 2006, p.350-367.

2-3 地層処分容器の超長寿命化の可能性

—低酸素濃度環境における銅オーバーパックスの腐食挙動—

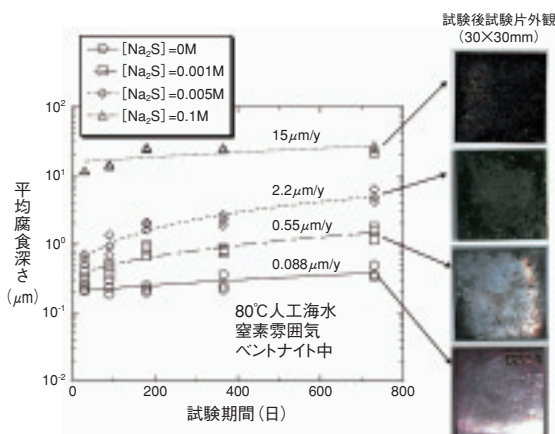


図 2-8 純銅の腐食に及ぼす硫化物濃度の影響

腐食量は硫化物濃度が高いほど大きくなります。試験後試験片の外観を見ると、硫化物濃度が高いほど黒色の腐食生成物が厚く形成されています。この腐食生成物はX線回折より、Cu₂Sであることが確認されています。

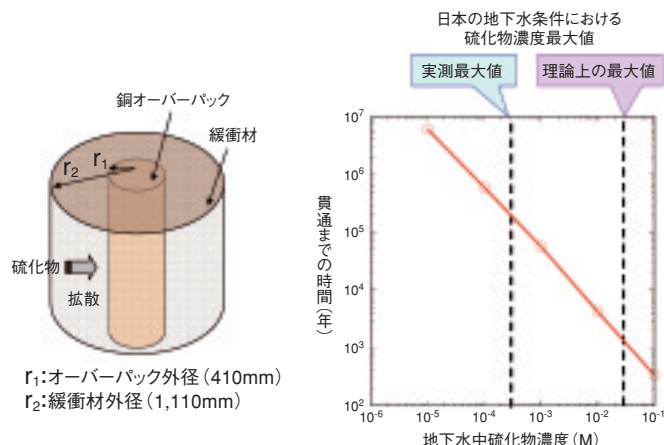


図 2-9 腐食量評価モデルの模式図と硫化物濃度に対する銅オーバーパックス推定寿命（貫通までの期間）

緩衝材からオーバーパックス表面への硫化物供給量を腐食量に換算し、腐食量が10mmに達した時点で貫通すると仮定しました。硫化物濃度が0.0006M以下であれば10万年以上の寿命を達成できる可能性があります。

オーバーパックスはガラス固化体を収容する処分容器のことで（図 2-1）、少なくとも1000年間、地下水とガラス固化体の接触を防ぐ機能が期待されています。その材料として、これまで、炭素銅を中心に検討してきており、深部地下水環境での腐食挙動など、具体的なオーバーパックス設計に反映できる知見が整備されてきました。一方、オーバーパックスに対して1000年を大きく超える寿命を期待することができれば、処分システムの信頼性がより向上します。炭素銅の場合、深部地下水環境での腐食速度は1年間に数μm以下であり、1000年間は十分に健全性を維持できると評価していますが、現時点では数万年を超えるような極めて長い寿命を期待することは困難です。そこでチタン、銅など代替材料の検討も進めています。

代替材料のうち銅は、一般的な天然水環境において、低酸素環境であれば水と反応しない、すなわち腐食しないという特徴があります。地下深部は本来、酸素濃度が極めて低い環境ですので、条件次第では半永久的な寿命を達成することも不可能ではありません。しかし、低酸素環境における銅の化学的な安定性も、硫化物（H₂S, HS⁻, S²⁻）が存在すると失われてしまい、激しく腐食する場合があることが知られています。そこで私たちは硫化物による銅の腐食への影響について検討を進めています。一例として、硫化物の濃度と純銅の腐食速度の関係を実験で調べると、図 2-8 のように、濃度とともに腐食速度が増加する現象が確認されました。硫化物濃度が0.001M程度であれば腐食速度は1μm/年未満、単純に

外挿すると1000年間でも1mm未満です。銅オーバーパックスの腐食しろは数cmありますので、この程度の濃度条件であれば1000年間より長期の寿命を達成できる可能性があります。次に、銅オーバーパックスがどの程度の寿命を達成できる可能性があるのか、実際の処分システムを想定してモデル計算を行いました。オーバーパックスの周りはベントナイトを主成分とした緩衝材で覆われているため、硫化物は緩衝材中を移行（拡散）してオーバーパックスに到達し、腐食反応を起こすと考えられます。したがって腐食速度は緩衝材中の移行速度によって制限されます。オーバーパックス表面への硫化物の供給速度を腐食速度に換算して腐食量を求め、硫化物濃度とオーバーパックス寿命の関係を求めると、図 2-9 のようになります。我が国における一般的な地下水中硫化物濃度の実測最大値は0.0003M程度ですので、この程度の濃度条件であれば数十万年の寿命を達成できる可能性があります。しかし、微生物の活動による影響など潜在的な硫化物濃度上昇を考慮すると、理論上は最大約100倍の濃度が算出され、この場合はそれほど長期の寿命は期待できません。

以上のように、銅は環境条件次第では極めて長い寿命を達成する可能性を秘めています。オーバーパックス材料として選定する場合は地質環境条件とその長期的な変遷を十分見極める必要があります。今後も銅の腐食挙動に関する知見を拡充し、地質環境条件に応じた材料選定、オーバーパックス設計、長期健全性評価に反映させる予定です。

●参考文献

谷口直樹ほか、低酸素濃度環境における純銅の腐食挙動に及ぼす硫化物の影響と銅オーバーパックス寿命の超長期化の可能性, JAEA-Research 2007-022, 2007, 64p.

2-4 地質環境における物質移動係数を集約・管理する ー拡散データベースシステムの開発と公開ー

表 2-1 拡散データベースの構成内容 (一部)

データ名	内 容
De	実効拡散係数
De information	境界条件, 溶液の攪拌状況など
Type	酸性結晶質岩, 塩基性結晶質岩, 堆積岩(砂質岩類), 堆積岩(泥質・凝灰質岩類), 緩衝材など
Element	元素名
Species	化学種
Solid information	試料の産地, 種類, 試料ディスクサイズや形状, 前処理の有無, 混合物, 鉱物組成, 粒径, 等電点など
Dry Density	乾燥密度
Porosity	間隙率
Experimental method	In diffusion法, through diffusion法, Back to back法など, 実験方法を選択
Solution Index	試験溶液種類
Tracer	使用したトレーサの種類と濃度
Contact time	試料内拡散に供した時間
Temperature (C)	試験系の温度
Redox condition	Eh(vs SHE), 雰囲気条件(還元又は酸化), 還元剤使用の有無・種類・濃度などを記載
Author	参考文献; 著者
Title, Vol., Num. etc.	参考文献; タイトル, 巻, 号など
publication year	参考文献; 発行年
Others	その他の補記情報
Quality information	データの品質に係る情報

図 2-10 データ検索条件設定のインターフェース (主要検索項目)

私たちは、地層処分の安全評価に係る研究に貢献するとともに、同分野の研究者ほか広く一般に対して成果を公開し、有効に活用されることを目的として、種々の核種が物質中を拡散・移行する際の評価に活用可能な物性値の一つである拡散係数に注目し、その調査結果のデータベース方式による管理・活用を行うためのシステム (DDB: Diffusion DataBase system) を構築しました。

拡散係数及び関連する付帯情報 (試料の間隙率, 実験方法, 溶液組成等; 表 2-1) は、原則として公開文献を調査・整理することで入手します。DDBは、これらのデータを一括して管理するとともに、検索条件設定のインターフェースを通じて、使用者が必要なデータを抽出することができます。データには、情報源となった文献情報も記載されていることから、必要に応じて原著にさかのぼって詳細に調査することも可能です。DDBに登録しているデータは、「地層処分研究開発第2次取りまとめ」における活用を目的として整備した、1980~1998年に公開された文献から調査した、我が国の岩石中にお

ける性能評価対象元素の拡散係数 (約300件) です。

DDBは、取り扱い可能なデータ項目を、先述した拡散係数及び付帯情報の管理を目的として広範囲に用意しており、核種の拡散係数に係る一連のデータを網羅的に管理可能な仕様としました。DDBの公開のため、主にデータ検索・表示フォームの刷新を行いました。本改良により、検索条件を画面から選択して指定したり、イオン濃度等の数値データに対して、数値範囲を指定したりすることが可能になるとともに、文献の著者及びタイトルなど多岐にわたる項目を文字列指定で同時に検索できるように改良を実施しました (図 2-10)。構築したデータベースシステムは、Microsoft® Office Accessで動作する形式とし、原子力機構のWebページ (URL: <http://migrationdb.jaea.go.jp/>) において公開しています。DDBは、更に適用範囲の拡大を目的として、緩衝材中における性能評価対象元素の拡散係数と、関係する付帯情報を調査・整備中であり、近日中にデータを追加登録し、公開する予定です。

●参考文献

栃木善克ほか, 主要岩石及び緩衝材中の核種の拡散係数データベースシステム (2007年公開版/仕様), JAEA-Data/Code 2007-010, 2007, 14p.

2-5 大昔の気温の変化を探る

ー内陸盆地の堆積物中に保存された花粉を用いた古気候復元ー

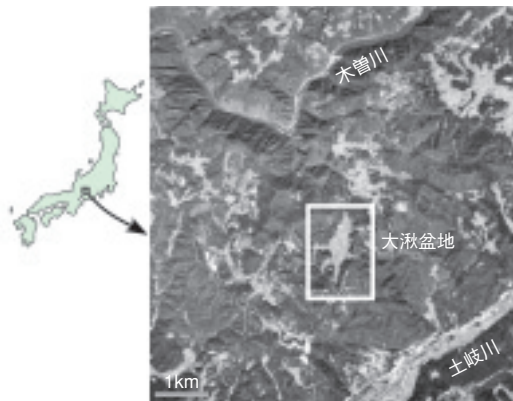


図 2-11 大湫盆地の位置と、
周辺の地形
大湫盆地は、岐阜県瑞浪市の
木曾川と土岐川に挟まれた丘
陵の山頂部近くに位置してい
ます。

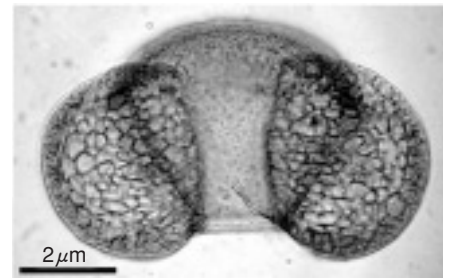


図 2-12 ゴヨウマツ垂属の花粉化石
(写真提供:岡山理科大学 守田益宗准教授)

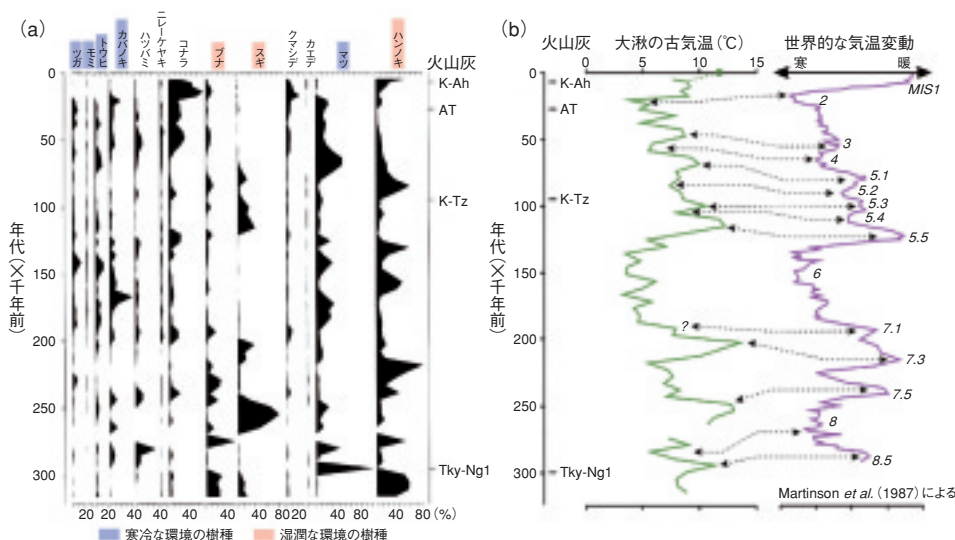


図 2-13 ボーリングコア中の花粉の
種類と構成比から推定された古気温
変化

(a) 主要な花粉の構成比の変化（横軸
は主要樹木花粉の合計を100としたと
きの百分率）
(b) モダンアナログ法により復元され
た大湫の古気温の変化（緑）と、深海
底コア中の堆積物を用いて復元され
た世界的な気温変化（紫）

高レベル放射性廃棄物の地層処分においては、将来の地形変化が地下水の流れなどへと及ぼす影響を評価する必要があります。気候変動は地形の形成過程を支配する要因の一つで、過去の地形変化と気候変動を同時に復元することにより、将来の地形がどのように変化していくかを予測することが可能になると考えられます。

私たちはこのような研究開発の一環として、岐阜県瑞浪市大湫（おおくて）盆地（図 2-11）においてボーリング掘削し地層の試料を採取しました。その中に含まれる樹木の花粉（図 2-12）の種類とその量を調べ、中部地方における大昔の気温変化の様子を推定しました。大湫盆地では、約30万年前以降のほぼ連続的な気温変化を復元することができました。

気温復元の結果、約30万年前までは、ブナやハンノキが自生する温暖な気候であり、その後、温暖化と寒冷化が数万年～10万年間隔で繰り返されたことが分かりました。特に、約15万年前の中部地方は氷河期にあたり、ツガやモミ、トウヒなどが自生する亜寒帯の風景が広がっ

ていたと考えられます。

復元された大湫盆地の過去約30万年間の気温変化は、深海底にたまった堆積物の分析から明らかにされている世界的な気温変化とおおむね一致しており、内陸部にある中部地方においても気温変化は世界的な気温変化に連動していたことが分かりました（図 2-13）。

日本の内陸部で30万年間もの長期間にわたってほぼ連続的に気温変化が復元できた例は、これまでほとんど報告されていなかったものです。このような良好な結果が得られたのは、丘陵地の頂上近くに位置し、流れ込む河川がほとんどないという、大湫盆地の特異な地形のおかげです。内陸の盆地に、そのような古気候復元に適した場所があることが今回の研究で初めて明らかになり、今後の古気候の研究に新たな知見を提供することになりました。今後は、この研究で得られた気候変動が、地形変化過程にどのような影響を及ぼすかを明らかにするために、東濃地域を事例として、過去の地形とその変化の様子を復元する調査を行う予定です。

●参考文献

佐々木俊法, 守屋俊文ほか, 東濃地方内陸小盆地堆積物の分析による過去30万年間の古気候変動, 第四紀研究, vol.45, no.4, 2006, p.275-286.

2-6 坑道掘削の振動を利用して地表から地下を探る —物理探査法による地下深部の可視化技術—



図 2-14 調査位置

掘削工事の振動を観測するために、地表に並べて設置している受振器の位置を示しています。受振器は、図中の青色実線部に10m間隔で設置しています。

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として、地下水の流れに影響を与える地質構造を空間的に精度良く把握することは、地質構造モデルを構築する上で重要です。地質構造を調査する手法としては、空中から調査するリモートセンシングや空中物理探査、地上から調査する地上物理探査、地表踏査及びボーリング調査などがありますが、ここでは、地上物理探査の一つである弾性波を利用した調査手法として、坑道掘削工事の振動を利用した地質構造調査技術について紹介します。

現在、瑞浪超深地層研究所では、研究坑道の掘削工事を実施しています。掘削工事では、掘削のための発破やズリ出し、ボーリング掘削などの様々な振動が発生しています。本研究は、これらの振動（弾性波）を利用して、地質構造を調査するというものです。弾性波を利用して地質構造を調査する代表的な手法としては反射法地震探査があります。これは、地上に受振器を並べて設置し、ほぼそれに沿って一定間隔で地上から地下へ人工的な振動を発振して、地下から反射してくる振動を地上で観測して地質構造を把握するという手法です。本研究で紹介する手法は原理はこれと同じで、図 2-14 に示すように、立坑を中心として地上に放射状に受振器を設置して行います。反射法地震探査と異なる点は、地上の受振点に沿った発振がないということです。したがって、そのままでは、反射法地震探査と等価な結果を得ることはでき

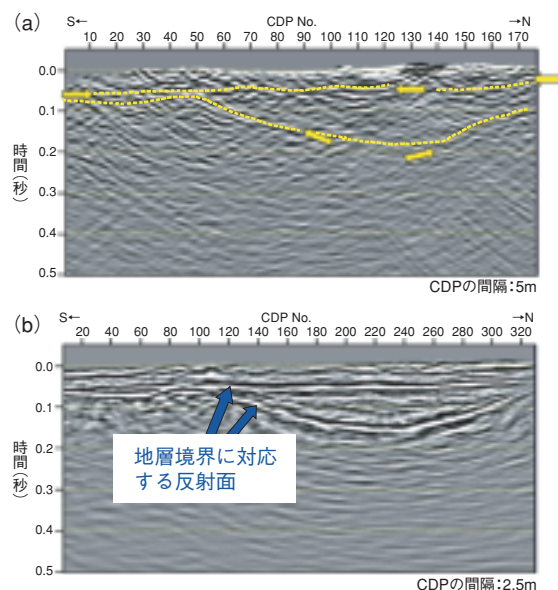


図 2-15 掘削振動の観測データから作成した反射断面 (a) と過去に実施した反射法地震探査による反射断面 (b)
(a) の黄色破線及び矢印は、確認できる反射面の位置を示したものです。

ません。そこで、発破振動に対する観測データから、すべての受振点について、その一つを発振点とし残りを受振点とした場合のデータを計算（相互相関処理）により求めて、反射法地震探査と等価な観測データを作成します。図 2-15 は、図 2-14 の No. 4 測線と No. 1 測線で観測したデータを基に上記の計算を行い、作成した反射断面 (a) と過去に実施した既存の反射法地震探査の反射断面 (b) を表示したものです。図のように、既存の反射断面で認められる地層境界に対応する反射面が、掘削工事振動を観測したデータから作成した反射断面においても確認することができました（図 2-15 (a) の黄色破線及び矢印）。以上のことから、このような調査手法により通常の反射法地震探査と同等な地質構造調査が行えることが期待されます。

今回は 1 回の発破振動を観測データとして利用しましたが、今後は、掘削工事で発生する様々な振動を利用して観測データの質を高めることで、より明瞭な反射断面を得ることができると考えられます。この調査手法は、基本的に受振点が設置できれば良いので、反射法地震探査では発振点の問題などで調査が困難な場所であっても容易に調査を行うことが可能であり、図 2-14 のように放射状あるいは面的に受振器を設置しておけば調査の三次元化も容易に行えるなどの利点を持っています。

●参考文献

Shiraiishi, K., Matsuoka, T. et al., Seismic Interferometric Imaging from a Point Source in the Ground, Journal of Seismic Exploration, vol.15, 2006-2007, p.323-332.

2-7 地表の微小な傾きから地下水の流れを推定する

—地表傾斜データを利用した水理地質構造の推定—

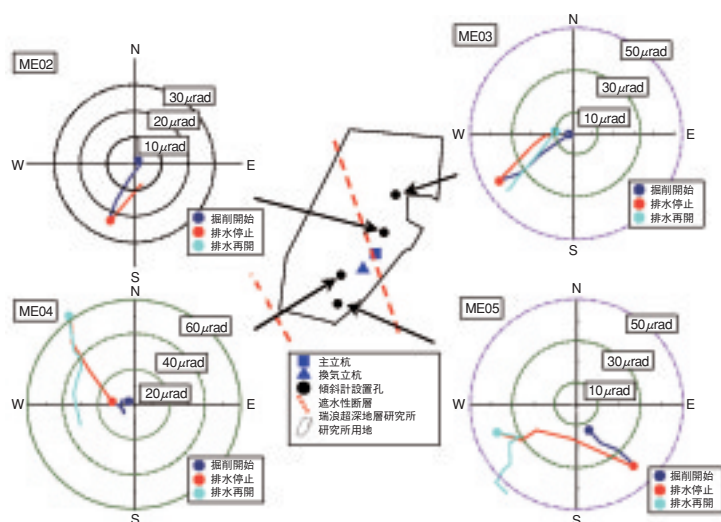


図 2-16 傾斜計での観測結果

研究坑道の掘削、立坑からの排水停止、立坑からの排水再開(2005年10月～2006年5月)による地下水の流れの変化に対応して、地表の傾斜方位、傾斜角度が変化しています。円の大きさは傾斜角度を示します。

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では、地下深部における地下水の流れを評価することが重要となります。また、地下に大規模構造物を建設する場合には、環境保全の観点からも地下水の流れを評価しなければなりません。

地下水の流れを評価するためには、岩盤の透水性(水のとおりやすさなど)や間隙水圧(岩盤中の地下水の水圧)の分布を調べるとともに、透水性が異なるような地下水の流れを支配する構造(水理地質構造)の分布を推定する必要があります。一般的には、地下水の流れを評価するために必要な情報は、ボーリング孔を用いた調査や観測によって取得されます。しかしながら、深度数100m規模のボーリング孔を用いた調査や観測を数多く行うことは多大な時間や費用を必要とすることから、ボーリング孔での調査、観測から得られる情報を補完する簡便な方法の開発も重要な課題となっています。

私たちは、地表からの観測によってボーリング孔で得られる情報を補完する手法の一つとして、地表でのわずかな傾斜の変化から地下深部の地下水の流れに影響を与える大規模な水理地質構造を推定する手法の開発を東北大学との共同研究で実施しています。

本研究では、ボーリング孔での試験や大規模構造物の建設に伴う湧水などによる地下深部の地下水の移動によって生じると考えられる地表の微小な傾斜の変化から、地下深部の地下水の体積の変化を推定するための逆

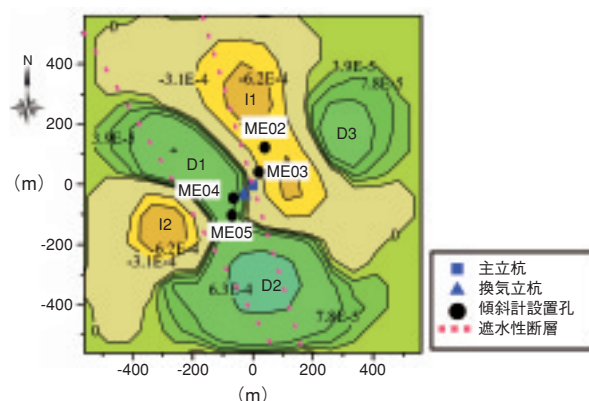


図 2-17 地表の傾斜データを用いた逆解析の結果

研究坑道掘削期間(2005年4月～2006年4月)の地表の傾斜データを用いた解析結果です。図中の数値は単位岩石体積当たりの地下水体積の変化を示し、D1、D2及びD3は地下水体積の減少領域(寒色系)の中心を、I1、I2は地下水体積の増加領域(暖色系)の中心を示します。

解析手法の開発・改良を行い、実際に取得されたデータを用いて水理地質構造を推定することにより、手法の有効性の確認を行っています。

瑞浪超深地層研究所では、ナノラジアン(10^{-9} radian)オーダーの分解能を持つ傾斜計を研究所用地内の4箇所に設置し、地表での傾斜観測を行っています。観測の結果、研究坑道の掘削や掘削に伴う地下水の流れの変化により、地表付近の傾斜が変化することが分かりました(図2-16)。

研究坑道掘削時における地表での傾斜変化データを用いて、地下160mでの地下水の体積変化を推定した結果、地下水体積の減少領域は、立坑付近を中心に北北西—南南東方向に広がっていると推定されました(図2-17)。

推定された地下水の体積減少領域は、これまでの調査・観測で推定されている遮水性の断層(断層を横切る方向に対して地下水が流れにくい特性を持つ断層)に挟まれた領域とおおむね一致しています。このことから、研究坑道の掘削に伴う立坑の湧水が、二つの遮水性断層に挟まれた領域から選択的に地下水が流入することによって供給され、その結果として、地下水体積の減少が生じていることが示唆されました。この結果はこれまでの調査・観測結果と整合的であることから、本研究により開発した手法は、地下水の流れに大きな影響を与える水理地質構造を推定する有効な手法の一つであることが確認できました。

●参考文献

- 中谷勝哉, 竹内真司ほか, 傾斜計を用いた地下水流動評価法の開発とモデル解析, Journal of MMIJ, vol.123, no.1, 2007, p.17-25.
中谷勝哉, 竹内真司ほか, 傾斜データの逆解析による立坑掘削に伴う地下水流動の評価, Journal of MMIJ, vol.123, no.1, 2007, p.26-32.

2-8 比抵抗値による地下水水質分布の推定

—地球統計学による信頼度の向上—

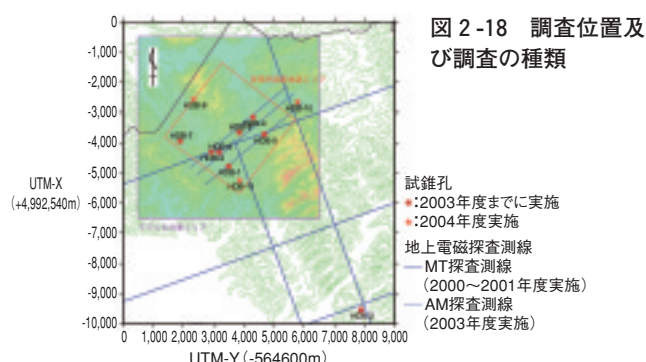


図 2-18 調査位置及び調査の種類

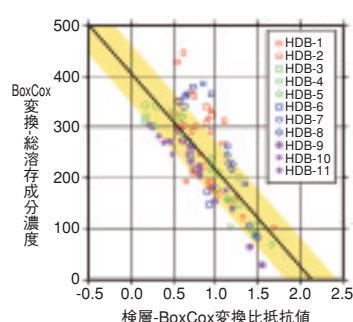


図 2-19 比抵抗値と地下水の総溶存成分濃度との関係

北海道幌延町で進めている幌延深地層研究計画として、2005年度まで 3 km×3 km 程度の調査領域内で地上から地下深部の地質環境を把握するための調査研究を実施し、現在は地下に坑道を掘り進みながら、地上からの調査研究で立てた予測を確認し、調査手法や解析評価手法の妥当性の検討などを行っています。ここでは、この地下施設の建設に伴う周辺地質環境の変化を把握・評価する手法に関する研究について紹介します。

地上からの調査研究では深度 500～1,000m 程度までの深層ボーリング調査のほか、図 2-18 に示すように広範囲の地質環境に関する情報を得るための物理探査と呼ばれる調査を行いました。物理探査は、岩盤に振動や電気を人工的に伝え、その伝わり具合によって地質環境に関する情報を得る調査です。特に、地上からの調査研究で適用した物理探査手法のうち、岩盤中の電気抵抗（見かけ比抵抗）の分布を調べる手法は、ヘリコプターを使った広範囲・低解像度のもから、深層ボーリング孔における検層といった狭範囲・高解像度のものでデータを取得していました。また、調査領域内では、図 2-19 に示すように地下水中に含まれる溶存成分濃度と見かけ比抵抗値の間に高い相関性が認められています。

本研究では、これらのデータに地球統計学と呼ばれる岩盤などの物性分布の推定に用いられる統計手法を適用することで、調査のスケールや解像度が異なる一次的・二次元的な比抵抗分布データから三次元の空間分布モデルを構築しました。更に、地上からの調査で行った各調査ステップごとにデータセットを構築し、情報量の増加によって構築したモデルの精度の検証とその信頼度

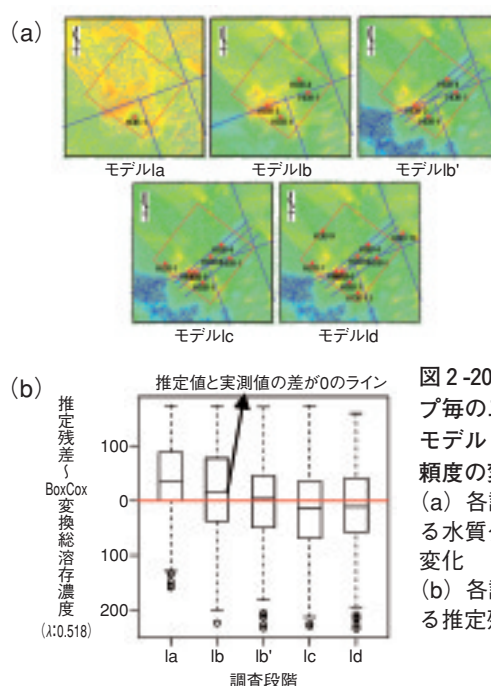


図 2-20 各調査ステップ毎の三次元物性分布モデルと予測結果の信頼度の変化

(a) 各調査段階における水質分布予測結果の変化

(b) 各調査段階における推定残差の変化

の向上の度合いを定量的に検討しました。

この手法の特徴は、地球統計学による解析を行うことで客観的に構築したモデルの精度や不確実性を評価できることにあります。図 2-20 に調査ステップごとの三次元比抵抗分布モデルから推定した地下水水質分布の変化と、推定値と実測値の差（推定残差）の変化を示します。図 2-20(a) より、三次元水質分布モデルは、調査ステップごとに調査データが得られた付近においてモデルの更新が図られること、それに応じて周辺の不確実性が低減していく様子が分かります。また、図 2-20(b) より、調査ステップごとに、予測された水質分布の推定誤差は 0 に近くなるものの、水質分布のばらつきの範囲は狭まらないことが分かります。これは、単純にデータ量を増やすだけでは、モデルの不確実性の幅を大幅に改善することは難しく、調査対象領域の地質環境（地質構造や水質分布など）を十分考慮した上で、調査データを取得する位置を決める必要があることを示していると考えられます。

今後は、地上からの調査研究の段階で構築した三次元比抵抗モデルとそれに基づく物性分布の予測結果を踏まえ、地下施設建設中に地上から地下施設建設深度（深度 500m）までの範囲をカバーできる電気探査を定期的に繰り返し、地下施設建設による周辺地質環境への影響度合いとその範囲を把握する予定です。また、この調査で構築する技術は、実際の処分場建設・操業・埋め戻しといった各段階において地上から地下深部までの地質環境の変化やその回復状況を定量的な把握・評価に適用できるものと考えられます。

●参考文献

本多眞, 松井裕哉ほか, 地盤統計学的手法を用いた地質環境モデル構築手法に関する研究(共同研究), JAEA-Research 2007-028, 2007, 91p.

2-9 地下水の水質分布を把握するための調査とモデル化

— 幌延深地層研究計画における地下水の地球化学調査 —

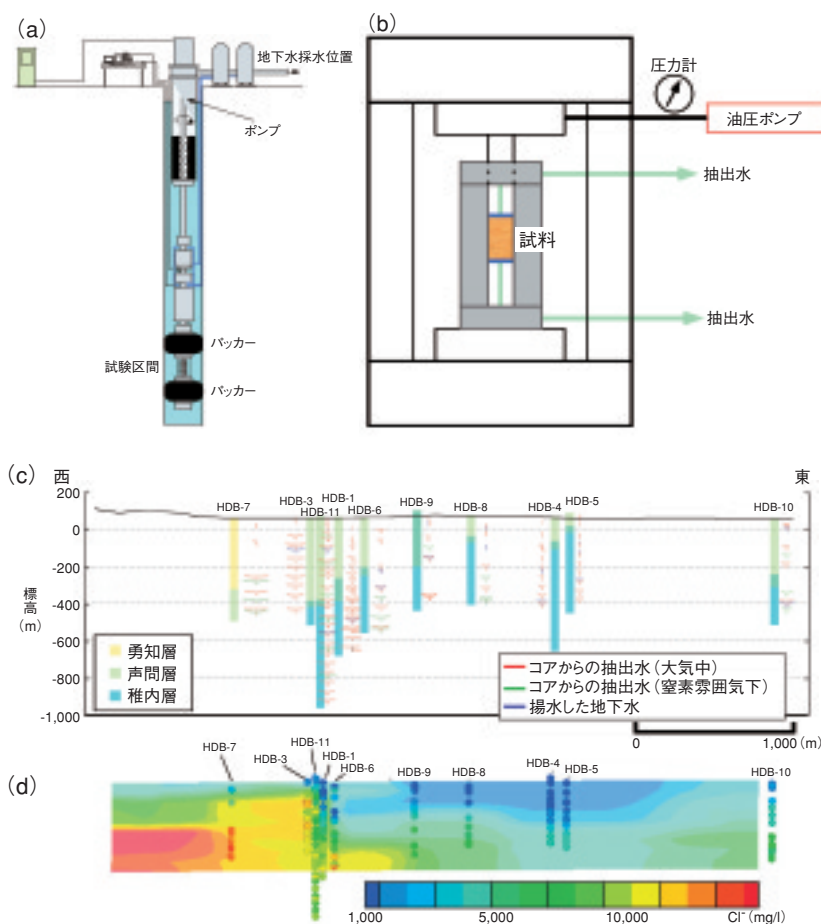


図 2-21 (a) 地下水の採水装置

地下水を採水したい深度にパッカーと呼ばれるゴムで閉塞区間を設定し地下水を汲み上げ、地上部で地下水を採水できる装置です。また、地下水を揚水する間は、地上においてpH、温度、電気伝導度などの観測を行い水質の変化を観測できる装置です。

(b) 間隙水抽出装置

ボーリングで取得したコアを70～100MPaの高圧で圧縮し、コアに残っている間隙水を抽出する装置です。約200ccのコアから2週間かけて10～30ccの間隙水が抽出できます。

図 2-22 (c) ボーリング調査で取得された地下水の水質

ボーリング調査で取得された地下水の水質データを、ヘキサダイアグラムで示したものです。この結果、すべてのボーリング孔で深度方向にNa-HCO₃型からNa-Cl型の水質を示すことが分かります。

(d) 統計手法により地下水の水質分布を推定した例

ボーリング孔の位置、地下水や間隙水を採取した深度及び地下水の水質データを元に統計手法（逆距離加重法）を用いて、地下水の三次元水質分布を推定しました。この結果、東側の方が深くまで塩化物イオン（Cl⁻）濃度が薄いことが分かります。

我が国では、使用済燃料の再処理に伴って発生する高レベル放射性廃棄物を、300mより深い地層中に処分することを基本方針としています。このような地層処分を行うためには、地下深部に大規模な処分施設を建設することが必要となります。地下施設の建設は、施設内への湧水による周辺の水理場や水質の変化、坑道の掘削による大気との接触による岩盤の酸化、トンネル掘削による岩盤の緩みなどを生じ、地下深部の地質環境を変化させると予想されます。

本研究では、地下施設の建設前の地表から地下深部にかけての地下水の水質分布を推定するための技術を構築しました。地表から地下深部までの水質分布を推定するために必要な水質データとして、幌延深地層研究計画では、河川水と雨水の分析を行い、表層の水質とボーリング調査中に採取した地下水や間隙水などの化学分析による地下水の水質を把握しました。これらのデータに対して、統計処理を行い、地下水の三次元的な水質分布を推定する技術を構築しています。

地表から地下深部の地下水の水質を把握するために、直径約15cmのボーリング孔を掘削し、地下水を採水

(図 2-21(a)) したり、掘削により得られたコアから間隙水を抽出 (図 2-21(b)) したりして、地下水の水質分析を行いました。ボーリング調査では、地下水とは異なる水質のものを掘削水として使用するため、本来の地下水の水質を変化させる可能性があります。そこで、ボーリング調査中に使用する掘削水には、蛍光染料を既知濃度で添加しながら掘削を実施し、蛍光染料の濃度が十分低下した後に採水を行いました。

このようにして取得された地下水の水質データとして、11本のボーリング孔から地下水試料18試料、間隙水試料約170試料を取得しました。次に、調査により取得したこれらのデータに対して、空間統計的な処理を行い地下水の水質の三次元分布を推定しました (図 2-22)。その結果、地下水の水質分布は、深度方向では淡水系 (NaHCO₃型) から塩水系 (NaCl型) の地下水へ変化し、東西方向については淡水と塩水の境界深度が異なることが分かりました。今後は、水質分布の形成過程について検討を行うとともに、地下施設の建設に伴い生じる周辺の地下水の水質の変化を通じて地下水の地球化学モデルの妥当性を検討する計画です。

●参考文献

Hama, K., Kunimaru, T. et al., The Hydrogeochemistry of Argillaceous Rock Formations at Horonobe URL Site, Japan, Physics and Chemistry of the Earth, Parts A/B/C, vol.32, issues 1-7, 2007, p.170-180.

2-10 地質観察データから岩盤の水理地質構造を推定する —堆積岩における割れ目調査技術の開発—

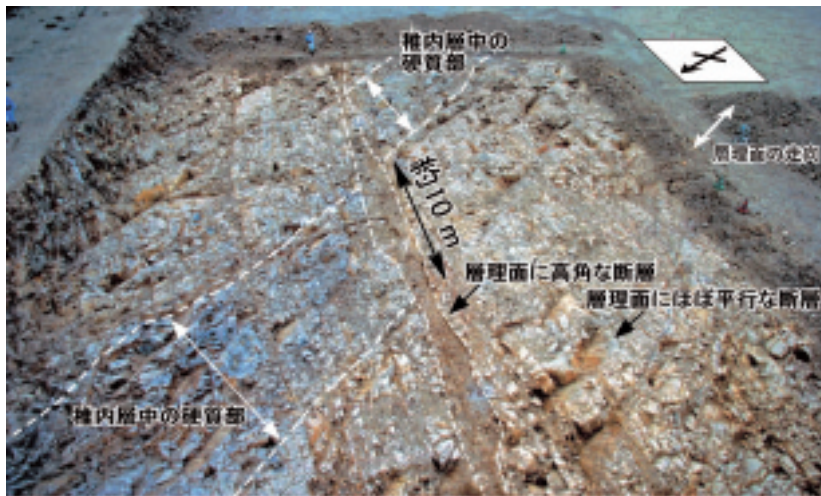


図 2-23 露頭写真の一例

割れ目を観察しやすくするために、重機を用いて人工的に作り出した露頭です。本露頭では、堆積岩（堆内層）中に、層理面に高角な断層と層理面にはほぼ平行な断層が発達するのが観察できます。また、写真中央部には層理面に高角な断層が堆内層中の硬質部を約10m左横ずれさせているのが観察できます。地質観察では、これらの割れ目の変質状況や交差関係などを丹念に記載します。

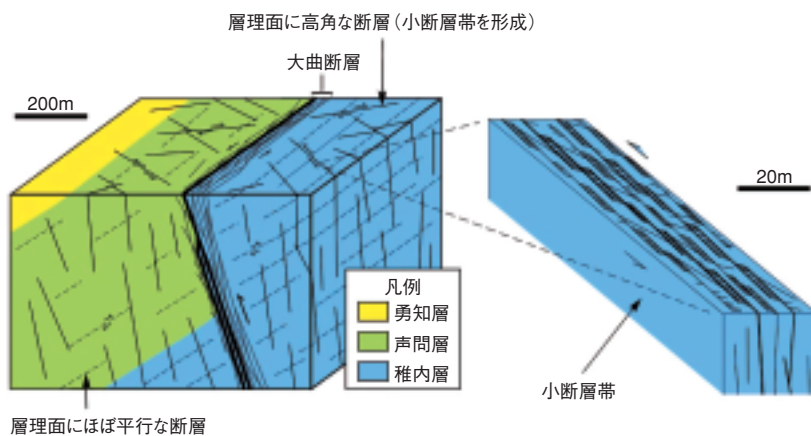


図 2-24 水みちの概念的な分布図

岩盤中には層理面に高角な断層（特に小断層帯）が地下水の主要な水みちとして広く分布していると推定されます。一方、層理面にはほぼ平行な断層はその可能性が低いと推定されます。なお、図中に示した大曲断層は本文で触れていませんが、ほかの調査から地下水の主要な水みちであることが推定されています（図中の実線は水みちの可能性が高いもの、破線はその可能性が低いものを示しています）。

高レベル放射性廃棄物の地層処分を行うに当たっては、廃棄物を埋設する周辺岩盤における放射性核種の移動現象を評価するために、岩盤中の地下水流動を解析する必要があります。地下水流動の解析では、岩盤中の透水係数（水の流れやすさ）の空間分布（水理地質構造）を把握する必要があり、特に透水係数の高い部分、つまり地下水の主要な水みちとなっている部分の把握が重要となります。

水理地質構造は、地質観察データや原位置透水試験データに基づいて総合的に推定しますが、地質観察データに基づく地質解釈によって、主要な水みちをある程度まで推定することができれば、効果的な透水試験の実施が可能となり、効率的な水理地質構造の推定が可能となります。

本研究では、幌延地域の割れ目が発達する堆積岩を対象に地質観察を行い(図 2-23)、地下水の主要な水みちとなっている割れ目の把握とその分布特性の推定を試みました。

岩盤中の大部分の割れ目は、その方向性と割れ目面の

特徴から層理面に高角な断層と層理面にはほぼ平行な断層に分類できました。更に、割れ目の変質状況、方向性、分布密度及び交差関係に基づくと、前者の断層（特にこれらの密集部である小断層帯）が地下水の主要な水みちであることが推定できました。この推定は、ボーリング孔での原位置透水試験の結果や掘削中の逸水箇所と整合的であることが確認できます。

また、この層理面に対して高角な断層は、方向性、変位方向及び交差関係から、褶曲形成時に蓄積された残留応力によって隆起後に形成されたものと推定できました。その成因に基づくと同断層が褶曲構造に伴って広く分布することが推定でき、実際に、褶曲周辺の露頭やボーリング孔において同断層を広く認めることができます。

このように、地質観察データから岩盤の水理地質構造をある程度推定することが可能であることが分かりました(図 2-24)。今後は、調査の量／品質と推定結果の不確実性の関係について、検討していく予定です。

●参考文献

石井英一ほか、新第三紀珪質岩における断層の解析事例、応用地質、vol.47, no.5, 2006, p.280-291.

核融合エネルギーの実用化に向けて

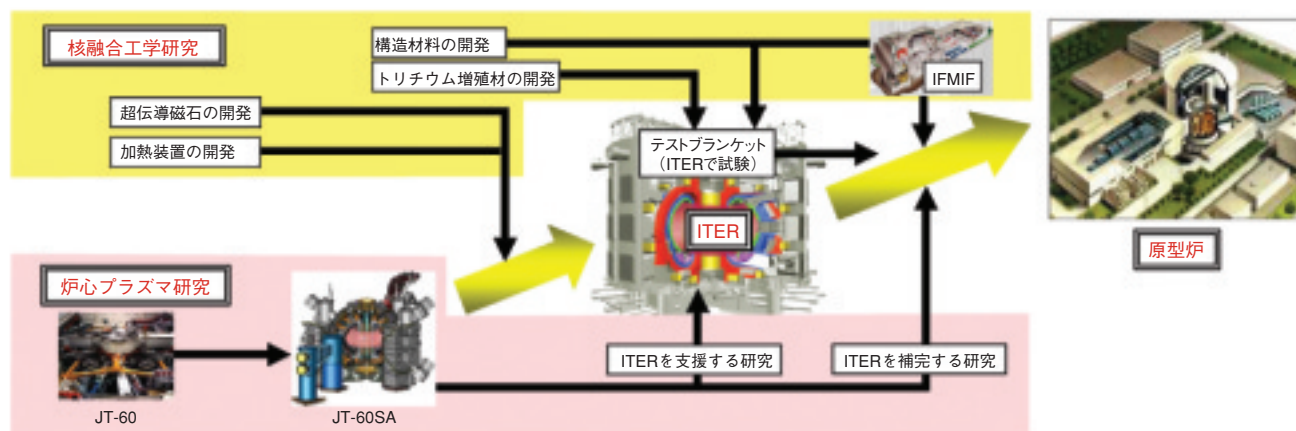


図3-1 核融合原型炉の開発

原子力機構の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、ITER計画、炉心プラズマ研究、核融合工学研究という核融合開発の鍵となる三つの分野の研究開発を進めています。なお、ITER計画に加え、日欧共同の幅広い研究開発（幅広いアプローチ活動）などの国際協力を積極的に利用し、原型炉の実現を目指しています（図3-1）。

国際熱核融合実験炉（ITER）計画

ITER計画は、実験炉の建設・運転を通じて核融合エネルギーの科学的・技術的実現可能性を実証する国際協力プロジェクトで、日本、欧州、米国、ロシア、中国、韓国、インドの7極、世界人口の半数以上を占める国々が参加します。ITERはフランスのカダラッシュに建設することが予定されています。2006年11月には、パリにて参加7極によるITERの建設と運転に関する国際協定が締結されました。原子力機構はITER計画における我が国の極内機関となることが想定され、このITER計画に重要な役割を果たすことになります。

炉心プラズマ研究

ITER計画を支援するとともに原型炉に向けた炉心プラズマ性能の高性能化を目指すJT-60SA計画（JT-60の超伝導化改修）の検討が、幅広いアプローチ活動の一つとして日欧共同で開始されました。トピックス3-1の「日欧共同で実施するJT-60SAの概念設計を完成」は、この改修に関するものであり、JT-60の既存設備を最大限に活用するとともに、先進的な技術を採用することで、柔軟性に富んだ実験が期待できます。

さて、原型炉では経済性が高いこと、すなわち、コンパクトな炉心で高い核融合出力を維持できることが求められます。そのためにはプラズマ圧力（温度×密度）を高めなければなりません。トピックス3-2の「高圧力プラズマに必要なプラズマ回転速度を探る」は、JT-60を用いて、高いプラズマ圧力を安定に維持できることを実験的に示した世界初の成果です。また実験と並行して、理論研究でも大きな進展がありました。トピックス3-3

の「尖らせて高いプラズマ圧力を実現」は、高いプラズマ圧力を実現するための理論的指針を明らかにしたものであり、トピックス3-4の「電子乱流熱輸送の抑制機構を解明」は、実験で発見された断熱層が惑星大気のジェット形成と同じく自己組織化現象であることを電子乱流の第一原理シミュレーションにより解明したものです。今後、実験と理論の組合せにより、炉心プラズマ研究の大幅な進展が期待できます。

核融合工学研究

核融合エネルギーの燃料は、重水素とトリチウム（三重水素）です。重水素は海水中に大量に存在します。トリチウムは天然にはほとんど存在しませんが、海水中に大量に含まれるリチウムから生産することが可能です。核融合炉では、「ブランケット」という装置によって、核融合反応による中性子のエネルギーを受け止め、取り出すとともに、燃料のトリチウムを生産します。トピックス3-5、3-6の「核融合炉の実規模第一壁の試作に成功」「溶接部の違いをヒントに照射硬化抑制手法を開発」は、原子力機構が開発してきた低放射化材料であるフェライト鋼（F82H）を用いたブランケットの製作方法の開発と中性子照射による硬化を抑制する方法に関する研究成果です。一方、トリチウムを効率よく生産するブランケットの開発には、増殖材料の開発とトリチウム生成率の正確な評価が必要です。トピックス3-7、3-8の「ブランケット中のトリチウム生成率を高精度で測定」「核融合炉への安定した燃料供給を目指す材料」で得られた成果により、ブランケットのトリチウム増殖に関する研究が着実に進展しました。またトピックス3-9、3-10の「核融合炉でのトリチウムと金属の相互作用の探求」「核融合装置の高温環境下でも使える樹脂製遮へい材料を実現」に示すように、ブランケット以外の材料開発も進んでいます。

このように、ITER計画を中心に、炉心プラズマから核融合工学研究開発を含む総合的な研究開発アプローチを行うことにより、21世紀中葉の核融合の実用化を目指します。

3-1 日欧共同で実施するJT-60SAの概念設計を完成 —ITER支援及び補完研究に向けたJT-60SA計画—

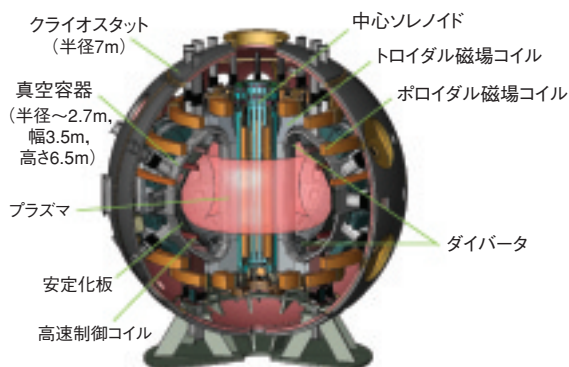


図3-2 JT-60SAの全体構成図

装置全体は、超伝導コイルを極低温に保持するため、クライオスタット（断熱容器）で囲まれています。真空容器内には耐熱性の高いダイバータ、プラズマを安定に維持するための安定化板、高速制御コイルが設置されています。

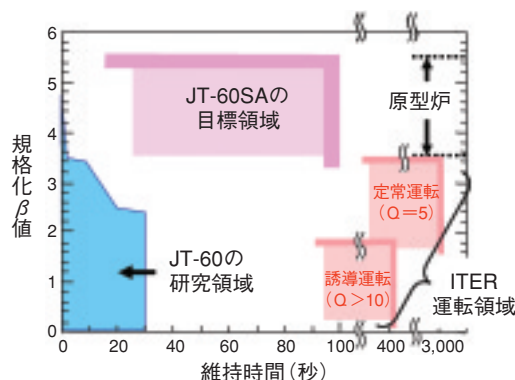


図3-3 JT-60SA計画の目標領域

核融合炉の出力密度は規格化 β 値（プラズマ圧力の指標）の概ね2乗に比例します。原型炉で想定される高出力密度運転には規格化 $\beta=3.5\sim5.5$ のプラズマを安定維持することが必要です。これはITER補完研究の目標となっています。

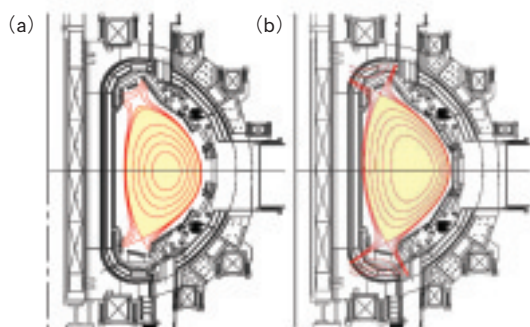


図3-4 ITER支援、補完研究に適したプラズマ配位

(a) ITER相似配位 (b) 高 β 運転配位

ITER相似配位はITERの磁場構造が同じなので、得られる実験結果は直接、ITERの運転予測に適用できます。高 β 運転配位は圧力の高いプラズマを維持しやすい磁場構造を持っており、原型炉の開発に向けた研究が行われます。

JT-60SAは超伝導コイルを使用するトカマク型核融合実験装置（図3-2）です。日欧が共同出資して行うITERサテライトトカマク計画と日本のトカマク国内重点化装置計画の合同計画（JT-60SA計画）として、現在のJT-60を改修して建設されます。その目的はITER計画に直接貢献するITER支援研究と原型炉を見据えてITERと並行して進めるITER補完研究です。後者では、経済性のある高出力密度の原型炉の実現に向けて高 β （高圧力）プラズマを長時間運転する方法の確立を目指します（図3-3）。

この実現に向けた4年間の設計活動を行い、このほど概念設計を完成させました。発生する磁場強度に応じて、中心ソレノイドにはITERと同じNb₃Sn超伝導線、トロイダル磁場コイル、ポロイダル磁場コイルにはNbTi超伝導線を使用した設計により、電磁誘導方式で最大5.5 MAのプラズマ電流を100秒間流すことを可能としました。プラズマ断面形状については、ITERとほぼ同一のアスペクト比（プラズマの大半径Rと小半径aの比 $A=R/a$ ）、非円形度、三角形度を有するITER相似配位と、高 β 運転に適した低アスペクト比、高非円形度、高三角形度の高 β 運転配位を一つの装置で実現するため、上下の異なるダイバータ形状とポロイダル磁場コイル配置の設計を行

いました（図3-4）。更に容器内に安定化板と高速制御コイルを設置することで、プラズマの安定性を高めました。加熱装置については、臨界プラズマ級の高温・高密度プラズマや高 β 定常プラズマのシミュレーション計算を基に必要な加熱パワーを評価し、中性粒子入射加熱装置34MWと電子サイクロトロン加熱装置7MWを配備しました。このような高パワー加熱実験ではダイバータに流入する熱流は最大 $\sim 15\text{MW/m}^2$ に達するため、除熱性能の高い炭素繊維複合材のモノブロック方式のダイバータを設計しました。一方、超伝導コイルの運転を制限する二次 γ 線による核発熱や装置機器及び空気（アルゴン）の放射化を抑えるため、真空容器の二重壁内にボロン水を循環させ、クライオスタット壁にはボロン添加コンクリートを充てんして、核融合中性子や二次的な γ 線及び熱中性子を効果的に遮へいしました。

この概念設計は日本のJT-60SA計画の概念設計にサテライトトカマク計画としての要求事項を取り入れ、原子力機構が主体となって再設計したものです。国内外の専門家の審査を経て、2007年6月から建設7年、実験3年の合計10年の計画として正式に開始しました。

●参考文献

菊池満ほか、日欧の幅広いアプローチ計画と国内計画によるJT-60SA計画、プラズマ・核融合学会誌, vol.82, no.8, 2006, p.455-469.

3-2 高圧力プラズマに必要なプラズマ回転速度を探る ープラズマ変形の抑制に必要な最小プラズマ回転速度の発見ー

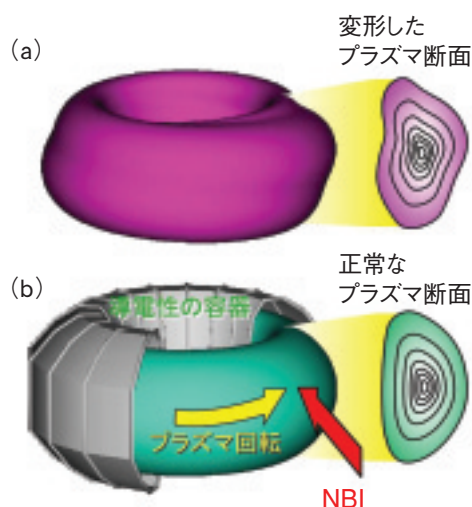


図3-5 プラズマ回転によるプラズマ変形抑制の概念図
(a) プラズマ圧力の上昇により、プラズマが変形します。
(b) NBIの入射によりプラズマを回転させるとともに、導電性の容器をプラズマに近づけると、変形が抑制されます。これは導電性の容器に変形を打ち消すような電流が流れるためです。

高出力密度（小型で高出力＝経済性が高い）の核融合炉を実現するには、プラズマの圧力（温度×密度）を高める必要があります。しかし、プラズマの圧力が圧力限界に達するとプラズマは変形し閉じ込めを維持できなくなるため（図3-5 (a)）、プラズマ変形を抑制し圧力限界を上げることは大きな研究課題となっています。これに対し、導電性の容器内において高速の中性粒子ビーム（NBI）を入射してプラズマを回転させると、変形が抑制されて圧力上昇が可能になるという理論予測が示されていました。しかし、ITERや将来の核融合炉では現在の実験装置に比べて外部からの回転の駆動力が小さくなるため、十分な回転速度を得るには余分なNBIのパワーを必要とする可能性が指摘されていました。このため理論予測の実験検証とともに、プラズマ変形の抑制に必要な最小回転速度の究明が重要な研究課題でした。

世界の多くの実験装置では、NBIの入射方向がすべて同じであり、高圧力プラズマを得るための大きな加熱パワーに連動して回転の駆動力も増大してしまうため、ITERや将来の核融合炉を模擬したわずかな回転速度で

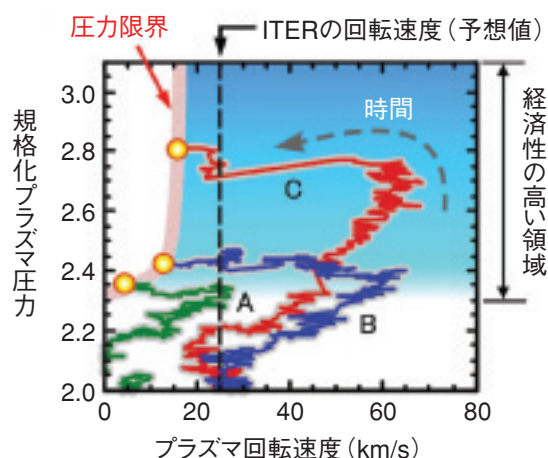


図3-6 変形抑制に必要なプラズマ回転速度を明らかにした実験結果

NBIの入射の組合せによってプラズマ圧力と回転を時間的に変えた実験の結果、ITERで予想される回転速度以下でもプラズマの変形が回避できることが分かりました。図中、A, B, Cは、NBIの入射の組合せを変えた3ケースの時間変化です。最終的に○で変形が発生しました。

の実験が困難でした。これに対して、JT-60では、入射方向の異なる複数のNBIを備えていることに着眼し、これらのNBIの組合せを調整することで、プラズマ圧力を一定にしながら、プラズマ回転速度を自在に制御する運転方法を考案しました。その結果、加熱パワーは大きいですが回転速度の小さいITERや将来の核融合炉に類似した条件を再現するとともに、変形抑制に必要な最小のプラズマ回転速度を世界で初めて明らかにすることに成功しました。図3-6にその結果を示します。NBIの組合せを変えたA, B, Cの三つのケースにおいて、時間的にパワーを調整することで、変形を起こす圧力限界のプラズマ回転速度を明らかにしました。すなわち回転速度が約20km/s以下になるとプラズマが変形しはじめ、同時にプラズマ圧力の低下を観測しました。この最小回転速度は従来の実験から予測されていた値の約15%に過ぎないことが分かりました。このことは、ITERや将来の核融合炉で予測される回転速度でも十分プラズマ変形を抑制でき、経済性の高い領域で運転の見通しを示す実験結果です。

●参考文献

Takechi, M., Matsunaga, G. et al., Identification of a Low Plasma-Rotation Threshold for Stabilization of the Resistive-Wall Mode, Physical Review Letters, vol.98, 2007, p.055002-1-055002-4.

