

創刊号 2006年

未来を拓く原子力

原子力機構の研究開発成果



もんじゅ



J-PARC

— 卷頭言 —

『未来を拓く原子力』の 創刊に寄せて



昨年10月1日に日本原子力研究所と核燃料サイクル機構が統合し、独立行政法人日本原子力研究開発機構(原子力機構)として新たな出発をいたしました。発足後は、皆さま方からの多大なるご支援、ご協力を賜りましてこのたび設立一周年を迎えることができました。誠に有難く、まずは、心より厚く御礼申し上げます。

原子力機構は、日本原子力研究所と核燃料サイクル開発機構が原子力草創期から今日までに培ってきた約50年間の伝統と研究開発の実績を継承し、原子力に関する我が国唯一の総合的な研究開発機関として、「原子力の未来を切り拓き、人類社会の福祉に貢献する」ことを使命としております。

具体的には、次世代原子力システム研究開発、地層処分技術に関する研究開発、核融合研究開発、量子ビーム応用研究及び安全研究等、原子力にかかわる基礎・基盤から応用・実用化に至る幅広い研究開発を進めております。私どもは、将来に向けて、それぞれの研究分野で「世界一を目指す」という高い志を持ち、国民の皆さまの負託や社会の要請に応じて創造性あふれる研究開発成果を生み出し、世界の中核拠点(Center of Excellence)となることを目指して努力いたしたいと考えております。

さて、研究成果の普及のための情報発信につきましては、本年6月に開催しました「第1回原子力機構報告会」をはじめとする各種報告会やセミナー等を通じて実施して参りました。加えて、JAEAレポートとしてその詳細をとりまとめ、国内外の主要な大学や研究機関及び国立国会図書館等に紹介させていただくとともに原子力機構ホームページから全文を発信して成果の普及に努めております。

そして、今回、多岐にわたる原子力機構の研究開発成果をより広く紹介するために、最新の成果をわかりやすく解説した冊子『未来を拓く原子力』を新たに発行することといたしました。本誌が原子力機構の研究開発活動について皆さまのご理解の一助となりますことを願っております。

本誌の創刊にあたり、日頃からご支援を頂いております皆さま方に改めて感謝申し上げますとともに、引き続きのご指導とご鞭撻を賜りますようお願い申し上げます。

平成18年10月1日

独立行政法人
日本原子力研究開発機構

理事長

殿塚 猷 —

1-1 高速増殖炉サイクル実用化に向けて

高速増殖炉システムは軽水炉に比べ、1回の核分裂によって発生する中性子の数が多く、これらの中性子を炉心燃料の7割以上を占めるウラン238に捕獲させ、プルトニウム239に変換させる割合が軽水炉より大きいいため、消費した燃料以上の燃料を生産すること（燃料の増殖）が可能です。このため、図1-1に示すとおり、我が国においては、2050年以降、軽水炉のリプレースとして高速増殖炉を本格的に導入していけば、22世紀には、天然ウランの海外からの調達は無要となる可能性があります。

また、炉心の中性子エネルギーが高いため、軽水炉では燃えにくいマイナーアクチニド（アメリカシウム、キュリウム及びネプツニウムの3つの元素の総称）を核分裂させることができるため、高レベル放射性廃棄物中に長期に残留する放射エネルギーを少なくし、単位発生エネルギー当たりの環境負荷を有意に低減できる可能性があります。

私たちは高速増殖炉「もんじゅ」などの研究開発成果を踏まえて、高速増殖炉実用化に向けた「高速増殖炉サイクルの実用化戦略調査研究」を電気事業者、電力中央研究所、メーカー各社の参画を得て実施しています。その目的は高速増殖炉サイクルの適切な実用化像とそこに至るまでの研究開発計画を2015年頃に提示することです。図1-2に示すとおり、2006年3月にフェーズⅡの最終報告書がまとまり、現在、国による評価を受けておりますが、2006年10月に最終取りまとめが行われる予定です。以下にフェーズⅡ最終報告書の概要を中心に説明いたします。

多様な原子炉システム及び燃料サイクルシステムについて革新技術を取り入れた概念を創出すると共にシステムを構成する要素技術を開発しました。有望な原子炉システム及び燃料サイクルシステムを技術的に整合するように組み合わせた高速増殖炉サイクル全体の概念につい

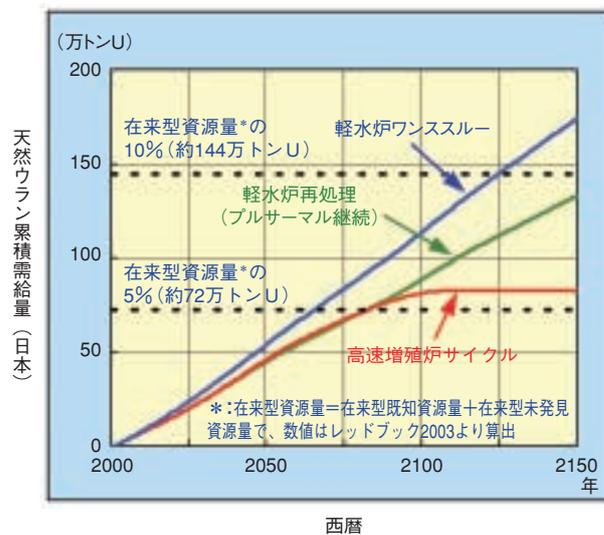


図1-1 2050年以降軽水炉をFBRへリプレースした場合の我が国の天然ウラン累積需要量の予想

て、安全性、経済性、環境負荷低減性、資源有効利用性、核拡散抵抗性の5つの開発目標への適合可能性、技術的実現性などの観点から総合的に評価し、重点的に研究開発を進める概念を選定しました。

今後、重点的に研究開発を行う有望な高速増殖炉サイクル概念としては開発目標への適合可能性に最も優れ、これまでの開発実績及び今後の国際協力の可能性から技術的実現性の高い概念であるナトリウム冷却炉(MOX燃料)・先進湿式法再処理・簡素化ペレット燃料製造法(図1-3及びトピックス1-5参照)を選定しました。補完的に開発を進めていく選択肢としては、ナトリウム冷却炉(金属燃料)・金属電解法再処理・射出鑄造法燃料製造法、ヘリウムガス冷却炉(窒化物粒子燃料)・先進湿式

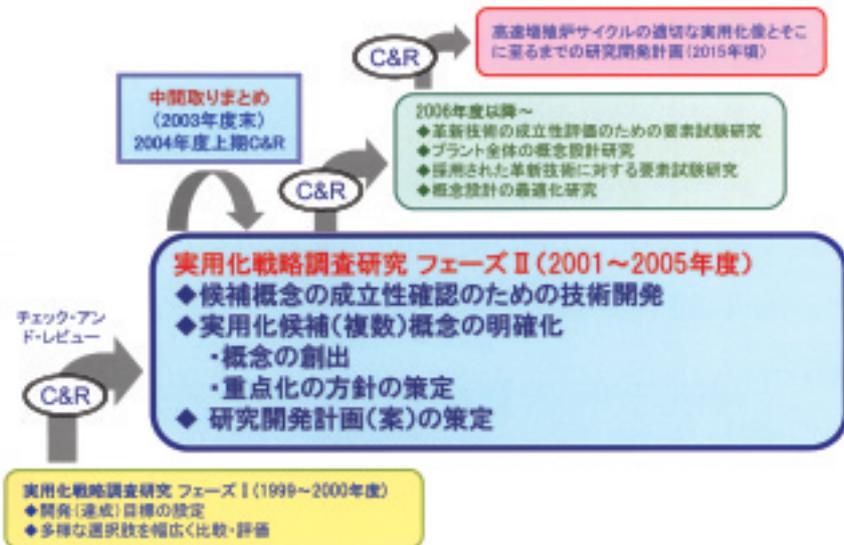


図1-2 高速増殖炉実用化戦略調査研究の展開

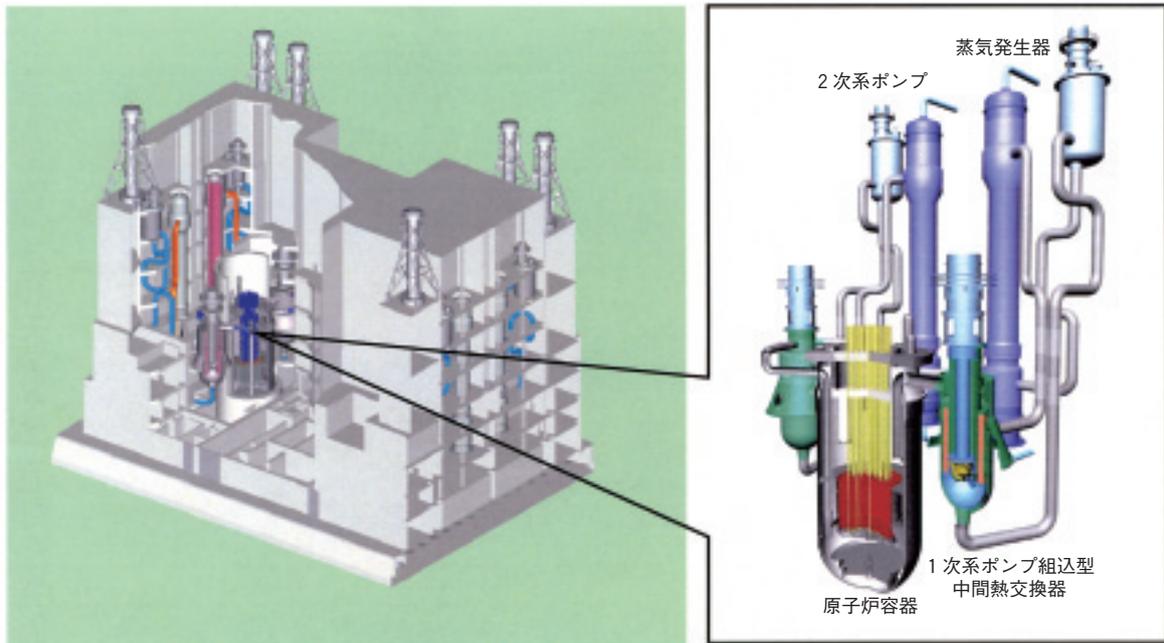


図1-3 今後、重点的に研究開発を進めるナトリウム冷却炉のイメージ図

法再処理・被覆粒子燃料製造法を選定し、これらについて技術的実現性の観点から重要な課題を中心に進めることが適切と考えました。

図1-4に今後の研究開発計画を示します。革新技術の成立性を評価するため要素試験研究を実施し、採用する革新技術を決定すると共に、プラント全体の概念設計研究、最適化研究を行い、高速増殖炉サイクルの実用化像とそこに至るまでの研究開発計画を2015年頃に提示す

ることとしています。

高速増殖炉サイクルの商業ベースでの本格導入にあたっては、多くの革新技術を含んだ中・大型の商用施設の建設・運転に直ちに進むことはリスクが大きく困難なため、図1-4に示すように、施設・機器の規模を段階的にスケールアップさせ、開発目標への適合性や革新技術の実現性・信頼性を検証していく必要があると考えています。

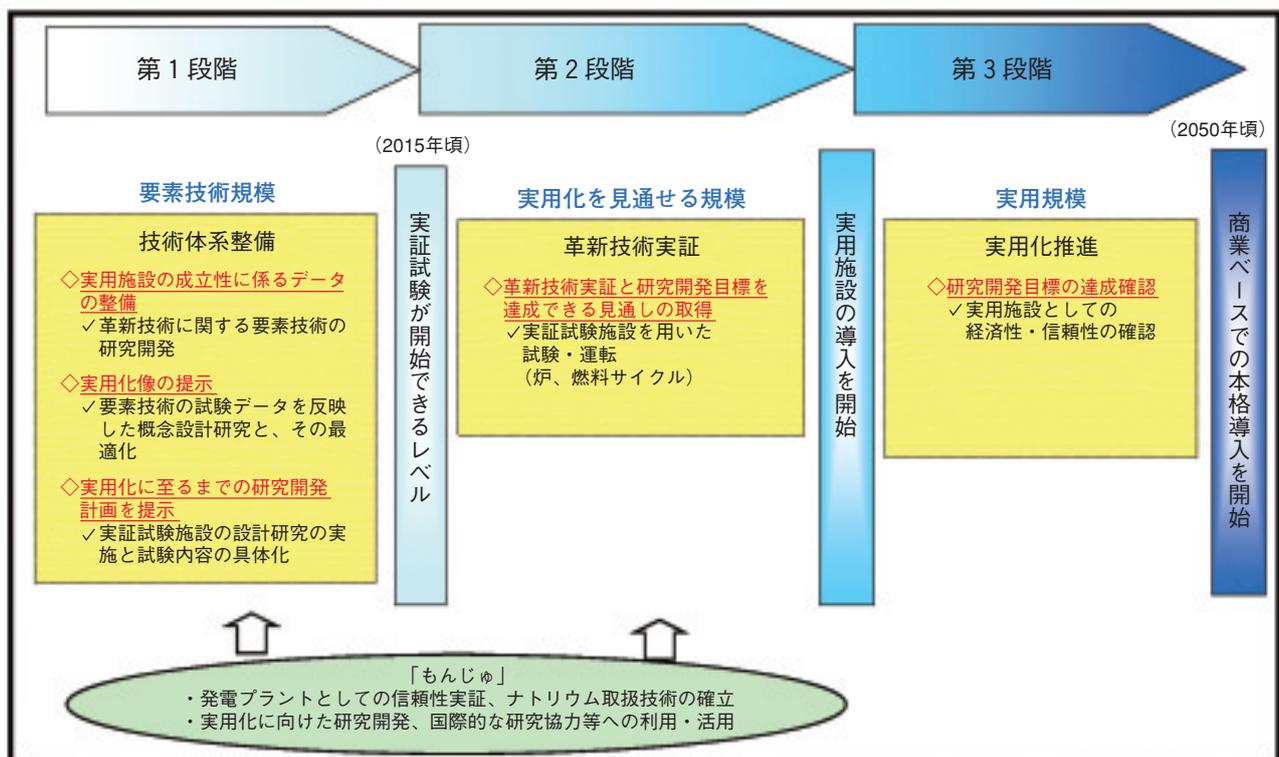


図1-4 高速増殖炉サイクル技術の段階的研究開発

1-2 主要なエネルギー供給源として有望な高速増殖炉システムの探究 —ナトリウム冷却炉の設計研究—

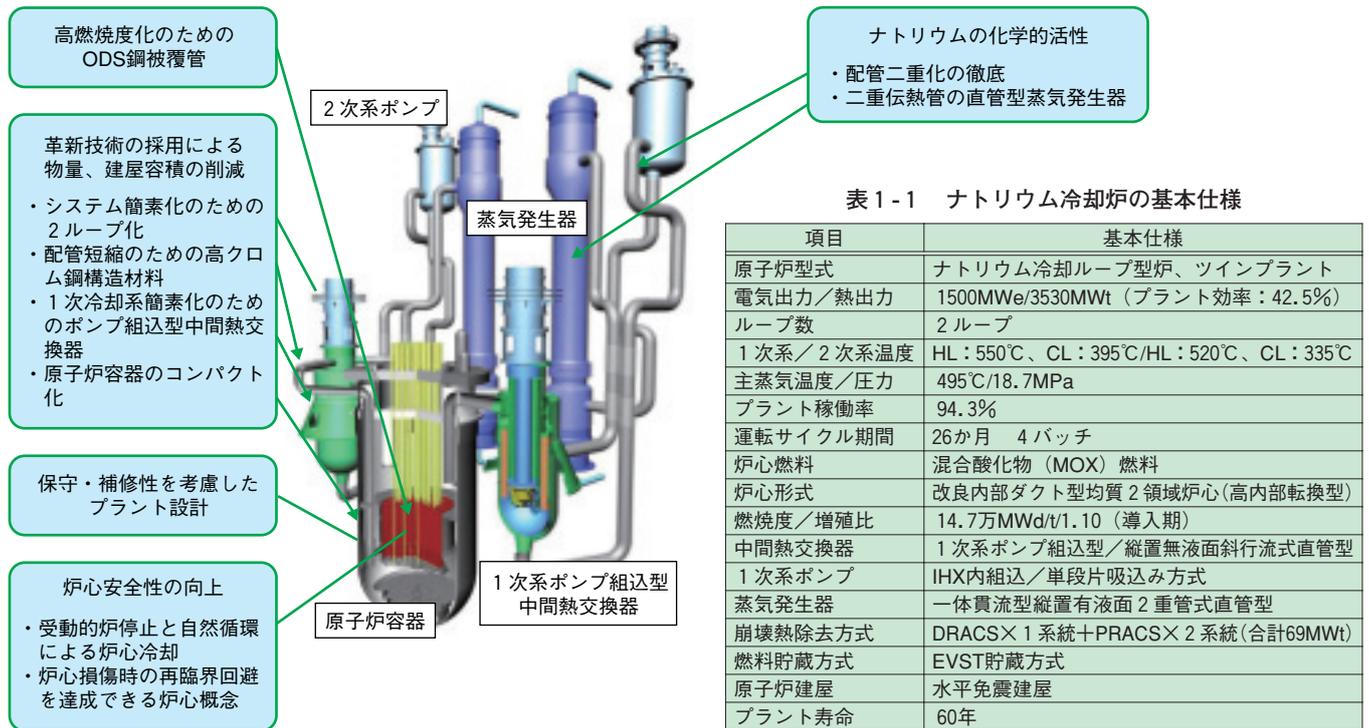


図 1-5 ナトリウム冷却炉の概念とその革新技術

表 1-1 ナトリウム冷却炉の基本仕様

項目	基本仕様
原子炉型式	ナトリウム冷却炉型炉、ツインプラント
電気出力/熱出力	1500MWe/3530MWt (プラント効率: 42.5%)
炉心形式	改良内部ダクト型均質2領域炉心(高内部転換型)
燃焼度/増殖比	14.7万Mwd/t/1.10 (導入期)
中間熱交換器	1次系ポンプ組込型/縦置無液面斜行流直管型
1次系ポンプ	IHX内組込/単段片吸込み方式
蒸気発生器	一体貫流型縦置有液面2重管式直管型
崩壊熱除去方式	DRACS×1系統+PRACS×2系統(合計69MWt)
燃料貯蔵方式	EVST貯蔵方式
原子炉建屋	水平免震建屋
プラント寿命	60年

・ HL/CL: ホットレグ/コールドレグ ・ DRACS: 直接炉心冷却系
 ・ PRACS: 1次系共用型補助炉心冷却系 ・ EVST: 炉外燃料貯蔵槽

将来の主要なエネルギー供給源として期待される高速増殖炉システムの実用化候補概念の一つとして、ナトリウム冷却炉のプラント概念を構築しました(図1-5)。これは、実用化戦略調査研究(フェーズII)の開発目標(安全性、経済性、環境負荷低減性、資源有効利用性及び核拡散抵抗性)とそれらを具体化した設計要求に適合する可能性が高い概念です。本プラントの基本仕様を表1-1に示します。

プラント設計における主な特徴は、経済性向上の観点から、炉内燃料取扱方式の工夫による原子炉容器のコンパクト化、1次冷却系簡素化のためのポンプ組込型中間熱交換器、配管短縮のための高クロム鋼材料、高燃焼度化のためのODS鋼被覆管、システム簡素化のための冷却ループ数の削減(2ループ化)等の革新技術を採用したことです。これにより、プラント物量や建屋容積を大幅に削減し、建設費を将来の軽水炉建設単価に比肩する設計要求(20万円/kWe)以下に低減できる見通しです。

また、安全性・信頼性を向上させるため、炉心損傷時の再臨界回避を達成できる炉心概念(従来設計では例のない溶融燃料流出のための改良内部ダクト付き燃料集合体)、事故時の冷却材温度上昇を感知して制御棒を挿入する受動的炉停止機能を有する原子炉停止系、非常用電源に依存しない完全自然循環方式の崩壊熱除去系等を採

用しています。更に、ナトリウム漏えい、ナトリウム-水反応に対しては配管及び容器の二重化を徹底し、ナトリウム漏えいが発生した場合の影響範囲を限定すると共に、蒸気発生器の伝熱管を二重壁構造とすることにより、安全性と信頼性の向上を図りました。以上の結果、炉心損傷の発生頻度は既存の社会的リスクより低くするといった設計要求(10⁻⁶/炉・年)を下回る見通しです。

炉心燃料設計では、経済性、資源有効利用性、環境負荷低減性の観点から、高い燃焼度を達成でき、軽水炉使用済燃料からのマイナーアクチニド(MA)を含む超ウラン元素(TRU)の燃焼と長寿命核分裂生成物核種(LLFP)の核変換が可能な、高内部転換型混合酸化物(MOX)燃料による炉心概念を構築しました。その結果、ブランケットを含む炉心全体の平均燃焼度を9~11万Mwd/tとすることにより燃料費を大幅に低減でき、運転サイクルの長期化による稼働率の向上等により、更に発電コストの低減を図ることができます。

本プラント概念は、第4世代原子力システム(Generation IV)に関する国際フォーラム(GIF)における代表的な候補概念の一つとして取り上げられ、今後、国際標準の高速増殖炉概念へ発展していく可能性があり、我が国はナトリウム冷却高速炉開発のリード国として開発を進めていく予定です。

●参考文献

日本原子力研究開発機構, 日本原子力発電株式会社, 高速増殖炉サイクルの実用化戦略調査研究 フェーズII最終報告書, 2006, JAEA-Evaluation 2006-002, p.12.

1-3 コンパクトにした炉内の速い流れをいかに静かに導くか - ナトリウム冷却大型炉の炉内流動適正化 -

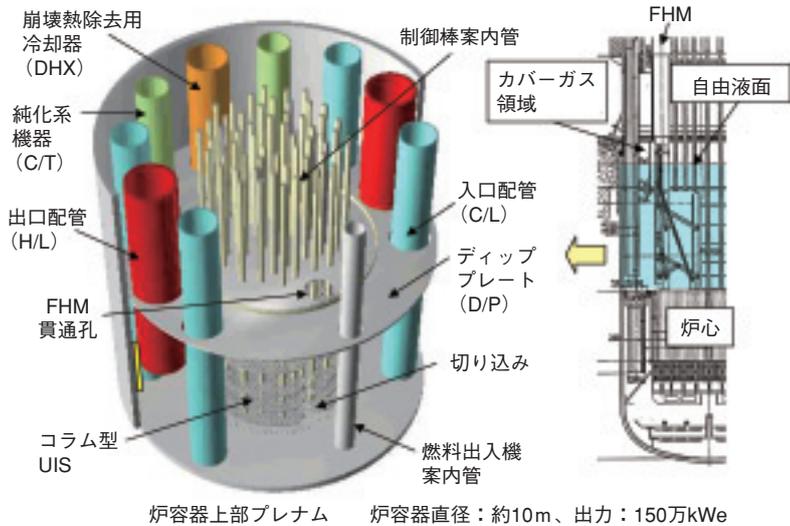
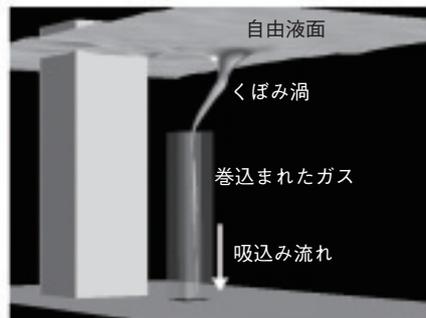


図 1-6 ナトリウム冷却大型炉の原子炉容器内構造



(1) 試験で得られたガス巻き込み発生時の可視化画像 (くぼみ渦タイプ)



(2) ガス巻き込みの数値解析例：くぼみ渦を対象とした基礎試験の解析

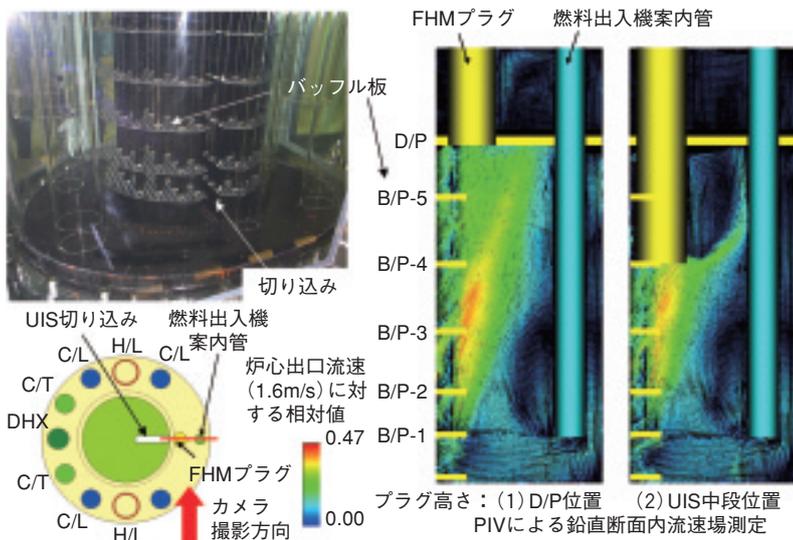


図 1-8 ガス巻き込み発生状況と数値解析例

図 1-7 1/10縮尺モデル試験による速度場測定と流動適正化方策の効果

実機設計の1/10縮尺で炉容器上部プレナムを模擬した装置を用い、炉内流動場を計測すると共に、FHMプラグを図中(2)のように深く挿入することで流れの方向を変え、液面近傍の流速を低減しました。計測には独自の画像ノイズ除去手法を組み合わせた粒子画像流速計測法 (PIV) を適用し、詳細な速度場を把握しました。

FBR実用化戦略調査研究の一環としてナトリウム冷却大型炉の要素技術開発を実施しています。図1-6は炉容器内部の形状を示しており、大出力かつコンパクト化することにより経済性の向上を図っています。

コンパクト化のため、炉心上部機構 (UIS) には燃料交換機 (FHM) のアームが通過できる切り込みを設けると共に、UISの内部にナトリウムの通過を許す革新的構造 (コラム型) としています。これらの結果、特に炉心を出てUIS切り込みを通過して上方へ向かう速い流れが形成され、液面近傍の流速が増大することで、カバーガスを巻き込む可能性が生じました。液面下に水平の板(D/P)

を設けて流速の低減を図りましたが、ガス巻き込みの防止が設計成立性を示す上で重要な課題となりました。

そこで、実験と数値解析による炉内流動の適正化研究を実施しました。図1-7に示すように炉内の流速分布を定量的に測定することによって、液面に向う速い流れを効果的に遮断するFHMプラグを考案し、液面近傍での流速を当初の設計形状に比べ約半分に低減しました¹⁾。更に図1-8に示すような数値解析を適用することによって、くぼみ渦からのガス巻き込み発生に関する評価手法を構築しました²⁾。それらによって、ガス巻き込み発生の回避に見通しを得ることができました。

●参考文献

1) Kimura, N., Hayashi, K., Kamide, H. et al., Experimental Study on Flow Optimization in Upper Plenum of Reactor Vessel for a Compact Sodium-Cooled Fast Reactor, Nuclear Technology. vol.152, 2005, p.210-222.
 2) Sakai, T. et al., Study on the Gas Entrainment Design Method by CFD Data on Steady Cylindrical Systems for a Sodium-Cooled Reactor, Proceedings of 2006 International Congress on Advances in Nuclear Power Plants (ICAPP '06) (CD-ROM), Reno, USA, 2006, Paper 6409, 7p.

1-4 流れの乱れにより励起される配管の振動特性を把握する — 大口径・高流速配管の流動励起振動 —

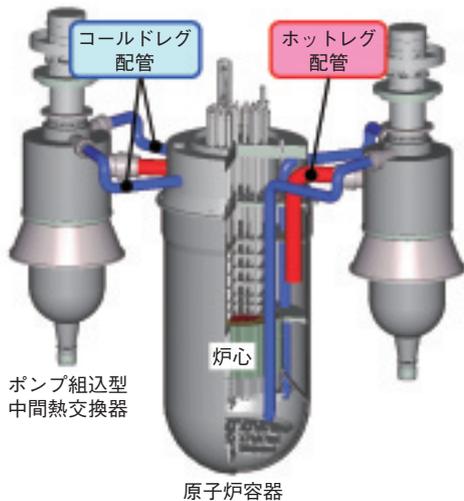


図 1-9 ナトリウム冷却炉の1次冷却系概念

1次冷却系は、原子炉容器と主循環ポンプを組み込んだ中間熱交換器2基で構成され、大口径の配管（ホットレグ配管、コールドレグ配管）によって連結されています。1次冷却系の配管は、補修性の観点より、原子炉容器上部を貫通する上部流出入方式を採用しています。また、配管材料には、ステンレス鋼よりも高強度で且つ、熱膨張率の小さい高クロム鋼を適用しています。この結果、1次冷却系の配管長は大幅に短縮され、冷却系の物量や原子炉建屋容積の削減が可能となります。

実用化戦略調査研究で主概念として選定したナトリウム冷却炉では、システム簡素化のため主冷却系を2ループで構成しています(図1-9)。冷却系を2ループ化したことに伴い、1ループ当たりの流量増加に対応するため、1次冷却系の配管径は最大約1.3m(「もんじゅ」の約1.5倍)まで大型化し、管内流速も9m/s台(「もんじゅ」の約2.6倍)に増加します。

ナトリウム冷却炉は、軽水炉と比べて高温・低圧条件で設計されることから、薄肉の配管を用います。この薄肉で大口径の配管が高流速条件で使用されるため、配管の曲がり部(エルボ)等で生じる流れの乱れに起因した振動(流動励起振動)による応力が配管健全性の観点から懸念され、冷却系2ループ化の成立性に関わる重要課題となっています。

そこで、1次冷却系で口径が最大となるホットレグ配管を1/3縮尺で模擬した水流動試験装置を用いて、エルボを含む配管系の流動及び振動特性に関するデータを取得しました。試験では、管内の流れ場を可視化できるアクリル管と、配管系の振動応答を模擬できるステンレス鋼管の2種類の試験体を用いました。なお、水とナトリウムの物性値の違いから、縮尺水試験では実機ナトリウム(550℃、流速9.2m/s)での流れ場と同等の条件を再

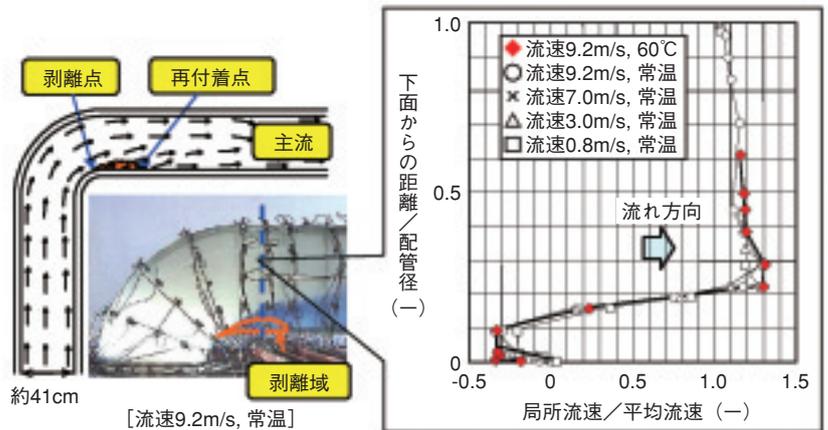


図 1-10 流れの可視化状況とエルボ出口近傍での流速分布

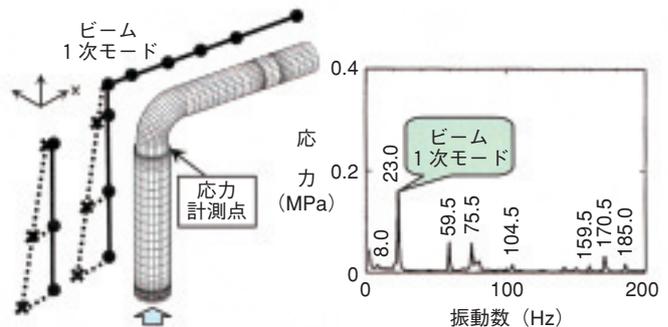


図 1-11 ステンレス鋼管での固有振動モードと発生応力

現できないため、流れ場の支配因子となる管内流速と水温を試験パラメータに選定し、流動特性の試験条件に対する依存性を検討しました。

まず、アクリル管試験体を用いて、流動励起振動の主要因となるエルボ部での剥離域を可視化観察すると共に、管内の流速分布等を計測しました(図1-10)。剥離域の形成範囲や、平均流速で無次元化した流速分布は、流速や水温を変化させてもほぼ一定となり、流動条件に対する依存性がないことが分かりました。また、流れの乱れは剥離域を含む領域が最大となることを確認しました。次に、ステンレス鋼管試験体を用いて配管系の固有振動モードを把握しました。また、流れの乱れによって発生する振動応力は、試験体の固有振動数に相当する成分で励起されることを確認しました(図1-11)。

上記の試験結果より、流れの乱れの特長や振動応力は、管内流速に依存することが明らかとなりました。そこで、実機と同等の流速条件の試験で取得した流れの乱れの特長を配管の縮尺比等で換算し、実機ホットレグ配管の振動応力を評価しました。その結果、振動によって発生する最大応力は、配管材の設計疲労限度以下となり、配管系の健全性を確保できる見通しを得ました。

●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—(1)原子炉プラントシステム—, 2006, JAEA-Research 2006-042, p.486(付属CD-ROM中).

1-5 次世代型燃料サイクル(再処理+燃料製造)の開発

—先進湿式法/簡素化ペレット法に関する研究開発—

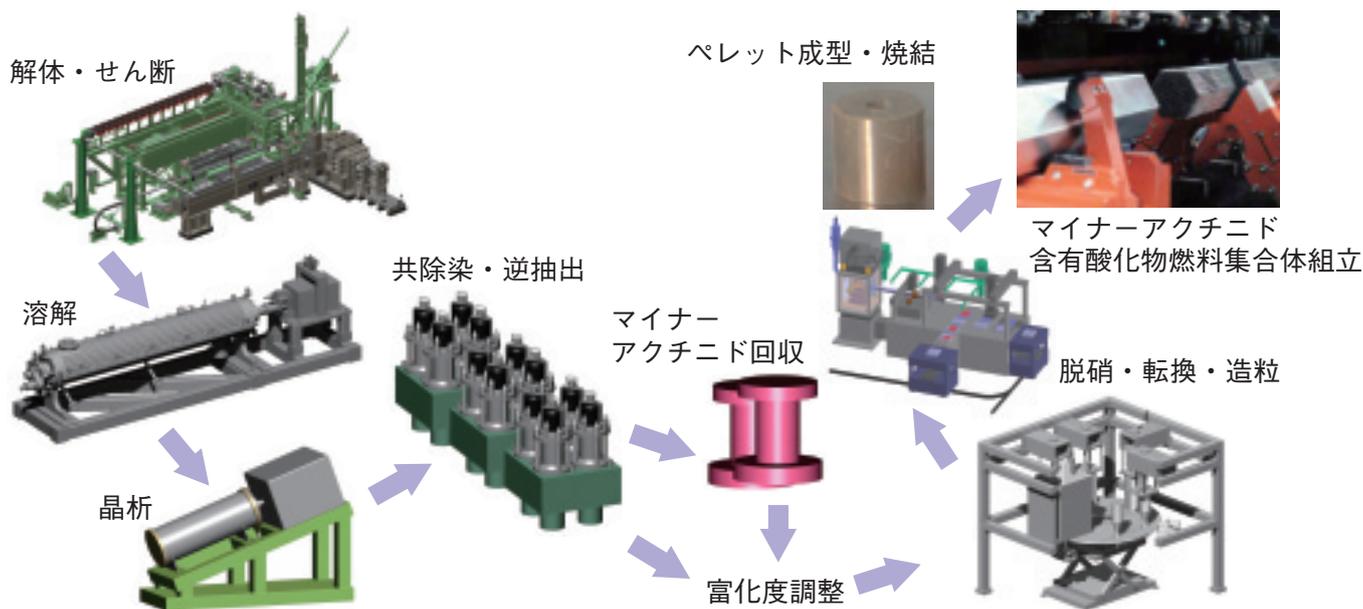


図 1-12 先進湿式法と簡素化ペレット法の組合せ

先進湿式法では、晶析工程にてウランを粗取りすることにより、共除染・逆抽出工程での処理量の削減ができます。また、ウラン、ネプツニウム、プルトニウムを低除染で一括回収することにより、ウラン・プルトニウムの精製工程を削減できると共に、核拡散抵抗性を向上させることができます。簡素化ペレット法では、プルトニウム富化度調整を溶液状態で調整するため、粉末混合工程が削減できます。また、潤滑剤の混合を不要とするダイ潤滑成型技術を採用したり、低除染・マイナーアクチニドリサイクルを可能とするセル内での遠隔燃料製造技術を採用します。

高速増殖炉サイクルでは、リサイクル燃料へのFP混入(低除染)を許容できることから、次世代型燃料サイクル技術として、図 1-12に示すような先進湿式法と簡素化ペレット法を組み合わせたプラント概念を構築しました。先進湿式法では、共除染工程にてウラン、ネプツニウム及びプルトニウムを一括回収することで、従来法(ピューレックス法)で必要とされた「ウラン精製工程」及び「プルトニウム精製工程」を削除することができます。更に、再処理システムと燃料製造システムを同一の施設内に設置することで高い経済性が達成できる可能性があります。

一方、従来システムに比べて、再処理についてはマイナーアクチニド回収工程が付加されること、燃料製造については低除染の燃料を扱うためホットセルでの遠隔燃料製造が必須となることなどのコスト増を招く要因もあります。

これらの課題について、設備合理化や新たな技術の導入を検討することにより、従来システムと比べ施設建設費を半減できることを明らかにしました。具体的な設計上の工夫としては、まず晶析法により設備の合理化を図ることとしました。晶析法とは、使用済燃料の溶解液中の重金属の大部分(約80%)を占めるウランの約70%を粗回収する技術であり、これにより後工程(共除染・逆

抽出工程)の処理量を大幅に低減することが可能となります。また、マイナーアクチニドの回収では抽出クロマト法により、設備機器のコンパクト化を図ることとしました。燃料製造については、遠隔での燃料製造に伴うデメリットを克服するために、ウランとプルトニウムの硝酸溶液段階での混合によりプルトニウム富化度調整を可能とする簡素化ペレット法を採用し、従来のペレット製造工程の多くを占める粉末混合工程を削除することとしました。以上の検討により、開発目標である経済性や資源有効利用性、環境負荷低減性及び核拡散抵抗性の設計要求を満足することができるシステムを構築することができました。

先進湿式法では晶析法やマイナーアクチニド回収などのシステム・機器開発が必要となりますが、東海再処理工場や六ヶ所再処理工場における多くの技術的知見を活用して、高い確度で技術的実現性を見通すことができます。仏国においても次世代技術として湿式再処理システムの開発に取り組んでおり、国際協力により技術的実現性の向上が期待できます。また、燃料製造については、遠隔保守・補修などを考慮した機器を採用しますが、簡素化ペレット法の基本的なプロセスは従来のペレット製造と共通しているため、これについても高い確度で実現性を見通すことができるものと考えられます。

●参考文献

日本原子力研究開発機構, 日本原子力発電株式会社, 高速増殖炉サイクルの実用化戦略調査研究 フェーズ II 最終報告書, 2006, JAEA-Evaluation 2006-002, p.191.