3-3 尖らせて高いプラズマ圧を実現 ープラズマ上部形状の尖鋭化による周辺部不安定性の抑制ー

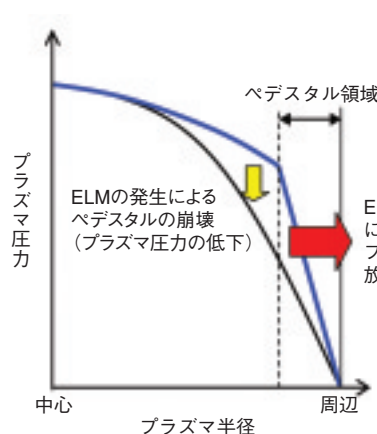


図3-7 エッジローカライズモードによる台座構造(ペデスタル)崩壊の模式図
プラズマ表面近傍に現れるプラズマ圧力の台座構造(図中青線)は、圧力が高くなりすぎるとエッジローカライズモード(ELM)が発生し、プラズマの一部を吐き出し、なだらかで低い圧力分布(黒線)になってしまいます。

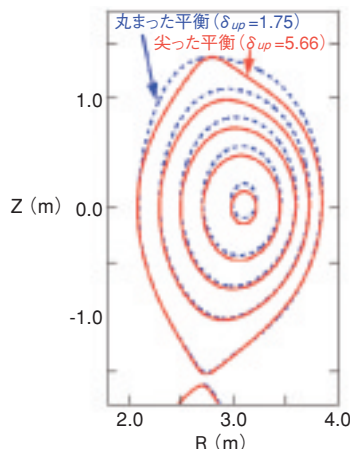


図3-8 異なる尖り具合を持つプラズマ断面形状
プラズマ断面上部の形状を尖らせることによりピーリング・バルーニング不安定性が抑制するかを数値解析しました(δ_{up} はプラズマ上部の尖り具合を表すパラメータで、大きいほど尖った形状を表します)。

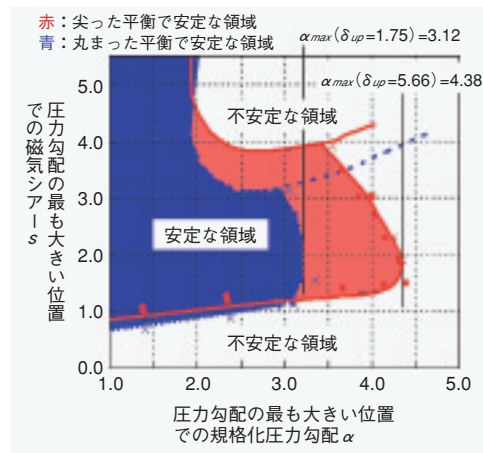


図3-9 尖り具合を変えた場合のMHD安定領域
圧力勾配と磁気シアで与えられるMHD安定領域。プラズマ上部形状が尖った場合の安定領域(赤い領域)は、丸まった場合の安定領域(青い領域)よりも広がり、プラズマ圧力勾配の最大値は約30%向上しています($\alpha_{max}=3.22$ (青) $\rightarrow 4.38$ (赤))。

核融合炉の経済性を高めるためには高圧力のプラズマを安定に閉じ込めることが必須です。高圧力のプラズマを得るには、プラズマの表面付近に圧力の台座構造(ペデスタル、図3-7)が現れる高閉じ込め(Hモード)プラズマにすることが有力な方法であると考えられていますが、この高閉じ込めプラズマではペデスタル領域近傍でのプラズマ圧力が高くなりすぎるとエッジローカライズモード(ELM)と呼ばれる不安定性がプラズマ表面近傍においてしばしば発生します。このELMの発生によってペデスタルは崩壊し、閉じ込められていたプラズマの一部がプラズマ外部に放出されるため、ペデスタルでのプラズマ圧力勾配の最大値はELMによって制限されているといえます。そのため、このELMを安定化できる条件を明らかにすることは核融合プラズマ圧力を高めるための重要な課題となっています。

これまでに、ELMのなかでペデスタルを大きく崩壊させるType-I ELMと呼ばれるものはピーリング・バルーニング不安定性と呼ばれる理想電磁流体(MHD)不安定性が原因であることが理論的・実験的に明らかにされ、この不安定性の安定化にはプラズマ断面形状を最適化(D型化：内側をまっすぐに、外側を丸くした形状)することが重要であることが示されてきました。しかしながら、このD型化によるプラズマ圧力の向上は実験装置に

よってその効果に大小があることから、D型化以外の形状効果の可能性が指摘されていました。

そこで、私たちはプラズマ上部形状の尖鋭化というD型化とは異なる形状安定化方法を提案するとともに、この尖鋭化によるピーリング・バルーニング不安定性の抑制について、プラズマ形状効果を正確に計算できるMHD安定性解析コードを開発し、それにより尖鋭化による抑制効果の数値解析を行いました。その結果、プラズマのD型度合いを表すパラメータである楕円度、三角度を変化させることなくプラズマ上部形状を尖鋭化することでピーリング・バルーニング不安定性が抑制でき、プラズマ圧力勾配の最大値が大きく改善されることを理論的に初めて明らかにしました(図3-8, 図3-9)。また、この安定化は、形状の尖鋭化によりプラズマ上部の磁場構造が変化し、プラズマの中心からプラズマ表面に向かって磁場の向き(磁気シアと呼ばれる)が大きく変化することが原因であることが分かりました。

プラズマ上部形状がピーリング・バルーニング不安定性に影響を与えることは実験的にも確認されており、本研究はこの影響を理論的に明らかにしたものです。また今回の成果により、ITERやJT-60SAで想定されるプラズマ性能を更に高めることが期待できます。

●参考文献

Aiba, N. et al., Effects of 'Sharpness' of the Plasma Cross-section on the MHD Stability of Tokamak Edge Plasmas, Nuclear Fusion, vol.47, no.4, 2007, p.297-304.

3-4 電子乱流熱輸送の抑制機構を解明 — トカマクにおける微視的電子乱流のシミュレーション —

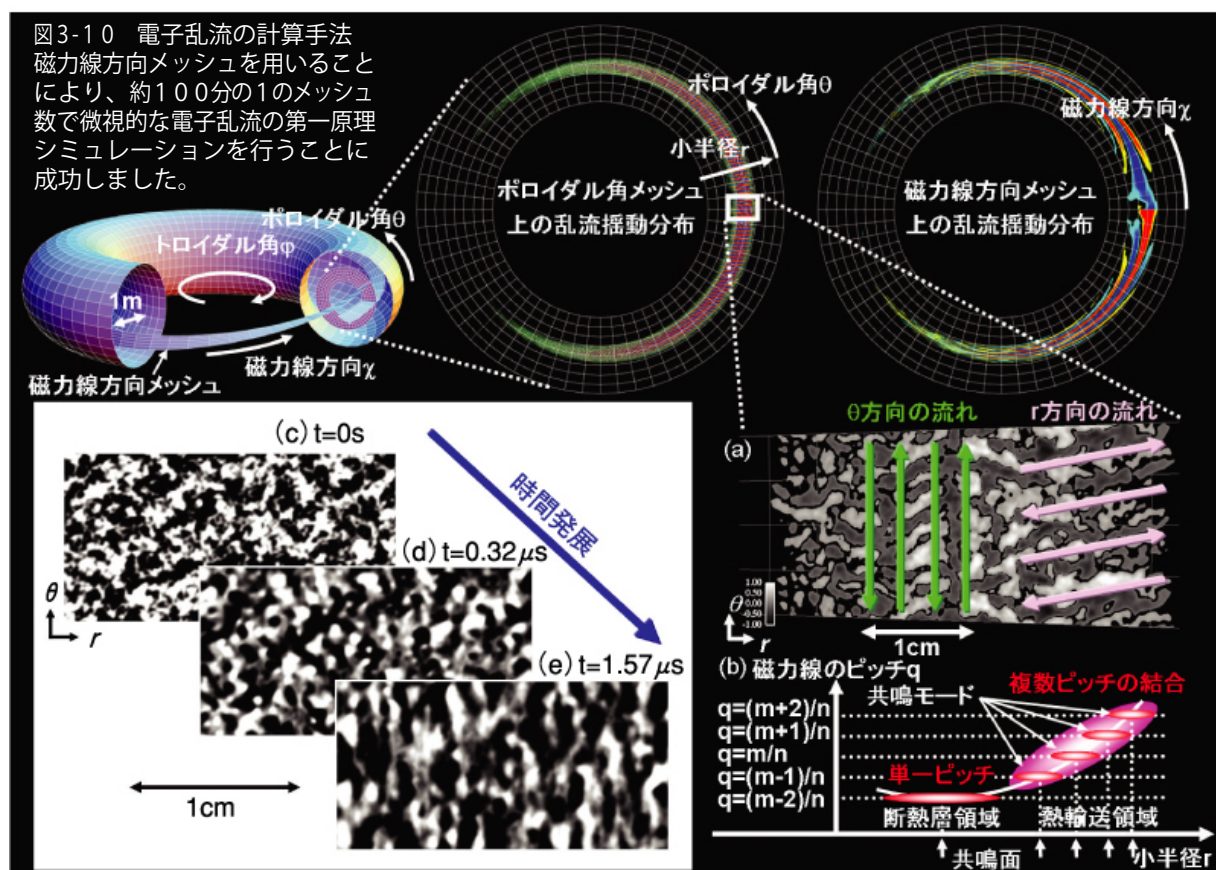


図3-12 電子乱流における自己組織化現象のシミュレーション
(c)～(e)に示す静電ポテンシャルの等高線図では、図3-11(a)の断熱層領域を模擬した単一ピッチの系においてランダムな乱流場(c)を初期条件として電子乱流を緩和させると、過渡的状态(d)を経て(e)のような層状の流れの状態に落ち着いていきます。この形成機構は惑星大気における東西ジェット形成と同様の自己組織化現象です。

図3-11 電子断熱層の第一原理シミュレーション
(a)静電ポテンシャルの等高線図と(b) (θ, ϕ) 方向のモード数 (m, n) で特徴付けられる各共鳴モード成分の結合関係。断熱層領域では単一ピッチ成分（二次元的）の自己組織化現象によって熱輸送を妨げる θ 方向の層状の流れが形成されますが、熱輸送領域では複数ピッチ成分（三次元的）の結合によって熱を輸送する r 方向の流れが形成されます。

トカマクでは炉心から熱を散逸させる乱流現象を抑制して核融合反応に必要な高温状態を効率的に維持することが課題となっています。特に、ITERで実現される核燃焼プラズマでは、アルファ粒子による電子加熱が支配的になるため電子乱流熱輸送が重要な問題となります。これまで、乱流現象の評価及び予測を目的として、第一原理シミュレーションが開発され、イオン乱流（特徴的波長 $\lambda \sim 5\text{ mm}$ ）の研究が進展してきましたが、極めて微視的な電子乱流（ $\lambda \sim 0.1\text{ mm}$ ）を実装置規模で計算することは困難でした。これに対して本研究では、トカマクの乱流構造に適したメッシュの開発（図3-10）によりこの困難を克服し、実装置規模での電子乱流の計算に成功しました。図3-11(a)の様子は、微視的な電子乱流のシミュレーションにより明らかとなった静電ポテンシ

ルの等高線です。静電ポテンシャルの等高線が並んだ方向に、大きな熱輸送が発生すると考えられます。最近の実験では断熱層と呼ばれる、乱流熱輸送が著しく抑制される領域が観測されています。同手法を用いて電子断熱層を解析した結果、断熱層では炉心からの熱の散逸を遮る方向（ θ 方向）に層状の流れが形成されること、また、この断熱層は将来の大型装置でも期待できることを発見しました。更に、断熱層領域の二次元的乱流の特性を調べたところ、この特性は惑星大気の二次元的乱流と類似しており、観測された層状の流れは惑星大気にみられる東西ジェットと同様の自己組織化現象によって形成されていることを明らかにしました（図3-12）。

本研究成果は、2007年度科学技術分野の文部科学大臣表彰 若手科学者賞 を受賞しました。

●参考文献

- Idomura, Y. et al., Global Profile Effects and Structure Formations in Toroidal Electron Temperature Gradient Driven Turbulence, Nuclear Fusion, vol.45, no.12, 2005, p.1571-1581.
Idomura, Y., Self-organization in Electron Temperature Gradient Driven Turbulence, Physics Plasmas, vol.13, no.8, 2006, p.080701.1-080701.4.

3-5 核融合炉の実規模第一壁の試作に成功

ーテストブランケット第一壁製作のための接合技術開発ー

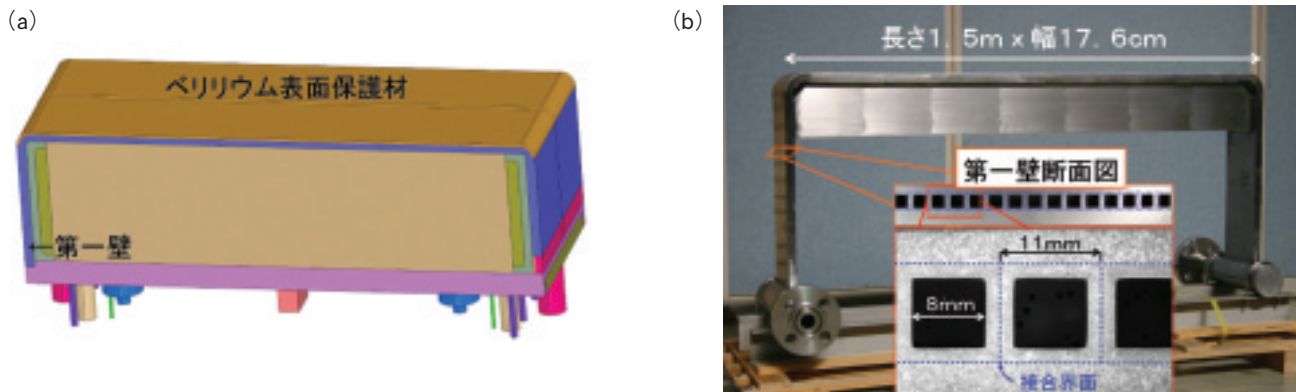


図3-13 テストブランケットの全体図及び試作した第一壁

(a)濃い茶色の部分はプラズマの表面保護材、青いコの字部分が第一壁です。(b)コの字に曲げた正方形断面の低放射化フェライト鋼の配管（外寸11mm、内寸8mm）を15本束ねて壁構造を製作しました。超音波検査で欠陥がないことを確認しました。

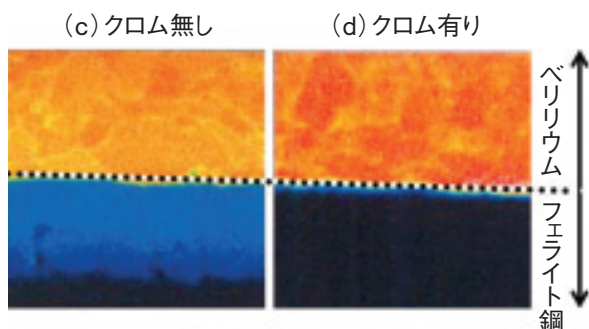


図3-14 ベリリウムと低放射化フェライト鋼の接合界面
写真の中央部の点線は、接合界面を示しており、線の上側がベリリウム、線の下側が低放射化フェライト鋼を示します。(c)のクロム無しの接合では、ベリリウムが鋼側に拡散し脆い領域（青い部分）が形成されました。

ブランケットは核融合炉のプラズマの周囲に配置される構造物で、発電のためにプラズマから熱を取り出すとともに、燃料となるトリチウムの生産を担う重要な機器です。ITER計画でもテスト用ブランケットを装着し、発電試験を行う予定です。ブランケットのプラズマに面する部分は「第一壁」と呼ばれ、プラズマから高い熱や中性子を受けます。金属材料は中性子等の高エネルギー粒子を受けると脆く壊れやすくなるので、大量の中性子を受ける第一壁には、低放射化フェライト鋼と呼ばれる脆くなりにくい材料を用いる予定です。また、これまでのプラズマ研究の結果から、この第一壁表面には、プラズマへの不純物混入の影響が少ないベリリウム等の軽い元素の材料で表面を覆うことが必要です。更に炉心プラズマに最も近い第一壁から熱を効率よく取り出すためには、第一壁に冷却配管を内蔵することが必要です（図3-13）。私たちは、このような要求を満たす第一壁の製作技術として、熱間等方圧加圧法（HIP）に着目し技術開発を進めてきました。

HIP法は、接合する部品を高圧で密着させ、高温に加

熱することで接合界面を挟んで原子を行き来させる（拡散）ことで異なる材料を一体化する方法です。これまでの研究により、部品を密着させる際に部品が変形すること、高温で材料が変質し材料自身の強度が低下すること、異なる金属間の接合界面に金属間化合物と呼ばれる脆い領域が現れることなどの問題点が明らかとなりました。

今回、部品の寸法精度を高めて部品隙間を減らし部品の変形を抑えました。また、接合を行った後に材料特性を調整する条件で加熱することで、接合の強度と材料自身の強度を両立させることに成功しました。更にITERの第一壁表面保護材として使用されるベリリウムと低放射化フェライト鋼の接合界面にクロム薄膜を挿入することで脆い領域の形成を抑制し、良好な表面保護材の接合を実現しました（図3-14）。

現在、第一壁の製作技術は、欧州、米国を始めとするITER計画参加各極で活発に研究開発が進められていますが、今回の成功により、我が国は他極を先行するとともに、核融合炉用第一壁の実現に大きく前進しました。

●参考文献

Hirose, T. et al., Joining Technologies of Reduced Activation Ferritic/Martensitic Steel for Blanket Fabrication, Fusion Engineering and Design, vol.81, issues 1-7, 2006, p.645-651.

3-6 溶接部の違いをヒントに照射硬化抑制手法を開発 —低放射化フェライト鋼F82Hの照射硬化を熱処理で抑制—

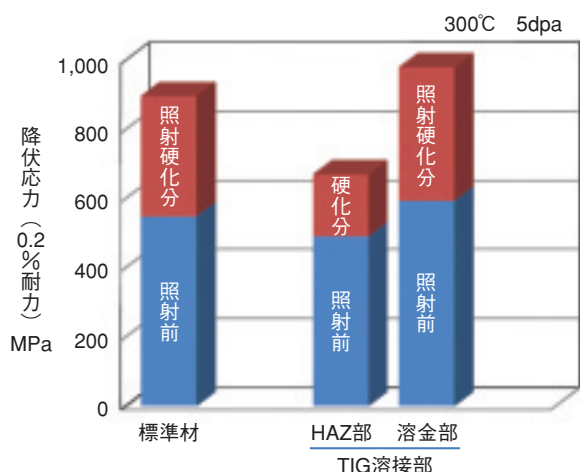
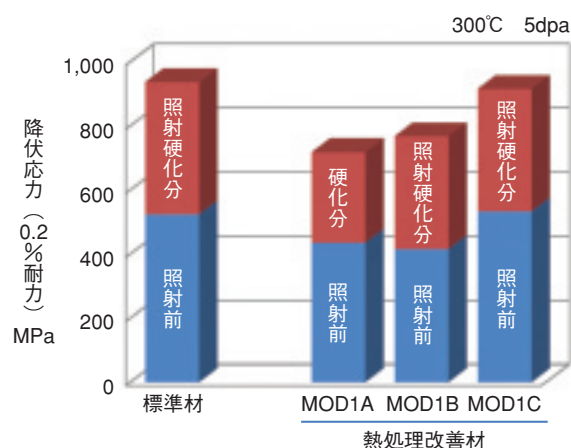


図 3-15 照射後引張試験による、低放射化フェライト鋼溶接部強度の比較

溶接部熱影響部（HAZ部）を含む試験片は、標準材（母材部相当）、溶金部（溶接により溶けた部分）より照射硬化量が小さくなっています。



熱処理条件

F82H IEA 標準材

1,040°C×30分, 750°C×1時間

F82H MOD1A (未変態HAZ部相当)

800°C×30分, 700°C×10時間

F82H MOD1B (変態HAZ部相当1)

860°C×30分, 700°C×10時間

F82H MOD1C (変態HAZ部相当2)

920°C×30分, 700°C×10時間

図 3-17 TIG溶接材 熱影響部熱履歴を模擬した熱処理を施した、低放射化フェライト鋼熱処理材の照射硬化量の比較
未変態HAZ部相当の熱処理を施した材料（Mod-1 A）では、標準材及び他の熱処理材に比べて、照射硬化量が小さくなっています。

核融合炉構造材料の第一候補材料である低放射化フェライト鋼の研究開発においては、比較的低温（350℃以下）で中性子照射を受けると、鋼が照射により硬化及び脆化することが課題となっています。核融合炉の健全性を保つためには、その挙動を理解し抑制することが重要な課題となっています。私たちが開発を進める低放射化フェライト鋼F82Hにおいて、今回、溶接部（TIG溶接部）の熱影響部（HAZ部：溶接による入熱の影響を受けているものの、溶けていない領域）の照射硬化量が、他に比べて小さいこと（図 3-15）に着目し、その箇所の微細組織を解析しました。その結果、照射された溶接部のHAZ部のうち、未変態HAZ部において、照射硬化の要因の一つと考えられている転位ループ（照射により導入された

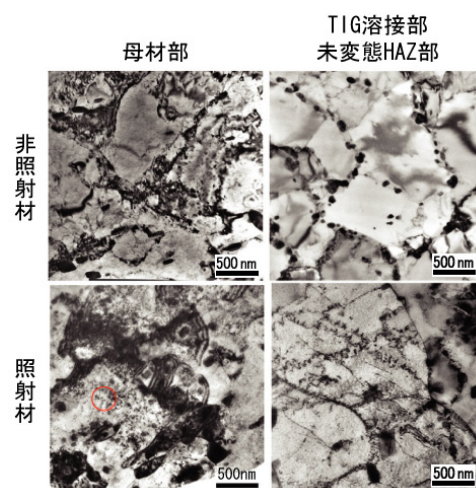


図 3-16 溶接部（TIG溶接部）、熱影響部及び母材部の照射前・照射後の微細組織

母材部照射材でドット状の像（○内）として観察される転位ループが、未変態HAZ部では全く観察されません。

欠陥が集まって、結果として転位の輪になったもの）が全く観察されないことを見いだしました（図 3-16）。そこで溶接時にHAZ部が受けた熱履歴と同等の熱処理をF82H標準材に施し、中性子照射及び照射後引張試験を行ったところ、未変態HAZ部相当の熱処理を施した材料において照射硬化が抑制されることを発見しました（図 3-17）。この試験結果は今後の低放射化フェライト鋼の熱処理の最適化に向け明確な指針を示すものです。

なお、本研究は、第三期、第四期日米協力「混合スペクトル核分裂炉による第一壁及びブランケット構造材料の日米協力試験」として、米国オークリッジ国立研究所との共同研究で実施されました。

●参考文献

Wakai, E. et al., Effect of Initial Heat Treatment on DBTT of F82H Steel Irradiated by Neutrons, Fusion Science & Technology, vol.47, no.4, 2005, p.856-860.

3-7 ブランケット中のトリチウム生成率を高精度で測定 — 増殖材中での測定及び計算手法の開発 —

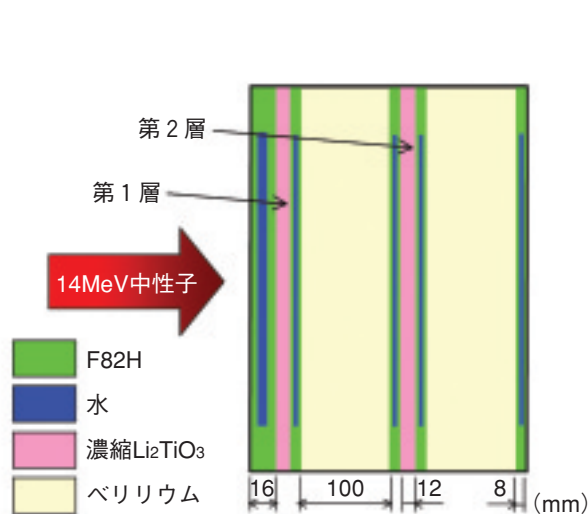


図3-18 多層構造ブランケットモックアップ核特性実験
第一壁パネル（F82H及び水）、 ${}^6\text{Li}$ を40%に濃縮した Li_2TiO_3 増殖ブロック、ベリリウムブロック、隔壁パネル（F82H及び水）から成る多層構造ブランケットモックアップを構築し、FNSの14MeV中性子源で照射して、 Li_2TiO_3 増殖材層中のトリチウム生成率を測定しました。

核融合炉の核融合燃焼で消費したトリチウム量に対するブランケット中でリチウムと中性子の核反応で生成したトリチウム量の比をトリチウム増殖比（TBR）といいます。将来の核融合炉では、燃料であるトリチウムをその炉で調達することが求められており、TBRが1より大きいブランケットの開発が進められています。

ブランケットの設計では、モンテカルロ法等の数値計算を用いてTBRを推定していますが、複雑なブランケット形状に対する設計精度は、これまで十分に調べられていません。このため核融合中性子源施設（FNS）を用いて、核融合炉用ブランケットを部分的に模擬したモックアップ体系に14MeV中性子照射を行い、ブランケットのTBRの計算精度を実証する研究を行いました。

ブランケットには、厚さ12～15mmの増殖材層中に直径1mmの濃縮トリチウム増殖材（ Li_2TiO_3 ）微小球が充填されます。増殖材中のトリチウム生成率（リチウム原子1個あたり及び発生線源中性子1個あたりのトリチウム生成量）の分布は、その層中で1桁以上も変化すると考えられています。本研究では、このトリチウム生成率の急激な変化に対応するため、トリチウム生成率の変化に応じて厚さが異なる濃縮増殖材ペレット検出器と、微小球充てん層に充てん可能な非常に薄い増殖材微小球充てん層検出器の2種類のトリチウム生成率検出器を開発

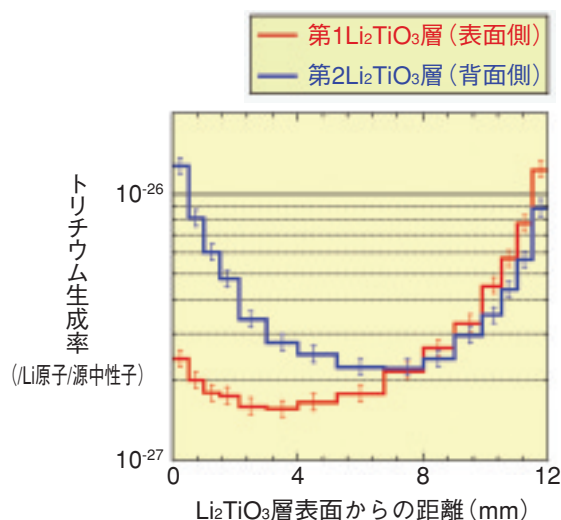


図3-19 トリチウム生成率分布測定結果
多層構造ブランケットモックアップの Li_2TiO_3 材層内に、製作した直径13mm、厚さ0.5～2mmの40%濃縮 Li_2CO_3 ペレットを挿入してトリチウム生成率測定用検出器として用いることで、詳細なトリチウム生成率分布の取得に世界で初めて成功しました。

しました。

更にブランケットを模擬するために、耐熱構造材（F82H）、冷却材（水）、増殖材（濃縮 Li_2TiO_3 ）、中性子増倍材（ベリリウム）から成る平板体系多層構造ブランケット（図3-18）と、F82H、ベリリウム、増殖材微小球から成る微小球充てん層ブランケットの2種類のモックアップを製作するとともに、各モックアップの増殖材層には開発した濃縮増殖材ペレット検出器、微小球充てん層検出器を組み込み、14MeV中性子照射実験を行いました。この結果、ブランケットを模擬した体系において世界で初めてトリチウム生成率分布の詳細な測定に成功し（図3-19）、トリチウム生成率分布の正確な予測を可能にするデータベースを構築しました。

更に本実験結果に基づき、数値計算によるTBRの設計精度を調べました。特に、従来の微小球充てん層ブランケットの設計では、微小球充てん層を微小球とボイドで均質化したモデルで数値計算を行っていましたが、本研究では、微小球充てん層を六方最密充てん非均質モデルで仮定し、個々の微小球とボイドを正確にモデル化する手法を考案し、実験解析に適用しました。この結果、新たな計算手法を用いることでTBRを10%以内の精度で設計できる見通しを得、核融合炉のブランケット開発を大きく前進させました。

●参考文献

Sato, S. et al., Measurement of Tritium Production Rate in Water Cooled Pebble Bed Multi-layered Blanket Mockup by DT Neutron Irradiation Experiment, Nuclear Fusion, vol.47, no.7, 2007, p.517-521.

3-8 核融合炉への安定した燃料供給を目指す材料

—核融合発電炉用先進トリチウム増殖材料の開発—

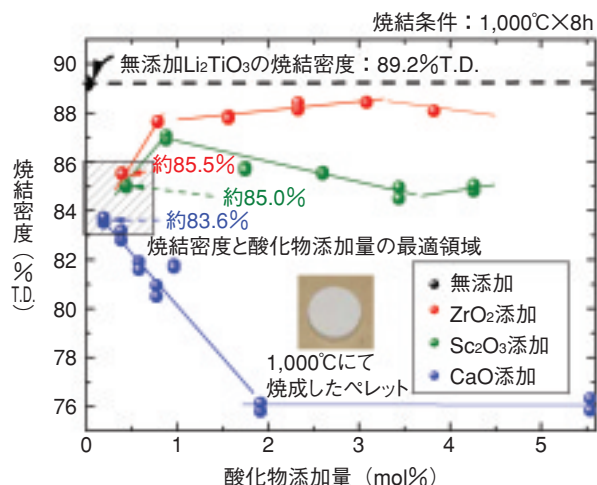


図 3-20 酸化物添加 Li_2TiO_3 の焼結密度の酸化物添加量依存性
 Li_2TiO_3 に酸化物 (ZrO_2 , Sc_2O_3 及び CaO) を添加することにより、ペレットの焼結密度の増加を抑制できることが分かりました。 Li_2TiO_3 が高温・長時間保持された際の、結晶粒成長によるトリチウムの放出への影響は、粒成長抑制材として酸化物を添加することにより解決できる見通しを得ました。

核融合炉は、重水素(D)とトリチウム(T)を燃料とするDT核融合反応を起こしますが、Tは自然界には存在しません。このため核融合炉ブランケットに充てんしたリチウム(Li)に中性子を照射しTを人工的に生産する必要があります。このLi増殖材としては、トリチウム放出特性に優れ、低放射化材料でもあるチタン酸リチウム(Li_2TiO_3)が最有力と考えられています。一方、核融合炉では Li_2TiO_3 は長時間、高温状態で中性子に照射されるため、結晶粒の成長や、Tを回収する際の水素(H_2)ガスで材料が還元することにより、Tの放出量が減少する問題があります。このため結晶粒成長(焼結密度の増加)を抑制しかつ H_2 ガスにより還元されにくい Li_2TiO_3 の開発が必要でした。本研究は、この増殖材の実現に向けて、酸化物添加による特性改善を調べたものです。

添加する酸化物としては、2～4価の金属酸化物である CaO 、 ZrO_2 及び Sc_2O_3 の3種類に関して調査しました。試料は、単軸加圧成型後1,000℃にて焼成することにより、ペレットとしました(図3-20)。ペレット焼結密度の酸化物添加量への依存性を調べた結果、微量の酸化物添加においても無添加のペレットより焼結密度が下がる結果が得られました(図3-20)。すなわち結晶粒成長が抑制され、結晶粒間に十分な隙間が保持できることを発見しました。

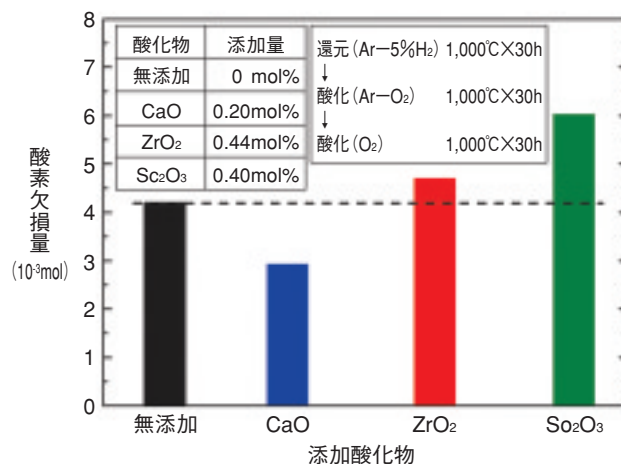


図 3-21 酸化物添加 Li_2TiO_3 の H_2 雰囲気中における酸素欠損量
 核融合炉の燃料となるトリチウムは水素(H_2)ガスを用いて回収するため、 Li_2TiO_3 は H_2 雰囲気中に置かれます。 H_2 雰囲気中では Li_2TiO_3 中のTiが還元され、酸素(O)が欠損するという結晶構造の変化を生じてしまいますが、 CaO を添加した場合では無添加よりO欠損量が減少し、還元されにくい材料となりました。

次に、これらの酸化物を添加した Li_2TiO_3 の H_2 雰囲気中での還元特性を調べるため、熱天秤を用いて H_2 還元時の酸素(O)欠損量を測定しました。酸化物添加により焼結密度が下がりすぎるとT放出特性に影響が生じるため、酸化物添加量は極少量、かつ焼結密度が83～86%T.Dを満たす図3-20の斜線で示す範囲を最適添加量として、本測定に使用しました。 H_2 を導入して試料が還元されると、外見は白色から薄灰色または薄茶色に変色するとともに、O欠陥による重量減少が観察されました。還元後に酸化を行い、各試料の1 molあたりのO欠損量を算出した結果が図3-21です。酸素欠損量は CaO 添加<無添加< ZrO_2 添加< Sc_2O_3 添加の順となり、 CaO を添加する場合が最も還元されにくいことが分かりました。この理由としては、試料合成時に CaTiO_3 が生成され、 Li_2TiO_3 中のTiの量が少なくなることで、還元時に起きるTiの価数変化(4価から3価)の影響が低減し、還元が抑制されると考えています。

今回の研究により、 Li_2TiO_3 に CaO を添加することで、結晶粒成長の抑制の可能性だけでなく、 H_2 により還元されにくい特性を持つことが分かり、高温においても安定したT放出量を維持可能な核融合炉のトリチウム増殖材料の研究開発が大きく前進しました。

●参考文献

Hoshino, T. et al., Non-Stoichiometry of Li_2TiO_3 under hydrogen atmosphere condition, Fusion Engineering and Design, vols.75-79, 2005, p.939-943.

3-9 核融合炉でのトリチウムと金属の相互作用の探求 —水素誘起局所超塑性によるピラミッド状の高ドームブリスタ形成を発見—

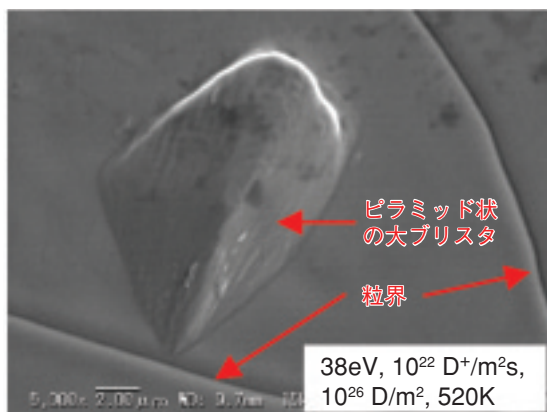


図 3-22 タングステン表面にできたピラミッド

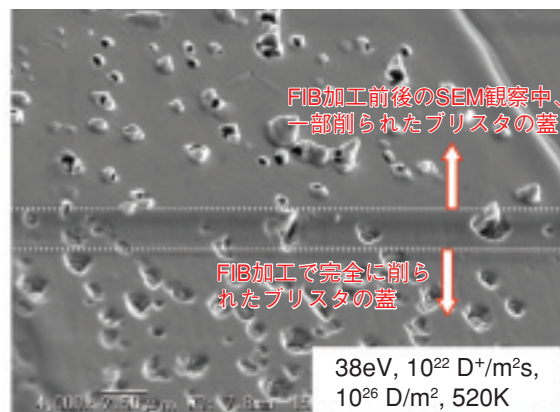


図 3-23 空洞ができて微細なブリスタの内部

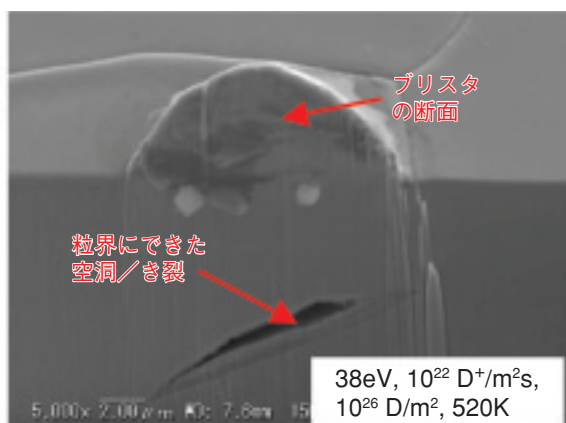


図 3-24 大ブリスタの断面（粒界に空洞）

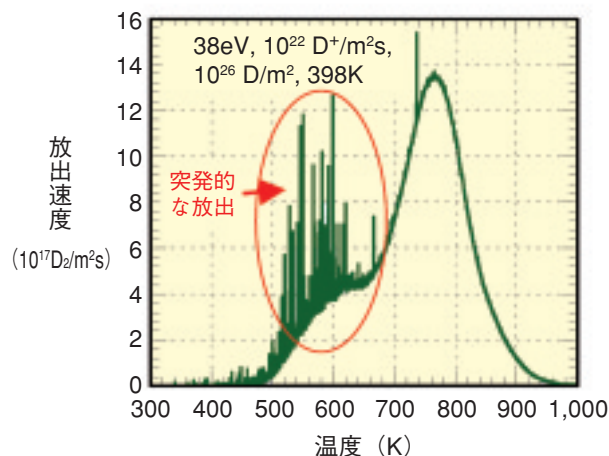


図 3-25 加熱中の重水素放出の様子（加熱速度：0.5K/s）

金属に水素やヘリウム等のガスが注入されると、表面にブリスタ（表面に現れるレンズ状の膨らみ）が形成されることが知られています。これまでの数keVイオン照射の実験ではブリスタの高さ(h)と幅または直径(d)との比率(h/d)が0.05程度以下であり、ブリスタ内部はガスが充てんした空孔であることが報告されています。

タングstenは高融点のため有望なプラズマ対向材料ですが、核融合炉内環境下での水素同位体プラズマとの相互作用を解明する必要があります。そこで、1,800℃熱処理した再結晶タングstenを用いて核融合炉周辺プラズマに相当する大量の重水素（エネルギー：数十eV，粒子束： $10^{22}\text{D}^+/\text{m}^2\text{s}$ ，フルエンス： $10^{27}\text{D}/\text{m}^2$ まで）を照射し、ブリスタ形成の現象を調べました。この結果、図3-22と図3-23のようにピラミッドを始め様々な形状をした高いドームの大ブリスタや微細なブリスタが観測されました。ブリスタの h/d がいずれも従来のイオン照射の報

告値より一桁以上高く、局所超塑性を示しました。また大ブリスタの内部には大きい空洞がありませんが、その下にある粒界には大きい空洞が形成されていました（図3-24）。一方、微細なブリスタは結晶粒内に数多く形成され、その内部はすべて空洞でした（図3-23）。更に、照射後の材料を加熱すると、ブリスタ爆裂に伴う重水素の突発的な放出が発生することを初めて観測し（図3-25）、水素の急激なりサイクリング現象を見いだしました。

高いドームのブリスタの形成は水素誘起原子空孔の形成とその後の水素—空孔クラスターの生成・合体、更にはその表面近傍から奥への拡散（すなわちタングsten原子の表面への拡散）という現象と考えられます。タングstenは、そのブリスタ形成が懸念されていますが、今回の研究により水素誘起による局所超塑性という機構が明らかとなり、今後ブリスタ形成の抑制手法を開発することで核融合炉内材料として期待できると考えられます。

●参考文献

Shu, W.M. et al., Blister Bursting and Deuterium Bursting Release from Tungsten Exposed to High Fluences of High Flux and Low Energy Deuterium Plasma, Nuclear Fusion, vol.47, no.3, 2007, p.201-209.

3-10 核融合装置の高温環境下でも使える樹脂製遮へい材料を実現 —高い耐熱性と強度を有する中性子遮へい樹脂材の開発—

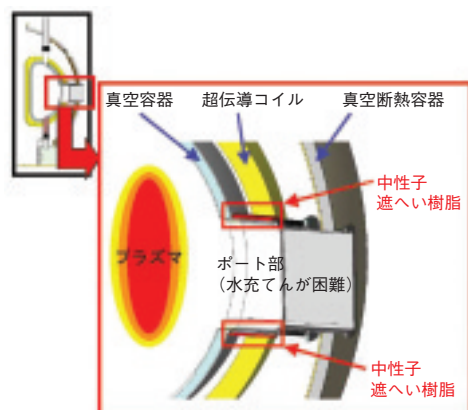


図 3-26 JT-60改修装置の断面図とポート周辺拡大図
ポート周辺部では限られた空間で放射線による超伝導コイルの発熱を低減しなければなりません（真空容器は高温プラズマを閉じ込める容器で、真空断熱容器は極低温の超伝導コイルを真空断熱するための容器です）。

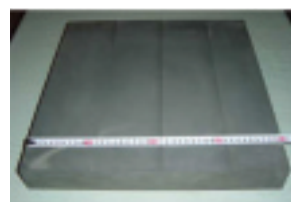


図 3-27 開発樹脂
中性子遮へい特性試験用の試験体で、大きさは縦40cm×横40cm×厚さ5cmです。

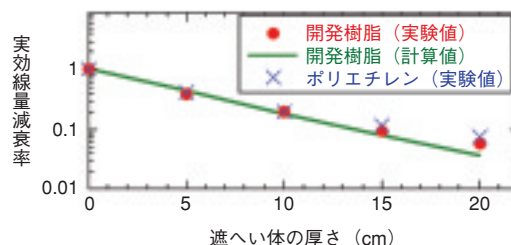


図 3-28 中性子遮へい特性試験結果
代表的な中性子遮へい樹脂材であるポリエチレンに匹敵する中性子遮へい特性を有しています。

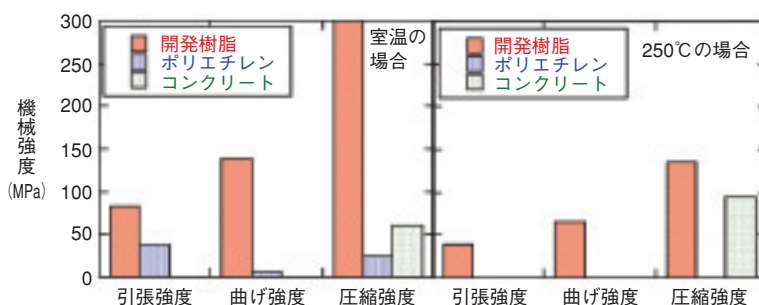


図 3-29 開発樹脂と従来の遮へい材の強度特性

開発樹脂は、室温、250℃の場合ともに、従来からあるポリエチレン、コンクリートの放射線遮へい材を上回る機械強度特性を有しています。（注：250℃の場合、ポリエチレンはデータなし、コンクリートのデータは圧縮強度のみ）

超伝導コイルを新たに採用するJT-60改修装置では、重水素実験によってプラズマから発生する中性子の遮へいは主に二重壁構造内に水を充てんした真空容器で行います。しかし、ポート周辺部では真空容器のように二重壁構造にして水を充てんすることが困難なため、近接する超伝導コイルでの核発熱低減のためには、水に代わる放射線遮へい材料が必要となります（図 3-26）。真空容器は250℃以上でベーキングを行うので、その遮へい材料には耐熱性が要求されます。また、プラズマ発生・消滅時には磁場変動により真空容器とその周辺構造物には大きな電磁力が働くため、遮へい材には機械強度（圧縮強度：50MPa以上）も要求されます。更に狭隘なポート周辺部に過大な荷重がかからないように軽量性が不可欠となります。こうした材料候補としてはコストが低く、成型が容易な樹脂系材料がありますが、多くの開発実績のあるホウ素添加ポリエチレンでは耐熱性、強度ともに要求を満足できませんでした。そこで私たちは樹脂系材料の見直しを行いました。樹脂母材の候補10種類を選定

し、250℃の耐熱試験を実施して候補材料を4種類に絞りました。次に遮へい性能向上のためにホウ素を混練した試験体を製作し、JISに基づく機械強度試験を実施して、高温環境下でもコンクリートより高い強度を有するフェノール系樹脂を最終的に選択しました。開発樹脂（図 3-27）の耐熱温度は荷重たわみ試験の結果、300℃となることを確認しました。図 3-29に開発した樹脂とポリエチレン、コンクリートの室温と高温環境下（250℃）での機械強度試験結果を示します。開発樹脂は、室温、250℃ともに十分な機械強度を有していることが分かります。更にこの樹脂はコンクリートと比較して体積で1/2、重量で1/2～1/3であり遮へい材料の軽量化が可能です。最後に、この樹脂に対し、 ^{252}Cf 中性子源による遮へい特性試験を実施し、この樹脂がポリエチレンに匹敵する遮へい特性を有することを確認しました（図 3-28）。以上から、高温環境下でも使用できる高性能な中性子遮へい材料が実現できました。

●参考文献

Morioka, A. et al., Development of a Heat-Resistant Neutron Shielding Resin for the National Centralized Tokamak, Journal of Plasma and Fusion Research, vol.81, no.9, 2005, p.645-646.

量子ビームテクノロジーを先導する

量子ビームは、電磁波（レーザー、X線、 γ 線など）、レプトン（電子、陽電子、ミュオン、ニュートリノなど）、ハドロン（陽子、中性子、メソン、イオンなど）がつくる波動性と粒子性を併せ持つビームです。原子力機構では、東海、高崎、関西の各地区において稼動している研究炉や加速器等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、高輝度放射光等を有機的に利用して（図4-1）、以下のように研究開発を進めることにより、量子ビームテクノロジーを科学技術イノベーションの中核技術として確立し、これを普及させることを通して、科学技術・学術の進歩と産業の振興に貢献することを目指しています。

量子ビームのどのような機能に着目するか

各量子が相互作用する相手は原子や分子ですので、ナノレベルでの高精度な加工が可能です（「創る」機能）。また、「見えないものはつukれない」と言われるとおり、ナノレベルでの加工や物質創製にはナノレベルの観察が必要です。量子ビームではこれが可能であり（「観る」機能）、原子の配列、電子の状態、元素の種類などの観察を通して、物質がなぜ超伝導などの機能を持つようになるかなどの謎に迫ることができます。更に、量子ビームは局所的に大きなエネルギーを与えることができるので、他の部分にあまり影響を与えずにがん細胞等を攻撃することができます（「治す」機能）。

どのような科学技術分野を対象とするか

原子力機構では、科学技術基本計画に定められた重点推進4分野を中心に、次のような研究開発を進めています。ナノテクノロジー・材料分野では、高耐久性燃料電池膜の開発や超伝導機構の解明研究など、生命科学・バイオ技術分野では、創薬等を目指したタンパク質構造解析やDNA損傷・修復機構解明と新品種創出の研究など、環境・エネルギー分野では、原子炉材料の応力腐食割れ

機構解明と対策技術開発や環境浄化材料・環境浄化技術の開発など、情報通信分野では、耐放射線半導体の開発や新規半導体創製の研究などを行っています。また、先進医療分野では、高強度レーザーを使って陽子ビームを発生させることにより、がん治療装置の超小型化を目指すとともに、環境と人に優しい医用材料の開発などを行っています。

どのようなステップで研究開発を進めるか

まず第1段階として、高品位なビームを形成する技術の開発を行っています。中性子の高効率輸送・集束に威力を発揮する世界最高性能のスーパーミラーの開発、レーザー加速による2.2MeVまでの安定した陽子発生と単色化に、それぞれ成功しています。

第2段階として、量子ビーム利用技術の高度化を進め、技術革新につながる成果の発信と量子ビーム利用の新たな可能性の提示を行っています。偏極中性子解析法、強磁場下X線回折法など新たな測定・解析技術の開発とそれらによる磁気フラストレート系化合物の微細な磁気構造の決定、DNA修復に新たな機能を持つタンパク質の発見などに成功しています。また、トピックス4-1で紹介する宇宙における強誘電体氷の存在の提唱など、基礎科学への新たな量子ビーム利用の可能性を提示しています。

第3段階として、実用化段階にある技術については、技術移転により産業利用を促進しています。電子線や γ 線を用いた橋かけやグラフト（接木）技術を用いて、電力損失の極めて少ないミリ波アンテナ基板の開発、温泉水から有用金属を捕集する新技術の創出などを行うとともに、イオンビームを用いて、キク科の新しい花色を持つ新品種の実用化に成功しています。また、中性子や放射光を用いた残留応力測定技術や、短パルスレーザーによる非熱蒸発加工技術を、FaCTプロジェクトの課題解決に応用するための連携協力を進めています。



図4-1 原子力機構の量子ビーム施設群と各地区における研究開発及び最近のトピックス

4-1 宇宙に強誘電体の氷が存在することを世界で初めて提唱 —中性子回折による氷XI相の研究—

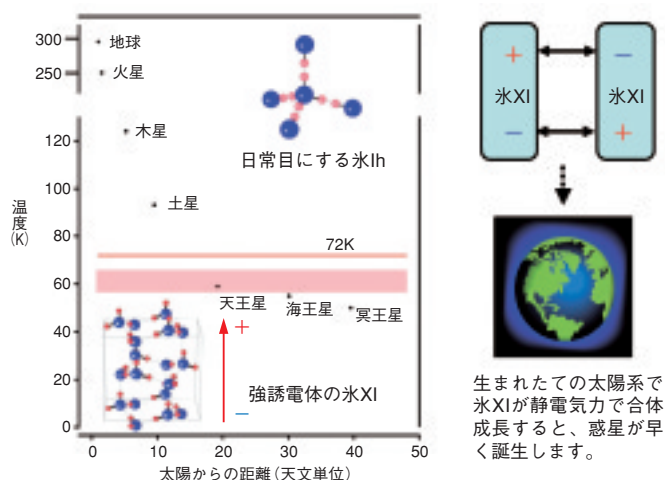


図 4-2 太陽系における強誘電体の氷XI（コオリジウイチ）の存在を温度と太陽からの距離（1 天文単位とは太陽と地球の距離）に対して描いた図。青と赤の円は酸素と水素を表し、氷Ih（コオリチエッチ）と氷XIの分子の構造を示します。天王星、海王星、冥王星に氷XIが存在すると予測しました。

中性子を用いれば、X線や電子線では詳しく調べることのできない水素（H）の位置が正確に分かります。最近、冷たい宇宙空間の水を実験室で模擬し、それに中性子を当てて水素の位置を調べたところ、天王星、海王星、冥王星等と同じ温度条件下（約 -200°C ）で、氷結晶中の水分子（ H_2O ）の水素がそろった様子を観測することに初めて成功しました。水分子の水素は正の電荷を帯びているので、これがそろって氷が正負に分極して強誘電体になります。この結果に基づいて、私たちは、氷XI相と呼ばれる強誘電体の氷が宇宙に存在することを提唱しています（図 4-2）。

日常目にする氷は氷Ihと呼ばれます。水素が均等に配置するのでこれに電荷の偏りはありません。ところが氷XIでは、図 4-2 の赤い矢印で示すように水素の多い側はプラスで、少ない側はマイナスに偏ります。このため、氷同士が静電気力を及ぼし合うことになります。生まれたての太陽系に存在した数ミクロン程度の氷XIは、静電気力で合体成長して、周りの電子やイオンを引き付けたはずで、氷XIのこの特殊な性質は、惑星形成や物質進化の謎を解く鍵になるのではと考えています。

私たちは、研究用原子炉JRR-3(Japan Research Reactor No.3) に精密な中性子回折装置（図 4-3）を設置して

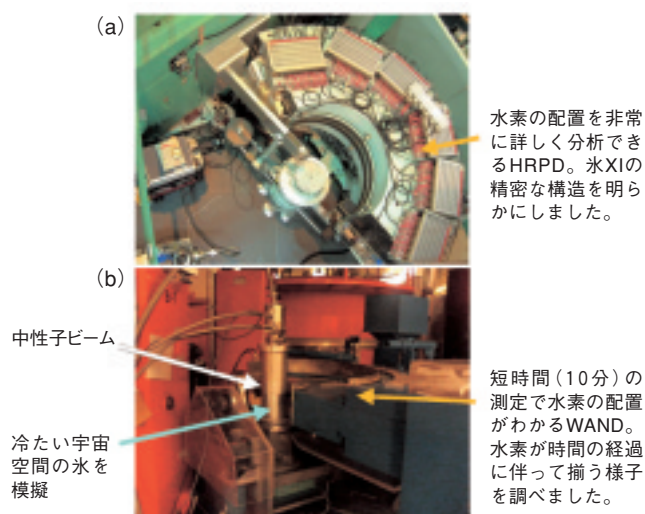


図 4-3 (a) 研究用原子炉JRR-3に設置の高分解能中性子回折装置(High Resolution Powder Diffractometer : HRPD)と(b)中性子散乱日米科学技術協力協定に基づいて原子力機構が米国オークリッジ国立研究所に設置した広角中性子回折装置(Wide-Angle Neutron Diffractometer : WAND)。これらを相補的に用いて現象解明しました。

おり、これを駆使して氷XIの構造を詳しく調べました。また、オークリッジ国立研究所の高出力原子炉に設置された高感度な中性子回折装置を使って水素配置の時間変化を調べ、図 4-2 の赤い帯で示した57K（ -216°C ）から66K（ -207°C ）の温度範囲で氷XIが発生し、その性質は72K以下で維持されることを解明しました。触媒としての効果を持つ水酸化物を添加した氷だと一週間で十分な数の水素がそろいます。一週間で生じた水素の移動現象を触媒のない氷に対して見積もると約1万年になります。したがって、57Kから66Kの温度範囲で1万年以上経過した経験があって、その後は72K以下の温度で保たれた宇宙の水は強誘電体の氷XIになります。

この条件に太陽系で合致するのが、土星の輪、天王星と海王星の衛星、冥王星とカロン、より遠方に存在するカイパーベルト・オールト雲の氷天体です。私たちは、ここに強誘電体の氷XIが存在すると予想しています。その氷XIを、将来、天体観測や惑星探査で発見することは不可能ではありません。低温高圧下の中性子実験を現在展開しており、氷天体にどの程度の質量の強誘電体が存在するのか研究しています。以上のように、原子力機構では、中性子ビームの高度な利用による新たな科学分野の開拓に取り組んでいます。

●参考文献

Fukazawa, H. et al., Existence of Ferroelectric Ice in the Universe, Astrophysical Journal Letters, vol.652, no.1, 2006, p.L57-L60.