1-6 次世代原子炉燃料の再処理プロセスを開発 -NEXTプロセスにおけるアクチノイド元素の溶媒抽出-

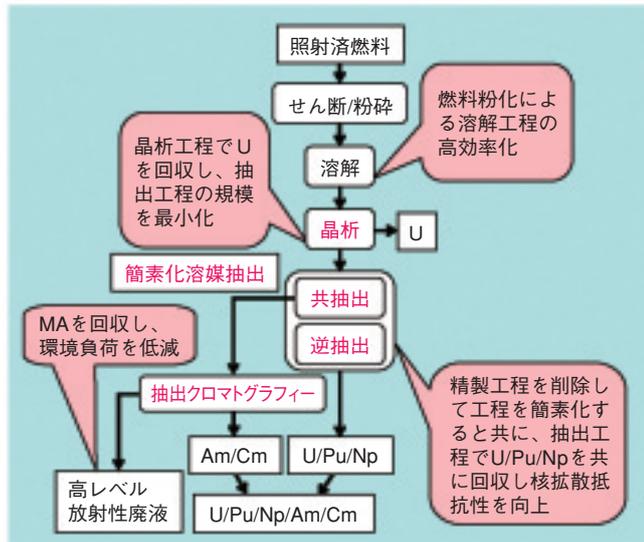


図 1-13 NEXTプロセス概要

NEXTプロセスは、現行のPUREXプロセスを簡素化し、経済性の向上を目指した再処理プロセスです。また、これまで高レベル放射性廃棄物とされていたマイナーアクチノイドを積極的に回収し、燃料として高速炉で燃焼させることにより、資源の有効利用、環境負荷低減が見込まれています。

私たちは、PUREXプロセスをベースとした先進湿式再処理プロセス（NEXTプロセス）の研究を行っています（図 1-13）。NEXTプロセスは、ウラン（U）を結晶として粗分離する晶析工程、U、プルトニウム（Pu）、ネプツニウム（Np）を共回収する簡素化溶媒抽出工程、抽出残存溶液から抽出クロマトグラフィーによりアメリシウム（Am）及びキュリウム（Cm）を回収する工程から成ります。

従来の再処理プロセスとして用いられているPUREX法では、U及びPuのみ回収されています。高速炉燃料サイクルでは、これらの元素に加えてマイナーアクチノイド（MA）と呼ばれるNp、Am及びCmを積極的に回収します。MAは、半減期が長い α 崩壊核種が同位体として存在します。これらを回収することによって、高レベル廃棄物の毒性低減や原子炉での燃焼による最終的な生成量の抑制が見込まれます。

PUREX法では、U及びPuのリン酸トリブチル（TBP）への抽出性を利用して回収を行います。MA回収に関して、AmやCmはTBPへの抽出性が低いため、TBPよりも抽出能力の高い溶媒を使用して高レベル放射性廃液から

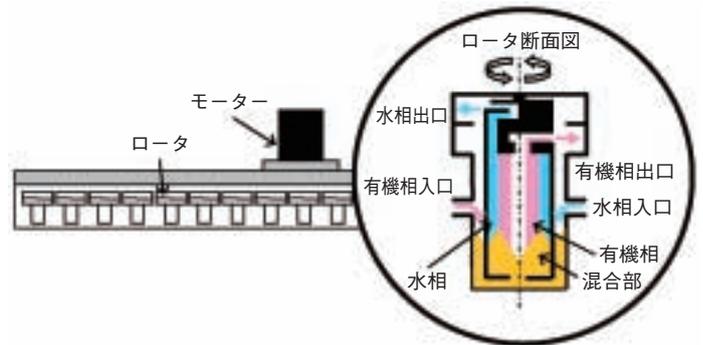


図 1-14 CPF型遠心抽出器

各入口より供給された水相及び有機相を混合し、遠心力により分離します。従来使用されていたミキサセトラと比べて、滞留時間が短いため、放射線劣化を低減させ、処理量が増加します。

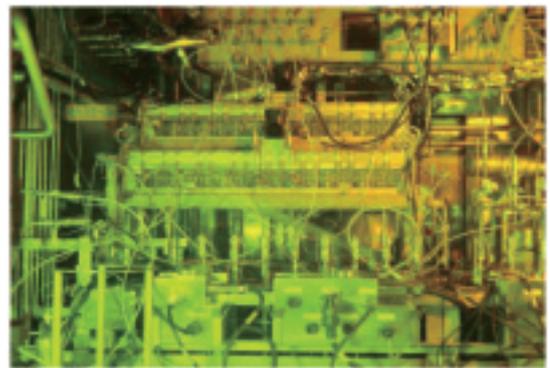


図 1-15 ホットセル内に設置した遠心抽出器

回収する必要があります。一方、Npは原子価の制御によりTBPへ抽出することが可能であり、U、Puと共に回収することが合理的です。また、高速炉燃料サイクルでは、低い除染度を許容することを前提に分配、精製工程を削除し、単サイクルによりU、Pu及びNpを一括回収するフローシートを設定しています。

照射済燃料を用いたU、Pu及びNpを共回収する一連の研究は、高レベル放射性物質研究施設（CPF）にて実施しています。抽出器は、ミキサセトラに比べて滞留時間の短い遠心抽出器を使用します（図 1-14、図 1-15）。NpをU、Puと共に抽出するため、フィード溶液を高硝酸濃度に調整します。これにより、NpはTBPに抽出されやすい原子価への制御が可能です。この簡素化溶媒抽出法においては、ほぼ全量のU、Puと共にNpについても約99%の回収が可能です。また、フィード溶液の高硝酸濃度化に伴い、遠心抽出器内においても高硝酸濃度環境となり、Npの原子価制御に有利に働いています。このような一連の研究においてフィード溶液の硝酸濃度を調整した結果、U、Pu及びNpの共回収が可能になりました。

●参考文献

中原将海ほか、簡素化溶媒抽出法によるU、Pu及びNp共回収-フィード溶液及び洗浄液の高硝酸濃度化に伴うNpの抽出挙動への影響評価一、2006, JAEA-Research 2006-030, 43p.

1-7 厄介なMAを高速炉燃料とする遠隔燃料製造技術を確立 —アメリシウム含有MOX燃料の製造技術開発—

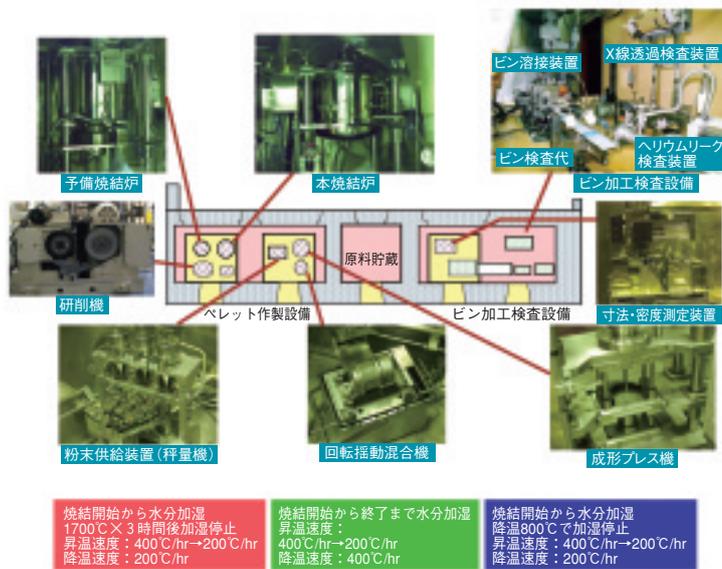
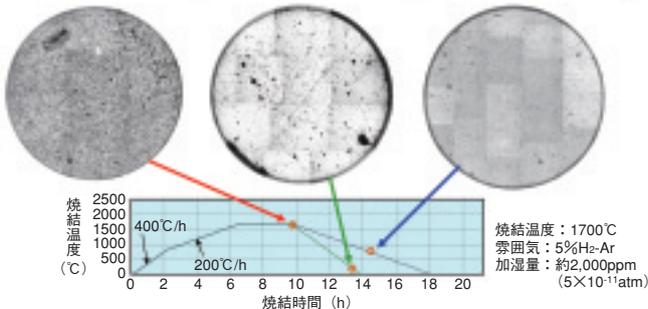


図1-16(左上) AGFにおける遠隔燃料製造設備の概要
AGFでは、約1mの遮へい厚を有するホットセル内にペレット製造装置及びピン加工検査設備が配置されています。遠隔操作にてペレット製造から照射用燃料ピンの製作が可能です。



図1-17 ホットセルにおける燃料製造プロセス
燃料ペレットから照射用燃料ピン製作までの流れを表しています。

図1-18(左下) Am-MOXペレットの焼結条件の最適化
ペレット焼結時の加湿等の条件を最適化することにより、高密度で均質なペレットを作製することが可能です。



大洗研究開発センター照射燃料試験施設 (AGF) では、高速増殖炉 (FBR) サイクルの実用化概念の一つとして、環境負荷低減等において有望視されている低除染TRU燃料の製造技術開発を進めています。これまで当施設では、高線量なマイナーアクチニド (MA) 核種であるアメリシウム (Am) を対象としたAm含有プルトニウム・ウラン混合酸化物燃料 (Am-MOX) ペレットの製造及び「常陽」照射試験に供するための照射用燃料ピンの製作を通じて、小規模施設での遠隔燃料製造を実証しました。

AGFにおける設備の概要、特徴及び製造プロセス試験内容については以下のとおりです。

1メートル厚のコンクリート遮へい壁で囲まれ気密性を有する3つのインナーボックス内と一つのβ-γセル内に燃料ペレットを製造するためのペレット製造設備 (粉末供給装置、粉碎混合機、油圧プレス機、焼結炉、ペレット寸法密度検査装置等) が配置されています。また、ペレット等をステンレス鋼被覆管に充填・溶接密封し、「常陽」照射用燃料要素に組み上げるためのピン加工検査設備 (ペレット充填装置、溶接装置、非破壊検査装置等) が設置されています。図1-16に当該設備の概要を図1-17に製造プロセスを示します。

これら試験装置の運転は、マニプレータを用いてオペレータが遠隔により実施するため、操作性に対する工夫が各所に施されており、高線量のMA核種、核分裂生成物 (FP) などを含む燃料を全遠隔操作により製造することができ、世界でも類を見ない試験設備です。

UO₂取扱い試験にてペレット約200個を作製し、燃料製造設備の遠隔操作性に問題なく、小規模ながらセル内での遠隔燃料製造が技術的に可能であることを確認しています。

Am-MOX試験では、ペレット中にAmの含有量が増えるとペレット内の微小クラック及びポアの発生による低密度化や焼結不足が確認されたため、焼結時の昇温・降温速度や雰囲気ガスの水分加湿などにより焼結条件の最適化 (図1-18) を図り、高密度で安定な組織を有したペレットを製造可能とする技術を確立しました。

これまでに、「常陽」短期照射試験用Am-MOX燃料ピン3本 (Am含有率最大5%) と同仕様の長期照射試験用燃料ピン2本を製造しました。これらの技術は、今後のCm含有燃料、FP含有燃料の製造技術開発にも反映することが期待されます。

●参考文献

Yoshimochi, H. et al., Fabrication Technology for MOX Fuel Containing AmO₂ by an In-cell Remote Process, Journal of Nuclear and Technology, vol.41, no.8, 2004, p.850-856.

1-8 持続可能な原子力利用の道筋を探る - 高速増殖炉サイクルの導入シナリオ -

表 1-2 高速増殖炉サイクル実用化戦略調査研究フェーズⅡの候補概念

	高速増殖炉システム	燃料サイクルシステム	上段：増殖比／下段：平均燃焼度(万MWd/t)	
			高増殖型	低増殖型
(a)	ナトリウム冷却炉 (MOX燃料)	・先進湿式法 ・簡素化ペレット法	1.10 9.0	1.03 11.5
(b)	ナトリウム冷却炉 (金属燃料)	・金属電解法 ・射出鋳造法	1.11 13.4	1.03 15.3
(c)	鉛-ビスマス冷却炉 (窒化物燃料)	・先進湿式法 ・簡素化ペレット法	1.10 10.5	1.04 12.8
(d)	ヘリウムガス冷却炉 (窒化物被覆粒子燃料)	・先進湿式法 ・振動充填法	1.11 6.9	1.03 8.9
(e)	水冷却炉 (MOX燃料)	・先進湿式法 ・簡素化ペレット法	1.05 4.5	

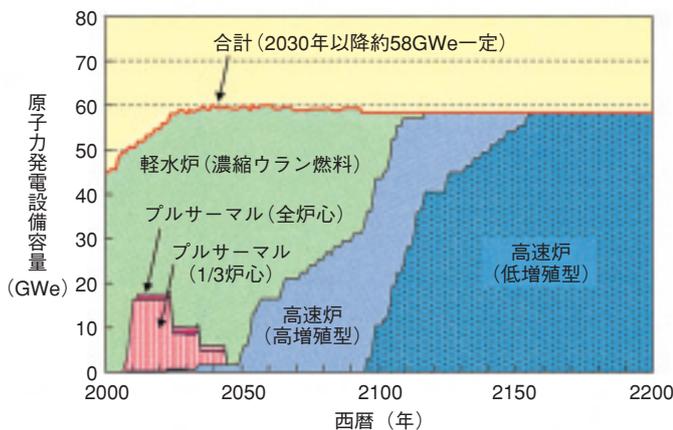


図 1-19 フェーズⅡ主概念(a)の軽水炉から高速増殖炉への移行特性

ウラン資源の効率的な利用と高レベル放射性廃棄物の削減が期待される高速増殖炉サイクルについて、政府は2005年10月14日に閣議決定した原子力政策大綱の中で2050年頃に商業ベースの導入を目指すとしています。原子力機構では、この高速増殖炉サイクルの実用化と商業化に至るまでの研究開発計画を2015年頃に国へ提示する目的で「高速増殖炉サイクル実用化戦略調査研究」を進めています。2005年度に終えた本研究のフェーズⅡでは、高速増殖炉システムと燃料サイクルシステムの組合せが異なる複数の候補概念のうち、代表的な候補概念(表 1-2)を対象として、軽水炉サイクルから高速増殖炉サイクルへの移行特性をシナリオ解析により評価しています。

このシナリオ解析では、将来の原子力発電設備容量や核燃料サイクル施設計画、高速増殖炉サイクルの本格導入開始時期、軽水炉使用済燃料再処理廃液に含まれるマイナーアクチノイドのリサイクル方法などをパラメータとしたシナリオ検討とサイクル諸量解析を行い、軽水炉から高速増殖炉への移行期間、天然ウラン累積需要量、軽水炉使用済燃料貯蔵量、高レベル廃棄物貯蔵量などの観点から各候補概念の特徴を評価しました。標準的な高速

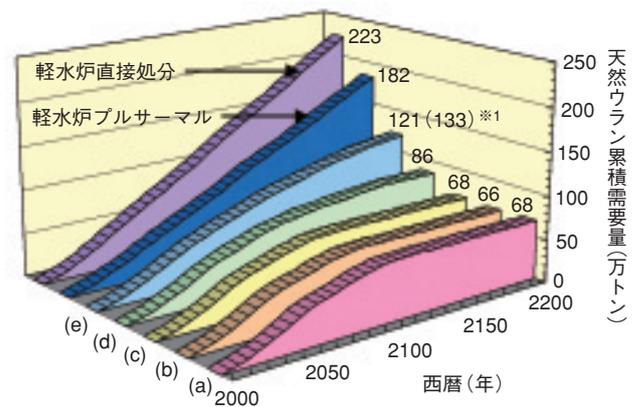


図 1-20 フェーズⅡ候補概念の天然ウラン累積需要量

※ 1 軽水炉から水冷却炉への移行が完了する2300年頃の累積需要量

増殖炉の導入スキームとして、寿命を終えた軽水炉に代わって高増殖型高速増殖炉を導入し、プルトニウム需給バランスに応じて低増殖型高速増殖炉が段階的に導入されると仮定した場合、主概念(a)についてみると、新計画策定会議と同一条件(将来の原子力発電設備容量2030年以降約58GWe一定、2050年高速増殖炉導入開始)の下では来世紀初頭に軽水炉から高速増殖炉に移行し終わることが判ります(図 1-19)。また、同様に解析したフェーズⅡのその他の候補概念、軽水炉プルサーマルマルチサイクル及び軽水炉直接処分の天然ウラン累積需要量を比較すると(図 1-20)、候補概念(a)~(d)を採用した場合、来世紀の初頭あるいは中旬にかけて天然ウランを輸入しなくても原子力の持続的な利用が可能になることが判ります。

シナリオ検討結果の一例として、軽水炉から高速増殖炉への移行期間をなるべく短くし天然ウラン需要を節約することに着目した場合には、炉内プルトニウムインベントリが小さく、ある程度増殖比の高い高速増殖炉システムが望ましく、特に移行期においては軽水炉及び高速増殖炉の使用済燃料からの回収プルトニウムを有効に活用する必要があることが分かりました。

●参考文献

日本原子力研究開発機構, 日本原子力発電株式会社, 高速増殖炉サイクルの実用化戦略調査研究 フェーズⅡ最終報告書, 2006, JAEA-Evaluation 2006-002, p.59-60.

1-9 様々な視点から有望な高速増殖炉サイクル概念を見出す — 高速増殖炉サイクルの多面的評価研究 —

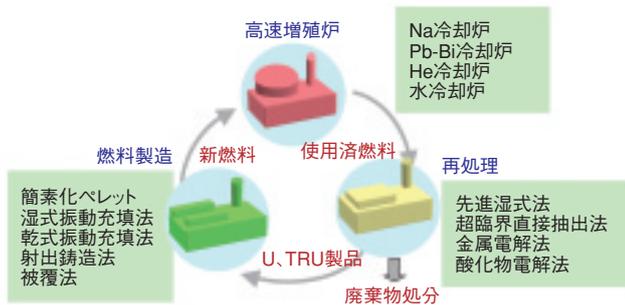


図 1-21 高速増殖炉サイクル候補概念

高速増殖炉サイクルの原子炉プラント、再処理、燃料製造の各役割においては、それぞれいくつかの有望な技術が考えられ、これらの技術を組合せた複数の高速増殖炉サイクルの概念が考えられます。

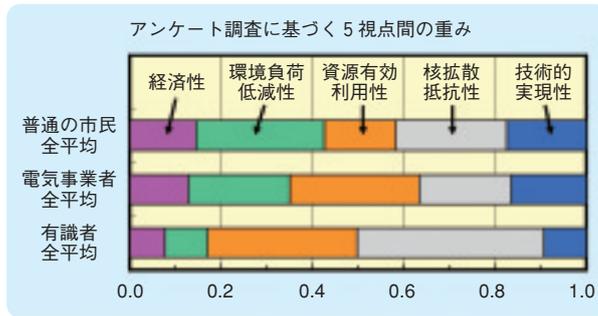
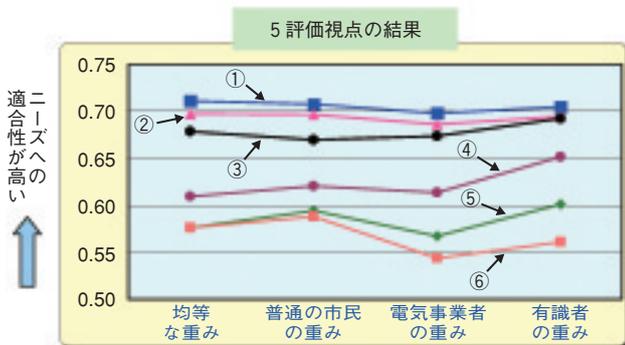


図 1-22 社会的属性による重み

5つの評価視点について、普通の市民、電気事業者、有識者へのアンケートを基にそれぞれの重みを求めました。



原子炉と燃料サイクルを組合せた6つの高速増殖炉サイクル概念

- ① Na冷却+先進湿式+簡素化ペレット (MOX燃料)
- ② Na冷却+先進湿式+振動充填 (MOX燃料)
- ③ Na冷却+先進湿式+射出鋳造 (金属燃料)
- ④ Pb-Bi冷却+先進湿式+簡素化ペレット (窒化燃料)
- ⑤ He冷却+先進湿式+被覆法 (窒化物被覆粒子燃料)
- ⑥ 水冷却+先進湿式+簡素化ペレット (MOX燃料)

図 1-23 多面的評価による高速増殖炉サイクル候補概念の比較

縦軸の値が高いほど、ニーズへの適合度が高い優位な概念となります。(5評価視点: 経済性、環境負荷低減性、資源有効利用性、核拡散抵抗性、技術的実現性)

高速増殖炉サイクル実用化調査研究フェーズII (2001年度~2005年度の5ヵ年実施)の一環として、2050年頃の将来、高速増殖炉を本格導入するために、どのようなタイプの高速増殖炉サイクルシステム(原子炉プラントと燃料サイクルの組合せ)を実用化することが望ましいのかについて、複数の高速増殖炉サイクル概念(図1-21)を対象に、多面的で客観的な側面から評価を行い(多面的評価)、有望な高速増殖炉サイクル候補概念を明確にしました。

この多面的評価は、高速増殖炉サイクルシステムの概念が、必要としている開発目標に対してどの程度達成しているかを定量的に評価するものです。そのため、評価すべき指標構造の構築、評価基準値の設定、評価手法の開発を実施してきました。

評価視点としては、基準達成型評価の「安全性」、定量評価の「経済性」、「環境負荷低減性」、「資源有効利用性」、及び専門家の判断と定量評価を組合せた「核拡散抵抗性」、「技術的実現性」、「事業容易性」、「社会的受容性」の合計8つの視点を選びました。

それらの評価視点は、各々最高4段階までの下位指標(階層構造)を有しています。定量評価では、効用(満足度や適合度といった意味)関数を用いて最下層指標の各

物理量を0~1の効用値に変換し、適切な重み付けを行って評価します。

ここで、高速増殖炉サイクル実用化に関わるステークホルダー(利害関係者)として、普通の市民、電気事業者、原子力やエネルギーに関係する有識者を対象に、将来社会の価値観として、どのような視点を重視するかについてのアンケートを実施して、重み付けを行いました。その結果、8つの評価視点のうち、開発目標に整合した5つの視点を取り上げてみると、普通の市民は、環境負荷低減性と核拡散抵抗性を重視する傾向が強く、電気事業者は資源有効利用性を重視する傾向が強く、有識者は資源有効利用性、核拡散抵抗性を重視する傾向がありました(図1-22)。

これらの社会的属性の重みを考慮し、経済性、環境負荷低減性、資源有効利用性、核拡散抵抗性、技術的実現性の5つの評価視点を含む適合度(効用値の総和)を算定しました(図1-23)。いずれの場合も「Na冷却炉、先進湿式法再処理及び簡素化ペレット燃料製造法の組合せ(MOX燃料)」が最も高い総合的な目標適合度を示し、本概念は、多面的で客観的な側面から評価された最も有望な高速増殖炉サイクル候補概念であることが分かりました。

●参考文献

日本原子力研究開発機構, 日本原子力発電株式会社, 高速増殖炉サイクルの実用化戦略調査研究 フェーズII最終報告書, 2006, JAEA-Evaluation 2006-002, p.43-45.

1-10 サイクル全体を考慮した世界初の安全評価手法を開発 — 高速増殖炉サイクルの確率論的安全評価(PSA)研究 —

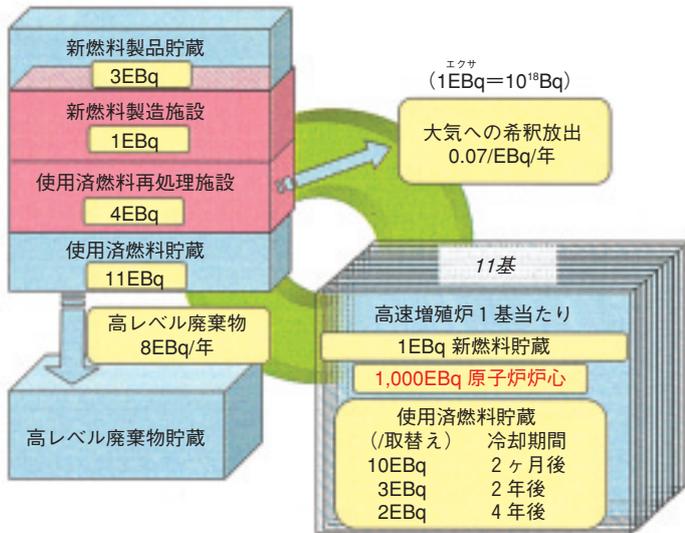


図 1-24 FBRサイクルにおける放射能の内訳

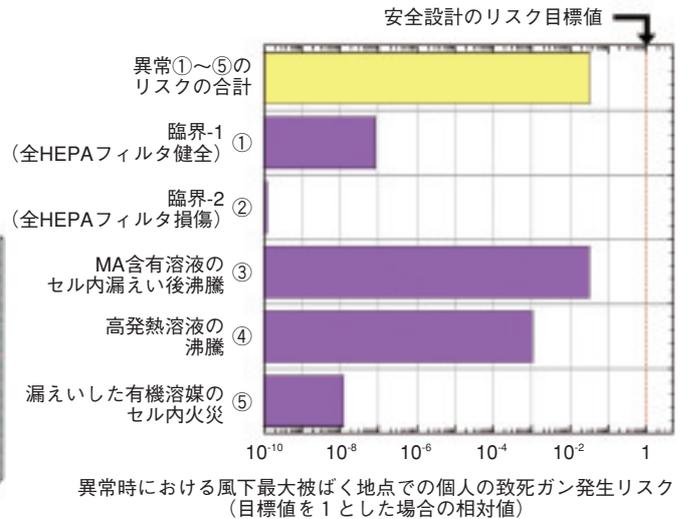


図 1-25 先進湿式システムにおける公衆の年間致死ガン発生確率推定結果の異常事象による内訳

フェーズⅡ前半
平成13～15年度

設計概念		崩壊熱除去系の方式	蒸気発生器伝熱管の方式
大型炉	候補	2次主冷却系設置型	2重管
	代案	2次主冷却系設置型	単管
中型炉	候補	1次主冷却系設置型	2重管

フェーズⅡ後半
平成16～17年度

設計概念		崩壊熱除去系の方式	蒸気発生器伝熱管の方式
大型炉	候補	1次主冷却系設置型	2重管
中型炉	候補	1次主冷却系設置型	2重管

PSAの結果を基に炉心損傷の頻度の目標達成の観点から、より有利な冷却方式へ候補概念を変更

図 1-26 PSAのFBR冷却系概念設計への貢献

高速増殖炉 (FBR) サイクル実用化戦略調査研究のフェーズⅡにおいて概念設計を進めたFBR、使用済燃料再処理施設及び新燃料製造施設を対象に、FBRサイクル全体としてリスクをバランスよく抑制することにより安全性を確保することを目指して、系統的なリスクの分析を行いました。

まず、電気出力150万kWのFBR11基及びこれらの燃料処理におおむね相当する年間処理量200tHMの燃料サイクル施設1施設から成るFBRサイクルを想定して、各施設に内蔵される放射性物質の内訳を試算したところ、図1-24のように燃料サイクル施設内の放射能(合計約 5×10^{18} Bq)はFBR11基(約 1000×10^{18} Bq)の約1/200であることがわかりました。次に、湿式燃料再処理施設の溶液系を対象に確率論的安全評価(PSA)手法を適用し、放射性物質の施設外への異常放出による公衆のリスクを簡便かつ包括的に分析・評価したところ、図1-25に示すように安全設計に当たって設定したリスクの目標値を下回る

見通しを得ると共に、臨界、火災の寄与の小さいことが確認できました。このようなFBRの燃料サイクル施設を対象としたリスクの評価は世界でも初めての試みであり、評価モデル及びデータの整備は今後も継続的に進めていくことが必要と考えています。

一方、ナトリウム冷却FBRについては、炉心の著しい損傷がリスクに支配的な要因になると判断し、これまでに蓄積してきたナトリウム冷却FBRでの機器の運転・故障経験に基づくPSAにより複数の候補概念に対して炉心損傷の頻度を推定しました。特に、概念設計段階では、今後詳細な設計や開発を進めるべき基本的な設計概念の選定の妥当性を確認することが求められます。このため、安全性の観点からは、炉心損傷の頻度に対する抑制目標を、現状の知見の範囲で、より確実に達成できると期待される設計概念を選択することが重要となります。本研究を通じて、冷却系の複数の候補概念の中からより適切な概念を選定することができました(図1-26)。

●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, 2006, JAEA-Research 2006-042, p.1807(付属CD-ROM中), 及びJAEA-Research 2006-043, p.1327(付属CD-ROM中)。

1-11 高速増殖原型炉「もんじゅ」の再開に向けて — 臨界試験から起動試験(40%出力)までの性能試験から —

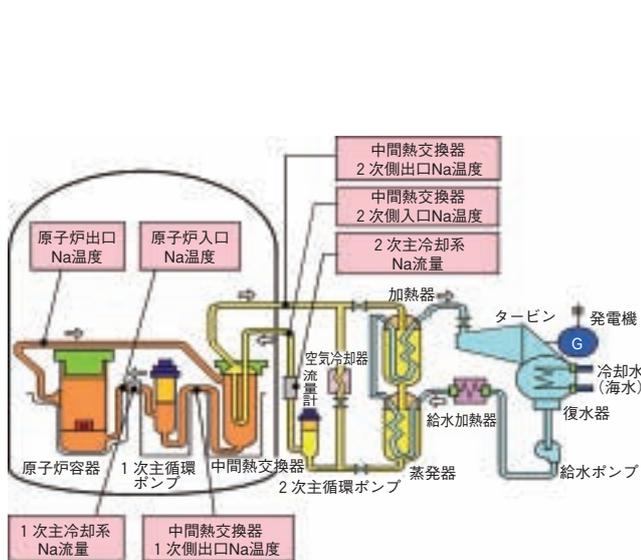


図 1-27 「もんじゅ」冷却系系統図

原子炉で発生した熱は1次主冷却系から2次主冷却系へと伝達され、蒸発器、過熱器で発生させた蒸気によってタービンを駆動して発電を行うしくみとなっています。1次主冷却系と2次主冷却系の冷却材として液体の金属ナトリウムが使われています。

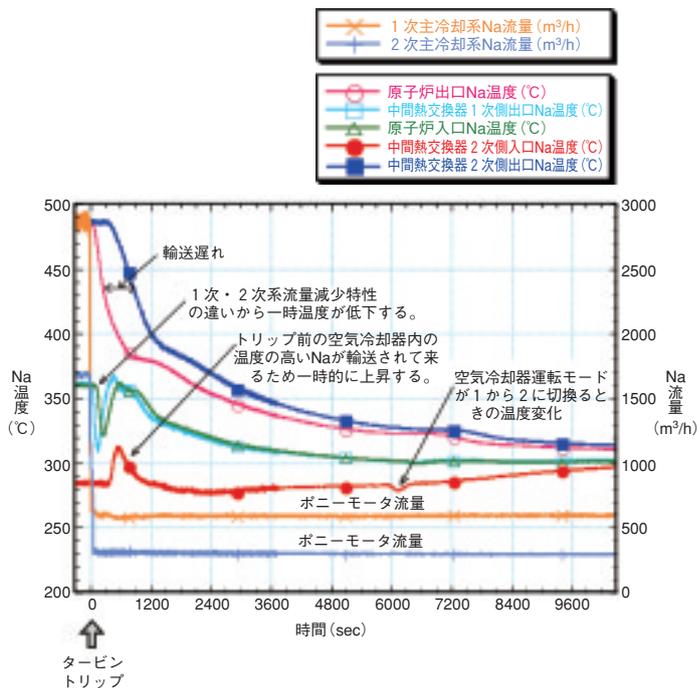


図 1-28 タービントリップ時のプラントの温度・流量の過渡変化
原子力プラントの設計においては、事故や異常を想定した場合の冷却材温度、流量等の過渡変化について数値解析（プラント動特性解析）を行い設計の妥当性を評価します。このような実機データは、解析手法の高度化など後続プラントの設計への貢献も期待されます。

高速増殖原型炉「もんじゅ」の性能試験は、1995年12月8日に発生した2次主冷却系ナトリウム漏えい事故のため、現在中断しておりますが、このほど2005年7月に、これまで適宜原子力学会等で公表してきた性能試験の個別試験項目ごとの成果を取りまとめ公開しました。

ここでは誌面の都合から、性能試験の最終段階に当たる起動試験のうち、「プラントトリップ時特性評価（タービン）」の結果を紹介します。

この試験はプラントが電気出力40%で安定に運転している状態から、復水器真空度の異常を示す模擬信号を入力することによりタービンをトリップ（非常停止）させ、所定のインタロックに従いプラント全体が安全に自動停止することを確認したものです。併せてこの時の設備動作の確認やプロセス量の変化を測定することにより、プラント挙動を総合的に確認しました。

試験の結果、所定のインタロックが動作し、プラントが安全に自動停止することを、設備動作、警報発報、プラント過渡変化から確認することができました。

また、トリップに伴うプラントの挙動について、詳細なデータを得ることができました。

図 1-27に「もんじゅ」の系統図を、図 1-28に試験時の

1次・2次系の温度、流量など主要なプロセス量の過渡変化を示します。プラントトリップと同時に、冷却材の循環ポンプが主モータから補助モータ（ポニーモータ）による低速運転に切り替わるため、1次・2次主冷却系Na流量はそれぞれ減少しますが、その速さの違いから、中間熱交換器1次側出口Na温度及び原子炉入口Na温度が一時的に低下しています。その後、1次・2次系はほぼ同じ流量となることから、温度は回復します。一方、中間熱交換器2次側入口Na温度は、トリップ前の補助冷却設備内の温度の高いNaが輸送されてくるため、一時的に上昇しています。

このような実機の試験データは、「もんじゅ」自身の性能確認、これまでの「もんじゅ」に関わる研究開発の総括を行うために必要であることはもちろん、プラントの動特性解析手法の高度化等を通じて、将来炉の設計にも貢献することができます。「もんじゅ」は現在ナトリウム漏えい対策工事等を実施中で、その後の工事確認試験、プラント確認試験を経て性能試験を再開する計画ですが、実施にあたっては、前回試験の経験を活用しながら、一步一步着実に進め、このような貴重なデータを取得してまいります。

●参考文献

宮川明ほか, 高速増殖原型炉もんじゅ性能試験報告書<臨界試験～起動試験(40%出力)>, 2005, JNC TN2410 2005-002, p.267-270.

1-12 フォールトツリー解析による原子炉トリップの頻度を評価 -「もんじゅ」の原子炉計画外停止頻度と要因の推定-

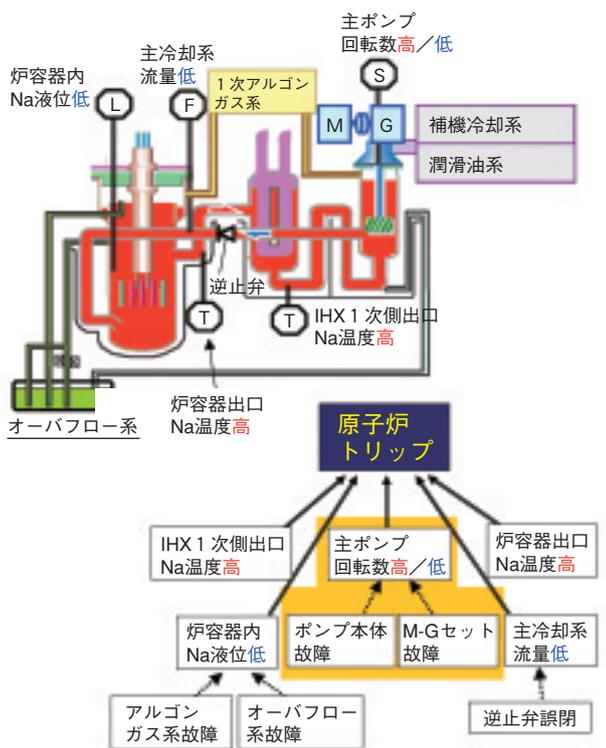


図 1-29 システムの概略と原子炉トリップの要因

システムを構成する設備機器の故障が原子炉トリップに至るかどうかを明らかにし、フォールトツリー(樹形図)を作成します。

表 1-3 主ポンプの故障事例(CORDSより)

部位	シャフト	モータ	潤滑油	その他	合計
主な原因	Na酸化物の蓄積 または歪曲	ブラシ不良、 ダスト混入	シール不良	不明	
故障数	9件	6件	3件	1件	19件

高速増殖原型炉「もんじゅ」をはじめ、原子力プラントにおいては、安全・安定な運転が求められ、出力運転中における計画外停止をできる限りなくすることが重要です。「もんじゅ」では、機器の故障、誤作動や誤信号に起因する原子炉トリップにおける重要な因子を特定し、運転信頼性の向上に資する目的で、フォールトツリー解析評価(以下、FTAという)を行い、原子炉トリップの発生頻度を推定すると共に重要な機器故障などの要因の抽出を行っています。

高速炉機器信頼性データベースCORDS及び国内軽水炉機器故障データベースを用いた機器故障率を「もんじゅ」のFTAに適用し、原子炉トリップ頻度を解析した結果、1.2回/炉年となり、重要な機器は1次及び2次主冷却系の主循環ポンプであることがわかりました。これ

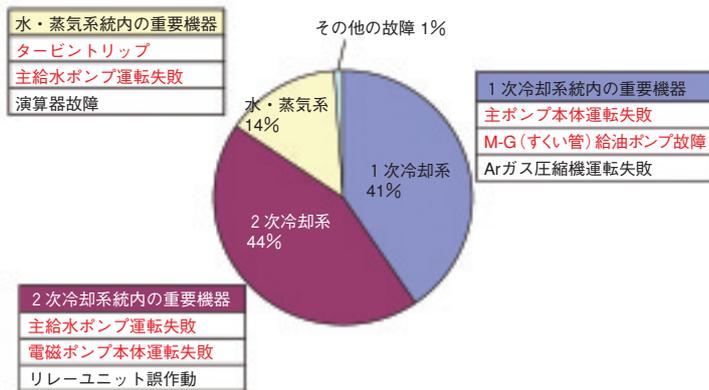


図 1-30 FTA結果

どの設備機器の故障が原子炉トリップに対して大きな寄与を持つのかを示しています。

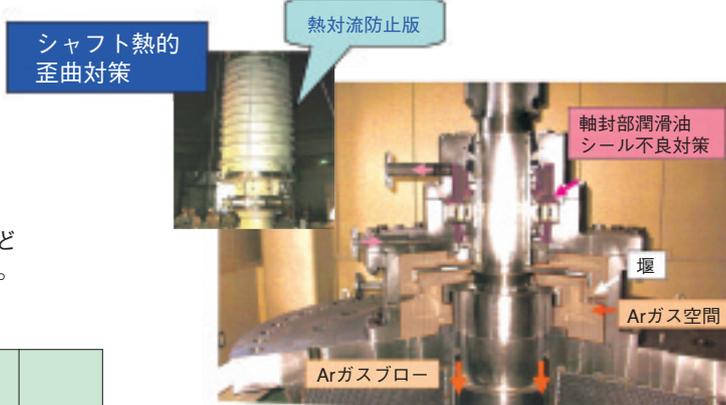


図 1-31 故障への対応

表 1-3 に示す事例の故障について、主ポンプのシャフトの熱対流防止板や、アルゴンガスブローによるナトリウム酸化物の蓄積防止対策がとられている様子を示しています。

は機械式のナトリウムポンプであり、過去の故障事例を調査した結果、「もんじゅ」では、当該機器の故障対策がなされており、実際には、上記の原子炉トリップ発生頻度より更に小さくなることが予想されると共に、高い運転信頼性が確保されていることを確認しています。

本研究により、「もんじゅ」において運転信頼性に係る重要な機器を特定できたこと、現状得られている機器故障率を用いて評価した結果、「もんじゅ」は国内軽水炉の原子炉トリップ頻度をやや上回る程度の計画外停止を将来予測として想定できることが明らかとなったこと、更に、今後、「もんじゅ」において設備変更等が必要になった場合、FTAを適切に改良することにより、原子炉トリップ頻度はどう変化するかを評価できるようになったことが成果として意義があると考えています。

●参考文献

Sotsu, M. et al., Unplanned Shutdown Frequency Prediction of FBR MONJU using Fault Tree Analysis Method, Proceedings of 13th International Conference on Nuclear Engineering (ICONE 13), 2005.