4-2 イオンビームによる植物の生長制御機構の解明 ー植物ホルモンに対する感受性を制御する遺伝子 *SMAP1* の発見ー

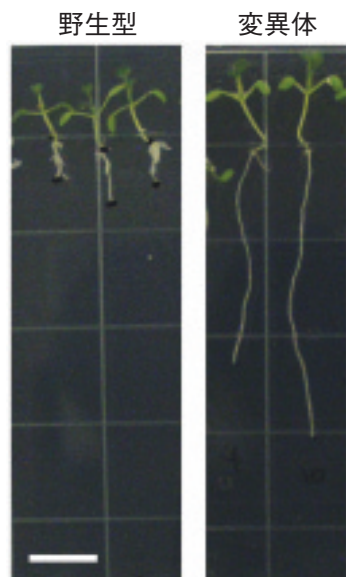


図4-4 変異体の特徴
合成オーキシン2,4-Dを含む培地で育てると、野生型では根が短くなり多くの側根ができますが、イオンビーム変異体では根が長く側根はできません。

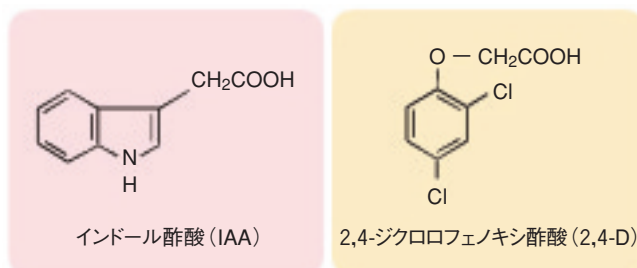


図4-5 オーキシンの構造
インドール酢酸 (IAA) と 2,4-ジクロロフェノキシ酢酸 (2,4-D) は、バイオテクノロジーや農業の分野でもよく利用される植物ホルモンであるオーキシン (総称) に属しています。

SMAP1	----	SNAMDVDLEANEILNEGGLVS	----	DNKLA	----	DADFFNKFDDDFDQDIN	----
アゲ	GPYVDLDEVQLCVFLMQAGGSTGLLMD	LAANEKAV	----	HSDFNFDFDLFDDQDI	----		
ヒト	GPYVDLDEAG	-----	GSTGLLMD	LAANEKAV	----	HADFFNFDFDLFDDQDI	----
カエル	GPYVDLDEAG	-----	GSTGLLMD	LAANEKAV	----	HADFFNFDFDLFDDQDI	----
ゼブラフィッシュ	GPYVDLDEAG	-----	GSSGLLMD	LAANEKAV	----	HSDFNFDFDLFDDQDI	----
マウス	AQEGGGQSQLYCETHPQAGGSTGLLMD	LAANEKAV	----	HSDFNFDFDLFDDQDI	----		
ショウジョウバエ	G-YMENDES	G-----	GATGMMDHLP	SNQKHV	----	HADFFNFDFDLFDDQDI	----
イネ	PGGVNENEDSPGEMSEAA	SAVGMG	NEVDAD	RHP	SSSLPID	ADFFNS	FPDDFDDQDLA

図4-6 いろいろな生物のSMAPのアミノ酸配列
シロイヌナズナのSMAPと他の生物のSMAPの配列の一部を並べて比較しました。赤く色付けしたものはアミノ酸が完全に一致するもの、オレンジ色はほとんど同じであるアミノ酸を表しています。

生物に放射線を当てると、生物の持つDNA配列に変化が起き変異体ができます。イオンビームはγ線などに比べその局所的に与えるエネルギーが大きいため、比較的大きなDNAが欠失したり移動したりするのが照射効果としての特徴です。そのため、イオンビームの利用により、これまでにない新しい変異体が創出でき、植物育種の分野で大きな成果を挙げてきました。

変異体の誘発は、基礎科学分野でも大変有用です。植物の生長制御機構の解明にも多くの変異体が利用されています。しかし、研究が進展すればするほど、より多くの変異体が必要になり、従来の化学物質などの変異原から分離が可能な変異体だけでは不十分になってきているのが現状です。そこで私たちは、イオンビームの特徴を活かし、植物の生長制御機構の解明に役立つ新しい変異体の単離を試みました。

イオンビームで照射した種子の子孫から得られた約3万個体のシロイヌナズナから、植物の生長や分化をコントロールしている重要な植物ホルモンであるオーキシンに対する応答が特異な変異体の分離を試みました。その結果、オーキシンのうちインドール酢酸 (IAA) という分子には正常に反応するけれども、2,4-ジクロロフェノキシ酢酸 (2,4-D) という別の分子には反応が弱

いというこれまでにない特性を持つ変異体を発見しました (図4-4, 図4-5)。DNAを調べてみると、この変異体にはイオンビームによると思われる約44,000塩基対の欠失がありました。この欠失領域には10個の遺伝子が存在していたのですが、欠失領域のDNAを小さく切断し、変異体に導入し、野生型に回復するものを探すことにより、この特異なオーキシン応答に関与している遺伝子を特定しました。この遺伝子は比較的小さな酸性タンパク質を暗号化していたので *small acidic protein 1* (*SMAP1*) と名付けました (図4-6)。興味深いことに、*SMAP1* 遺伝子と類似した遺伝子は、植物のみならず動物ゲノムにも広く存在していることがデータベースから明らかとなり、*SMAP* 遺伝子が生物進化の過程で保存されてきた重要な役割を担う未知の機構に関与していることが示唆されました。これまで *SMAP* 遺伝子の機能についてはどの生物においても解析が全くなされておらず、イオンビームによる今回の発見で、この遺伝子の生長制御における重要性が初めて認識されました。今後は、この遺伝子が暗号化しているタンパク質が、どのような分子メカニズムでオーキシンによる生長を制御するのかといった疑問や、植物以外の生物における *SMAP* 遺伝子の役割について探究していく予定です。

●参考文献

Rahman, A., Oono, Y. et al., A Small Acidic Protein 1 (SMAP1) Mediates Responses of the Arabidopsis Root to the Synthetic Auxin 2,4-Dichlorophenoxyacetic Acid, The Plant Journal, vol.47, no.5, 2006, p.788-801.

4-3 ダイヤモンドを超伝導に導く格子振動の発見

ーダイヤモンドの室温超伝導体へ期待ー

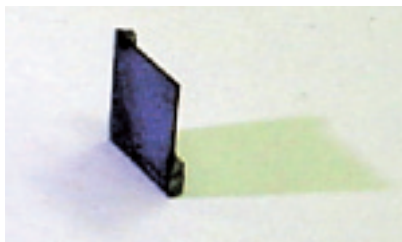


図4-7 CVD法で作成されたボロンドープダイヤモンド。厚さは約100 μm あります。

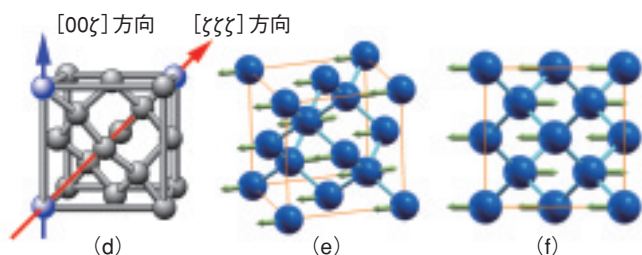
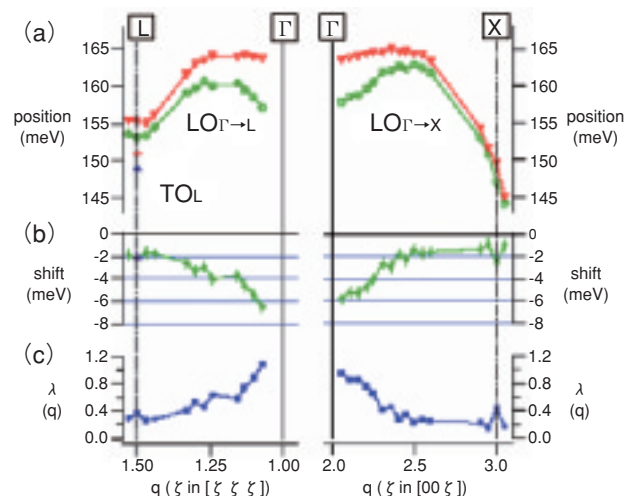


図4-9 (d)はダイヤモンド結晶構造、(e)は Γ 点でのLO-モード(三次元図)、(f)は Γ 点でのLO-モード(上から見た図)です。

金属を極低温に冷やすことで電気抵抗がゼロになる超伝導状態が発現することは古くから知られています。これは極低温下で金属内の結晶を構成している原子が振動(格子振動)を起こすことにより、それが媒介となってマイナスの電荷を持つ電子がお互いに引力を及ぼし合いペアを作り発現します。これに対して、もともとは絶縁体で伝導電子が存在しないダイヤモンドに、高密度の不純物を注入することで伝導電子が発生し、比較的高い温度で超伝導が発現することが発見されています。その発現機構の解明が室温超伝導体の創製へとつながることが期待されます。格子振動は、それが進む方向、大きさ(運動量ともいいます)、その時のエネルギーの三つの要素で状態が決定されます(格子振動の分散関係といえます)。私たちは、ダイヤモンドの格子振動の中で最もエネルギーの高い縦波光学振動モード(LO-モード)に注目し、超伝導を示さない非超伝導ダイヤモンドとボロンをドーピングした超伝導ダイヤモンド(図4-7)のLO-モードの分散関係を観測し比較しました。図4-8(a)に観測されたLO-モードの分散関係を示します。また、図4-9(d)に実験で観測した格子振動の方向を示します。 $[\xi\xi\xi]$ は立方体のダイヤモンド構造の対角線方向、 $[00\xi]$ は向かい合う面方向です。ここで注目したいのは、超伝導ダイヤモンドの Γ 点でのエネルギーが非超伝導ダイヤモンド



(Γ : ゾーンセンター, L: $[\xi\xi\xi]$ 方向のゾーンバウンダリー, X: $[00\xi]$ 方向のゾーンバウンダリー, q: 運動量)

図4-8 (a)は非超伝導ダイヤモンド(赤)と超伝導ダイヤモンド(緑)のLO-モードの分散関係を示します。(b)は、(a)の2種類のダイヤモンドの格子振動エネルギーの差を縦軸にプロットしたもので、 Γ 点で差が大きく、運動量が大きくなるにしたがってそれが小さくなっていることが分かります。(c)は(b)から計算される電子-格子振動相互作用の大きさ $\lambda(q)$ を表しています。

ドのそれと比較して低くなっていることです。このエネルギーの低下は運動量が大きくなるにしたがって小さくなっていくことも観測されています。この Γ 点でのLO-モードの振動は、図4-9(e), (f)に見るように、立方体のダイヤモンド構造を上から見た場合($[00\xi]$ 方向)、コーナーの原子と中央に位置する原子は同じ方向に、それらの中間に位置する原子は反対方向に動く振動です。一方、同じ方向に進む音響モードではLO-モードで観測されたエネルギーの低下が観測されませんでした。これらの事実から超伝導ダイヤモンドにおいては、電子が最高エネルギーの縦波光学振動モードと強く相互作用をしてこれが超伝導発現の引き金になっていることが予測されます。図4-8(c)にはこの電子-格子振動相互作用の強さに対応する量 $\lambda(q)$ を示しています。

ボロンドープダイヤモンドの電子-格子振動相互作用の発見がきっかけとなって、理論的な計算からより高い超伝導転移温度を持つ超伝導ダイヤモンドの可能性も議論され始めています。今回の発見には、単結晶の超伝導体の作成に成功したこと及び高輝度・高エネルギーの第三世代の放射光源を利用することでX線非弾性散乱実験が可能となったことにより、格子振動の分散関係を観測できたことが大きく寄与しています。

●参考文献

Hoesch, M., Fukuda, T., Mizuki, J. et al., Phonon Softening in Superconducting Diamond, Physical Review B, vol.75, no.14, 2007, p.140508-1-140508-4.

4-4 DNA修復促進遺伝子 *pprA* の活性化増強機構の発見 —放射線応答機構におけるLexA2タンパク質の役割—

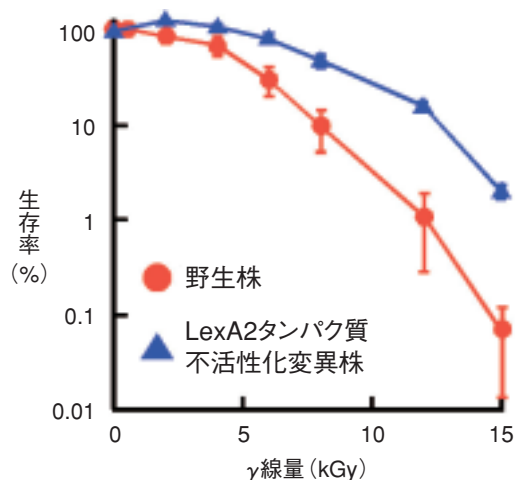


図 4-10 γ線に対する生存率

LexA2タンパク質を不活性化した変異株を作製し、そのγ線に対する生存率を調べました。LexA2タンパク質を不活性化した変異株は、野生株よりもγ線に対して耐性であることを明らかにしました。これは、LexA2タンパク質を不活性化した変異株でDNA損傷が速やかに修復されていることを意味しています。

微生物の放射線応答機構は、1970年代から大腸菌で研究が盛んに行われており、放射線照射後にDNA修復タンパク質群の細胞内生産の増加を促す仕組みがあることが分かっています。RecAタンパク質（Recombinase「組換え酵素」に由来）とLexAタンパク質（Locus for X-ray sensitivity「X線感受性に関する遺伝子領域」に由来）がこの応答の中心的役割を担っています。一方、私たちは、放射線抵抗性細菌デノコッカス・ラジオデュランス（ラジオデュランス）の放射線応答機構にRecAタンパク質が関与するが、LexAタンパク質は関与していないことを明らかにしました。また、私たちは、DNA修復促進タンパク質PprA（Pleiotropic protein promoting DNA repair「DNA修復を促進する多面的タンパク質」に由来）を発見し、それが放射線耐性機構に重要であることを明らかにしてきましたが、放射線応答機構におけるPprAタンパク質とRecAタンパク質の関係は不明でした。

ラジオデュランスはLexAタンパク質の他に、アミノ酸配列が類似したタンパク質（LexA2と命名）を持っています。そこで、私たちはバイオインフォマティクスと分子生物学の連携によって、LexA2タンパク質の不活性化によりラジオデュランスの放射線耐性が向上することを明らかにしました（図 4-10）。ラジオデュランスの全ゲノムDNA塩基配列は、1999年に米国ゲノム研究所が解

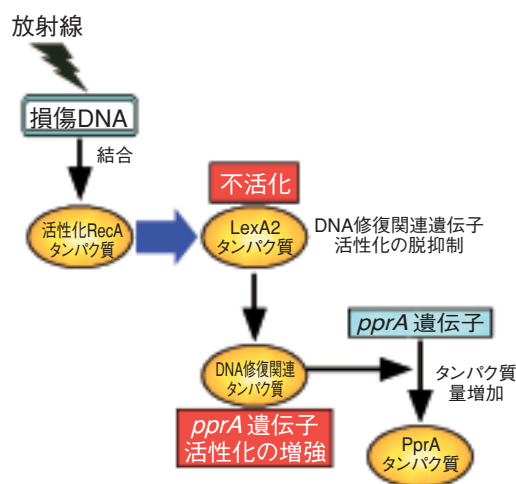


図 4-11 ラジオデュランスの放射線応答機構

放射線によって生じた損傷DNAと結合することでRecAタンパク質が活性化し、DNA修復関連遺伝子の活性化を抑制しているLexA2タンパク質を不活性化します。これにより、DNA修復関連遺伝子活性化の脱抑制が起こります。この脱抑制によって、通常は細胞増殖等に不利益となるため抑制されていた *pprA* 遺伝子の活性化が増強され、DNA修復が行われると考えられます。

読済みです。しかし、解読した配列の *lexA2* 遺伝子相当領域には間違いがあり、これまでこの間違っ配列をもとに研究が行われてきました。このため、私たちは *lexA2* 遺伝子の正しいDNA塩基配列を決定し、これに基づき正しいアミノ酸配列を持つLexA2タンパク質の性質を詳細に調べ、その結果、次のことを明らかにしました。RecAタンパク質は損傷DNAと結合することで活性化します。活性化RecAタンパク質とLexA2タンパク質が相互作用することでLexA2タンパク質が不活性化されます。これにより、DNA修復関連遺伝子活性化の脱抑制が起こり、*pprA* 遺伝子の活性を増強することで、最終的にPprAタンパク質の細胞内生産が増加するのです（図 4-11）。この一連の出来事が、LexA2タンパク質を不活性化した変異株の放射線耐性が向上する一因であると考えられました。

現在、PprAタンパク質は高効率のDNA修復試薬として製品化されていますが、今回の研究成果に基づき、試薬製造過程におけるPprAタンパク質生産効率の向上への応用が可能となります。更に、DNA修復タンパク複合体の立体構造解析を行い、タンパク質相互作用の詳細な分子機構を明らかにすることで、医療の高度化に役立つ新たなDNA修復タンパク複合体による創薬の開発が期待されます。

●参考文献

Satoh, K. et al., Down-regulation of Radioresistance by LexA2 in *Deinococcus radiodurans*, Microbiology, vol.152, no.11, 2006, p.3217-3226.

4-5 フラストレート磁性体での特異なスピン配列

－中性子散乱法で見るスピン－格子相互作用－

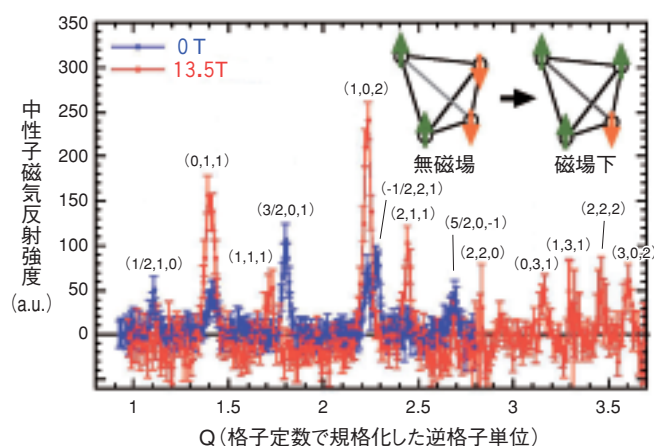


図 4-12 無磁場（青）、13.5Tの磁場中（赤）における中性子粉末回折パターン（磁気反射強度のみ）を示しています。強度解析により磁気構造を決定しました。一つの四面体に注目すると、無磁場では四つの磁気モーメントのうち二つが上で二つが下という構造ですが、磁化プラトー相では三つが上で一つが下という構造に変化します。これらの磁気構造の三次元配列には幾つかの可能性がありましたが、私たちはこれを決定しました。

スピネル型磁性体 ACr_2O_4 （A：非磁性元素）では正四面体の頂点に磁気モーメントが存在し、更にこの正四面体が三次元的ネットワーク（パイロクロア格子）を構成しています。この構造に起因して Cr^{3+} スピン間の相互作用に強いフラストレーションが存在します。また、 Cr^{3+} イオンは軌道の自由度を持たずヤン-テラー歪みと呼ばれる格子歪み（軌道の縮退を解いてエネルギー的に安定化させるために、格子変形により対称性を下げる）を起こさないため、相互作用に比べて十分に低い温度まで強いフラストレーションにより磁気秩序を起こさないと予想されています。しかし、実際の物質では低温で格子歪みを伴い長距離磁気秩序を起こします。これは、スピン・ヤン-テラー効果とも呼ばれ、スピン-格子相互作用に起因して発現する格子歪みとして興味深い現象です。この現象は、量子スピン系で見られるスピン-パイエルズ転移（構造歪みを伴いスピンダイマーを形成する）と発現機構が類似しており、また機能的物質として注目されているマルチフェロイクス〔強（反強）磁性と強（反強）誘電性が共存し、磁場で誘電性を電場で磁性を制御可能〕とも関連しています。

更に、 ACr_2O_4 では磁場中で磁化が一定になるプラトー現象が広い磁場領域で観測されており、上記の強いスピン-格子相互作用に起因すると理論的に予測されていま

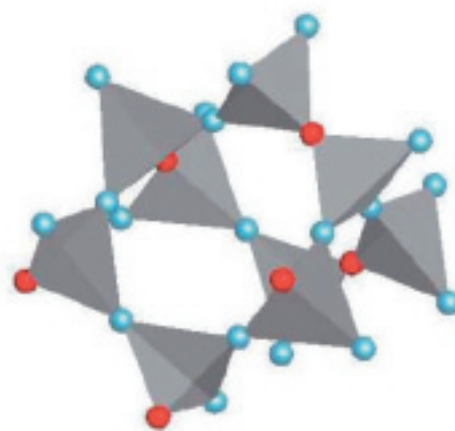


図 4-13 中性子、X線回折で決定された HgCr_2O_4 の磁化プラトー相における構造。青丸、赤丸ともにCrスピンを表します（青丸が上向きスピン、赤丸が下向きスピン）。青丸間の距離が伸び、青丸-赤丸間の距離が縮むことによりこの磁気構造が安定になっていると考えられ、この系における強いスピン-格子相互作用を示しています。

す。しかし、この磁化プラトー領域における磁気構造、結晶構造は実験的に明らかにされていませんでした。私たちは、上記の磁化プラトー領域におけるスピン-格子相互作用を明らかにするために、10T付近で磁化プラトー相を示す HgCr_2O_4 を用いJRR-3において中性子回折実験を、SPring-8においてX線回折実験を行いました。

最初中性子回折実験を行い、無磁場での磁気構造を明らかにしました。図 4-12に典型例として0及び13.5Tでのスペクトルを示しますが、磁場を増加させていくと10T付近で急激に磁気構造の変化が起こり、磁気ブラッグ反射のスペクトルが大幅に変化します。このスピン配列にはいくつかの可能性がありましたが、詳細な解析により図 4-13に示すような磁気構造を一意的に決定しました。四面体上の4個のスピンのうち3個が磁場方向に1個が磁場と反対方向に向いています。更に、磁場中で放射光X線回折実験を行うことにより、結晶構造も磁化プラトー相で変化し、磁気構造と同様の対称性を持つことを明らかにしました（青丸間の距離が伸び、青丸-赤丸間の距離が縮む）。これは、この系において無磁場で見られる磁気転移のみならず、磁場中での磁気転移にもスピン-格子相互作用が大きく関与していることを示しています。私たちはこの重要な事実を初めて実験的に明らかにしました。

●参考文献

Matsuda, M. et al., Spin-lattice Instability to a Fractional Magnetization State in the Spinel HgCr_2O_4 , Nature Physics, vol.3, no.6, 2007, p.397-400.

4-6 植物の光合成機能を診断する

— ポジトロンイメージング技術を用いた炭素同化産物動態の定量解析 —

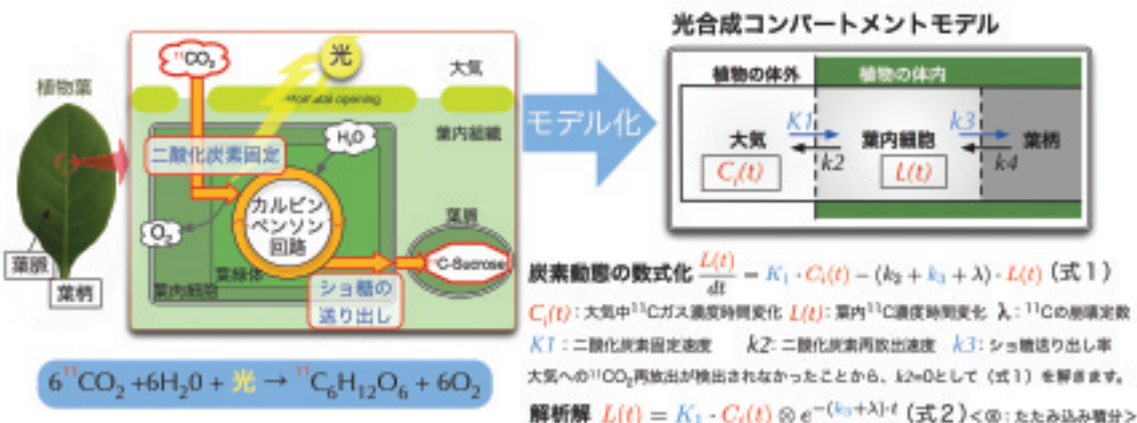


図 4-14 光合成のコンパートメントモデル化と炭素動態の数式化

光合成の過程(左側)を炭素の動きに注目したコンパートメントモデルとして表し(右側)、これを数式化したもの(式1)を解いて(式2)を得ます。

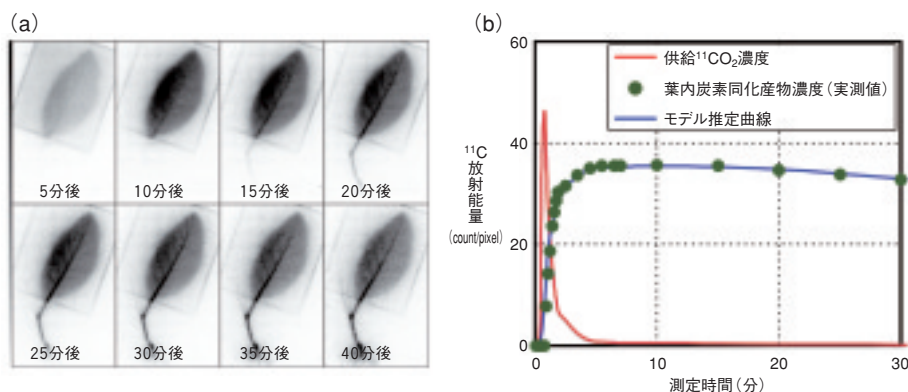


図 4-15 葉における炭素動態の経時変化とコンパートメントモデル解析による推定

植物ポジトロンイメージング技術で光合成の様子をその場観察した画像(a)。この計測値(b)●と推定曲線(b)―は良く一致しました。

私たちの体の中で物質がどのように動いているかをその場観察できるPET(ポジトロン断層法)は、がんの診断など、医療分野の基礎研究から診断の現場まで幅広く利用されています。植物を対象とした研究においても、養分や環境汚染物などの植物内での動きを知るための様々な技術が開発されてきました。しかし、その多くは植物を切ったり押し花にするため、植物が生きたままでの様子を知ることは大変困難でした。私たちは、生きた植物中での養分や環境汚染物の動きを知ることができれば、植物の生理機能を診断できるのではないかと考え、植物ポジトロンイメージング技術を開発し、養分などの輸送・分配・蓄積の仕組みや、環境変化やストレスに対する応答を明らかにする研究を進めています。

私たちは、炭素11(^{11}C)という放射性同位元素で標識した炭酸ガス($^{11}\text{CO}_2$)を光合成研究に利用する方法を開発し、植物が葉から取り込んだ $^{11}\text{CO}_2$ を原料に糖を作り、これを養分として植物体へと送り出す様子のその場観察に成功しています。しかし、この観察で得られる画像は、「炭素を取り込んで糖を作る」機能による ^{11}C の動きと

「糖を養分として送り出す」機能による ^{11}C の動きを足し合わせたもので、それぞれを分けて見ることはできませんでした。そこで、光合成に伴う炭素の動きに着目したコンパートメント(箱)モデルを作成し、各コンパートメント間での炭素のやり取りを表す数式を解けば、炭素の動きからそれぞれの機能を評価(診断)できると考えました(図4-14)。その結果、数式を解いて推定した葉の中での炭素の動きは、 $^{11}\text{CO}_2$ を用いた光合成のその場観察で得られた計測結果を精度良く再現し、炭素を取り込んで糖を作る機能と糖を養分として送り出す機能を数値化して診断することが分かりました(図4-15)。

今回新たに開発に成功した光合成のコンパートメントモデル解析法は、光合成で作られた糖を効率良く食糧となる組織へ輸送・蓄積させる技術の開発や、地球温暖化で問題となっている大気中の二酸化炭素を植物に効率良く固定させる技術の開発など、植物機能の基礎的な研究だけでなく、農業や環境への応用を目指した研究への貢献も期待されます。

●参考文献

Kawachi, N. et al., Kinetic Analysis of Carbon-11-Labeled Carbon Dioxide for Studying Photosynthesis in a Leaf Using Positron Emitting Tracer Imaging System, IEEE Transactions on Nuclear Science, vol.53, issue 5, 2006, p.2991-2997.

4-7 超新星の中で光が重元素を生成

—超新星爆発での光核反応による重元素生成の原理を説明—

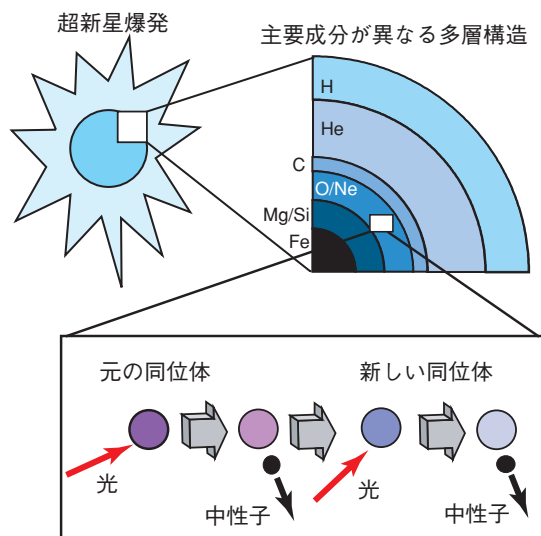


図 4-16 超新星爆発の光による新しい同位体の生成

超新星爆発において、酸素とネオンが豊富な領域 (O/Ne) では光が元になる同位体に入射して原子核から中性子を剥ぎ取り、新しい同位体を生成します。

鉄より重い元素の約99%は、太陽系誕生以前に存在していた多数の恒星の中で、中性子と原子核の反応によって生成されたことが判明しています。その一方で、残りの同位体のうち27核種の同位体は中性子では生成できないことが知られており、超新星爆発の光による起源仮説が提案されていました (図 4-16)。太陽より 8 倍以上の質量を有する恒星は、生涯の最後に超新星爆発を起こします。超新星爆発では膨大な光が発生し、一部の光は光核反応を引き起こすほど高いエネルギーになります。このような高いエネルギーの光が原子核に入射すると、中性子を剥ぎ取る反応が発生し、新しい同位体が生成されます。そして、2004年に原子力機構 (当時の原研) を中心とした研究チームによって、太陽組成では「光で生成された同位体の量と元の同位体の量の比はほぼ一定である」ことが発見されました。これは、光によって元素が生成された証拠です。

太陽系誕生以前に、銀河系の中で様々な質量、初期組成を持つ恒星が誕生しました。このような物理的な個性が異なる恒星は、それぞれ異なる進化をとげ、異なる元素の生成を行います。そのため、生成された元素の種類と量は恒星によって異なります。生成された元素は超新星爆発などによって星間ガスに還元されます。やがて、星間ガスから私たちの太陽系が誕生しました。残された問題は、どのような超新星爆発が太陽系の組成に影響を与えたのかという点です。

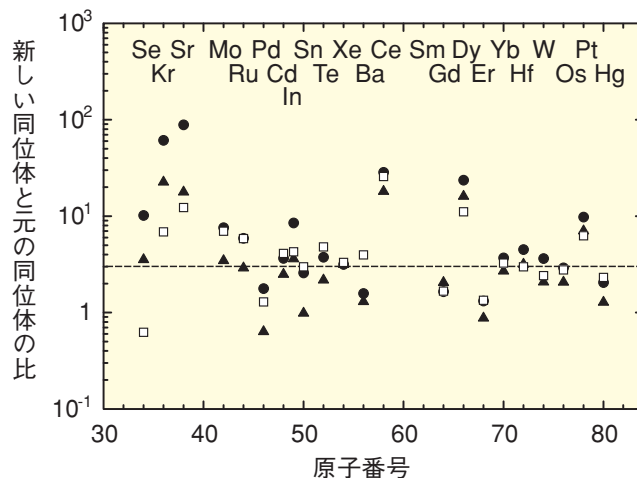


図 4-17 様々な物理的な個性を有する超新星爆発での光による元素の生成量の計算結果

黒丸は質量が大きい場合、四角は重元素の初期組成が少ない場合、三角は爆発エネルギーが大きい場合の計算結果を示します。点線は 3 の値を示します。

そこで、私たちは様々な質量、初期組成、爆発エネルギー等を持つ恒星の進化のモデル計算を行い、光によって元素が生成される様子を再現しました (図 4-17)。その結果、3 種類の異なる超新星爆発で生成された同位体と元の同位体の比はほぼ一定であることが分かりました。すなわち、生成された同位体と元の同位体の比の分布は、恒星の個性に強く依存しないことが判明しました。次の問題はなぜこのような現象が起きるのかということです。計算結果を分析し、そのメカニズムを解明しました。

超新星爆発において光により新しい同位体が生成される恒星内の領域は、図 4-16 に示す酸素やネオンの豊富な領域やその近傍であることが分かりました。この領域は、恒星の爆発エネルギーや質量によって異なりますが、その領域の中の温度の分布はほぼ同じです。すなわち、超新星爆発において、ある温度領域でのみ光による同位体の生成が起こるのです。温度が一定であるため光の分布も一定であり、元になる同位体から同じように新しい同位体が生成されます。したがって、恒星の個性に関係なく、超新星爆発で生成された元素では、「光で生成された同位体の量と元の量の比が元素の種類に関係なく一定である」関係が常に成り立っているのです。そのために、多数の恒星で生成された物質から成る太陽組成でも、この関係が成り立っています。

●参考文献

Hayakawa, T. et al., Principle of Universality of γ -Process Nucleosynthesis in Core-Collapse Supernova Explosions, Astrophysical Journal Letters, vol.648, no.1, 2006, p.L47-L50.

4-8 磁場で曲げる中性子

—磁気光学に基づく高偏極度中性子集光システムの開発—

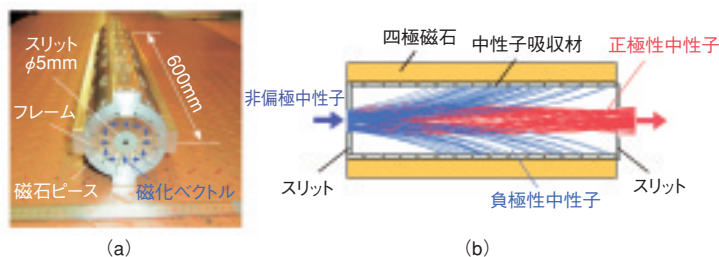


図 4-18 (a) 永久四極磁石を利用した中性子偏極子, (b) 四極磁石内部での中性子の軌道

非偏極中性子は四極磁場中で正負の異なる極性を持つ二つの中性子成分に空間分離されます。そして、一方の中性子成分をスリットで選別し、偏極中性子を取り出します。

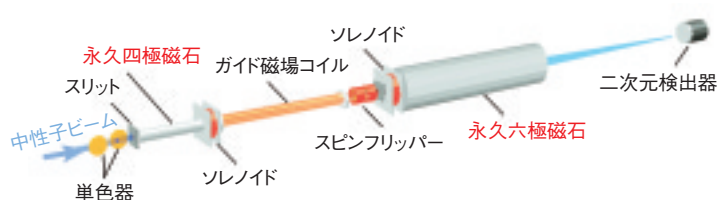


図 4-19 高偏極中性子集光システム

単色化された中性子がスリットを通して永久四極磁石に導かれます。そして、永久四極磁石から取り出された高偏極ビームは永久六極磁石に導かれます。更に、永久六極磁石を通過した中性子ビームプロファイルは集光位置に置かれた二次元検出器で観測されます。

中性子は物質中の原子核や原子磁気モーメントにより散乱されるため、水素のような原子番号の小さな元素を含む物質の構造解析や磁性体の磁気構造解析に有用なものとなっています。私たちはこの中性子ビームの偏極度を従来の磁気ミラー型偏極子を用いた場合の96%程度から99.9%程度に高め、中性子の磁気構造解析精度や効率のさらなる向上を図るために、中性子ビームの軌道が磁場の強さの空間的な変化を感じて曲がる性質を利用した実用型の高偏極中性子集光システムの開発と特性評価に世界に先駆けて取り組みました。

この磁気光学システムでは、中性子を偏極及び集光するために四極磁石及び六極磁石をそれぞれ使います。これらの磁石は、中心軸の周りにN極とS極が交互に4個あるいは6個並んだ磁石で、その内部には中心軸に沿った穴が空いています。この穴の内部には、四極磁場や六極磁場と呼ばれる磁場の分布が発生しますが、ここに中性子ビームを通すと、中性子磁気モーメントと磁場との相互作用により、中性子ビームは偏極及び集光されます。四極磁石は非偏極中性子ビームを正負の異なる極性を持つ二つの中性子成分に空間分離する性能に特に優れており、ここから正極性の中性子成分のみを選択することで、99.9%程度の極めて高い偏極度のビームを取り出すことができます。一方の六極磁石は正極性の高偏極ビームの集光を良質に行う性能に優れています。この良

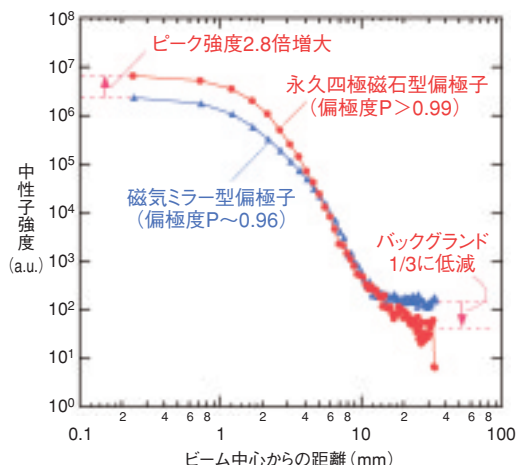


図 4-20 二次元検出器で観測された中性子ビームプロファイル

永久四極磁石型偏極子から取り出された高偏極ビームを永久六極磁石に導くと、磁気ミラー型偏極子を用いた時と比べてより多くの偏極中性子がビーム中心の極近傍に集まる様子が観測されます。

質さは四極磁石にもいえることですが、物質中での屈折などを用いる他の方法と異なり、四極磁石や六極磁石がビーム経路となる穴の内部にビームの軌道を乱すような物質を全く有しないことに由来します。

私たちは永久四極磁石型偏極子(図 4-18)と永久六極磁石を組み合わせた磁気光学システム(図 4-19)と永久四極磁石型偏極子の代わりに磁気ミラー型偏極子を用いたシステムとの特性比較をJRR-3において行ったところ、永久四極磁石型偏極子から取り出された高偏極ビームを永久六極磁石に導くと、磁気ミラー型偏極子を用いた時と比べてピーク強度比を2.8倍に、またバックグラウンドに対するピーク強度比を約10倍増大できました(図 4-20)。この優れた高偏極中性子集光は、負極性の偏極中性子成分を極力取り除いた正極性の高偏極中性子ビームの利用により初めて実現できました。今後は、開発した磁気光学システムを用いてJRR-3での実用化研究を進めると同時に、新たに白色パルス中性子にも適用可能なシステムに拡張することによりJ-PARCパルス中性子実験装置の解析性能の向上を図る予定です。

なお、多極磁石による中性子ビーム制御の基礎研究は独立行政法人理化学研究所との共同研究の成果であり、また、本研究の一部は「科学技術振興調整費による知的基盤整備推進制度」の支援を受けました。

●参考文献

Oku, T., Suzuki, J. et al., Highly Polarized Cold Neutron Beam Obtained by Using a Quadrupole Magnet, Physica B, vol.397, issues 1-2, 2007, p.188-191.

4-9 微生物産生プラスチックの産業利用に向けて —放射線と化学処理による高分子の生分解性制御技術の開発—

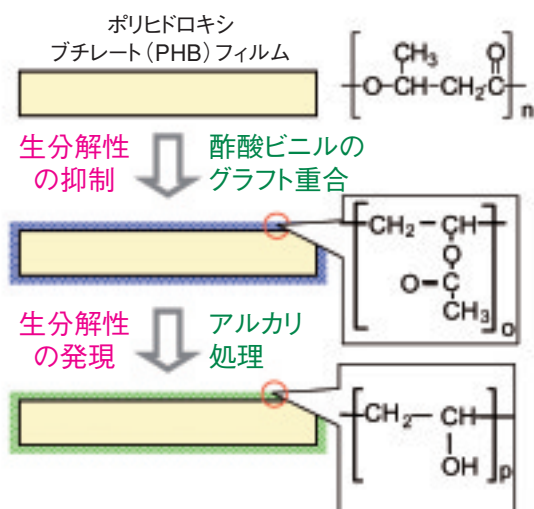


図 4-21 グラフト重合によるポリヒドロキシブチレート (PHB) の生分解性制御技術

微生物が産生する生分解性のPHBをフィルムに成型し、酢酸ビニルをその表面にグラフト重合することにより、生分解性を消失させます。酢酸ビニルアルコールをアルカリ処理により、加水分解して生分解性のポリビニルに変えると、生分解性が回復します。この技術により、使用時は生分解せずに、廃棄前にアルカリ処理することによって生分解性が発現し、微生物によって炭酸ガスと水に分解される材料となります。

生分解性プラスチックは、地中に埋めると最終的に水と炭酸ガスに分解されるため、廃棄物の蓄積を抑制できる材料として、その普及が期待されています。我が国では、世界の利用量の10%である6,000 t が一年間で利用されています。ポリヒドロキシブチレート (PHB) は、微生物の体内に蓄積されるポリエステルであり、生分解性のプラスチックの一つです。電子レンジ用の加熱容器に使用されているポリプロピレンと同じくらいの力学（機械）的強度がありますが、埋立地のような嫌気的条件下でも自然界の微生物により速やかに分解されます。したがって、食器や家電筐体などに応用するためには、使用している間は生分解が進まず通常のプラスチックと同じように安定で、廃棄後はアルカリ等の薬品処理により生分解する特性を発現させる必要があります。

グラフト重合は、プラスチックの基材の上に、接木のように他のプラスチックをつけることができます。この手法では、基材に電子線やγ線を照射して、活性点を形成し、そこに反応性の試薬を加えることにより、試薬分子が連なった枝が成長します。図 4-21 に示すように、PHBのフィルムに電子線を照射して酢酸ビニルをグラ

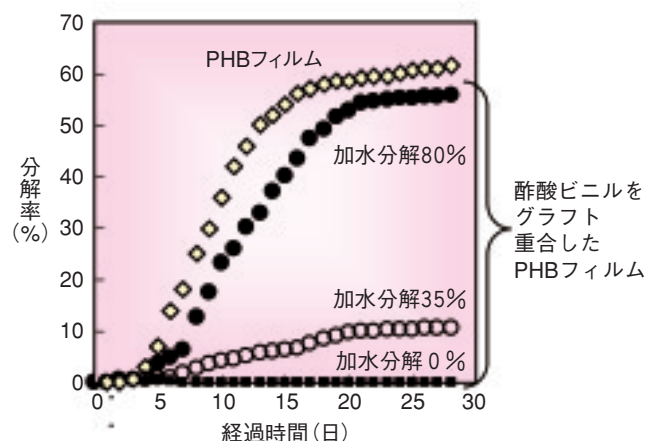


図 4-22 アルカリによる加水分解の酢酸ビニルをグラフト重合したポリヒドロキシブチレート (PHB) の生分解性への影響
酢酸ビニルをグラフト重合したPHBは生分解性を示しませんが、アルカリ処理による加水分解が進むにつれて、徐々に生分解性が回復します。80%の加水分解により、PHBと同等の生分解性を示すようになります。

フト重合すると、酢酸ビニルが連なった分子鎖がPHBの表面を覆います。PHBは生分解性のプラスチックですが、表面を覆った酢酸ビニルは生分解性でないため、PHB重量の15%程度、グラフト重合すると生分解性が消失します。図 4-22 に示すように、酢酸ビニルをグラフト重合したPHBフィルムは、生物化学的酸素消費量 (BOD) 測定で評価するとほとんど分解しません。ところが、PHB表面のポリ酢酸ビニルの枝をアルカリ処理すると、酢酸ビニルの加水分解により酢酸がはずれ、ポリビニルアルコールになります。ポリビニルアルコールは生分解性のため、アルカリ処理の時間を変えて、加水分解の度合いを増加させるに従い、生分解性は回復しました。約80%加水分解することで、PHBフィルムと同等の生分解性を示すようになりました。このように、酢酸ビニルのグラフト重合とアルカリ処理を組み合わせることで、使用時には生分解性を示さず、廃棄前にアルカリ処理をすることで生分解性を発現することができ、PHBなどの生分解性材料を広い応用分野で可能にすることができます。

●参考文献

Wada, Y., Tamada, M. et al., Biodegradability of Poly(3-hydroxybutyrate) Film Grafted with Vinyl Acetate: Effect of Grafting and Saponification, Radiation Physics and Chemistry, vol.76, 2007, p.1075-1083.

4-10 「重い電子」の遍歴・局在転移の直接的観測に成功 — f 電子系物質の特異な物性の理解に向けて —

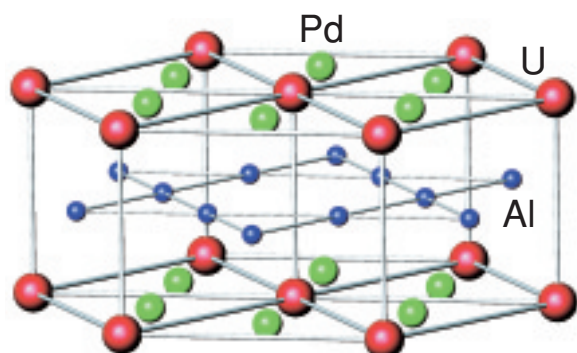


図 4-23 重い電子系超伝導体 UPd_2Al_3 の結晶構造

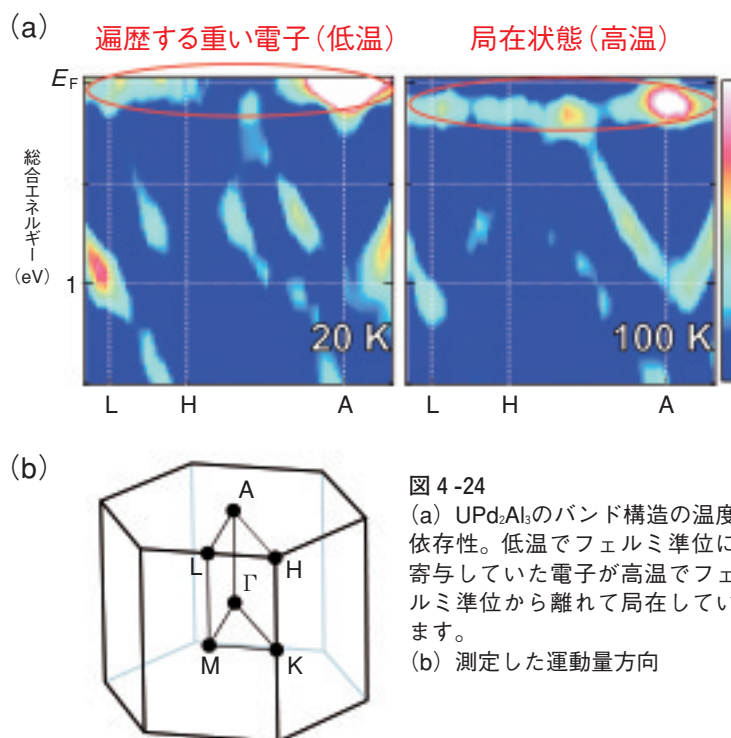


図 4-24
(a) UPd_2Al_3 のバンド構造の温度依存性。低温でフェルミ準位に寄与していた電子が高温でフェルミ準位から離れて局在しています。
(b) 測定した運動量方向

固体中の電子は、一般的に結晶全体を自由に動き回る「遍歴状態」と、原子周囲に束縛された「局在状態」の二種類に分類されています。この電子の遍歴性と局在性は相反する性質ですが、それぞれは非常によく理解されています。しかし、希土類やアクチノイド化合物における f 電子は、この「遍歴状態」と「局在状態」の中間的あるいは両方の性質を持っており、その振る舞いは非常に複雑であることが知られています。

低温において、 f 電子はあたかもその質量が真空中の数倍以上重い遍歴電子として観測される場合があります。これは「重い電子」と呼ばれますが、電子同士が互いの相互作用によって避けあいながらも、結晶中をある程度自由に移動していることに起因します。一方、この重い電子は、高温においては局在した電子の振る舞いを示します。これは重い電子系化合物の基本的な特徴ですが、なぜ f 電子が遍歴・局在の相反する性質を示すかについては、定性的な解釈しか与えられていませんでした。更に、この重い電子は極低温において、既存の理論の枠組みでは説明できない超伝導を示す場合があり、その機構の解明は、現代の物性物理学の非常に重要な課題の一つとなっています。

今回、私たちは放射光を用いた角度分解光電子分光法を用い、 f 電子の「遍歴」から「局在」への遷移の直接

的観測を行いました。試料は図 4-23 に示したような結晶構造を持つ UPd_2Al_3 高純度単結晶試料を用いました。

図 4-24 に実験結果から得られた低温におけるバンド構造（左側）及び高温におけるバンド構造（右側）を示します。低温において、フェルミ準位 E_F の一部に寄与して「遍歴」的な性質を持っていた $5f$ バンドが、高温においてそのエネルギーが変化してフェルミ準位より離れることにより、「局在」的な性質を示すことが明らかとなりました。

これまで帯磁率などの磁気的な測定から、このような狭い温度領域での電子の遍歴から局在への転移は予測されていましたが、今回の実験で、初めてこの転移を直接観測しました。

また、重い電子系における超伝導機構を理解するためには、 $5f$ バンド構造を理解することが必要不可欠ですが、今回、実験的に初めて重い電子系超伝導体のバンド構造を明らかにしました。

この化合物の超伝導を理解するために、様々なモデルが提案されていますが、今後、それぞれのモデルが直接検証されることにより、重い電子の示す超伝導、更には超伝導現象一般に対する理解が進展するものと期待されます。

●参考文献

Fujimori, S. et al., Itinerant to Localized Transition of f Electrons in the Antiferromagnetic Superconductor UPd_2Al_3 , Nature Physics, vol.3, no.9, 2007, p.618-622.

4-11 中性子で見えたコンクリート中の水の動き ーコンクリート構造物の劣化診断法への応用ー

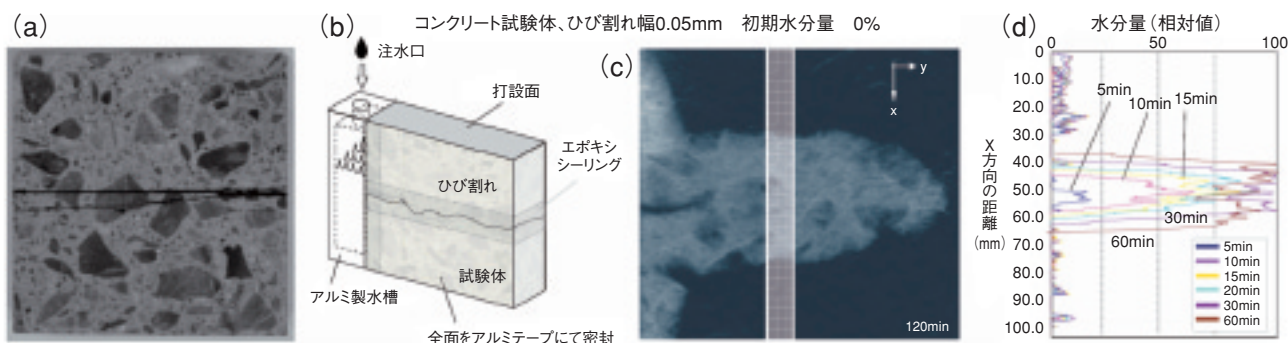


図 4-25 コンクリートの水分定量の一例

(a) コンクリート試験体の切断面、(b) ひび割れ（水平方向）注水実験概要、(c) 移動した水分のみの抽出画像
(d) 図(c)の白線領域について、Y軸方向に積算した水分量の経時変化（相対値） 縦軸は試験体中の位置（上端を0mmとした）

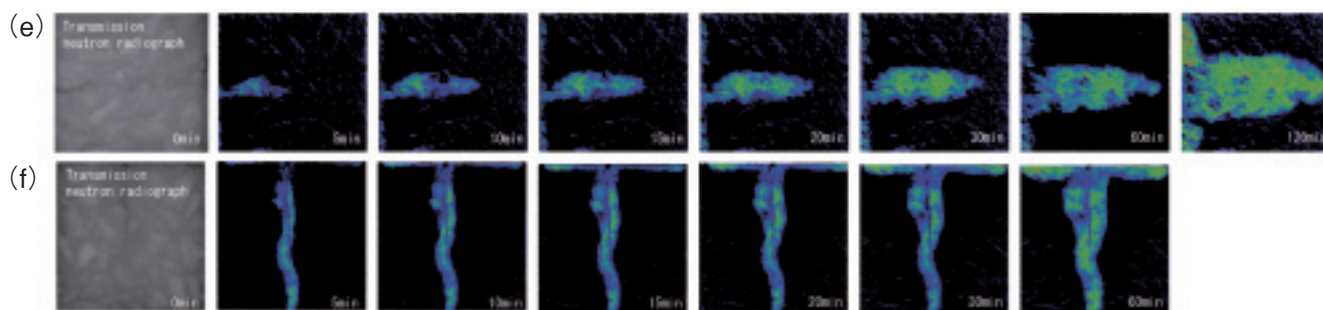


図 4-26 コンクリートのひび割れ近傍の水分挙動の連続画像

(e) 水平方向に走るひび割れ (f) 垂直方向に走るひび割れ

今まで困難であった、コンクリート内部の水分挙動を動的にとらえることに成功しました。

我が国において、鉄筋コンクリート構造物の耐久性の把握・向上は、良質な都市資産やインフラの整備、環境負荷の低減などの観点から最重要課題の一つです。なかでもセメントと水の化学反応（水和）や、乾燥に伴う体積変化とひび割れ発生、鉄筋腐食や漏水など、鉄筋コンクリート構造物に生じる現象の多くに水がかかわっていることは古くから知られていました。しかし、コンクリート中の水分挙動をとらえることは非常に困難で、含水率計や湿度計などを埋め込むことで、少しずつその挙動が明らかにされてきました。これらの測定手法では対象とする系に影響を与えることなく、高空間分解能・高時間分解能での測定は不可能でした。緻密で高度なシミュレーションは行われているのですが、実試料での検証が非常に難しいのです。

図 4-25及び図 4-26は、JRR-3熱中性子ラジオグラフィ装置を用いてコンクリート内部のひび割れ中の水分挙動を動的にとらえることに成功した画像です。水平に存在する中央のひび割れ部分に画像左側のプールから水分が供給され、ひび割れ部分に沿ってじわじわと水分が移動している様子が鮮明にとらえられています。ひび割れ先

端に供給される水分の速度や濃度分布、コンクリートマトリクス中への水分拡散などを高精度で定量可能であることが分かりました。画像データを詳細に分析してみると、ひび割れを有するコンクリート中のマクロな水分移動量及び移動速度はコンクリートの含水率に依存して変化することや、ひび割れ中の水分挙動に重力が大きな役割を果たしていること、重力の影響はひび割れ幅の影響よりも大きい場合があることなどが明らかになりました。

その他、建築外装材料を通した水分動態や、セメントの水和反応プロセスにおける水分挙動などの可視化・定量化も行い、多くの専門的な情報を得ることができました。

今後も、これまでとらえることのできなかった多くの現象を明らかにすることで、更新時期の迫った鉄筋コンクリート構造物の劣化診断や、構造物の耐久性向上にかかわる技術の高度化などに極めて有用な解析手法として、我が国の良質な都市資産の形成に資することができると期待しています。

なお、本テーマは2006年度に文部科学省の中性子利用技術移転推進プログラムによって始まり、2007年度は施設一般共用として研究が進められています。

●参考文献

兼松学, 飯倉寛ほか, 中性子ラジオグラフィによるコンクリートのひび割れ部における水分挙動の可視化及び定量化に関する研究, 日本コンクリート工学年次論文集, vol.29, no.1, 2007, p.981-986.

4-12 銀河宇宙線による電子回路の誤動作を探る —高エネルギー重イオン入射による半導体の過渡電流発生過程の解明—

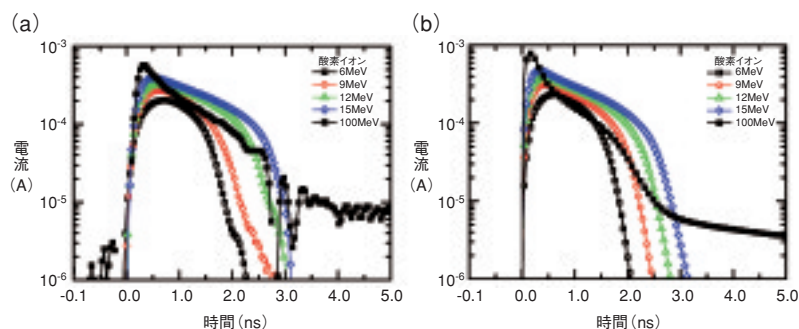


図 4-27 実験(a)及びシミュレーション(b)によって得られた過渡電流波形
酸素イオンのエネルギーが高くなるに伴い、ピーク電流値が高くなります。ドリフト-拡散モデルを用いて数値シミュレーションした結果、実験により得られた過渡電流波形を精度良く再現できました。

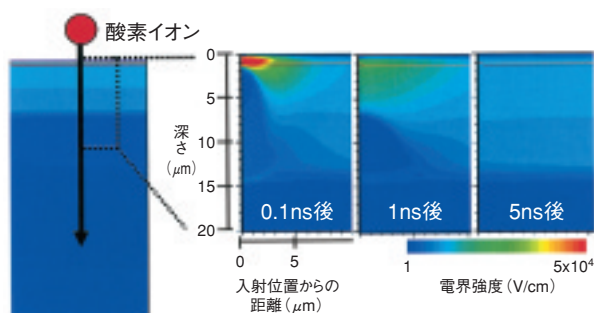


図 4-28 酸素イオン (100MeV) が半導体に入射した後の電界強度分布

イオンがダイオードに入射してから0.1ns後や1ns後という非常に短い時間では電界が激しく乱れます。しかし、その乱れは数nsで緩和し、5ns後には入射前とほぼ同じ状態に戻ります。

人工衛星や宇宙ステーションの中核を担う半導体は、常に宇宙放射線にさらされています。特に、銀河宇宙線に含まれる高エネルギー重イオン1個が半導体に当たることによって、素子内に発生した電荷が雑音電流（過渡電流）となり、回路の溶断やデジタル情報の反転などの故障や誤動作が引き起こされます。これらはシングルイベント現象と呼ばれ、私たちはその全容を明らかにすることを目的に、微細なダイオードやトランジスタに重イオン1個を照射し、素子内に作り出される過剰な電荷を過渡電流の形で測定しています。実験では、従来のタンデム加速器に加え、宇宙環境の高エネルギー重イオンを模擬できるAVFサイクロトロンを利用して、ダイオード中に誘起される過渡電流の計測を行いました。結果の一例として、6～100MeVの酸素イオンが誘起する過渡電流を図4-27に示します。更に私たちは、その発生原因を突き止めるため、従来の円筒状ではなく、イオンと物質の相互作用を考慮した漏斗状の誘起電荷分布を、シナプシス社製のデバイスシミュレータ（TCAD）に入力することで、精度の高い数値シミュレーションを実施しました。この結果、過渡電流を時間積分して得られる電荷量は、実験とシミュレーションで10%以下の誤差で一致しました。

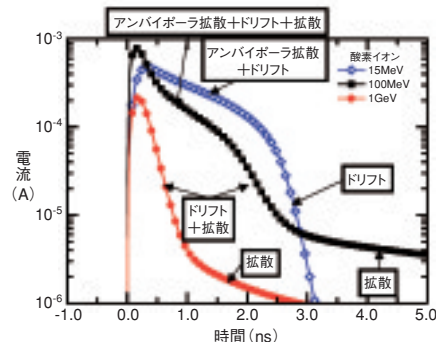


図 4-29 酸素イオン (15MeV, 100MeV, 1GeV) により誘起される過渡電流波形のシミュレーション結果

アンバイポーラ拡散、ドリフト及び拡散の各過程が複雑に関与して、過渡電流波形にエネルギー依存性が現れます。

100MeVの酸素イオンが半導体に入射することで生じる電界の変動をシミュレーションしたところ（図4-28）、数ns（1ns＝10億分の1秒）という非常に短時間に、電界が激しく乱れることが明らかになりました。更に、過渡電流はアンバイポーラ拡散電流、ドリフト電流、拡散電流からなり、各々の寄与は入射エネルギーに依存することを突き止めました。つまり、15MeVでは(1)アンバイポーラ拡散電流とドリフト電流の和、(2)ドリフト電流から過渡電流が構成されるのに対し、100MeVでは(1)アンバイポーラ拡散電流とドリフト電流と拡散電流の和、(2)ドリフト電流と拡散電流の和、(3)拡散電流から構成されるようになります（図4-29）。同様の手法により、宇宙環境に存在するGeV級の重イオンによる過渡電流をシミュレーションしたところ、アンバイポーラ拡散電流はもはや流れず、ドリフト電流と拡散電流のみが過渡電流に寄与すると予測できました。

このように、実環境を模擬した高エネルギーイオン照射実験とシミュレーションを精度高く行うことで、非常に短時間にダイオード中で引き起こされる複雑な電荷の動きを正確に把握できるようになり、シングルイベント現象の全容解明に向け大きく前進しました。

●参考文献

Onoda, S. et al., Transient Currents Generated by Heavy Ions with Hundreds of MeV, IEEE Transactions on Nuclear Science, vol.53, issue 6, 2006, p.3731-3737.

4-13 見えにくい構造も高性能X線でくっきり観察 —テラワットレーザーによる高輝度、高コントラストX線の発生—

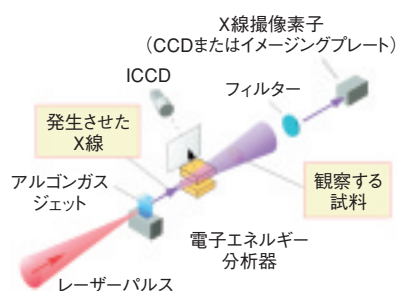


図 4-30 本レーザープラズマX線発生装置の模式図

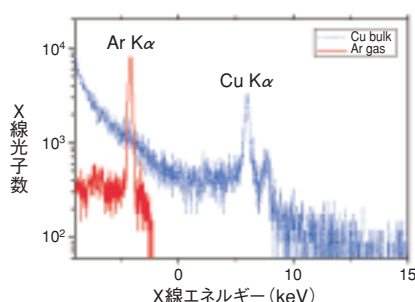


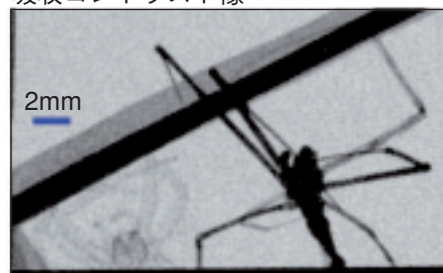
図 4-31 得られたX線のスペクトル（赤）

比較のため、これまでのレーザープラズマX線発生装置で得られたものを青色で示しています。

通常のX線撮像では、X線が物質によって吸収されることにより作られる濃淡（コントラスト）により画像を形成する「吸収コントラスト法」が使われてきました。しかし、X線吸収の少ない生体軟部組織や小動物などの像は濃淡がはっきりせず、微細構造を見ることが困難でした。そのため、物質による吸収ではなく、屈折による効果を用いる「位相コントラスト法」が注目されています。これには、X線の位相がよくそろっていることが必要で、従来は、X線管に工夫を凝らした装置や、大型の電子加速器からのシンクロトロン放射光、レーザープラズマX線源などが使われてきました。しかし、X線管やレーザープラズマX線源は小型ですが輝度が低く、一方、シンクロトロン放射光は輝度は高いが装置が巨大と一長一短で小型で高輝度・高性能の新たなX線源の開発が待たれていました。

今回、私たちは、高強度レーザーを用いたレーザープラズマX線の研究を進め、照射条件を工夫することにより、新しいX線発生装置を開発しました。レーザープラズマX線源は、物質をプラズマ化し、加速された電子がイオンを励起したり、制動放射することで、X線を発生させます。従来は、不要な制動放射X線が多く、必要とする波長のX線は低輝度でした。私たちは、レーザーに含まれる不要なパルスを除去し、集光位置を制御することで、電子に適切なエネルギーを与え、制動放射X線を抑えて、必要なX線発生数を最大化することができまし

(a) 吸収コントラスト像



(b) 位相コントラスト像

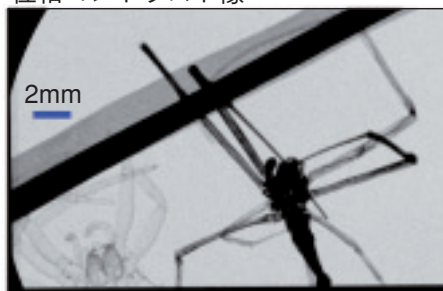


図 4-32 本装置で得られたX線を用いた蜘蛛の吸収コントラスト像(a)と位相コントラスト像(b)

た。図 4-30に示す装置により、ピーク出力 2 TW、パルス幅 70 fs のチタンサファイアレーザー光を、アルゴンガス中に集光させました。その結果、図 4-31に示すように、不要なX線の少ない、高コントラストのX線を得ることに成功しました。これにより、試料や生体に対して不要なX線照射を減らすことができ、同時に、鮮明な画像を得ることが可能になりました。更に、このX線の輝度は、 10^{20} photons/s/mm²/mrad²であり、これはシンクロトロン放射に匹敵する高い輝度です。また、このX線は、100 fs 程度のパルス幅と推定されるので、極めて高速な現象をとらえることができます。

このX線源を用いて、蜘蛛の吸収コントラスト像と位相コントラスト像を取得しました（図 4-32）。吸収コントラスト法では見えない微細な構造を、位相コントラスト法では明瞭に見ることができます。これにより、本装置は位相コントラスト法に適したX線源であることを示しました。

本装置は、位相がそろい、出力が高く、不要なバックグラウンドの少ないX線を生成する、新たな小型X線発生装置と位置付けられます。特に、位相コントラスト法によるCT（コンピュータ断層撮影）に適用すると、従来のCTよりも細かい構造が見えること、患者への不要なX線照射を少なくできることなどから、新たな医療診断法になると期待されます。

●参考文献

Chen, L. M., Kando, M. et al., Phase-contrast X-ray Imaging with Intense Ar $K\alpha$ Radiation from Femtosecond-laser-driven Gas Target, Applied Physics Letters, vol.90, issue 21, 2007, p.211501-1-211501-3.

安全規制を支え、安全と信頼を確保

原子力安全委員会の「原子力の重点安全研究計画」に沿って安全研究を実施

・リスク情報の規制への活用手法検討

・燃料の高燃焼度化に係る安全評価

・軽水炉の高度化に係る安全評価

・高経年機器・材料の健全性評価

・核燃料サイクル施設の安全評価

・放射性廃棄物処分・廃止措置の安全評価

最新の科学技術的知見を
原子力安全規制に反映

・安全性の維持・向上
・国民の信頼の醸成

図 5-1 安全研究の主な課題と役割

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

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

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

私たちは「原子力の重点安全研究計画」に沿って安全研究を着実に進め、広範な分野において成果を上げています。「リスク情報の規制への活用手法検討」に関する研究では、原子力発電所のリスク評価結果を安全目標と比較するときに重要な不確実さ評価手法を整備しました（トピックス5-1）。この成果は、日本原子力学会の「原子力発電所の確率論的安全評価に関する実施基準」に反映されました。「燃料の高燃焼度化に係る安全評価」の研究では、高燃焼度燃料の破損限界低下の原因が燃料被覆管の水素吸収によることを明らかにしました（トピックス5-2）。また、非常用炉心冷却系作動時の急冷による燃料破損について、比較的低温まで徐冷された後に急冷される方が壊れやすいことを明らかにしました（トピックス5-3）。「軽水炉の高度化に係る安全評価」の研究では、放射線照射によって燃料被覆管表面の濡れ性が増加

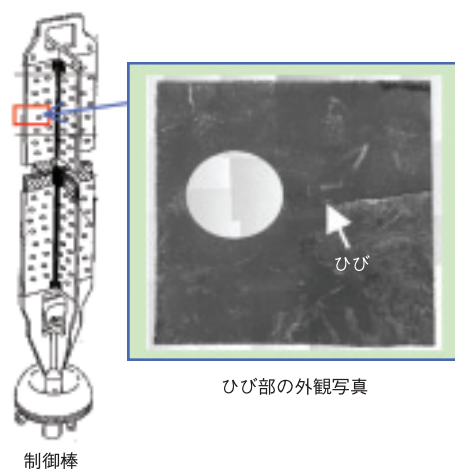


図 5-2 BWRハフニウム板型制御棒ひび割れの原因調査への貢献

東京電力株式会社の福島第一原子力発電所6号機において発生したハフニウム板型制御棒のひび及び破損の原因調査を実施し、その成果が原子力安全・保安院の調査報告書（2006年5月）に記載されました。

する効果により伝熱特性が向上することを材料試験炉（JMTR）を使って世界で初めて実証しました（トピックス5-4）。これらの成果により第39回日本原子力学会賞技術賞を受賞しました。「高経年機器・材料の健全性評価」の研究では、機器に加わる負荷や材料内部の欠陥の大きさのばらつきを考慮して条件付破壊確率を解析するコードPASCALを開発しました（トピックス5-5）。この成果は、第39回日本原子力学会賞技術賞・特賞を受賞しました。「核燃料サイクル施設の安全評価」の研究では、将来の濃縮度を高めた（5～10%）燃料の核燃料サイクルに備えて臨界安全評価手法の高精度化を進めています（トピックス5-6）。また、燃料加工施設の粉末調整工程における添加剤の過剰投入による臨界事故の予測のために必要な添加剤の熱的特性データを取得しました（トピックス5-7）。「放射性廃棄物処分・廃止措置の安全評価」の研究では、カナダ原子力公社との国際協力により地下240mでの実験を行い、深地層の岩盤には放射性核種の移行を遅らせる働きがあることを実証しました（トピックス5-8）。また、原子炉施設の解体などで発生した廃棄物のうち放射性物質として扱う必要のない核種濃度レベル（クリアランスレベル）を算出する評価コードを開発しました（トピックス5-9）。このコードによる算出結果は、今後の規制行政庁におけるウラン及び超ウラン核種（TRU）廃棄物に対するクリアランスレベルの策定に役立てられます。

その他、原子力安全・保安院の要請に基づき、東京電力株式会社の福島第一原子力発電所6号機において発生したハフニウム板型制御棒のひび及び破損の原因調査を原子力基盤機構との協力により実施し、ひびの発生要因と進展機構に関する分析結果を提供しました（図5-2）。

5-1 原子力施設のリスク情報の活用を目指して ーソースタームの不確実さ評価手法の整備ー

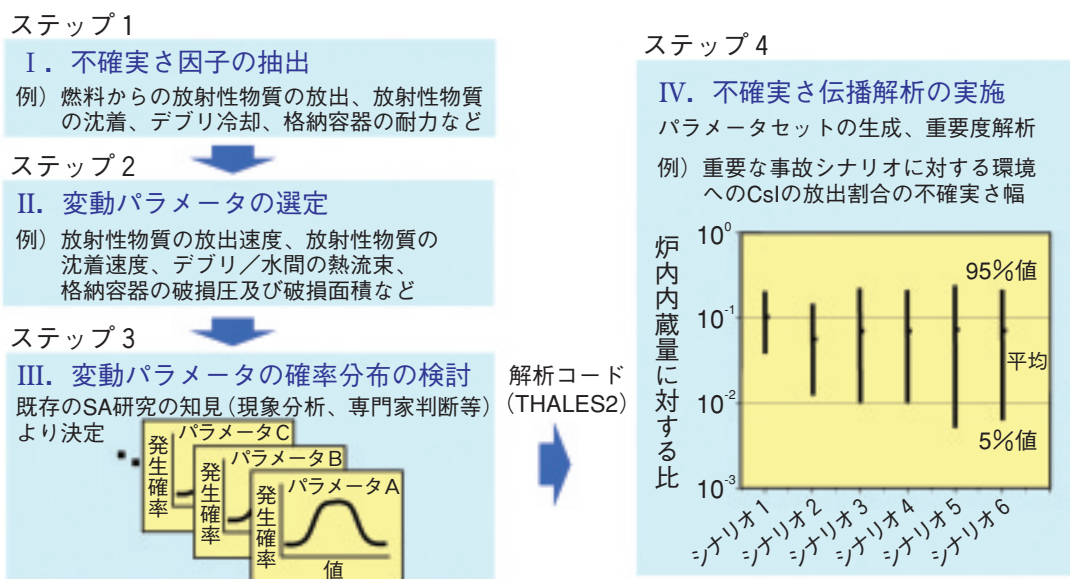


図5-3 軽水炉プラントに対するソースタームの不確実さ評価手順と評価例

ソースタームの不確実さ評価手順は、四つのステップからなります。本手順では、現象分析やプラント内における放射性物質の移行挙動の分析から、I. ソースターム評価結果に重要な影響を及ぼす可能性のある因子（不確実さ因子）を抽出し、次にII. 各因子のパラメータを表現できる代表的なパラメータ（変動パラメータ）を選定します。そして、III. 現象分析や専門家判断など既存の知見から変動パラメータの確率分布を検討して、IV. モンテカルロ法による不確実さ伝播解析を実施することにより、パラメータの不確実さに起因するソースタームに伝播する不確実さを評価します。

近年、原子力発電所の安全規制及びリスク管理の分野では、確率論的安全評価（PSA）によって得られるリスク情報の活用が急速に進みつつあり、それに伴いPSAの品質の確保が重要な課題となっています。そのため、日本原子力学会の標準委員会において実施基準の作成が進められています。原子力発電所のリスク評価の結果を達成すべきリスク抑制水準を示す安全目標と比較する場合など、評価結果の不確実さの情報は重要です。PSAの定量的結果のうち、公衆のリスクの評価に必要となるソースターム、すなわち、放射性物質の環境へ放出されるタイミングと環境への放出量に関する不確実さの評価は、軽水炉の熱水力の挙動及び放射性物質の移行挙動を模擬する解析コードを用いて行いますが、現象が複雑で長時間の計算が必要なため、その評価手順は確立されていませんでした。そこで、シビアアクシデント解析コードTHALES2を用いたソースタームの不確実さ評価手順を構築し、それを国内代表プラントの一つであるMark-II格納容器型BWRプラントの評価に適用しました。

構築した手順は、図5-3に示すように「不確実さ因子の抽出」「変動パラメータの選定」「変動パラメータの確率分布の検討」「不確実さ伝播解析の実施」という四つのステップからなります。特に、「不確実さ因子の抽出」では、軽水炉発電所シビアアクシデント時の事故進展を四

つの段階に分割し、系統的に重要因子の抽出を行っています。また、「変動パラメータの確率分布の検討」では、既往のシビアアクシデント研究の知見や専門家判断を調査し反映することが評価結果の信頼性を高める上で重要と考え、最新知見との整合性や対象プラントへの適用性などデータの信頼度に基づき設定する方法について検討しました。

構築した実施手順に従い、発生頻度の観点から支配的な格納容器が過圧破損に至る6個の事故シナリオを対象に、ソースタームの不確実さ伝播解析を実施し、事故シナリオごとに放射性物質の環境への放出開始時刻及び環境への放出量の不確実さの幅や不確実さに寄与するパラメータなどの情報を得ました。図5-3には得られた結果の例として、主要な事故シナリオに対する環境へのヨウ化セシウム（CsI）の放出量の不確実さ幅を示しています。評価結果は、サンプリング数に対応した数の結果が累積確率分布形式で得られますが、それを5%値、95%値、平均値で代表させたものを最終的な結果としています。放出の平均値は、初期炉内内蔵量に対し10%程度であり、1～2桁程度の不確実さ幅を持つことが明らかになりました。これにより、本手順の有用性が確認されました。また、本手順は、前述の日本原子力学会の標準のうちレベル2 PSAに関する実施基準に反映されました。

●参考文献

石川淳ほか、軽水炉シビアアクシデント時ソースタームの不確実さ評価、日本原子力学会論文誌, vol.5, no.4, 2006, p.305-315.

5-2 被覆管の水素吸収が燃料破損に及ぼす影響を調べる — 反応度事故における高燃焼度軽水炉燃料の破損 —

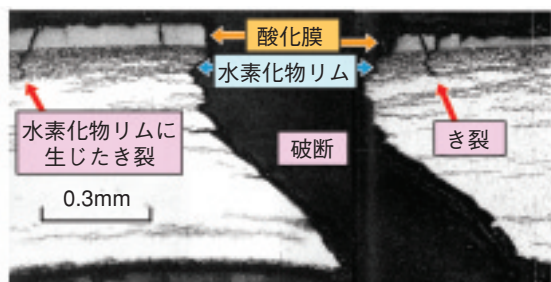


図5-4 NSRR実験で破損した高燃焼度PWR燃料被覆管
原子炉安全性研究炉（NSRR）のパルス出力運転により、軽水炉で想定されている反応度事故（出力暴走事故）を安全に模擬することができます。この実験では、軽水炉照射中の水素吸収により脆化した被覆管が、燃料ペレットの熱膨張による膨れに耐えられず破損しました。

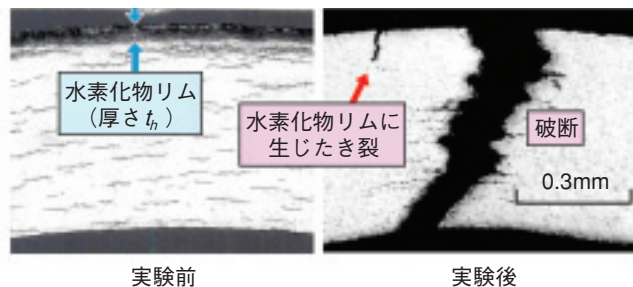


図5-5 水素化物リムを設けた未照射燃料棒の破損形態
高燃焼度燃料の被覆管を模擬するため、新品の燃料棒の被覆管外面付近に水素化物リムを設けて実験を行いました。その結果、高燃焼度燃料の破損とよく似た破損が起こりました。

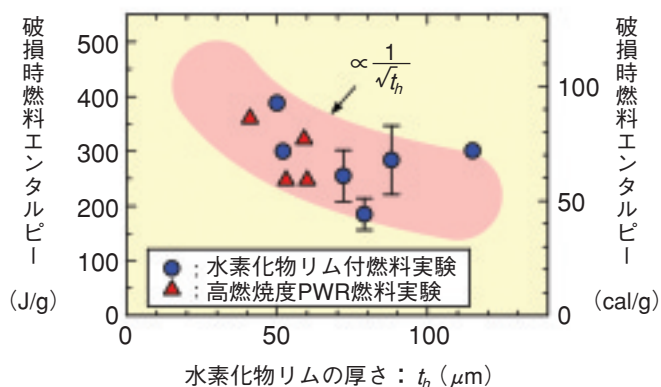


図5-6 水素化物リム厚さと破損時燃料エンタルピーの関係
縦軸は燃料が破損に至るときのエンタルピーであり、反応度事故における燃料の破損限界を表しています。2種類の燃料について一貫性のある結果が得られており、水素化物リムを設けたことで、高燃焼度燃料の破損限界をよく再現できていることが分かります。水素化物リムに生じたき裂の先端における応力集中が破損を引き起こすと考えられます。

ウラン資源の有効利用及び燃料サイクルコストの低減を目指し、軽水炉燃料をより長期間使用するための努力、いわゆる高燃焼度化が世界各国で推進されています。しかし、燃焼とともに被覆管の腐食や燃料ペレット内での核分裂生成物の蓄積が進むため、高燃焼度化に当たっては通常の運転条件に加え、事故条件での安全性についても十分に検討する必要があります。そこで原子炉安全性研究炉（NSRR：Nuclear Safety Research Reactor）では、反応度事故（RIA）を模擬した出力急昇実験を、発電所で高い燃焼度に達した燃料を対象として実施し、燃料の挙動や破損メカニズムの解明を行っています。図5-4はNSRR実験で破損した高燃焼度PWR燃料の被覆管断面を破断部について拡大した写真です。長期間冷却水と接触したため被覆管外面には酸化膜が形成されています。酸化膜より内側には黒っぽい析出物が多く見られ、これは酸化に伴い生じた水素が被覆管に吸収され、固溶限界を超えたために析出したものです。この水素化物の析出が顕著な層は水素化物リムと呼ばれており、酸化膜ほど脆くはありませんが、通常の部位より延性が低下しています。

従来の研究により、被覆管の酸化膜が厚いほど破損に至る燃料エンタルピーが低い（つまり破損しやすい）という傾向が得られていました。しかし本研究では、力学的な効果は酸化膜よりもむしろ水素化物リムによると考え、被覆管に意図的に水素化物リムを設けた燃料棒でNSRR実験を行いました。実験前後の被覆管断面を図5-5に示します。軽水炉で照射していないので酸化膜はありませんが、高燃焼度燃料とよく似た破損が生じました。破断部以外の場所でき裂が生じている点も共通です。図5-6に水素化物リムの厚さと破損時燃料エンタルピーの関係を示しますが、高燃焼度燃料実験の結果と傾向が良く一致しています。また、水素化物リム厚さの平方根に逆比例する傾向が見られますが、これは、リム厚さに等しい深さを持つき裂について先端における応力拡大係数を考慮すると合理的に説明できます。つまり、燃料破損は、被覆管外面付近の水素化物リムに生じたき裂を起点として、き裂先端の応力集中により生じたと解釈されます。

本研究の成果により、反応度事故に対する安全評価手法が更に高度化されることが期待されます。

●参考文献

Tomiya, K., Sugiyama, T. et al., Influence of Cladding-peripheral Hydride on Mechanical Fuel Failure under Reactivity-initiated Accident Conditions, Journal of Nuclear Science and Technology, vol.44, no.5, 2007, p.733-742.

5-3 被覆管の壊れにくさは冷却条件により変わるのか？

—LOCA時の被覆管延性低下に及ぼす冷却時温度履歴の影響—

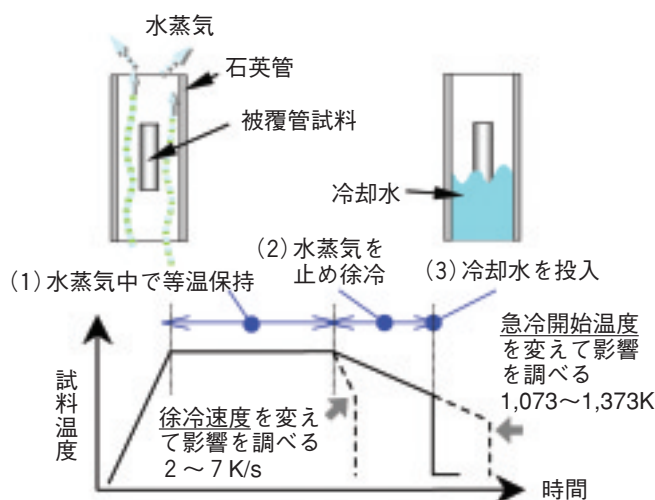


図5-7 LOCA条件を模擬した被覆管酸化・急冷試験

石英管内に水蒸気を流し、電気炉を用いて被覆管を1,373Kまで加熱します。一定時間加熱した後、水蒸気を止め試料温度をゆっくりと下げる徐冷区間をとり、最後に試験燃料の下端より水を導入します。急冷前の冷却速度、急冷を始める温度を変えて多くの酸化させた試料を作成し、リング圧縮試験（被覆管を半径方向に押しつぶす試験）で被覆管の壊れにくさを調べました。

原子炉の安全設計に当たって想定される事故の一つに、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時には燃料温度が上昇しますが、数分後には非常用炉心冷却系（ECCS）の作動により原子炉内の水位は回復し、高温になった燃料は冷却されます。燃料は、二酸化ウラン・ペレットとそれを密封するジルコニウム合金製の管（被覆管）から成ります。燃料温度が非常に高くなり高温にある時間が長くなると、被覆管は著しく酸化し延性が低下して、冷却時の熱衝撃により破断する可能性があります。被覆管破断により燃料の破片が原子炉下部に多く堆積した場合、熱の除去が困難になるかもしれません。

このような状況に至るのを防ぐために、LOCA時にあってはならない被覆管の温度と酸化される厚さの割合が、それぞれ安全基準として定められています。安全基準は、LOCA条件を模擬した実験により、どんな条件で燃料が壊れるかを調べて決められたものです。これらの実験では、被覆管を加熱・酸化した後、まず水蒸気中でゆっくりと冷却し（徐冷）、それから水で急激に冷却（急冷）するという手順を取っています。急冷の前に徐冷を行うのは、被覆管が徐冷される間に吸収された酸素が拡散してマイクロ組織が変化し、加熱直後よりも壊れやすい状態になると考えられてきたからです。ところが、徐

被覆管マイクロ組織 低い温度から急冷した試料ほど、白い塊状の領域（ α 相）の面積が大きくなっていることが分かります。

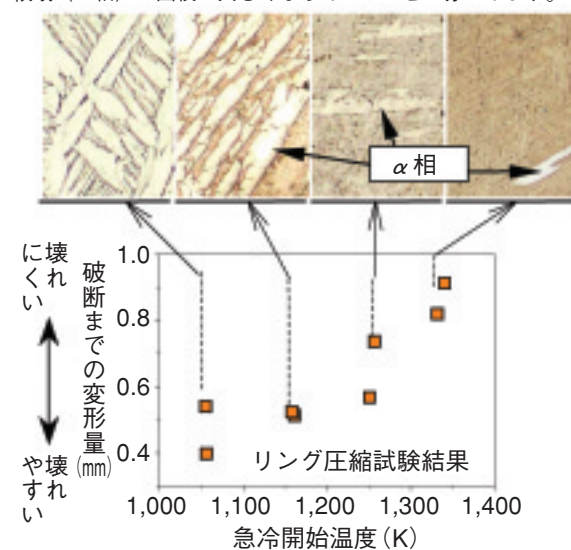


図5-8 急冷開始温度と被覆管の壊れにくさの関係

急冷を始める温度を変えた被覆管の壊れにくさを、リング圧縮試験により調べた結果です。急冷開始温度が下がると、被覆管は壊れやすくなることが分かります。

冷されることで被覆管が本当に壊れやすくなるのかについてははっきりと示したデータは非常に限られており、実際にどのような条件で壊れにくさが変わるのかについては十分に調べられていませんでした。

そこで、LOCA時に予想される高温条件で被覆管を酸化した後、いろいろな徐冷速度、急冷開始温度での冷却を行い（図5-7）、冷却条件により被覆管の壊れにくさがどのように変わるのかを調べました。この結果、図5-8に示すように、急冷を始める温度が下がると、被覆管は壊れやすくなることが分かりました。一方、急冷開始温度が同じ場合には、徐冷速度はあまり影響しないことも分かりました。試験後の顕微鏡観察によれば（図5-8）、壊れやすくなった被覆管の組織中では白い塊状に見える領域（ α 相）の面積が大きくなっています。 α 相は周りの組織に比べ酸素濃度が高く、硬くて脆い性質を持っています。急冷開始温度の低い被覆管が壊れやすくなったのは、徐冷中に脆い α 相領域の割合が大きくなり、き裂が進展しやすい状態になったためと考えられます。

以上の結果により、一定の徐冷区間を置いてから急冷を行ってきた従来のLOCA模擬実験は、より厳しい条件で安全を確認した適切な手法であることが実証されました。今回の成果は、今後LOCA時の安全基準を定める際に用いられる実験手法の確立に貢献しました。

●参考文献

Udagawa, Y. et al., Effect of Cooling History on Cladding Ductility under LOCA Conditions, Journal of Nuclear Science and Technology, vol.43, no.8, 2006, p.844-850.

5-4 放射線照射による沸騰熱伝達の促進

ー放射線誘起表面活性効果による限界熱流束の向上ー

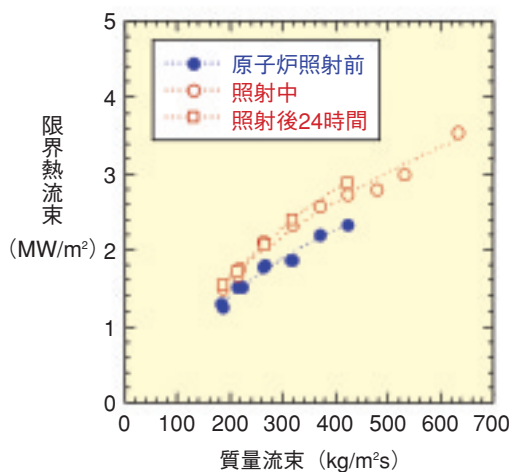


図5-9 照射前後での限界熱流束測定結果の比較
流動場においても、原子炉での照射によって限界熱流束が向上することが確認できました。

放射線誘起表面活性 (RISA) とは、ある一定以上の強度を持つ放射線を酸化皮膜に照射することで表面の濡れ性が向上する現象です。RISAを生じさせるには酸化皮膜上で高い吸収線量が必要であるため工業上の応用は難しいとされてきましたが、強い放射線環境下にある原子炉内ではRISA効果によって濡れ性が改善されていることが予想されます。私たちはこの現象を燃料の除熱能力の向上に役立てることができるのではないかと考え、試験炉を用いた実験研究を行ってきました。

沸騰水型原子炉の燃料では、伝熱面の表面は常に液膜で覆われており、表面温度が過度に上昇しないように設計されています。万が一、蒸発量の増加によって液膜が乾き、伝熱面が露出 (ドライアウト) すると、熱伝達が劣化して燃料温度が急激に上昇し、燃料の破損につながる恐れがあります。伝熱面上に液膜が存在できる最大の熱出力を限界出力といい、原子炉は限界出力で決まる許容値以下の熱出力で運転されることが決められています。

この限界出力 (単位表面積当たりの熱出力を限界熱流束といいます) は、多くの実験結果に基づいて作成された相関式で評価されています。最近では、限界熱流束が伝熱面の表面の性状によって変化し、特に濡れ性を向上させることで改善できることが明らかになってきました。もし、RISAによる濡れ性向上によって限界出力が上昇することが判明すれば、安全余裕の実質的な増加のみならず、運転出力の増加 (アップレート) にもつながるため、大きな経済効果が期待できます。ただし、RISAは酸化皮膜表面の電気化学反応であるため、表面に乱れが生じやすい流動場 (水が流れている状態) で効果を発揮できるのかという懸念もありました。実際、水が流れて

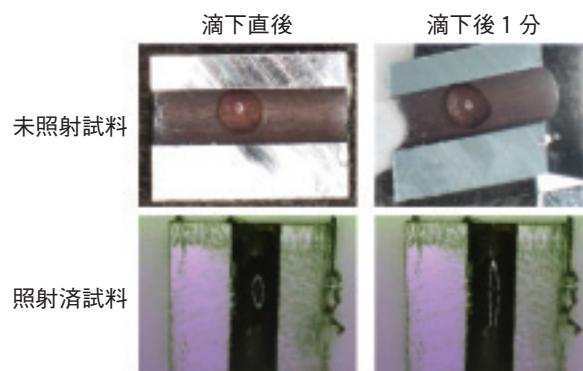


図5-10 未照射/照射済の試料を用いた液滴滴下試験
未照射試料 (上) は試料を傾けても水滴が流れ出しませんが、照射済試料 (下) では、滴下後1分で酸化膜全面が濡れる親水状態になっていることが分かります。

いない非流動場の条件ではRISAによって限界熱流束が上昇することが確認されていますが、流動場条件での確認例は今までにありません。

RISAを発現するには強力な放射線源が必要です。今回、照射設備には、JMTRを利用しました。JMTRの照射孔内は実際の原子炉と同程度の放射線照射環境にあります。熱源に電気ヒーターを使用した試験部を製作し、これらを組み込んだ専用の照射カプセルを炉心周辺の照射孔に挿入して、試験部伝熱面 (直径2mm円管) に水が流れている状態での沸騰熱伝達実験を行いました。また、同じ試験部を用いて、同一の熱流動条件での実験を照射前と照射後にも実施しています。照射前実験は、炉外と原子炉運転前の炉内の両者で行い、データの再現性を確認しました。

図5-9は、実験で得られた限界熱流束を流量に対してプロットしたものです。照射によって限界熱流束が約17%上昇する結果となり、照射後もその効果が持続していることが示されました。図5-10は、照射試験終了後に伝熱面の表面を切り出して、酸化膜上に水滴を滴下したときの液滴の拡がりを観察した様子です。炉内と同じ条件で実施した未照射試料では、滴下後長時間放置しても液滴が流れ出さず、初期の形状を保持したままであるのに対し、照射済み試料では、滴下1分後には流路面全体に水滴が拡がり、親水状態となっていることが確認できます。

このように低圧・小規模試験ながらRISA効果による沸騰熱伝達の改善が流動場でも確認されました。実機評価のためには、次のステップとして、圧力や流量を実機条件により近づけた確認試験が待たれます。

●参考文献

Sibamoto, Y. et al., In-pile Experiment in JMTR on the Radiation Induced Surface Activation (RISA) Effect on Flow-boiling Heat Transfer, Journal of Nuclear Science and Technology, vol.44, no.2, 2007, p.183-193.

5-5 加圧熱衝撃に対する原子炉圧力容器の抵抗を調べる —確率論的破壊力学による原子炉重要機器の高経年化評価—

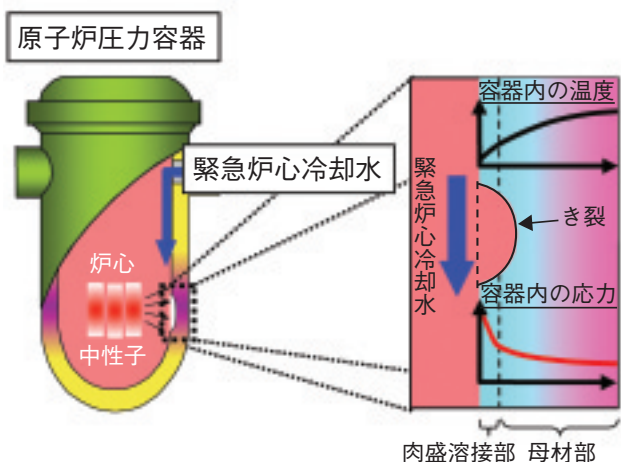


図5-11 加圧熱衝撃の概念図

加圧熱衝撃とは、万が一、原子炉冷却材圧力バウンダリに何らかの冷却材の喪失が起きた場合に、原子炉圧力容器内部に緊急炉心冷却水が注入され、圧力がかかった状態のまま容器内部が冷却されることを指します。この結果、炉心付近の内表面では大きな応力が発生するので、その状態でも容器が健全であることを確かめるため、この付近にき裂が存在すると仮定した解析を行います。

我が国で初期に建設された軽水炉型原子力発電プラントは、既に30年を超えて運転されています。既設プラントの長期運転を視野に入れたとき、高経年化プラントの構造健全性の確保は重要な課題で、合理的で信頼性の高い構造健全性の評価手法の確立が必要です。経年プラントの安全性を適切に評価する手法として、機器の構造健全性に関して、機器に対する負荷やばらつき、あるいは欠陥寸法分布やその存在確率等を考慮した確率論的破壊力学（PFM）解析手法が注目されています。

私たちは、軽水炉構造機器の健全性に関する研究の一環として、確率論的破壊力学解析コードPASCALの開発を行ってきました。この解析コードは、原子炉圧力容器にき裂の存在を仮定し、その状態で加圧熱衝撃等の過渡事象が発生した場合の条件付破壊確率を算出します。ここで、加圧熱衝撃の概念図を図5-11に示します。以下に、PASCALの解析機能を簡単に述べます。

まず、原子炉圧力容器鋼では、炉心からの中性子を受けて脆くなる現象、すなわち中性子照射脆化が生じます。この脆化に対しては、我が国で策定されている脆化予測式を用いてその程度を評価します。次に、原子炉圧力容器に存在すると仮定するき裂の寸法が、ある分布を有しているものとして、乱数を用いてその寸法を決定します

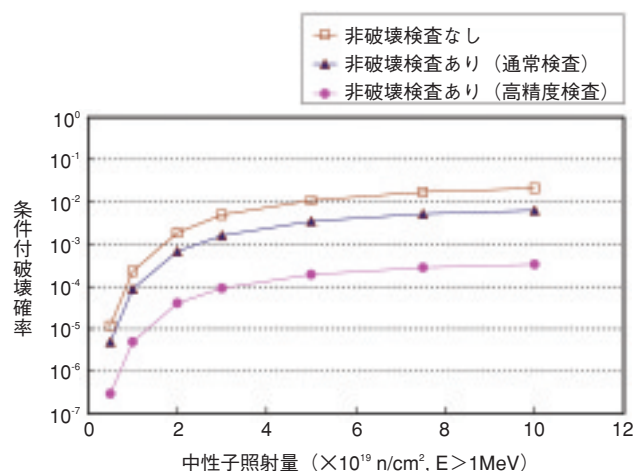


図5-12 非破壊検査の実施条件を変えた場合の条件付破壊確率
横軸の中性子照射量は、炉心から圧力容器に照射される中性子の数のことで、運転年数とともに増加します。この中性子照射量に応じて原子炉圧力容器鋼の脆化が進行していくので、破壊に至る確率も高くなる傾向を示します。この図の場合、確率論的破壊力学解析コードPASCALにより、非破壊検査の実施条件が、加圧熱衝撃事象が発生するという条件で求めた破壊確率に大きな影響を及ぼすことが分かります。

（き裂のサンプリング）。そして、過渡事象中の各時刻におけるき裂の進展と破壊（き裂が板厚を貫通すること）を判定します。き裂のサンプリングを繰り返し行い、破壊に至ったき裂数と、サンプリング回数の比から条件付破壊確率を算出します。なお、PASCALでは、過渡事象の種類や、中性子照射脆化の程度に影響を及ぼす鋼材中の化学成分、非破壊検査の有無などをGUI画面上で設定することで、容易に解析を実行することができます。

PASCALによる解析例として、供用期間中に実施される非破壊検査の効果を確認するため、検査の有無と検査の精度を変えた場合の条件付破壊確率を図5-12に示します。非破壊検査を実施することにより、条件付破壊確率が減少します。また、精度の高い検査を行うことにより、条件付破壊確率が大きく低下することが分かります。今後は、原子炉圧力容器の内表面に施された肉盛溶接による残留応力分布など、各評価項目について最新の知見を反映するとともに、現行の規格・基準やその改訂に対し、基準間の安全裕度の相違を定量的に評価するなど、さらなる活用を目指します。

本研究は、経済産業省原子力安全・保安院からの受託研究「確率論的構造健全性評価技術調査」の成果の一部です。

●参考文献

小坂部和也, 鬼沢邦雄ほか, 原子炉圧力容器用確率論的破壊力学解析コードPASCAL ver.2の開発, 日本原子力学会和文論文誌, vol.6, no.2, 2007, p.161-171.

5-6 将来の高燃焼核燃料サイクルの臨界安全評価に備える —濃縮度5～10%ウラン燃料体系を対象とした高精度臨界安全評価手法の開発—

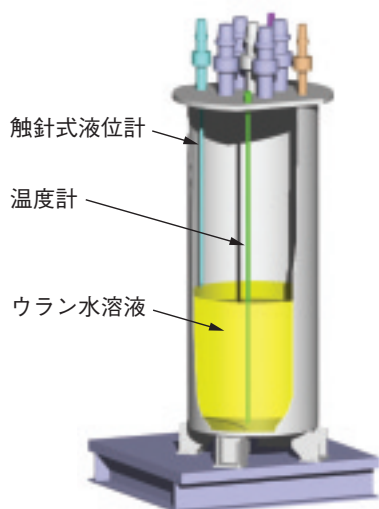


図5-13 定常臨界実験装置(STACY)の炉心概念図
濃縮度10%ウラン水溶液の臨界液位を触針式液位計(水色)を用いて0.2mmの精度で測定しました。そのほか、容器や溶液の組成・温度の誤差を考慮して、中性子増倍率に与える影響が0.001程度以下になるようにしました。

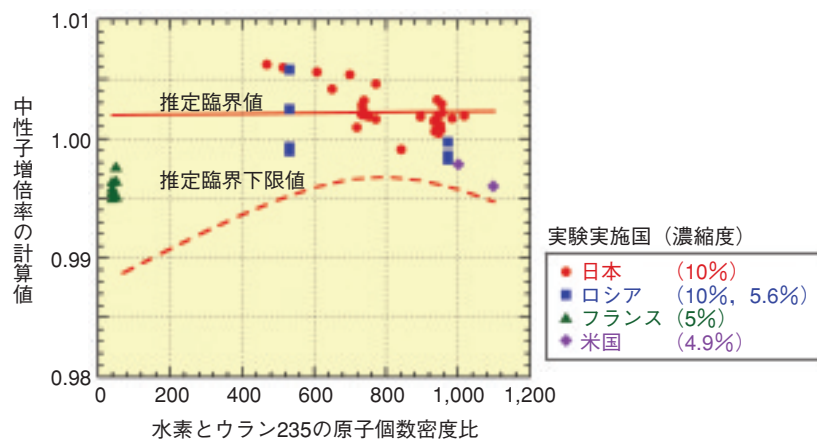


図5-14 最新の臨界計算手法の計算誤差評価

臨界計算プログラムMVP第2版と核データライブラリJENDL第3.3版を用いて濃縮度約5%から10%の溶液系及び粉末系の臨界実験を解析した結果を記号で示しています。日本と記したのはいずれもSTACYでの実験です。この最新の計算手法を溶液系・粉末系の濃縮度10%のウラン燃料体系に適用したときに臨界となると推定される中性子増倍率の計算値を実線で、これ以下ならば臨界にならないと推定される中性子増倍率の計算値を破線で示しています。

発電用原子炉を含む核燃料サイクル全体からは、各種の廃棄物が発生します。原子炉の中で同じ燃料を長い間燃やすことができれば、発電量当たりの廃棄物量を減らすことができます。燃料の高燃焼度化を図るためには、長い間燃やしても燃料が破損しないことと、燃やす前のウランの濃縮度を上げることが重要になります。前者については、本誌2006年創刊号トピックス5-3で取り上げましたので、ここでは後者の課題への取組について説明します。

従来の核燃料サイクルではウランの濃縮度の上限を5%としてきました。濃縮度を5%以上にしようすると、臨界量が小さくなります。例えば、円筒容器の直径を制限して溶液状のウラン燃料の臨界安全管理を行う場合には、直径を小さくすることになります。ただし、容器の直径を単純に小さくすると処理量が減りますので、臨界安全上問題にならないことを確認しつつ、処理量の減少をできるだけ抑えることが要求されます。そのため、直径を決める上で臨界計算手法の誤差を考慮した中性子増倍率の制限値(推定臨界下限値)をできるだけ高精度で求めることが必要になります。

私たちは、中性子増倍率の計算誤差を把握するために臨界実験を行っています。濃縮度10%のウランの水溶液

を定常臨界実験装置(STACY)の容器に入れて、臨界になる条件を高精度で測定しました(図5-13)。

上記のSTACYでの臨界実験や国際協力を通して実験精度が確実に評価された臨界実験を解析して、計算プログラムMVP第2版と核データライブラリJENDL第3.3版を組み合わせた計算の誤差を評価しました。図5-14に解析結果を記号で示しました。臨界実験を対象としているので、中性子増倍率は、本来は1になるべきものです。中性子増倍率の計算値のばらつきは、計算プログラムと核データライブラリの組合せの計算誤差に基づくものです。この計算結果から更に、臨界になると推定される中性子増倍率の計算値(推定臨界値)と、これ以下ならば臨界にならないと推定される中性子増倍率の計算値(推定臨界下限値)を、統計理論を用いて求めました(図5-14の実線及び破線)。求めるに当たっては従来とは異なり、ウラン濃縮度や、中性子の速度に大きな影響を与える水素とウラン235原子個数密度比の依存性も考慮することにより臨界計算誤差評価の高精度化を図っています。

ここで述べたように、私たちは臨界実験や臨界安全評価に関する研究を行うことにより、将来の高燃焼核燃料サイクルの臨界安全評価に備えています。

●参考文献

Okuno, H., Development of a Statistical Method for Evaluation of Estimated Criticality Lower-Limit Multiplication Factor Depending on Uranium Enrichment and H/Uranium-235 Atomic Ratio, Journal of Nuclear Science and Technology, vol.44, no.2, 2007, p.137-146.

5-7 MOX燃料加工施設で使用する添加剤の熱的特性 —ステアリン酸亜鉛の熱分解特性データ及び評価モデルの検討—

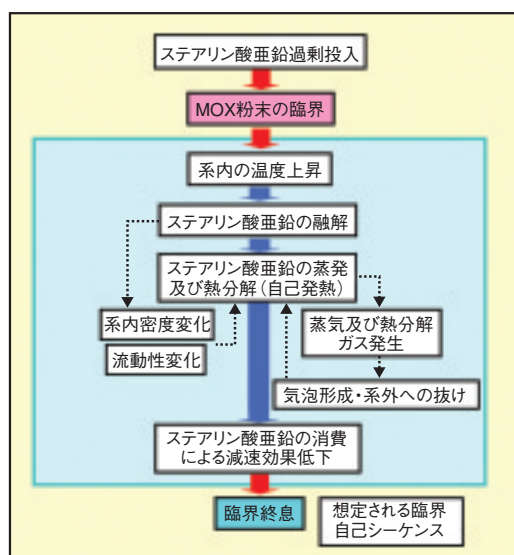


図5-15 本研究で想定した臨界事象の進展

MOX粉末へのステアリン酸亜鉛の過剰投入により臨界が引き起こされると、ステアリン酸亜鉛は、臨界によって発生した熱により加熱されることで融解や熱分解等の物理的・化学的变化を受けるため、体系内の密度や流動性の変化、あるいは熱分解ガスの発生等が生じると考えられます。これらは、MOX燃料の核的な動特性に対して影響を及ぼすことが予想されます。また、ステアリン酸亜鉛の熱分解による消費は、臨界事象の停止機構の一つと考えられます。

核燃料施設の安全性を確認するためには、臨界事故を仮定した場合の環境影響評価が重要であり、そのためには事故時の核分裂数や出力の時間履歴等を評価するための基礎データ及び手法の整備が必要となります。計画されているMOX燃料加工施設では、主要な工程を乾式とする一方で、MOX粉末調整工程において、MOX燃料の密度調整等のためにステアリン酸亜鉛($(\text{CH}_3(\text{CH}_2)_{16}\text{COO})_2\text{Zn}$)を添加剤としてMOX粉末に加えることとしています。これは中性子減速効果を有するため、誤って多量に添加された場合には、MOX粉末体系の核的特性に対して影響を与える可能性があります。万が一臨界に至った場合、ステアリン酸亜鉛は、加熱されて融解や熱分解等の物理的・化学的变化を受けるためMOX燃料の核的な動特性に対して影響を及ぼすことになります。また、熱分解によるステアリン酸亜鉛の消費は、臨界の停止機構の一つとなりえるものと考えられます(図5-15)。本研究では、示差走査熱量計(DSC)及び測圧型压力容器を用いて、ステアリン酸亜鉛の吸発熱特性データ及び分解ガス発生挙動データを取得するとともに、事故時のステアリン酸

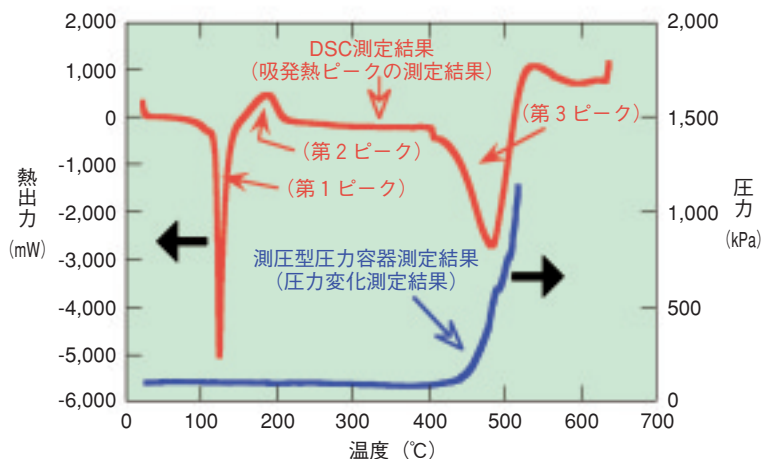


図5-16 ステアリン酸亜鉛の熱分解特性に係る試験結果

DSCを用いた測定では、ステアリン酸亜鉛は、80℃付近からの鋭敏な吸熱ピーク(第1ピーク)、150℃付近からの微弱な発熱ピーク(第2ピーク)、400℃付近からの大きな吸熱ピーク(第3ピーク)を示すことが分かりました。ステアリン酸亜鉛を測圧型压力容器に入れて加熱し、容器内部の圧力変化を測定した結果でも、400℃付近から急激な圧力の上昇が観測されていることから、ステアリン酸亜鉛は、400℃付近から熱分解が急速に進展するものと考えられます。

亜鉛の熱分解特性評価モデルの検討を行いました。

結果の一例を図5-16に示します。DSC測定結果から、ステアリン酸亜鉛は大きな発熱を伴う急激な熱分解は起こさない熱的に安定な物質であることが分かります。温度の上昇とともにいくつかの吸発熱ピークを生じ、400℃付近から大きな吸熱ピークを示すことを確認しました。測圧型压力容器の測定結果でも、ほぼ同じ温度からの急激な圧力上昇が観察されていることから、この吸熱ピークはステアリン酸亜鉛の熱分解反応の進行に伴うものであると推測されます。DSC測定結果をもとに、ステアリン酸亜鉛の各吸発熱ピークに係る吸発熱量と反応速度定数を評価し、圧力上昇挙動からステアリン酸亜鉛の熱分解ガスの平均分子量の推定を行いました。これらを用いることで、MOX燃料の臨界に伴うステアリン酸亜鉛の物理的・化学的状態の経時変化を矛盾なく模擬できることを示しました。今後核的な動特性解析コードの開発とリンクさせることで、体系内の流動や密度変化をも考慮し得る動特性解析手法の開発につなげていく予定です。

●参考文献

阿部仁ほか、ステアリン酸亜鉛の熱分解特性評価モデルの検討、日本原子力学会和文論文誌, vol.6, no.1, 2007, p.10-21.

5-8 地下深くで物質が動きにくくなる仕組みの解明

—地下240mで行ったき裂内核種移行実験—



図 5-17 地下240mの坑道内で切り出した、き裂を含む約1 m³の花崗岩ブロック

切りくずが混入しないように、また、き裂（平均開口幅約0.3mm）が開いてしまわないように注意しながら、ダイヤモンドワイヤーソーで花崗岩ブロックを切り出しました。ブロックには放射性核種を注入したり、流出させたりするためのポートを取り付け、それ以外のブロック表面はシリコンコーティングして乾燥や酸化を防止しました。

高レベル放射性廃棄物（HLW）の地層処分は、使用済燃料を再処理した後に残る高レベル放射性廃液をガラス固化体として安定化させ、オーバーパックという厚い鉄の容器で密封し、その周辺をベントナイトと呼ばれる緩衝材で覆い、300mより深い安定な岩盤中に埋設する方法です。HLWの中には、長寿命の放射性核種が含まれているので、地層処分の安全性を評価する際には、長い期間のうちにはそれらが廃棄体から溶け出し、岩盤中を移行し、人間に被ばくを与えるかもしれないことを考慮します。そこで、処分場のまわりの岩盤内で地下水の流路になりうるき裂を通して、放射性核種がどのように移行するかを理解する必要があります。そのために、原子力機構とカナダ原子力公社（AECL）は5年間の協力研究でAECLの地下実験施設の地下240mの試験坑道にて、花崗岩き裂内核種移行実験を行いました。

地下水が実際に流れているき裂帯から、き裂の状態を変化させないように注意しながらき裂を含む約1 m³の花崗岩ブロックを切り出しました（図5-17）。そのき裂に³H、⁸⁵Sr、^{95m}Tc、²³⁷Np、²³⁸Pu及び地下水中の微粒子（コロイド）を模擬した物質を注入した後、き裂帯から採取した地下水を流して、元素やコロイドの移行の様子を調べました。

き裂中を地下水の流れによって放射性核種が移行する

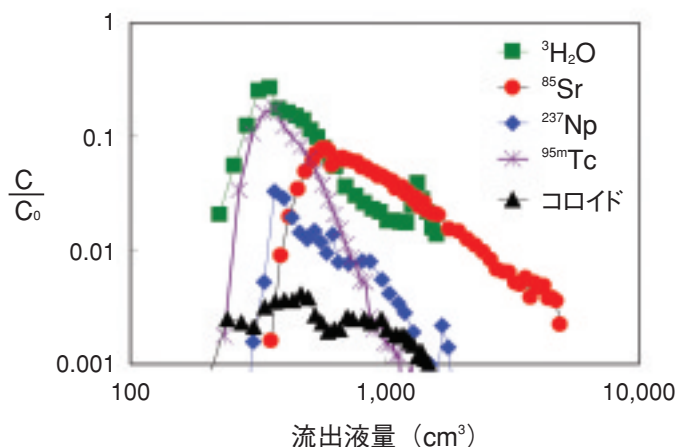


図 5-18 花崗岩ブロックのき裂に注入した放射性核種とコロイドの流出曲線（C₀は注入液中における濃度）

³H₂Oは水自身の移行を示します。これと比較すると、元素ごとに特徴的な移行をしていることが分かります。⁸⁵Srは花崗岩内部への拡散と可逆的な収着によって移行が遅延されピークが遅れて現れます。²³⁸Puはき裂への注入口付近に収着されてとどまり、全く流出しませんでしたのでグラフには現れていません。流出してきたコロイドの濃度は低く、なだらかなピークを示しました。

としても、岩盤を構成する鉱物に収着されることにより、その移行が制限されることが期待されています。本実験の結果からは、元素ごとに特徴的な収着挙動が確認されました（図5-18）。⁸⁵Srは可逆的な比較的弱い収着、²³⁸Puは注入口付近にほとんどがとどまるような強い収着でした。^{95m}Tc、²³⁷Npは一部が非可逆的に鉱物に収着され、残りは地下水と同じ速さで流出しました。これは比較的遅い^{95m}Tcと²³⁷Npの還元反応に起因する現象であり、還元速度には微生物の活性も影響していることが分かりました。

特異的な挙動が予想されたコロイドは、非常に低い濃度でしか流出しませんでした。本実験におけるコロイドの移行は岩盤き裂内への沈着とき裂中に存在するよみ領域への拡散に支配されていたと推定されました。

このように、深地層の岩盤には放射性核種の移行を遅らせる働きがあることを実証し、その仕組みを解明しました。この働きが長期的に阻害されるようなことがないかどうか、また、たとえあったとしても安全であるのかどうかについて信頼性のある判断をすることが今後の研究の課題です。本研究でも特異な挙動を示したコロイドについては、定量的な評価方法が確立しておらず、放射性核種と結合してその移行を促進するようなことがあるのかどうかは今後の課題の一つです。

●参考文献

Yamaguchi, T. et al., Radionuclide and Colloid Migration Experiments in Quarried Block of Granite under In-situ Conditions at a Depth of 240m, Proceedings of 15th International Conference Nuclear Engineering (ICONE15), Nagoya, Japan, 2007, ICONE15-10374, in CD-ROM.