1-13 3次元輸送計算コードにおける新たな輸送断面積縮約手法を開発 -「もんじゅ」炉心核特性解析手法の高度化-

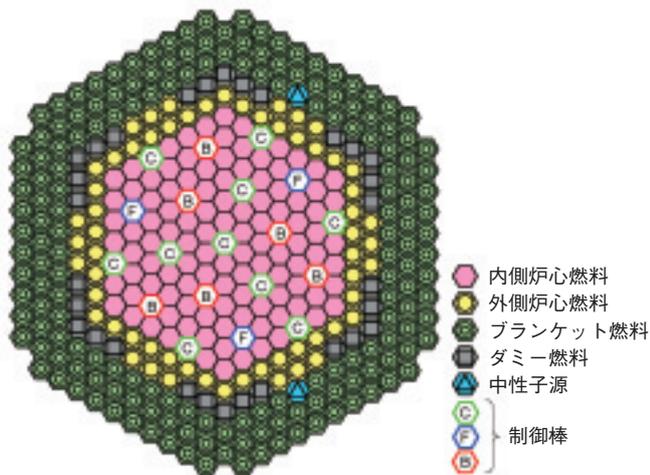


図 1-32 「もんじゅ」初臨界炉心配置図

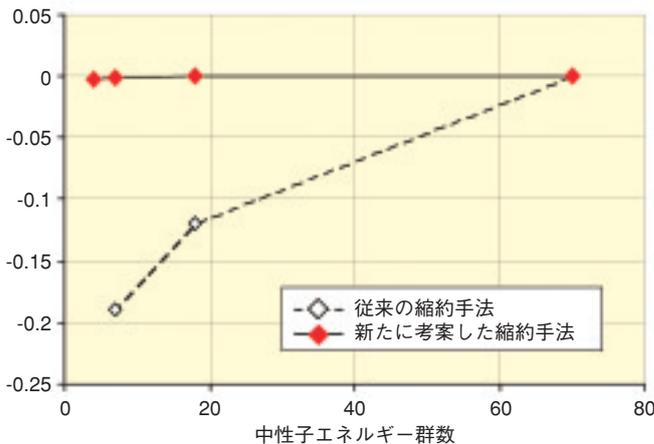
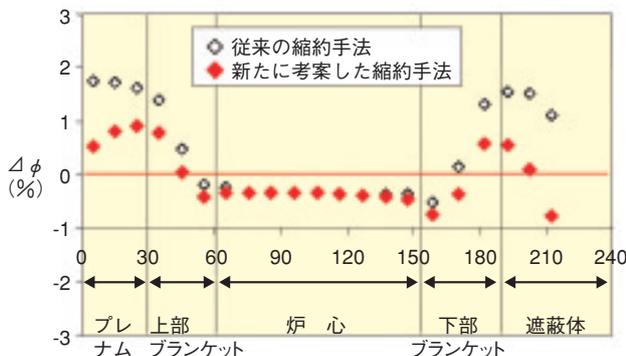


図 1-33 全炉心体系計算におけるエネルギー群縮約効果
70群断面積による実効増倍率の解析結果を基準とし、縮約断面積を使った解析結果との差異(縮約誤差 Δk_{eff} (%))を新旧の縮約手法で比較したものです。新たに考案した手法によれば、縮約断面積のエネルギー群数(横軸)によらず、縮約誤差を小さくすることができます。

図 1-34 中性子束分布で見た縮約手法の違いによる断面積縮約効果の差
高速中性子束分布を70群断面積で求めた場合と18群縮約断面積で求めた場合の差異(縮約誤差 $\Delta\phi$ (%))を新旧の縮約手法で比較したものです。新たに考案した手法では、特に炉心外部(軸ブランケット領域)における縮約誤差が改善されており、解析精度の向上が期待できます。

「もんじゅ」性能試験の測定データを有効利用して、現行設計手法の予測精度を検証評価し、設計余裕の合理化を図ることは、将来のFBR実用化に向けて重要な意義を持っています。この観点から、「もんじゅ」炉心の臨界性解析(実効増倍係数解析)については、これまでに各種検討が実施されて来ています。

一般に臨界性は、計算機資源の制約から拡散理論近似(等方散乱近似)計算により解析されますが、より厳密な輸送理論解析との比較による補正が必要となります。そこで、3次元ノード法Sn輸送計算コードNSHEXにより「もんじゅ」初臨界炉心(図1-32)の実効増倍係数解析を実施したところ、中性子エネルギーの離散化近似が粗い少数群断面積による計算(一種の近似計算であり高い計算機能力を必要としない)では、エネルギー群縮約効果(近似誤差)が無視できないことが判りました。

そこで、NSHEXコードにおける輸送断面積の扱いについて分析したところ、NSHEXではノード内の中性子束分布を多項式近似しているために、従来の縮約方法ではノード間の中性子漏えい量が保存されないことが判り

ました。これに基づき、従来の中性子カレント重み縮約に替わって、ノード間の中性子漏えい量が保存される新たな縮約手法を考案し、縮約断面積計算ルーチンとしてNSHEXコードに組み込みました。更に、検証計算により本縮約手法の有効性を確認しました。その結果、本手法によれば実効増倍係数の群縮約依存性が解消(図1-33)できるだけでなく、中性子の空間分布についても改善(図1-34)が見られ、NSHEXコードの新たな輸送断面積縮約方法として推奨し得ることが確認できました。

以上の成果は、今回「もんじゅ」全炉心体系を詳細に解析した結果、新たな知見として得られたものです。現在最新の輸送計算手法として、群縮約せず連続エネルギーで輸送計算を解くものも開発されていますが、「もんじゅ」全炉心のような大きな体系を解析する場合には計算機の性能などから未だ実用的とは言えず、従来計算手法の精度向上は今後も重要な課題といえます。本研究により、従来の輸送計算手法に対する解析精度向上の可能性を提示することができました。

●参考文献

Todorova, G., Nishi, H., Ishibashi, J., Monju Core Neutronics Analysis Method Upgrading Research -New Collapsing Algorithm for Condensation of the 3-D Transport Code NSHEX-, 2005, サイクル機構技報(27), JNC TN1340 2005-001, p.1-16.

1-14 パソコンを用い実時間の1000倍の速度で解析評価 — 汎用プラントシミュレーションコードの検証 —

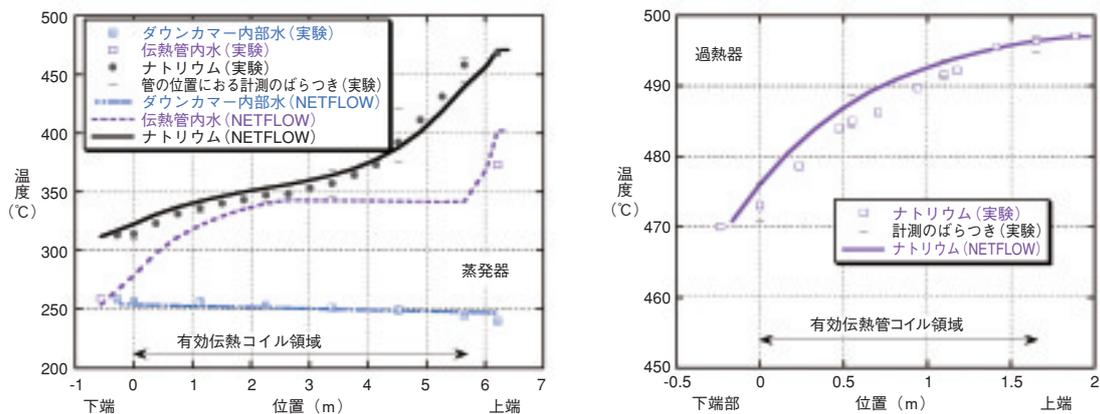


図 1-35(上) 50MW蒸気発生器内部の温度分布

定格出力での蒸気発生器ナトリウム温度(シェル側)と伝熱管内の水・蒸気温度計測値を、NETFLOWコードのモデルを用いて解析したものです。蒸発器における沸騰挙動などを含め、現象を良くトレースしています。

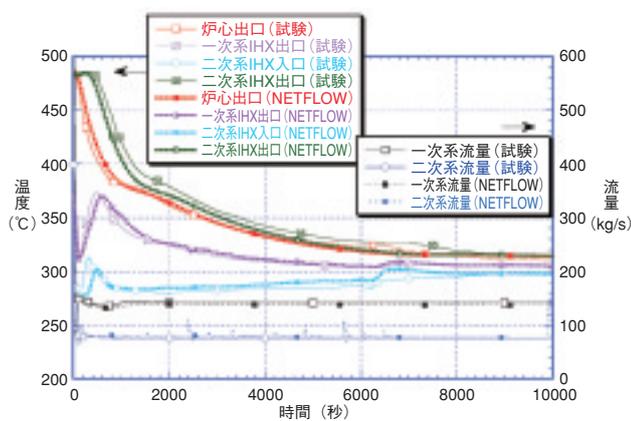


図 1-36(左) 「もんじゅ」45%熱出力からのタービントリップ試験「もんじゅ」の1次系から3次系1ループ分をNETFLOWでモデル化し、以前行われたタービントリップ試験について解析しました。1次系と2次系の主要なパラメータの解析結果を図に示します。NETFLOWコードによる解析結果は、試験結果と良い一致を見せています。10000秒に亘る過渡変化について、原子炉スクラム後の挙動をほぼ再現することができました。

NETFLOWコードは、原子炉の補機冷却系などの複雑な流路体系を手軽に高速で解析できるようにする目的で開発され、これまでにポンプ、熱交換器、配管、流量調節弁などのコンポーネントや軽水炉体系を模擬した実験装置の流動体系や原子炉そのもので収集されたデータを用いて精度検証を行い、良好な適用性を確認してきました。

本コードをより汎用的に利用できるようにするため、各種液体金属高速炉へも適用できるようにする改良を行うと共に、液体ナトリウムを用いた施設の試験で得られた結果への適用性検証を行いました。対象とした施設は、50MW蒸気発生器(SG)施設と、高速増殖炉「もんじゅ」です。高速炉の蒸気発生器は、軽水炉とは異なった形状と特性を有しているため、重要機器の一つとして検証しておく必要がありました。50MWSG施設で過去に収集された運転データを、解析コードの機能を使って解析したところ、蒸発器、過熱器の内部の温度分布について沸騰挙動を含めて正しく予測することができました。また、「もんじゅ」の炉心、1次系、2次系、蒸気発生器を含む3次系1ループ分を解析のモデルとしてプラントの挙動を解析しました。選択した事象は、ポンプ入熱による24時間の2次系自然循環試験と45%熱出力に

おけるタービントリップ試験です。自然循環試験では、2次系に設置された空気冷却器を用いて、1次側で入力された熱を除去しており、フィンを有する伝熱管群からの強制循環及び自然循環熱伝達挙動の解析検証が主題でした。これらの解析結果は、試験結果と良い一致を示し、解析コードがナトリウム冷却炉の体系にも適用できるとの見通しが得られました。

本コードの特徴の一つである高速性は、解析において発揮され、「もんじゅ」の1次系から3次系の1ループ分をそのまま模擬した複雑な体系で、約2GHzの通常のパソコンを用いて1000秒の事象を約1秒で解析することが確認できました。このため、数日に及ぶ長期間の運転に対しても手軽に解析が行え、24時間の「もんじゅ」2次系自然循環試験に対しては、2分以内に結果が得られました。

本コードは、現時点では軽水、重水、各種液体金属冷却の体系で使用できるため、大学院での研究や教育用に用いて、原子力技術者の資質向上に役立てる計画としています。なお、液体の物性などについて該当する部分を修正すれば、化学プラントなどでも利用することが可能になります。

●参考文献

Mochizuki, H., Verification of NETFLOW Code using Plant Data of Sodium Cooled Reactor and Facility, Nuclear Engineering and Design, NED-4487(Internet SCIENCE@DIRECT掲載), 2006, in press.

1-15 レーザを用いた高速炉の安全性に関する研究 - 共鳴イオン化質量分析法を応用した燃料破損検出技術の開発 -



写真1-1 RIMSシステム

写真奥のレーザー部で、Xe分析では256nm、Kr分析では217nmの紫外線レーザービームを発生させ、写真手前の質量分析部に入射して共鳴イオン化・質量分析を行います。

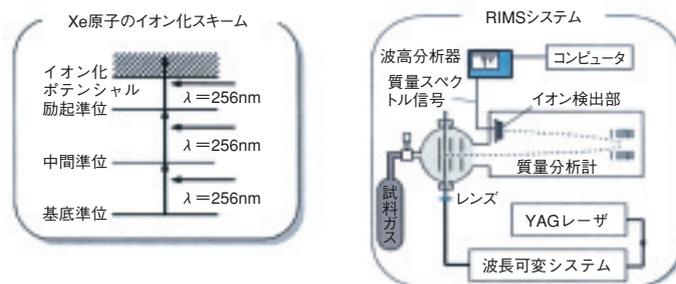


図1-37 レーザ共鳴イオン化の原理とRIMSシステムの構成
 YAGレーザーを光源とした波長可変レーザーシステムにより、分析対象元素（図はXeの例を示します）を多段階的に共鳴励起・イオン化し、飛行時間型質量分析計で分析します。

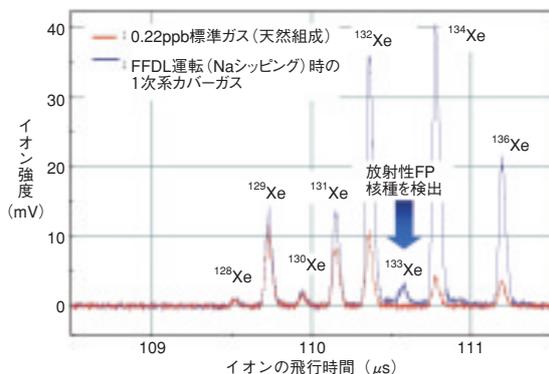


図1-38 試験集合体からサンプリングしたFPガスの同位体分析結果
 安定核種FPに加え、放射性FP(Xe-133)を同時に分析することに成功しました。

高速炉で燃料破損（燃料被覆管にクラックが生じて核分裂性物（FP）ガスが冷却材ナトリウム（Na）中に放出されること）が発生した場合に、その同位体比を迅速に分析できるシステムを開発しました。

開発したレーザー共鳴イオン化質量分析システム（RIMS）では、イオン化に最新の非線形光学技術を応用した波長可変レーザーを用いることにより、測定対象元素のみを効率良くイオン化させると同時に、バックグラウンドとなるアルゴン（Ar）イオンの発生を抑制し、検出感度を飛躍的に向上させました（写真1-1、図1-37）。この結果、カバーガスを濃縮することなく直接分析する手法により、Ar中に1兆分の1程度含まれる極微量のキセノン（Xe）及びクリプトン（Kr）検出とその同位体分析に成功しました。

2004年11月、高速実験炉「常陽」で「燃料破損模擬試験」を行い、燃料破損発生の検知、破損燃料位置検出装置（FFDL）による破損燃料の同定、これを炉心から取り出す操作等、燃料破損が発生しても適切なプラント対応が行えることを確認しました。

この試験では、被覆管に長さ1mm×幅0.1mmの微小スリットを加工した試験用燃料ピンを用いました。スリットは、鉛合金でシールされ、原子炉の温度が約300℃

に昇温した時点で開口し、燃料ペレット内に生成されたFPがスリットから1次系ナトリウム中に放出され、一部は原子炉容器のカバーガスに移行します。試験では、燃料破損検出設備により原子炉出力約120MWtで「燃料破損」を検知し、原子炉を停止しました。

この試験において、開発したレーザー共鳴イオン化質量分析システムによる分析を行いました。破損燃料位置検出（FFDL）装置の運転において、Na SHIPPING（燃料集合体内のFPガスを検出するためにNaを吸い上げる操作）時に、並行してカバーガスをサンプリングし、希ガスFPであるキセノンの同位体比分析を行いました。

その結果、僅か8pptの極微量の放射性核種（Xe-133）と安定核種（Xe-132,134等）の分析に成功しました（図1-38）。放射性核種FPと安定核種FPの比から燃料の燃焼度が推定できるため、FFDL運転に先立ちカバーガスを分析し、被疑破損燃料を絞り込むことで、破損燃料を同定するまでの時間が短縮されることとなります。

現在、このレーザー共鳴イオン化質量分析法を応用した高速炉1次冷却系における極微量のナトリウム漏えい検出技術の開発を進めています。更には、原子力分野以外にも、環境中の極微量物質測定や半導体製造プロセスにおける品質管理等、幅広い応用が期待できます。

●参考文献

伊藤主税ほか、「常陽」における燃料破損模擬試験—FFDL炉内試験（Ⅲ）—, 2005, JNC TN9410 2005-003, 53p.

1-16 多機能再処理プロセスを確立し分離元素を有効利用する —ピリジン樹脂による先進核種分離プロセスの開発—

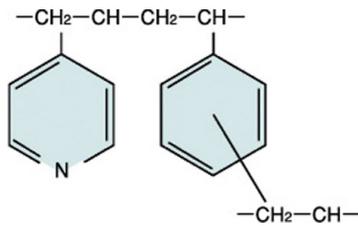


図 1-39 3 級ピリジン樹脂の基本構造

本研究では懸濁重合で作成した無担持型（白金族元素分離用）と、直径約60 μ mのシリカビーズに担持した多孔質型樹脂を用いています。

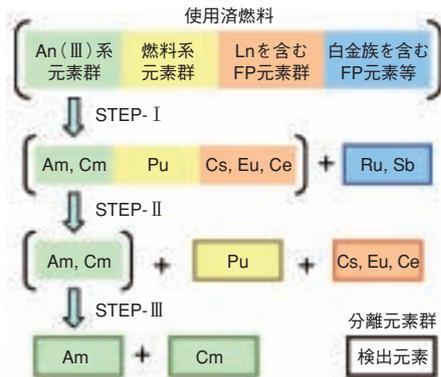


図 1-40 分離プロセスの概念図

各元素群への分離を 3 ステップの工程で行います。

3 級ピリジン樹脂によるイオン交換法を用いて、使用済燃料から①白金族元素群、②希土類元素を含む核分裂生成物 (FP) 群、③燃料要素であるウラン (U) 及びプルトニウム (Pu) などの燃料要素群、④アメリシウム (Am)、⑤キュリウム (Cm) を系統的に分離するプロセスを開発しました。

本研究は、東工大との共同研究で行われました。

3 級ピリジン樹脂 (図 1-39) は、弱塩基性陰イオン交換樹脂と窒素原子のソフトドナーという二つの役割を持ちます。本樹脂は、処理の際に問題となるリンや硫黄を含まず (Salt-Free)、また塩酸溶液系における耐放射線性が高いという特徴を有します。今回開発した分離プロセスは、大別して 3 つの工程より構成されます (図 1-40)。

STEP-I : 照射済燃料溶解液から白金族元素群を分離

STEP-II : FP+希土類元素群、Am+Cm群、U+Pu+Np群分離

STEP-III : Am+Cm群からのAmとCmを相互分離

はじめに、「常陽」で照射した高燃焼度燃料 (約 140GWd/t) の混合酸化物 (MOX) 燃料を硝酸溶解後、約 85 μ g 相当を分離プロセスに供しました。

STEP-I では燃料溶解液を希塩酸溶液に転換して無担持型の 3 級ピリジンイオン交換樹脂に通液することにより、アンチモン (Sb) と白金族元素であるルテニウム (Ru) を分離することに成功しました。

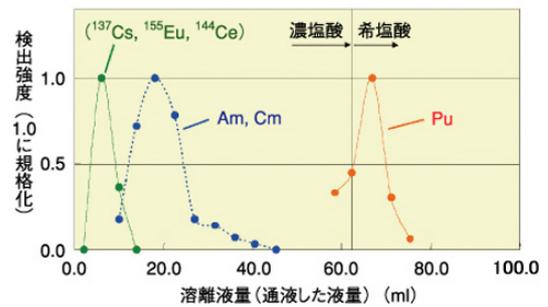


図 1-41 STEP-II におけるイオン交換分離クロマトグラム
ランタニドを含む FP 群、3 価アクチニド (Am、Cm) 群、燃料要素群 (Pu) の相互分離ができていることを表しています。

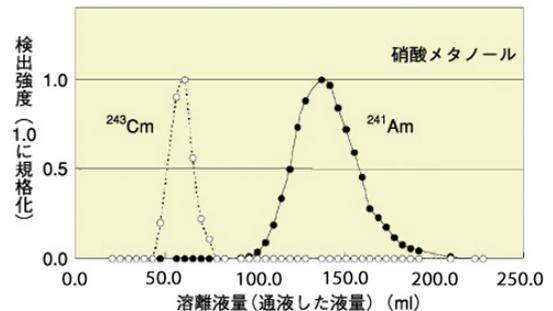


図 1-42 STEP-III におけるイオン交換クロマトグラム
Am と Cm の相互分離ができていることを表しています。

白金族元素 FP やテクネチウム (Tc) は再処理工程やガラス固化工程の操作を大きく妨害するので、それらの前工程で白金族元素の分離が行えたことの意義は極めて大きいと考えられます。

STEP-II では、分離後溶液を濃塩酸溶液に転換して、シリカビーズ担持型 3 級ピリジンイオン交換樹脂に通液します。樹脂を通過する過程でそれぞれの元素群が分離し、はじめにランタニド (Ln) 元素であるユウロピウム (Eu)、セリウム (Ce) 等を含む FP 群が分離され、次いで 3 価アクチニド (An) といわれる Am、Cm が分離されます (図 1-41)。その後、溶液を希塩酸に変えると燃料要素である Pu が分離されます。

STEP-III では、Am、Cm 混合溶液を硝酸メタノール溶液に転換して STEP-II と同じ樹脂に通液し、それぞれ Am と Cm に相互分離することに成功しました (図 1-42)。

本研究で得られた最終的な Am 回収率は 95% を超え、Am に対する ¹³⁷Cs、¹⁵⁵Eu 及び ²⁴³Cm の除染係数はそれぞれ 3.9×10^4 、 1×10^5 及び 2.2×10^4 で、一般的な分離目標とされる 10^3 を大きく上回る値となっています。一連の工程において、再処理対象である燃料成分元素の分離に加え、白金族元素 FP の分離、Am と Cm の相互分離を両立させた例はほかになく、今後は分離プロセスの工学的課題や分離元素の有効利用にも視野を広げ、先進的多機能再処理工程の確立に向けた研究開発を行っていく予定です。

●参考文献

Koyama, S. et al., Development of Multi-functional Reprocessing Process based on Ion-exchange Method by Using Tertiary Pyridine-type Resin, Journal of Nuclear Science and Technology, vol.43, no.6, 2006, p.681-689.

1-17 照射済燃料集合体の内部を透視する —高エネルギーX線CTを利用した非破壊検査技術の開発—

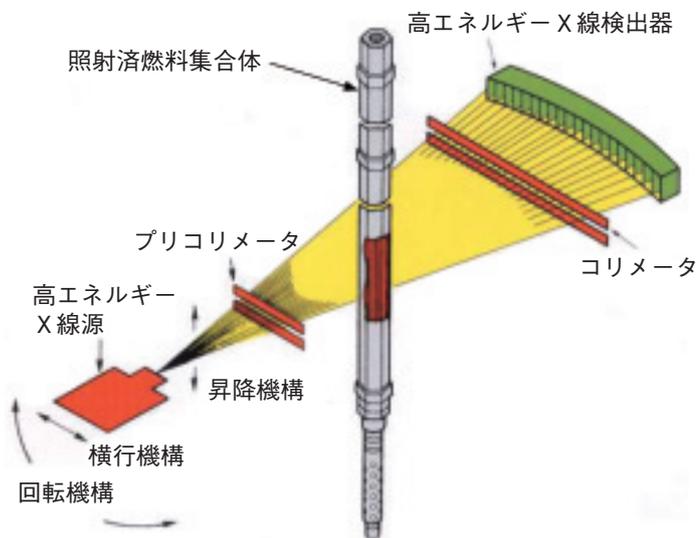


図 1-43 X線CTシステム概略図

X線源から発生した高エネルギーX線は、試料（照射済燃料集合体）の前に設置されたコリメータにより絞り込まれます。試料を透過したX線は、再度コリメータを通過し検出器によってその強度が測定されます。

経済性・信頼性に優れた高速炉の燃料・材料を開発するためには、実際に原子炉で照射された燃料等の性能を確認しつつ進めることが重要です。大洗研究開発センター照射燃料集合体試験施設では、高速実験炉「常陽」等で照射された燃料集合体を受け入れ、非破壊での照射後試験（以下PIE）を主に行っています。その中心となるのが、燃料集合体の内部観察を目的としたX線コンピュータトモグラフィ（以下X線CT）試験です。

本試験では、医学の分野で発達したX線コンピュータ断層撮影技術を照射済燃料集合体の非破壊試験に適用し、新しい照射後試験技術として確立しました（図1-43）。この技術を照射後試験に適用するのは、世界でも初めての試みとなります。

本試験装置では、照射済燃料集合体からのγ線放出の影響を低減するため、高出力高エネルギーX線発生源を採用しました。更に、X線発生源が短いパルス状のX線

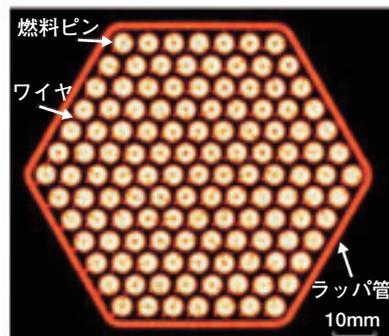


図 1-44 照射済燃料集合体のX線CT画像
「常陽」で照射した燃料集合体のX線CT画像から、燃料ピンが整然と配置されていることが確認できます。

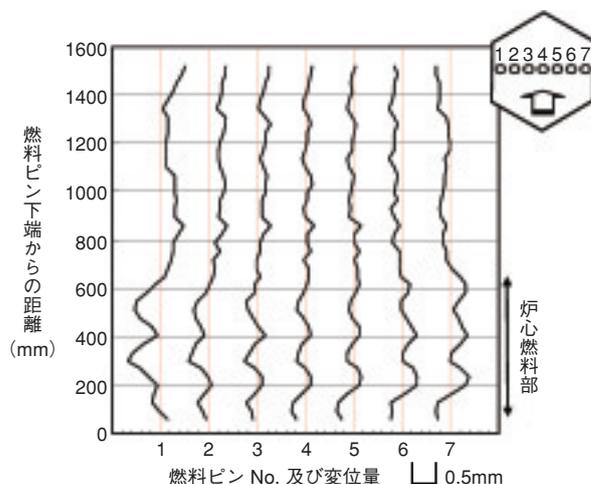


図 1-45 燃料ピンの変位挙動

集合体に装荷された状態での燃料ピンの変位量軸方向分布を示したものです。炉心燃料部の変位量大きいことが分かります。

を発生できることに着目し、それと同期したX線検出システムを採用し、検出器の素材として高エネルギー領域で高感度なタングステン酸カドミウムを採用しました。

この結果、図1-44に示すように高燃焼度まで照射した高速炉用燃料集合体でも鮮明なX線CT画像を得ることに成功しました。また得られた画像を解析することにより、これまで測定できなかった照射済燃料集合体内での燃料ピン等の配置状況や冷却材流路断面積が実験的に測定可能となりました。

図1-45には燃料ピン全域における正規配列からの変位量の軸方向分布を示します。図から、炉心燃料部において変位量大きいことが確認されます。これは、炉心燃料部では照射クリープによって変形が進んだものと考えられます。今後、これらのデータを利用し、温度評価への反映等が期待されます。

●参考文献

Katsuyama, K. et al., Application of High-energy X-ray Computer Tomography Technique for Checking Irradiated Nuclear Fuel, Proceedings of 4th World Congress on Industrial Process Tomography, Aizu, Japan, 2005.

2-1 地層処分の技術と信頼を支える研究開発

原子力発電をすると、高レベル放射性廃棄物—いわゆる「原発のゴミ」—が発生します。我が国では、原子力発電で使い終わった「使用済燃料」は、そのまま処分せずに、燃料として再生できるウランやプルトニウムを回収し、その後に残った廃液を、ガラス原料に混ぜて熔融・固化します。こうしてできたガラス固化体が、高レベル放射性廃棄物となります。高レベル放射性廃棄物は、発生した直後の放射能レベルが高く、その後も長く放射能が持続する特徴があります。そのため、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という対策が必要になります。その方法として、かつては海洋底や南極の氷の下、更には宇宙への処分なども検討されましたが、いまでは深地層への埋設処分（地層処分）が最も現実的な方法と考えられています。我が国では、ガラス固化体を金属製の容器（オーバーパック）に封入した上で、地下300m以深の安定な場所の岩盤内に粘土（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）。大地が育んだウランを採掘して原子力発電に利用し、最後に残った高レベル放射性廃棄物を再び深地層に還す、これが地層処分です。

この地層処分を安全確実にを行うためには、様々な観点からの研究開発が必要です。例えば、何万年もの間には、オーバーパックが腐食して孔が開き、ガラス固化体と地下水が接触することも考えられます。これによって、放射性物質が地下水中に溶け出し、人間の生活環境に接近してくることも心配しておく必要があります。そのため、地層処分の研究開発では、地層処分の舞台とな

る深地層の環境を科学的にしっかりと理解するための研究（深地層の科学研究）、ガラス固化体やオーバーパック、緩衝材などの人工材料や処分場の建設技術などに関する研究（地層処分の工学技術に関する研究）、放射性物質の長期的な挙動や人間への影響などを評価し安全性を確認するための研究（性能評価研究）を進めています。

我が国で地層処分の研究開発が始まったのは1970年代後半で、原子力機構あるいは、その前身であるサイクル機構や動燃事業団が中心となって、既に30年以上にわたって基盤的な研究開発を進めています。原子力機構（当時、サイクル機構）は、1999年11月に、それまでの研究開発成果を取りまとめ（「第2次取りまとめ」）、国に報告しました。「第2次取りまとめ」は、研究成果に基づく技術的な知見や根拠を積み重ねることによって、我が国において安全な地層処分が実現できる見通しを提示したもので、国の評価でも技術的信頼性が示されていることが確認されました。このような研究開発の進展を技術的な拠り所として、2000年5月に地層処分事業の実施の枠組みを定めた法律が成立し、同年10月にはこの法律に基づき、事業の実施主体である原子力発電環境整備機構が設立されました。また一方で、安全規制に関する基本的な考え方などの審議も進み、我が国の地層処分計画は事業段階へと踏み出しました（図2-1）。

地層処分の事業は、法律に基づいて、概要調査地区の選定、精密調査地区の選定、最終処分施設建設地の選定と3段階のサイト選定プロセスを経て、2035年前後からの操業開始を目指しており、事業の進展と並行して安全

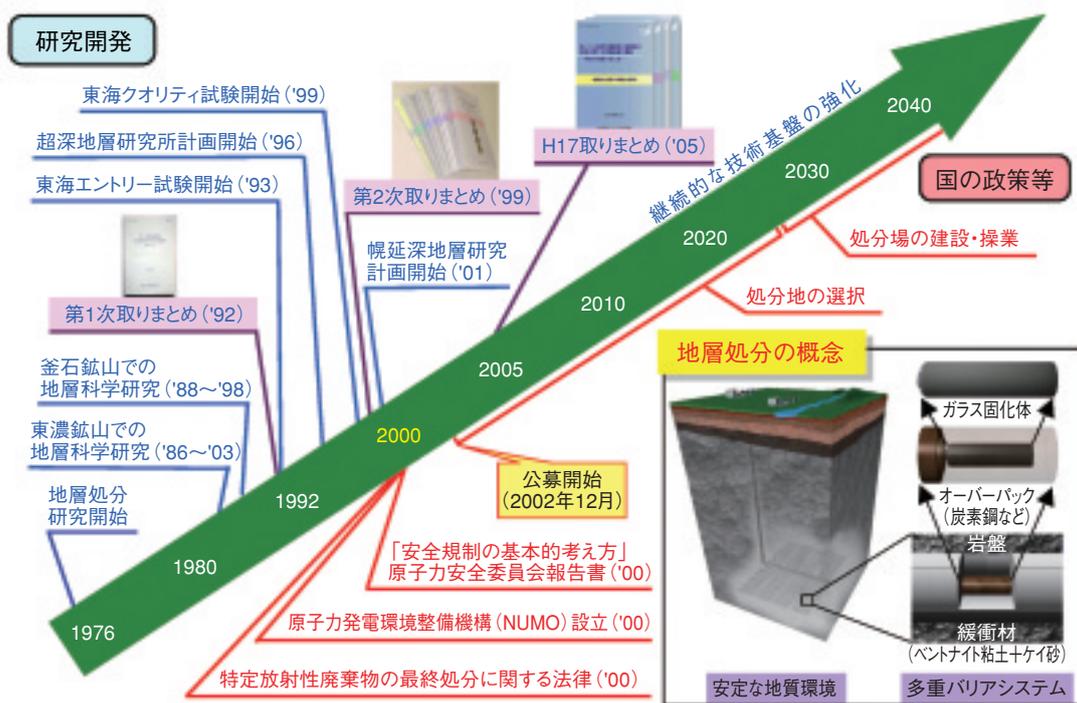


図2-1 高レベル放射性廃棄物地層処分計画の進展

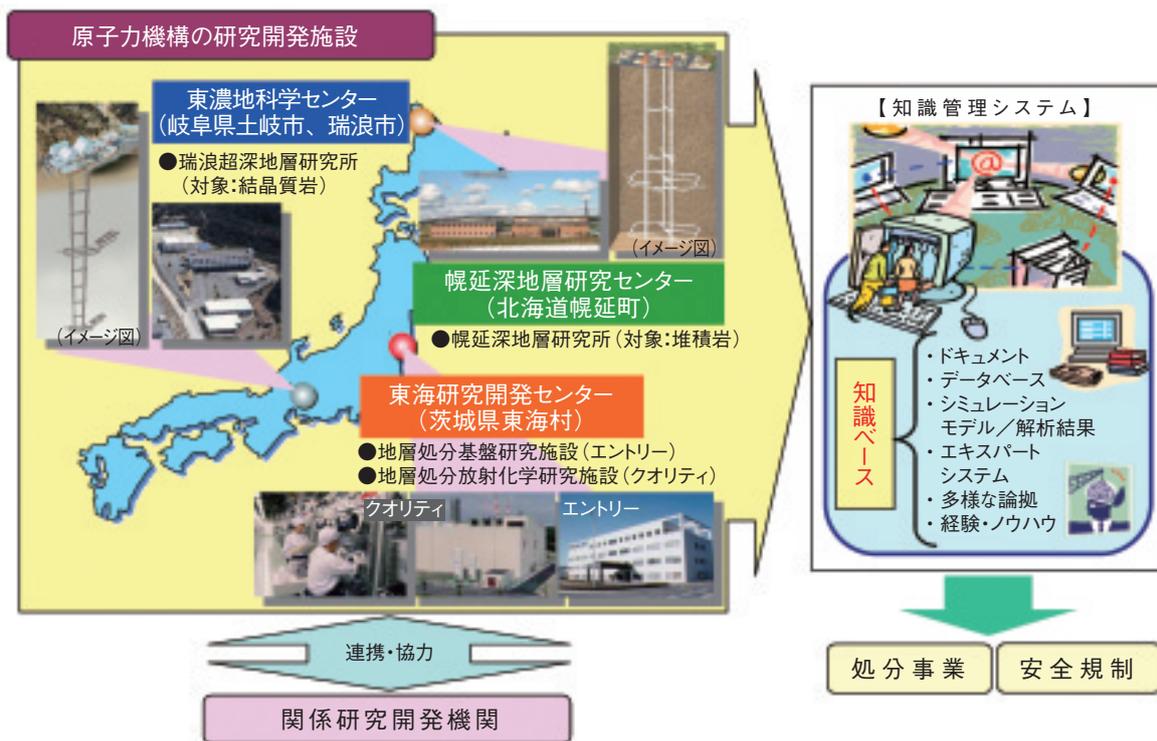


図 2-2 地層処分技術に関する研究開発の体制

規制に関する法制度や指針などが整備されていく計画です。これらの計画に先行して基盤的な研究開発を着実に進めることにより、処分事業や安全規制を技術的に支え、また国民の理解促進を図っていくことが、私たちの役割です。

これまでの研究によれば、深層の地下水は一般に酸素を含まない強い還元状態にあり、ほとんど動かないため、物質を溶かし運搬する能力が低いことが分かっています。また、そういった深地層の一般的な特性を踏まえて、合理的に処分場や人工バリアを建設・施工でき、それらの条件を考慮して処分場の長期的な安全性をモデルやデータを用いたシミュレーション技術により予測評価できるといった見通しが得られています。もちろん、実際に地層処分を事業として進めていくためには、一般的な見通しだけでは困ります。その場所のデータに基づいて、技術的な評価が十分になされなくてはなりません。そのためには、調査に使う装置や評価するためのモデル、人工バリアや処分場の工学技術、安全評価の手法など、技術の信頼性を高め、実証していくことが大切です。

現在、私たちは、深地層に関する総合的な研究の場として2つの深地層の研究施設計画を進めています。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です(図 2-2)。そこでは、実際に地下数百mの深さに坑道を掘削して、地下深部の岩盤や地下水を総合的に研究していく計画です。まず、地上からの調査によって、地下の様子や坑道を掘った際の影響を予測します。つぎに、坑道を掘って地上からの予測結果を確かめながら、坑道周辺の状況を調べていきます。また、坑道の中で様々な試験を行いま

す。研究を段階的に進め、深地層についての理解を深めながら、これを体系的に調査するための技術を整備していくのです。

一方、茨城県の東海村では、地上の実験施設を活用して、人工バリアの長期的な健全性や放射性物質の溶解・移行などに関するデータの充実とモデルの高度化を進めています。また、深地層の研究施設で得られるデータを用いて、地層処分システムの設計や安全評価のための手法の適用性を確認します。

地層処分は今後百年以上にわたる事業であり、その進展を支えていくためには、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、適切に伝達・継承していくことが重要です。私たちは、そのための知識管理システムの開発にも着手しました。当面は、2010年頃を目途とした精密調査地区の選定に照準を合わせ、実施主体による精密調査や国による安全審査基本指針の基盤となる技術の確立と知識ベースの整備を目指して研究開発を進めていきます。

2005年7月には、原子力機構及び資源エネルギー庁が実施している基盤研究開発を、より効果的・効率的に進めるための枠組みとして、「地層処分基盤研究開発調整会議」が設置されました。その中で、原子力機構が中心となり、今後5年程度(2010年頃まで)を俯瞰した国の基盤研究開発全体の実施計画を策定しました。これにより、精密調査地区の選定に向けて、原子力機構を中心とした研究開発機関の役割分担と連携・協力を更に強化し、成果を知識ベースとして集約していくための枠組みが整いました。

2-2 地層処分技術の知識基盤の構築に向けて — 知識管理システムの基本概念 —

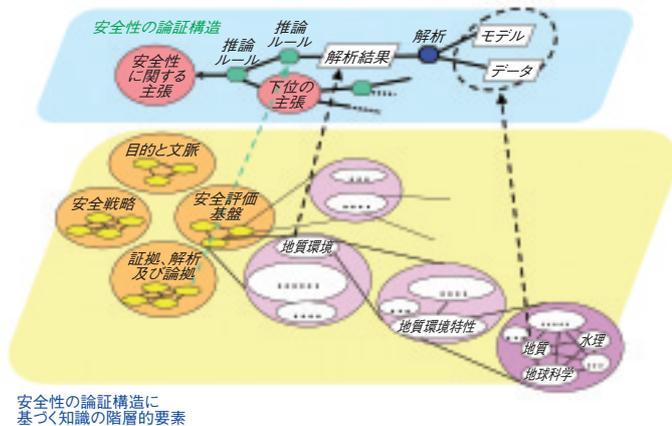


図 2-3 地層処分のセーフティケースに基づく知識の構造化の概念

処分事業の実実施主体や安全規制機関など、地層処分計画にかかわるステークホルダーは、安全性を示す論拠の構築や地層処分計画の様々な時期における意思決定において、地層処分にかかわる多様な技術的情報やデータ、知見を用います。これらは、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知識基盤として体系化し、常に最新の科学技術の知見を取り込みながら、次世代へ知識継承できるようにしておくことが必要です。旧サイクル機構がこれまで段階的に行ってきた研究成果の取りまとめが示すように、時間に伴いこのような知識は多様化すると共に、その量は激増しており、今後も更に増えていくことは明らかです²⁾。また、専門家の頭脳の中には、多くの経験やノウハウが蓄積されています。このため、私たちは、地層処分の安全確保の考え方を構築し、またシステムの安全評価などにおいて必要となる多様かつ大量な情報を知識として構造化し、ステークホルダーのユーザーとしての要望に応じて提供すると共に、新たな知識の創造や次世代への知識継承などの機能を備える知識管理システムの開発を進めています¹⁾。

知識管理においては、知識共有の方法や知識創造の方向性などを示すビジョン（ナレッジビジョン）を明確にすることが重要です。「平成17年取りまとめ」¹⁾では、地層処分技術に関する知識を、セーフティケース（安全性

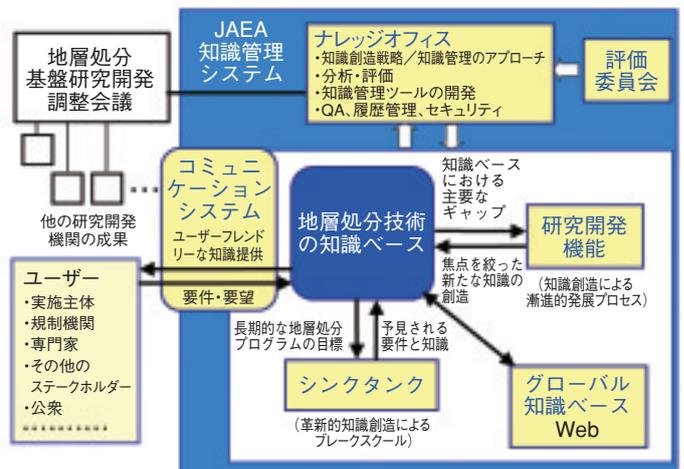


図 2-4 知識管理システムの概念

を示す論拠)の一般的概念に沿って構造化することによって、ユーザーの活用の視点で体系的かつ網羅的に蓄積していくこと(図2-3)をナレッジビジョンとして設定し、実現に向けての具体的なアプローチを示しました。

このナレッジビジョンを実現していくため、現在までに知識管理システムの概念を構築しています(図2-4)。知識管理システムは、構造化した知識(図2-3)を収納する知識ベース、シンクタンクや研究開発などの知識創造、ユーザーとのコミュニケーション、知識管理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。また、知識ベースに収納された知識は、ユーザーが活用しやすいように、「データ」、「ドキュメント」、「ソフトウェア」、「経験・ノウハウ」、「統合した知識」、「ガイダンス」及び「プレゼンテーションマテリアル」に加工、類型化します²⁾。

知識管理システムは、2010年度を目途にプロトタイプを開発する計画です。特に、社会共有の財産となるようにするため、ユーザーとの対話を進めながら要望を的確に把握しつつ、システムの設計、構築、試行を実施する計画です。また、地層処分基盤研究開発調整会議を通じた研究開発の調整や協力の枠組みの下、ほかの関連研究開発機関の成果も知識ベースに取り込んでいくことによって、地層処分研究開発の中核的機関としての役割を果たしていきます。

●参考文献

- 1) 核燃料サイクル開発機構, 高レベル放射性廃棄物の地層処分に関する知識基盤の構築 平成17年取りまとめ—地層処分技術の知識化と管理—, 2005, JNC TN1400 2005-020, 94p.
- 2) Kawata T. et al., Knowledge Management: Emperor's New Clothes?, International High-Level Radioactive Waste Management Conference (IHLRWM) 2006, Las Vegas, Nevada, April 30-May 4, 2006, p.1236-1243.

2-3 安全評価に必要な信頼性の高いデータベースをどのように整備するか —核種移行データベースの開発—



図 2-5 核種移行データベースの表示例(収着データベースにおけるデータ検索の流れ)

放射性廃棄物の地層処分の安全評価では、地下水により放射性核種が廃棄体から溶出し、人間の生活環境に運ばれるという「地下水シナリオ」に基づくことを基本としています。この評価のためには、溶出した放射性核種の地下水中での溶解度、廃棄体周辺に設置される粘土材料（緩衝材）や岩石への収着分配係数及び拡散係数などの設定が必要となります。私たちは、この設定作業に必要な基盤情報として、熱力学、収着、拡散の各データベースで構成される核種移行データベースの整備を進めています。このうち、熱力学と収着のデータベースは既にホームページ (<http://migrationdb.jaea.go.jp/>) で公開されています¹⁾。

熱力学データベースには、溶解度積や錯生成定数等が収録されており、安全評価上重要な元素の溶解度計算などができます。また、鉱物の熱力学データも収録されていることから、地下水水質形成過程や緩衝材の長期安定性の評価などにも利用されます。現在は、“我が国における高レベル放射性廃棄物地層処分の技術的信頼性—地層処分研究開発第2次取りまとめ—”に向けて整備したデータベースや国際共同プロジェクトで開発されたデータベースなどが、様々な地球化学計算コードに対応した形で提供されています。しかしながら、信頼性の高い値を決定するには更なるデータの充足が望まれるものもあり、原子力機構をはじめとして、各国の研究機関におい

てデータ取得のための実験的研究やデータを推定するための理論的研究が進められています。今後、これらの最新情報を評価した上で、2010年頃を目標として新たなデータベースの構築を計画しています。

収着データベースには、粘土材料や岩石への収着試験の結果が試験条件と共に収納されており、現在21,061件のデータが登録されています。このシステムでは、固相の種類や試験条件での収着分配係数の検索ができるほか、簡易な図示機能も有しています。このシステムを利用すると、想定される収着分配係数の範囲や環境条件への依存性の把握などを比較的容易に行うことができます。現在、最新データの登録を継続すると共に、個々の収着データの信頼度評価を実施しています。

拡散データベースは、我が国の岩石や粘土材料を対象とした拡散係数データが収録されています。現在は技術報告書として公開されているのみですが、2006年度中にデータの更新を行いホームページで公開する予定です。

このように安全評価の基盤情報となる核種移行データをデータベースとして整備、公開することで、データの利用価値を高めると同時に透明性を確保してきました。今後は、上に述べたような整備作業を進めると共に、より多くの皆様に利用していただき、ユーザーの声を反映していくことを考えています。

●参考文献

1) 笹本広ほか, 核種移行データベースの利用環境整備の現状, 2005, サイクル機構技報 (28), JNC TN1340 2005-002, p.27-33.

2-4 低アルカリ性セメントの開発 —吹付けコンクリートの施工性に関する研究—

表 2-1 吹付け試験を行ったコンクリートの配合

セメントの種類の記事：普通ポルトランドセメントを使用したHFSCをHFSC424Nのように最後に“N”を付け、早強ポルトランドセメントを使用した場合には最後に“H”を付けて表しています。

セメント種類	スランプ (cm)	W/B (%)	s/a (%)	単 位 量 (kg/m ³)								急結剤
				W	OPC	HPC	SF	FA	S	G	減水剤	
HFSC 424N	18±2	40	60	200	200	—	100	200	950	645	C×1.1%	HFSC×10%
HFSC 424H		45	60	203	—	180	90	180	975	663	C×1.2%	HFSC×10%



図 2-6 模擬トンネルを用いた吹付け試験の様子
模擬トンネルの大きさは、内空幅5.2m、高さ4.4m、延長20mです。

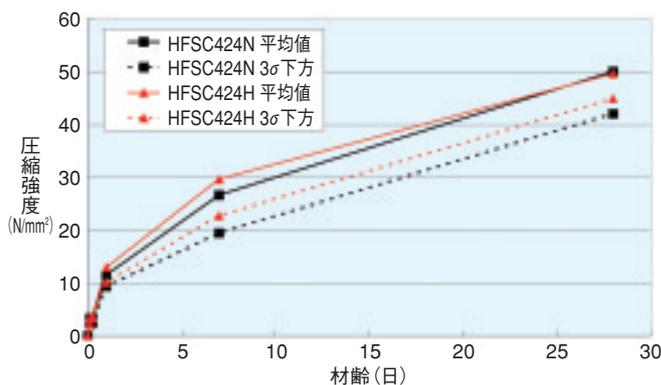


図 2-7 吹付けコアの強度

吹付け方向のコア強度の平均値と3σ下方限界値の経時変化を示したものです。幌延深地層研究計画では設計基準強度に36N/mm²(28日材齢)が設定されており、この基準に照らし合わせると、今回試験を実施したいずれの測定値にもこの基準を下回るものは見られませんでした。

高レベル放射性廃棄物の地層処分場は、地下数百メートル以深の岩盤内に建設されることから、処分施設の操業期間中に周辺岩盤の力学的な安定性を確保するため、セメント系材料による支保工が設置されることが考えられます。しかしながら、通常、土木・建築の分野で幅広く用いられている普通ポルトランドセメントを支保工として用いた場合、処分施設周辺がpH12.5以上のアルカリ性となり周囲の岩盤や緩衝材の長期挙動に影響を及ぼすことが考えられます。このため、浸出液のpHがより低いセメントとしてフライアッシュを高含有したシリカフェームセメント (Highly Flyash Contained Silicafume Cement) (以下、「HFSC」という) の開発を行っており、その施工性を実証するために幌延の深地層研究施設の坑道の一部を利用してHFSCの原位置施工試験を行う計画です。本研究においては、幌延での原位置施工試験に先立ち、支保工の施工方法として吹付けコンクリートを対象にHFSCを用いたコンクリートの配合を検討すると共に、その施工方法について評価を行いました。幌

延深地層研究施設における支保工の設計基準強度には28日材齢において36N/mm²が求められており、この強度を満足するコンクリートの配合を検討しました。急結剤添加前のベースコンクリートとして、普通ポルトランドセメントを用いる場合には水セメント比を0.4、早強ポルトランドセメントを用いる場合には水セメント比0.45とすることにより、設計強度を満足する可能性のある2つの配合を選定 (表 2-1) しました。これらの選定した配合について、急結剤を用いて模擬トンネル構造物に対して吹付け試験 (図 2-6) を行いました。その結果、従来吹付けコンクリートの施工性の観点から水セメント比は0.5程度が限界でしたがHFSCにおいては水セメント比0.45及び0.4共に施工性は良好で、吹付けコンクリート表層部 (数cm) では空隙が多く認められましたが、それより内部はほぼ一定の単位体積質量でした。また、両配合の吹付けコンクリートのコアの平均強度は、28日材齢において48N/mm²程度 (図 2-7) あり、支保工の設計基準強度を上回る高強度吹付けコンクリートでした。

●参考文献

小西一寛ほか、幌延深地層研究計画における低アルカリ性セメントを用いた吹付けコンクリートの施工性に関する研究, 2006, JAEA-Research 2006-040, p.1-53.

2-5 人工バリア周辺の長期現象を数値シミュレーションで予測する —熱-水-応力-化学連成モデルの開発—

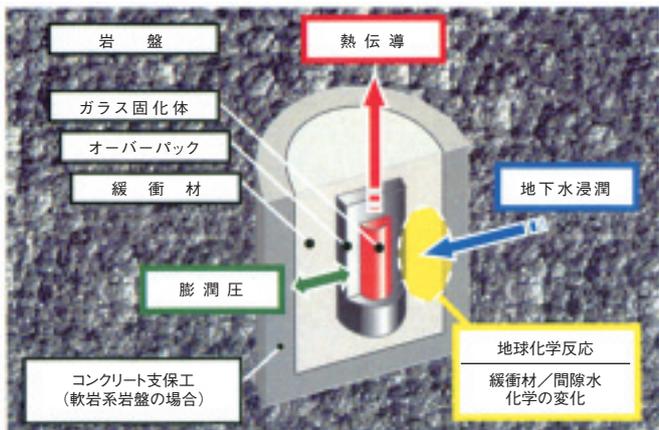


図 2-8 熱-水-応力-化学連成挙動の模式図
人工バリア設置後には熱的、水理的、力学的、化学的なプロセスが相互に影響を及ぼします。

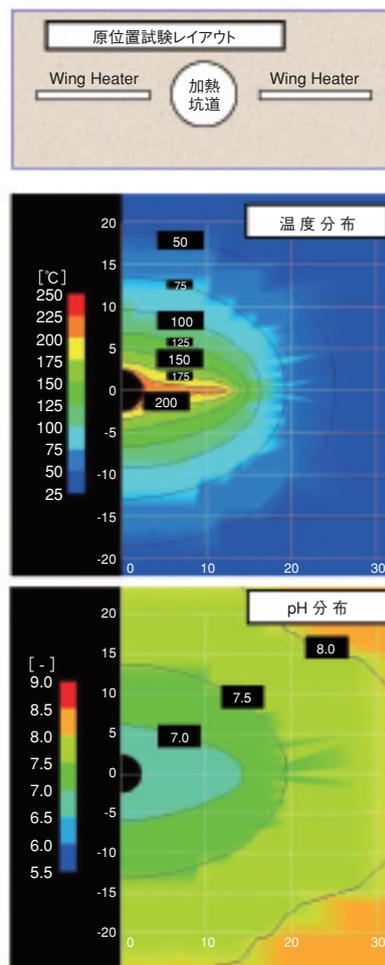


図 2-10 開発した解析コードによる解析結果の例
上段は解析の対象とした原位置試験のレイアウトです。中段下段はそれぞれ試験開始から4年後の温度分布とpH分布の結果を示しています。

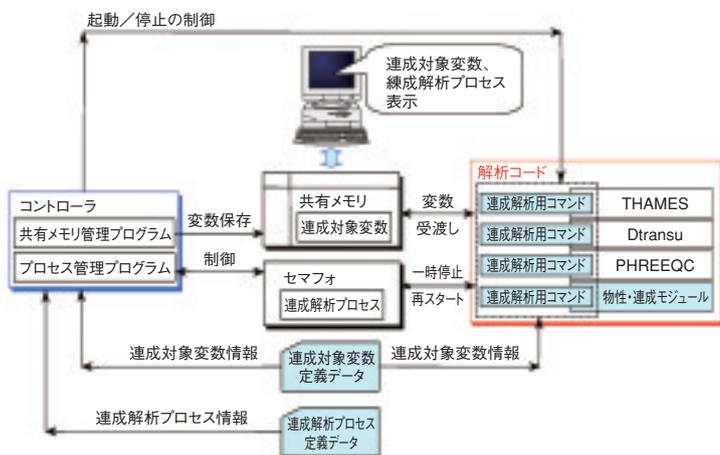


図 2-9 熱-水-応力-化学連成解析コードの概要
既存の解析コードをベースにシステムを構築し、柔軟性の高い解析コードとしています。

高レベル放射性廃棄物地層処分において、人工バリア設置後の廃棄体周辺では、ガラス固化体の発熱、周辺岩盤から人工バリアへの地下水の浸潤、地下水浸潤による緩衝材の膨潤圧の発生、緩衝材/間隙水化学の変化など、熱的、水理的、力学的、化学的なプロセスが相互に影響を及ぼしあいます(図2-8)。これらの現象を定量的に捉えることは人工バリアの長期にわたる健全性評価の信頼性を向上する上で大変重要であり、これに資するために、私たちは熱-水-応力-化学連成モデル/コードの開発を進めています。この解析コードは、熱-水-応力連成解析コードTHAMES、物質移行解析コードDtransu、地球化学解析コードPHREEQCの3つの既存の解析コードを制御するプロセス管理プログラムと、各解析コード間で連成対象変数の受け渡しを行う共有メモリ管理プログラムを用いて、熱-水-応力-化学連成解

析を行うものです(図2-9)。このように、既存の解析コードを組み合わせるという方法を採用することで、機能の追加や解析コードの更新に柔軟に対応できるシステムとしています。私たちは熱-水-応力-化学連成現象の理解と開発したモデルの検証を目的として、国際共同研究プロジェクト(Decovalex)に参画しています。このプロジェクトにおいて、米国ユッカマウンテン処分場での原位置試験を対象に、私たちが開発した熱-水-応力-化学連成解析コードを用いて実施した解析結果を示します(図2-10)。このように、この解析コードを用いて、人工バリアのみでなく坑道周辺の空間的、時間的変遷を定量的に捉えることが可能となります。今後も、現在の連成モデルに新たな知見や精緻なモデルを取り入れ一層の高度化を図り、より現実的な予測を目指していきます。

●参考文献

Sonnenthal, E., Ito, A., Yui, M. et al., Approaches to Modeling Coupled Thermal, Hydrological, and Chemical Processes in the Drift Scale Heater Test at Yucca Mountain, International Journal of Rock Mechanics and Mining Sciences, vol.42, Issues 5-6, 2005, p.698-719.

2-6 高レベル廃棄物地層処分の性能評価研究の進め方

—事業段階における、総合的な性能評価体系の構築・整備に向けて—

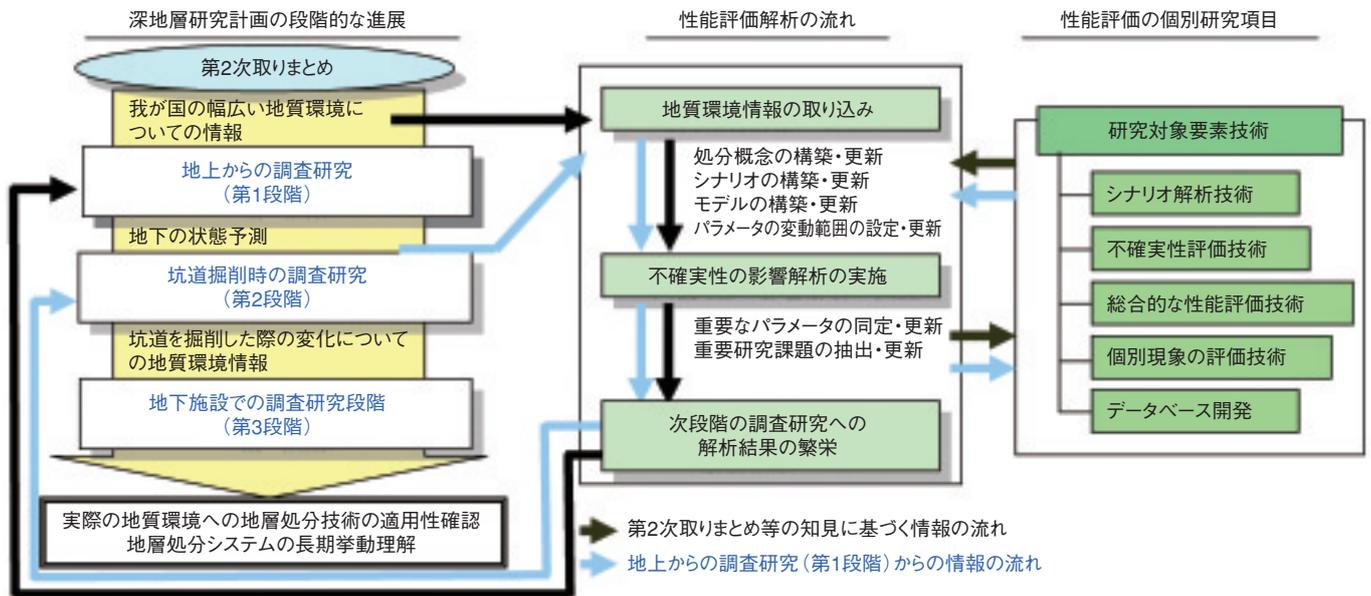


図 2-11 高レベル放射性廃棄物地層処分の性能評価研究の要素技術と各事業段階での性能評価研究の進め方

本内容は、高レベル放射性廃棄物地層処分の性能評価に関する研究を対象として、これまでの研究開発成果を踏まえ、今後5年を目標に実施すべき研究の項目とその内容等を研究計画書としてまとめたものです。

事業段階にある高レベル放射性廃棄物地層処分の性能評価研究に求められるニーズとしては、事業の進展や規制の検討に資するよう総合的な評価体系・手法として成果を取りまとめ、知識ベースに反映することが挙げられます。そのため、性能評価研究においては、事業者が対象とする可能性のある多様な地質環境や、それに対応させた地層処分システムに適用できる柔軟性を有する評価体系の提示に向けて、以下を目指した研究開発が求められています。

- ◆ある地質環境条件が与えられた場合や、地質環境調査の進展に伴い利用可能になる地質環境条件の情報や、現象理解等の進展へ柔軟に対応できる評価体系の整備

本計画書では、上記のニーズを念頭に、高レベル放射性廃棄物地層処分に関する国の基盤的研究開発を対象に、体系的かつ中長期的にまとめられた研究開発計画である「高レベル放射性廃棄物地層処分に関する研究開発全体マップ」の性能評価分野の研究項目の枠組みを参考とし、原子力機構の「中期計画」を踏まえ、原子力安全委員会の「日本原子力研究開発機構に期待する安全研究」を勘案しました。また、“我が国における高レベル放射性廃棄物地層処分の技術的信頼性—地層処分研究開発第2次取りまとめ（1999年公開）”に加え、“高レベル放射

性廃棄物の地層処分技術に関する知識基盤の構築（H17レポート：2005年公開）”におけるこれまでの研究開発によって示された課題へ取り組むため、今後の5年程度（2010年度頃まで）を目標に実施すべき研究項目とその内容等を記述しました。

対象とする研究項目としては、評価手法の整備として、シナリオ解析技術、不確実性評価技術、総合的な性能評価技術、個別現象の評価技術（地下水・間隙水水質形成評価技術、核種溶解・沈殿評価技術、コロイド・有機物・微生物影響評価技術、水理・物質移行評価技術、生物圏での核種移行／被ばく評価技術）、並びにデータベース開発（熱力学データベース、収着・拡散データベース）の整備を挙げました。

例えば、総合的な性能評価技術では、地質環境条件に見合う適切なスケール区分や設計オプションの選択に応じ柔軟に全体モデルチェーンやパラメータを設定・変更し、総合的な性能評価にかかわる一連の作業を品質を確保しつつ行うための技術的な手引きとして取りまとめることができるように、計画を作成しました。

今後5年、これらの研究項目に関する研究を通じて、事業段階の進展に応じて得られる地質環境情報を想定し、地下研究施設から得られる実際の地質環境情報を活用しつつ、事業の進展や規制の検討に資する体系化された情報、知識を導出するため、柔軟性、網羅性を有し、品質保証された高レベル放射性廃棄物処分の性能評価体系・手法を開発すると共に成果の公開を進めていく予定です。

●参考文献

宮原要ほか, 高レベル放射性廃棄物地層処分の性能評価に関する研究計画書, 2006, JAEA-Review 2006-015, 29p.

2-7 活火山の地下のマグマを検出、紀伊半島の高温泉の原因 —地磁気・地電流の観測・解析による地下深部のマグマ・高温流体の検出—

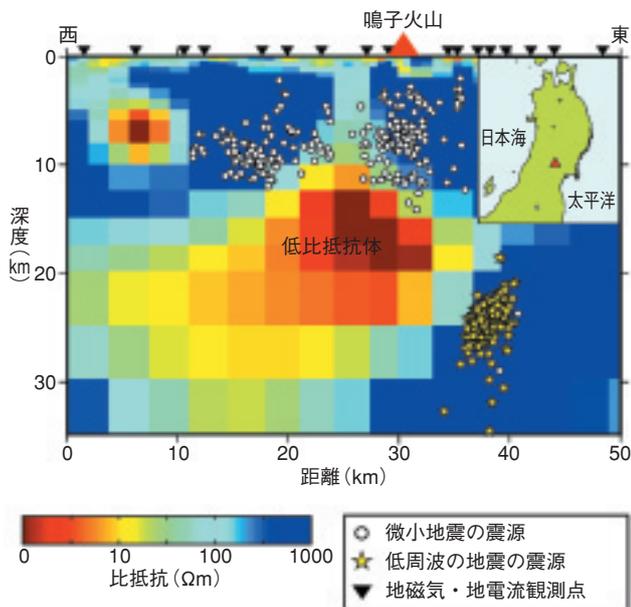


図 2-12 鳴子火山周辺の比抵抗断面図

鳴子火山の地下10km以深に低比抵抗体（黄～赤部分）が検出されました。微小地震の震源（○）や、流体の移動に伴って発生する低周波の地震（★）が周囲で発生していることから、これがマグマや高温流体であると考えられます。

高レベル放射性廃棄物の地層処分を行う際には、将来のマグマの貫入又は噴出による処分施設及び廃棄体の直接的な破損等のリスクを回避する必要があります。また、日本には多くの活火山があり、その地下深くには高温のマグマがあると考えられています。このようなマグマがある場所を地層処分のサイト選定においてあらかじめ特定する方法を開発するため、国内でも有数の火山・地熱地帯である宮城県の鳴子火山を対象として地磁気・地電流の観測を行いました。

その結果、これまで詳細な地下の構造が明らかにされていなかった鳴子火山の地下10kmよりも深い場所に、電気の流れやすい領域（低比抵抗体：図2-12黄～赤部分）が検出されました。一般に、低比抵抗体はマグマや水などの流体の存在を表します。また、マグマのように非常に高温な物質の内部では発生しない微小地震（図中の○）が、その低比抵抗体を避けるように発生していることから、これがマグマであることが分かります。このように、地磁気・地電流の観測を行うことによって、地下深くにあるマグマや高温の流体を高精度で捉えることに成功しました。

日本の高温泉のほとんどは火山の周辺にみられ、地下のマグマによって温められた地下水が地表にもたらされ

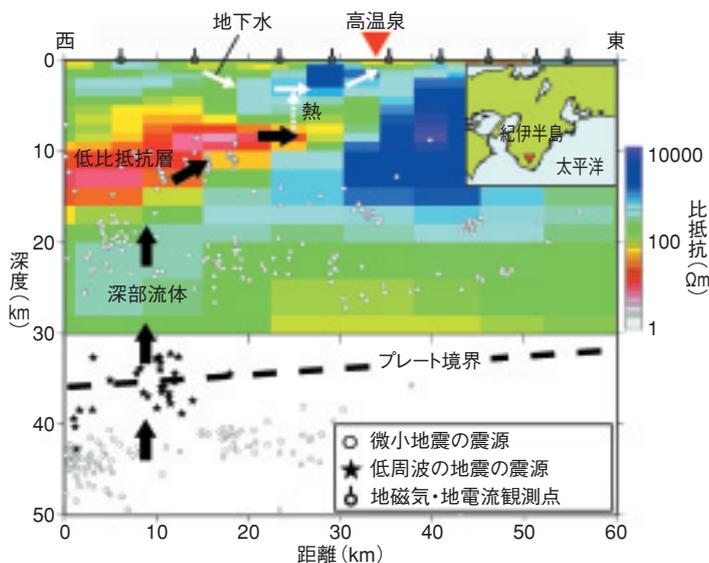


図 2-13 紀伊半島南部の比抵抗断面図

紀伊半島南部の地下10～15kmに低比抵抗層が検出されました。低比抵抗層（黄～赤部分）の中でも微小地震が発生していることから、地表の高温泉はマグマではなくプレートから脱水した流体が原因と考えられます。

ていると考えられています。しかし、紀伊半島では近くに火山がないにもかかわらず湯の峰温泉（泉温92.5℃）や白浜温泉（泉温78℃）等の高温泉がみられます。この原因を解明するため、この地域で地磁気・地電流の観測を行いました。

その結果、低比抵抗層（図2-13赤色部分）が地下10～15kmに検出されました。鳴子火山とは異なり、マグマ中では発生しない微小地震（図中の○）が多く観測されることから、この低比抵抗層はマグマとは異なる流体であることが分かります。

更に、その下には流体の移動によって起こると考えられている低周波の地震（図中の★）が発生していることから、この低比抵抗層はフィリピン海プレートから脱水して上昇した流体が地下に溜まっている様子を写し出していると考えられます。また、高温泉は、それらの流体を媒体として運ばれてきた熱が地下水を温めたことによって生じたと解釈されます。

これらの研究は、地層処分のサイト選定においてあらかじめ地下深部のマグマ・高温流体等を調査する技術の開発の一環として行われたもので、高レベル放射性廃棄物の地層処分技術として、最終処分事業や国の安全規制に反映される予定です。

●参考文献

浅森浩一, 梅田浩司, 地下深部のマグマ・高温流体等の地球物理学的調査技術—鬼首・鳴子火山地域および紀伊半島南部地域への適用—, 原子力バックエンド研究, vol.11, no.2, 2005, p.147-156.

2-8 炭酸塩鉱物に保存された過去を読み解く —地球化学環境の長期的変遷の推察—

結晶の内側と外側で異なるルミネッセンスを示す

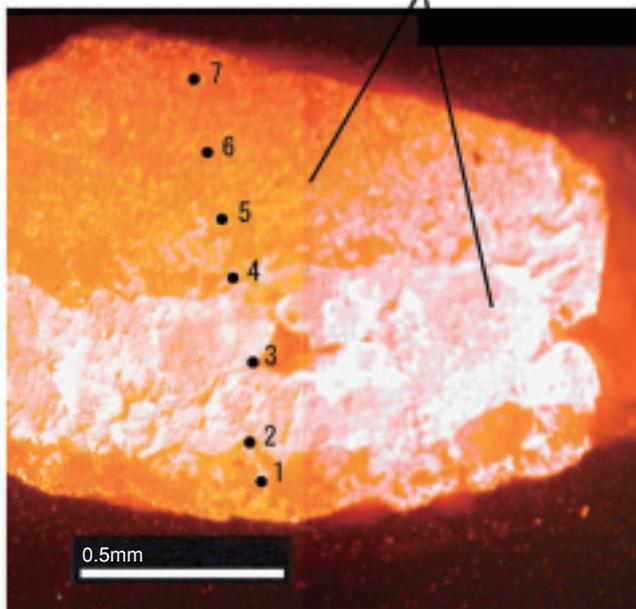


図 2-14 方解石のカソードルミネッセンス画像

方解石中の組成累帯構造は陰極線を照射することで観察できるカソードルミネッセンスによって確認できます。上図の場合には、結晶中に明るさが異なる箇所が認められ、明るさの異なるそれぞれの方解石は異なる化学環境を持った地下水から沈殿したと考えられます。図中の番号は分析箇所を示しています。

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では、天然環境中における物質の移動特性を把握する必要があります。地下水における物質の移動特性は地下水の化学環境（pHや酸化還元電位など）に依存することから、地層処分システムの長期的な安全性を評価するためには、地下深部における地下水の地球化学環境の変遷を、数万年スケールで評価する手法の開発が重要な課題となります。

本研究では、方解石中の微量元素濃度から方解石沈殿時の酸化還元電位を推察することで、酸化還元電位の長期的な変遷を推察する手法を開発しました。方解石は沈殿過程において、地下水の地球化学環境の変化を保存している可能性があり、長期的な変遷を推察するための有効な指標となる可能性が指摘されています。このような化学環境の変遷は組成累帯構造として結晶中に保存されています(図 2-14)。酸化還元電位は、酸化還元環境を反映し易い金属元素に注目し、方解石中の金属元素濃度から分配係数に基づいて沈殿時の溶液中の金属元素濃度を求め、その金属元素の酸化還元平衡式を仮定すること

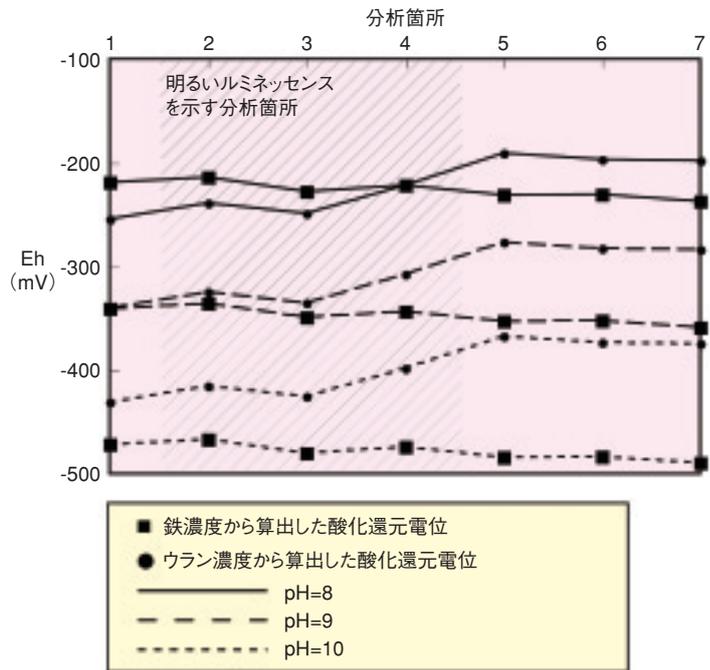


図 2-15 方解石のカソードルミネッセンス画像

図は図 2-14 で示された各分析箇所における鉄及びウラン濃度に基づき、pH を 8、9、10 と仮定した場合に算出した酸化還元電位を示しています。斜線で示した分析箇所は明るいルミネッセンスを持つ箇所に対応します。

で、方解石が沈殿した時点の地下水の酸化還元電位を推測できます。

本研究では、岐阜県東濃地域に分布する土岐花崗岩を対象として掘削したボーリング孔の岩芯から採取した方解石 6 試料を対象として、観察及び金属元素の定量分析を行いました。求めたウラン及び鉄の濃度に基づく酸化還元電位 (Eh) は、pH を現在の地下水と同様の 8 と仮定した場合、約 -270mV から -400mV である現在の東濃地域に分布する地下水の酸化還元電位とおおむね同じ値を示しました。また、仮定した条件下では、方解石の沈殿過程で酸化還元環境に変化が認められるものの、地下水中の酸化還元電位は、還元環境を保持していたことを示す結果となりました (図 2-15)。

地下水の酸化還元電位について、その変遷を定量的に評価した研究例は世界的にも例がなく、本研究の成果は天然事象の理解や物質移動解析時のより現実的な条件設定などに貢献できるため、地層処分の安全評価において重要な知見となると考えられます。

●参考文献

水野崇ほか, 地下深部における地球化学的環境の長期的変遷—炭酸塩鉱物中の微量元素に基づく解析例—, 地球化学, vol.40, no.2, 2006, p.33-45.

2-9 坑道掘削が周辺地下水に与える影響の把握 —大規模地下施設建設が周辺環境に与える影響—

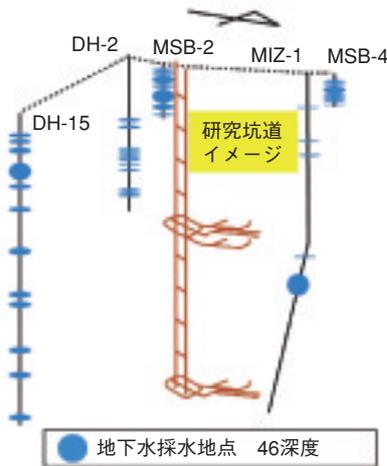


図 2-16 瑞浪超深地層研究所周辺の地下水観測地点

左図に研究地域の航空写真とボーリング孔名・配置、右図に各ボーリング孔における採水地点を示します。

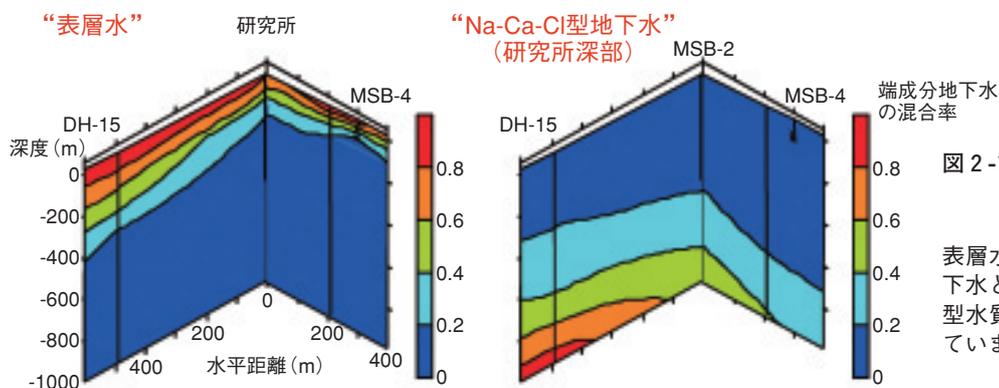


図 2-17 解析により抽出された端成分地下水の混合率(図 2-16右側の断面：研究所周辺の分布を表示)

表層水と同等の化学組成を持つ端成分地下水と研究所深部で観察できるNa-Ca-Cl型水質の端成分地下水の混合率を表示しています。

我が国においては、原子力発電で生じた使用済燃料の再処理工程で発生する高レベル放射性廃棄物を、深度300m以深の深い岩盤中に地層処分することになっています。地下深部に、このような大規模な処分施設を建設する場合、また、埋め戻した場合、施設周辺の環境に様々な変化が生じると考えられます。例えば、施設内に流入する地下水を排水することにより、地下水面の低下とともに、地下水の流れ方や化学組成が経時的に変化していくことが予想されます。

本研究では、大規模地下施設の建設段階での周辺地下水の長期的化学変化を定量的に評価する手法を構築することを目的として、地下深部の地質環境を学術的に研究するために建設が進んでいる瑞浪超深地層研究所(図2-16)周辺において、主成分分析に混合とマスバランス計算を組み合わせた手法を併用して、建設による擾乱が起こる前の地下水の水質分布状態とその水質形成プロセスに関する解析を行いました。解析の結果、地下水は主に4種類の端成分地下水(表層水、Na-Ca-HCO₃型地下水及び研究所深部の濃いNa-Ca-Cl型地下水と研究所浅部の薄いNa-Ca-Cl型地下水)の混合とイオン交換反応、鉍物の

溶解・沈殿等の水-岩石反応により形成されていることが明らかになりました。また、研究所の周囲では、主に混合により地下水の水質が形成されていて、端成分地下水の混合割合を指標として、地下水の水質を定量的に表現できることが示されました(図2-17)。

そこで、研究所の建設前段階から建設途中の深部地下水の化学組成の分布を定期的に観測し、その変化について定量的な解析を試みました。その結果、建設中の坑道の周囲においては、数十～数百mの範囲で水質が変化し、時間の経過に伴ってその範囲が広がっていくことが判りました。これらの変化は、地下坑道への地下水の流入とその排水によって、周辺地下水の地下水流動状態が変化した結果と考えられます。

今後、地下研究施設の建設過程で、このような解析を適宜実施することにより、地下水の化学組成の変化を経時的に追跡することができ、本研究で行った解析手法は、大規模地下施設を建設した時の地球化学的影響について評価するための有効な手法の一つであると考えられます。

●参考文献

阿島秀司ほか, 多変量解析による瑞浪超深地層研究所周辺の地下水化学モデルの構築, 応用地質, vol.47, 2006, p.120-130.