5-9 「放射性物質として扱う必要のない物」の放射能レベルは？ —クリアランスレベル評価コードシステムの開発—

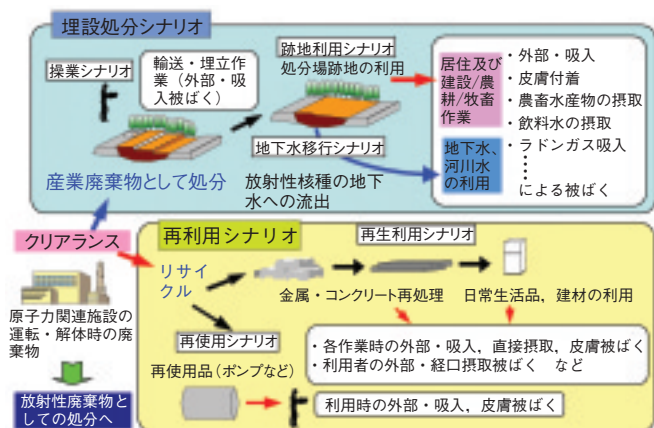


図 5-19 クリアランスレベル算出のための評価シナリオと被ばく経路

PASCLR第2版では、ウラン・TRU廃棄物を対象にクリアランスされた後の用途や行き先を限定しない無条件クリアランスの評価に対応させるため、クリアランス後に産業廃棄物として埋設処分するシナリオとリサイクル資源として再利用するシナリオの両方について、我が国で想定される被ばく経路を網羅した被ばく線量評価を可能としています。

原子炉施設の解体などに伴って発生する廃棄物の中には放射能レベルが極めて低いものが含まれます。それらを「放射性物質として扱う必要のない物」として放射性廃棄物と区分することをクリアランスといい、基準となる核種濃度レベルをクリアランスレベルと呼びます。我が国では、既に原子炉施設 (軽水炉やガス炉等) に対し、半減期の短い放射性核種を対象としたクリアランスレベルが法制化されました。今後、ウラン廃棄物やTRU廃棄物と呼ばれる廃棄物に対するクリアランスレベル導出のための評価手法を整備する必要があります。これらの廃棄物は、半減期が極めて長く、崩壊連鎖を伴う放射性核種を有意に含むことが特徴です。

私たちは、原子炉施設を対象としたクリアランスレベル評価コード (PASCLR) をベースに、ウラン・TRU廃棄物の特徴を考慮したコードへの拡張を進めてきました。PASCLR第2版は、クリアランス後に産業廃棄物として地中に処分する場合 (埋設処分シナリオ) と資源としてリサイクルする場合 (再利用シナリオ) の両方について、被ばく経路をもれなく想定し被ばく線量評価を可能としました (図 5-19)。また、時間が経過するとともに廃棄物に含まれる親核種から子孫核種が生成及び累積 (ビルドアップ) することで、放射線の影響が長期にわたる可能性があることを考え、図 5-19に示したすべての

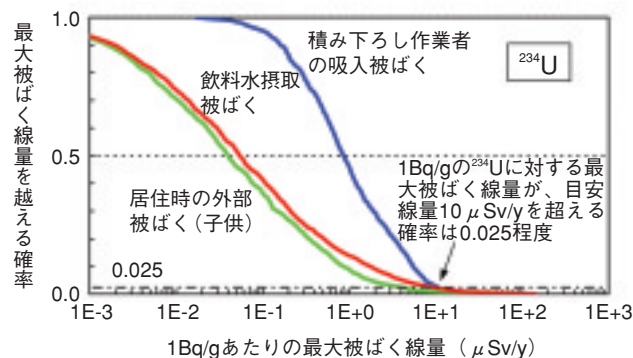


図 5-20 評価パラメータのばらつきが最大線量に与える影響を把握するための解析結果例 (234U)

ある一つの代表的な評価パラメータの値を基に決定論的解析により算出したクリアランスレベルに対し、評価パラメータのばらつきの影響を調べるため、モンテカルロ法による確率論的解析をPASCLR第2版では可能としました。この図は、想定されるウラン廃棄物量に対し、決定論的解析から算出された234Uのクリアランスレベル1 Bq/gに対するパラメータのばらつきの影響解析の結果であり、評価パラメータのばらつきの影響を見込んだとしても、最大被ばく線量がクリアランスレベルの目安線量10 μSv/yを超える確率は0.025程度と低いことが分かります。

評価経路に対し、崩壊連鎖に伴う減衰/生成の現象をモデル化しました。特に、ウラン廃棄物では気体状の子孫核種であるラドンが含まれることが特徴であり、処分に伴う、屋外及び居住空間におけるラドンガスの吸入被ばくの評価体系を構築しました。

クリアランスレベル算出に使用する地下水流速などの評価パラメータの値は、測定データの誤差や処分の環境条件のばらつき等に応じてある分布を持ちます。ある一つの代表的な評価パラメータの組合せを考え決定論的解析により算出したクリアランスレベルに対し、評価パラメータのばらつきがクリアランスレベルに与える影響を、モンテカルロ法により評価することを可能としました (図 5-20)。

現在、国際原子力機関 (IAEA) 等の国際的なクリアランスレベルとの整合性を図りつつ、本コードによるウラン・TRU廃棄物に対するクリアランスレベルの検討を進めており、本検討結果は今後の規制行政庁におけるウラン・TRU廃棄物に対するクリアランスレベル策定の際に役立てられます。

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

●参考文献

武田聖司ほか, ウラン及びTRU核種を含む放射性廃棄物に対するクリアランスレベル評価コードシステムPASCLR第2版の開発, JAEA-Data/Code 2006-003, 2006, 137p.

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、私たちが持つ高度な人的・物的資源を有効に活用し、他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、萌芽段階の研究を一人歩きできるまで育てること、更に、新しい科学技術基本計画に照らし、基礎研究の重視と応用・社会との接点に向けて独自の視点を持ち人材育成に留意することの4点を基本的な研究方針としています。

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

の育成と電子状態の研究及び中性子散乱、NMR、 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)。

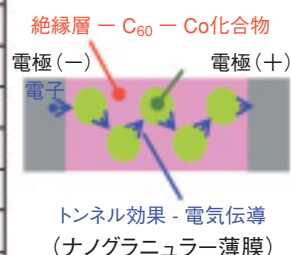
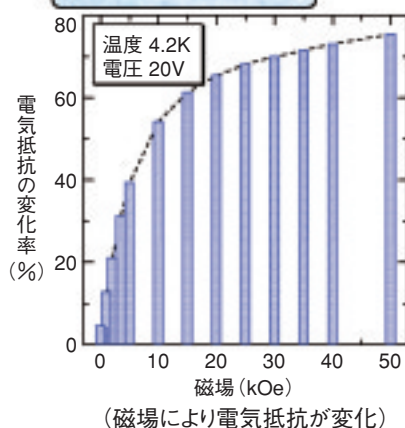
これらの先端的な研究を推進していくために、原子力機構内の他部門との連携や国際的な研究協力を実施しています。また、黎明研究を実施して、原子力機構外から研究のアイデアを募り、先端研究に活用しています。

超重元素核科学



原子力機構タンデム加速器を用いて合成した超重元素の水溶液中でのクロマトグラフ挙動を調べます。

極限物質制御科学

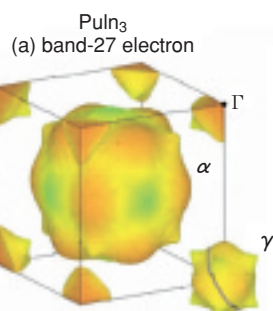


C₆₀-Co化合物薄膜の作製と巨大磁気抵抗効果の発見。

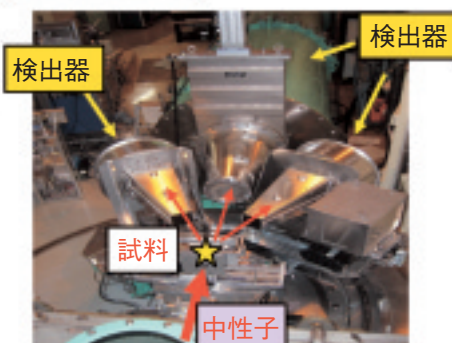
アクチノイド物質科学



プルトニウム化合物 (PuIn₃) の純良単結晶の合成とその結晶のフェルミ面を決定。



物質生命科学



中性子小角散乱装置に高角度検出器とスピナナライザーを組み合わせ、中性子偏極解析を可能にしました。

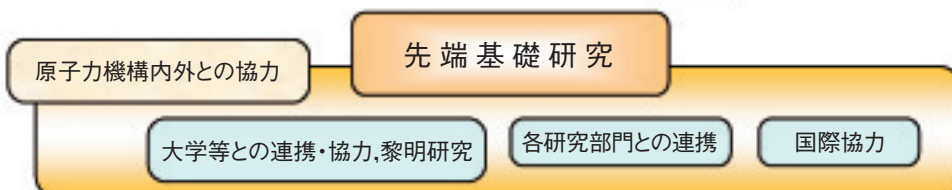


図6-1 先端基礎研究で実施する4つの研究分野

6-1 ネプツニウム化合物の新奇な磁気構造と軌道秩序 —JRR-3における超ウラン元素の中性子散乱実験—

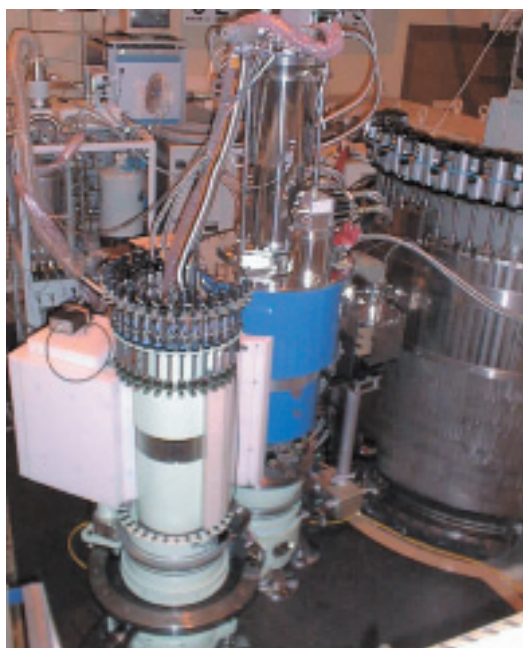


図 6-2 JRR-3に設置された三軸分光器LTAS

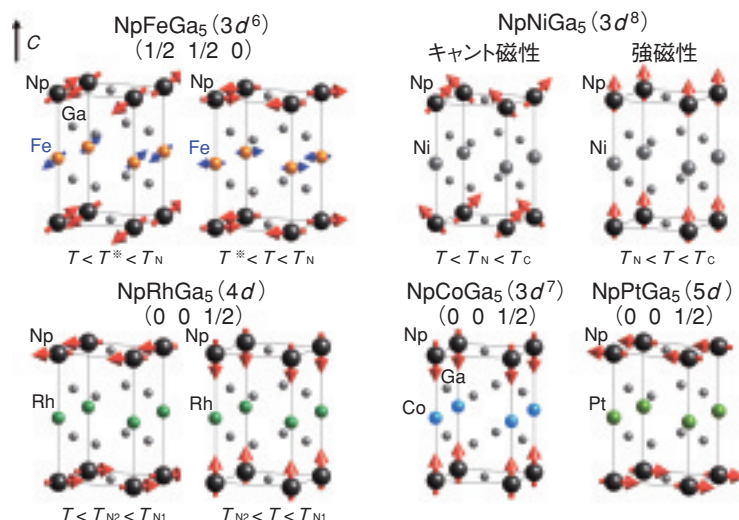


図 6-3 NpTGa₅で実現する多彩な磁気構造

アクチノイド化合物には、奇妙な性質を示すものが多数存在します。それは、アクチノイド元素が5*f*電子を持つからです。*f*電子は原子核のまわりに留まりやすいため、互いに近くにいた多数の4*f*電子が協力して、希土類磁石の強力な磁力が生じます。ところがウラン、ネプツニウム、プルトニウムなどの5*f*電子は、原子核から離れて動き回る特徴があります。遠くで飛び回っている*f*電子は互いに協力できないため、磁石の性質が失われていきます。

私たちは最近、ネプツニウム化合物の中性子散乱実験を、JRR-3に設置された中性子散乱実験装置LTAS (図6-2)において実施しました。超ウラン元素の中性子散乱実験は海外でも極めて例が少なく、国内では今回の実験が初めてです。中性子はそれ自身が小さな磁石であるため、物質に照射して散乱された中性子の強度を測定することによって、物質の中の磁性を担う磁性元素の磁石が、どのように配列しているかを調べることができます。そして原子磁石の向きや大きさは、それを担っている電子の状態や性質を示しています。

実験の結果、図6-3に示したように、同じ結晶構造を持つNpTGa₅ (T=Fe, Co, Ni, Rh, Pt) と呼ばれる一連の化合物は、バラエティーに富んだ磁気構造を持つことが明らかになりました。更に奇妙なことに、いくつかの化合

物では、温度や磁場によって異なる磁気構造が安定化します。例えば、NpFeGa₅は、高温ではNpとFeの磁気モーメントは*c*軸に垂直ですが、低温ではすべての結晶軸や結晶面と無関係な方向を向くことが実験的に明らかになりました。NpNiGa₅では高温でNpの磁気モーメントが*c*軸に平行にそろって単純な強磁性を示しますが、最低温度では互いに平行でなくなってしまいます（キャント磁性と呼ばれます）。ところが、磁場をかけるとまた*c*軸に平行な構造に戻ります。このような変化は、Np元素の磁気モーメントを担っている5*f*電子の電子状態そのものが、磁場や温度によって変わったことを示しています。

理論的な研究の結果、これらの化合物の5*f*電子は動き回った状態（遍歴的と呼びます）ではあるが、完全にバラバラではなくて、互いにある程度の協力関係（多体効果）を保っていることが分かりました。そのため、温度を変えたり、磁場をかけることで、5*f*電子軌道の様々な配列を伴う軌道秩序が生じ、磁気構造の変化が説明できることが示されました。今回の研究は遍歴的な5*f*電子系における軌道秩序を示唆する初めての実験結果として大変注目されており、今後、更に詳細な研究によって軌道のタイプなどを実験的に明らかにしていきたいと考えています。

●参考文献

Metoki, N., Neutron Scattering Study on UTGa₅ and NpTGa₅, Journal of the Physical Society of Japan, vol.75, supplement, 2006, p.24-29.

6-2 フラーレン-コバルト薄膜の巨大磁気抵抗効果 ー有機分子フルーレンでスピンを操るー

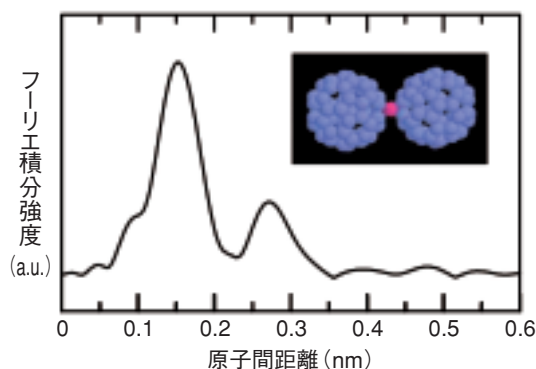
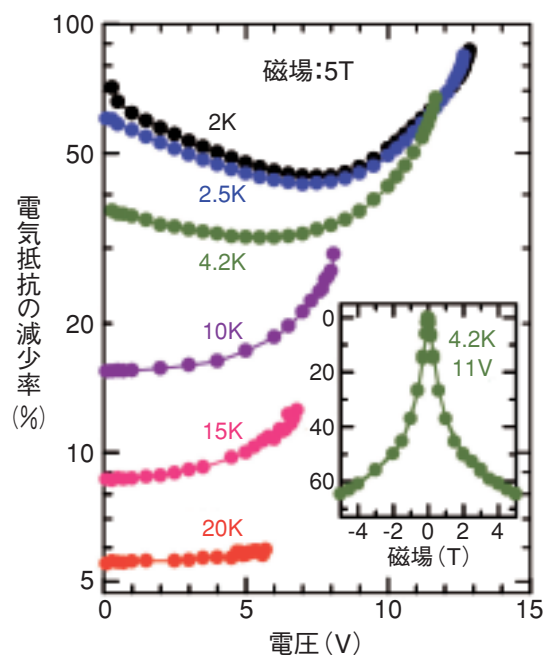


図 6-4 (上) コバルト-K 吸収端の X 線吸収微細構造を解析して得られたフルーレン-コバルト化合物のコバルト原子周りの動径構造関数と原子構造モデル

原子間距離は位相シフト分だけ実際の距離と異なります。同関数からコバルト原子(赤)がフルーレン分子(青)間に結合した構造が示されました。

図 6-5 (右) 5 T の磁場による電気抵抗減少率の電圧依存性 (温度: 2-20 K) 及び温度が 4.2 K での抵抗減少率の磁場依存性 (挿入図) ここでの抵抗減少率を磁気抵抗率と呼びます。磁気抵抗率は電圧により変化して最大で 80% 以上に達しました。



現在まで、コンピュータなどの電子機器は、記憶素子やトランジスタなどの素子を微細化・高集積化する加工技術の発達とともに急速な発展を遂げてきました。しかし、微細化技術による機能の向上は、近い将来、限界に至るといわれています。その限界を超える新しい技術としてスピントロニクスが注目されています。従来の電子デバイスは、電子の持つ電荷によって情報の処理や記録を行っていましたが、スピントロニクスでは、電荷に加えて電子の別の性質であるスピンを利用することでデバイスの機能を飛躍的に高めることができます。スピントロニクスの実現には、電子のスピンの状態（上向き／下向きスピン）を磁場によって操作する磁気抵抗材料の開発が必要であり、磁場による電気抵抗の変化の割合（磁気抵抗率と呼びます）の大きい物質・材料を探索することが世界中で行われています。これまで、同分野の研究は無機材料について行われてきましたが、代表的な材料として、酸化物などの絶縁体中に磁性金属のナノ粒子が分散した構造の薄膜（グラニューラー薄膜）で電子のトンネル効果によって生じる磁気抵抗率の大きさは 30% 以下でした。

私たちは、このようなトンネル磁気抵抗材料に有機分子「フルーレン」を用いることで、スピンを操作するための磁気抵抗効果を従来材料の数倍以上に大きくできることを初めて明らかにしました。フルーレンとは、60 個の炭素原子がサッカーボールの形に結合した有機分子です。私たちは、これまでに、フルーレン分子とコバルト原子を真空中で混ぜ合わせるとコバルト原子がフルーレ

ン分子間に結合した化合物が生成することを発見しました（図 6-4）。更に、混合する組成によっては、フルーレン-コバルト化合物中に直径が数 nm 以下のコバルトナノ粒子が分散したグラニューラー薄膜が得られることを見いだしました。このようなフルーレン-コバルト化合物を含む薄膜の磁気抵抗効果を調べたところ、温度が約 10 K 以下の低温で 80% を超えるトンネル磁気抵抗効果を示すことを発見しました（図 6-5）。観測された磁気抵抗率の大きさは、トンネル電子のスピンの向きが完全に一方にそろった極限的な条件で生じ得る磁気抵抗率の理論上の上限（50%）を大きく超えており、グラニューラー薄膜として世界最高の値です。現在、同抵抗効果のメカニズムについて研究を進めていますが、フルーレン分子がコバルト原子と結合した状態がスピンの向きをそろえる働きをすることなど、フルーレンが巨大磁気抵抗効果の発現に重要な役割を果たしていることが明らかになりました。また、磁気抵抗率が試料に加える電圧により数倍の範囲で増減することなど、これまでの無機材料とは異なる振る舞いも見いだされています。

私たちの研究で、フルーレンなど有機分子から成る材料がスピントロニクスに有用であることが初めて明らかになりました。今後の研究でこの特異な磁気抵抗効果のメカニズムが明らかになり、有機分子によるスピントロニクス材料のデザインが可能になれば、有機分子の他の重要な性質である光や電界に関する機能性との複合化など、無機材料とは一線を画する「分子スピントロニクス」への発展が期待できます。

●参考文献

Sakai, S. et al., Tunnel Magnetoresistance in Co Nanoparticle/Co-C₆₀ Compound Hybrid System, Applied Physics Letters, vol.89, 2006, p.113118-1-113118-3.

6-3 100万Gの極限環境を利用した新技術 —超重力場(メガグラビトロニクス)を用いた新奇物質探索—



図 6-6 大容量型高温超重力場発生装置
雑誌Newton 2004年11月号にて紹介されました。

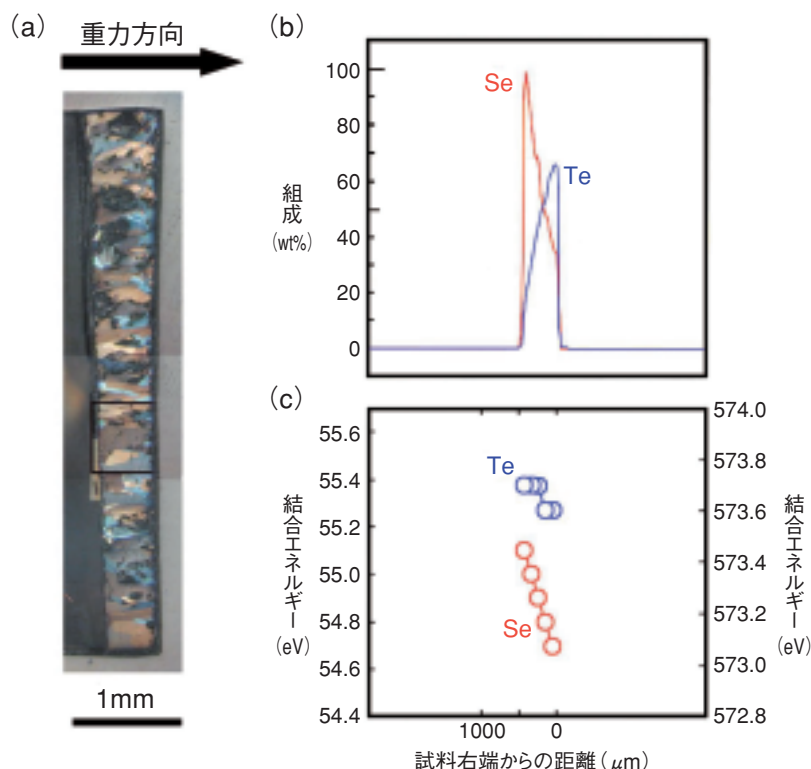


図 6-7
(a) 超重力場処理にて原子スケールで組成が傾斜したSe-Te半導体試料断面写真
(b) 電子プローブX線マイクロアナリシス (EPMA) による組成分析結果
(c) X線光電子分光法 (XPS) によるSe及びTe原子の3d電子の結合エネルギーの場所依存性 (バンドギャップ値の連続的な変化)

スペースシャトルなどを利用した微小重力場環境ではマクロ粒子を均一に混ぜることができるため、均質な材料を実現する手段としての利用が考えられています。一方、100万Gレベルの極めて強い重力場下ではわずかな原子質量の違いが原子の配列や原子の拡散に大きな影響を及ぼします。私たちは、このような極限環境である超重力場を物質創成の場として利用できる可能性を模索する研究(メガグラビトロニクス研究)及び超重力場下における原子の高速沈降拡散のメカニズムの解明を目指した研究を進めています。

研究には熊本大学との共同研究にて開発した大容量型高温超重力場発生装置(図6-6)を用いています。

図6-7はSe-Te半導体に関する新奇物質の創成の例です。セレン-テルル (Se-Te) 半導体は全濃度範囲で両構成元素がよく混ざり合う全率固溶体です。Se:Te=70:30at%で均質な試料を出発試料として試料温度260℃、最大重力場102万Gにて100時間の超重力場処理を施したところ、配向性のある結晶成長を伴った傾斜構造が得られまし

た。得られた傾斜構造は、格子定数が組成に伴って連続的に変化しており、原子スケールの傾斜構造であることが分かりました。また、図6-7(c)に示すとおり、Se及びTe原子の3d電子(5/2)の結合エネルギーが組成に応じて連続的に変化しており、バンドギャップ値が場所によって連続的に異なることが分かりました(熊本大学との共同研究)。例えば、同一光源から白色光を出せる半導体などに利用できるのではないかと考えています。様々な傾斜材料創成法が報告されていますが、数10%オーダーの組成傾斜を持ちかつ原子レベルで連続的な傾斜構造を形成する方法は今のところ他に報告がありません。現在、このような原子スケールの傾斜材料における超伝導特性についても研究を進めています。その他、物質創成や物性発現以外の観点で、原子の沈降をダイレクトに利用した凝縮状態での同位体遠心分離についても予備的な研究を進めており、将来的には新しい技術として確立したいと考えています。

●参考文献

Huang, X., Okayasu, S. et. al., Formation of Atomic-scale Graded Structure in Se-Te Semiconductor under Strong Gravitational Field, Journal of Applied Physics, vol.101, 2007, p.113502-1-113502-5.

6-4 酵素触媒によるセルロース高分子の人工合成 —中性子小角散乱による「特異場での反応誘起自己組織化機構」の解明—

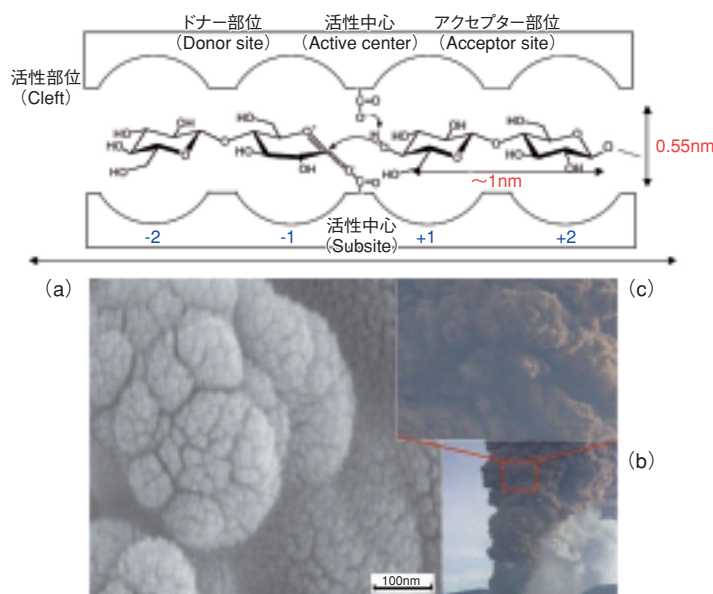


図 6-9 酵素重合により生成したポリマーの自己組織化構造の走査電子顕微鏡像(a)と火口からの火山灰の噴煙構造(b)との比較、(c)は(b)の拡大像

天然高分子の一つであるセルロースは、植物又はバクテリアの「特異な重合場」の中で生合成され、合成された高分子は“その場”でセルロース繊維へと自己組織化されます。この特異な重合場とは、植物、バクテリアが内蔵する酵素分子の活性部位（クレフト，cleft）であり、nmスケールの空間的に極めて「狭い反応場」であります（図 6-8）。他方、有機合成化学法に基づいたセルロースの人工合成は1941年以来数多く試みられましたが、いずれも成功には至りませんでした。小林らは1991年、自ら合成した特殊なモノマー（図 6-8 左側中央）とセルラーゼという酵素分子を触媒として用いることによりセルロースの人工合成に初めて成功しました（J. Am. Chem. Soc., vol.113, 1991, p.3079-3084）。

私たちは、天然セルロースの生合成と自己組織化についての生体の営みの謎に迫るために、より単純な小林らの人工合成系とJRR-3の中性子超小角散乱装置及び小角散乱装置を用い、合成過程・自己組織化過程のその場観察に世界で初めて挑戦しました。その結果、(1)酵素分子は反応溶液中で200nm以上の大きさの会合体を形成すること、(2)会合体の活性部位は、活性酵素（active enzyme）1 g当り約14kg、1 個当り毎秒約 5 個のセルロース分子を生み出すこと、(3)セルロース分子は酵素会合体の周りに会合し、30nmから30 μ mの空間スケールにわたる表面フラクタル構造を形成することを明らかにできました

図 6-8 酵素分子内の活性部位（クレフト）の模式図
ドナー部位でのモノマーの分子認識、活性中心でのモノマーのポリマーへの重合反応、アクセプター部位でのポリマーの認識が重要です。

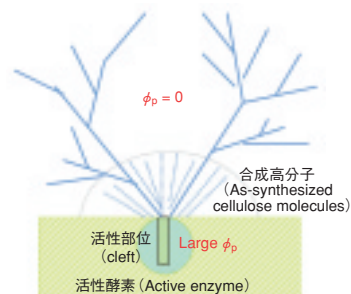


図 6-10 酵素会合体の一部（緑色斜線）と反応溶液との界面

会合体の表面に存在するクレフト（活性部位）と呼ばれる特異場（「火口」）は無数の高分子（as-synthesized cellulose molecules, 「噴煙」）を合成し（「噴出し」）反応溶液中に樹枝状の高分子会合体（図中の青色構造体）を形成、それらが積層してつくる構造体の表面構造は、火山の噴煙のそれと酷似しています。

（図 6-9 (a)）。3 桁にわたる自己相似パターンの実証は、フラクタル幾何学の分野で極めてまれで貴重です。

この造形の謎について以下の解釈を提案しました。クレフトの中でポリマーが重合成長すると、その周辺のポリマーの局所濃度 ϕ_p は極めて高くなります。一方、反応溶液のポリマーの溶解度は極めて小さいので、溶液中でポリマーは、すぐに会合し結晶化します。そのため溶液とクレフト周辺の ϕ_p の差が極めて大きくなります（図 6-10）。その結果合成されたポリマーはクレフト内から反応溶液中へと噴出し（図 6-10）、ポリマー（図 6-8 右側中央）の成長末端はクレフト内の活性中心から引離されることになります。引離されたポリマーは重合停止し、活性部位は新たな重合反応を繰り返します。重合を停止したポリマーは反応溶液中で会合し、樹枝状多結晶体へと自己組織化します（図 6-10）。このように、重合、拡散、重合停止、自己組織化という一連の過程を経て、図 6-9 (a) に象徴されるフラクタル構造が造形されるわけです。この自己組織化パターンは、空間スケールの 1 億倍の相違を除けば、火口からの噴煙の構造（図 6-9 (b), (c)）と酷似しています。図 6-9 の二つの構造の類似性は酵素反応が秘める巨大な化学反応エネルギーを直感させてくれます。この成果は、生体系の造形の謎解きに関して、中性子ビーム利用研究が未来を拓く力を持つことを強く示唆するものです。

●参考文献

- Hashimoto, T. et al., Chemical Reaction at Specific Sites and Reaction-induced Self-assembly as Observed by in Situ and Real Time SANS: Enzymatic Polymerization to Synthetic Cellulose, Biomacromolecules, vol.7, no.9, 2006, p.2479-2482.
Tanaka, H., Hashimoto, T. et al., Self-assembly of Synthetic Cellulose during in-vitro Enzymatic Polymerization Process as Studied by a Combined Small-angle Scattering Method, Macromolecules, vol.40, no.17, 2007, p.6304-6315.

6-5 難修復性DNA損傷収率の放射線のイオン化・励起密度依存性 —クラスターDNA損傷生成機構に迫る—

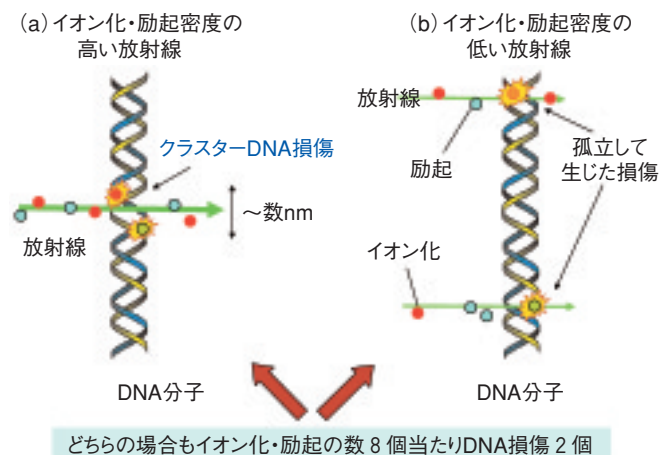


図6-11 放射線によるDNA損傷の生成

イオン化・励起密度(LET)の高い放射線が照射された場合には、数nm程度の領域に複数の損傷が同時に生成するクラスターDNA損傷が生じ(a)、一方、LETが低い場合には、ランダムに孤立した状態で損傷が生じると考えられます。見かけ上の損傷収率は、どちらも変わりません。

生体は土壌や宇宙など環境からの放射線に絶えずさらされ、その結果ゲノム(DNA)に化学的な構造変化(損傷)が高い頻度で生じていることが知られています。生命は進化の過程で、これらのDNA損傷を効率良く除去し元に戻す仕組み(修復機構)を備えてきました。しかし、まれに修復がうまく働かない場合には、突然変異など重大な影響が現れます。私たちは、この原因となる難修復性のDNA損傷の実体解明を目指しています。

最近、nm程度の狭い領域に複数の損傷が同時に生じる、クラスターDNA損傷(図6-11(a))が提案されています。このような局所的に生じた複数の化学変化はDNAの立体構造を歪めてしまうため、修復酵素が損傷部位に結合できないと推測されます。しかし、これまでの分析化学的な方法で得られる損傷収率(線量当たりの損傷量)からは、実際に損傷がクラスター化しているかどうかについて知ることができません(図6-11)。

私たちはDNA損傷の「難修復特性」を明らかにするために、放射線照射したDNAに実際に修復酵素を作用させ、修復度合いを観測しました。損傷を局所的に高頻度で誘発するとされるHeイオンビームをDNAに照射し、グリコシラーゼと呼ばれる損傷塩基除去修復を行う酵素を加え37℃で30分間保持しました。この酵素は塩基損傷部位を認識するとこれをDNAから除去するため、結果としてDNAの片方の鎖の切断が生じます(1本鎖切断)。この性質を利用し、酵素反応により生じた1本鎖切断頻

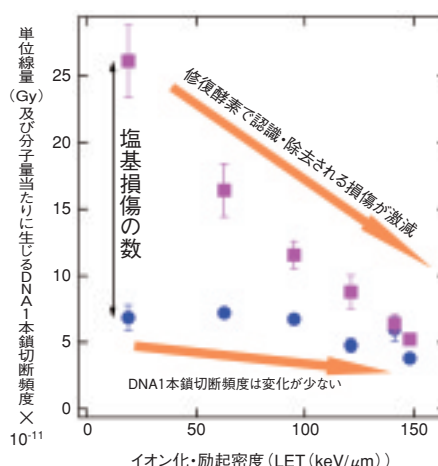


図6-12 DNA損傷頻度の放射線のイオン化・励起密度への依存性

グリコシラーゼの一種であるNthタンパク質によって生じた1本鎖切断頻度は、イオン化・励起密度(LET)が高くなるにつれて大きく減少し、酵素の働きが阻害されて行くことが分かりました(■)。一方、放射線で直接生じる1本鎖切断頻度(●)は、LETの変化に対してそれほど大きな依存性を示していません。

度をゲル電気泳動法で調べました。DNA損傷の密集状態は、Heイオンが試料中を進む軌跡上のイオン化や励起密度(線エネルギー付与, LET)に大きく依存します。そこでHeイオンビームのLETを系統的に変えた時に、酵素で除去される損傷の生成頻度がどのように変わるかを調べました。

図6-12は、放射線により直接生じたDNAの1本鎖切断頻度に加え、酵素反応により新たに生じた1本鎖切断の頻度を測定した結果を示しています。LETの増加とともに酵素の働きで生じる1本鎖切断頻度が、極端に減少していくことが明らかになりました。これは、LETが高くなるにつれて難修復性のDNA損傷が高頻度で誘発されるため、酵素の働きが阻害されていることを示唆しています。一方、従来DNA損傷の指標の一つとされてきた放射線で直接生じる1本鎖切断型損傷の頻度は、LETにそれほど大きく依存しません(図6-12)。更に、光子やイオンなど放射線の線質の違いにより難修復性のDNA損傷が誘発される頻度が大きく変わることが、修復酵素という生物学的な「目」を通して観察することで初めて明らかになりつつあります(Yokoya, A., Invited Talk at the IXth International Workshop on Radiation Damage to DNA, 2006)。これらの知見は、放射線リスク評価やがんの放射線治療など様々な放射線応用分野において、非常に重要な基礎データとなります。

●参考文献

Urushibara, A., Yokoya, A. et al., DNA Damage Induced by the Direct Effect of He Ion Particles, Radiation Protection Dosimetry, vol.122, nos.1-4, 2006, p.163-165.

原子力研究開発の基盤形成と新たな原子力利用技術創出

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

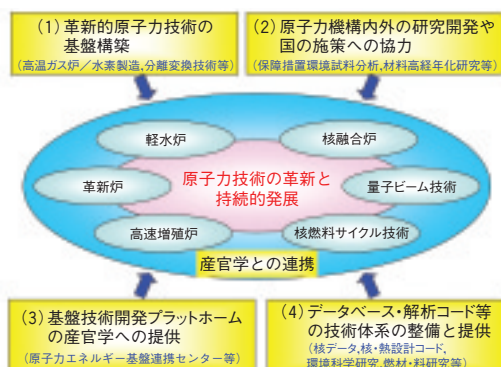


図7-1 原子力基礎工学の四つの役割

核工学・炉工学研究では、革新的原子力システムの創出とそれを導く最先端核物理・炉設計技術の開発を進めています。2006年度には、軽水炉と高速炉に共通して適用できる拡張性に優れた核熱結合燃焼コードや中性子核反応断面積を高精度かつ効率的に評価できる核データ評価コードを完成しました。また、超臨界圧水冷却炉、高速炉用蒸気発生器などの次世代原子力システムのための熱設計手法・熱データベースの整備を進め、トピックス7-1のように、核燃料の有効利用を目指した革新的な水冷却炉の稠密格子炉心が十分冷却されることを確認しました。あわせて、放射性廃棄物処分に係る負担軽減を目的として、長期間にわたって放射線を発し続ける長寿命核種を短寿命化する「核変換技術」の基礎研究とともにその有効性評価研究（トピックス7-2）も行っています。

燃料・材料工学研究では、革新的核燃料サイクル技術の基盤形成と原子力プラントの健全性・信頼性確保のための研究開発を進めています。将来の核燃料サイクルで

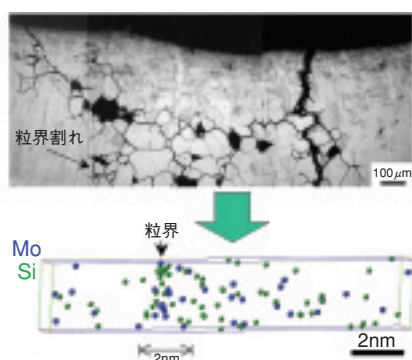


図7-2 軽水炉の炉内構造物の応力腐食割れ（上）及び三次元アトムプローブにより明らかにされた割れ近傍の結晶粒界におけるMo、Si原子の偏析（下）

は、廃棄物処分の負担軽減を目指し、現在は高レベル廃棄物に区分されているマイナーアクチニドをリサイクル（分離変換）する技術が期待されています。トピックス7-3及びトピックス7-4は、マイナーアクチニドの湿式分離及び乾式分離に係る基盤技術を進展させる研究成果です。また、原子炉材料の応力腐食割れ（図7-2）、照射損傷、腐食損傷の機構解明などで成果を挙げています。

環境・放射線工学研究では、放射性物質の環境動態と放射線防護に関する研究（トピックス7-5）、放射性廃棄物の資源化及び国際的核不拡散政策を支える微量分析技術開発を進めています。2006年度は、宇宙線の大気中での輸送と核反応現象を、世界で初めて高精度シミュレーションにより再現し、その結果の解析により簡便な宇宙線被ばく線量計算式を導き出しました（図7-3）。この成果は、独立行政法人放射線医学総合研究所の航路線量計算システム（JISCARD）に導入され、航空機乗務員の宇宙線被ばく管理に役立てられます。

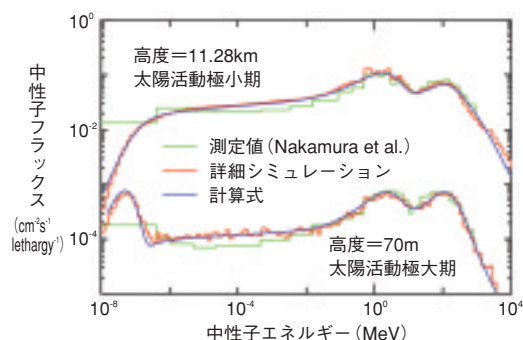


図7-3 任意地点の宇宙線スペクトルの迅速評価結果

核熱応用工学研究では、原子力エネルギー利用の多様化を図るため、高温ガス炉とこれを用いた水素製造に関する研究開発を進めています。高温ガス炉技術基盤の確立を目指し、トピックス7-7のように、高温工学試験研究炉（HTTR）を用いて異常事象（冷却材流量の低下、制御棒の異常な引き抜き）を模擬した試験を行い、原子炉が緩やかに安定な状態に落ち着くという高温ガス炉の優れた安全性を実証しました。また、燃焼度を大幅に向上させる燃料や炉内構造物を長寿命化する研究開発も進めています。これらの研究成果に基づき、トピックス7-8のように発電用高温ガス炉設計研究を行い、優れた経済性を示しました。核熱による水素製造の技術開発では、熱化学法ISプロセスの高効率化に不可欠なヨウ化水素の高濃度化を、ブンゼン反応を高圧化することにより達成できることを示しました。

産学官の連携を重視し、原子力機構の保有する広範な研究資源を有効活用するために設立した「原子力エネルギー基盤連携センター」では、次世代再処理材料、軽水炉熱流動、廃棄物中のUやPuの非破壊検出、高温ガス炉用黒鉛・炭素材料などの分野で、産業界との共同研究グループが本格的な活動を開始しています。

7-1 稠密度の高い燃料集合体の冷却性能を明らかに —原子炉条件を模擬した大規模試験による把握—

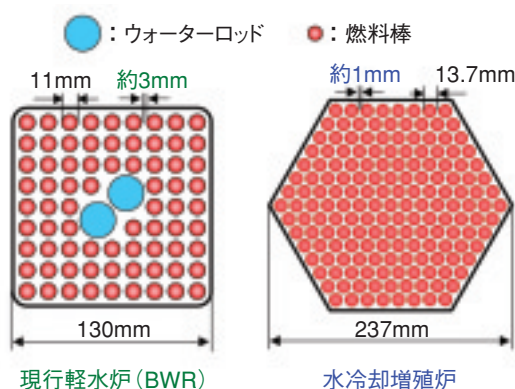
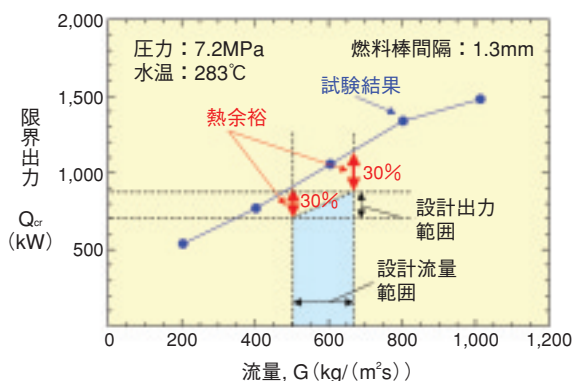


図7-4 燃料集合体断面形状の比較

水冷増殖炉では中性子の減速を抑えるため、燃料棒の間隔を狭くしています。燃料集合体を流れる水の量が少ないため、燃料棒を冷やすことができるかどうか炉心成立性の上で重要な設計課題になっています。



水冷増殖炉は、現行軽水炉をベースに、炉心部分に混合酸化物（MOX）を燃料とした高速炉心を導入して²³⁸Uから²³⁹Puへの転換を促進し、増殖性を得ようとするものです。この際、水は中性子を減速・吸収する効果が大きいため、炉心における水の存在割合をできる限り少なくする必要があります。水冷増殖炉では、燃料棒を三角格子状に配置し、燃料棒間隔を極端に狭くして稠密度の高い燃料集合体にするにより、中性子の減速を抑えています（図7-4）。一方、水は冷却材としての役割も有しているため、少ない水でどこまで燃料棒を冷やすことができるかが、炉心設計における重要な課題となっています。

そこで私たちは、水冷増殖炉の燃料集合体を模擬した稠密37本バンドル試験体を用いて、設計炉心と同じ高温高压条件において、伝熱的・流動的限界を調べる試験を行いました（図7-5）。このような試験を行うには、大規模な水循環ループや大容量の電源設備（3 MW級）が必要であり、これまでは燃料棒本数の少ない小規模な試験や低圧条件での試験しか行われていませんでしたが、「大型再冠水実験棟」の試験装置を利用することで大規模

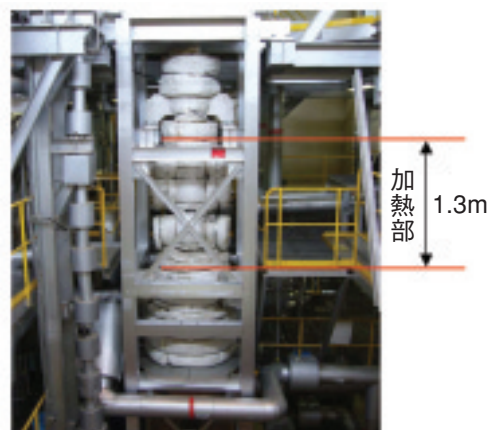


図7-5 大型熱特性試験部

水冷増殖炉を模擬した稠密37本バンドル試験体を用いて、原子炉と同じ高温高压条件での炉心冷却性能を調べました。

図7-6 定格運転時の熱的限界に対する試験結果

水冷増殖炉の設計出力に対して、30%以上の熱余裕があることを実証しました。

熱特性試験を実現しました。試験では、定格運転時の熱的限界を調べる試験、異常事象（流量低下・出力上昇）時の燃料棒の熱的安全性を確認する試験、炉心での流動抵抗や水の割合を測定する試験などを行いました。図7-6は、設計炉心と同じ高温高压条件（水温283℃、圧力7.2MPa）において熱的限界を調べた結果です。ここで、縦軸は燃料集合体を安定に冷却できる限界を示しています。一連の試験の結果、水冷増殖炉の設計出力に対して30%以上の熱余裕があり、熱的な成立性に問題のないことを明らかにしました。このような試験を、圧力・温度・流量などをパラメータとして多数実施し、稠密度の高い燃料集合体における実験データベースを蓄積するとともに、熱的限界や流動抵抗を高精度で予測できる相関式を開発しました。これらの成果は、炉心設計に用いられている熱流動解析コードに反映され、水冷増殖炉の熱的安全性評価に役立てられています。

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

●参考文献

Tamai, H. et al., Pressure Drop Experiments using Tight-lattice 37-rod Bundles, Journal of Nuclear Science and Technology, vol.43, no.6, 2006, p.699-706.

7-2 将来の廃棄物処理処分技術の考案

一分離変換技術による高レベル放射性廃棄物処分場の規模縮小一

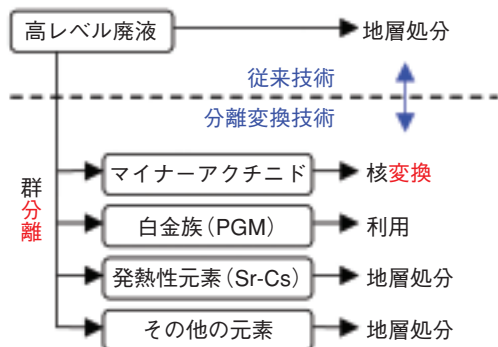


図7-7 分離変換技術の概要

従来技術では一括して地層処分されていた高レベル廃液を、分離後、それぞれの特性に合わせて処理・処分する技術です。

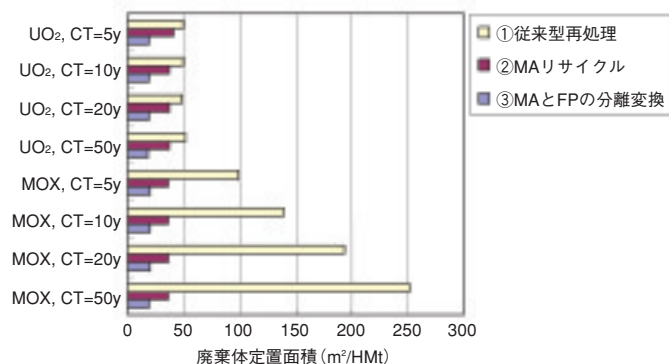


図7-9 様々な軽水炉使用済燃料に対する処分場での定置面積
UO₂はウラン燃料、MOXはプルサーマル燃料、CTは取り出し後再処理までの冷却期間を意味します。プルサーマル燃料では分離変換技術の効果が顕著に現れていることが分かります。

現在、再処理工場で発生する高レベル廃液は一括してガラス固化処理され、地層処分される方針です。分離変換技術とは、図7-7に示ように、将来の再処理工場で、高レベル廃液からマイナーアクチニド（MA）、白金族元素（PGM）及び発熱性元素（ストロンチウム・セシウム、Sr-Cs）を取り除き、MAは核変換、白金族元素は再利用する技術です。核変換技術とは、加速器駆動システムや高速炉の中性子により対象核種を安定あるいは短寿命核種に変換する技術です。Sr-Csと残ったその他の元素は廃棄物となります。私たちの研究では、この廃棄物をそれぞれの特性に合わせて処理・貯蔵し、合理的に処分できる、全く新しい廃棄物管理を提案しています。

発熱性のSr-Csは頑強なSr-Cs焼成体、その他の元素は高含有ガラス固化体として処理されます。それぞれ、従来のガラス固化体に比べて極めて発熱が高い廃棄体と、発熱が大きく低減された廃棄体となります。

これらの廃棄体を従来と同様の地層処分概念で処分した場合、図7-8に示すように、処分場の面積は1/4程

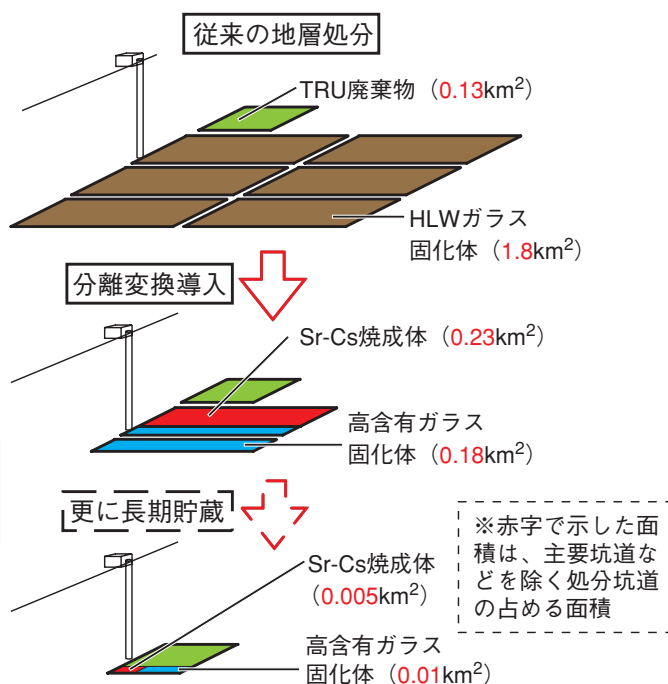


図7-8 分離変換技術による高レベル廃棄物（HLW）処分場の縮小

ガラス固化体4万本を処分する地層処分場にTRU廃棄物処分場が併設されると仮定します。分離変換技術の導入によってHLW処分場の規模は1/4になります。更に、発熱性のSr-Cs焼成体を長期貯蔵することで、すべてのHLWをTRU廃棄物（地層処分）と同様に処分できる可能性があります。

度にまで減少します。これは、発熱性元素を頑強なSr-Cs焼成体に集中し、貯蔵を容易にして130年間貯蔵した効果と、非発熱性元素を集中し、ガラス固化体の本数を4万本から8千本程度に低減した効果です。また、Sr-Cs焼成体を320年、高含有ガラス固化体を45年間貯蔵することで、長半減期低発熱放射性廃棄物（いわゆるTRU廃棄物）相当の廃棄体とできる可能性が示されています。

様々な使用済燃料からの高レベル廃棄物に対する効果も研究されています（図7-9）。特にプルトニウムを用いた使用済燃料では、再処理までの冷却期間が長引くと発熱性核種である²⁴¹Amの蓄積が進み、処分に非常に広い面積を必要とするため注意を要します。この場合でも、MAを核変換することでコンパクトな処分場の実現が可能となります。分離変換技術の導入によって処分場の規模が小さくできることは、言い換えれば、同じ規模の処分場を、長い期間にわたって有効に利用できることを意味しています。

●参考文献

Oigawa, H., Nishihara, K. et al., Parametric Survey for Benefit of Partitioning and Transmutation Technology in Terms of High-level Radioactive Waste Disposal, Journal of Nuclear Science and Technology, vol.44, no.3, 2007, p.398-404.