2-10 電磁探査から断層の位置・連続性・水理特性を探る —堆積岩における地質環境調査技術の開発—

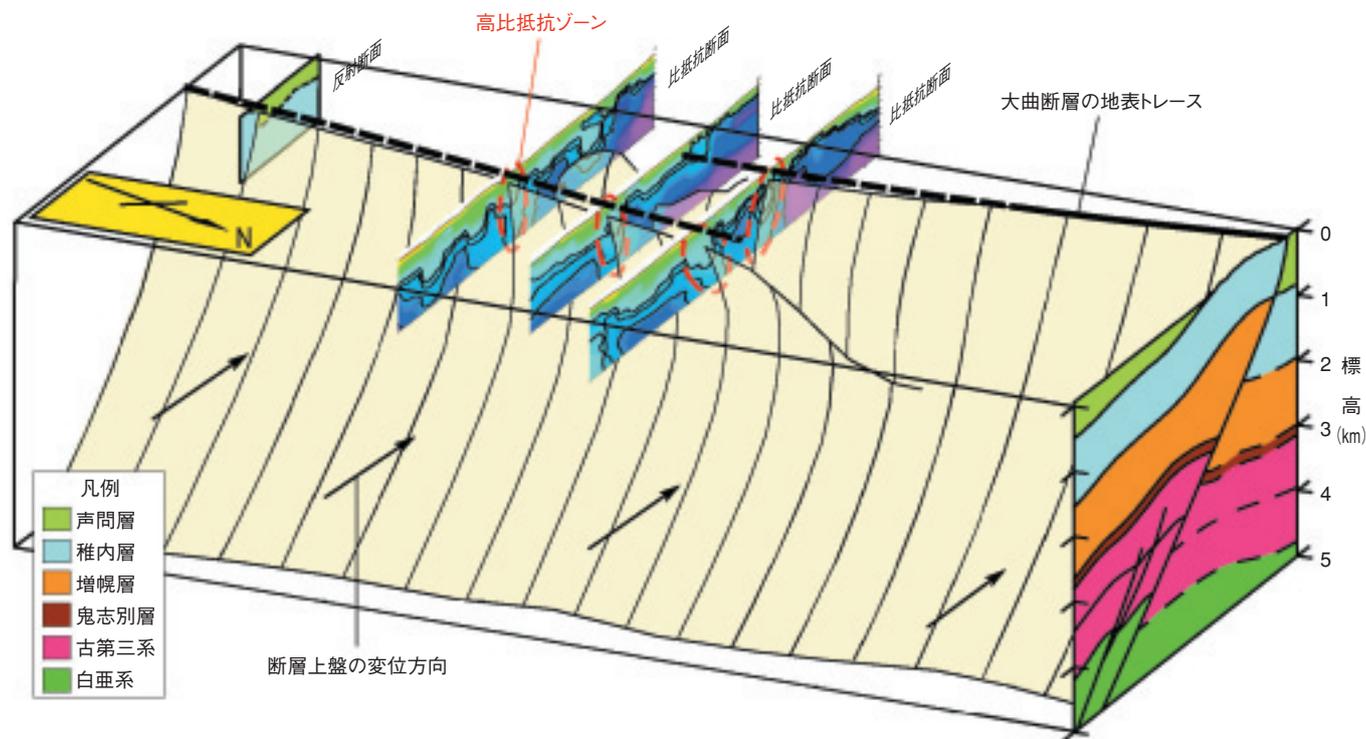


図 2-18 推定した大曲断層の 3 次元分布

図中に示す高比抵抗ゾーンは、ボーリング調査で得られた地層の比抵抗と地下水の塩濃度の関係から、天水起源の淡水が地下深部にまで浸透している領域を表すと考えられるものです。更に、同ゾーンは反射法地震探査で得られた反射断面（図では非表示）から推定される断層位置と一致します。また、断層露頭の観察から、大曲断層沿いの透水性が周囲より高いと推定されます。これらのことはすなわち、高比抵抗ゾーンが大曲断層沿いの透水性が高いために天水が浸透しやすくなっている部分に相当することを示しており、図のような断層が地表部でステップする分岐構造が推定されます。この構造は、断層露頭で確認される断層の変位方向と整合的です。

高レベル放射性廃棄物の地層処分においては、地下の高透水性ゾーンの位置や連続性などが、天然バリアの核種閉じ込め機能に大きな影響を及ぼします。地質学的高透水性ゾーンの代表例として複数の断層から構成される断層帯が挙げられます。天然バリアの機能を評価する上では、断層帯の位置・連続性や水理特性を把握することが重要です。

断層帯の調査手法としては、地表割れ目調査を始めとして、リモートセンシングや空中物理探査、地上物理探査やボーリング調査などが挙げられ、その最適な調査体系（各調査手法の組み合わせ）は、調査地域の条件（地形・地質条件や社会的な制約）によって異なります。

そこで本研究では、幌延深地層研究所設置地区近辺でこれまで確認できなかった大曲断層の位置、連続性及び水理特性について、地表割れ目調査、反射法地震探査、AMT法電磁探査及びボーリング調査といった複数のアプローチから検討を試みました。その結果、「塩水系」と

「淡水系」の 2 種類の地下水が存在し、顕著な岩相変化を示さない堆積岩においては、ボーリング調査や地震探査などに加えて電磁探査を組み合わせる調査が、断層帯の位置、連続性及び水理特性などを検討する上で有効であることを例示することができました。隆起した海成の堆積物からなる地層は、海底堆積時に取り込んだ海水と隆起後に地表から浸透した淡水の混合が地下浅部に起きるため、その地下水の塩濃度の違いによって地層の比抵抗値にコントラストが現れやすく、その比抵抗値を調べることによって淡水の浸透領域が把握できます。また、顕著な岩相変化を示さない地層の場合には、淡水の浸透領域は断層帯などの 2 次的な構造とその水理特性に支配されます。すなわち、隆起した顕著な岩相変化を示さない海成の堆積岩からなる地層における地下浅部の比抵抗分布は、断層帯などの 2 次的な構造とその水理特性を反映している可能性が高いと言えます、本研究ではそれを裏付ける結果が得られました。

●参考文献

石井英一ほか、北海道北部、幌延地域における大曲断層の三次元分布と水理特性、地質学雑誌、vol.112, no.5, 2006, p.301-314.

2-11 塩分濃度分布から地下水の流れが見える —堆積岩における塩分濃度分布と地下水流動の関係—

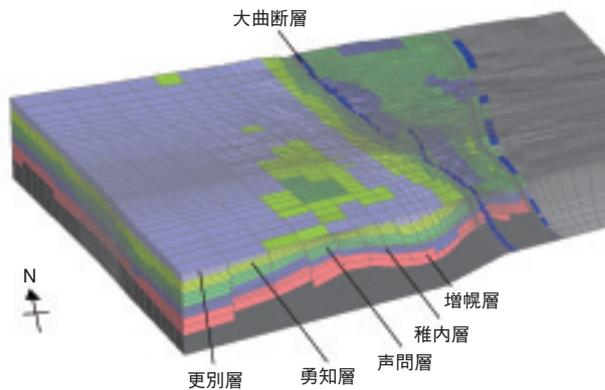


図 2-19 解析領域(左)と有限要素解析メッシュ(右)

主な研究対象領域である研究所設置地区（北海道幌延町）周辺の地下水流動、塩分分布を理解するために、有限要素法で地下水流動解析及び塩分の移流分散解析を行いました。解析領域は、研究所設置地区を含む十分に広い範囲とし、尾根・谷といった分水嶺となりうる箇所に解析領域境界を設定しました。有限要素解析メッシュには、それぞれの地層に対応する透水係数（ボーリング調査で取得したもの）を与えました。

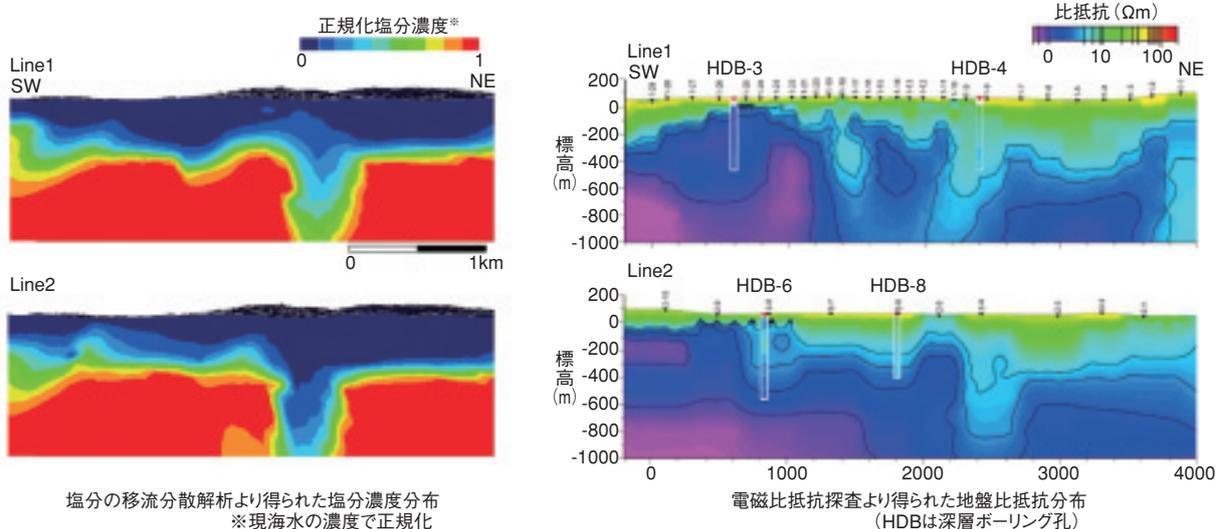


図 2-20 地下水流動解析、塩分の移流分散解析から得られた塩分濃度分布(左)と電磁比抵抗探査より得られた地盤比抵抗分布(右) 堆積時に閉じ込められた塩分を多く含んだ地下水が、降水の浸入により洗い出されます。透水係数が大きい箇所が高塩分濃度の地下水が洗い出されやすい状況が解析から確認されます（図は透水係数が大きいと考えられている大曲断層近傍）。一方、電磁比抵抗探査より得られた地盤比抵抗（電気の通しにくさを表す指標、塩分濃度分布を反映していると考えられます）分布は、解析より得られた塩分濃度分布と調和的です。

実際の地質環境を対象として、地下深部の地下水の流れを推定するためには、現地調査などにより得られた情報に基づいて対象地域の透水係数（地下水の流れ易さを表す指標）分布を推定し、適切な初期条件・境界条件のもと地下水流動解析を実施する必要があります。得られた解析結果の妥当性を評価する一つの方法として水圧の観測値と解析で得られた計算値との対比が一般的ですが、幌延地域のような水圧分布のコントラストが小さい地域ではその有効性が十分とは言えない場合があります。

幌延地域では堆積時に海水が閉じ込められたものと考えられる塩分を多く含んだ地下水が広く分布しています。

そこで、推定した透水係数分布に基づき、降水の浸入を考慮した塩分を多く含んだ地下水の洗い出し解析（塩分の移流分散解析）を行い、解析結果と地下水の塩分濃度（実測値）との対比や、幌延地域における大局的な塩分濃度分布を反映していると考えられる比抵抗分布との対比を試み、地下水流動解析の妥当性を評価しました。

地下水流動が地下水の塩分濃度分布に大きな影響を与えるような地質環境において、塩分濃度に着目した上記のような手法は透水係数分布及び地下水流動解析結果の妥当性を評価する上で有効であることがわかってきました。

●参考文献

操上広志ほか, 幌延深地層研究計画における地下水流動解析, 2005, JNC TN5400 2005-003, 97p.

2-12 日本最北端の堆積岩盤深部における応力分布状態の把握に挑む —原位置と室内試験に基づいた第三紀珪質岩盤の力学モデル構築—

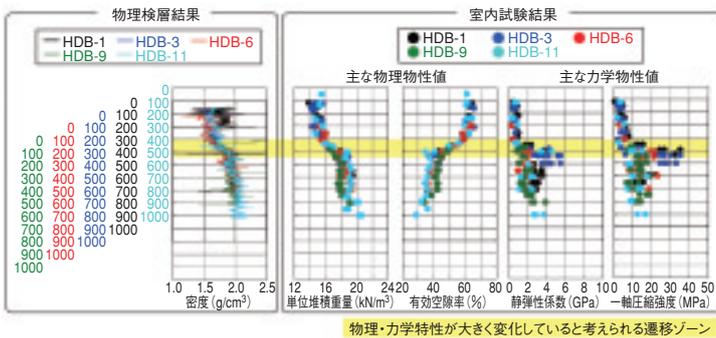


図 2-21 原位置・室内試験による物理・力学物性の把握

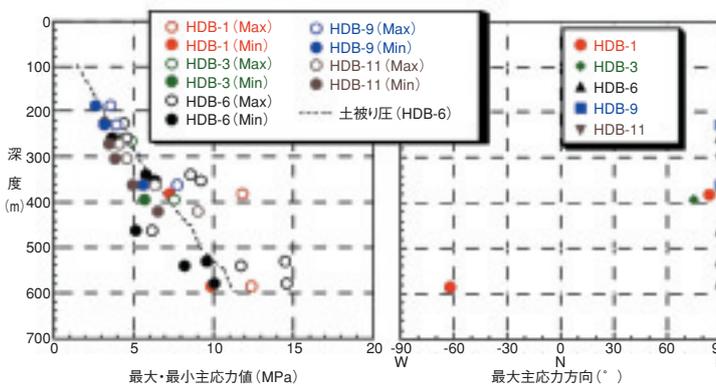


図 2-22 水圧破砕法による初期応力値の把握

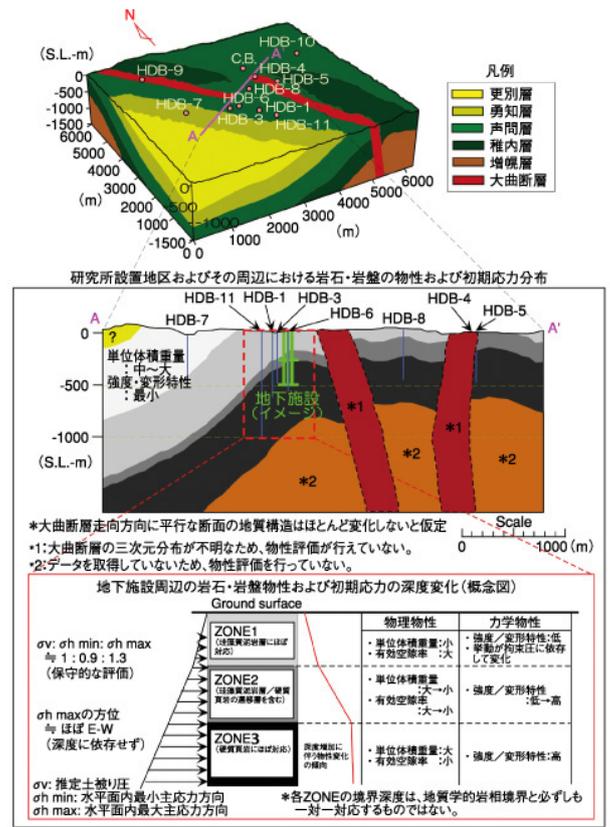


図 2-23 岩盤力学的概念モデル

私たちは、北海道幌延町で進めている幌延深地層研究計画の一環として、3 km×3 km程度の調査領域内で深層ボーリング調査を実施してきました。本報告では、この調査結果から、岩盤の力学的な物性分布・初期応力場の特徴を解釈して構築した力学的概念モデルについて紹介します。調査対象は新第三紀に形成された珪質岩であり、軟岩と呼ばれる強度・変形特性が小さい岩盤です。

物性分布モデルの構築では、調査領域のほぼ中央に存在する大曲断層の東側と西側の領域でグループ化し、各種室内試験及び原位置検層の結果を整理しました。図2-21は大曲断層西側についての結果を示したものです。東側の結果も含め、深度方向の密度や弾性波速度の変化は、地質構造に対応した形で深度1,000m程度までの範囲で3つのゾーンに区分でき、断層形成時の鉛直変位を考慮して比較することで、約3 km四方×1,000m程度の3次元的な岩盤の物性分布をボーリング孔の場所によらずに統一的に説明できることが分かりました。

図2-22は、大曲断層の西側の各孔内で実施した水圧破砕法による初期応力測定結果を示したものです。測定された水平面内最小主応力値は単位体積重量から推定される土被り圧とほぼ等しいものとなりました。また各孔と

も、水平面内最大主応力値は、最小主応力値の1.20～1.65倍の範囲にあり、その方向はほぼ東西であることが分かりました。そして、このような初期応力状態は、国内に分布するほぼ同等の密度を有する岩盤のそれと大きく異なる条件であることが分かりました。

これらの調査結果に基づき、力学的観点から構築した研究所設置地区及びその周辺の力学的概念モデルを図2-23に示します。珪質岩の力学物性には応力レベルに応じて変化するため、各ゾーン内に程度の差はあるものの物性に深度依存性が存在すること、連続的かつ急激な物性変化領域が存在することをモデル上に表現しました。この概念モデルに基づき、今後地下施設建設に伴う空洞周辺岩盤への力学的影響予測を数値解析により実施する予定です。

また今回の調査領域は、対象岩盤が地表から深度1,000mの範囲まで珪質岩のみが分布する地質的なコントラストが小さい岩盤でした。このような岩盤の力学的調査では、物理検層のようなボーリング孔全長にわたって連続データを取得できかつ解像度が高い方法と室内試験を組み合わせる手法が、極めて有効であることが分かりました。

●参考文献

松井裕哉, 丹生屋純夫, 高レベル放射性廃棄物の地層処分技術に関する知識基盤の構築—平成17年度とりまとめ, 分冊1 深地層の科学的研究, 2005, JNC-TN1400 2005-014, p.4-93-4-146.

2-13 TRU廃棄物処分研究の成果

—第2次TRUレポートより—

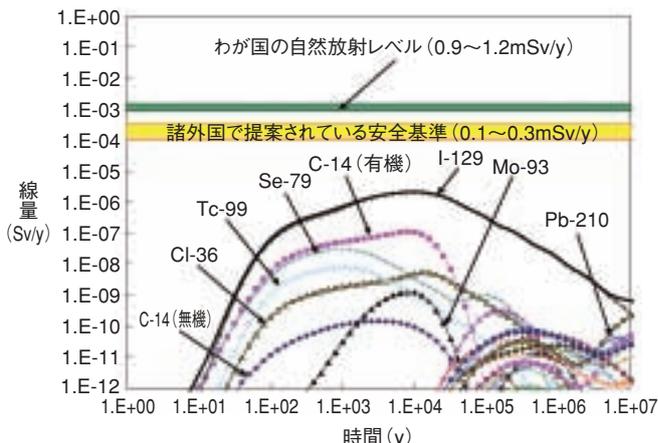


図 2-24 TRU廃棄物地層処分の線量評価
 放射性素129や有機形態の炭素14が最も寄与しています。我が国の代表的な地質環境を想定して行ったものです。

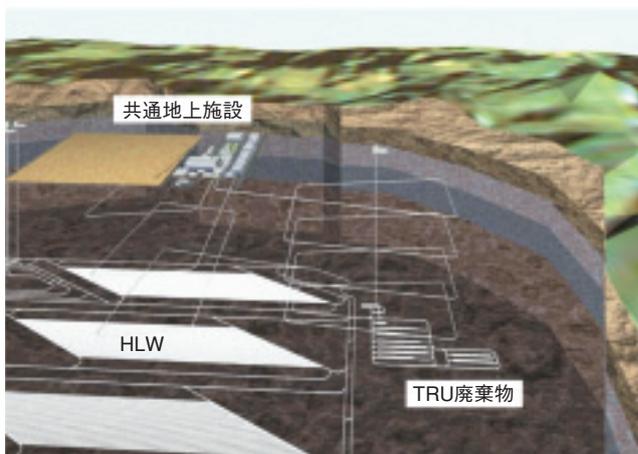


図 2-25 TRU廃棄物処分場と高レベル放射性廃棄物(HLW)処分場の併置の概念図
 併置処分の技術的成立性として処分場間の相互影響（HLW処分場からの熱、TRU廃棄物処分場からの硝酸塩、アルカリ性溶液、有機物）が検討されました。数百メートルの離間距離の確保によって相互影響が回避でき、技術的成立性の見通しが得られました。

再処理施設やMOX燃料を製造する施設の操業・解体に伴って発生する低レベル放射性廃棄物のことを、従来より超ウラン核種を含む放射性廃棄物（TRU廃棄物）と呼んでいます（同じ廃棄物に対する呼称として「長半減期低発熱放射性廃棄物」もありますが、本稿ではTRU廃棄物とします）。

核燃料サイクルの確立にあたり、TRU廃棄物の安全かつ合理的な処分対策の確立が必要であることから、旧サイクル機構と電気事業者は共同でその研究開発を進め、成果を「TRU廃棄物処分技術検討書（以下、「第2次TRUレポート」という）¹⁾」に取りまとめました。その内訳は、最新の廃棄物情報と発生見通し、我が国の地質環境を対象としたTRU廃棄物地層処分概念の詳細化・合理化・安全性に係る検討、同廃棄物の浅地中処分及び余裕深度処分の安全性の見通し、更には幅広い地質環境や評価の不確実性に対応するための予備的技術としての代替技術、及び今後の開発課題に関する記述です。

地層処分の安全評価に関しては、セメント材料やこれと接する緩衝材及び周辺岩盤の長期的変質、処分システ

ムや核種移行挙動に対する硝酸塩・有機物・ガス発生・コロイド及び微生物の影響等についての最新の知見や試験データの整理を行いました。

これらにより信頼性の高い評価モデルの整備及びパラメータ設定を行うことが可能となりました。ちなみに、我が国の代表的な地質環境を想定して行った線量評価によれば、処分後約1万年後に最大値となり、その値は我が国の自然放射線レベルより3桁低い程度となりました（図2-24）。

地層処分の合理化方策関連では、高レベル廃棄物との併置処分（図2-25）について解析し、一定の離間距離を設けることによって相互の影響を避けることが可能との見通しを得ました。原子力委員長半減期低発熱放射性廃棄物処分技術検討会では、特にこの結果について審議され、併置処分の技術的成立性があるものと判断されました。

第2次TRUレポートはまた、処分の制度化や安全規制・基準等の整備にも技術基盤を提供するものと考えます。

●参考文献

1) 電気事業連合会・核燃料サイクル開発機構, TRU廃棄物処分技術検討書—第2次TRU廃棄物処分研究開発取りまとめ, 2005, JNC TY1400 2005-013, FEPC TRU-TR2-2005-02, 556p. (<http://www.jaea.go.jp/05/report/re051128/TOP.htm>)

3-1 核融合エネルギーの実用化に向けて



図 3-1 核融合研究開発における 3 つの重要分野、原子力機構は 3 分野全てで世界を牽引する世界で唯一の研究機関

核融合エネルギーは、燃料が偏在せず豊富であること、原理的には高い安全性を有し、発電の過程において地球温暖化、酸性雨等の地球環境問題の原因と考えられる物質を排出しないことなど、人類社会の恒久的な持続的発展を可能にし得る原子力エネルギーの一つです。私たちは、旧原研時代を含め44年間にわたって核融合に関する研究開発を進めてきており、図 3-1 に示すように 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 3 つの分野を一つの研究所で総合的に進めている世界で唯一の研究機関です。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）等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。

国際熱核融合実験炉（ITER）計画

大型トカマクの次段階装置である国際熱核融合実験炉 ITER は、1985年11月の米ソ首脳会談が発端となり進められている国際協力で、その目的は、「核燃焼プラズマの制御、長時間燃焼の実現」、「核融合工学技術の統合試験」です。

ITER は、平成2005年6月にモスクワで開催された閣僚級会合において、フランスカダラッシュに建設されること、併せて、我が国が欧州と並び重要な役割を果たすことが決定されました。2005年12月にはインドの正式参加が決まり、この ITER 計画には日、欧、米、露、中、韓、インドの 7 極、世界人口の半数以上を占める国々が参加することとなりました。ITER 国際事業体機構長予

定者としては、元クロアチア大使の池田要氏が選出されており、事業体組織の基盤整備を進めています。2006年5月には ITER の実施協定が仮合意され、2006年度内の署名後、各極で批准手続きを行う予定であり、いよいよ ITER 計画も建設段階となって行きます。我が国は、機器物納及び人的貢献において、ホストである欧州に次ぐ貢献が期待されていますが、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

1985年に世界の 3 大トカマクの一つとして運転を開始した臨界プラズマ試験装置 JT-60U では、世界最高のイオン温度 5.2 億度、世界最高のエネルギー増倍率 1.25 の達成、熱の断熱層や電流ホールを発見する等、世界を主導する数多くの成果を挙げてきました。最近では、プラズマ圧力の高い状態を長時間維持する等の ITER の長時間運転や核融合炉の発電コストの低減に貢献するための研究やプラズマの特性を解明するシミュレーション研究を進めています。

核融合工学研究

核融合エネルギーの利用を可能にするための様々な先端技術開発を行っており、ITER の建設に必要な大規模工学 R&D では 7 つの R&D 項目の内 3 つをホストし ITER の建設基盤を構築しました。現在、増殖ブランケットや低放射化フェライト鋼の研究開発等を進めています。

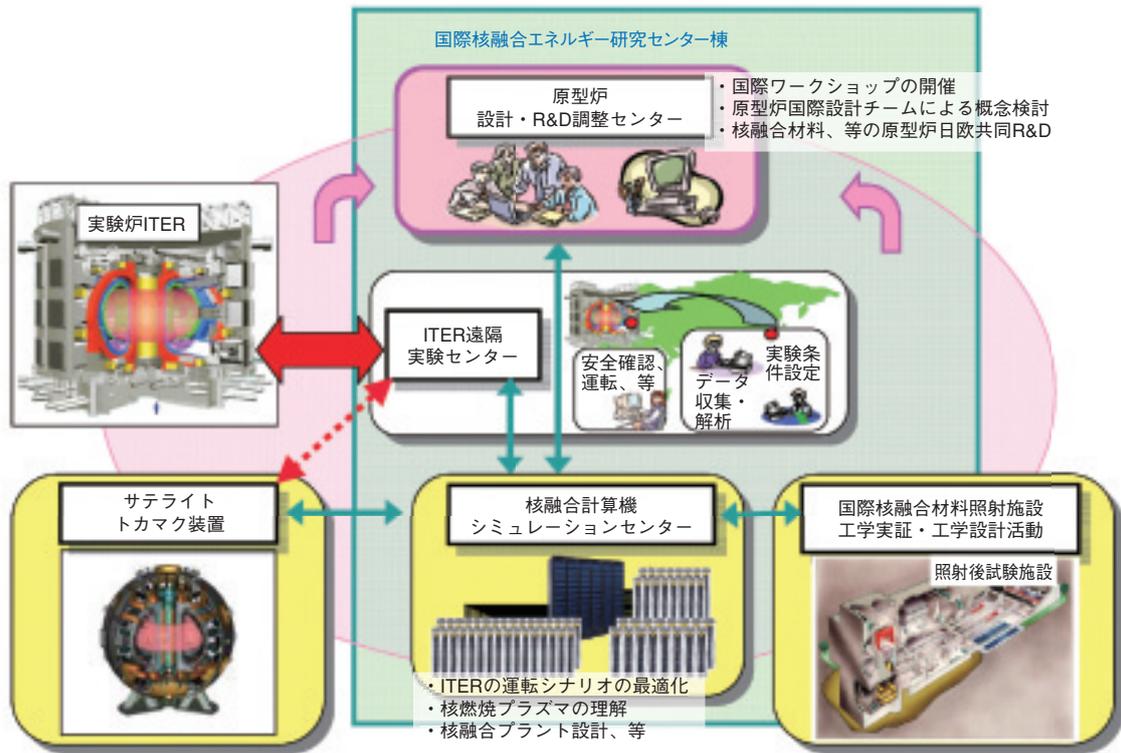


図 3-2 幅広いアプローチ活動

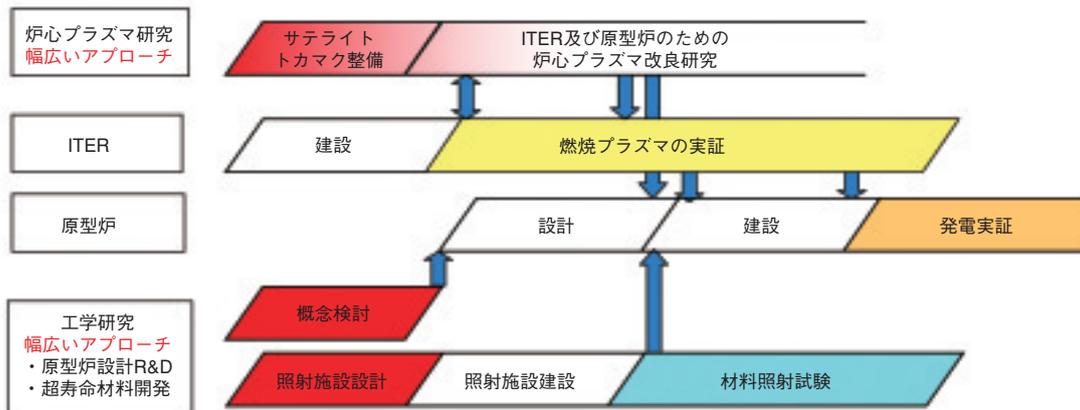


図 3-3 21世紀中葉の実用化をめざした核融合研究開発の開発ステップ

幅広いアプローチ活動

ITER政府間協議の過程で、7極で進めるITER計画と並行して、日欧が等分に分担してITERと核融合原型炉に必要な幅広い研究開発（幅広いアプローチ）を実施することに合意しました。国内の専門家等の意見を参考に、図3-2に示す①計算機シミュレーション、遠隔実験、原型炉設計R&D調整等の研究開発を総合的に進める国際核融合エネルギー研究センター、②国際核融合材料照射施設の工学実証・工学設計、③衛星トカマク研究を行うことが文部科学省により決定されました。これらの我が国の提案に関して、欧州と技術会合を重ね、活動内容、分担、実施の枠組みについて合意しました。現在、ITER協定と同じ時期に発効することを目指して、日欧核融合協力協定締結に向けて協議しているところです。原子力機構は幅広いアプローチ活動においても我が国の実施機関となることが想定されています。

これからの研究開発

ITER計画では10年の建設期間の後約20年の実験を行い、燃焼制御の実証、燃焼プラズマの定常運転の実現、更には核融合炉に必要な様々な工学技術を総合的に試験し、原型炉に必要な基礎基盤を構築します。一方、炉心プラズマ研究においては、幅広いアプローチ活動を最大限に活用し、ITER計画を先導する研究を進めると共に、核融合炉をよりコンパクト化するための高い核融合出力プラズマの定常運転法の確立を目指します。核融合工学研究では、原型炉の概念検討や核融合エネルギー利用に必要なR&Dを行い原型炉の概念を構築すると共に、材料照射施設の設計を通じて長寿命材料開発に見通しを得る予定です。このような、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。

3-2 核融合炉の発電コストの低減に展望を拓く —JT-60、核融合炉の省エネルギー運転法の開発—

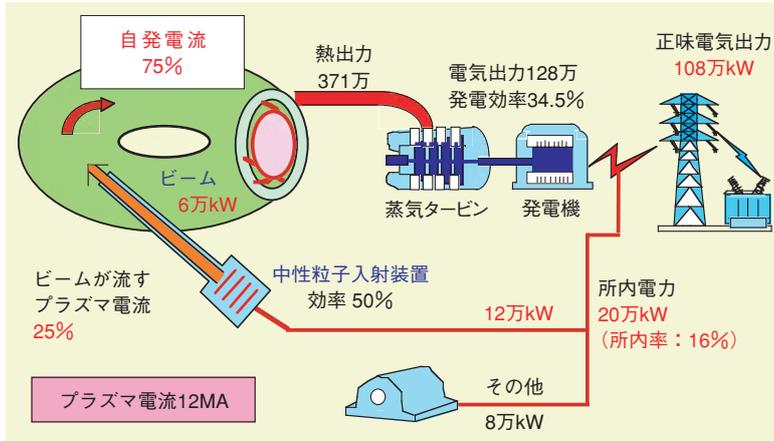


図3-4 省エネルギー運転(自発電流割合75%)のときのトカマク型核融合炉における電力の流れ
中性粒子入射装置の容量は、自発電流割合ゼロのときに比べて1/4倍となります。また所内率は42%から16%に抑えることが可能となり、効率の良いプラントになります（所内率=所内電力/電気出力）。

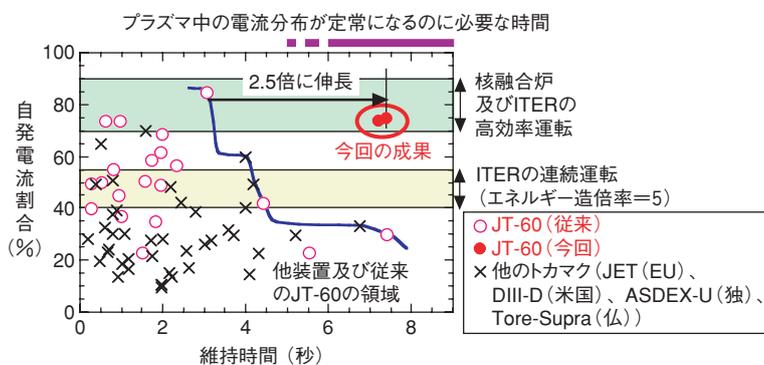


図3-5 高自発電流割合の維持時間の進展

核融合炉及びITERの高効率運転に必要な自発電流割合において、世界最長の維持時間を達成しました。

核融合炉の発電コストを低減するには、プラズマの圧力を高めて核融合出力を増大すると共に、運転に要する電力（所内電力）を減らす必要があります。現在のトカマク装置の長時間運転では、プラズマの維持に必要なプラズマ電流を、高周波あるいは中性粒子ビームの入射により流していますが、この方式は大電力を必要とし所内電力の増大をもたらします。そのため、トカマク型核融合炉では、プラズマ自身が作り出す電流（自発電流）でプラズマの大部分を維持する高効率運転を行う必要があります（図3-4）。原子力機構では、これまで世界に先駆けて高効率運転の重要性に着目し、その開発を進めてきましたが、プラズマの乱れのため維持時間が制限されており、プラズマの状態（圧力分布、電流分布等）が定常状態に落ち着くまでに至っていないという問題がありました。すなわち自発電流割合が高いプラズマでは、プラズマ中の圧力の分布と電流の分布が相互に強く影響しているため、維持時間を伸ばしたときに、圧力分布や電流

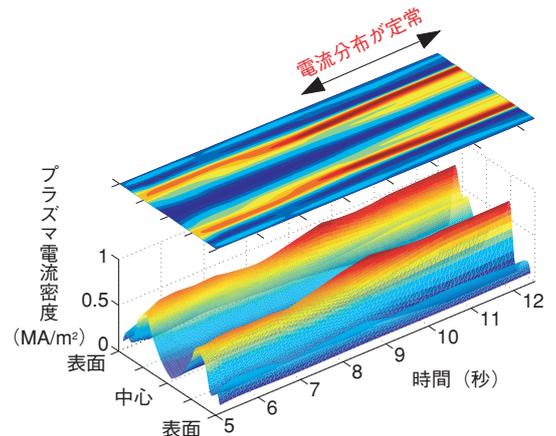


図3-6 電流分布の時間発展

トカマク中では圧力分布に比例した自発電流が流れるため、自発電流割合が高まると凹状の分布形状となります。

分布がいつまでも変化し続けてしまうのか、ある時間で定常状態になるのかが不明でした。

今回、JT-60では、その特長である多様な入射方向を有する中性粒子ビーム入射装置を活用し、プラズマの流れの分布を変化させて圧力の分布を制御する手法を開発し、プラズマの乱れの発生を回避することに成功しました。その結果、核融合炉及びITERの高効率運転に必要なとなる75%という高い自発電流割合を持つプラズマを、世界最長の7.4秒間（加熱パワーの入射時間で制限）維持することに成功しました（図3-5）。また、そのような高温プラズマにおいて電流分布、圧力分布がほぼ定常状態に落ち着くことを世界で初めて明らかにし、高効率運転の技術的可能性を示しました（図3-6）。これにより、核融合炉の発電コストの低減に展望が拓かれると共に、ITERで予定されている燃焼プラズマの連続運転（自発電流割合50%程度）の高効率化を実現することが期待されます。

●参考文献

Sakamoto, Y. et al., Stationary High Confinement Plasmas with Large Bootstrap Current Fraction in JT-60U, Nuclear Fusion, vol.45, no.7, 2005, p.574-580.

3-3 高温プラズマの中に絶縁体が出現 —JT-60、プラズマ電流分布の特異な性質の解明—

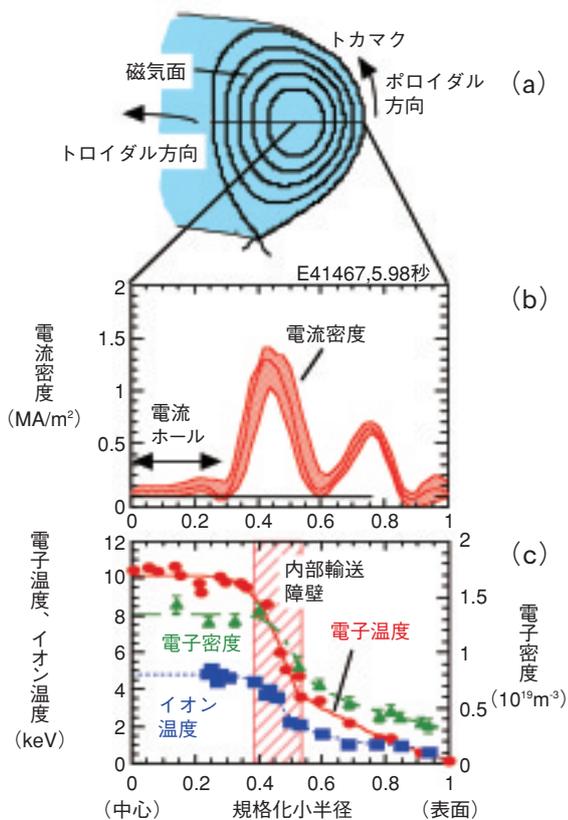


図 3-7 トカマクプラズマにおける電流ホール
ドーナツ形のトカマクプラズマの中心部にプラズマ電流がほぼゼロとなる電流ホールが形成されます。

電気伝導は基本的な物性の一つであり、良導体、絶縁体、半導体が知られています。プラズマはイオンと電子とから構成され、それらの相互運動により容易に電流が生成されますので良導体に属します。プラズマの電子温度が高いほど電流は流れやすくなり、1300万度で銅と同じくらいの電気伝導度になります。

JT-60では、トカマクプラズマ(図3-7(a))の中心領域において、ポロイダル方向の磁場がほぼゼロとなりプラズマ電流がほとんど流れていない領域「電流ホール」が数秒間安定に持続することを発見しました(図3-7(b))。電子温度10keV(1.16億度)以上の超高温のプラズマが安定に電流ホール内に閉じ込められます(図3-7(c))。

本来電流が流れやすいはずの超高温プラズマの内部になぜこのような電流ホールが持続しているのかはよく分かっていませんでした。つまり、電流を流そうとする源(電場など)がゼロになっているのか、あるいは電流駆動源に抗して電流をゼロ近傍に保つ機構が働いているのか? その謎を明らかにするため、鍵となるプラズマ内部の誘導電場を正確に評価しながら、電流駆動源の増減

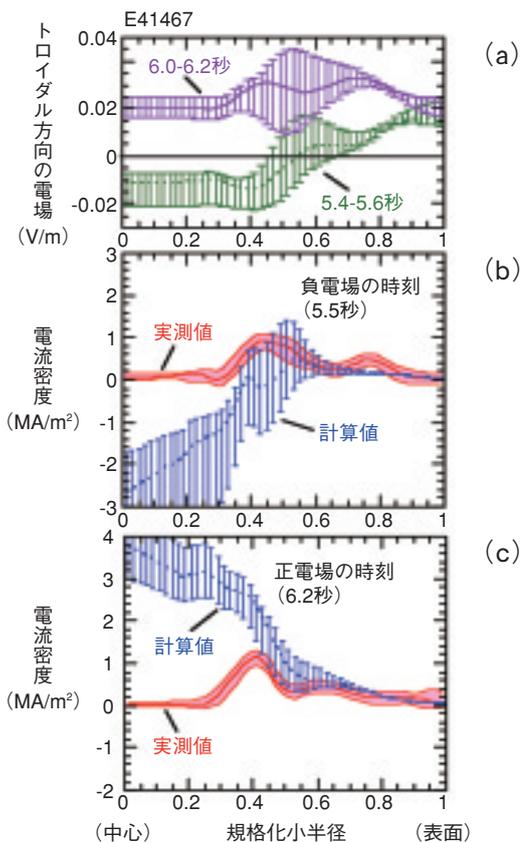


図 3-8 電流ホールへの電場の印加
正及び負の電場がかかっても電流ホールが保たれています。

に対する電流ホールの応答を調べました。電流ホール外部における電子サイクロトロン波による電流駆動・電子加熱の入り切りにより誘導電場を変化させると、プラズマ中心部には有限の誘導電場が発生し(図3-8(a))、プラズマの電気伝導度の理論値によると大きな電流(図3-8(b),(c)の「計算値」)が発生するはずですが、プラズマ中心部の電流密度はゼロに近いままでした(図3-8(b),(c)の「実測値」)。また、電子サイクロトロン波による電流駆動を行った場合でも、電流が流れず電流ホールが保たれました。これらの結果から、電流(及びポロイダル磁場)がいったんゼロ近傍となるとその状態を保つような何らかの機構が存在することを世界で初めて明らかにしました。これはあたかも良導体であるトカマクプラズマの中心部に絶縁体 appeared したような状態です。この観測結果は、従来電流駆動源に応じて決まるとされていたプラズマ電流の分布がプラズマ全体として定められる場合があるという、トカマクプラズマの電流分布の特異な性質を明らかにしたもので、高温プラズマにおける新しい構造形成現象として注目されています。

●参考文献

Fujita, T. et al., Current Clamp at Zero Level in JT-60U Current Hole Plasmas, Physical Review Letters, vol.95, no.7, 2005, p.075001-1-075001-4.

3-4 プラズマ閉じ込め改善の謎に迫る —帯状流の性質変化で乱流輸送の制御—

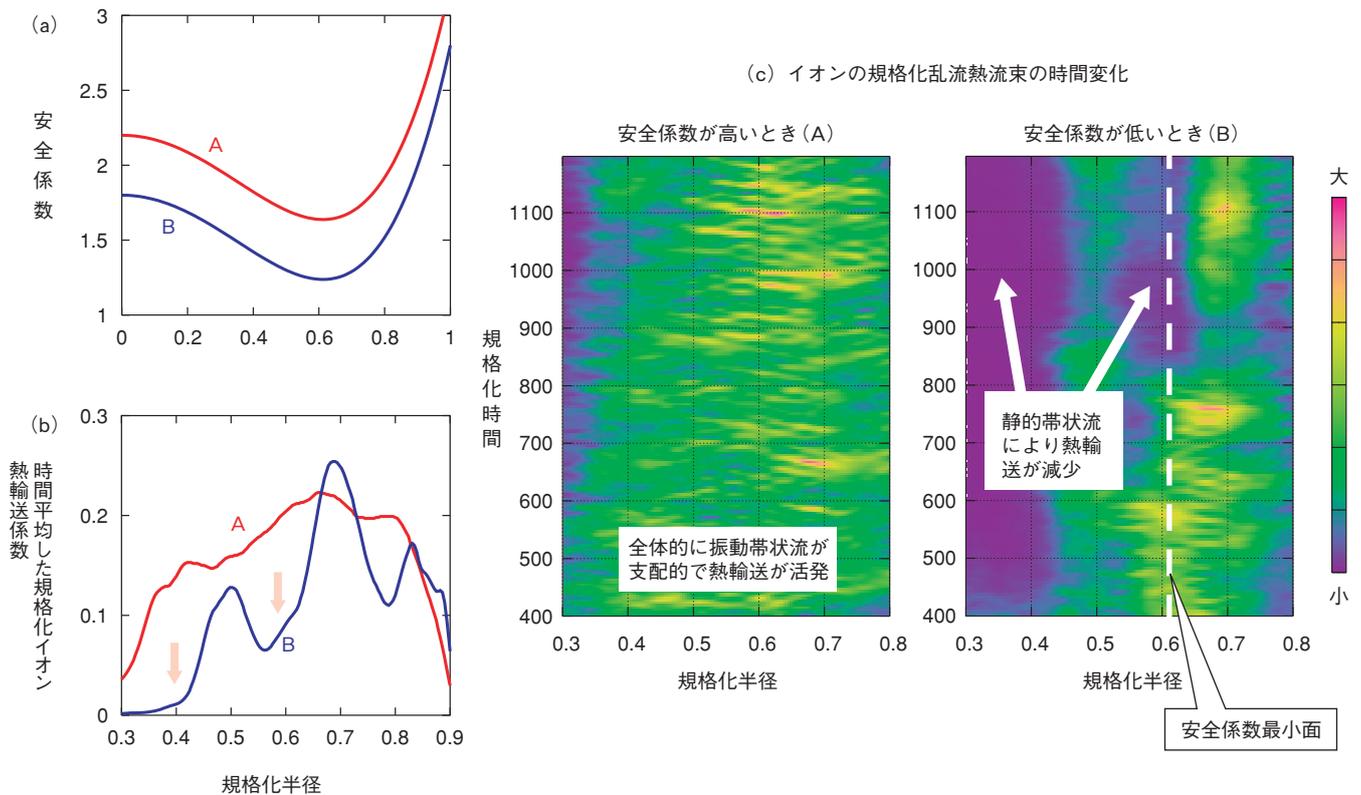


図3-9 安全係数分布によるイオンの乱流熱輸送の違い

(a) 数値計算に用いた安全係数分布、(b) 時間平均した規格化イオン熱輸送係数、安全係数を低くすると安全係数が最小となる半径周辺で熱輸送係数が減少します。(c) イオンの規格化乱流熱流束の時間変化、安全係数が高いAのとき振動帯状流の影響で熱流束も時間的に振動している一方、安全係数が低いBのときは静的帯状流が強まることによって熱流束が小さくなります。

核融合プラズマ中ではプラズマの圧力勾配をエネルギー源として乱流が発生し、それによって熱や粒子が損失しプラズマ閉じ込めが低下するということがありますが、プラズマの安全係数分布（電流分布）をうまく制御すると閉じ込めが良くなることが実験的にわかっています。このプラズマ閉じ込め改善のメカニズムが明らかになれば、さらなる閉じ込め改善、ひいては経済的な核融合発電につながります。

これまでの理論・シミュレーション研究により、プラズマ内の微視的な乱流が非線形的に帯状のプラズマ流（帯状流）を生成し、その帯状流が乱流を抑えることが知られています。この帯状流は木星大気の帯状構造や地球のジェット気流と共通性があります。原子力機構のJT-60などのトカマクプラズマ内にできる帯状流には、

- ① 時間的に変動しない静的な帯状流
- ② 時間的に振動する帯状流

の2種類が考えられ、一般に、安全係数が低い領域では静的な帯状流が生成されやすく、安全係数が高い領域では振動帯状流が支配的となります。

数値トカマク実験（NEXT）研究では、イオン温度勾配に起因する微視的乱流のシミュレーションを行い、安全係数分布の違いによる帯状流の性質変化を利用して乱流輸送が制御できる可能性を示しました。

図3-9は、安全係数について、分布の形は変えずに、大きさだけを変えたときのイオンの乱流熱輸送を調べたものです。安全係数が高いときはプラズマ全体にわたって振動帯状流が支配的になっています。振動帯状流の乱流抑制効果はそれほど強くないので、乱流による熱輸送は広い範囲で活発です。ところが、安全係数を低くしていくと、安全係数が最小となる付近で振動帯状流が減衰し、代わりに静的帯状流が支配的となります。静的帯状流は効果的に乱流を抑制するので、乱流熱輸送が減少します。一方で安全係数が最小となる半径よりも外側では、依然として振動帯状流が支配的で乱流熱輸送は大きいです。

このように帯状流の性質の変化はイオンの乱流輸送に大きな影響を及ぼし、帯状流の性質を変える手段として安全係数分布が有用であることが明らかになりました。

●参考文献

Miyato, N. et al., Study of a Drift Wave-Zonal Mode System Based on Global Electromagnetic Landau-fluid ITG Simulation in Toroidal Plasmas, Nuclear Fusion, vol.45, no.6, 2005, p.425-430.

3-5 ドーナツ1/4周分のプラズマ放射を一目で観測する —JT-60におけるイメージングボロメータの開発—

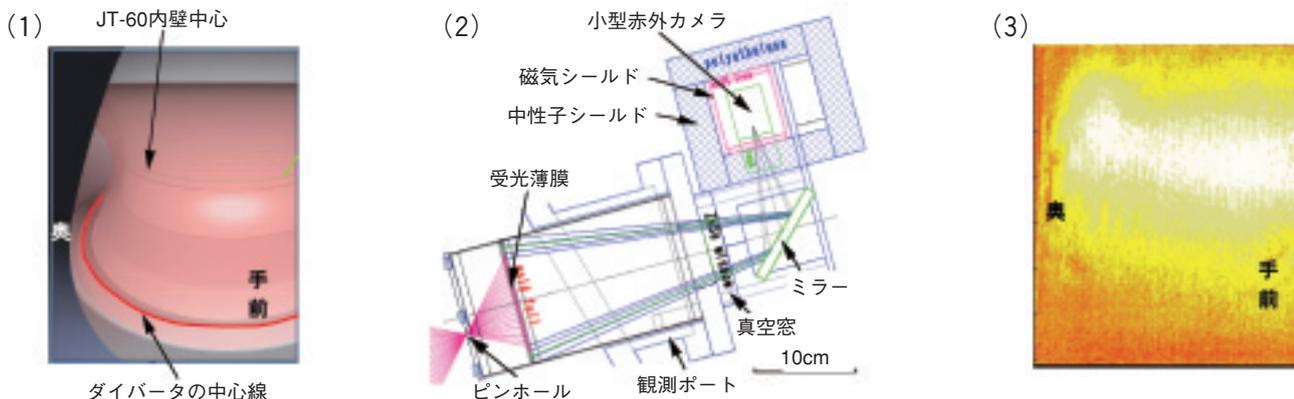


図 3-10 イメージングボロメータ

(1)イメージングボロメータの視野：ドーナツ状のJT-60プラズマ（ピンク色の部分）を手前斜上から左奥の方に向かって俯瞰しています（CADによる3次元作図）。(2)イメージングボロメータ：プラズマの放射をピンホールを介して金の薄膜で受け、膜の温度は真空窓の外から小型赤外カメラで測定します。中性子照射や磁場から保護するためにシールド材で覆われています。(3)プラズマが不安定になり、強い放射を放って消滅する瞬間（ディスラプション）を捉えたデータです。

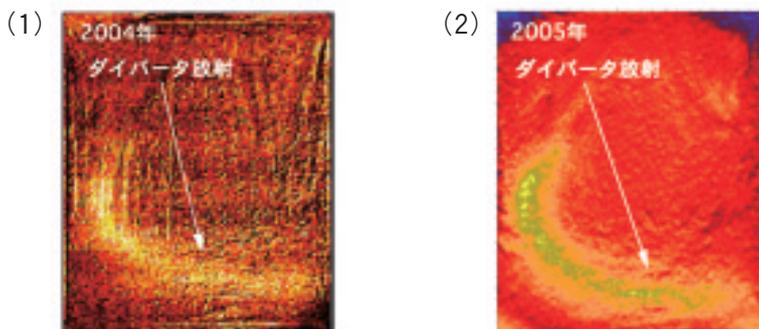


図 3-11 トカマクのドーナツ1/4周分を捉える

通常のJT-60の運転では、ダイバータ（図3-10(1)の赤線）に沿った弓形の放射ベルトが観測できます。シールドを強化したりコンピュータシステムを改良して、かなり鮮明な画像が得られるようになりました。(1)は2004年水素実験時のアナログ画像、(2)は2005年の20MW加熱重水素実験でのデジタル画像データです。

ボロメータとは、プラズマ中の不純物や水素が発する放射パワー（電力）を薄膜で受け、その温度を検知する測定器です。従来は、受光膜の裏に細い抵抗線を貼付け、抵抗値が温度によって変化する性質を利用した抵抗型ボロメータが広く使われてきました。しかし、この方式は大きなプラズマを見るのに沢山の検出器や電気回路を必要とする欠点があります。最近では赤外カメラの性能も良くなったので、受光膜の温度を電気的に検出するのではなく、真空窓の外から直接赤外カメラで計測することが可能になりました。これがイメージングボロメータです。1台で抵抗型ボロメータ百個分相当の視野も取れますが、ITERなどで使うには、急な圧力変化に薄膜が耐えるか？中性子の照射下でも測定できるか？なども確かめておかなくてはなりません。また測定しているのは薄膜の温度なので、膜の各点の熱伝導率などを使って放射パワーに換算する必要があります。窓の外から薄膜にレーザーパルスを照射し、輝点の広がりや減衰時間を測定して換算に必要な物性値を求めます。図3-10(2)はJT-60トカマクに取付けた赤外イメージングボロメータです。広い視野が取れる特長を生かして、図3-10(1)のようにドーナツ状のプラズマを斜上から藪覗みする視野にしま

した。厚さ2.5ミクロンの受光膜はこれ迄3年、様々なトカマク実験に耐えています。最も強い放射が観測されるのは、プラズマが不安定になって瞬時に消滅するディスラプションの時で、図3-10(3)はその瞬間の膜の温度分布です。高温プラズマが強く輝く巨大なドーナツ状の発光体になった様子が分かります。ドーナツの太さは一様ではなく少し歪んでいるようにも見えます。一方、普通のトカマク運転では、ダイバータと呼んでいるプラズマを取り巻く磁力線の終端部で一番強い放射が観測されます（図3-11）。最近シールドやコンピュータを改良して加熱パワーの大きな重水素実験でも測定できるようになりました。ダイバータに沿ってリング状に放射しているのが分かります。直径6mもの大きなドーナツの1/4周分のプラズマ放射が一目で捉えられているわけです。このような測定は今迄他に例がありません。これ迄ドーナツの環に沿って必ずしも一様に放射していないのじゃないか？とも云われていましたが、この方法で実際にそれが直接確かめられます。この研究は科学研究費補助金の支援を受け、核融合科学研究所との共同研究として行っています。

●参考文献

JT-60 Team, Review of JT-60U Experimental Research in 2003 and 2004, 2006, JAEA-Review 2005-005, p.191.

3-6 核融合炉の建設コスト低減を目指して —早期実用化につながるコンパクトな核融合炉の構想—

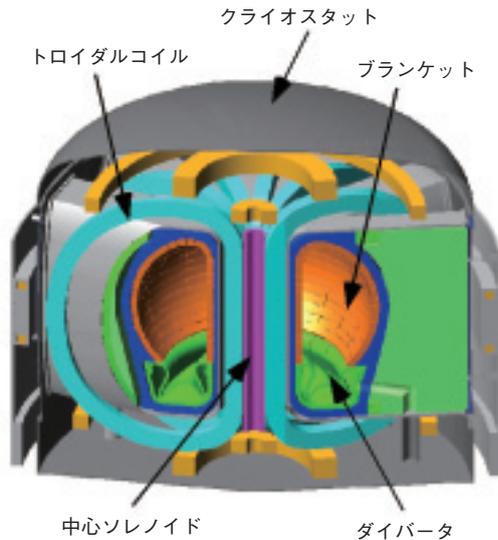


図 3-12 核融合原型炉の概念図

ITER程度のコンパクトな炉心寸法でありながら、3百万kWの核融合出力（ITERの6倍）、約百万kWの電気出力を発生する設計です。

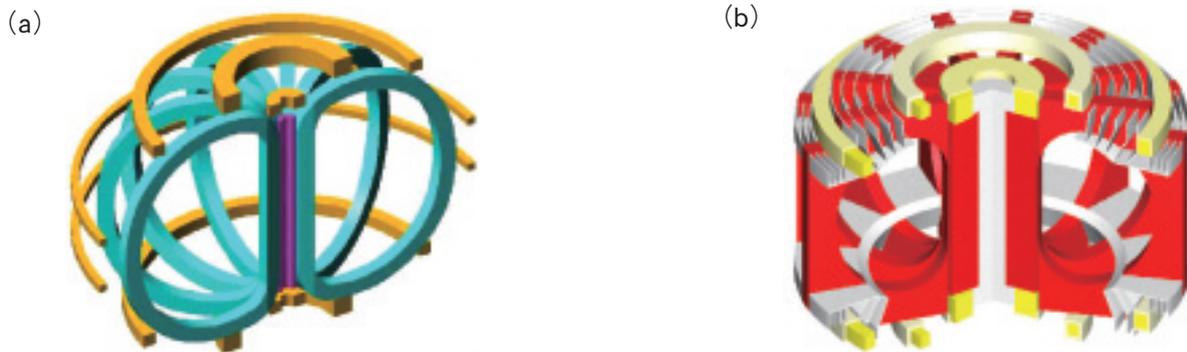


図 3-13 (a)核融合原型炉の超伝導コイル系と(b)従来のトカマク炉の超伝導コイル系
構想中の低アスペクト比原型炉ではコイル系の磁気エネルギーを大幅に低減可能であり、この結果、強度部材の少ない細いコイル系が成立します。

核融合は、安全性や環境影響の側面での優位性を考慮すると将来のエネルギー技術として有望な選択肢といえますが、発電コストに課題があります。核融合が実用化されるためには、市場に受け入れられるための経済性の向上が不可欠です。私たちはこのような課題を直視しながら、21世紀中葉の実用化にスムーズにつながる核融合原型炉の設計研究を進めています。

ITERの次段階となる核融合原型炉では、百万kW級の实用規模での発電実証が必要とされます。他方、核融合原型炉の使命は発電の実証だけにとどまらず、その次の実用炉に結びつく技術的信頼性と経済性を示すことにもあります。そこで、ITER規模の炉心寸法を持つ、従来の核融合発電炉概念より大幅なコンパクト化を図った核融合原型炉の概念を構想しています（図3-12）。この原型炉概念は、コンパクトでありながら、2020年頃に想定される比較的保守的な技術で成立する点に特長があります。このような原型炉が構想可能になった理由は、1)軽

量な超伝導コイルで高磁場を発生するという相反する要求を両立させるコイル概念を着想したこと、及び、2)これまで核融合研究ではあまり注目されなかった低アスペクト比領域（縦長断面のズングリ型）に着目したことによります。原型炉と従来の核融合炉の超伝導コイルの外観を図3-13に示します。低アスペクト比を持つ原型炉ではコイルの磁気エネルギーが大幅に低減されるので細いコイル系で応力を支持可能になり、これは炉本体の中では高価な機器であるコイルの製作コスト削減に効果があります。また、炉心プラズマに対する要件の緩和、電磁力に対する炉内機器の設計条件の緩和など、低アスペクト比には炉工学的なメリットもあります。

これまでの研究から、上述のような炉概念が基本的に成立し、コスト低減の観点で大きな意義があることがわかってきました。今後は、既存の炉工学技術又はその延長技術を組み合わせて原型炉の構造を具体化する計画です。

●参考文献

Tobita, K. et al., Design Study of Fusion DEMO plant at JAERI, Fusion Engineering and Design, vol.81, 2006, p.1151-1158.

3-7 1000秒間の高出力ミリ波発振の成功

—核融合用ジャイロトロンで安定な定常動作を行うための手法の確立—

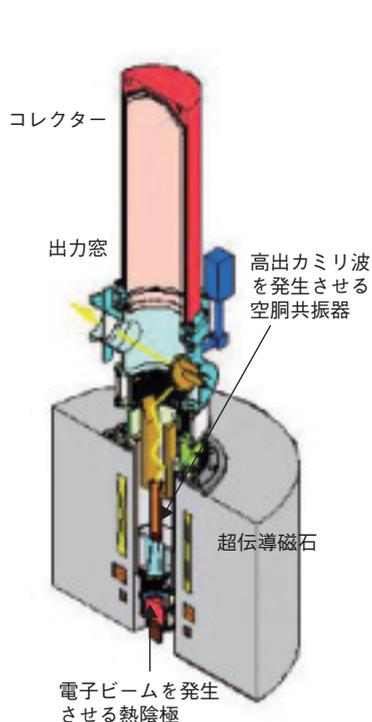


図3-14 核融合用高出力ミリ波発生装置
ジャイロトロン内部構造図

高さ約3m、重さ約800kg。約7Tを発生する超伝導磁石に挿入して使用します。電子銃から約80kVの電界で引き出された回転電子ビームを空洞共振器で共鳴させて周波数170GHzの高出力ミリ波を発生させます。

国際熱核融合実験炉ITER用に開発したプラズマ加熱・電流駆動用高出力ミリ波発生装置「ジャイロトロン」の動作時間を、ITERで計画されている標準運転時間の400秒を大きく上回る1000秒まで延ばすことに世界で初めて成功し、長パルス動作を行うための手法を確立しました。

ジャイロトロン(図3-14)は、相対論的共鳴メーザーの原理を応用した電子発振管で、100GHz帯のミリ波領域の周波数を高出力、高効率で発生させることができる特徴を備えています。ITERでは1MW出力の170GHzジャイロトロンを24本使用する予定であり、そのための開発が原子力機構を中心に行われています。その発振のしくみは、熱陰極(カソード)から約80kVの電圧で引き出された筒状の回転電子ビームが、磁力線に巻き付きながら円筒状の空洞共振器に導かれ、超伝導コイルで発生した磁場に対応するサイクロトロン共鳴を行い、電子ビームの回転運動エネルギーが電磁波のエネルギーに変換されるというものです。

電子ビームによる電流が発振出力や発振安定性に大きな役割を果たしていますが、これまでのジャイロトロンでは、電子ビームの発生部である熱陰極がビーム引き出

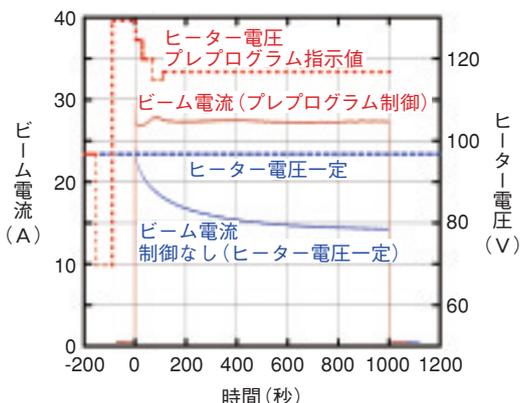


図3-15 プレプログラミングによってビーム電流制御をした場合としない場合のビーム電流の比較
制御を行わない場合は、ビーム電流が大きく減少し、高出力の発振を維持することができません。プレプログラミングの手法の確立によりビーム電流制御ができ、安定な発振の維持が初めて可能になりました。

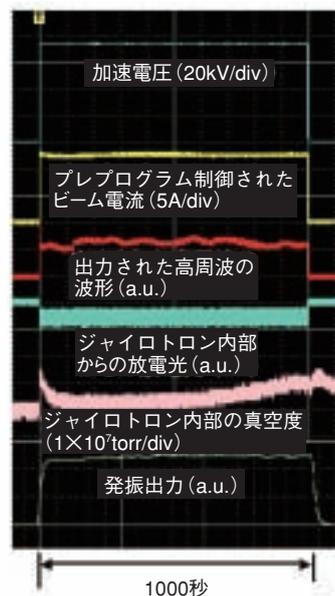


図3-16 1000秒間の発振動作をさせたときの加速電圧、ビーム電流、高周波出力、放電光、真空度、発振出力の各波形
ITERで計画されている標準運転時間400秒を大きく上回る1000秒の動作を達成しました。ビーム電流が制御されたため、安定な発振が得られ、ジャイロトロン内部での放電も観測されず、ジャイロトロン内部の真空度も良好でした。

し動作開始と同時に、電子ビームの運動エネルギーに熱エネルギーが取られるため冷えていき、長パルス動作ではビーム電流が減少してしまいました(図3-15)。このため時間の経過とともに発振出力が低下するだけでなく、発振の条件を満たさなくなり、動作時間が100秒程度に制限されてきました。そこで、熱陰極の温度がビームの引き出しによって変化しないように、冷え方と温度の上がり方を熱容量や形状などから予測し、熱陰極に加えるヒーター電圧をプレプログラミングによって最適に制御しました。その結果、安定なビーム電流を実現し、約0.6MWの安定な出力で、ITERで計画されている標準運転時間の400秒を大きく上回る1000秒間の連続出力を実現しました(図3-16)。ビーム電流をプレプログラミングによって制御して長パルス動作を行う方法は、1MW相当まで出力を増加させても用いることができ、今回の1000秒間の発振を達成した成果は、ITER用ジャイロトロン開発におけるハードルの1つをクリアしたものです。今後更に出力と効率を増加させるよう高性能ジャイロトロンの開発と実験に取り組んでいます。

●参考文献

Sakamoto, K. et al., Development of Long Pulse and High Power 170GHz Gyrotron, Journal of Physics, vol.25, 2005, p.8-12.

3-8 負イオンNBI装置の電極熱負荷の低減を目指して —長パルスのビーム入射のための一歩—

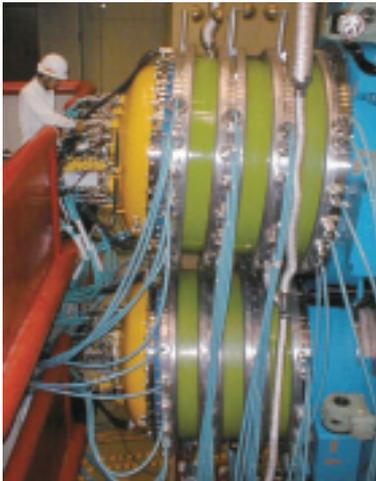


写真3-1 JT-60U用負イオン源
最大エネルギー500keV、
ビーム電流22Aの重水素
の負イオンビームを生
成します。

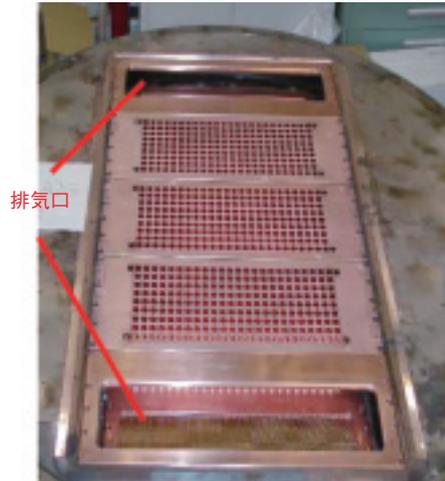


写真3-2 加速電極の
排気口化
5つの電極セグメント
の両サイドを排気口の
電極にし、加速管の圧
力を下げました。

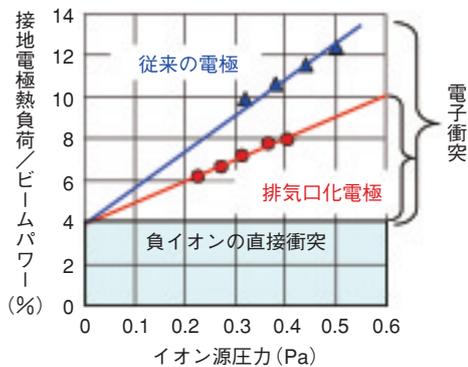


図3-17 加速電極熱負荷のイオン源圧力依存性
加速電極への熱負荷のビーム加速パワーに対す
る比率を示します。通常は圧力0.3Paで運転し
ます。従来の電極に比べ、電子衝突による熱負
荷を40%低減しました。

JT-60のプラズマ加熱装置である負イオン中性粒子入射加熱装置(NNBI)では、JT-60Uのプラズマ性能を長時間維持するために、パルス幅を設計値の10秒から30秒に伸長することが求められています。写真3-1はJT-60U用負イオン源です。しかしながら、これまでは加速電極の冷却水温度が10秒運転で100℃近くになることから、これ以上の長パルス運転を実現するためには、加速電極の熱負荷を低減することが必要でした。電極の熱負荷の原因は、負イオンビームの電極衝突によるものと、負イオンビームと同じく加速される電子ビームによるものがあります。今回の研究では、このうち電子ビームに注目し、その熱負荷の低減化を図りました。主たる電子ビームの発生源は、加速途中の負イオンが加速管内にある残留ガスと衝突した際に負イオンから剥離する電子です。このガスとの衝突により発生する剥離電子は、イオン源内のガス圧力を下げることにより減らすことができますが、一方、大電流の負イオンビームを生成するためには、加速部の上流側であるアーク放電室のガス圧力を0.3Pa程度にする必要があります。そこで、今回、負イオンを

生成する圧力を一定にして加速部の圧力を減らすために、加速電極の一部に写真3-2のように5枚のセグメントの両サイドに排気口を設けた構造に加速部を変更しました。この際、排気口から負イオンビームを引き出さないために、上流側のプラズマ電極はマスクをしました。図3-17に加速電極熱負荷のイオン源圧力依存性を示します。この図でイオン源圧力とともに増加している熱負荷は、加速部で発生した剥離電子によるものと考えられます。一方、イオン源圧力に依存しない部分は、負イオンが電極に直接衝突するための熱負荷と考えております。排気口化により加速部の圧力を下げることによって、剥離電子の発生が抑制され、その結果、電子ビーム衝突による熱負荷を40%低減することができました。これにより、電極の冷却水温度上昇を10秒以上の定常状態において35℃程度に抑制しました。そして、2イオン源のうち1イオン源でビームパルス幅を25秒まで伸ばすことができました。今後は、負イオンビームの電極衝突に関しても低減化の研究を進め、2イオン源を用いて、より高いパワー、長パルスのビーム入射を目指していきます。

●参考文献

Umeda N. et al., Recent Progress of Negative Ion Based Neutral Beam Injector for JT-60U, Fusion Engineering and Design, vol. 74, 2005, p.385-390.

3-9 負イオンを大面積、一様に生成する技術を開発

— プラズマ加熱装置の大型化・高出力化にむけて —

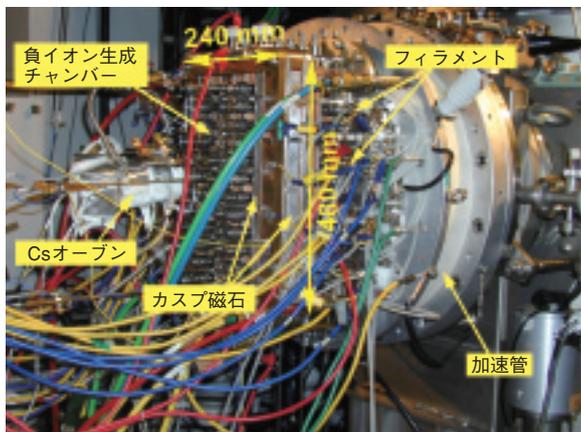


図 3-18 一様な負イオン生成を実現した10A負イオン源
原子力機構で開発された10A負イオン源ではセシウムを利用した表面生成（文中解説参照）で効率的に大電流の負イオンを生成し、世界で始めてアンペア級の大電流負イオンを発生することに成功しています。

核融合プラズマを高エネルギー・高出力の中性粒子ビームで加熱する中性粒子入射装置（NBI）では、水素や重水素の負イオンから中性粒子ビームを生成します。しかし、JT-60等の核融合装置の大型負イオン源では、負イオンの生成が一様でなく、一部から発生したビームが発散して下流の機器に直接衝突していることが分かってきました。このため高出力・長パルス化に向けては、大面積から負イオンを一様に発生する技術開発が必要であり、私たちは、図 3-18に示す10A負イオン源を用いて負イオン生成の一様性を改善するための研究を進めてきました。

負イオン源では、タンガステンフィラメントを熱して放出される一次電子（～数10eV）を種火として、水素ガス（分子）を解離（水素原子生成）、イオン化してアーク放電プラズマを発生します。このプラズマ中に数100ミリグラムのセシウムを入れると、プラズマ中の水素原子やイオンが壁表面でセシウム（壁に付着）から電子をもらい負イオン化します（負イオンの表面生成）。従来の負イオン源では図 3-19(a)の橙線で示す横磁場（磁気フィルター）を負イオン源内に形成し、磁気フィルターより上部は電子温度を比較的高く保ち積極的に水素の解離を促進する一方で、負イオンは高エネルギーを持つ

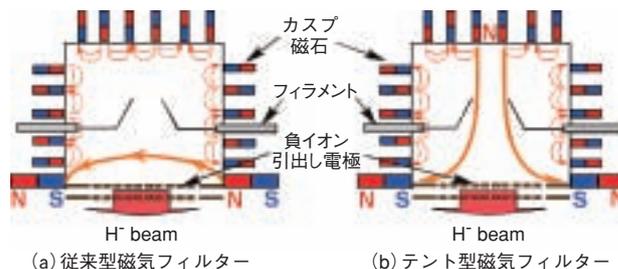


図 3-19 負イオン源の磁場配位

負イオンの一様生成を目指し、「テント型」の磁気フィルターを採用しました。

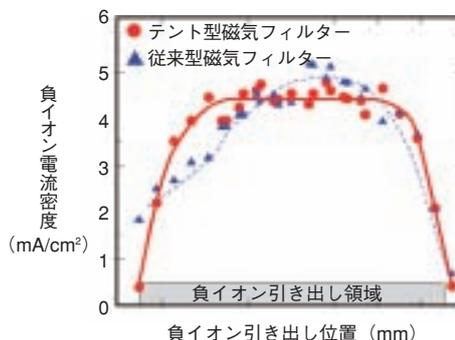


図 3-20 負イオンビーム強度

テント型フィルターにより負イオン生成の一様性が向上し、負イオン電流密度分布の偏差が16%から8%まで改善されました。

次電子との衝突で壊れやすいため、負イオン引出しのための電極近傍は負イオン生成に適した低電子温度（～1eV）を保つよう工夫されています。しかし最近の3次元電子軌道解析の結果、一次電子はこの磁気フィルター中をドリフトして一か所に集中し、その結果、プラズマ分布が不均一となることが分かりました。セシウムを添加して負イオンを表面で生成する場合には、このプラズマの偏りが、そのまま負イオン生成分布の一様性を悪化させる原因となっていたのです。

この知見をもとに、高温・高密度プラズマを一様に生成するように10A負イオン源の磁場構造を大幅に改良しました。負イオン引き出し面を覆う磁気フィルターを廃して図 3-19(b)の橙線で示すテントのような形状を持つ磁力線を負イオン源内に形成しました。その結果、従来の磁場構造では一か所に集中していた一次電子が負イオン源内で周回することが可能となりました。この改良により、引き出された負イオンビーム強度の偏差は16%から8%まで低下し、負イオン生成の一様性を大幅に改善することに成功しました（図 3-20）。この成果は今後JT-60用負イオン源や、ITER用負イオン源に应用する予定です。

●参考文献

Hanada, M. et al., Improvement of Beam Uniformity by Magnetic Filter Optimization in a Cs-seeded Large Negative-Ion Source, Review of Scientific Instruments, vol.77, no.3, 2006, p.03A515-1-3.