7-3 アクチノイド分離用抽出剤の耐放射線性向上を目指して —放射線分解のメカニズム解明により抽出剤改良の指針を得る—

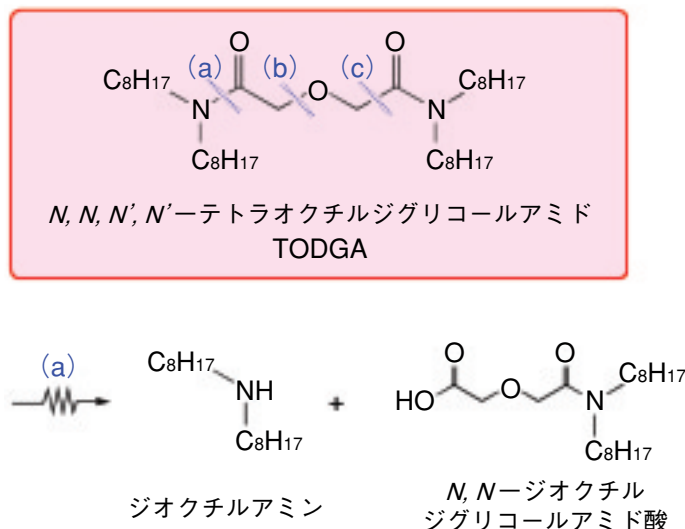


図 7-10 TODGAの主な放射線分解反応

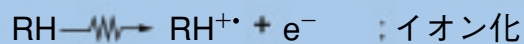
TODGA又はそのドデカン溶液に γ 線を照射すると、主に三つの結合((a),(b),(c))が切れやすく、特に実プロセスに近い硝酸が共存する系では、アミド結合(a)の開裂が優先して起こります。

核燃料物質の有効利用及び放射性廃棄物処分における負担の軽減化を目的として、使用済核燃料から長寿命のアクチノイドを選択的に分離回収する技術の開発が進められています。私たちはこれまでに、アクチノイドと強力に錯形成する抽出剤として、N,N,N',N'-テトラオクチルジグリコールアミド(TODGA)を開発してきました。TODGAは3座配位型のジアミド化合物で、そのドデカン溶液を用いると高濃度の硝酸水溶液から3価、4価のアクチノイドイオンを高収率で選択的に抽出できるといった特徴があります。

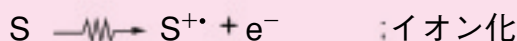
アクチノイド分離用抽出剤を実プロセスへ適用するためには、強い放射線場における抽出剤の安定性と抽出性能の保持が求められます。そこで私たちは新抽出剤開発の一環として、TODGAを始めとする抽出剤の放射線分解に関する研究を行ってきました。

図 7-10に、 γ 線照射によるTODGAの主な分解反応を示します。TODGAは放射線に対してアミド結合とエーテル酸素近傍の結合が比較的弱く、特に硝酸が共存する系ではアミド結合の開裂(a)が優先し、ジオクチルアミンとN,N-ジオクチルジグリコールアミド酸が主に生成することが分かりました。照射により劣化した抽出剤を用いてアクチノイドの抽出を試みたところ、実プロセスで少なくとも数十サイクルに相当する大線量の放射線を

RH: ドデカン (n -C₁₂H₂₆)



S: TODGA



イオン化ポテンシャル: $RH > S$

図 7-11 ドデカン中TODGAの放射線分解メカニズム

ドデカン中TODGAの放射線分解は、直接イオン化するだけでなく溶媒-溶質間の電荷移動反応によっても引き起こされることが、パルスラジオリシス実験で観測されました。

吸収しても、抽出性能の著しい低下は認められませんでした。このことから、これら分解生成物もアクチノイドの抽出に寄与しているものと考えられます。

次に、溶液の組成をいろいろと変えてTODGAの放射線分解における希釈剤の効果を調べたところ、ドデカンにはTODGAの放射線分解を促進させる作用があるとの興味深い結果を得ました。そこで、溶液中のドデカン分率を低下させるねらいから、放射線化学的に安定なベンゼンやモノアミドを添加剤として加えるとTODGAの分解を抑えることができました。

電子線パルスラジオリシス法により放射線分解初期過程を観測した結果、図 7-11に示すようにドデカンのイオン化により生じたラジカルカチオン(RH^{•+})から、よりイオン化ポテンシャルの低いTODGA分子(S)へと電荷が移動することにより、TODGAの分解が進むことが分かりました。そこで、TODGAよりもイオン化ポテンシャルの低い溶媒を希釈剤に用いると、予想どおりTODGAの分解が抑えられる結果となりました。

更に、分子内に放射線化学的に安定な芳香環を導入することによっても、抽出剤の耐放射線性向上が認められました。今後新抽出剤を開発するにあたり、抽出性能を向上させるだけでなく、本研究で得られた知見を基に、放射線化学的視点からも抽出剤の改良を行っていきます。

●参考文献

Sugo, Y. et al., Influence of Diluent on Radiolysis of Amides in Organic Solution, Radiation Physics and Chemistry, vol.76, issue 5, 2007, p.794-800.

7-4 乾式再処理におけるマイナーアクチニド挙動解明へ向け大きく前進 —腐食性ガスを使用しないマイナーアクチニド塩化物合成法を開発—

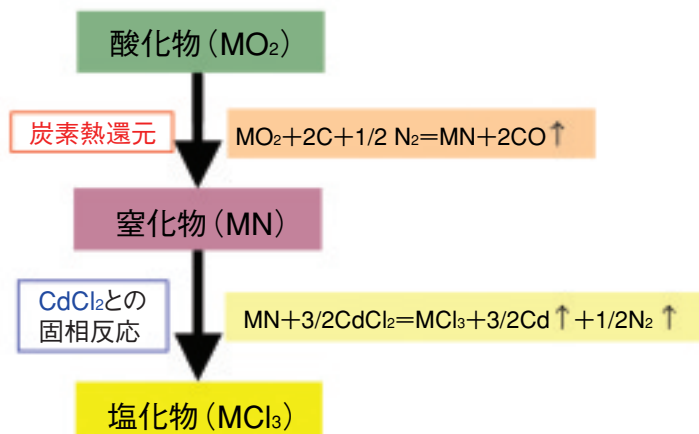


図 7-12 MA塩化物合成方法の概略

塩素ガスなどの腐食性ガスを使用せずにMA酸化物からMA塩化物を合成します。ここでMはAmなどのMA金属元素を示します。



図 7-13 合成したAm塩化物 (AmCl_3) の外観
炭素熱還元法で合成したAmNと CdCl_2 の混合物の成型体を600～723Kで真空加熱することによって、微粉末状の試料が得られました。

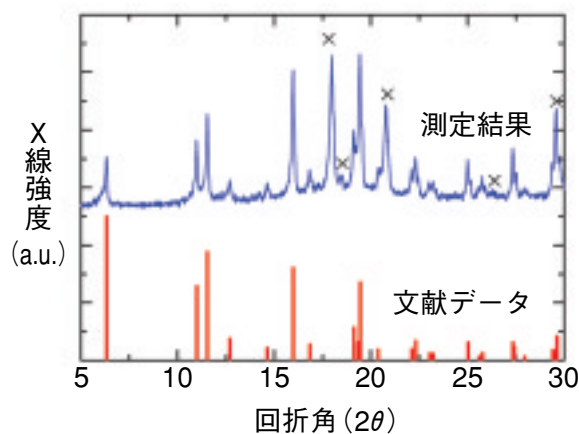


図 7-14 合成したAm塩化物 (AmCl_3) のX線回折パターン
これまでに報告されている他の合成法で得られた AmCl_3 のX線回折パターンと良く一致し、不純物の混入は認められませんでした。なお、X印で示したピークは白金製試料ホルダーに由来するものです。

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、現在は高レベル廃棄物に区分されているマイナーアクチニド（MA: ネプツニウム (Np), アメリシウム (Am), キュリウム (Cm)) をリサイクルする技術が必要とされています。私たちはMAを含有する燃料の再処理法として、熔融塩を溶媒として用いる乾式再処理技術の研究開発を行っています。乾式再処理は、高放射能・高発熱性の使用済燃料処理に適し、湿式再処理に比べて核拡散抵抗性に優れ、またコンパクトなプロセスで経済性が高い再処理法として期待されています。乾式再処理プロセスの開発のためには、熔融塩中でのMAの挙動を理解し制御する必要がありますが、MA挙動に関する基礎データは非常に少ないのが現状です。そこで、熔融塩中でのMA挙動を精度良く測定するために、空気中の水分や酸素と反応しやすいMA塩化物を取り扱うための不活性ガス雰囲気ホットセルやグローブボックスなどを整備し、実験に欠かせないグラムスケールのMA塩化物試料を合成することとしました。ここで、塩化物を合成する際に一般的に使用される塩素ガスや塩化水素ガスは設備を腐食するおそれがあるため、これらの腐食性ガスを使用しない新たなMA塩化物の合成方法の開発が必要となりました。

そこで、私たちは入手が比較的容易なMA酸化物を原

料として用い、腐食性ガスを使用せずにMA塩化物を合成する方法を開発しました。この方法では、まず既に確立されている炭素熱還元法によって酸化物から窒化物を合成し、更に窒化物と塩化カドミウム (CdCl_2) の固相反応によって塩化物を合成します (図 7-12)。これまでに、アルゴンガス雰囲気中でMAを使用した実験ができる「TRU高温化学モジュール」において、不純物の少ない高純度のAm塩化物 (AmCl_3) などのMA塩化物を高い収率で合成することに成功しました (図 7-13, 図 7-14)。窒化物と CdCl_2 の固相反応による塩化物合成は、使用する試薬に酸素を含まないため、酸化物等の副生成物が生じにくいという利点もあり、MA塩化物以外にも高純度の塩化物を合成するのに適した方法です。

これまでに、合成したMA塩化物を用いた実験によって、MA塩化物を含んだ熔融塩中のMA挙動、窒化アメリシウムの熔融塩電解時の挙動などを明らかにしました。今後、MA塩化物の基礎物性測定や、塩化物を原料とした金属や他の化合物の合成及びこれらの物質の基礎物性測定など、乾式再処理におけるMA挙動を解明するための基礎研究を進める予定です。

本研究内容は、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「乾式再処理における超ウラン元素の挙動研究」の成果の一部です。

●参考文献

Hayashi, H. et al., Synthesis of Americium Trichloride by the Reaction of Americium Nitride with Cadmium Chloride, Journal of Alloys and Compounds, vol.456, issues 1-2, 2008, p.243-246.

7-5 線量計情報のない重度被ばく者の線量評価を可能に — 臨界事故時の体内元素の放射化に基づく線量評価プログラムの開発 —

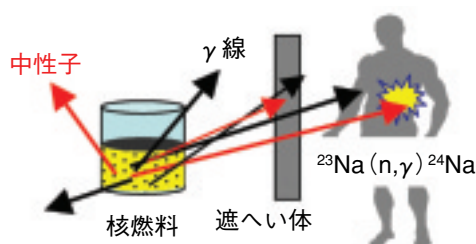


図 7-15 臨界事故での中性子被ばくに伴う ^{24}Na の生成
中性子による被ばくで体内の安定ナトリウムが放射性核種の ^{24}Na になります。生成した ^{24}Na の放射能は、放射線測定器により定量できます。

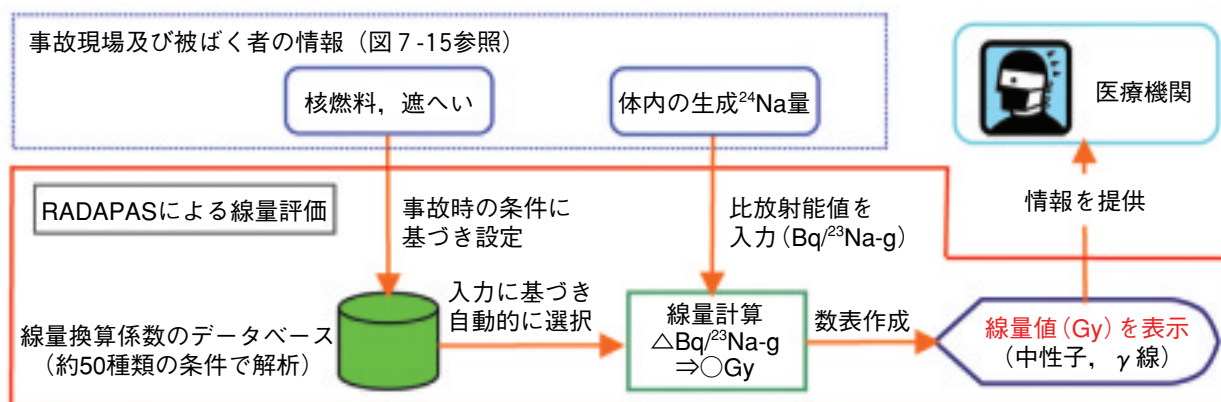


図 7-16 RADAPASによる線量評価のフローチャート（核燃料及び遮へい体の情報に基づく線量評価）

RADAPASでは放射線特性に影響を与える事故現場の核燃料や遮へい体の条件（図 7-15）を設定します。データベースには、約50種類の線源条件について計算で解析された換算係数があります。入力条件に基づき換算係数が自動的に選択され、被ばく者の体内に生成した ^{24}Na 量から被ばく線量を算出します。被ばく線量は条件を入力した直後に表示され、医療機関へ必要な情報が迅速に提供できます。

万が一にも臨界事故が発生した場合、迅速に被ばく線量を評価し、線量レベルに応じた医療措置を遂行することが重要です。しかし、過去の事故では、線量計を携行しないで、重度の被ばくを受けた例がありました。このような場合、図 7-15のように中性子被ばくで体内に生成された放射性核種 ^{24}Na の量に基づき、線量を評価することができます。しかし、 ^{24}Na の生成量から線量への換算は事故現場の放射線の種類やエネルギー分布（放射線特性）により大きく変化し、容易ではありません。そのため、この方法は事故直後の評価で重要とされる迅速さと正確さの両面で課題がありました。

そこで、体内の生成 ^{24}Na 量から線量を迅速に評価するプログラム「臨界事故時における体内元素放射化ナトリウム量に基づく迅速線量評価プログラム RADAPAS (Rapid Dose Assessment Program from Activated Sodium in human body in criticality accidents)」を開発しました。RADAPASは、換算係数などを含むデータベース部及び線量計算の実行部で構成されます。図 7-16にRADAPASによる線量評価のフローチャートを示します。核燃料を含む線源の条件は、事故現場の放射線特性に大きな影響を与えます。RADAPASでは、パソコンに

表示される画面（グラフィカル・ユーザー・インターフェイス、GUI）に従い、ユーザーが事故現場の情報に基づき、核燃料及び遮へい体を組み合わせることで線源条件を対話形式で設定できます。この設定条件に対応する線量換算係数が、データベースから自動的に選択されます。その後、体内に生成された ^{24}Na 量を入力し、中性子及びγ線による被ばく線量が計算されます。データベースには、核燃料及び周囲の遮へい体の異なる約50条件を想定し、放射線輸送計算で解析された線量換算係数が含まれています。そのため、体内の生成 ^{24}Na 量に基づき、従来よりも正確な線量計算が可能となりました。算出された線量は、必要な条件が設定された直後に数表として示されます。また、RADAPASでは、現場の詳細な放射線特性を解析できた場合、これらの情報を利用して、より正確に線量を計算することもできます。

RADAPASによる線量評価は、過渡臨界実験装置 (TRACY) における実験で検証し、十分に事故の発生直後に適用可能であることを検証しました。このように、線量計による測定値がないという最悪の事態でも、医療機関が必要とする線量情報を迅速かつ正確に提供することが可能となりました。

●参考文献

Takahashi, F. et al., Development of Rapid Dose Assessment Program from Activated Sodium in Human Body for Criticality Accident, 保健物理, vol.41, no.3, 2006, p.180-187.

7-6 DNAに生じた傷の種類と量を見積もる —放射線によるDNA損傷の全体像を知るための方法を開発—

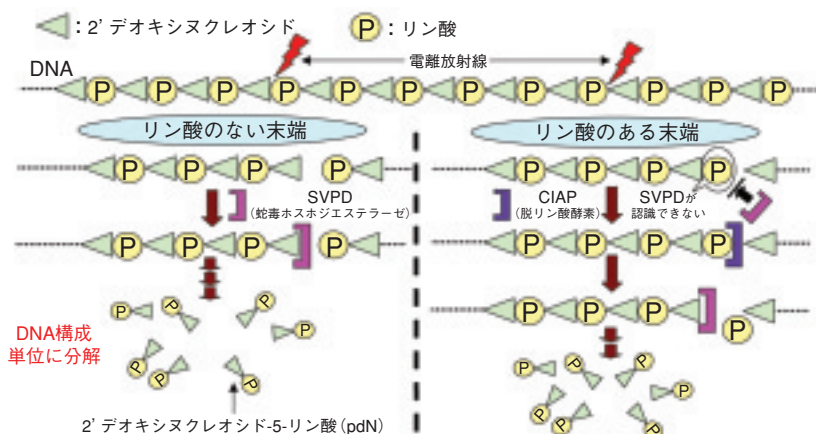


図7-17 蛇毒ホスホジエステラーゼ（SVPD）を用いたDNA切断末端分析の手順
2'デオキシヌクレオシドは2'デオキシリボースと核酸塩基の二種類の物質単位から構成されています。放射線はDNAの鎖を切断するだけでなく核酸塩基も損傷しますが、その損傷の多くは化学薬剤ピペリジンで除去することが可能です。ピペリジン処理後、その部分で鎖が切断され、図右側のようなリン酸のある末端が残ります。そこでピペリジン処理によるリン酸のある末端の増加量を調べれば核酸塩基損傷の量を見積もることが可能です。

放射線を始め環境中には様々な生体刺激因子が存在し、それらの一部は遺伝を司る重要な物質であるDNAを傷つけます。化学物質によって生じるDNA損傷はそのパターンがある程度決まっていますが、放射線の場合は損傷の種類が非常に多いのが特徴です。また放射線といってもγ線、X線、中性子線、荷電粒子線など様々な種類（線質）があります。したがってDNA損傷の特徴（種類と量）という観点から考えると、線源によってその特徴が異なる可能性があります。更に、荷電粒子等の粒子線の場合にはDNAに作用する際の運動エネルギーの違いによっても損傷の仕方が変わるかもしれません。そこでDNA損傷の種類と量を総合的に見積もることができ、新発想の分析法を開発しました。

DNA損傷に関する情報を得る必要性から、これまでに様々な損傷検出方法が開発されてきました。検出技術で分類すると、特定の損傷を認識する抗体を用いる方法、特定の損傷に化学的に結合する化学薬品を用いる方法、プラスミドDNAの三次元構造変化からDNAの鎖の切断数を得る方法の3種類あります。いずれも高感度であり既知の損傷を検出する上では有用ですが、放射線によって生じるDNA損傷のように化学構造が不明なものが少なからず存在する場合、現状では損傷の種類すべてに対応できません。それどころか、市販の試薬を用いてできる検出法に限れば、3～4種類程度の損傷しか定量できま

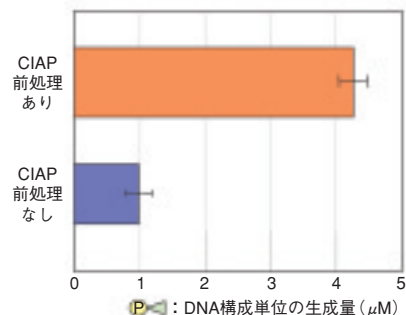


図7-18 SVPDによるDNA切断末端からのDNA構成単位の切出し量

表7-1 ^{60}Co γ線によるDNA損傷

損傷の種類	収量 ($\mu\text{mol}/\text{J}$, $\times 10^{-9}\text{Gy}^{-1}\text{Da}^{-1}$)
全切断末端	0.102
リン酸のない末端	0.024
リン酸のある末端	0.078
核酸塩基損傷	0.084

せん。そこで力を発揮するのが以下に紹介する方法です。

DNA損傷は、DNAの鎖の部分が切れる鎖切断と遺伝情報を持つ核酸塩基の部分が壊れる核酸塩基損傷に大別されます。鎖切断は更に、切断した部分（末端）にリン酸があるものとないものがあります（図7-17）。この方法ではDNA損傷を、(1)末端にリン酸がない鎖切断、(2)リン酸がある鎖切断、(3)核酸塩基損傷に大別し、各々の損傷を定量する方法を考えました。蛇毒ホスホジエステラーゼ（SVPD）という酵素は、リン酸のない末端に作用してDNAを細かく切っていきます。これにより一定時間に切り出されるDNA構成単位の量は損傷(1)の量に比例するので、DNA構成単位の量を測定することでその定量が可能です。また脱リン酸酵素CIAPで試料の前処理を行うと、損傷(2)のリン酸が除去されて損傷(1)に換わるため、SVPDを用いた定量が可能となります（図7-18）。一方、試料をあらかじめ化学薬剤ピペリジンで処理すると、損傷(3)がSVPDで定量できる形に変化します（図7-17）。最終的に得られた損傷の種類と各々の収量を表7-1に例示しました。これらの数値は既述のような従来法では得られません。このDNA損傷分析方法は考え方それ自体が斬新であり、SVPDに限らず他の様々なDNA分解酵素や化学的処理を効果的に組み合わせることで、DNAに生じた損傷を特徴づけることが可能なのです。本研究はその中核となる成果といえます。

●参考文献

Akamatsu, K., A Novel Methodology for Characterizing Strand-break Termini and Damaged Bases in Plasmid DNA Exposed to Ionizing Radiation, Analytical Biochemistry, vol.362, issue 2, 2007, p.229-235.

7-7 高温ガス炉の優れた安全特性を実証

—HTTRを用いた冷却材流量低下模擬試験—

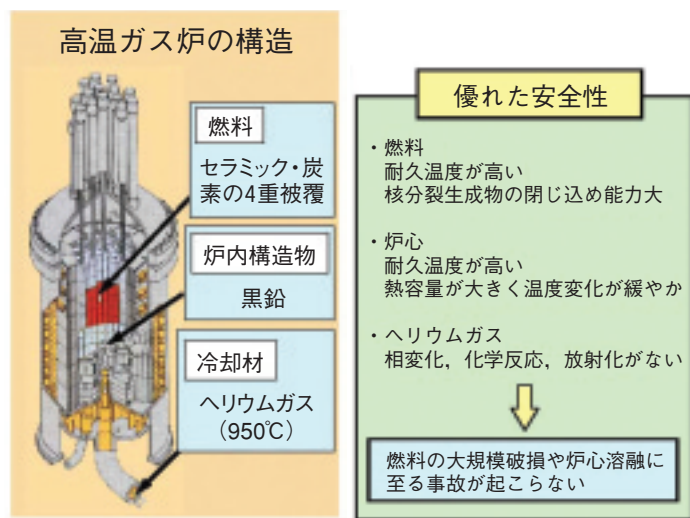


図 7-19 高温ガス炉の優れた安全性

高温ガス炉はセラミックと炭素で4重に被覆した燃料を用い、冷却材には高温においても化学変化がないヘリウムガスを採用し、熱容量の大きい黒鉛で炉心を構成することから、燃料の破損や炉心溶融に至る事故が起きる可能性は極めて低い原子炉ですが、冷却材流量が低下した場合の安全性の実証が残された課題の一つです。

将来のエネルギー源の多様化とエネルギー安定供給、更には地球環境保全の観点から、高温の熱を発電のみならず水素製造、海水淡水化など様々な用途に利用する高温ガス炉技術の開発を、世界のトップランナーとして進めています。高温ガス炉は、セラミックと炭素で4重に被覆した耐久温度の極めて高い燃料を用いるため、核分裂生成物を高温まで有効に閉じ込めることができ、また、炉心を構成する構造物を黒鉛で製作することから、熱容量が大きく、急激な炉心の温度上昇が起こらず、更に、冷却材に用いるヘリウムガスは、温度が上昇しても相変化がなく、構造物と反応して腐食させたりしません。このため、高温ガス炉は、設計用基準地震動を上回る地震に対しても、燃料の大規模破損や炉心溶融に至る事故の起きる可能性が極めて低いという優れた安全性を持っています(図 7-19)。950℃以上の高温の熱を発生させる次世代の原子炉システムの一つである高温ガス炉システムの開発では、この優れた安全性を実際の原子炉で実証することが世界的な課題でした。

世界で唯一950℃までの高温の熱を取り出せるHTTRは、次世代高温ガス炉に最も近い原子炉であり、世界の注目を集めながら安全性を実証する試験を行ってきました。安全性の実証の中でも冷却材の流量が低下する事象は、燃料や炉心の健全性維持に対して特に厳しい事象であるため、その試験成果が注目されていました。試験では、熱出力を30%（9 MW）から段階的に上昇させながら冷却材流量が低下した場合の原子炉挙動を把握してき

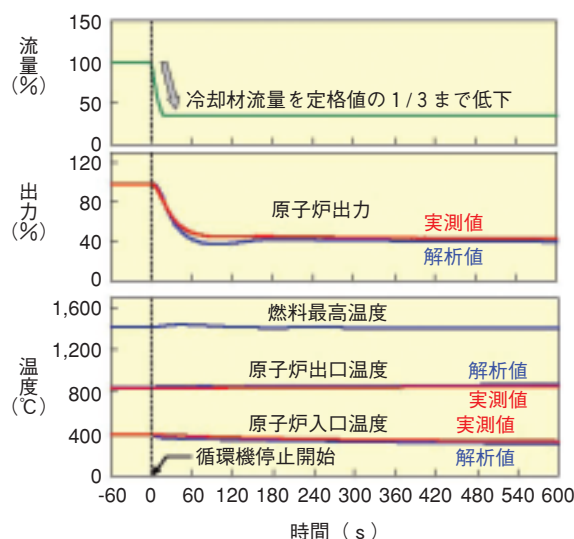


図 7-20 原子炉出力100%（30MW）での試験結果

この試験により、冷却材流量が1/3まで低下するようないきなり生じても、原子炉は穏やかに安定な状態に落ち着くという優れた安全性が実証されました。

ましたが、このたび100%の全出力（30MW）において冷却材流量を低下させる試験に世界で初めて成功しました。

試験では、3台のヘリウムガス循環機のうち、2台までを停止させて、冷却材流量を定格値の1/3まで低下させました。冷却材流量の低下により、炉心を冷却する能力が劣化するため、燃料及び黒鉛の温度が上昇します。このとき、原子炉が持つ固有の自己制御性により、核分裂反応が減少して原子炉出力は自然に低下して安定な状態に落ち着きます。これに伴い、原子炉の入口・出口の冷却材温度もわずかに変化しますが、ほぼ一定温度を維持しています。一方、安全解析用コードの改良も進めており、これまでのところ高温ガス炉の炉出力を8%以内という高い精度で予測できることを確認しました。この安全解析用コードによる燃料最高温度の評価では、冷却材流量の低下に伴って温度が急激に上昇することはなく、温度がわずかに上昇した後、流量低下前の温度に戻っています(図 7-20)。このように、冷却材流量が低下しても原子炉は穏やかに安定な状態に落ち着くという、高温ガス炉の優れた安全性をHTTRを用いて実証しました。HTTRによる試験結果から、高温ガス炉では、冷却材流量が低下しても原子炉を自動的に緊急停止させる必要はないと考えています。今後、HTTRを用いて、更に厳しい事象である冷却材流量を完全に喪失させる試験を計画しています。本研究は、文部科学省からの受託研究「高温ガス炉固有の安全性の定量的実証」の成果です。

●参考文献

Takamatsu, K., Nakagawa, S. et al., Core Dynamics Analysis for Reactivity Insertion and Loss of Coolant Flow Tests Using the HTTR, Proceedings of the 15th International Conference on Nuclear Engineering (ICONE15), Nagoya, Japan, 2007, ICONE15-10158, in CD-ROM.

7-8 発電用高温ガス炉の優れた経済性

—高温ガス炉とガスタービンの利点を活かしたシステムの設計研究—

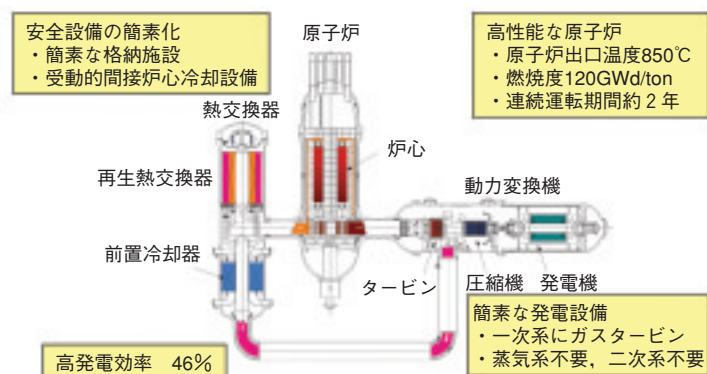


図 7-21 高温ガス炉ガスタービン発電システムの経済性向上の要因

高温ガス炉ガスタービン発電システムは、原子炉、ガスタービン及び発電機を収めた動力変換機、熱交換容器等から構成され、大変簡素なシステムです。

私たちは、温室効果ガス排出削減に貢献するため、先進的発電システム技術の開発を実施しています。高温ガス炉ガスタービン発電システム（GTHTR300）は、高温ガス炉から取り出した850℃の高温ヘリウムガスを直接利用してガスタービンを駆動し、発電を行います（図7-21）。その発電効率は、約300℃の蒸気を熱源とする軽水炉より、10%以上も向上し、約46%になります。また、炉心を冷却する一次冷却材ヘリウムをガスタービンに導くため、二次系が不要となる上に、軽水炉のような蒸気系発電設備、水系の補助設備が大幅に簡素化できます。加えて、高温ガス炉の優れた安全性を活かして、事故時の炉心冷却設備等を大幅に簡素化できます。ただし、高温ガス炉の炉心の出力密度は、軽水炉の約1/10の6 MW/m³に過ぎず、炉心が大きくなってしまいう問題点もあります。

セラミック製の被覆燃料粒子から成る燃料については、燃焼度を既存の軽水炉の3倍程度の120GWd/tまで向上させても、照射健全性を十分に確保できます。これは、1 tのウラン燃料から既存の原子力発電所約1基分相当する1 GWのエネルギーを120日分も取り出せることを示しています。その一方で、被覆燃料粒子の製造工

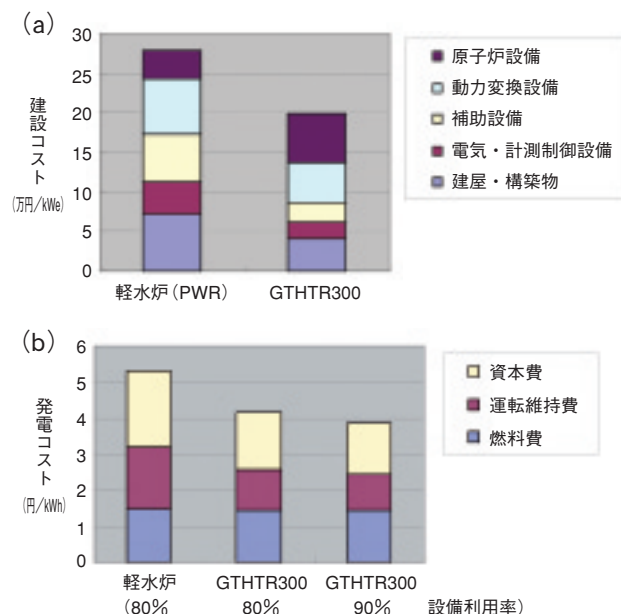


図 7-22 建設コストの比較 (a), 発電コストの比較 (b)

建設コストについては、高温ガス炉では炉心が大きくなるため、炉心を含む原子炉設備の割合が大きくなるものの、動力変換設備や補助設備の割合が減少します。このため、効率を考慮すると、高温ガス炉の建設コストは20万円/kWeとなり、資本費（建設コスト）、運転維持費、燃料費の合計で示される発電コストは約4円/kWhとなります。

程が多少増える問題もあります。

このようなGTHTR300の経済性を既存の軽水炉と定量的に比較評価しました。まず、建設コストについては、機器重量に基づく材料費を計算し、更に設計費、製作費を評価しました。この結果、単位発電量当たりの建設コストは、軽水炉の約75%と評価されました（図7-22(a)）。また、燃料費は、製造費が高くなる反面、使用済燃料量が軽水炉の約1/3となるため再処理費が減り、軽水炉の燃料費とほぼ等価になりました。運転維持費については、不活性なヘリウムガスを冷却材に用いるため、メンテナンスが容易となることなどから、軽水炉の約65%になりました。総合すると、GTHTR300の発電コストは設備利用率が80%の場合、約4.2円/kWhであり、既存の軽水炉の電力費の5.3円/kWhの約80%であることが示されました（図7-22(b)）。更に、将来的に法令が改訂され、2年間の連続運転が許可されれば、設備利用率90%以上の達成は容易であり、その場合の電力コストは、3.8円/kWh以下となります。

本研究内容は、文部科学省からの受託研究「核熱利用システムの技術開発」の成果の一部です。

●参考文献

武井正信, 國富一彦ほか, 高温ガス炉ガスタービン発電システム (GTHTR300) の経済性評価, 日本原子力学会和文論文誌, vol.5, no.2, 2006, p.109-117.

核燃料サイクルの確立を目指して

私たちは、我が国の核燃料サイクルに関する技術開発を推進することを目的に、使用済燃料再処理、MOX燃料加工等の各種研究開発（共同研究を含む）を実施しています。

また、民間事業者による原子燃料サイクル事業として日本原燃株式会社（以下、「日本原燃」という）が青森県六ヶ所村において進めている濃縮事業、再処理事業、MOX燃料加工事業に対して、各事業が確実に進展するよう、私たちの開発成果に基づいた技術協力を積極的に進めています。

1. 再処理技術開発

東海再処理施設は、2005年度末で電気事業者との契約に基づく再処理運転を終了し、2006年度からは研究開発運転に移行しました。

2007年2月からの運転（07-1キャンペーン）において、「ふげん」MOX使用済燃料のうち、これまでに処理した燃料（タイプA燃料）よりもプルトニウム含有量や燃焼度が高い燃料（タイプB燃料）を用いた再処理試験を開始しました（図8-1）。今後、数年間かけて溶解特性や溶媒劣化に係る調査等、MOX燃料としての特徴を考慮した試験等を行っていくとともに、ネプツニウム等のマイナーアクチニド核種の挙動・分離等に関する調査や保障措置技術開発など軽水炉再処理技術の高度化に係る試験等も継続して行っています。

高レベル放射性廃液を固化するガラス固化技術開発については、2004年度に運転を開始した改良型ガラス溶融炉による固化体製造を継続し、改良型ガラス溶融炉の安

定運転性に係るデータを採取・蓄積していきます。また、長寿命ガラス固化溶融炉に関する研究開発や溶融炉解体に関する技術開発を進めていきます。

2. 技術協力

(1) 濃縮事業に対する技術協力

日本原燃が2006年4月から開始した新素材胴遠心機（新型機）カスケード試験に対し、技術者の派遣、私たちが保有する濃縮技術の日本原燃への承継等の技術支援を継続して実施しました。

また、カスケード試験用遠心機の品質管理、六ヶ所濃縮工場の運転管理業務、遠心機ウラン付着量計測システム等のコンサルティング等を日本原燃から受託して実施しました。

(2) 再処理事業に対する技術協力

日本原燃が2006年3月から進めている六ヶ所再処理工場のアクティブ試験について、東海再処理施設での運転・保守経験を有する技術者の派遣、汚染トラブル等への緊急支援としての分析技術指導者等の派遣を行い、アクティブ試験の円滑な遂行に協力しました。

また、東海再処理施設において日本原燃技術者の技術研修を行うとともに、マイクロ波脱硝加熱器電磁場解析、六ヶ所再処理工場ウラン・プルトニウム混合脱硝施設で得られたウラン酸化物の粉末物性測定等を日本原燃から受託して実施しました。

2007年5月には、日本原燃との「再処理施設の試運転に係る技術支援の実施に関する協力協定」の有効期限を延長する変更協定を締結しました。

(3) MOX燃料加工事業に対する技術協力

現在、加工事業許可の安全審査段階にある日本原燃のMOX燃料加工事業については、日本原燃との間でMOX燃料加工施設の建設及び運転に向けた要員支援計画の調整を開始しました。

また、東海プルトニウム燃料製造施設において日本原燃技術者の技術研修を行うとともに、MOX燃料粉末調整設備に係る確認試験等を日本原燃から受託して実施しました。

(4) その他の技術協力

財団法人核物質管理センターからの要請に応じ、技術者の派遣等を行い、六ヶ所地区における核物質管理に関する技術協力を行いました。

また、米国DOEが提唱するGNEP構想に関し、仏国AREVA社と連携して検討を進める日本原燃からの要請を受けて、私たちの保有する技術情報の使用を可能とするよう、2007年6月に日本原燃と技術協力協定を締結しました。

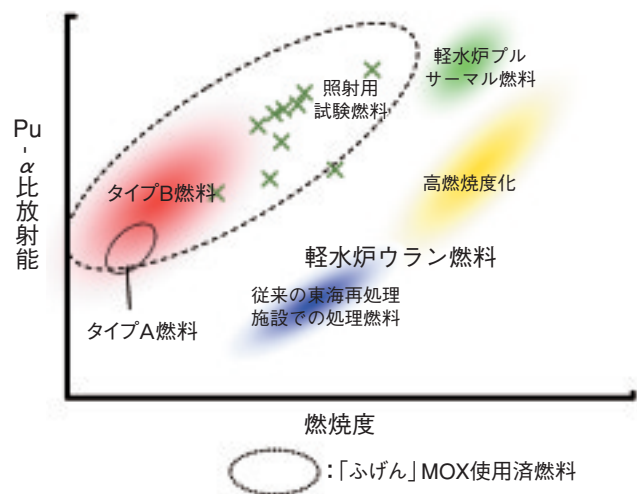


図8-1 「ふげん」MOX使用済燃料の特徴（一例）
「ふげん」MOX燃料は、燃焼度は低いもののPu-α比放射能が大きいなど、軽水炉プルサーマル燃料に見られる特徴を有しています。

8-1 硝酸プルトニウム溶液の高精度測定の実現

－水晶振動型圧力計と密度チェックで高精度と信頼性を確保－

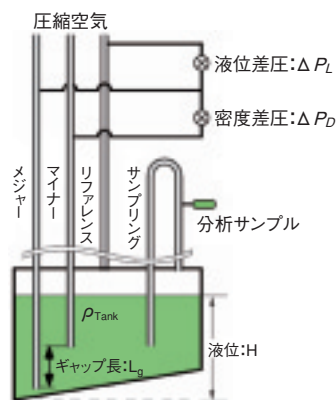


図 8-2 貯槽の密度・液量測定

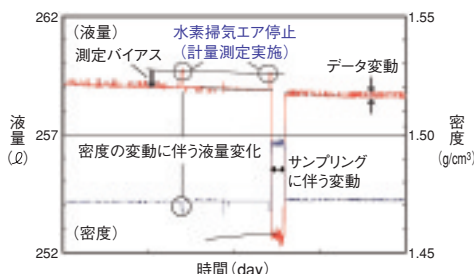


図 8-3 液量監視データの一例

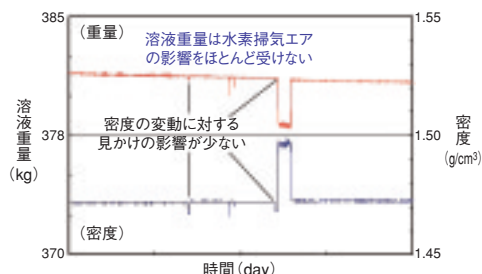


図 8-4 溶液重量監視データの一例

原子炉で使い終わった燃料は再処理工場で溶解され、再利用可能なウランとプルトニウムが硝酸溶液として回収されます。これを核燃料として再利用するためには酸化粉末にしなければなりません。我が国では、核拡散抵抗性のある混合転換法（ウランとプルトニウムを溶液状態で混合し酸化物にするのでプルトニウム含有率の高い粉末が原理的に生じない）を採用するとともに、特にプルトニウムの計量管理を厳格に行っています。

ウランと混合する前の硝酸プルトニウム溶液は図 8-2 に示すような槽に貯蔵されており、先端まで空気が満たされた 3 本の管の背圧を二つの水晶振動型圧力計により精密に測定しています。メジャー管とマイナー管の圧力差 ΔP_D 、メジャー管とリファレンス管の圧力差 ΔP_L 及び液量 V は、密度 ρ_{Tank} 、重力加速度 g 、液位 H 、メジャー管とマイナー管の長さの差 L_g 、貯槽の形状に応じた V と H の関数 F を用いて、以下の式で表されます。

$$\begin{aligned} \cdot \Delta P_D &= \rho_{\text{Tank}} \cdot g \cdot L_g \\ \cdot \Delta P_L &= \rho_{\text{Tank}} \cdot g \cdot H \\ \cdot V &= F(H) \end{aligned}$$

L_g 及び g は一定値であり、 ΔP_D 及び ΔP_L の測定値から ρ_{Tank} 、 H 及び V が求められます。なお、これらの式は測定原理を示したもので、管内の圧力分布等に対する補正が実際には行われます。この高精度の計量測定は溶液を静置した状態で行われます。得られた密度及び液量と、分析サンプルを採取して別の測定方法で得られた密度及びプルトニウム濃度から、温度差を補正してプルトニウム量が決定されます。双方の密度は温度差を補正すれば通常一致しますが、ずれが大きい時はどこかに誤差が入

り込んだと考えて、測定の全部又は一部をやり直すことで万全を期しています。

一方、硝酸プルトニウム溶液は水の放射線分解により水素ガスを少しずつ発生するため、計量測定以外の時は、貯槽底部の配管から圧縮空気（水素掃気エア）を供給して水素ガスを貯槽外に排出しなければなりません。すると、溶液が攪拌されたり温度が変化したりして、液量が少し変化したように見えることがあります。密度に液量を乗じて得られる溶液重量の考えを導入すると、このような見かけの液量変化と本当の液量変化を区別できることを明らかにしました。

連続液量監視データの一例を図 8-3 に示します。水素掃気エアが止まるのは計量測定を行う時のごく短時間であり、連続監視時には水素掃気エアが ΔP_D の測定に影響を与え、測定値の変動及びプラスの測定バイアスが生じます。密度値の影響は測定の原理式に従い液位測定値に反映され、液量の変動及びマイナスの測定バイアス（ $\sim 0.2\%$ ）が確認されました。

一方、図 8-3 に示した期間で溶液重量による連続監視を行ったデータを図 8-4 に示します。溶液重量では、図 8-3 で見られた密度測定値の変動に伴う見かけ上の変動が大幅に減少します。また、蒸発に伴う減少量を正確に把握でき、液温変化に伴う液量変化の影響を受けにくいことを確認しました。

以上のことから、正確かつ安定して溶液の総量を把握できる溶液重量監視は、溶液監視の有効な手法であると考えます。

●参考文献

Hosoma, T., Mukai, Y. et al., Reduction of Fluctuation and Small Bias Observed in Continuous Volume Monitoring taken in an Annular Tank for Plutonium Nitrate, Symposium on International Safeguards: Addressing Verification Challenges, (IAEA-CN-148), Vienna, Austria, 2006, p.192-194.

8-2 保障措置への貢献と更なる効率化に向けて

－東海再処理工場における保障措置の改良－

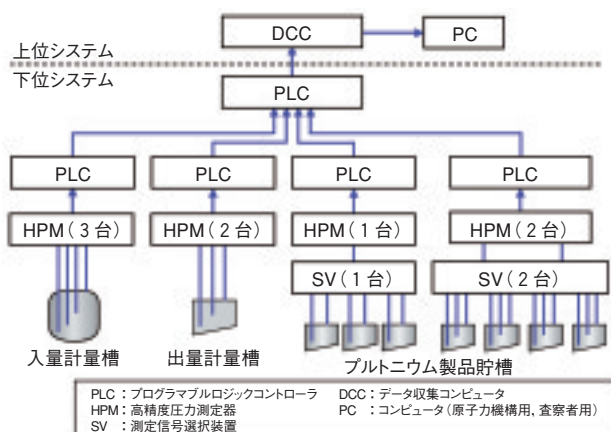


図8-5 溶液測定・監視システムの全体概要図

本システムは上位システム（コンピュータによる記録等）と下位システム（測定機器及びその制御機器）から構成されており、各槽の液位及び密度は槽内に設置された一対の導圧管により差圧として高精度圧力測定器で測定され、測定データはコンピュータに記録されます。高精度圧力測定器は、査察側が検証できる構造となっています。

東海再処理工場（TRP）では、日本国政府及びIAEAによる保障措置の履行に積極的に協力するとともに、強化・効率化のための技術開発にも積極的に取り組んでいます。

これまでの取組みの中で、IAEA保障措置の強化・効率化を目的とした「保障措置改良計画」が査察側から提案されました。この改良計画は、4分野10項目から構成されており、査察側との度重なる協議を行いながら各項目の実施に取り組んできました。この結果、TRPに対する保障措置のウィークポイントが改善され、更に査察の効率化が図られました。

この「保障措置改良計画」によってもたらされた現行の保障措置体系は、今後TRPに導入される短時間通告ランダム査察を取り入れた統合保障措置の基盤となっています。

(1) 施設の設計情報の検証に関する改良

IAEA保障措置下にあるすべての施設では設計情報質問書（DIQ）をIAEAに提供します。このDIQを基に施設に対する保障措置の実施内容が査察側によって策定されるためDIQは非常に重要な情報となります。TRPにおいても、工程図や主要槽の詳細図面を始め、工程内のプルトニウム（Pu）量やその分布、各工程の運転方法、計量方法等に関する情報を提供し、IAEA保障措置の円滑な実施に貢献しています。

また、継続的に設計情報を確認するための手順書が査察側との協議を踏まえ確立されました。この手順書を履行することにより、核物質の転用を可能にするような未

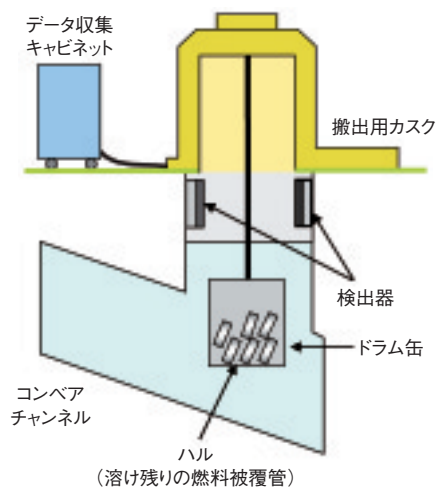


図8-6 ハルの測定・監視システムの全体概要図

本システムは制御部（コンピュータ等）と測定部（中性子検出器等）から構成されており、ドラム缶内のPu及びU量は、ドラム缶内の ^{244}Cm の自発核分裂中性子を測定し、燃焼計算コードにより計算された $^{244}\text{Cm}/\text{Pu}$ 及び $^{244}\text{Cm}/\text{U}$ の比を用い算出されます。

申告の設計変更がなされていないことが確認でき、申告の正当性に対する保証が強化されました。

(2) 保障措置上重要な槽の検証に関する信頼性の改良

保障措置上重要なPu製品を計量又は貯蔵する槽の液量などを監視する既存システムに、不正改ざん検知機能と査察側による検証機能を付加し、更に保障措置上重要な入量計量槽を追加した溶液測定・監視システムを開発しました（図8-5）。本システムにより、査察側が独自にPu溶液の容量を測定でき、更に不正な溶液変動がないことをモニタリングすることが可能になり、Pu溶液の取扱いに関する更なる透明性の向上が図られました。

(3) 廃棄物検証方法の確立

使用済燃料を溶解した際に溶け残る燃料被覆管（ハル）に付着する微量核物質を測定するための非立会型非破壊測定システムを米国ロスアラモス国立研究所と共同で開発しました（図8-6）。本システムにより、廃棄物に対する計量査察が可能となったことから、TRPの受払間差異（SRD：核燃料物質量の原子炉とTRPデータとの差）の要因の一つを明確にできたとともに非立会システムであるため査察の効率化にもなりました。

(4) 核物質計量に関する改善

SRDの要因を調査し、使用済燃料の核的損耗量（放射性崩壊によるPu量の減少）や高放射性廃液中の不溶解残渣に含まれる微量核物質の分析方法の確立などの再評価により、SRDを改善しました。この改善を通じて計量管理の精度の向上が図られました。

●参考文献

Onizawa, T. et al., Safeguards Improvement for the Tokai Reprocessing Plant (TRP), Symposium on International Safeguards: Addressing Verification Challenges, (IAEA-CN-148), Vienna, Austria, 2006, p.203-205.

合理的なバックエンド対策の実施に向けて

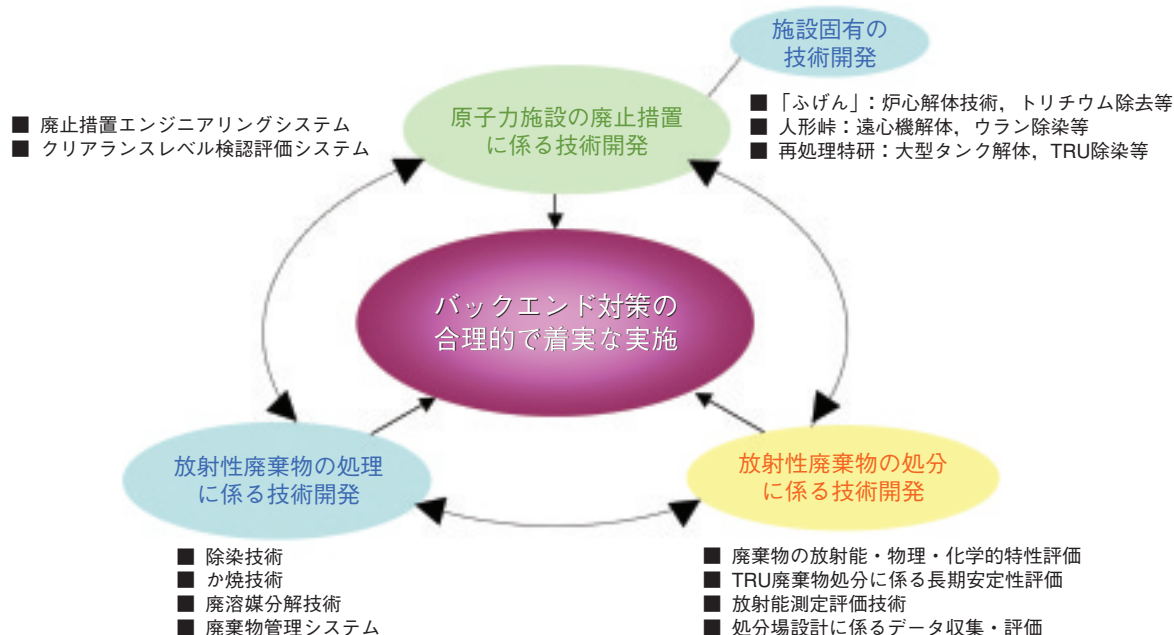


図9-1 原子力施設の廃止措置及び放射性廃棄物処理処分に係る技術開発

不要となった原子力施設の廃止措置を行い、放射性廃棄物を処理処分することは、原子力施設設置者及び放射性廃棄物発生者としての責務です。これらの実施には多くの費用が必要となるため、安全を確保した上で経済的にバックエンド対策（廃止措置及び廃棄物の処理処分）の実施が可能となる技術が求められています。

私たちは、図9-1に示すようにバックエンド対策に必要な技術を抽出し、第一期中期計画期間を基盤の整備段階と位置づけ、種々の技術開発を進めています。

2006年度の主要な進捗状況は以下のとおりです。

原子力施設の廃止措置に係る技術開発

これまでに様々な施設の解体・廃止措置を通じて、切断、遠隔操作、解体廃棄物管理などに係る様々な経験やデータが蓄積されています。これらを有効に使って、廃止措置計画の検討を支援する廃止措置エンジニアリングシステム、また、クリアランス計画の検討を支援するクリアランスレベル検認評価システムの開発を進めています。クリアランスレベル検認評価システムの開発に関しては、プロトタイプシステムを作成するとともに関連するデータ収集等を進めました。

また、廃止措置の準備や解体作業が進められている施設では、それぞれの施設に合わせた解体技術の開発を進めています。このうち、「ふげん」においては、アブレイシブウォータージェットを用いた炉心部の解体工法について、切断性能等に関する試験を行いました（トピックス9-1）。一方、人形峠のウラン関連施設、再処理特別研究棟については、それぞれ遠心分離機の解体技術、

TRU核種で汚染したタンクの撤去技術に関する試験を進めました。

放射性廃棄物の処理に係る技術開発

廃棄物処理技術については、処理の合理化を目指して種々の技術開発を進めています。このうち、か焼技術の開発では、アルミニウム等の溶融・酸化処理、低沸点金属による煙道閉塞、放射性核種の移行挙動等実用化に向けた基礎データを取得しました。また、実廃溶媒を用いた有機廃液の分解処理試験を開始しました。

廃棄物管理システムについては、引き続き放射能データの収集・整備を行うとともに、入力情報、廃棄体確認に必要となる管理情報、出力機能等の検討を進めました。

放射性廃棄物の処分に係る技術開発

廃棄物処分技術については、RI・研究所等廃棄物を中心に、廃棄物、廃棄体に係る放射能・物理・化学的特性評価を行うとともに、安全評価上の重要核種の選定評価を進めました。また、TRU廃棄物処分を対象に、核種移行に及ぼすセメントや硝酸塩の影響評価、処分システムの長期安定性評価等を進めるとともに、核種移行データベースの充実を図っています。

一方、廃棄体確認に必要となる放射能測定評価技術の開発では、多重 γ 線測定装置を用いた γ 線核種の簡易・迅速測定法を完成しました。また、コンクリート廃棄物をクリアランスする際に必要となるトリチウムの簡易測定法の開発を進めました（トピックス9-2）。

9-1 熱影響が少なく狭隘構造にも適用可能な切断技術 —アブレイシブウォータージェットによる炉内構造物の解体—

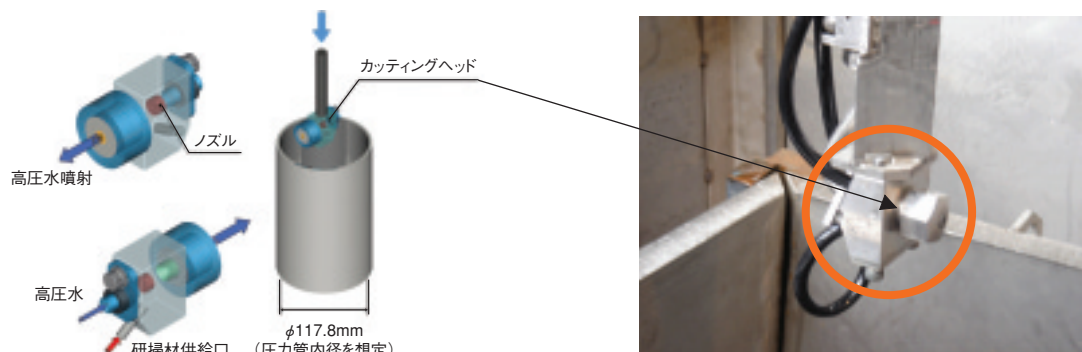


図9-2 小型アブレイシブウォータージェットの切断ヘッド



図9-3 切断状況(圧力管, カランドリア管の二重管構造同時切断)

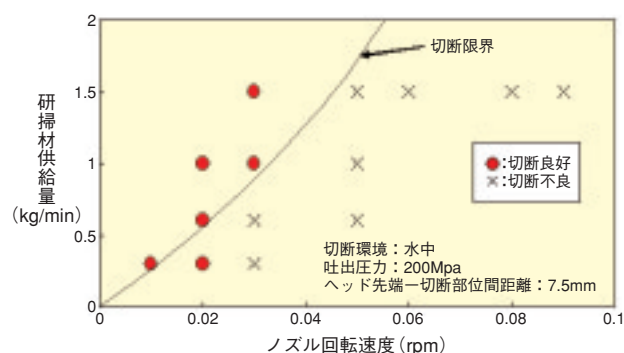


図9-4 ノズル回転速度と研掃材供給量の関係（厚肉二重管構造の例）

原子炉施設の解体において考慮すべき事項の一つに、放射性物質の拡散を防ぐこと（汚染拡大防止）があります。施設の解体のために構造物を切断すると、材料が熱によって蒸発したり溶けたりしてヒュームやドロス等が発生することがあります。一般構造物であれば特に問題はないのですが、原子力施設の構造物の場合には、ヒューム等に放射性物質が含まれる可能性があるため、できるだけそれらの発生を少ない切断方法を選択する必要があります。また、施設の解体時には、配管等が入り組んだ複雑で狭隘な構造物が対象となる場合もあることから、それに適用可能な切断方法である必要があります。

以上のことを考慮し、「ふげん」原子炉構造物の切断方法として、比較的小型の切断ヘッドが小型であるアブレイシブウォータージェット（AWJ）を候補の一つとして挙げました。AWJは、高圧（200～400MPa）の水を鉬石等の砥粒（研掃材）とともに噴射させ、水及び研掃材の持つ運動エネルギーにより材料を切断する技術であり、熱の発生が少ない方法です。

「ふげん」原子炉構造物は、燃料を内包する管（圧力管等）が林立した狭隘な構造であることから、それらの

炉内構造物の解体においては、管内から切断を行う必要があります。このため、圧力管内に挿入可能な切断ヘッドを開発し（図9-2）、「ふげん」の炉心に最適な切断条件を試験によって求めました。試験では、「ふげん」の炉内構造物である圧力管とカランドリア管の二重管構造を模擬した試験体を用いて、実解体を想定した水中環境下で切断を行いました。

この結果、ドロス等が発生させることなく、二重管構造(内管及び外管)を同時に切断可能であること(図9-3)、また、使用する研掃材の量とノズル回転速度（切断速度）の関係は、高圧水と研掃材の間の運動量保存及び構造物材に与える研掃材の運動エネルギーを考慮することによって表現でき、最適な研掃材供給量や切断限界速度の予測が可能であることを確認できました（図9-4）。

今後、役目を終えて廃止措置を迎える原子炉施設が順次出てくると思われますが、それらの施設の廃止措置における機器や構造物の切断にも有効な技術であり、AWJを用いた解体工法の検討に有用なデータを取得することができました。

●参考文献

Nakamura, Y. et al., Applicability Examination and Evaluation of Reactor Dismantlement Technology in the Fugen -Examination of Double Tubes Cutting by Abrasive Water Jet-, Proceedings of 14th International Conference on Nuclear Engineering (ICONE14), Miami, USA, 2006, ICONE14-89380, in CD-ROM.

9-2 コンクリート中の低濃度トリチウムを測定する ートリチウム汚染物のクリアランス検認のためにー

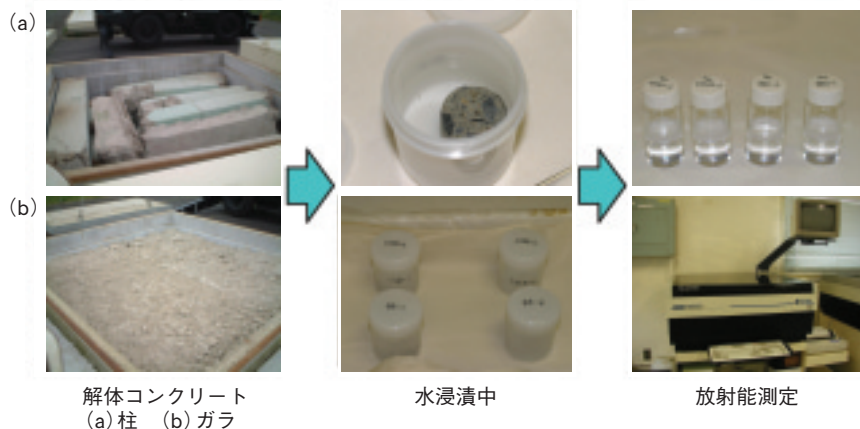


図 9-5 JRR-3改造に伴って発生したコンクリート中のトリチウム濃度測定の流れ

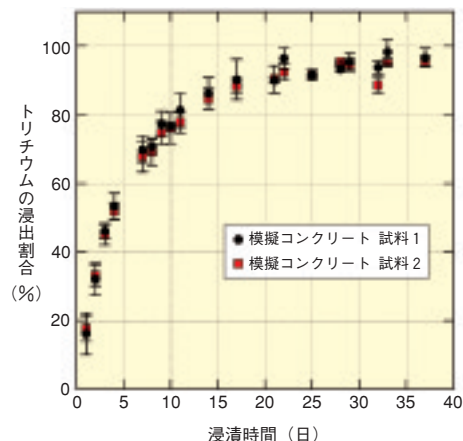


図 9-6 コンクリート中のトリチウムの浸漬水への浸出

原子力施設の廃止措置では大量のコンクリート等の廃棄物が発生しますが、これらの中には放射能による汚染のない廃棄物や放射性物質として扱う必要のないレベル（クリアランスレベル）の廃棄物が含まれます。しかし、クリアランスレベルの廃棄物は放射能濃度がクリアランスレベル以下であることを確認（クリアランス検認）しない場合は放射性廃棄物として扱われます。そこで、放射性廃棄物発生量の低減や資源有効利用の観点から、整備されたクリアランス制度に基づいて合理的な対策をとることが望まれています。

運転履歴や解体時の放射能測定の結果から、クリアランスレベル以下であると推測される廃棄物として、原子力科学研究所にはJRR-3の改造工事に伴い発生したコンクリート等があります。特に、JRR-3は重水減速冷却型の原子炉であったため、重水の中性子捕獲により生成したトリチウムによる汚染の可能性が問題となるコンクリートが約4,000 t 存在します。このコンクリートのクリアランスには、トリチウム濃度がクリアランスレベル以下であることを確認する必要があります。

トリチウムは低エネルギー β 線放出核種であり、外部放射線測定ができないので、クリアランス検認では代表試料を分析して全体のトリチウム濃度を確認することになります。このため検認に必要な試料数が膨大な数になることから、一度に多数の試料を分析可能な水浸漬法（水に試料を漬け、試料中のトリチウムを浸漬水中へ浸出させる方法）により濃度測定を行うこととしました

（図 9-5）。また、トリチウムは試料の粉碎や調製により一部が飛散してしまうおそれがあるため、粉碎工程を省き、ある程度の大きさを持つ塊状試料を分析することにより、表面からのトリチウム損失をできるだけ小さくすることとしました。

今までに報告されている水浸漬法によるトリチウムの分析では、粉碎試料や数g程度の塊状試料が用いられていました。試料の形態や大きさが異なると、トリチウムの浸出挙動が異なります。そこで、約50gの模擬コンクリート試料を2種類（各5個）作製し、浸漬時間に対するトリチウムの浸出割合の変化を評価しました（図 9-6）。

その結果、100mlの水に約30日浸漬することでコンクリート中の約95%のトリチウムが浸漬水中へ浸出することが分かりました。この浸漬時間と浸出割合を用いてJRR-3の解体コンクリートを水浸漬法で分析した結果は、高温でトリチウムをコンクリートから分離する加熱法により分析した結果と良く一致しました。この結果から、コンクリート中のクリアランスレベルのトリチウム濃度測定法として水浸漬法が有効であることを明らかにしました。また、浸漬水0.5mlを採取して20分間放射能測定を行った場合の検出限界値は約0.5Bq/gであり、トリチウムのクリアランスレベルを2桁以上下回ることも分かりました。このことから、水浸漬法によりJRR-3の解体コンクリートのクリアランス検認が十分行えることを示すことができました。

●参考文献

藤原亜佐子ほか、コンクリート中のクリアランスレベルのトリチウム濃度測定法、日本原子力学会和文論文誌, vol.6, no.1, 2007, p.58-64.

計算科学手法による原子力研究

— 原子力分野の難問を解決するための新しい研究手法確立を目指して —

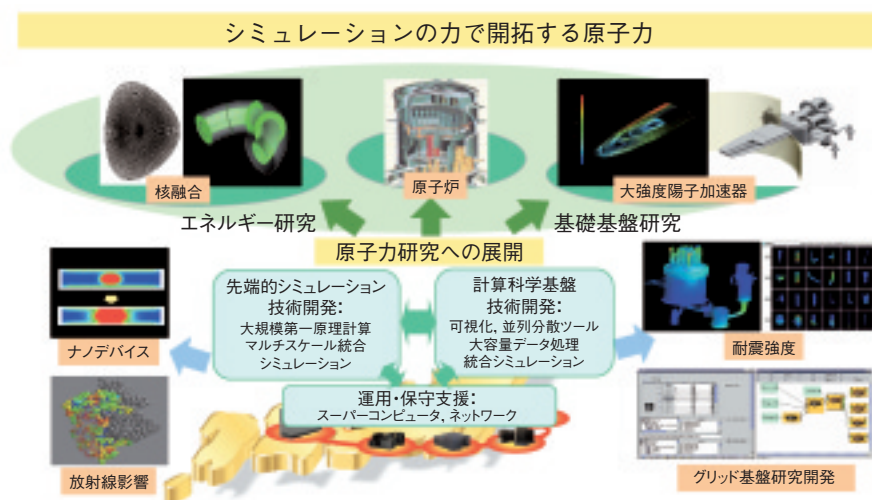


図10-1 システム計算科学センターのミッション及び研究開発の方向性

運用・保守支援、計算科学基盤技術開発、先進的シミュレーション技術開発の三位一体の運営を行い、原子力研究開発を支援する一方、新たな研究開発のあり方も提案しています。

1980年代にスーパーコンピュータが現れると、原子力分野ではそれを真っ先に研究のツールとして使い始めました。原子力分野では予算や環境等の制約により実験が困難な場合も多く、計算機によるシミュレーションは、従来の研究手法に代わる画期的ツールになりうると考えられたからです。登場した当時、その計算能力は現在のパソコンよりも劣るものでしたが、その後の発達は目覚しく、現在では数千台以上のプロセッサを並列で動作させ、極めて大規模な計算を行うことが可能になっています。現在、原子力機構のシステム計算科学センターでは、この大規模計算を効率良く実行するための計算環境を第一線の研究者に提供すべく、スーパーコンピュータを始めとしてその周辺機器及びネットワーク環境等の運用・保守支援を行っています。また、将来の原子力分野の計算科学研究を支えるため、拠点に分散した計算機を有効に活用するための並列分散基盤ソフトウェア等の計算科学基盤技術開発を行う一方、巨大な並列計算能力を背景にした新しい原子力シミュレーションを開拓する先進的シミュレーション技術開発研究も行っています。今後、研究開発体制を最新の計算科学技術により高度化し、革新的な原子力科学研究を進めるためには、これまでの経験から、こうした三位一体（運用・保守支援、計算科学基盤技術開発、先進的シミュレーション技術開発）の計算科学の推進をバランス良く行っていくことが重要です。図10-1は、こうした研究開発推進の方向性を模式的に示した図であり、これまでの研究開発によって原子力分野に強いインパクトを与えられるような成果が得られてきました。以下では、最近の代表的な成果について紹介いたします。

まず、計算科学基盤技術開発においては、日本の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）計画に参画することにより、総計算機資源57 TFLOPS（1 TFLOPSは1秒間に1兆回の演算が行えることを意味します）を超える仮想研究環境を実現しました。現在は、この環境を活用し、原子力研究開発において重要課題である耐震強度やナノデバイスの開発、人体への放射線の影響などをターゲットとした研究を進めています。特に、耐震強度では、プラント全体を丸ごとシミュレーションすることを目標に三次元仮想振動台を試作し、部品数2,000点規模の問題で検証するまでに至っています。こうした研究が進展し、原子力プラントが仮想空間で自在に構築可能となれば、原子力施設の設計期間や費用が大幅に削減できる日が来るかもしれません。

次に、先進的シミュレーション技術開発研究の成果ですが、原子炉材料のシミュレーションにおいて、最近の計算能力の大幅な拡大によって、材料を原子レベルからシミュレーションし、その強度を解析できるまでに至っています。まだ扱える原子数は100個程度ですが、材料内で不純物原子等が集まることにより弱くなりやすい結晶粒界という部分に応力を加え、粒界が破断に至る過程の第一原理計算ができるようになりました。シミュレーションでは、粒界の原子組成を変え、何度でも解析して、どのような原子がどれだけ粒界に集まると、どれだけ脆くなるかを高精度に調べることができます。こうしたシミュレーションが更に発展すると、多くの労力と年月を要する実験研究が代替できるだけでなく、強固な材料を作るための物質設計がシミュレーションにより可能になると考えられます。

このように、私たちは原子力研究のあり方を大きく変えうる潜在力を持つ計算科学技術研究を、今後も一層加速させていきます。

10-1 複雑なき裂形状をシミュレーションで再現する ー大規模計算による応力腐食割れ形状のシミュレーションー

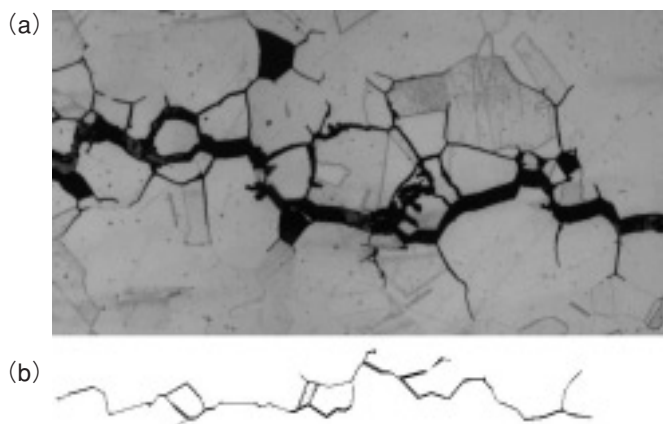


図10-2 応力腐食割れに特徴的な複雑なき裂形状
応力腐食割れでは金属材料の結晶粒の隙間をき裂が進展することで複雑なき裂形状が観察されます。(a)は実際の材料で発生したき裂、(b)はシミュレーションにより再現したき裂の形状です。

原子炉内部では中性子照射と高温の冷却水という条件により、通常はき裂が発生しない金属材料でもき裂が発生することがあり、この現象は「応力腐食割れ」と呼ばれています。材料に引張り応力がかかっていて、かつ材料が酸化環境にさらされている場合にのみ起こることからその名で呼ばれていますが、応力と酸化がどのように関連しているのか具体的なメカニズムはまだ分かっていません。この応力腐食割れの進行度を見積もることが安全上非常に重要な課題となっており、現在は実機と同様の高温の水にさらされた環境で材料を引っ張る実験を行い、そのデータから引っ張る強さとき裂の進む速度を測定することで実機での将来数十年でのき裂進展の進行度が予測されています。もし応力腐食割れの具体的なメカニズムがはっきりすれば、このようなき裂進展の予測を理論的に裏付けることができるため、現在多くの研究者がその解明を目標として研究しています。

応力腐食割れの特徴の一つとして、図10-2に見られるような複雑なき裂形状が挙げられます。一般的に金属材料は、0.05mm程度の小さい結晶粒が多数集まった構造になっていて、応力腐食割れではこの結晶粒の隙間に沿ってき裂が進展していくため、折れ曲がった複雑なき裂の形状が観察されます。また、き裂が多くの場所で分岐しているのも大きな特徴です。実験では断面を観察して二次元の形状を見ることしかできないため、実際に三次元でき裂がどのような形状になっているか分かりませ

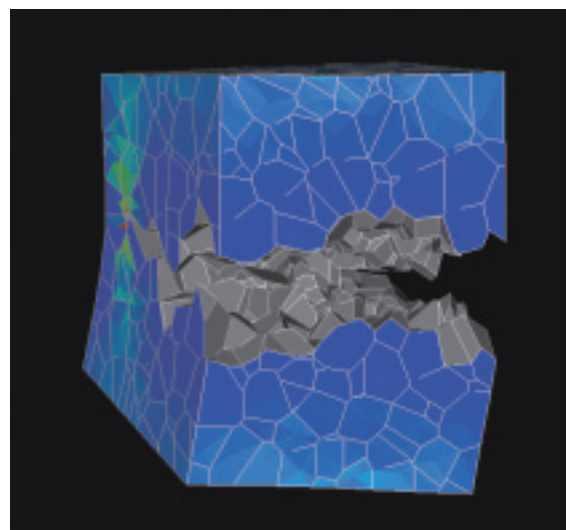


図10-3 き裂形状を再現するための三次元モデル
モデルの三次元画像で、色はその場所での引張り応力の強さを示しています。き裂の開きは100倍に強調して表示してあります。

ん。したがって、き裂の先端に働いている応力を正確に見積もることが困難となります。このような複雑なき裂形状をコンピュータ上に再現できるモデルを作ることができれば、複雑な形ができる原因を明らかにするとともに、実験では見えない三次元のき裂形状を知ること、実際の応力腐食割れで何が起っているのかを知る手がかりとなります。

本研究では金属材料の結晶粒をモデル化し、大規模計算によって1万個の結晶粒の集合から成る金属材料モデルのき裂先端での引張り応力を計算することで、き裂の進展シミュレーションを行いました(図10-3)。計算においては、一番引張り応力が強い結晶粒の隙間にき裂が進展するという非常に単純化したモデルを用いたにもかかわらず、その結果得られたき裂の形状は現実に観察される形状を非常に良く再現したものになりました。特に実験で観察されるき裂分岐は、直感的な解釈では応力のみで説明することが難しいため、従来は腐食の効果が大きいとする考えが一般的でした。しかし本研究では実験では見えないき裂の三次元での振る舞いに注目し、き裂が上下左右に複雑に進展することが原因で単純な応力モデルを用いても分岐を含む複雑なき裂形状を再現できることを示しました。人間の頭では直感的に考えるのが難しい三次元の複雑な形状の問題を計算機シミュレーションで評価する可能性を示す良事例といえます。

●参考文献

Itakura, M. et al., Branching Mechanism of Intergranular Crack Propagation in Three Dimensions, Physical Review E, vol.71, 2005, p.055102-1-055102-4.

10-2 原子力プラントの揺れをとらえる

—スケールが大きく異なる波長を同時に扱うための振動解析技術—

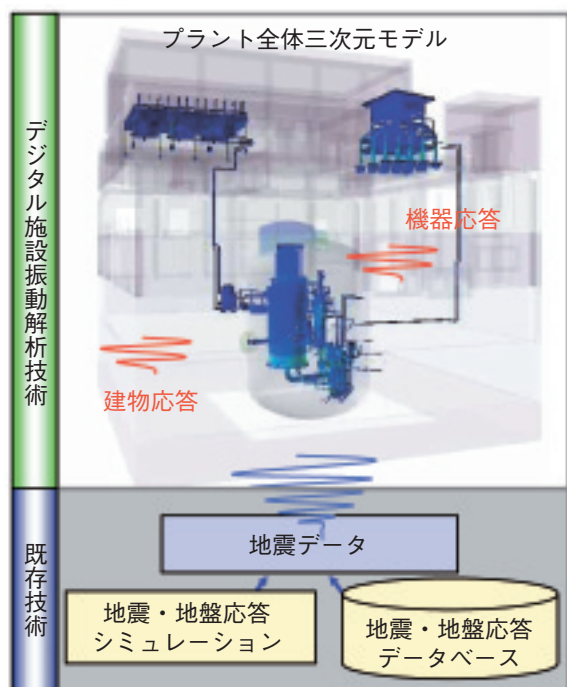


図10-4 3次元仮想振動台

計算機内にプラント全体の数値モデルを作成し、プラントに生じる様々な事象の再現を可能とする技術の開発に取り組んでいます。

原子力プラントの安全保守性を従来以上の高い信頼性で検証するための研究開発は、極めて重要な課題として産業界と連携し社団法人日本原子力学会の特別委員会での検討を進めています。本来、課題解決のためには、実際の原子炉やプラントを用いた実環境・実条件下における保全管理実験や経年運転検証実験が必要となります。しかし、これらの実施には膨大なコストと長い年月、そして時には高い危険性を伴います。そこで、私たちは、計算科学技術を活用した安全かつ効率的な原子力施設の保全性評価の試みを開始しました。その第一歩として、震動台では扱えない原子力発電プラント全体規模の三次元振動シミュレーションに関する研究開発に取り組んでいます。「3次元仮想振動台」と呼ばれるこの技術は、計算機内にプラント全体の三次元モデルをデジタル化し、地震や地盤応答に関する既存技術と組み合わせることで、プラントに生じる様々な事象を再現しようとするものです（図10-4）。この3次元仮想振動台を実現するために不可欠な技術の一つとして、振動解析における複雑な構造物の共振を精度良く計算することが挙げられます。

共振とは、地震などによる振動エネルギーが構造物内を波として伝播するとき、接合部などの不連続な箇所

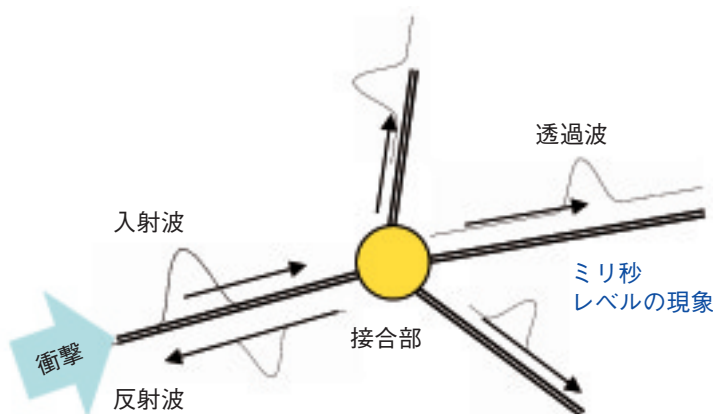


図10-5 接合部における波の反射と透過

接合部などの不連続な箇所が発生する波の反射や透過の繰り返し、構造物の振動現象につながります。これらの波のシミュレーションを可能とすることが、振動の低減策や防止策につながります。

波の反射や透過が発生し、この現象が多数の接合部で繰り返されることで、エネルギーが揺れやすい箇所に集中し、揺れが増幅していく現象です（図10-5）。共振は、構造物の全体的な揺れから部材の一部の局所的な揺れまでの広い範囲で生じ、最悪の場合、構造物は数秒で倒壊に至ることがあります。本研究では、計算科学により共振状態を分析し、複雑な構造物の共振を低減するための根拠を明らかにすることで、原子力施設の安全性を向上することを目的としました。

従来の計算科学におけるシミュレーションでは、全体的な揺れは扱えましたが、反射してくる波をうまく扱えなかったため局所的な揺れを十分な精度で評価することができませんでした。そこで、全体から局部までの揺れを扱う波動伝播シミュレーション手法の確立に取り組みました。配管系構造物を対象とし、提案手法を適用したところ、全体的な揺れとともに、従来は扱えなかった局所的な揺れを扱うことが可能となり、原子力施設を構成する実構造物への適用の可能性を見いだすことができました。これにより、複雑な構造物の共振を精度良く計算することが可能となり、また、共振を低減するための根拠を明らかにすることが可能となりました。

●参考文献

Nishida, A., Wave Propagation Properties of Frame Structures-Formulation for Three-Dimensional Frame Structures-, JSME International Journal Series B, vol.49, no.2, 2006, p.360-367.

10-3 DNAのねじれやすさを測定する

—DNA力学定数の測定における構造変化のカップリングと外力の影響—

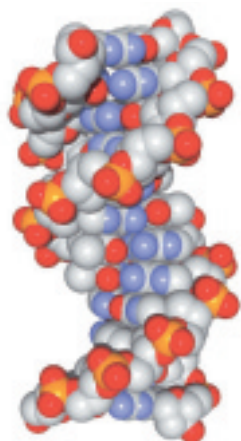


図10-6 DNAの立体構造

DNAには、大きく分けて3種類の構造（A型、B型、Z型）があります。細胞の中では、通常、この図で示したようなB型の構造をとっています。図中のDNAは、12個の塩基対で構成されています（長さ約4 nm）。ヒトの体細胞1個は、約60億個の塩基対を持っていると考えられており、これは、約2 mの長さに相当します。

DNAは、地球上のほぼすべての生物において遺伝情報を担う直径約2 nmのひも状の物質です。細胞中の様々な構造の中で、DNAは最も長いものであり、例えば、ヒトの体細胞1個に含まれるDNAをすべてつなぎ合わせると約2 mにもなるといわれています。このような長いDNAが、直径約10 μ mの細胞核の中に折りたたまれて収納されていることは、驚異的です。

私たちは、DNAの立体構造の研究を行っています（図10-6）。DNAの研究というと、遺伝情報の研究と思われるがちですが、DNAの折りたたみの問題を考える場合、DNAを物としてとらえ、その性質（物性）を知らなければなりません。

DNAの物性が重要なのは、折りたたみの場合だけではありません。細胞が様々な活動をする際には、DNA上の遺伝情報の読み出しが行われます。その際、DNAは、曲げやねじれ等の物理的な作用を受けます。そのような作用に対するDNAの反応が、遺伝情報の読み出しの制御に関係することが分かってきています。そのため、生命活動を理解するためにも、DNAの物性を知る必要があります。

DNAの曲がりやすさ・ねじれやすさ等を表す力学定数は、DNAの物性を表す最も基礎的なデータです。これらの力学定数の測定は、長年にわたり、様々な実験によって行われてきましたが、いまだにコンセンサスが得られていない部分もあります。

近年、光ピンセットを用いた生体分子1分子の操作・観測が頻繁に行われています（図10-7）。これは、分子に直径1 μ m程度の大きさのビーズ球を取り付け、その

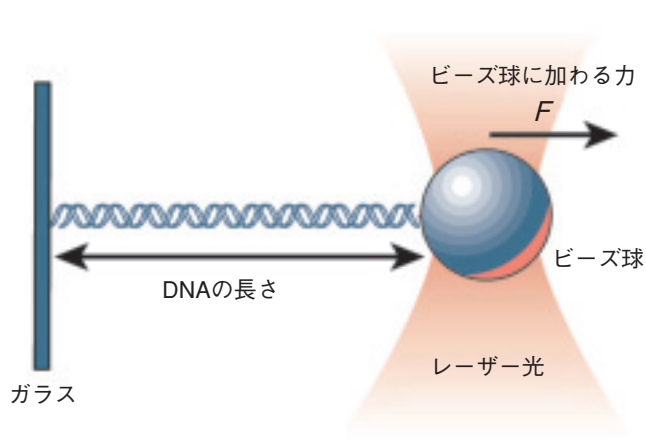


図10-7 光ピンセットによるDNA 1分子観測の例

DNAが左側のガラス面と右側のビーズ球に接着されています。レーザー光によって、ビーズ球に右向きの力が加えられ、それによってDNAが引っ張られています。

ビーズ球にレーザー光を当て、ビーズ球を動かすことで、分子に力を加えたり、また、ビーズ球の位置を観測することで、分子の位置を測定する技術です。この実験は、光学顕微鏡のもとで行われます。

光ピンセットによるDNAの観測によって、DNAの正確な力学定数が得られると期待されています。実際、曲げの力学定数については、他の多くの実験で得られた値と矛盾がありません。ところが、DNAのねじれの力学定数は、今までの実験から得られてきた値とは、大きく食い違っています。

私たちは、この食い違いの理由を、計算機シミュレーションによって、明らかにしようとしていました。そのために、光ピンセットによるDNAの観測実験と同様に、DNAの両端を引っ張りながら、シミュレーションを行いました。その結果、DNAに張力が加えられた状態では、DNAの持つ構造特性のために、ねじれ定数が大きく見積もられてしまうことが分かりました。その特性とは、曲がると同時にねじれたり（曲げとねじれのカップリング）、ねじれると同時に伸びたり縮んだりする（ねじれと伸縮のカップリング）DNAの性質のことで、近年明らかになってきています。実際、DNAに張力を加えない状態でシミュレーションを行い、ねじれ定数の計測を行うと、今までの実験と矛盾しない結果が得られました。このようにして、光ピンセットで計測されたねじれ定数が、今までの実験で得られたものと食い違う理由が、明らかになりました。

●参考文献

Matsumoto, A. et al., Predicted Effects of Local Conformational Coupling and External Restraints on the Torsional Properties of Single DNA Molecules, Multiscale Modeling and Simulation, vol.5, issue 4, 2006, p.1227-1247.

10-4 ナノ秒の感度で中性子を検出するMgB₂超伝導体 ーシミュレーションと実験で初めて明らかにしたその超高速な応答能力ー

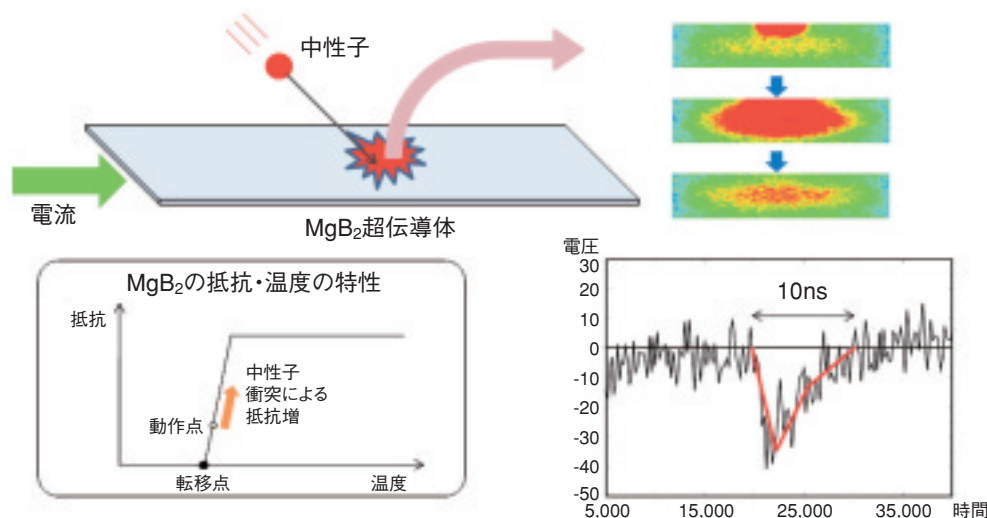


図10-8 MgB₂超伝導体から作られた薄膜に電流を流し（左上図）、薄膜を左下図（抵抗vs.温度）の動作点近くにおきます。このとき、中性子がMgB₂に衝突すると、中性子は超伝導体内の¹⁰Bと核反応を起こし、その熱により超伝導は破壊され（右上図の赤い部分）、一瞬の間、電気抵抗が増大します（左下図）。このとき観測される電圧の時間変化のシミュレーション結果は右下図のようになります。

超伝導とは、超伝導転移温度近くで電気抵抗が急激にゼロになってしまう現象を指しますが、この性質をうまく利用すると極めて高精度な放射線検出器を作ることができます。これは、超伝導転移温度の近くでは、微弱な放射線により発生するわずかな熱さえも大きな電気信号変化（図10-8）となるため、超伝導放射線検出器は原子力分野を始めとして様々な分野において、超高精度検出器として、その発展が多いに期待されています。中でもX線、 γ 線の検出においては既に利用され、宇宙天文学分野では、宇宙の起源や発達過程を推定するための必須の実験ツールとして用いられています。また、最近では、1光子さえも検知できる素子として、未来の量子通信への応用が考えられている他、微量のアクチノイド物質の同定が可能であることを利用し、核物質の超高精度微量分析への応用なども提唱されており、今後もその応用の可能性が広がることは間違いありません。しかしながら、実際の放射線検出のメカニズムについては、冒頭で説明したような簡単な原理だけが提唱されているのみで、十分な理解は進んでいません。そのため、時間やエネルギー分解性能を更に上げ、究極の超高精度検出器を開発するための研究は主として経験則に従って行われています。

私たちは、実験及び開発を行う研究者の理解を助け、超伝導検出器開発に貢献するため、その検出過程をシミュレーションにより予測することを目指しました。プログラム開発に当たり、超伝導転移点近くでの超伝導転移現象を再現する方程式と、放射線が当たった後に発生

する熱の移動と、それに伴い電気信号（例えば電圧といった量）が生じる様子を再現するため、超伝導体の熱伝導方程式、マックスウェル方程式を組み合わせで解くこととしました。こうして、超伝導体に熱が拡散することで超伝導が壊され、その部分で電圧が発生することを検知するシミュレーションが可能になったのです（図10-8）。

その後、このシミュレーション・プログラムを用い、2000年に発見された超伝導体MgB₂を利用した中性子検出についてのシミュレーションを行い、その性能予測を実験に先駆けて行いました。その際、実験研究者から特に求められたのは、中性子が当たった後の電気信号の応答の速さでした。これは応答の速さによっては、検出実験装置を大きく変える必要があるからです。シミュレーションでは、図10-8に示したような電圧のシグナルが得られ、その応答時間はナノ秒程度であることが分かりました。この結果をもとに、JRR-3にて実験を進めたところ、実験結果もほぼ同じ応答時間を示すことが分かりました。こうして、開発したシミュレーションが実験を正しく予測できることが分かりましたが、シミュレーションと実験とで一致した応答時間の速さは従来の中性子検出器の応答時間と比べて遥かに速い値となることも分かりました。現在、更なる実験とシミュレーションが行われていますが、これらの一連の研究結果は、MgB₂超伝導体が極めて優れた高精度中性子検出器になりうることを示しています。

●参考文献

Machida, M. et al., Direct Numerical Simulation on Non-equilibrium Superconducting Dynamics after Neutron Capture in MgB₂ Superconductor, Nuclear Instruments and Methods in Physics Research A, vol.559, issue 2, 2006, p.594-596.

原子力平和利用を支える核不拡散技術開発

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

政策調査研究

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

2006年度は原子力開発・平和利用にどのような核不拡散対応が必要なのか、我が国をモデルとして研究するとともに、これらの成果については、国際フォーラム等を開催して紹介しました。また国への支援として、国際的に議論されている燃料供給保証及び核不拡散強化に関する有識者による会議開催、海外動向調査等、調査・研究を実施しました。

核不拡散技術開発

2006年度は保障措置概念検討、環境試料分析技術開発、透明性向上・核拡散抵抗性（核拡散し難さ）等に関する検討を実施しました。

将来のFBRサイクルシステムの確立に向けて効果的・効率的な保障措置・計量管理が可能となるような先進的保障措置システムの開発を行っており、米国とのGNEP研究協力においても、次世代型の保障措置・核物質防護の共同研究について検討を行いました。

未申告の原子力活動の検知を目的とする保障措置環境試料分析では、1 μ m未満のウラン粒子の検出が可能なフィッシュトラック法の開発及び精度向上に係る技術開発を行いました。

平和利用に関する信頼性向上・透明性向上の技術開発として、「常陽」における遠隔監視技術研究では、情報セキュリティを向上させたシステムへの改造を行い、その実証試験を開始しました。

また、第四世代原子力システム国際フォーラムや、IAEA次世代炉開発プロジェクトの取組みに参画し、将来の核燃料サイクルシステムの核拡散抵抗性評価手法に関する研究を行いました。

非核化支援

世界の核軍縮・非核化に貢献する技術開発として、ロシアの余剰核兵器解体に伴い発生するプルトニウムをMOXバイバック燃料として高速炉で燃焼処分するという方法を提案してきました。1999年から実施している共同研究の成果に基づいて成立性が示された高速炉による処分は、米露間でその有効性が認められ、2006年7月ロシア高速炉（BN600）での先行処分に進むことが示されました。

また、包括的核実験禁止条約（CTBT）関係では、世界各国の放射性核種観測所で得られた試料の詳細分析を東海実験施設で継続実施するとともに、高崎観測所では大気中微粒子捕集・放射性核種観測装置に加え、地下核実験にも対応するため希ガス観測装置を設置しました。高崎観測所に引き続き、2006年度に東海実験施設及び沖縄観測所の技術水準についてCTBT機関準備委員会の認証を受け、これですべての施設がCTBT機関の公認施設として運用を開始しました（図11-1、図11-2）。

核物質管理

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

核物質防護においては、カメラ映像、画像処理装置等で構成する施設敷地内侵入者自動監視システムの性能確認試験を行うなど、核物質防護の強化の一環としての技術開発を行いました。

核物質輸送においてもMOX原料粉等を安全に効率的に輸送するための技術開発を行いました。

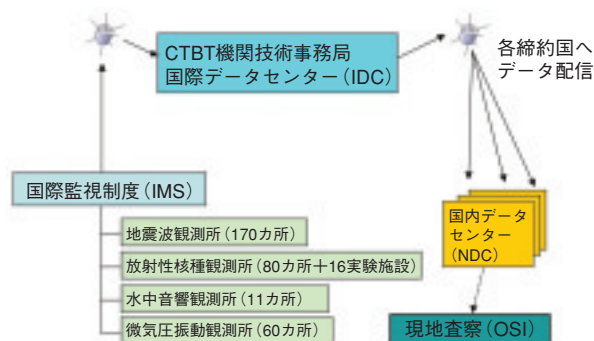


図11-1 包括的核実験禁止条約（CTBT）国際検証体制の仕組み
包括的核実験禁止条約機関準備委員会は、世界中に4種類（地震、放射性核種、水中音波、微気圧振動）の監視観測所網を設置して核爆発実験を国際的に監視する国際監視制度を構築し、すべての締結国に関連情報の提供が可能な検証システムの整備を進めています。



図11-2 CTBT沖縄放射性核種監視観測所の外観
大気中微粒子捕集・放射性核種観測装置の整備を行い、沖縄観測所は2007年2月にCTBT機関の公認施設として認定され運用を開始しました。

11-1 将来の核燃料サイクル施設の保障措置システムを設計する ー保障措置システムシミュレータの開発ー

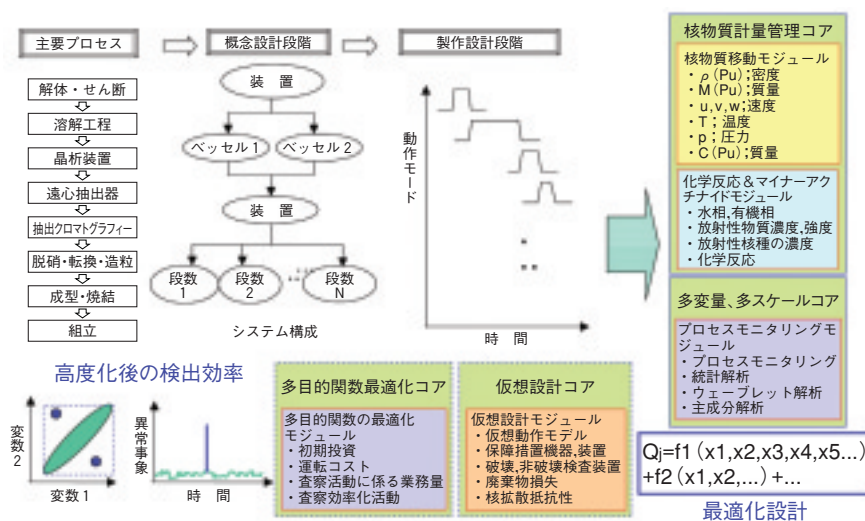


図11-3 保障措置システムシミュレータの全体構造

将来の核燃料サイクル施設を設計する際には、工程の設計、装置の台数等の概念設計、核燃料物質の流れ等の工学設計を行います。このとき、「核物質計量管理コア」によるプルトニウムの測定精度の把握、「多変数・多スケールコア」による異常検知レベルの把握、「多目的関数最適化コア」による適切な計量管理方法の選択、また、「仮想設計コア」による装置の最適化配置等を、施設設計段階から調べるができます。

濃縮から再処理まで含めた一連の核燃料サイクル施設を保有している非核兵器国は我が国だけであり、これは、高度な計量管理・保障措置技術を用いてIAEAの保障措置をフルスコープで受けるとともに、原子力の平和利用と核不拡散を推進してきた努力の賜物です。原子力機構においては、世界的な原子力エネルギー復権の見えるなか、新たな核燃料サイクルシステムが研究されています。

使用済核燃料を再処理して取り出されたプルトニウムが核兵器に転用されていないことを確認する査察では、計量管理を正確かつ迅速に行う必要があります。従来、施設設計が完了し建設が開始される段階になってから、計量管理機器の検討を開始していましたが、国際的な保障措置強化の流れの中で、施設設計完了後に保障措置を検討することは、設計の手戻りや新たな保障措置機器設置等が義務付けられるため、開発コスト増加の一因になっていました。

こうした状況の中で、新たな核燃料サイクル施設に適用すべき先進的保障措置システムの検討が開始されました。これは過去の反省を踏まえ、施設設計段階でプロセスの計量管理特性を調べるとともに、国際的に標準となる保障措置アプローチを構築することにより、設計段階で保障措置システムを組み込むことを目指すものです。この作業に威力を発揮するのが「保障措置システムシミュレータ」であり、その全体構造を図11-3に示します。

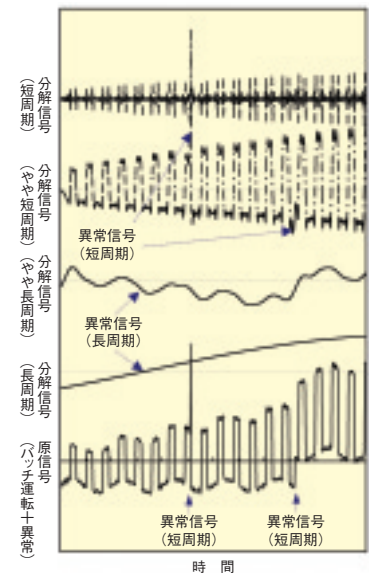


図11-4 異常信号検出

工程内のプロセス信号を監視することにより、異常信号を素早く効率的に見つける手法として、ウェーブレット展開（周波数・時間展開）を用いた方法を開発しました。ウエーブレットの持つ、時間及び周波数情報が、信号成分の分解に有効に作用します。

施設のプロセス工程と各種装置配置・員数等が設計により決まると、これを受けて工程中の施設のプロセス工程と核物質の流れ及びこれに応じた計量測定をモデル化することができます。このとき、本シミュレータの「核物質計量管理コア」を用いることにより、施設の計量管理特性を計算し、予想される核物質の測定誤差等〔在庫差（MUF）〕を明らかにでき、計量方法の有効性の事前検討が可能となります。本コアは、10年以上前に当時の原研が開発したものを、入出力周りの環境を新たに作ることで、シミュレーションコアとして開発整備したものです。

また、プロセス工程全体のシミュレーション結果に、異常信号を重ねし、ウェーブレット展開（ウェーブレット関数を用いた周波数・時間領域での固有関数展開手法）を利用した時間・周波数分解手法を適用しました。この結果、図11-4に示すように、プロセス信号の異常検出を効率的に実施することができ、施設運転時の信号監視方法の事前検討が可能となりました。このために用いるコアは、「多変数・多スケールコア」と称しており、2007年度に新たに開発した機能です。

今後、保障措置機器の最適化、バーチャルエンジニアリング等の機能を開発中で、多種類のコアから構成される保障措置システムシミュレータを用いて、今後の施設設計に反映する予定です。

●参考文献

- Suzuki, M. et al., Development of Safeguards System Simulator, Proceedings of 15th International Conference on Nuclear Engineering (ICONE15), Nagoya, Japan, 2007, ICONE15-10297, in CD-ROM.
- Suzuki, M. et al., Numerical Consideration for Multiscale Statistical Process Control Method Applied to Nuclear Material Accountancy, Journal of Nuclear Science and Technology, vol.43, no.10, 2006, p.1270-1279.

私たちは、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と、全国12箇所の地域に展開した研究開発拠点が連携して、幅広い研究開発を有機的に推進しています。

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

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

敦賀本部

「もんじゅ」は、これまで二次系温度計の交換・撤去工事、ナトリウム漏えい対策工事などの改造工事を行ってきました。本体工事（～2007年5月）に続いて、改造設備の性能・機能を確認する工事確認試験、プラント全体の機能を確認するプラント確認試験を行う予定です。なお、改造工事編に引き続き、「運転等において想定される事故・トラブル事例集（試案）」を作成しました。プラント確認試験以降に想定される事故・トラブル118件について、一件ごとに、その概要、発生後の対応、事前防止対策などを記述しています。「ふげん」は、2006年11月に廃止措置計画の認可申請を行い、原子炉廃止措置研究開発センターに組織を変更し、廃止措置技術の開発を行っていきます。



「もんじゅ」の運転等において想定される事故・トラブル事例集（試案）（<https://www.jaea.go.jp/04/turuga/cases/>）

東海研究開発センター 原子力科学研究所

原子力研究開発のCOEとして、研究炉、タンデム加速器、臨界実験装置、核燃料物質使用施設等の安全・安定な運転を行うとともに、多様な利用ニーズに応えるため、関連の技術開発を実施しています。

技術開発の一例として、研究炉を用いた悪性腫瘍等の治療法としてホウ素中性子捕捉療法の高度化開発を進めていますが、2006年度には座位体位での照射に対応できる患者セッティング技術を確立し、肺がん患者等の治療が可能になりました。その結果、2005年度の12回を上回る34回の照射治療が実施されました。また、放射線計測の信頼性を確保するため、国家標準とトレーサブルな放射線校正場の開発を進めています。放射線校正設備については機構外施設共用を2006年11月より実施しています。



改造15周年を迎えて利用が活発化するJRR-3ビームホール

東海研究開発センター 核燃料サイクル工学研究所

再処理技術開発センターにて「ふげん」使用済燃料（11.7t、うちMOX燃料約2.5t）を用いた再処理試験を実施しました。また、プルトニウム燃料技術開発センターにて「もんじゅ」用低密度ペレットの製造条件等を把握するための試験を実施しました。

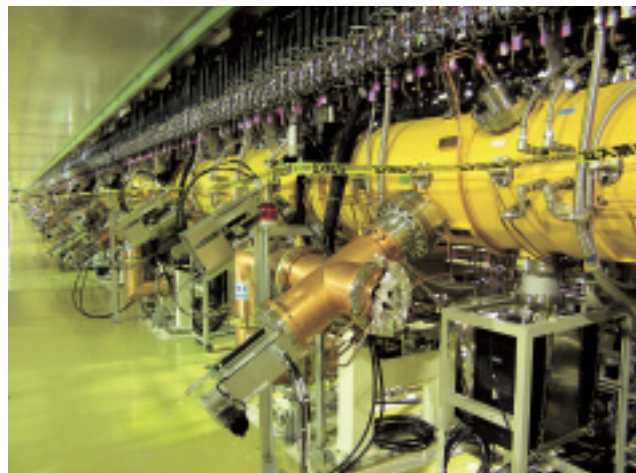
この他、再処理技術開発センターにて2002年3月20日に着工した低放射性廃棄物処理技術開発施設（LWTF）は、2006年9月15日に竣工し、試験運転（コールド試験）を開始しました。



低放射性廃棄物処理技術開発施設（LWTF）

J-PARCセンター

J-PARC（大強度陽子加速器施設）では、3基の加速器の建家建設が竣工し、機器の搬入、試験が進められています。中でも2007年1月24日、最初の加速器であるリニアックで、陽子を発生させて加速し、当初の目標である181MeVまでの加速に成功しました。2007年度中には次の加速器である3 GeVシンクロトロンと50 GeVシンクロトロンでも陽子の加速を行い、2008年10月の施設稼働開始を目指しています。



J-PARCの初段加速器リニアック

大洗研究開発センター

「常陽」と照射後試験施設を用いたFBR用高燃焼度燃料やマイナーアクチニド含有燃料等の開発、FBRの経済性向上等に係るナトリウム試験等、HTTRを用いた安全性実証試験、IS法（高温ガス炉用）やハイブリッド法（高速炉用）による水素製造技術開発を進めました。照射関連では、2011年度の再稼働に向けJMTRの改修が決まりました。また、「常陽」は永年にわたるFBR開発への功績が認められ米国原子力学会からランドマーク賞を受賞しました。更に、大洗わくわく科学館については、入場者数が100万人を突破するとともに地域への原子力を含めた科学教育に貢献しました。



ランドマーク賞認定プレート



永田敬 大洗研究開発センター所長（左側）
Harold F. McFarlane 米国原子力学会会長（中央）
鈴木惣十 高速実験炉部長（右側）

那珂核融合研究所

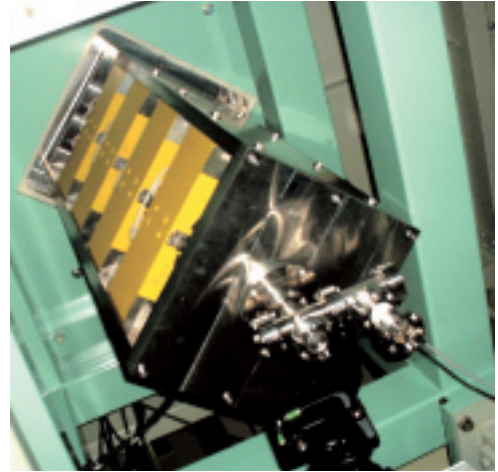
私たちは、核融合研究開発部門と一体となって核融合エネルギーの実用化を目指しています。2006年11月のITER（仏に建設予定）協定締結に続き、2007年2月にはITER計画を補完する幅広いアプローチ協定が欧州との間に締結され、その一環としてJT-60Uの改修計画も緒に就きました。核融合研究開発の最前線を広く紹介するため、地元中学生や全国の高校生（スーパーサイエンスハイスクール等）向けの施設見学会をたびたび実施するとともに、毎年10月には地域の皆さまを対象とした施設公開を行っています。



地域を対象とした一般施設公開

高崎量子応用研究所

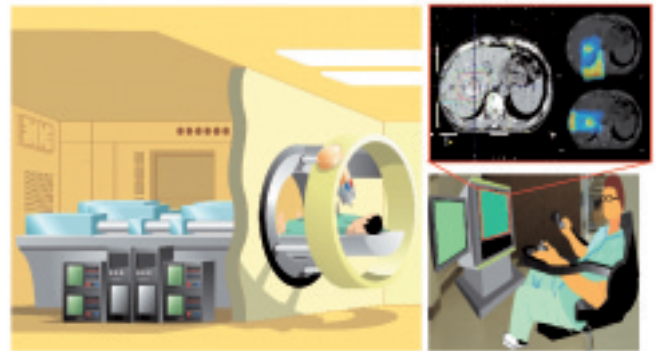
産業への応用を目指した新機能・環境調和材料、バイオ技術、量子ビーム分析の研究開発や材料・機器等の耐放射線性試験のため、4基のイオン加速器から成るイオン照射研究施設（TIARA）と電子・ガンマ線照射施設を機構内外の利用に提供しています。2007年度は、260MeVのネオンで世界で初めて径 $1\mu\text{m}$ 以下のビーム形成を真空中で実現するとともに、プロトンマイクロビーム描画により、深さ／幅比が10以上の三次元構造の製作に成功しました。



数百MeV級重イオンマイクロビーム形成用四重極電磁石

関西光科学研究所

2006年度科学技術振興調整費の「先端融合領域イノベーション創出拠点の形成」プログラムに提案した『光医療産業バレー』拠点創出がフィージビリティスタディとして採択され、けいはんな地域（京都、大阪、奈良の三府県にまたがり、21世紀を担う文化・学術・研究の新しい拠点）の産学連携の拠点として「光医療産業バレー」構築に向けた活動を行いました。2006年度から開始した施設共用においては、大学・企業を含め57件の利用がありました。広報関係では、施設公開を始め、地元自治体行事への協力、サイエンスキャンプ、サイエンスセミナー等を実施しました。科学館においては、来館者20万人達成記念及び開館5周年記念式典を開催するとともに、地元教育局と協力し、やましろサイエンスフェスティバル、教員セミナーを実施しました。



レーザー駆動によるコンパクトな粒子線治療装置（概念図）

幌延深地層研究センター

2006年度は、原子力発電の使用済燃料から回収した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のうち、国の計画に示された深地層の科学的研究（地層科学研究）や主に堆積岩を対象とした地層処分研究開発等を継続するとともに、民間研究機関及び大学等との共同研究を実施しました。

また、地下研究施設の本格的な着工、PR施設の建設なども進めました。PR施設は2007年6月30日に開館し、調査研究及び成果普及に関するコーナーも設置しています。



PR施設内（センターの研究開発を紹介するコーナー）

東濃地科学センター

高レベル放射性廃棄物を安全に処分するための地層処分技術に関する研究開発のうち、主に結晶質岩を対象とした深部地質環境の調査技術などの研究開発、地質環境の長期安定性に関する研究を行っています。

2006年度は、瑞浪超深地層研究所において建設中である二つの立坑の底からボーリング調査などを行い、深度500m程度までの地下の状態を詳しく把握した後、研究坑道の掘削を主立坑200.2m、換気立坑193.6mまで進め、深度200mの水平坑道の掘削を開始しました。なお、瑞浪超深地層研究所は2007年度7月で着工5周年を迎えました。

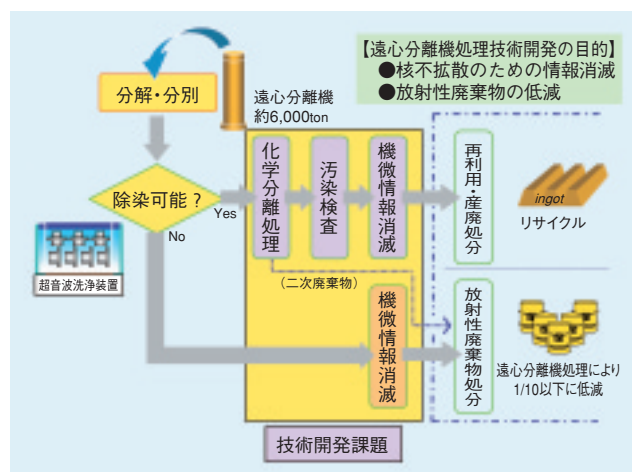


200m予備ステージでの地質観察の様子

人形峠環境技術センター

ウラン濃縮関連施設等の廃止措置技術として、七フッ化ヨウ素ガスによる乾式系統除染技術を開発しました。この技術を原型プラントに適用し、2008年度の終了を目指して、現在系統除染を継続して実施しています。また、使用済遠心分離機の除染技術として希硫酸による湿式化学除染技術の開発を継続して行っています。

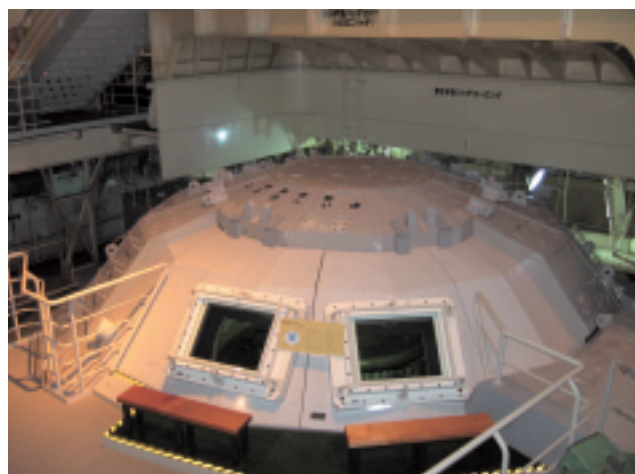
鉱山跡措置関係では、跡措置に必要な地下水理のデータ採取等を実施するとともに、方面捨石堆積場の捨石を原材料の一部として使用する、レンガ加工工場の建設準備を開始しました。



遠心分離機処理技術開発の概要図

青森研究開発センター

2006年度から加速器質量分析装置の施設共用を開始し、過去最高の炭素試料1,094個、ヨウ素試料502個を測定したほか、溶存有機物中C-14測定など分析技術開発を進めました。原子力船「むつ」の原子炉施設の廃止措置では物量調査等を行い、原子力科学研究所の実用燃料試験施設において使用済燃料再処理のための再組立作業を完了し、2006年10月には廃止措置計画の認可を受けました。同年11月に独立行政法人海洋研究開発機構、財団法人日本海洋科学振興財団と共催でむつ海洋環境科学シンポジウムを青森県むつ市で開催し地元への情報発信を行いました。



原子力船「むつ」の原子炉室

12-1 「もんじゅ」改造工事期間の短縮に向けて —「もんじゅ」における一次冷却系単独運転の検討と実施—

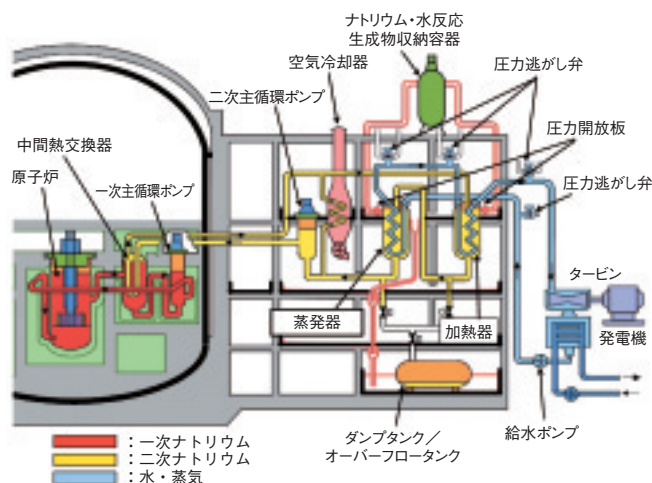


図12-1 「もんじゅ」概要図

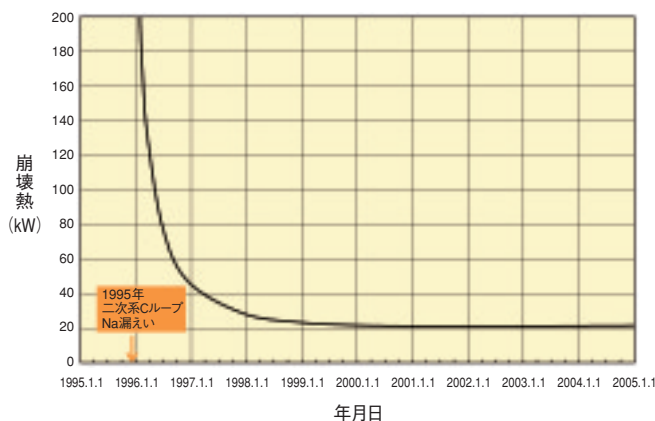


図12-2 ナトリウム漏えい以降の炉心崩壊熱の推移

「もんじゅ」の冷却系は、炉心の熱を取り出す一次冷却系、一次冷却系の熱を水・蒸気系に伝える二次冷却系、そしてタービン・発電機を回すための水蒸気系の三つの冷却系で構成されています(図12-1)。これら三つの冷却系統にはそれぞれ三つのループがあります。

「もんじゅ」では、運転再開に向けた改造工事を2005年3月より開始しました。改造工事の主な内容は以下のとおりです。

1. 二次主冷却系温度計の交換・撤去
2. ナトリウム漏えいに対する改善
3. 蒸発器ブローダウン性能の改善

上記改造工事を始めるに当たり、改造工事期間短縮の検討の一環として、二次系のナトリウムをすべてタンクへ抜き取り、一次系の1ループで炉内のナトリウムを循環させるという一次冷却系単独運転を検討しました。

一次冷却系単独運転の主な実施条件として次の二つが挙げられます。第一の条件は、冷却材であるナトリウムが循環する一次冷却系及び原子炉容器での放散熱が炉心崩壊熱を大きく上回ることであり、第二の条件は、一次系の予熱ヒータで炉内ナトリウム温度を200℃に保つことです。

第一の条件に関しては、一次冷却系での放散熱は約

110～160kWであり、炉心崩壊熱は解析値から21.2kW(図12-2)と算出されたことから、ポンプ入熱等を考慮しても明らかに炉心崩壊熱は放散熱より少ないことが分かりました。ここで、炉心崩壊熱の評価は直接測定する手段がないため、解析コードFPGS90を使用し、放散熱の評価にはHVAC法を用いました。HVAC法とは、換気空調設備の熱交換器出入口温度の試験データから求められる放散熱量に対し、熱交換器がカバーする部屋に対する設計上の比を使って、評価すべき箇所の一次系の放散熱を求めるものです。

第二の条件については、予熱ヒータの効率及び中間熱交換器からの放熱を考慮すると、通常温度設定のままの一次系の予熱ヒータのみで炉内ナトリウム温度を200℃に保つことが容易ではないため、一次冷却系単独運転に關与する換気空調設備による放散熱を抑制し、一次系の予熱ヒータの温度設定を変更することにより、一次系の予熱ヒータ投入量を増加させました。これらの検討及び措置により、一次冷却系単独運転を実施することができました。

一次冷却系単独運転の実施によって、目的であった工期短縮に加え、放散熱の抑制による、発電所内の消費電力量の削減になりました。

●参考文献

Goto, T. et al., One-loop Operation of Primary Heat Transport System in MONJU during Heat Transport System Modifications, Proceedings of 14th International Conference on Nuclear Engineering (ICONE14), Miami, USA, 2006, ICONE14-89242, in CD-ROM.