3-10 世界に先駆けてITER超伝導コイル用線材を開発 —高性能Nb₃Sn超伝導線材の量産に成功—

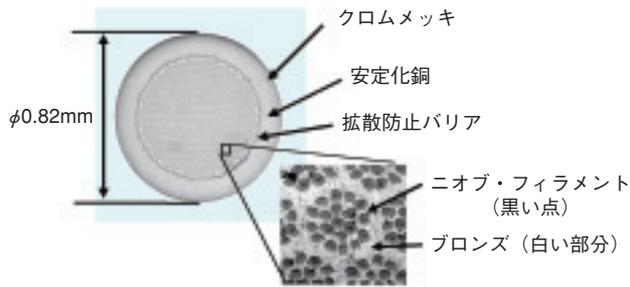


図 3-21 Nb₃Sn線材の断面（ブロンズ法）
ブロンズ（銅スズ合金）としてスズを配置します。ブロンズ中のスズ濃度の向上により性能が向上しました。

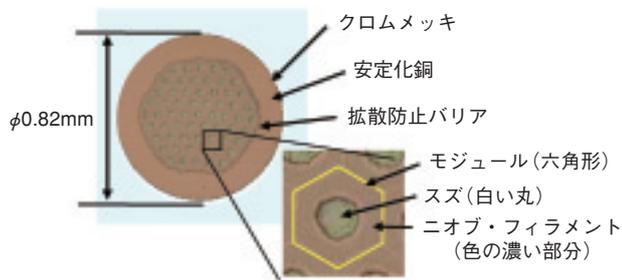


図 3-22 Nb₃Sn線材の断面（内部拡散法）
スズのまま線材内に配置します。モジュールを小型化しかつニオブとスズの割合を最適化することで、目標を達成しました。

国際熱核融合実験炉（ITER）では、高温のプラズマの立ち上げや閉じ込めのため、12～13Tの強磁場を必要とします。この強磁場を発生するために高性能のNb₃Sn超伝導線材が多量に必要です。その性能として、超伝導線材に流せる電流の限界（臨界電流密度）が高いだけではなく、磁場の変動により発生する熱（ヒステリシス損失）が少ないことが要求されています。これは相反する要求で、臨界電流密度が高くなるとヒステリシス損失が必然的に大きくなります。これまでは片方だけ満たす線材は存在しましたが、両立する線材はなく、新たな開発が必要でした。

Nb₃Sn線材の製法には、ブロンズ法と内部拡散法があります。ブロンズ法は、銅スズ合金であるブロンズを母材としてその中にニオブを埋め込み、熱処理（650℃、200時間）をしてNb₃Snを生成する製法です（図3-21）。もともとヒステリシス損失の小さいブロンズ法では臨界電流密度の向上が課題であり、その要因は線材内のスズの量を増やせないことでした。近年、加速器用Nb₃Sn素線の開発において品質の良い高スズ濃度のブロンズができるようになり、核融合用でもこれを採用してブロンズ法Nb₃Sn線材の臨界電流密度を向上させることができました。

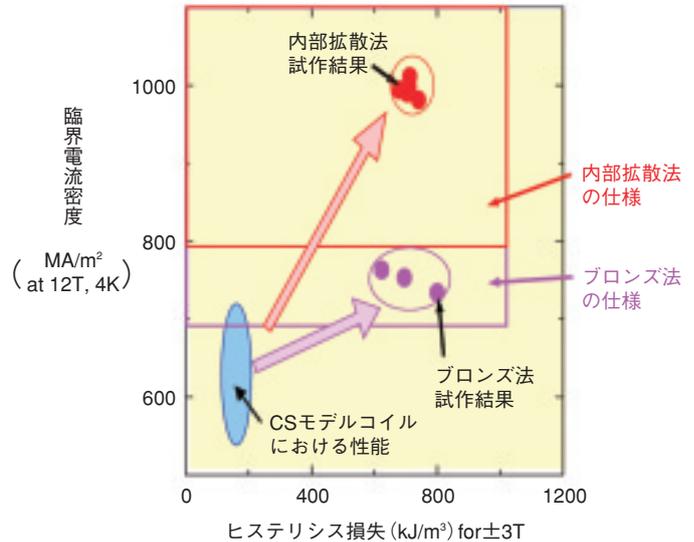


図 3-23 試作したNb₃Sn線材の性能
最も重要な性能は、臨界電流密度とヒステリシス損失です。ブロンズ法、内部拡散法共に仕様を満たすことができました。

一方の内部拡散法は、スズとニオブを線材内に並べて配置する製法です（図3-22）。スズを増やすことで、臨界電流密度は高くなりますが、同時にスズ周辺のニオブ・フィラメントが熱処理時に結合して環状となり、ヒステリシス損失が急激に増加してしまいます。一個のスズ・コアと多数のニオブ・フィラメントからなる六角形の単位をモジュールと呼びます。今回このモジュールを小型化し、ニオブとスズの割合を最適化することで、フィラメントが結合しても環の径と厚さの両方を軽減し、ヒステリシス損失の増加を抑えました。この結果、ヒステリシス損失を仕様値内に納めながら高い臨界電流密度を実現することができました。

両製法とも0.1トン級の量産を行った結果、図3-23に示すように臨界電流密度とヒステリシス損失に関するITERの仕様を満たすことが確認できました。ブロンズ法と内部拡散法で臨界電流密度の仕様が異なっていますが、運転条件（磁場12T、温度5.7K、歪み-0.76%）では同じ臨界電流密度となります。この成果は、他のITER参加極（欧州、米国、ロシア、韓国、中国）に先駆けるもので、これにより我が国はNb₃Sn線材の調達では、ITERの参加極の中で最大の貢献をすることになりました。

●参考文献

Okuno, K. et al., From CS and TF Model Coils to ITER: Lessons Learnt and Further Progress, IEEE Transaction Superconductivity, vol.16, 2006, p.880-885.

3-11 高性能超伝導コイルを実現する新型ステンレス鋼 —ITER中心ソレノイド用超伝導導体のコンジット材料開発—

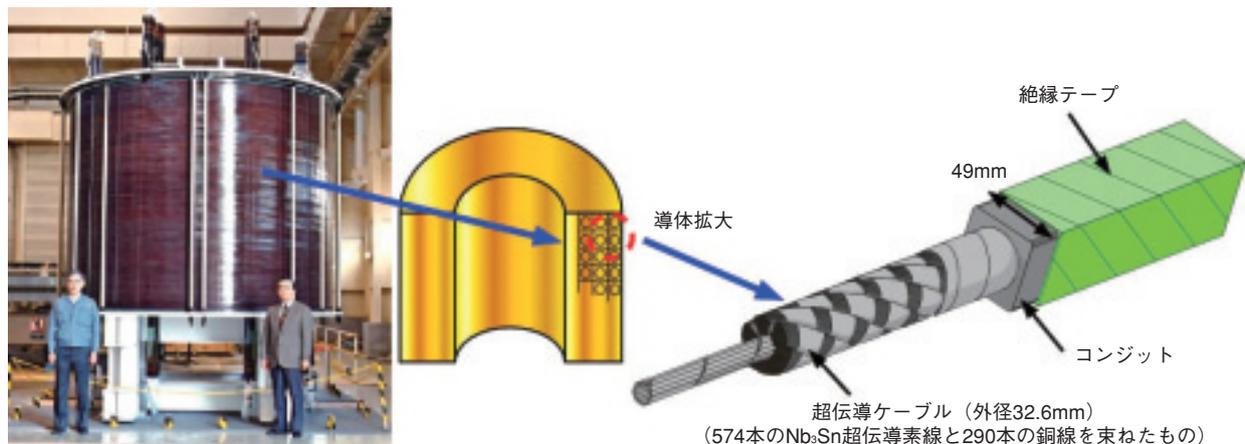


図 3-24 ITER中心ソレノイド(CS)を模擬して製作されたモデル・コイル(左)とコイル断面の模式図(中央)。右側は、超伝導導体の構造。

CSでは、超伝導導体の長さは約900mとなり、導体はコイル形状に巻線加工された後、熱処理炉で、650℃、240時間の熱処理が施され、高性能超伝導物質であるニオブ3スズ(Nb₃Sn)を生成させます。

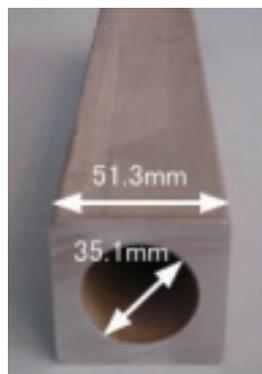


図 3-25 CS実機サイズ矩形コンジットの外観写真

寸法検査の結果、ITER要求寸法精度を満たしました。コンジットに超伝導ケーブルが引き込まれた後、コンジットは49mm角に圧縮成型されます。

国際熱核融合実験炉(ITER)の中心ソレノイド(CS)は、超伝導素線と銅線を合計864本束ねたケーブルを、矩形の金属保護管(コンジット)に挿入した導体(長さ約900m)を使用します(図3-24)。このコンジット材料として、新しいステンレス鋼を開発しました。

超伝導物質は脆いため、導体をコイル形状に巻線加工した後、650℃、240時間の熱処理を行い、ニオブとスズを化合させて超伝導物質(Nb₃Sn)を生成することが必要です。このような熱処理後においても、コンジットは高い強度と粘り(靱性)を有する必要がありますが、一般のステンレス鋼は、熱処理により靱性が劣化するので、使用できません。またCSでは、電磁力による変形を押さえ込むために、ステンレス製構造物を使ってコイルを室温で上下方向から締め付けますが、冷却中の熱収縮により圧縮力が緩まないように、コンジットにはステンレス鋼よりも小さい熱収縮率特性が要求されます。

これまでに原子力機構が開発したステンレス鋼JK2は、強度(耐力:1000MPa)、熱収縮率(一般ステンレス鋼の2/3)の点で、CS導体用コンジット材に適していましたが、熱処理による靱性の劣化を改善する必要がありました。

この問題を解決する一つのアイデアとして、今回、ホウ素を添加すると共に炭素、窒素量を下げることにより熱処理時の結晶粒界への析出物を低減し、靱性の改善を図ることにしました。このアイデアを検証するため、化学成分を変化させたサンプルを製作し、4Kで機械試験を実施しました。その結果、低炭素(0.03%以下)、低窒素(0.2%以下)とし、ホウ素(10-40ppm)を添加することにより、破壊靱性値を2倍以上に高めることに成功し、ITERが要求する靱性を達成しました。本研究では、原子力機構ならではの高度な分析技術として、研究炉を用いたα線フィッシュン・トラック法を活用し、ppmレベルのホウ素の材料中の挙動観察を行ない、ホウ素添加量の最適化に役立てました。本材料を用いた、実機サイズのコンジットの試作では、ITER要求仕様を満足する寸法精度(外形公差:±0.2mm)が得られました(図3-25)。

このような成果により、国際協力プロジェクトであるITERにおいて、コアとなる超伝導コイルに原子力機構が開発した改良型JK2が使用されることになりました。今後、ITERでの採用実績をベースとして、核融合以外の低温構造材料への活用が期待できます。

●参考文献

濱田一弥ほか, ITER中心ソレノイド用コンジット材料JK2LBの成分最適化, 低温工学, vol.41, no.3, 2006, p.131-138.

3-12 高性能中性子材料を利用しコンパクトな核融合炉をつくる —水素吸蔵金属を核融合炉遮へい材に応用—

表 3-1 各材料の水素密度

マグネシウムボロハイドライド($\text{Mg}(\text{BH}_4)_2$)の水素密度は、一般的な中性子の遮へい材であるポリエチレンや水に比べて、1.7倍以上の水素密度があります。

材料	形状	質量数	質量 (10^3kg/m^3)	水素密度 ($10^{26}/\text{m}^3$)
$\text{Mg}(\text{BH}_4)_2$	粉末	53.99	1.48	13.2
TiH_2	粉末	49.88	3.77	9.1
ZrH_2	粉末	93.24	5.6	7.2
Polyethylene	固体	14.03	0.90	7.7
H_2O	液体	18.02	1.00	6.7

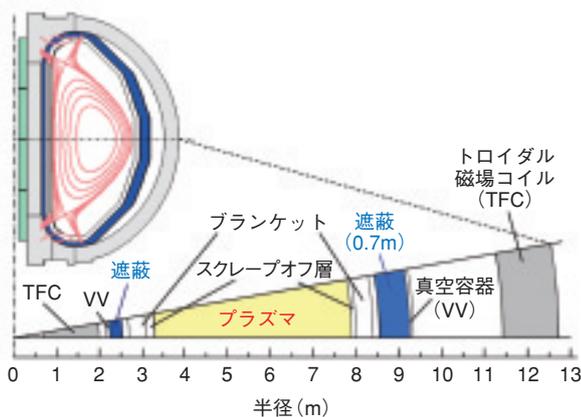


図 3-26 核融合炉の断面図と 1 次元計算モデル

プラズマ外側の真空容器とブランケットの間に設置した遮へい材料(厚さ0.7m)について、中性子輸送計算により遮へい能力を評価しました。

原子力分野では従来より薄く高性能な中性子遮へい材料に対する潜在的需要があります。特に核融合分野においては、アスペクト比(プラズマの大半径/小半径)を小さくすることにより将来の核融合炉の経済性を高めることを検討しています。磁場閉じ込め型の核融合炉においては磁場を発生するトロイダル磁場コイル(TFC)などを、プラズマ中でDT核反応により発生する中性子(エネルギー~14MeV)から保護する必要があり、高性能な中性子遮へい材を必要としています。

今回、ポリエチレンや水よりも水素含有密度が高い金属水素化物や水素化ホウ素化合物(ボロハイドライド)に着目し、それらを用いたトカマク型核融合炉の遮へい評価を行いました。表3-1に各材料の特性及び水素密度を示します。マグネシウムボロハイドライド($\text{Mg}(\text{BH}_4)_2$)の水素密度($13.2 \times 10^{26}/\text{m}^3$)は、一般的な中性子の遮へい材であるポリエチレン($7.7 \times 10^{26}/\text{m}^3$)や水に比べて、1.7倍以上の水素密度があります。図3-26に核融合装置の断面図及び今回の計算に用いた一次元の計算モデルを示します。プラズマの外側の真空容器とブランケットの間に厚さ0.7mの遮へい材料を設置し中性子

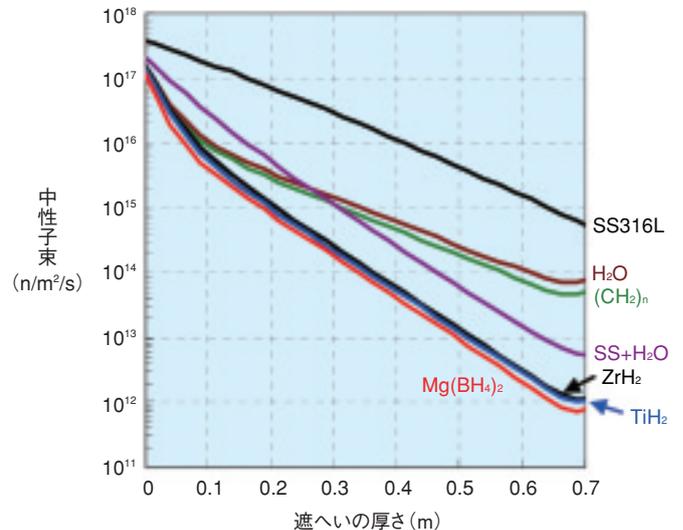


図 3-27 様々な遮へい材による高速中性子の減衰

プラズマの外側に設置した遮へい(0.7m)の性能を評価し、マグネシウムボロハイドライド($\text{Mg}(\text{BH}_4)_2$)やチタンハイドライド(TiH_2)を遮へい材として用いた場合、ステンレスと水の組み合わせ(SS+ H_2O)より20%以上、遮へい材を薄くできることを明らかにしました。

輸送計算により遮へい能力を評価しました。

図3-27に様々な遮へい材における高速中性子の減衰を示します。厚さ0.7mにおける中性子束が小さいほど遮へい性能が高いことを示しています。表3-1の材料に加え、一般的に遮へい材として用いられている、ステンレス(SS316L)と水(H_2O)を組み合わせた材料(SS+ H_2O)の遮へい性能も評価しました。 $\text{Mg}(\text{BH}_4)_2$ やチタンハイドライド(TiH_2)を遮へい材として用いた場合、ステンレス+水の組み合わせより20%以上、遮へい材を薄くできることを明らかにし、コンパクトな核融合炉の設計が可能となることが分かりました。更に $\text{Mg}(\text{BH}_4)_2$ については、単体の使用ではガンマ線の遮へい性能が低いですが、ステンレスなどの金属材料との混合により、ガンマ線の遮へい性能が向上することが明らかとなりました。

このようにポリエチレンや水よりも水素含有密度が高い水素吸蔵金属を中性子遮へい材に応用することにより、従来考えていた遮へい材厚みを20%以上薄くできることが分かり、核融合炉の経済性の向上に必要なコンパクト化に大きく寄与できるものと考えております。

●参考文献

Hayashi, T. et al., Neutronics Assessment of Advanced Shield Materials using Metal Hydride and Borohydride for Fusion Reactors, Fusion Engineering and Design, vol.81, 2006, p.1285-1290.

3-13 高速中性子を使って物質深部の水素を測る

—核融合中性子を使った材料分析—

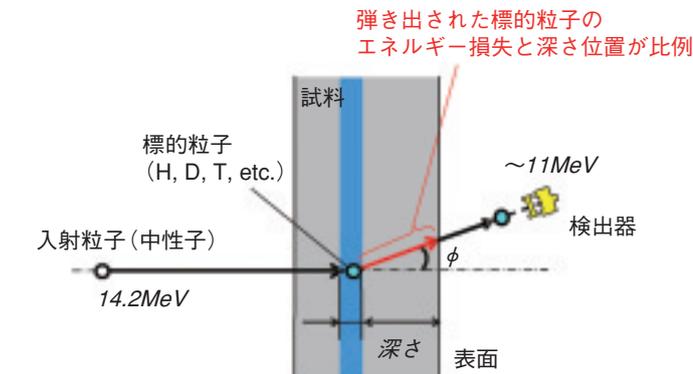


図 3-28 中性子弾性反跳粒子検出法原理

入射中性子との弾性散乱によって弾き出された標的粒子（反跳粒子）を検出し、そのエネルギースペクトルから標的粒子の深さ分布を得る方法。反跳粒子が試料から飛び出すまでのエネルギー損失は、深さに比例しますので、エネルギーから深さを、収量から密度を求めることができます。

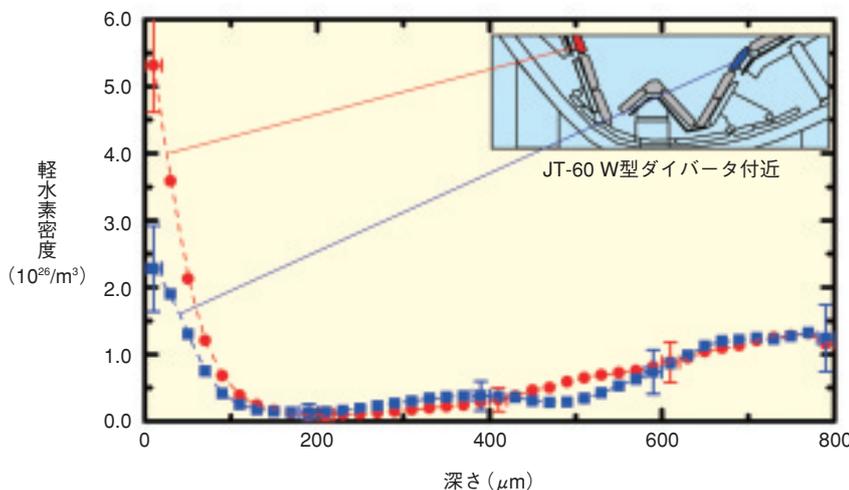


図 3-29 JT-60プラズマ対向壁中の軽水素深さ分布

分析を行った試料は、W型ダイバータ付近の内側及び外側バンパーリミタです。表面から800 μm までの深さ分布を測定することができました。これにより、今まで分からなかった200 μm より深部にも、軽水素が分布していることがわかりました。

核融合実験装置のプラズマ対向壁表面はプラズマとの相互作用によって削られ、その塵が再び表面に堆積層を形成します。この再堆積層には、燃料である重水素やトリチウム等の水素同位体が含まれており、その厚さは、100 μm 以上となる場所もあります。プラズマ制御やトリチウム安全管理の立場から、それらの蓄積量は正しく評価しなければなりません。表面領域の分析には様々な方法が利用できますが、深さ100~1000 μm 領域の水素同位体を直接測定するのは困難でした。

本研究では、この深さ領域の水素同位体深さ分布を、D + T反応で生成される14MeVの高速中性子を使って測定する手法、中性子弾性反跳粒子検出法、を開発しました。この手法は、原理的にはイオンビーム分析法の一つである弾性反跳粒子検出法（入射粒子と標的水素の弾性散乱を利用する）と同様ですが、中性子ビームを使用する点が異なります。また、他の利点として、ビーム照射による標的水素の減衰が無視できるほど小さいことな

ども挙げられます。これは、中性子が電荷を持たないので、電子的相互作用に起因する試料母材へのエネルギー付与がなく、核的相互作用のみで反応するためです。

分析手順は、まず、DT中性子源からの中性子ビームを試料へ照射し、弾き出された高速荷電粒子のエネルギースペクトルを計測します。一方で、モンテカルロ法を使った計算から、実験体系の幾何学的な配置や標的粒子の輸送を考慮した応答関数を求めます。そして、この応答関数を基に、エネルギースペクトルを数値処理することによって、深さ分布を求めます（図3-28）。

例として、DD放電実験で使用されたJT-60の内側及び外側バップル板の分析を行いました。その結果、表面から800 μm の深部にわたって軽水素深さ分布を得ることができ、分布には構造があることが明らかになりました（図3-29）。

今後、重水素やトリチウムへ分析対象を拡張し、核融合炉関連材料分析への適用範囲を広げる予定です。

●参考文献

Kubota, N. et al., Ion and Neutron Beam Analyses of Hydrogen Isotopes, Fusion Engineering and Design, vol.81, Issues 1-7, 2006, p.227-231.

3-14 核融合材料中性子照射のための加速器開発

一定常運転での大電流ビーム加速の鍵は、高精度な高周波特性の確立

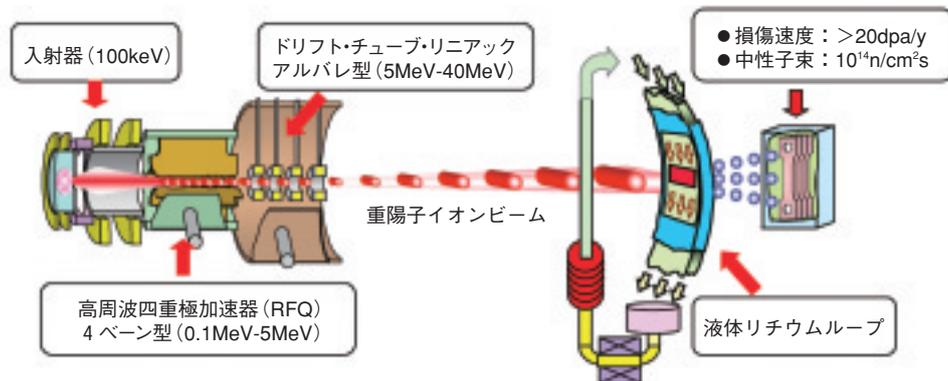


図 3-30 核融合材料中性子照射施設の構成

40MeV-250mAの重陽子イオンビームを加速して液体リチウムに入射します。この時、ストリッピング反応により生成される14MeVの中性子を材料に照射して核融合材料の健全性を評価します。

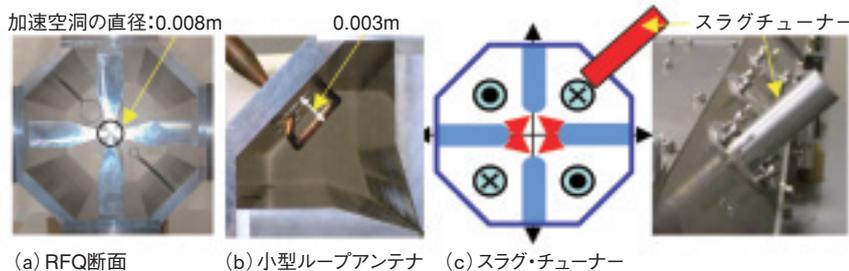


図 3-31 高周波四重極加速器（RFQ）モックアップモジュールの外観写真

(a)実機寸法大の175MHzRFQモックアップモジュールの断面：縦横寸法0.35m×0.35m
(b)位相差の乱れを数度以内に抑制した小型ループアンテナ (c)RFQの各キャビティのパワー・バランスを微調整するスラグ・チューナー（円柱のロッド）

核融合炉実証炉の開発には、14MeVの中性子による核融合炉材料の健全性評価が必要不可欠です。このためにIEA（国際エネルギー機関）の国際協力のもと日本、米国、欧州連合及びロシアが共同で International Fusion Materials Irradiation Facility (IFMIF) 計画を進めています。IFMIFでは重陽子(d)とリチウム原子(Li)との反応でつくられる中性子を用います。このためには重陽子イオンビームを加速し、液体リチウムに入射する加速器(図3-30)の実現が鍵です。この加速器は125mAの2つのビームラインを用いて加速します。しかも定常運転が要求されることから、ライナックの分野では世界最大電流における初の試みです。

加速器は100keV出力の入射器、100keV-5MeVまで加速する高周波四重極加速器(RFQ)及び5MeV-40MeVまで加速するドリフト・チューブ・リニアックから構成されます。私たちは、この構成の中で定常運転・大電流加速の実現に向けて克服する課題が最も多いRFQの開発研究を行っています。

このRFQでは定常運転で125mAの大電流を達成するた

めに運転周波数として、低周波数の175MHzを用いる予定です。この周波数ではRFQ軸長さが世界最長の12.5m必要となり、RFQの高周波特性(各キャビティのパワー・バランスと位相差)に高い精度が要求されます。

今回、高精度の高周波特性を確立するために実機大寸法のRFQモックアップモジュールによる高周波特性評価を行いました(図3-31)。特に重要な要素は、RFQに高周波電力を入射するためのアンテナです。アンテナの挿入による位相差の乱れを3次元コードで解析しそれを基に製作することで数度以内に抑制することに成功しました。更にこの小型アンテナをRFQ軸に対称に多段に配置して、パワー・バランスの乱れを抑制すると共に、定常化運転に必要な耐電圧緩和を図りました。これらに加え12.5m軸長のRFQ製作誤差やアンテナの設置誤差によるパワー・バランスの乱れを調整するために、スラグ・チューナーを試作し、175MHzRFQのパワー・バランス制御の基礎技術を確立しました。これらの結果、世界に先駆けて175MHzにおける高精度な高周波特性を備えた実機用RFQ開発に着手できるめどをつけました。

●参考文献

Maebara S. et al., Power-balance Control by Slug Tuner for the 175MHz Radio-Frequency Quadrupole (RFQ) Linac in IFMIF Project, Fusion Science and Technology, vol.47, 2005, p.941-945.

3-15 バイオ技術を用いたトリチウム除去法を開発 —森林土壌からトリチウム酸化菌の培養に成功—

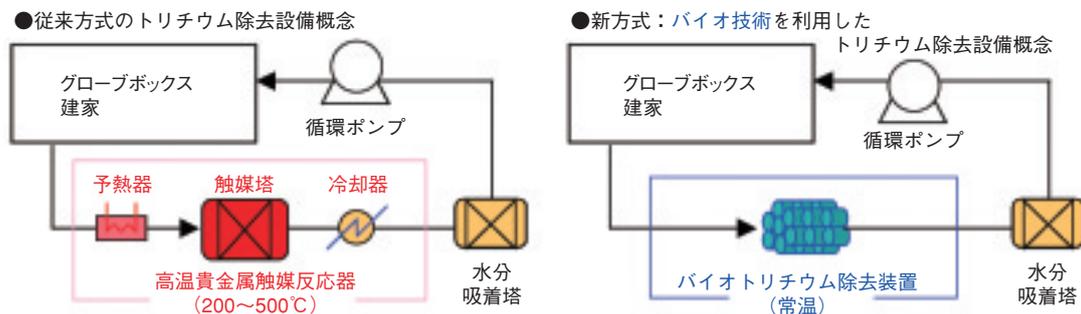


図 3-32 従来方式と新方式のトリチウム除去設備概念の比較
従来方式は、常時高温触媒運転が必要で設備費・運転維持費が大となり、触媒交換時に廃棄物が発生します。新方式は、微生物利用により常温運転可能で、設備費は約1/10となります。灰化処理で廃棄物減容が可能です。

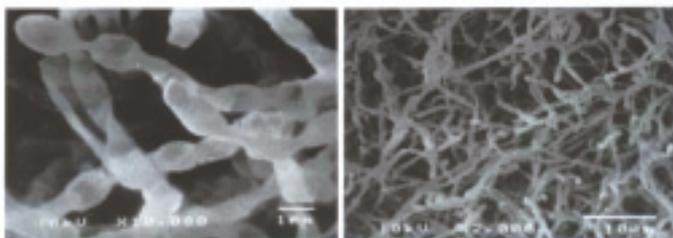


図 3-33 代表的なトリチウム酸化活性菌のSEM観察写真
左：10000倍、右：2000倍で放線菌の仲間です。

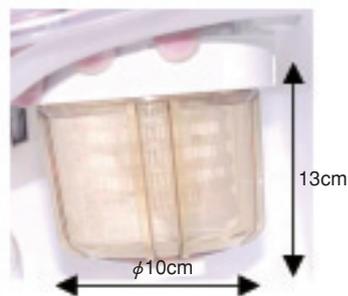


図 3-34 カセット状のバイオトリチウム除去装置
カセット内のフィルターにトリチウム酸化活性菌を30℃で10日培養し固定しました。良好な除去性能を確認しました。

核融合炉は、重水素とトリチウムを燃料として用います。トリチウムは、弱いβ線を出してHeに崩壊し約12年で半減する放射性物質で、水素と同様に物質中を移動しやすい性質を持つことから、多重に閉じ込めて安全に取り扱います。ITER等核融合炉施設では、常時閉じ込めの健全性を確保することはもとより、万一建屋内に漏れたトリチウムも、高温の貴金属触媒により酸化し、水分として吸着除去することで、環境への漏洩を防ぎます。このトリチウム除去設備は十分な実績がありますが、高価な貴金属触媒を常時高温に維持する必要があり(図3-32)、より効率的な設備の開発を進めてきました。

本研究では、環境中の水素ガスが土壌に一般に棲息する微生物によって常温で酸化され、水へ変換されていることを解明した茨城大学(一政祐輔教授)の成果に着目し、従来のトリチウム除去装置に替わる新しい技術として、「微生物を利用して漏洩したトリチウムを酸化し効率的に除去すること」に世界で初めて成功しました。

従来、微生物は発酵工業、食品、医薬品工業などで利用されてきましたが、大気濃度の水素の酸化を速い反応

速度で行う目的に、微生物の特殊な能力を使うという画期的な発想に取り組み、水素の酸化能力の高い菌(図3-33)を森林から探索・培養すること、微生物が活発に活動できる条件を探し出すことに成功しました。この成果をもとに製作したバイオ・トリチウム除去実験装置(図3-34)を、原子力機構のトリチウム安全性試験装置に接続してトリチウム除去試験を行ったところ、触媒方式と同様にトリチウムを酸化(水に変換)・除去することができ、トリチウム除去効率としても、多段化による系統構成の改善等でITERのトリチウム除去装置の効率(99%)を見通せる値(>85%)が得られました。また、代表菌株を低温で1年保存した後でも、初期の除去効率の70%を維持できることを確認し、新しいトリチウム除去装置への適用性を見いだしました。この技術が実用化されれば、高温の貴金属触媒が不要となり、製作及び運転コストが低減できるほか、触媒交換による廃棄物を最小限度に抑えられる可能性があります。今後、実用化に向け耐久性試験を実施すると共に、トリチウム以外のガス処理にも微生物を適用する研究開発を進める予定です。

●参考文献

Ichimasa, M. et al., Tritium Elimination System Using Tritium Gas Oxidizing Bacteria, Fusion Science and Technology, vol.48, 2005, p.759-762.

4

量子ビーム応用研究

4-1 量子ビームテクノロジーの研究開発を先導する



図 4-1 原子力機構における量子ビーム施設群

J-PARC：大強度陽子加速器施設（2008年度供用開始予定；図は施設全体のうちの物質・生命科学実験施設）、JRR-3：3号研究炉、TIARA：高崎イオン照射研究施設、SPring-8：大型放射光施設

私たちは、原子炉からの中性子ビーム、加速器からのイオンビームや電子線、RI（放射性同位元素）からのガンマ線、テーブルトップ型高出力レーザー装置からの高強度極短パルスレーザー、大型放射光施設からの放射光を有機的に利用して量子ビームテクノロジーの研究開発を進めています（図 4-1）。

これらの量子ビームは粒子としての性質（粒子性）と波としての性質（波動性）を併せ持っています。波動性に注目したとき、ビームのエネルギーにもよりますが、これらの量子の波長は大体ナノメートルあるいはそれ以下になります。そのため、1個1個の量子が物質の一部に対して及ぼす作用1回あたりの範囲もその程度のサイズになります。物質中の原子と隣の原子との間の距離も大体ナノメートル以下なので、量子ビームを使って物質中の原子の配列、電子の状態、元素の種類などを観測することができます。また、原子と原子との間の結合を切る（分子鎖切断）ことによって、極めて微細な加工や特殊な化学反応の開始手段として利用することもできます（図 4-2）。

このように量子ビームは、「ナノの目」で「観る」、ま

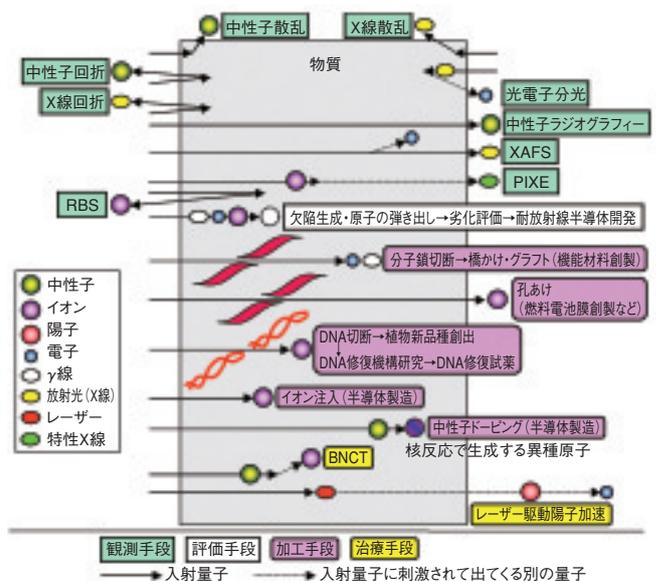


図 4-2 量子ビームと物質との相互作用、及びそれらの用途
量子ビームと物質との各種の相互作用が、原子力機構においてどのような手段に用いられているかを示しています（RBS：ラザフォード後方散乱、PIXE：粒子誘起X線放出、XAFS：X線吸収微細構造、BNCT：ホウ素中性子捕捉療法）。

た「ナノの手」で「創る」有力な手段とすることができます。原子力機構では、この量子ビームの機能を駆使し、科学技術基本計画で「重点推進4分野」とされたライフサイエンス、情報通信、環境、ナノテクノロジー・材料、また「推進分野」のひとつであるエネルギー、の各分野の重要課題を中心に研究開発を進めています（図4-3）。

一方、我が国では「切らずに治す」がん治療法として陽子や重粒子ビーム照射が発展してきています。原子力機構では、高強度の極短パルスレーザーを物質に入射したときに局所的に発生する極めて強い電場を利用して陽子を加速することができることに着目した基礎研究を進めています。これにより、治療装置の小型化・低廉化への応用が期待されます（図4-2, 図4-3）。

以上の量子ビームの中で、特に中性子に関しては高強度のパルスビームへの期待が高まっており、世界的に新しい施設の建設が進んでいます。原子力機構では、高エネルギー加速器研究機構と共同で、2008年度の供用開始を目指し、大強度陽子加速器施設（J-PARC）の建設を進めるとともに、そこで用いられる中性子利用実験装置の製作を行っています（図4-4）。これは、陽子をターゲットに照射することによって得られる中性子などの2次粒子を世界最高レベルの強度で発生させ、物質科学、生命科学、素粒子物理学などの科学技術・学術から産業応用



図4-3 量子ビームテクノロジーによる重点分野への貢献
各分野の研究開発項目の下に、量子ビームの「観る」「創る」「治す」のうちどの機能が利用されているか、また、どの量子ビーム（図中の記号は図4-2と同じ）が使われているかを示しています。