12-2 超重元素科学を切り拓く重イオンビーム

—高電圧端子内重イオン入射装置の開発—

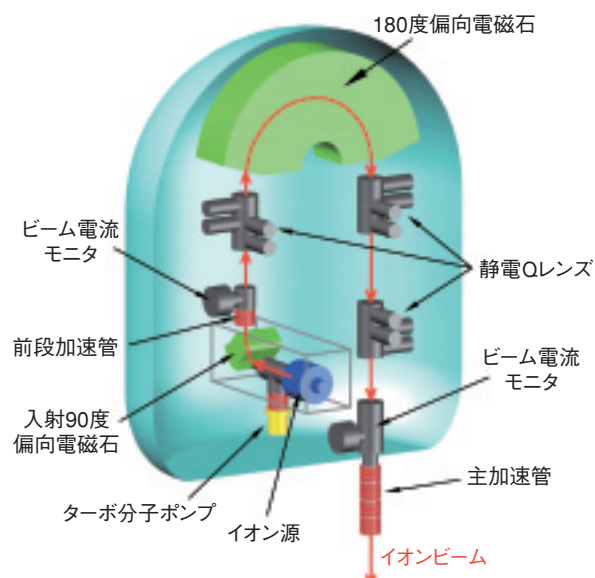


図12-3 高電圧端子内重イオン入射装置のビームライン
タンデム加速方式と両立するように開発した重イオン入射装置です。イオン源から生成されたイオンビームは入射90度偏向電磁石と180度偏向電磁石により折り返して主加速管に導かれ、最大20MVの加速電圧により接地電位に向けて加速されます。

私たちは、タンデム加速器により重イオンを高エネルギーに加速し、標的の原子核と衝突させることで超重元素の合成過程や核構造、合成した超重元素の化学研究を行っています。またイオンビームのエネルギーは原子炉燃料体中での核分裂片エネルギーと同じであるため、それら燃料体の照射研究にも利用されています。超重元素の合成には、その寿命の短さと生成量の少なさのために、照射研究には原子炉内と同等の粒子密度を得るために、高強度の重イオンビームが必要不可欠となります。

タンデム加速器は負イオンを正の高電圧端子に向けて加速し端子内で炭素薄膜により電子を剥ぎ取って正の多価イオンに荷電変換し、再び接地電位に向けて加速することで効率の良い加速を行っています。しかし、荷電変換に炭素薄膜を使用するために薄膜の消耗が激しく、大電流の重イオンビーム加速には適していません。したがって炭素薄膜を用いない加速方式でもビーム提供を可能にするため、高電圧端子内に永久磁石型電子サイクロトロン共鳴（ECR）イオン源を設置し、生成した正の多価イオンを直接接地電位に向けて加速する重イオン入射装置（図12-3）の開発に取り組みました。更に炭素薄膜通過後よりも高い電荷のイオンをECRイオン源により生成することでエネルギー増強も可能となります。

高電圧端子は5.5気圧の加圧絶縁ガスに覆われ、最大20MVの電圧を発生する過酷な環境であるので入射装置には高い耐圧・耐放電性能が必須となります。装置を構成するイオン源やビームライン機器、各種電源、真空排

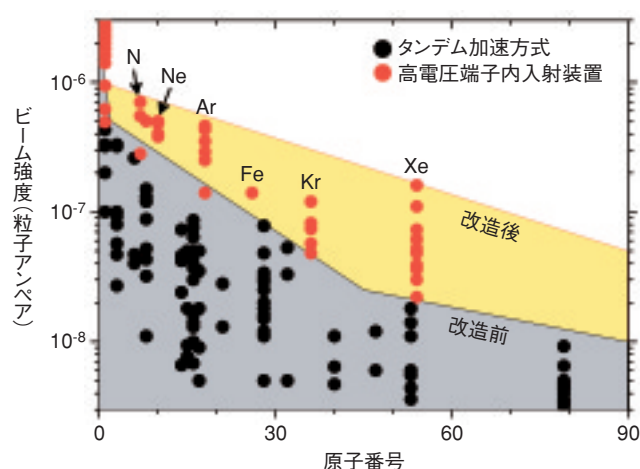


図12-4 重イオン入射装置から加速できるイオン種とビーム強度

丸印は実際に加速されたイオンビームのデータです。縦軸はビーム電流値をイオン電荷で割った値でありイオンビームの数に比例します。新たに希ガスの加速が可能となり、ビーム強度は改造前の約2倍から10倍に増強できています。

気装置は、設置前に加圧環境下での開発試験によって耐圧性能を確保しました。また高電圧の放電による故障や誤作動を防止するために、光ファイバーを用いた新しい制御通信システムの考案や独自の回路設計、厳重なシールドを施した機器配置を行いました。イオン源から希ガスイオンを生成するために希ガスを真空中に導入しますが、希ガスは不活性ガスであるため従来のイオンポンプでは吸着排気できないため、新たにターボ分子ポンプとロータリーポンプも開発しました。加圧環境なのでポンプの排気を加圧ガス中に放出できないため、専用の排気容器に溜め込む機構を考案し、異常が発生した場合でも高真空の保持が可能となっています。

図12-4はこの入射装置から実際に加速されたイオンビームの種類と強度を示しており、希ガスのイオンビームが新たに利用可能となり強度も約2～10倍となりました。Xeイオンでは最高300MeVのエネルギーに達し、50～300MeVの広範な領域で任意のエネルギーのビームが利用できる唯一の加速器となりました。また得られたイオンビームは炭素薄膜との衝突によるエネルギーの広がりやビームの発散が生じないため、タンデム加速方式に比べ格段に品質が向上しました。

ビーム強度の増強により超重元素の合成だけでなく、軽水炉燃料体中での核分裂片であるKr, Xeのエネルギー領域のビームが利用でき、燃料体に与える照射効果の研究により原子炉燃料の高燃焼度化の開発研究などが可能となります。

●参考文献

Matsuda, M. et. al., Rearrangement of In-terminal ECR Ion Source Injector, JAEA-Review 2006-029, 2006, p.14-15.

12-3 発電用原子炉の高燃焼度燃料の挙動解明を目指して —照射済燃料用大気圧水カプセルの設計—

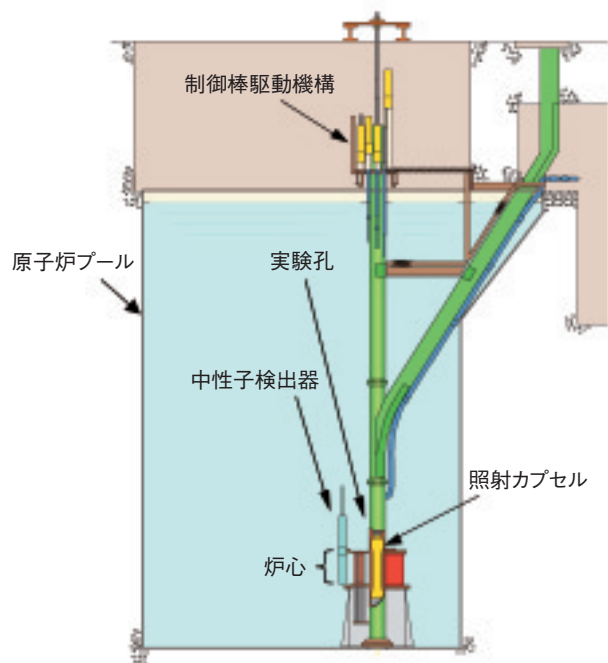


図12-5 NSRR原子炉本体立面図

原子炉プールの底に設置された炉心に照射カプセルを挿入して照射実験を行います。

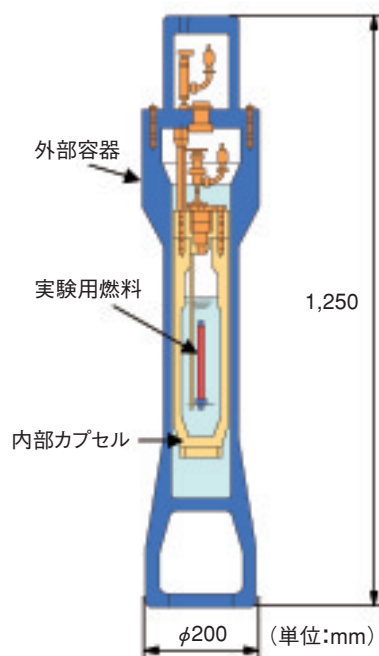


図12-6 X-IV型大気圧水カプセルの概略図

内部カプセルと外部容器からなる二重容器です。内部容器の中に水とともに燃料を装荷します。

NSRR（図12-5）は、反応度事故時の燃料挙動を解明する炉内実験のために建設された原子炉で、1975年6月に初臨界に達しています。NSRR実験は、未照射の原子炉燃料を実験対象として開始され、その成果は発電用原子炉の安全審査に役立てられています。近年、原子炉燃料の使用期間の長期化のために、燃焼の進んだ燃料に関する安全データが求められるようになり、現在は、高燃焼度燃料に関する実験が中心となっています。

NSRRではこれまで、未照射燃料や照射済燃料の実験を進めてくる中で、様々な実験条件にあわせて多くの照射カプセルを開発してきました。現在は18種類の照射カプセルが存在します。そのうち照射済燃料用大気圧水カプセル（X-IV型大気圧水カプセル、図12-6）を2006年に製作しました。

X-IV型大気圧水カプセルは照射済みの実験用燃料を使用することから、破損した実験用燃料からの核分裂生成物の放出を防止しなければなりません。そのため発電用原子炉の压力容器相当の安全性が要求されますが、一方で、実験用燃料への中性子照射量を確保するために、で

きるだけカプセルの肉厚を薄くする必要があります。そこで、X-IV型大気圧水カプセルは、カプセルを内部カプセルと外部容器の二重容器にし、内部カプセルについては燃料付近の肉厚をできるだけ薄くし、より高い応力の発生する上部の肉厚を厚くすることで、万が一にも核分裂生成物がカプセルの外へ放出しないような強度と中性子照射量の確保の両立を図っています。なお、これまで「発電用原子力設備に関する構造等の技術基準（告示501号）」に準じて強度評価を実施してきましたが、今回は最新の技術知見を反映した「日本機械学会 発電用原子力設備規格 設計・建設規格（JSME S NC1-2005）」を準用し、再度強度評価を行い十分な強度を有していることを改めて確認しました。

X-IV型大気圧水カプセルは、現在までも数十体を製作しており、多くの実験に使用された実績があり、その研究成果は原子力発電所の設計や安全審査に反映されています。今後も反応度事故条件下での高燃焼度燃料のより正確な破損挙動の解明に協力するため、炉内実験を進めていきます。

●参考文献

村尾裕之ほか、日本機械学会発電用原子力設備規格に基づくX-IV型大気圧水カプセルの設計、JAEA-Technology 2006-062, 2006, 32p.

12-4 現在・過去・未来の海を正しく予測 ーLAMERを用いた放射性物質海洋拡散シミュレーションー

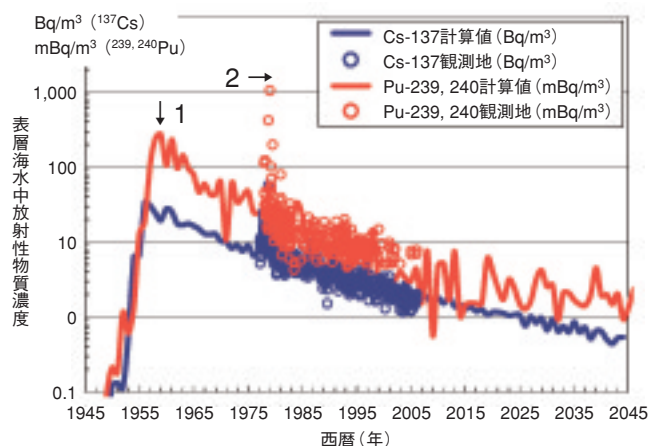


図12-7 東海中で採取された表層海水中セシウム ^{137}Cs 及びプルトニウム239, 240($^{239,240}\text{Pu}$)濃度の経年変化

1945年から100年間の東海中表層海水中 ^{137}Cs (青)及び $^{239,240}\text{Pu}$ (赤)濃度経年変化をLAMERによって計算したものです。線が計算値、○印が私たちによる東海再処理施設周辺での環境モニタリングデータで、これらは良く一致していることが分かります。また、データの無い過去、将来の濃度予測ができます。1は1954年頃のビキニ・エネウェトク環礁での核実験の影響、2は1978年、1980年の中国核実験による局所的影響です。計算値の揺らぎ(特にPu)は、統計的なものであり、現象としてこのようなゆらぎが実際にあるわけではありません。

事故などにより核燃料サイクル施設から液体放射性廃棄物が海洋に放出された場合、放射性物質(^{137}Cs , $^{239,240}\text{Pu}$ 等)がどのように拡散するかを知ることは、施設からのリスクの評価及び将来の地球環境の保護の観点から必要です。私たちは、海洋環境放射能による長期的地球規模リスク評価モデルLAMER (Long-term Assessment Model of Radionuclides in the Oceans)を開発しており、LAMERを構成するモデルの一つである地球規模の広域拡散モデルについて、大気圏内核実験からの ^{137}Cs 及び $^{239,240}\text{Pu}$ フォールアウト(放射性降下物)を用いて検証を行いました。

LAMERは、数時間から数十年の海洋拡散挙動を計算するPartAと、濃縮係数、海産物摂取量、線量換算係数などを考慮して、各地域における海産物摂取によるリスクの評価を行うPartBで構成されます。今回、開発・検証したのはPartAの広域拡散モデルで、核燃料サイクル施設からの液体放射性廃棄物による長期的かつ地球規模での海洋環境影響評価を行うためのものです。広域拡散モデルに要求される仕様としては長期的(数十年間)な地球規模の評価が可能であり、溶解性のCsだけでなく、非溶

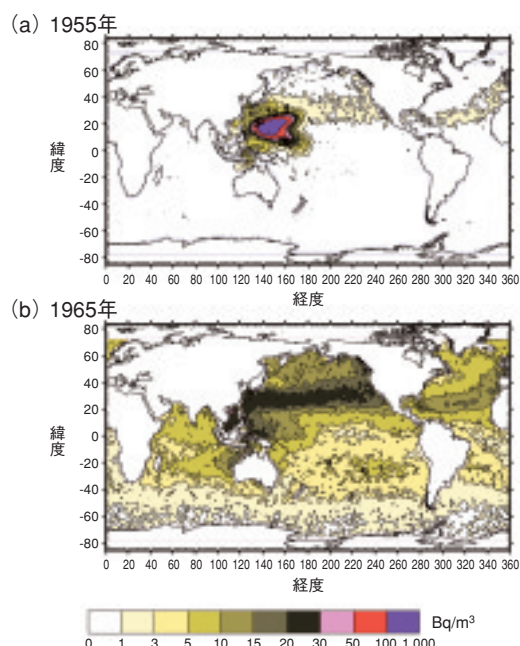


図12-8 LAMERによって算出した表層海水中 ^{137}Cs 濃度分布の経年変化

ビキニ周辺で大気圏内核実験の始まった1955年(a)にはビキニ周辺の ^{137}Cs 濃度が高いが、その後黒潮による輸送及び旧ソ連による大気圏核実験のフォールアウトによって、1965年(b)には北太平洋全体に拡散する様子が再現されました。

解性のPuの評価が可能なが挙げられます。これを満たすために、海洋大循環モデルによる三次元流速場(緯度・経度方向2度毎、鉛直15点における緯度・経度・鉛直方向の流速)の算出、移流拡散モデルによる溶解性物質の水平・鉛直移行計算、スキヤベンジングモデルによる非溶解性物質の鉛直移行計算ができるようなプログラムを作成しました。

このように作成した広域拡散モデルのシミュレーション精度を大気圏内核実験からのフォールアウトを用いて検証したところ、他機関により報告されている海水中 ^{137}Cs の鉛直分布152地点のうち、80%以上の地点で、計算値は観測値と一致を示しました。また、東海再処理施設周辺での環境モニタリングから得られたデータとも良く一致し、フォールアウトの影響であることも確認されました(図12-7)。フォールアウトによるバックグラウンドの将来予想もできるので、海洋における新たな人工放射性物質の監視にも役立ちます。また、図12-8のように、海洋に添加された放射性物質が海流によりどのように拡散していくかを可視化により把握することも可能になりました。

●参考文献

Nakano, M., Simulation of the Advection-Diffusion-Scavenging Processes for ^{137}Cs and $^{239,240}\text{Pu}$ in the Japan Sea, Radioactivity in the Environment, vol.8, Elsevier, 2006, p.433-448.

12-5 高速炉燃料の実用化を目指した燃料特性の研究 ーウラン・プルトニウム混合酸化物燃料の熱伝導率評価ー

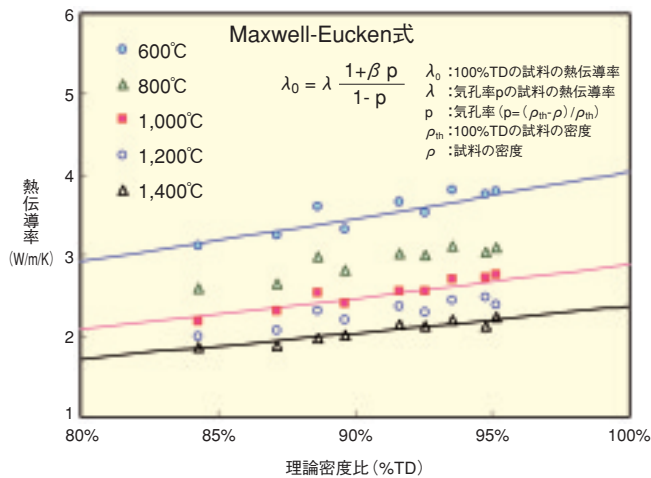


図12-9 熱伝導率の密度依存性

シンボルで示す実験値は密度の低下とともに熱伝導率が低下する傾向にあります。また、実線で示されているMaxwell-Eucken式を用いた計算値は実験値の密度の依存性を良く表しており、Maxwell-Eucken式によって熱伝導率の密度補正が85～95%TDの範囲で可能であることを示しています。

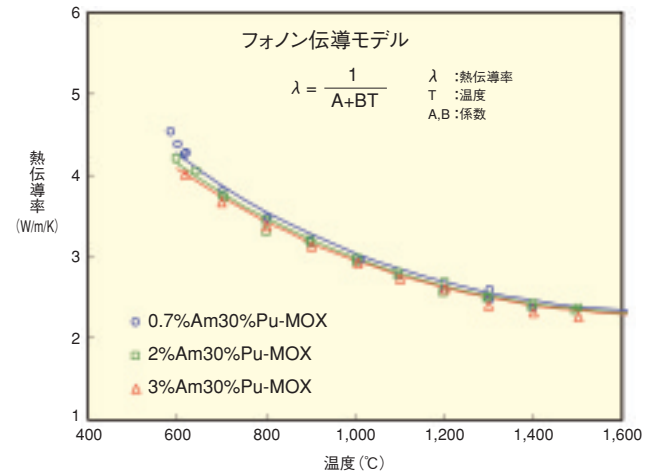


図12-10 熱伝導率のAm含有率依存性

シンボルで示す実験値はAmの含有率の増加とともにわずかに低下する傾向にあります。フォノン伝導モデルによる評価の結果、係数AにAmの影響を考慮することによって実線で示される計算値が実験値を表せることを確認しました。

次世代の核燃料サイクルシステムにおいて、現在の知見で最も実現性が高いとされている原子炉の候補は酸化物燃料を用いたNa冷却高速炉であり、その実用化を目指した研究開発が実施されています。高速炉から熱を取り出す際は、炉の出力を上げるほど多くの熱量を取り出すことができるため、設計において燃料を溶融させずに高い出力で運転ができるように炉や燃料の特性を考慮した評価を行います。これらの特性については信頼性の高いデータを採用することによって、より合理的な設計を行うことができるようになります。燃料の熱伝導率は燃料設計において非常に重要な熱物性値の一つです。

高速炉燃料であるPuとUの混合酸化物 (MOX) の熱伝導率はその密度や酸素／金属比 (O/M比) 等によって変化します。燃料の密度は炉の特性等によって異なり、「もんじゅ」では燃料製造時に燃料の気孔率を制御し、理論密度比を約85%TDとした低密度燃料が使用されています。更に、燃料再処理から炉への装荷までの期間が長期化すると燃料中のPu-241の崩壊によりAmが数%まで蓄積するため、熱伝導率に影響する可能性も考えられます。

本試験では燃料の熱伝導率に関して、Pu含有率約30%のMOX燃料について温度範囲600～1,500℃における熱伝導率の密度依存性(85～95%TD) 及びAm含有率依存性

(0.7～3%) について評価しました。MOX燃料の熱伝導率における密度依存性について図12-9、Am含有率依存性について図12-10に示します。これらの影響について解析を行った結果、熱伝導率の密度及びAm含有率の影響を理論的に示すことができました。

これまでのMOX燃料の熱伝導率に関してはPu含有率20%以下、密度90%TD以上、O/M比2.00～1.96の範囲での報告がありますが、今後の高速炉燃料における熱伝導率を評価する上においては十分とはいえず、更にAm含有率依存性についての報告はありませんでした。本試験結果によって密度依存性についてはその範囲を85～95%TDとし、これまでよりも広い範囲での評価を行い、また、得られた評価式がもんじゅ燃料のような低密度燃料に適用できることを確認しました。Am含有率に関してはこれまでに影響評価がされておらず、本研究において初めて明らかにされました。この結果、熱伝導率に対するAm含有率の影響は低Am含有率領域においてはわずかであることを確認しました。また、現在温度範囲については2,000℃までの測定、O/M比依存性については1.91までの測定と、これらの測定範囲についてもこれまでよりも拡大して熱伝導率の測定を行い、今後の高速炉燃料の特性評価に対応するために総合的な試験を進めています。

●参考文献

Morimoto, K. et al., Thermal Conductivities of (U, Pu, Am)O₂ Solid Solutions, Journal of Alloys Compounds, vol.452, issue 1, 2008, p.54-60.

12-6 高速炉で照射した燃料ピンの曲がり状況を把握する ー X線CT画像を利用したデータ評価手法の確立ー

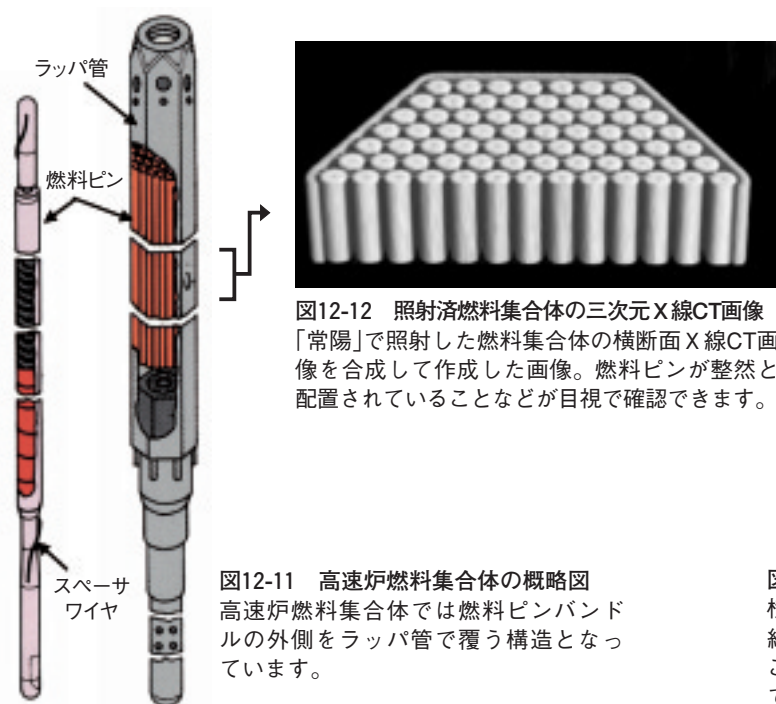


図12-11 高速炉燃料集合体の概略図
高速炉燃料集合体では燃料ピンバンドルの外側をラッパ管で覆う構造となっています。

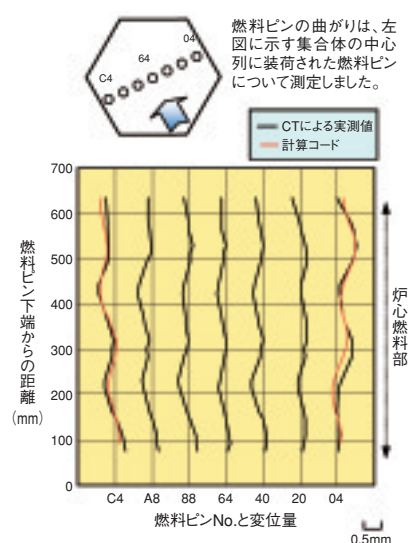


図12-13 燃料ピンの曲がり測定結果と解析値との比較
横断面X線CT画像から求めた燃料ピンの曲がり測定結果。外周に装荷された燃料ピンの曲がりが大きいことが分かるとともに、解析による予測値と一致しています。

高速炉燃料集合体に装荷された燃料ピンは、高燃焼度化に伴い、熱湾曲、スペーサワイヤ（以下、「ワイヤ」）との相互作用、バンドルダクト相互作用（BDI: Bundle-Duct-Interaction）挙動により、照射中に曲がりが発生することが予測されます。集合体に装荷された状態での燃料ピンの曲がり、外側にラッパ管があるため（図12-11）、これまで直接測定することはできませんでした。そこで私たちは照射した大型・長尺の高速炉燃料集合体についてラッパ管等を壊さずに燃料ピンの状態を検査するためにX線CT（Computed Tomography）技術を利用した照射後試験技術を確立し、照射した集合体の健全性の確認等を行ってきました（図12-12）。

本研究では、「常陽」で照射した炉心燃料集合体（最高燃焼度78GWd/t）のX線CT試験を軸方向20断面について行い、得られた横断面CT画像の画素データから燃料ピンの中心座標を定量化し、それらを軸方向に合成することによって燃料ピンの曲がりを測定しました（図12-13）。これらから、すべての燃料ピンでワイヤピッチに沿った軸方向の曲がりが明確に認められました。また、集合体の外周に装荷された燃料ピン（図中、C4及び04ピン）の曲がり傾向は、内部の燃料ピンと比較すると大きく、ラッパ管側へ変位していることが確認されました。

燃料ピンの曲がり、熱湾曲、ワイヤとの相互作用、BDI挙動により発生することが予測されますが、このう

ちBDI挙動に起因した曲がり、照射量が低いことから本集合体では発生していないと考えられます。そこで、熱湾曲及びワイヤとの相互作用による燃料ピン曲がりについて詳細に検討しました。

熱湾曲は、集合体の外周に装荷された燃料ピンにおいて、ラッパ管側とピン束側で冷却材温度が異なるため、熱膨張差によって生じる現象です。計算コードを利用した解析では、燃料ピンが炉心燃料部上端付近で約0.2mmラッパ管側に変位すると予測されました。

ワイヤとの相互作用による燃料ピンの曲がり、巻き付けられているワイヤの張力により発生します。計算コードを利用した解析により、この曲がりは約0.16mm発生していると予測されました。

熱湾曲及びワイヤとの相互作用による燃料ピンの曲がり解析結果を合成し、図12-13に赤線で示します。X線CT試験による実測値と比較した結果、燃料ピン曲がりの傾向はほぼ一致しました。

非破壊試験で取得した横断面CT画像から、ラッパ管付きの状態における軸方向の燃料ピン曲がり挙動を定量的に明らかにするとともに、計算コードにより外周燃料ピンの曲がり挙動を再現することが可能となりました。これにより照射中やワイヤピッチの異なる燃料ピンの曲がり挙動等も把握できる可能性があることが示唆されました。

●参考文献

Katsuyama, K. et al., High Energy X-ray CT Study on the Central Void Formations and the Fuel Pin Deformations of FBR Fuel Assemblies, Nuclear Instruments and Methods in Physics Research B, vol.255, issue 2, 2007, p.365-372.

12-7 ナトリウム冷却炉内で金属試料が破断するまでの時間を測定 —FBR燃料被覆管材料の炉内クリープ破断試験—

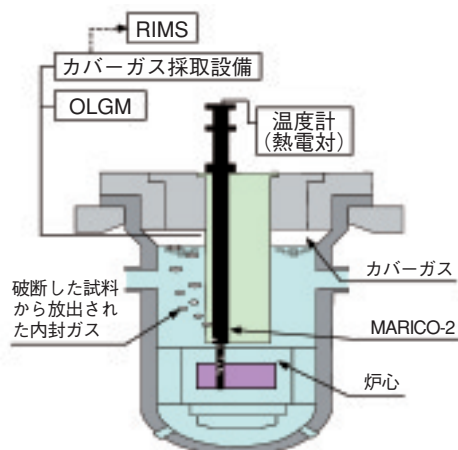


図12-14 炉内クリープ破断試験における試料の破断・同定のための装置

試料の破断検知は、熱電対により温度の変化を測定するとともに、OLGMによりタグガスの放射化核種を検出することにより行います。破断した試料の同定は、カバーガスを採取し、RIMSによりカバーガス中に移行したタグガスの同位体組成を分析することにより行います。

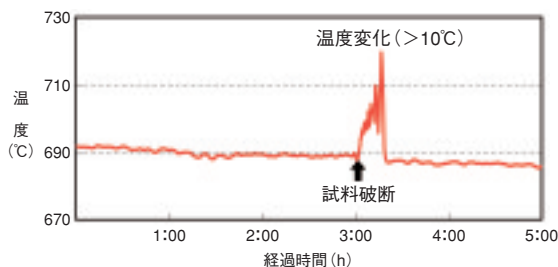
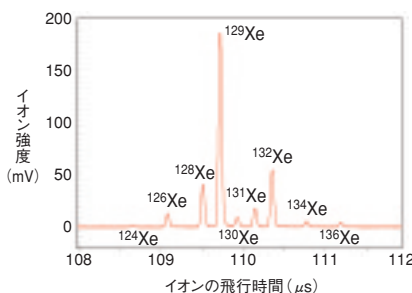


図12-15 試料破断検知用温度計による試料破断時の温度変化の測定結果
熱電対の温度信号が約10℃上昇し、試料の破断検知に成功しました。



タグガス No.	Xe同位体の組成比 (¹²⁹ Xeに対する比)		
	¹²⁶ Xe	¹³¹ Xe	¹³² Xe
1	0.632	0.896	0.891
2	0.069	0.101	0.298
3	0.209	0.890	0.101
4	0.630	0.301	0.101
5	0.629	0.102	0.892
6	0.071	0.888	0.889
RIMS測定 結果	0.065	0.099	0.295

図12-16 RIMSによるカバーガス中のタグガスの同位体分析結果

RIMSにより良好な測定結果を得、この例ではタグガスNo.2に同定されました。

酸化物分散強化型鋼（ODS鋼）と呼ばれる新材料は、従来のステンレス鋼よりも高温強度と耐中性子照射性に優れ、将来のFBR用燃料被覆管の候補材として開発が進められています。このODS鋼が、実用化を想定したナトリウム中での中性子照射環境において、燃料使用末期の高温、かつ、高い内圧条件で塑性変形（クリープ変形）により破断するまでの時間を測定し、ODS鋼のクリープ破断強度を評価する試験を、「常陽」で実施しました。

このクリープ破断時間は温度に大きく依存するため、高精度な試験を実現できるよう温度制御型材料照射装置（MARICO）を開発し、その2号機（MARICO-2）を用いて、ODS鋼の炉内クリープ破断試験を実施しました。試験には、ヘリウムを内封して最大で22MPaの内圧をかけた24個の密封円筒型のODS鋼製試料を用い、これらの試料をMARICO-2に装荷して、「常陽」の炉心内に挿入し、試料の温度を±4℃で一定に制御して、中性子を照射しました。

試料がクリープ破断するまでの時間を測定するためには、試料がいつ破断するかを確実にとらえ、かつ、どの試料が破断したかを正確に同定する必要があります。このために、まず、試料を装てんしたキャプセルの温度を測定して、その変化により試料の破断を検知しました。試料は、6～8個ずつキャプセルに装てんされており、キャプセルの上部に試料の破断検知専用の熱電対を設

置しました。試料はナトリウム中で照射されていますが、これが破断すると内封されていたヘリウムガスが気泡状に放出され、熱伝導率が変化して温度が上昇します。この温度変化を検出し、試料の破断を検知できました（図12-14、図12-15）。

また、試料に内封したヘリウムガスに、試料によって同位体組成比を変えたキセノン、クリプトンの混合ガス（タグガス）を数cc添加しておきました。タグガスは、試料内で中性子照射により放射化しますが、試料の破断によりナトリウム中に放出され、原子炉容器内のナトリウムを覆うアルゴンカバーガス空間に移行するので、カバーガス中の放射能濃度を連続監視するカバーガス・オンラインγ線モニタ（OLGM）により、タグガスの放射化核種を検出して試料の破断を検知できます（図12-15）。試料の破断を検知したら、カバーガスを採取し、極微量同位体分析技術として開発してきたレーザー共鳴イオン化質量分析法（RIMS）を用いて、カバーガス中のタグガスの同位体組成を分析することにより、破断した試料を正確に同定できました（図12-14、図12-16）。

この試験は2006年4月から2007年5月まで実施し、24個のODS鋼試料のうち、14試料の破断のすべてを検知・同定しました。本試験の結果は、FBR実用化に向けた重要課題の一つである高性能燃料の開発に大きく寄与することが期待されます。

●参考文献

Ito, C. et al., In-pile Creep Rupture Experiment of ODS Cladding Materials in the Experimental Fast Reactor Joyo, Proceedings of the 15th International Conference on Nuclear Engineering (ICONE15), Nagoya, Japan, 2007, ICONE15-10226, in CD-ROM.

12-8 HTTRの燃焼特性評価手法の高度化

—BP(反応度調整材)の燃焼挙動評価用のモデルの改良—

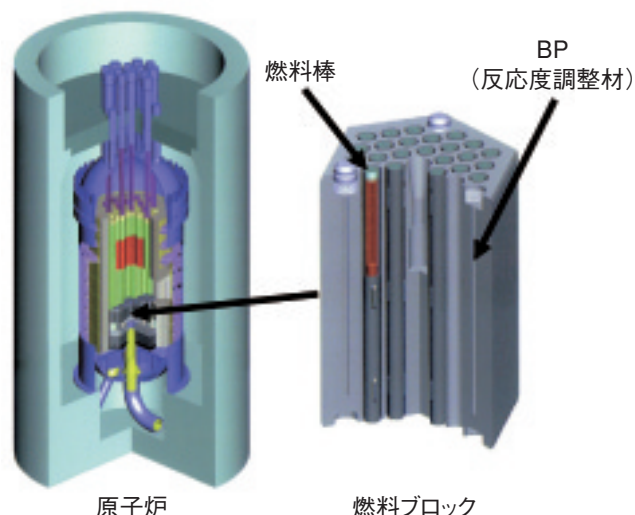


図12-17 HTTRの燃料ブロック

HTTRの炉心は燃料ブロックの積層構造であり、燃料ブロックは黒鉛ブロックに燃料棒と中性子を吸収するBP棒が装荷されています。

高温ガス炉は、その固有の安全性と高い出口温度を活かした水素製造等の多目的利用、高効率発電等の特徴から、次世代の原子炉の一つとして世界的に注目されています。HTTRは、我が国初の高温ガス炉として大洗研究開発センターに建設され、2004年に世界初となる原子炉出口冷却材温度950℃を達成しました。

HTTRの燃料ブロックは、六角柱状の黒鉛ブロックに33本の燃料棒を挿入したものであり、更にその角の部分に2本のBP(反応度調整材)棒を挿入しています。HTTRの炉心はこの燃料ブロック150体を積み重ねて構成しています(図12-17)。

HTTRでは、燃料温度を制限値以下に保ちながら出口温度950℃を達成するため、1炉心の燃焼期間(660日)にわたって炉内の出力分布の形をほぼ一定に保つよう、燃焼期間を通じて制御棒を炉心にあまり挿入せずほぼ一定の位置に保つ必要があります。そのため、燃焼期間中の反応度の変化はBPで吸収するようにしていることから、BPの燃焼挙動を正確に評価することはHTTRの運転管理上非常に重要です。

HTTRの臨界試験の結果から、過剰反応度が予測値より低いことが明らかとなりました。この予測精度の向上のためのモデル改良が行われましたが、その中で、BP棒の周りに黒鉛を配置し、その外側に燃料を配置するとい

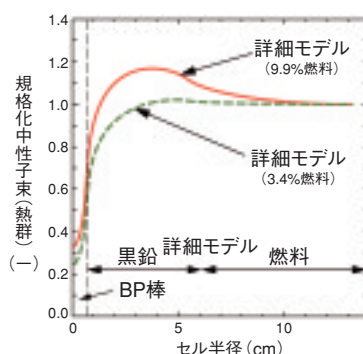


図12-18 BP周りの中性子束分布の比較

詳細モデルでは燃料の濃縮度による差が現れています。

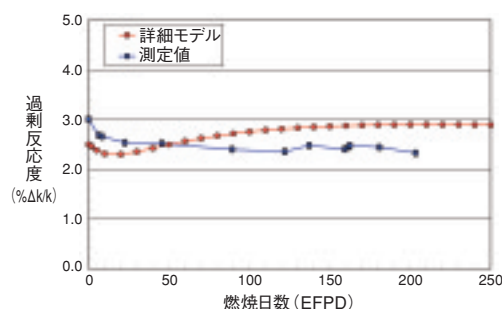


図12-19 過剰反応度の測定値と詳細モデルによる測定値の比較

詳細モデルによる結果は、測定値と同様にほぼ一定の値を示しておりその差も1%Δk/k以内です。燃料の燃焼とBPの燃焼による反応度変化がほぼ釣り合っていることを示しています。

う、実際の形状を考慮した詳細なBPの評価モデル(詳細モデル)の開発が行われました(図12-18)。その結果、HTTRでは3.4wt%から9.9wt%の燃料を用いていますが、BP棒の周りに存在する黒鉛によって、燃料の濃縮度によってBPの効果が異なることを明らかにしました。このモデルを用いることにより、燃料の濃縮度の違いによるBPの効果を正確に評価でき、過剰反応度を精度良く評価することができました。

更に、BP棒周りの中性子束分布は燃焼に伴い大きく変化することから、燃焼解析に用いることができるようモデルの改良を行い、測定値との比較を行いました(図12-19)。その結果、解析値は燃焼期間を通じてほぼ一定の過剰反応度となり、測定との差は小さいことを明らかとしました。このことから、BPの燃焼による反応度効果の変化を模擬できていることが明らかとなりました。これに加えて、軸方向の出力分布もより正確に評価できることが明らかとなりました。

このモデルによって、燃焼が進んだ状態でも十分な精度で解析が行えることが明らかになりました。このことから、より高い燃焼度の炉心の設計が可能となり、高温ガス炉の燃料経済性等の向上に寄与することが期待されます。今後は更に燃焼が進んだ状態のデータを蓄積し、モデルの評価精度の向上を図る予定です。

●参考文献

藤本望ほか, HTTRの反応度調整材の燃焼挙動と炉心特性の評価, JAEA-Technology 2005-008, 2006, 45p.

12-9 集束した水素イオンビームでミクロの凱旋門を作った —高エネルギーサブミクロンビームを用いた三次元微細加工技術の確立—

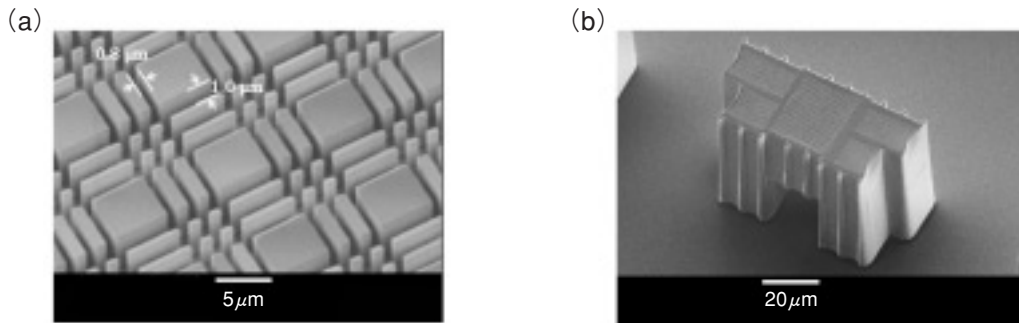


図12-20 プロトン・ビーム・ライティング技術で製作した高分子構造体
(a) 格子状構造体, (b) 中空構造を持つ凱旋門型構造体

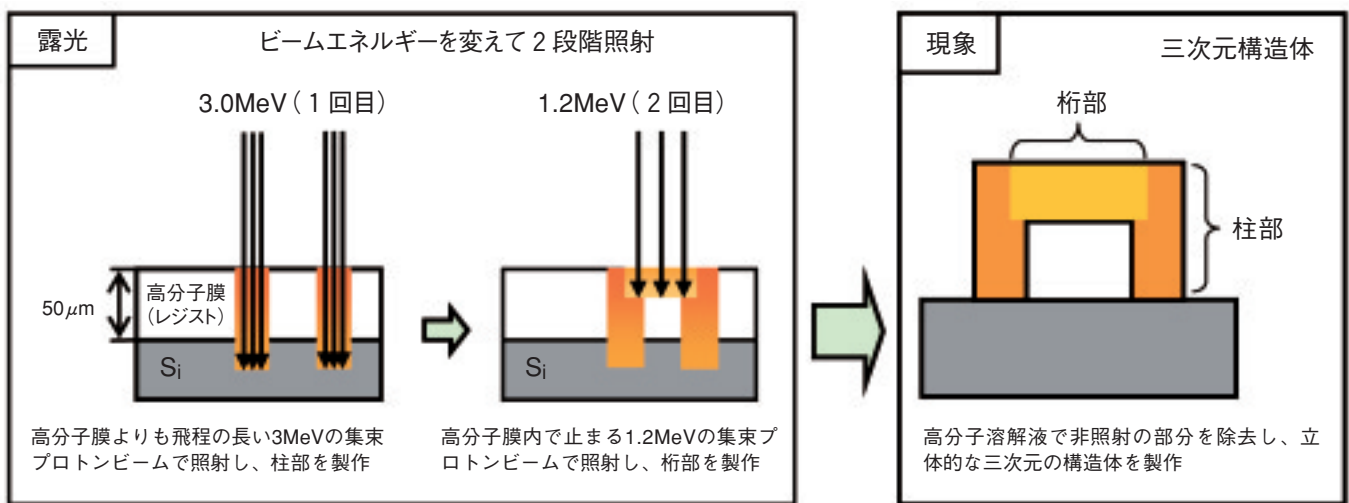


図12-21 高分子三次元構造体の製作過程（現象によって非照射部が溶解するネガ型の場合）

高崎量子応用研究所のTIARAでは、300万電子ボルト（3 MeV）までの高エネルギープロトン（水素イオン）ビームを磁気集束レンズ系により数100 nm径までに集束する高エネルギープロトン集束ビーム形成技術を開発してきました。イオンビームの中でも集束性が良いプロトンビームは、物質表面のみの微細加工に従来使用されてきた電子線に比べて大きい100 μm を超える物質内到達深度と極めて高い直進性を有します。このため、高アスペクト比の構造体が製作できます。更に、異なるビームエネルギーを使うことで到達深度が変えられるため、三次元中空構造体も製作することができます。これらの特徴に国内でいち早く注目し、2004年度から芝浦工業大学との共同研究により、高エネルギー集束プロトンビームの照射位置を制御して主に高分子膜に照射（露光）し、照射部又は非照射部を高分子溶解液で溶解（現象）することで、三次元構造体を製作する微細加工技術（プロト

ン・ビーム・ライティング＝PBW技術）を開発してきました。

この結果、シリコン基板上に製膜した高分子膜（材料：PMMA，ポジ型：照射部が溶解）にPBWを行い、図12-20(a)に示すような格子状構造体の製作に成功し、数100 nmの加工精度を有することを実証しました。更に、この技術を活用してネガ型高分子（非照射部が溶解）のSU-8を用いて、図12-21の「露光」に示すような工程でビーム径1 μm ，ビームエネルギー3 MeV及び1.2 MeVでPBWを行い、引き続き図12-21の「現象」に示す工程を行うことで、図12-20(b)の中空三次元構造体（凱旋門型）を製作しました。このように水平加工精度が数100 nm、加工深さが最大50 μm の三次元微細構造体の試作に成功したのは世界で初めてです。これにより、我が国におけるPBWを用いた三次元微細加工技術は、世界のトップに比肩する水準に到達しました。

●参考文献

Uchiya, N., Ishii, Y. et al., Micro-machining of Resists on Silicon by Proton Beam Writing, Nuclear Instruments and Methods in Physics Research B, vol.260, issue 1, 2007, p.405-408.

12-10 湧水に挑む！着工5周年の瑞浪超深地層研究所

ー立坑掘削におけるポストグラウチング技術の開発ー

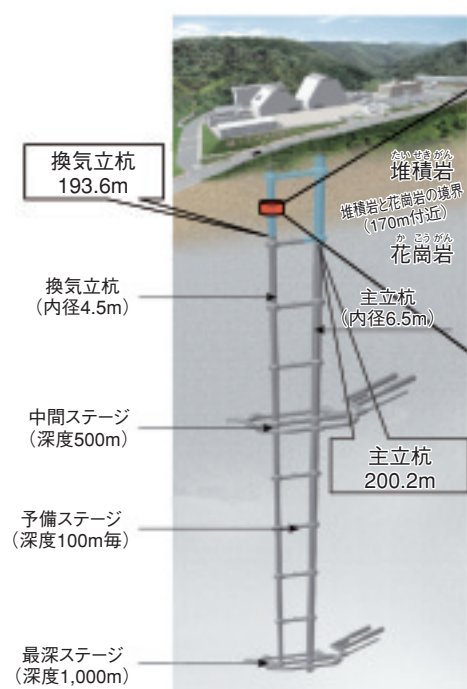


図12-22 瑞浪超深地層研究所イメージとポストグラウチング試験実施位置

赤色部は深度140～148m付近です。なお、両立坑のm数は2007年3月末現在の深度を表しています。

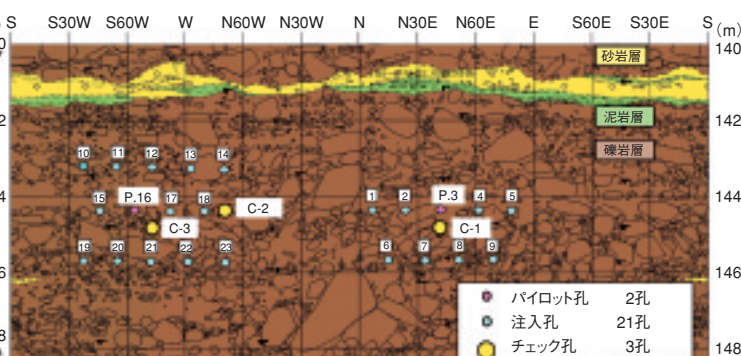


図12-23 ポストグラウチングの注入孔配置の概要(図12-22赤色部の立坑壁面の展開図) 縦軸の数字は地表からの深度

表12-1 注入領域で実施したルジオン試験等の結果

試験孔 No.	試験区間 (m)	ルジオン値 (Lu)	湧水圧 (MPa)	透水係数 (m/sec)	湧水量 (L/min)	注入時期、注入領域との関係
P孔No.16	4.6～7.7	20.1	0.169	2.78E-06	6.5	注入前
C-3孔	5.6～7.0	4.2	0.219	7.79E-07	0.0	注入後領域内
	6.7～9.5	3.1	0.228	4.25E-07	1.1	注入後領域内
	12.0～14.5	11.4	0.258	1.76E-06	18.0	注入後領域外

高レベル放射性廃棄物の地層処分の技術基盤を整備するため、岐阜県瑞浪市にある瑞浪超深地層研究所において深地層の科学研究を進めています。研究は地表からの調査研究により地下の様子を予測する段階を経て、その予測結果を確かめるため実際に坑道を掘削する段階に進んでいます。研究所の建設は、2002年7月8日に着工し本年で5周年を迎えました。これまでに2本の立坑を約200mまで掘削し、深度200mの水平坑道の掘削を行っています(図12-22)。

研究坑道の掘削では周辺環境への負荷の低減とともに、湧水処理及び湧水抑制対策に関わるコストを最小限に抑えることが施工上の課題となっています。そこで湧水抑制対策の技術開発として立坑の既掘削部(深度約142～146mの堆積岩部)を対象に試験的なポストグラウチング(既に掘削された岩盤からの湧水を抑制するためにセメントなどを岩盤中に注入する技術)を実施しました(図12-23)。今回実施した立坑部を対象としたポストグラウチングは、世界的にもまれな技術であり、今後の立坑掘削における湧水抑制対策として必要不可欠な技術開発の一つといえます。今回の試験施工では透水試験と湧水圧試験(回復法)を行い、ルジオン値(岩盤に0.98MPaの圧力で注水したときの試験区間1m当たりの1分間の

注入量)、透水係数(岩盤中の水の流れやすさを示す値で、単位断面積、単位時間当たりに流れる水の量)、湧水圧並びに湧水量について、グラウチング前後とグラウト注入領域の内外で比較し、効果の評価を行いました。

その結果、グラウト注入前に比べて、注入後の注入範囲内ではルジオン値及び透水係数ともに1/5程度に低減し、湧水はほとんど認められないという結果が得られました(表12-1)。一方、注入範囲外では明らかに注入範囲内と比べて透水性の低減程度が低く、かつ湧水量が大幅に増加していることが分かりました。これらの結果より、今回実施した立坑を対象としたポストグラウチング技術の考え方や実施方法は注入範囲の透水性の低減という観点から、おおむね妥当であることが確認できました。

今後の研究坑道の掘削におけるグラウチングは、大量の湧水が予想される領域では掘削前に注入を行うプレグラウチングを基本として実施する予定です。しかしながら、掘削後においても顕著な湧水が継続する場合は、今回実施したポストグラウチング技術を適用しつつ、岩盤の性状等に合わせたグラウチング技術の高度化を行っていく予定です。これにより、周辺環境への負荷の低減に配慮しつつ、湧水処理及び湧水抑制対策にかかるコストの最適化を目指した研究所の建設を進めていく予定です。

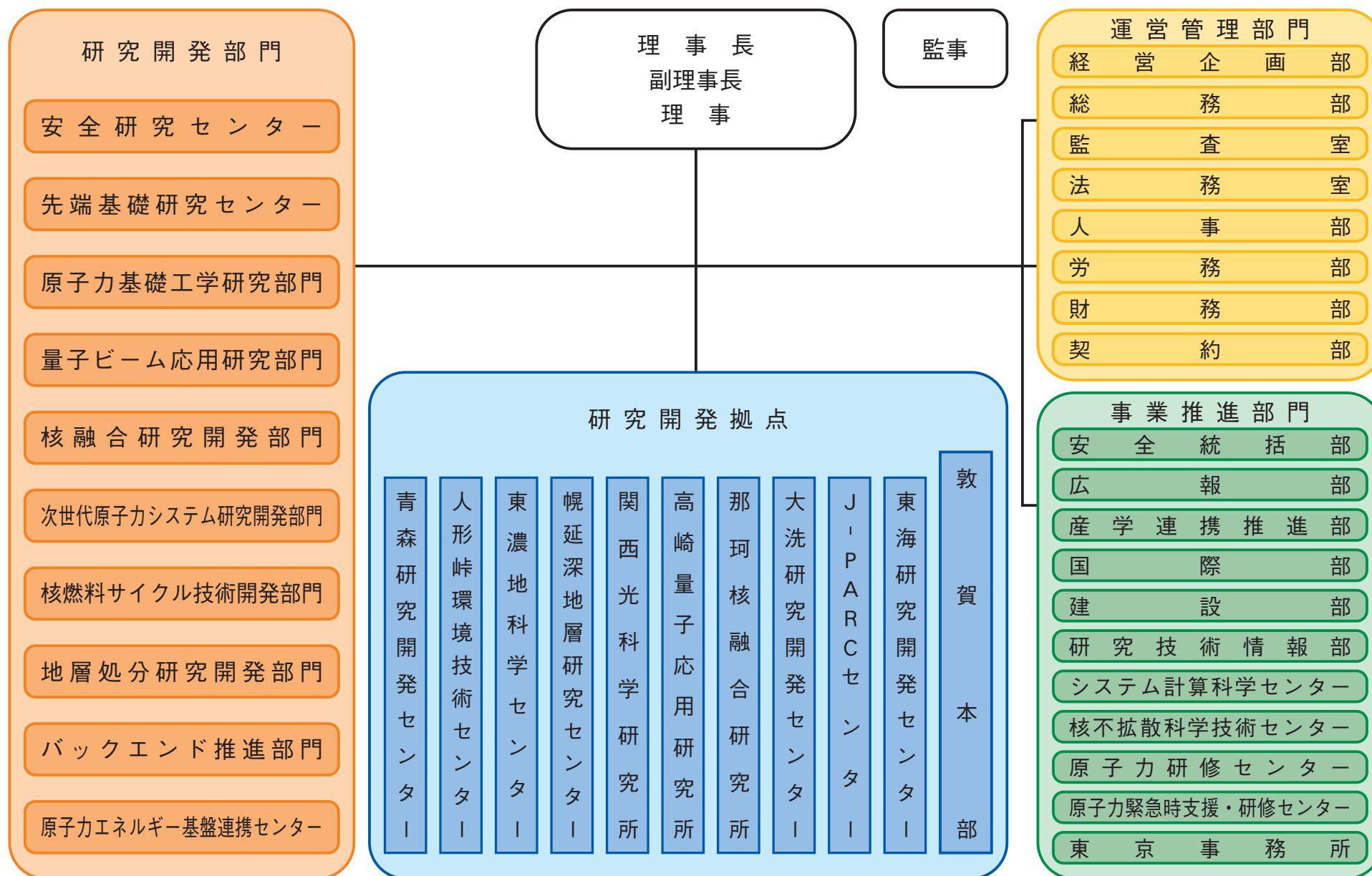
●参考文献

Kuji, M. et al., Countermeasures Plan for Reducing Water Inflow into Deep Shafts at the Mizunami Underground Research Laboratory, Proceedings of 15th International Conference on Nuclear Engineering, (ICONE15), Nagoya, Japan, 2007, ICONE15-10413, in CD-ROM.

研究開発拠点



組 織 体 制 図



◆表紙デザインと画像◆

色彩は日本原子力研究開発機構のロゴマークに合わせた青を基調とし、澄んだ青空から光（明るい未来）が差し込む様子をイメージしました。デザイン要素に取り入れています「正六角形」は玄武すなわち亀の甲羅を表し、長寿のシンボルとして古来より尊ばれた紋様です。なお、高速増殖原型炉「もんじゅ」と高温工学試験研究炉「HTTR」の燃料体も正六角形です。

画像は、東濃地科学センター瑞浪超深地層研究所における地質観察の様子（左上）と、幅広いアプローチ計画で建設予定の超伝導コイルを使用するトカマク型核融合実験装置 JT-60SA（右下）です。それぞれ高レベル放射性廃棄物の安全な地層処分技術と、ITER 計画の推進への貢献が大いに期待されています。



未来を拓く原子力 原子力機構の研究開発成果 2007

発行 2007年9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 宮川 俊一
委員 中塚 亨 蕪木 英雄 橋本 裕 村松 健
永目諭一郎 柴田 猛順 森 貴正 小林 康彦
横山 淳 池田 佳隆 石川 眞 明珍 宗孝
玉山 清志 永里 良彦 山口 義文 小川 弘道
吉澤 道夫 菊地 賢司 川田 耕嗣 平尾 和則
小嶋 拓治

印刷 いばらき印刷株式会社

■本誌及び内容についてのお問い合わせは、下記にお願いいたします。

独立行政法人 日本原子力研究開発機構

研究技術情報部 研究技術情報課

〒319-1195 茨城県那珂郡東海村白方白根 2-4

TEL 029-282-6387

FAX 029-282-5920

e-mail ird-seika_shi@jaea.go.jp