まで幅広い分野に利用することを目的としています。この施設の完成によって、中性子等の量子ビーム利用の更なる拡大発展が期待できます。

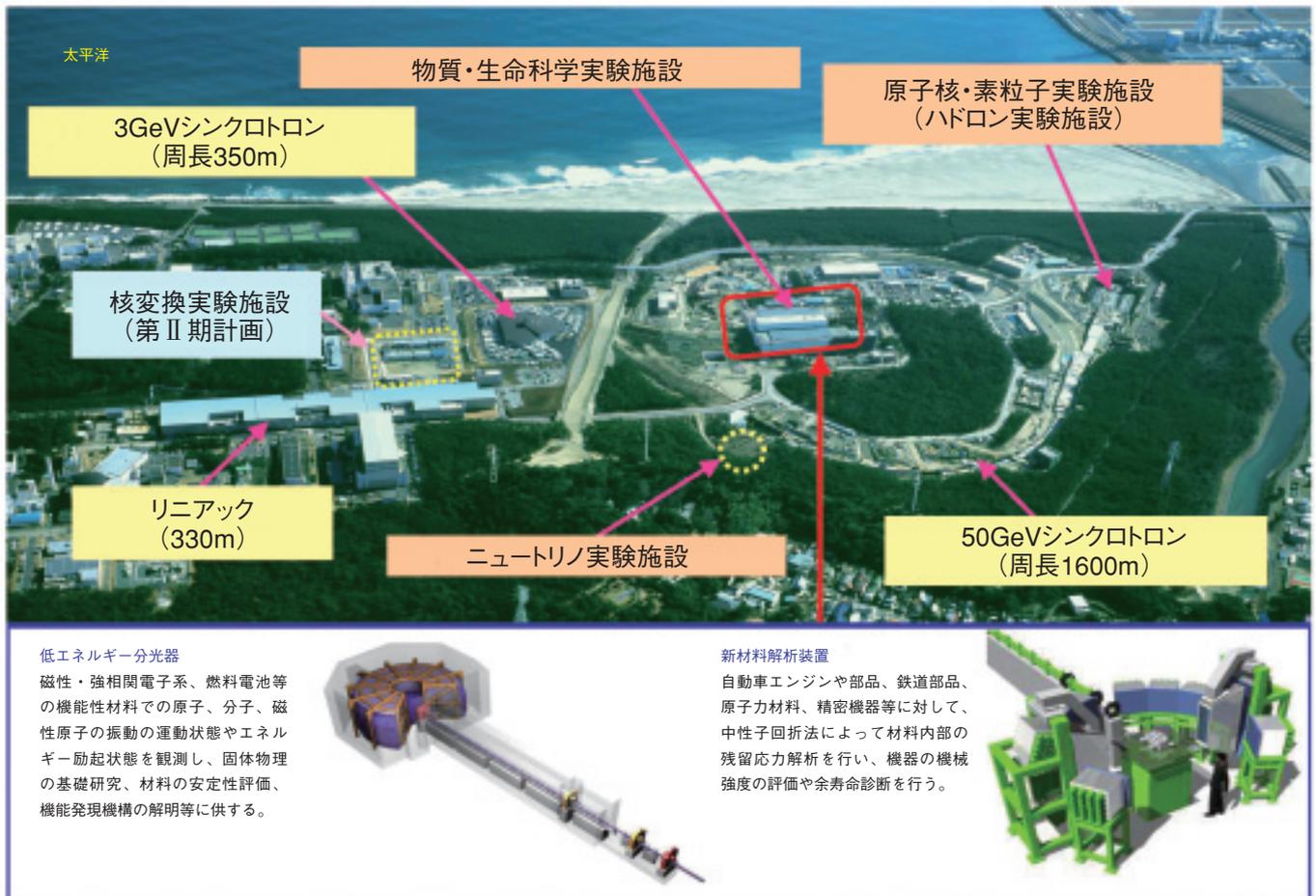


図4-4 建設が進むJ-PARCと、物質・生命科学実験施設に設置するため製作中の中性子実験装置

4-2 セラミックスのナノホールで水素分離に成功 —炭化ケイ素薄膜を用いた耐熱・耐蝕性水素分離フィルターの開発—

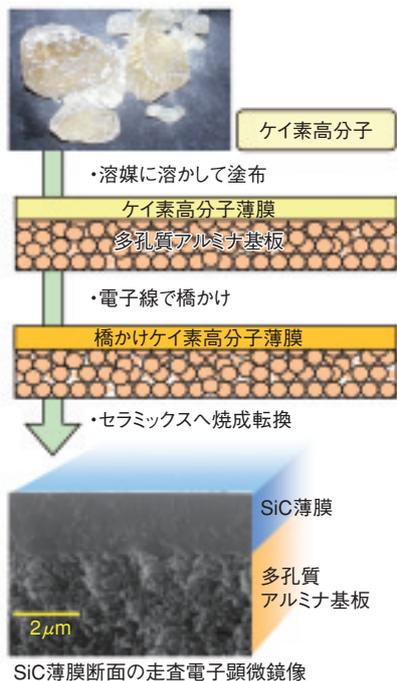
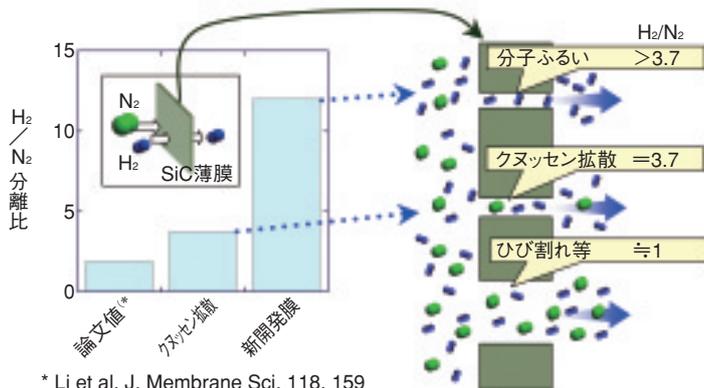


図 4-5 炭化ケイ素(SiC)薄膜の合成法

ガスが自由に透過できる多孔質アルミナ基板にケイ素高分子を塗布し、これを電子線で橋かけして加熱しても溶けないよう処理した後、不活性ガス中で高温焼成してSiCセラミックスに転換します。

地球温暖化に対する関心の高まりから温室効果ガスを排出しない社会の実現に向け、水素燃料電池や原子炉を利用した熱化学水素製造法の研究開発が進められています。前者では性能を低下させる水素中の不純物を100℃を越える温度で極限まで除去する必要があるため、後者では500℃以上の強酸中で水素を分離する必要があるため、数千時間の耐久性を持つ耐熱・耐蝕性の水素分離フィルター材料が求められており、このような条件にはセラミックスが適しています。

原子力機構では、ケイ素高分子材料を繊維化し、加熱しても溶けないように電子線で橋かけた後、セラミックスに焼成転換することで、従来法ではできない高強度で1700℃を越える耐熱性を有する炭化ケイ素(SiC)セラミック繊維の開発に成功しています。一方、このSiCセラミックスには、非晶質領域があり、原子ネットワークにより形成されるナノホールがあることが明らかになっています。このナノホール径が水素や窒素の分子径よりも大きい場合、それぞれの分子がナノホール壁に衝突しながら通過しますが、分子径のより小さい水素は、その抵抗も小さいため窒素に比べて理論的に約3.7倍通りやすいことが示されており、これをクヌッセン拡散と言



* Li et al. J. Membrane Sci. 118, 159

図 4-6 SiC薄膜のガス分離比と分離メカニズム

水素(H₂)及び窒素(N₂)の透過量を室温で測定し、水素が窒素に対して何倍通りやすいかを表すのが分離比です。3.7以上の値を示し、ガス分子の大きさによるふるい分け(分子ふるい)が確認できました。

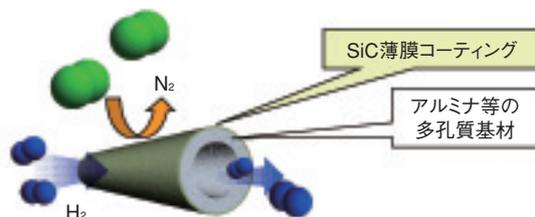


図 4-7 SiC薄膜を用いた円筒形水素分離フィルター

複数本を束ねたモジュールにより大表面積化し透過量の増大を目指します。

います。一方、ナノホール径を水素のみが通過できる大きさに制御できれば、分離比のより大きな「分子ふるい」による水素分離フィルターが実現できます。

そこで、図4-5に示す合成法でSiC薄膜の開発を進めています。通常、ケイ素高分子材料は、焼成転換の際に50%以上も体積収縮するため、ひび割れの抑止が困難でした。そこで、電子線橋かけによりセラミックスへの焼成転換率を増大して体積収縮を低減するとともに、塗布厚を1 μm以下に制御してひび割れの発生を抑えました。更に2種類のケイ素高分子材料を混合してその流動性を改善し、基材表面の凹凸に起因するピンホールの形成を抑制することでSiC薄膜の合成が可能となりました。

この方法で作製したSiC薄膜の水素と窒素の分離比を図4-6に示します。今回、開発したSiC薄膜の分離比は、従来の熱酸化橋かけ法で合成したSiC薄膜の論文値やクヌッセン拡散の理論値より大きく、「分子ふるい」により水素が分離されていることが確認できました。今後は、ナノホールの大きさを最適に保ったまま、その数を増大して水素透過率を向上させる技術及び、図4-7に示すような、複数本を束ねてモジュール化可能な円筒形状のSiC薄膜フィルター材料の開発を進める予定です。

●参考文献

Wach, R.A., Sugimoto, M. et al., Development of Silicon Carbide Coating on Al₂O₃ Ceramics from Precursor Polymers by Radiation Curing, Key Engineering Materials, vol.317, 2006, p.573-576.

4-3 クリーンエネルギー源の水素を安全に利用するための新しい監視技術を開発 — ガスクロミック現象を応用した水素検知器の開発 —

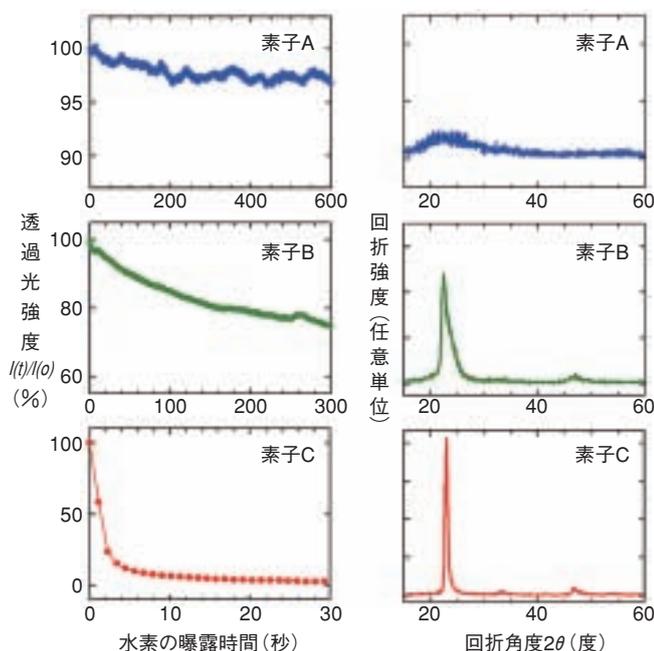


図 4-8 タングステン薄膜の着色性能と構造

左側のグラフは、水素検知素子の1%水素に対する透過光強度 $I(t)/I(0)$ の減少過程を示しています。 $I(t)$ は曝露中の透過光強度、 $I(0)$ は曝露前の透過光強度です。素子Cは最も着色が早く、水素に対して敏感です。右側のグラフは、酸化タングステン薄膜のX線回折結果を示しています。素子Aでは非晶質構造であり、素子BとCでは結晶構造を持つことが分かります。

クリーンエネルギー源の水素は爆発下限濃度が約4 vol.%と低いため、その製造、貯蔵、輸送、あるいは消費を安全確実にを行うには、安価に提供できる水素の漏洩検知技術の開発が不可欠です。その一つに、引火の原因となる電気を使用せず、加熱を必要としない水素検知素子を使用した光学式水素検知器が提案されています。水素検知素子は、透明基板、酸化タングステン薄膜(着色層)、パラジウム(触媒層)の積層構造から成ります。酸化タングステン薄膜は、パラジウムを介した水素の吸着により着色(ガスクロミック現象)します。水素検知素子からの透過光が、この着色により減少する過程をモニターすることにより、水素の検知が行われます。米国エネルギー省で提唱されている水素検知器の性能基準では、1秒以内の応答速度が要求されていますが、これまでの酸化タングステン薄膜は、水素による着色に分単位の時間を要していました。そこで本研究では、基板温度と雰囲気

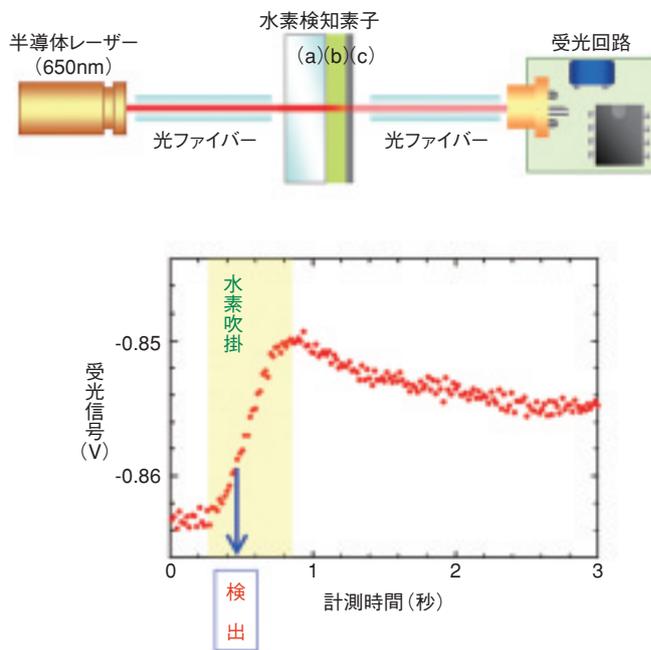


図 4-9 作製した光学式水素検知器の構成と検証結果

水素検出素子は、(a) 石英ガラス基板、(b) 酸化タングステン結晶配向膜、(c) パラジウムから構成されています。素子からの透過光の強度は、受光回路で電圧(受光信号)に変換されます。グラフは、1%水素を素子に吹き掛けた時の受光信号の変化を示しています。受光信号がノイズ幅の2倍以上の十側へ変化した時に、水素を検出したと判断します。

気ガスを成膜パラメータとする高周波スパッタリング法により、着色時間の短い酸化タングステン薄膜の作製条件を探索しました。X線回折測定により酸化タングステン薄膜を調べたところ、着色時間が短い素子ほど、配向した結晶構造を待つ酸化タングステン薄膜から構成されていることが、はじめて分かりました(図4-8)。そこで、酸化タングステンの結晶配向膜を使用した素子を、光ファイバーと組み合わせて水素検知器を試作し、1%水素による室温での性能を検証したところ、1秒以内で検知できました(図4-9)。以上の結果より、作製した水素検知器は、光ファイバー網を活用して、広範囲にわたる水素配管や水素製造、あるいは貯蔵施設などを一箇所で集中監視できる、安価で安全な水素検知システムへと発展する可能性を持っており、本成果はその実用化に道を開きました。

●参考文献

Takano, K et al., High Sensitive Gasochromic Hydrogen Sensors using Tungsten Oxide Thin Films, Transaction of the Material Research Society of Japan, vol.31, no.1, 2006, p.223-226.

4-4 ナノ微細孔内壁の化学修飾状態を蛍光で識別する新手法を創出 —イオンビームによる機能性高分子膜の創製技術の開発—

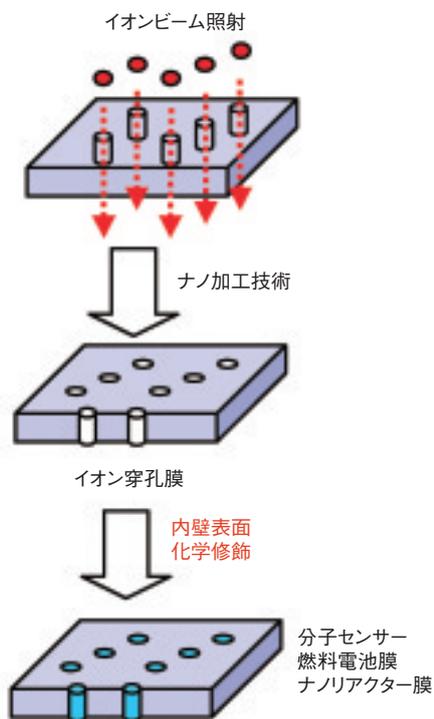


図 4-10 イオン穿孔膜のナノ微細孔の内壁表面化学修飾による機能性薄膜の創製

イオンビームを利用すると、ナノレベルで孔の構造を制御したイオン穿孔膜が作製できます。このナノ微細孔内壁の特性を制御できる表面化学修飾法により、分子認識層、電解質層、触媒層などの形成が可能となり、分子センサー、燃料電池、ナノリアクターなどへの応用が期待できます。

高分子膜にイオンビームを照射すると、ナノレベルで構造を制御したイオン穿孔膜が作製できます(図 4-10)。このナノ微細孔内壁の化学構造と表面特性を制御する修飾技術(内壁表面化学修飾)を開発することで、燃料電池膜に必要な電解質層などの製作が可能となります。しかし、これまでは微細孔内壁の修飾状態を直接観察する手段がなく、孔内壁の化学反応を制御することは事実上できませんでした。そこで、内壁表面の機能化に適した親水性表面のアルキル化(疎水化)反応に着目し、蛍光色素を含むアルキル化試薬(蛍光試薬)を反応溶液に混ぜ込み、その溶液を微細孔に導入して内壁を化学修飾すると発光で反応の程度が識別できるとのアイデアを基に、蛍光顕微鏡を用いた微細孔内壁の修飾状態の観察技術の開発を行いました。

具体的には、ポリエチレンテレフタレート(PET)膜にイオンビームを照射後、加水分解処理することでイオン穿孔膜を作製しました。このイオン穿孔膜の微細孔(直径:200nm)に、蛍光試薬を含む反応溶液を導入し、

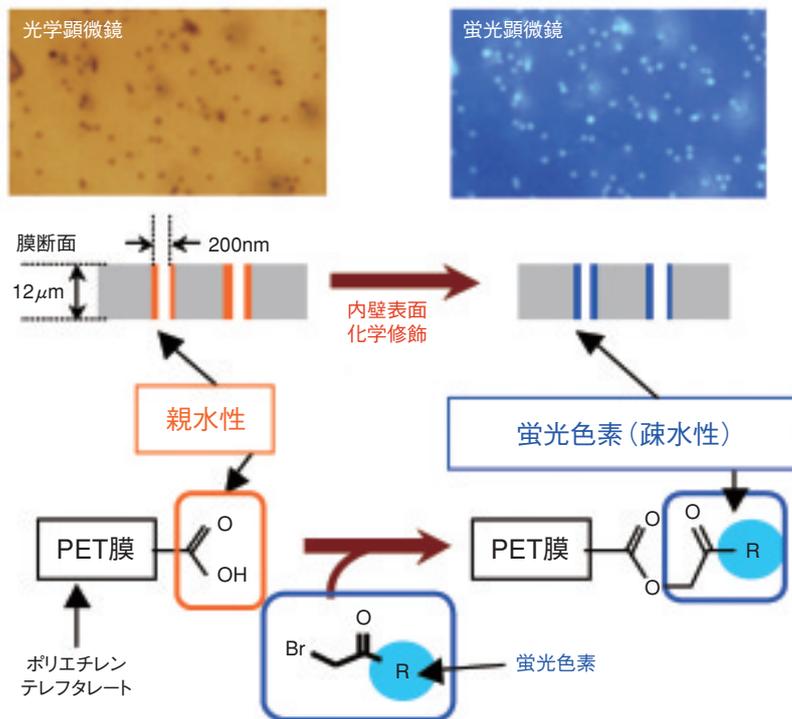


図 4-11 蛍光色素を利用したナノサイズ微細孔の内壁表面状態の直接観察方法
ポリエチレンテレフタレート(PET)のイオン穿孔膜の微細孔内壁の親水性基に化学修飾反応により蛍光色素を結合させると、内壁表面の特性を親水性から疎水性へ変換することができます。この化学変換の程度を、微細孔内壁からの発光を蛍光顕微鏡観察することで直接識別することが可能となりました。

親水性の微細孔内壁をアルキル化(化学修飾)することにより、内壁表面を疎水化させました。蛍光顕微鏡観察の結果、化学修飾前のイオン穿孔膜では発光が確認できなかったのに対し、微細孔内壁が化学修飾されると、その位置に対応した蛍光スポットが観測できました(図 4-11)。更に、孔の数や大きさの異なるイオン穿孔膜を化学修飾後、蛍光分析を行うと、蛍光及び励起スペクトルの強度は、微細孔内壁の表面積に比例して増加することが確認できたことから、この方法により化学修飾の程度についても推定できることが明らかになりました。

このように、反応溶液に蛍光色素を添加することで、イオン穿孔膜の微細孔内壁の化学修飾状態を直接観測する手法の開発に成功しました。この手法を利用すると、分子認識層、電解質層、触媒層などの効率的な機能制御が可能になることから、今後、分子センサー、燃料電池膜、ナノリアクターなどの開発が推進できると期待されます。

●参考文献

Maekawa, Y. et al., Chemical Modification of the Internal Surfaces of Cylindrical Pores of Sub-micrometer Size in Poly(ethylene terephthalate), Langmuir, vol.22, 2006, p.2832-2837.

4-5 海水ウランの捕集をコスト試算で裏づけ —高性能金属捕集材による海水ウラン資源採取の検討—



図 4-12 モール状のウラン捕集材を海域に係留する準備作業
ポリエチレンの繊維に放射線グラフト重合法により、海水中に溶け込んでいるウランとの親和性の高い化学構造を導入し、得られた繊維をモール状に編み上げてウラン捕集材を作製します。モール状捕集材は浮きを内蔵させているため、海底から立ち上げて、係留することができます。60日間係留したモール状捕集材は作業船で引上げ、吸着したウランを溶離します。

我が国における原子力発電は、総発電電力の約34%を占めますが、発電に必要なウラン燃料はその全量を輸入に頼っています。ウラン資源として海水ウランの捕集が可能になれば、我が国のエネルギーセキュリティはより頑強なものになり、理想的な核燃料サイクル体系を完成するまでの時間的余裕を与えることができます。海水中のウラン濃度は非常に低く、海水1トン中のウラン溶存量は3.3mgと極微量ですが、世界の全海水中の総量を計算すると45億トンになり、陸域でのウラン埋蔵資源の1000倍に匹敵します。また、日本近海を流れる黒潮により運ばれるウラン量は、年間520万トンと試算されており、我が国の原子力発電に必要とされるウラン資源は、このうちの0.2%を捕集すれば賄うことができます。

私たちは、放射線グラフト重合法により作製した捕集材を用い、これを海面に浮かせた生簀から垂下する捕集方式で、青森県むつ関根浜沖合いで海域試験を行い、海水からウランを捕集する技術を開発しました。更に、ウランを捕集するコストを下げるためには、海底から立ち上げ係留できる捕集方式がより有効であることがわかりました。そのため、モール状捕集材(図4-12)を開発して、沖縄海域で捕集試験を行い、この結果に基づいて海

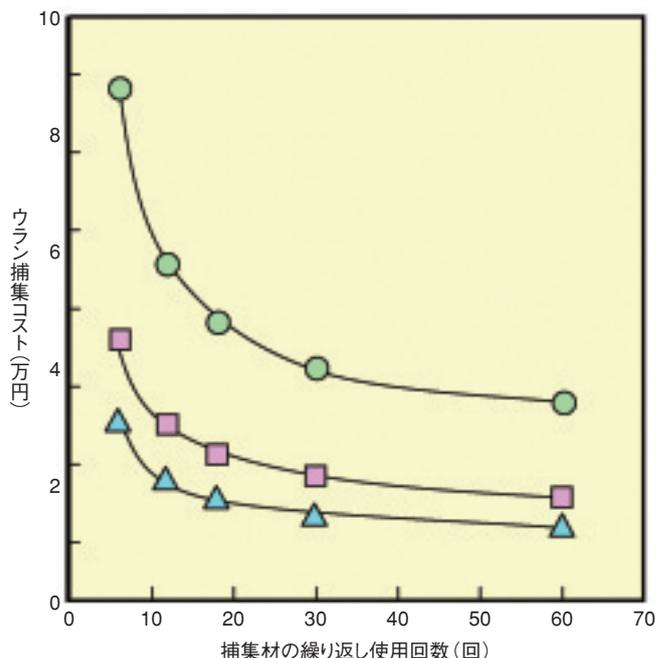


図 4-13 捕集材の繰り返し使用回数のウラン捕集コストへの影響; (●) 2 g-U/kg- 捕集材、(■) 4 g-U/kg- 捕集材、(▲) 6 g-U/kg- 捕集材

海水から高性能金属捕集材によりウラン資源を採取した場合の価格です。

水ウランの捕集コストを試算しました(図4-13)。年間のウラン捕集規模を金属ウラン換算で1200トン/年(原子力発電所約6基分に相当)と設定しました。ウラン捕集材の海水ウラン捕集性能が60日の海水への浸漬で2 g-U/kg- 捕集材、捕集材の繰り返し使用回数が6回でのコスト試算では、捕集材の製造、係留・回収、ウランの溶離・精製を合計すると、1,053億円/年となります。この経費をウランの年間捕集量1200トンで割ると、ウラン1 kgあたりのコストは88千円となりました。捕集材の性能向上に関する研究開発を進め、6 g-U/kg- 捕集材、捕集材の繰り返し使用回数が20回以上の性能が達成された場合は、15千円程度まで下がります。この価格は採掘可能なウランの最高値と同じ程度です。沖縄海域で行ったウラン捕集試験では4 g-U/kg- 捕集材の性能が達成できる見込みが得られており、この繰り返し使用が18回目まで達成できるとしますと、現状で到達可能性の高いコストは25千円です。この場合、海水からウランを採取するために必要な初期投資額は1,077億円となります。これは100万キロワット級原子力発電所の建設費の約1/3程度です。

●参考文献

玉田正男ほか, モール状捕集システムによる海水ウラン捕集コスト試算, 日本原子力学会和文論文誌, vol.5, no.4, 2006, 印刷中。

4-6 遺伝子活性化機構の解明とDNA損傷の可視化への応用 —DNA修復促進タンパク質PprA—

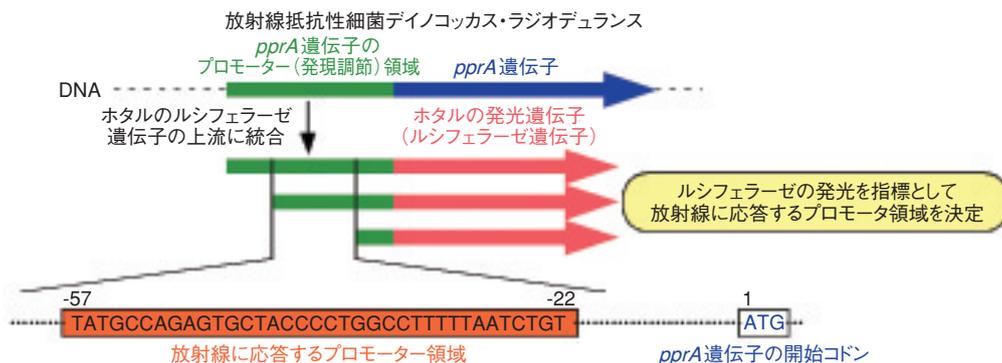


図4-14 pprA遺伝子の放射線応答プロモーター領域の同定

pprA遺伝子のプロモーターをホタルの発光遺伝子(ルシフェラーゼ遺伝子)に結合させ、その発光を指標として、遺伝子発現活性を測定しました。その結果、pprA遺伝子の開始コドン(PprAタンパク質の生合成開始を指令する部位)のAを1としたとき、-57から-22の領域が、放射線に応答して遺伝子を活性化させるプロモーター領域であることを明らかにしました。

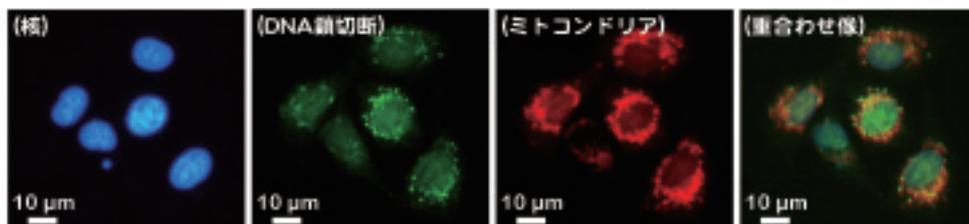


図4-15 γ 線照射後の哺乳動物細胞ミトコンドリア内DNA鎖切断

哺乳動物細胞のミトコンドリアに生成させた γ 線照射によるDNA鎖切断に、PprAタンパク質とこれに結合する蛍光標識抗体を反応させ、DNA鎖切断を可視化しました。DNA鎖切断像とミトコンドリア像(蛍光標識)とそれらの重ね合わせ像(右端図)が一致することから、PprAタンパク質がDNAの鎖切断部位に結合する性質を利用して、効果的にDNA鎖切断を検出できることがわかります。

放射線抵抗性細菌デインコッカス・ラジオデュランスは、放射線に対して著しく高い耐性を示します。これは、この菌が、放射線によって誘発されるDNA損傷に対して優れた修復能力を持つことに起因しています。私たちは、初めてこの菌からpprA遺伝子を発見し、pprA遺伝子から作られるPprAタンパク質がDNAの鎖切断部位に特異的に結合し、DNA修復を促進する重要な機能をもつことを明らかにしてきました。しかし、放射線に反応したpprA遺伝子の活性化に必要なDNA領域(プロモーター領域)の同定が未解決である一方、PprAタンパク質の機能から期待されるDNA損傷の可視化検出技術への応用も確立されていませんでした。

そこで、プロモーター領域を同定するために、pprA遺伝子のプロモーターを含むDNA領域をホタルの発光遺伝子(ルシフェラーゼ遺伝子)の上流に結合させ、放射線照射によるルシフェラーゼの発光の変化を指標として、プロモーターによる遺伝子発現活性を測定しました。その結果、pprA遺伝子の上流-57から-22の領域が遺伝子の活性化に必要なプロモーター領域であることを明らかにしました(図4-14)。この放射線応答プロモーターの同定は、放射線抵抗性細菌のDNA修復ネット

ワーク機構の全容を解明するために、非常に有益な知見です。

一方、放射線に高い感受性を示す哺乳動物は、細胞内に生じたわずかなDNA鎖切断が細胞死にかかわります。したがって、哺乳動物の放射線影響を詳細に評価するためには、細胞内のDNA損傷の生成頻度や分布を直接的に測定することが重要です。これまでにも、哺乳動物細胞自身のタンパク質を利用して、細胞内に生じたDNA鎖切断を可視化検出する方法がありましたが、以前の検出方法では、DNAの初期損傷を検出するのが困難であるといった欠点がありました。そこで、この欠点を克服するために、放射線抵抗性細菌のPprAタンパク質が、DNA鎖切断部位に特異的に結合することを利用して、DNAの初期損傷を検出する方法を開発しました。この方法では、哺乳動物細胞のDNA鎖切断部位にPprAタンパク質を結合させ、更に蛍光標識したPprAタンパク質抗体を反応させることでDNAの初期損傷を可視化しています(図4-15)。この方法を改良し、検出感度を向上させることで、哺乳動物細胞の放射線影響の評価だけでなく、DNAに損傷を与える化学物質の遺伝毒性試験をはじめとする環境や医学分野での応用が可能と考えられます。

●参考文献

- Ohba, H. et al., The Radiation Responsive Promoter of the *Deinococcus radiodurans* pprA Gene, *Gene*, vol.363, no.9, 2005, p.133-141.
 Satoh, K. et al., Method for Detecting DNA Strand Breaks in Mammalian Cells using the *Deinococcus radiodurans* PprA Protein, *Mutation Research/Fundamental and Molecular Mechanisms of Mutagenesis*, vol.596, no.1-2, 2006, p.36-42.

4-7 植物は葉や茎の細胞内のDNA量を増やすことで紫外線に強くなれる —植物の新たな紫外線耐性機構の発見—

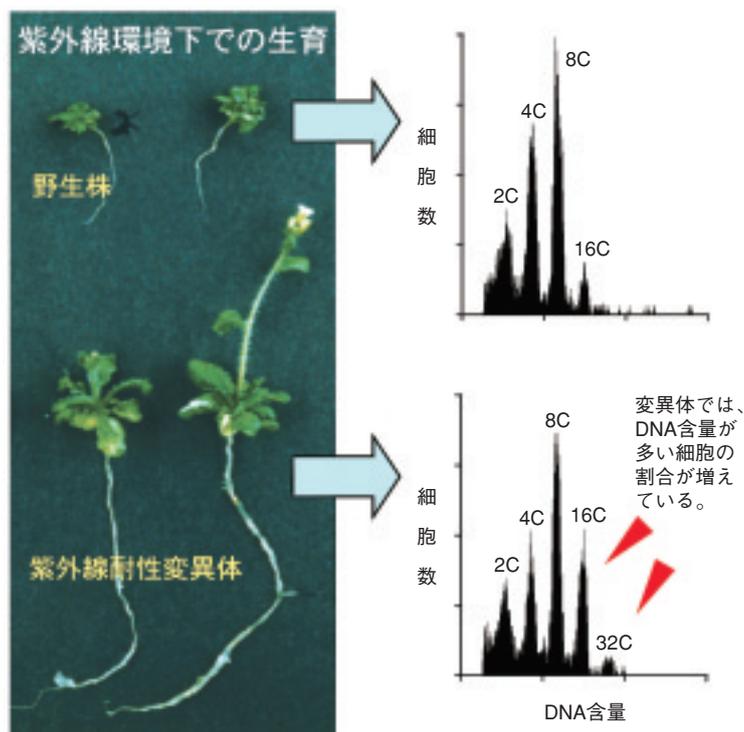


図 4-16 紫外線耐性変異体の紫外線環境下での生育量及び細胞核あたりのDNA含量の分布

紫外線耐性変異体では、DNA含量が多い細胞の割合が増えており、その結果、遺伝子のスペアが増えたために、紫外線に強くなったと考えられました。2Cは2倍体の核のDNA量を示します。

光を利用する植物にとって、紫外線は避けることのできない環境因子です。紫外線は、作物の減収や葉焼けを引き起こすなど、植物の生長に重大な影響を及ぼしており、更に近年では、オゾン層の破壊により紫外線量の増加が危惧されています。

一方、植物は紫外線に負けないように様々な機能を備えています。アントシアニンなどの主要なフラボノイド色素は、紫外線をよく吸収し、遺伝情報の担い手であるDNAにとどく紫外線の量を減らしています。また、紫外線によって生じたピリミジン2量体などのDNA損傷を効率的に修復する仕組みも備えています。しかし、これだけでは植物の紫外線耐性機構が十分に説明されたとは言えず、まだまだ未知の因子が存在するだろうと考えました。

私たちは、イオンビームを用いて、通常よりも紫外線に強くなったシロイヌナズナの突然変異体を獲得することに成功しました。この突然変異体は、紫外線環境下で育てた場合に、野生型よりも2倍以上生育量が多く、紫外線に強くなっています(図4-16)。更に、その原因となる遺伝子を同定して機能を調べた結果、今まで知られて

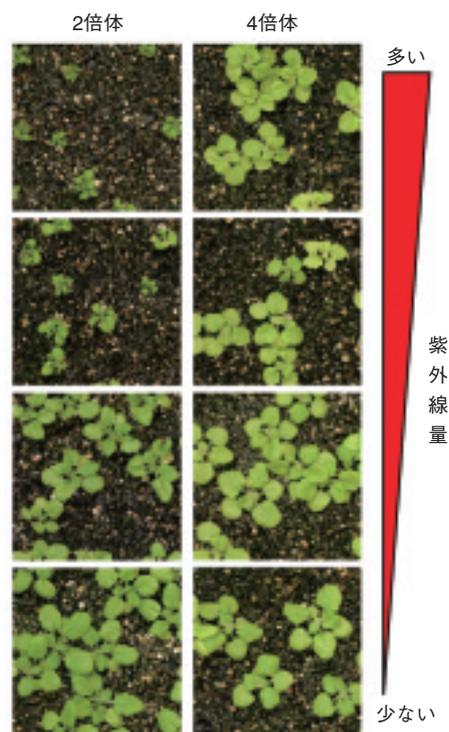


図 4-17 2倍体と4倍体の紫外線感受性の比較
野生株(2倍体)に比べてDNA量が2倍になっている4倍体が、紫外線に強いことから、DNA量が紫外線耐性に重要な因子であることを示しています。

いなかった仕組みによって紫外線に強くなっていることがわかりました。

この突然変異体では、*UVI4*と名づけた遺伝子に突然変異が起きたために、葉や茎の細胞核に存在するDNA量が増えていました(図4-16)。その結果、遺伝情報を持つDNAのスペアが増えたために、強い紫外線下でもDNAの損傷を補うことができ、通常よりも紫外線に耐えることができると考えられました。この考えのもとに、野生株(2倍体)に比べてDNA量がもともと2倍になっている4倍体の感受性を調べたところ、紫外線に強いことがわかりました(図4-17)。

これらの結果から、細胞核内のDNA量を増やすことが植物の紫外線耐性を強化する仕組みの1つであることが明らかになりました。このことは、植物が紫外線に対して、どのように適応してきたかを理解する上で重要な手がかりを与えると同時に、シロイヌナズナだけでなく一般の植物でも、細胞核のDNA量を増やすことで、紫外線に対して強くすることができる可能性があり、ムギやダイズなどの作物増産や葉焼けの防止などに役立てることが期待できます。

●参考文献

Hase, Y. et al., A Mutation in the *uvi4* Gene Promotes Progression of Endo-Reduplication and Confers Increased Tolerance Towards Ultraviolet B Light, *The Plant Journal*, vol.46, no.2, 2006, p.317-326.

4-8 白血球を増殖させる医薬品の作用機構を解明 — ヒト顆粒球コロニー刺激因子と受容体の複合体の立体構造解析 —

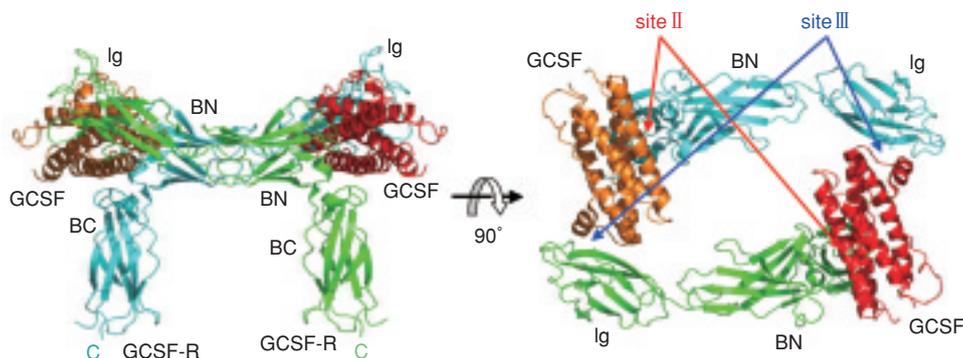


図 4-18 ヒト顆粒球コロニー刺激因子 (GCSF) と受容体 (GCSF-R) の複合体の活性構造

左図は複合体を側面から、右図は上側から見た図です。2分子のGCSF(赤、橙)が2分子のGCSF-R(水色、緑)と2箇所(site II及びIII)で結合することにより、2:2複合体を形成します。

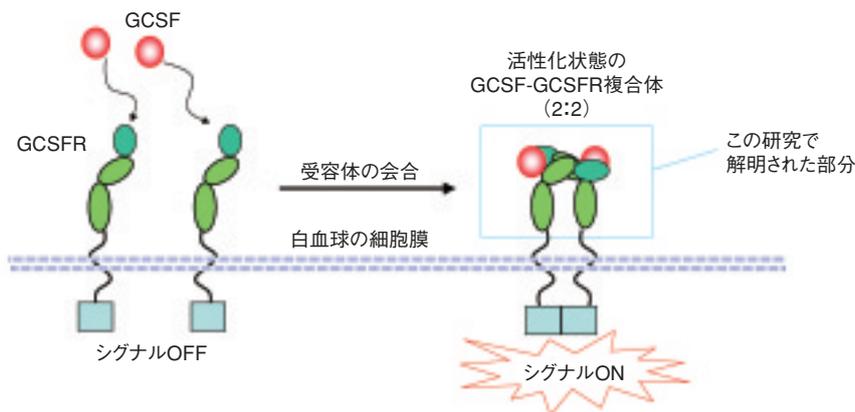


図 4-19 ヒトGCSFによるヒトGCSF-Rの活性化

2分子のGCSFによって2分子のGCSF-Rが会合すると、白血球細胞(顆粒球)を増殖させるシグナルが発信されます。

白血球を増殖させる医薬品である顆粒球コロニー刺激因子 (GCSF) の作用機構を立体構造解析によって詳細に解明することに成功しました (図 4-18)。GCSFは約180アミノ酸からなるタンパク質で白血球の一つである好中性顆粒球のコロニー形成を特異的に促進する因子です。その特徴的な機能から、GCSFは悪性腫瘍の患者さんに対する化学療法や放射線治療後の顆粒球減少症に対する医薬品として既に臨床応用されています。2002年度の国内出荷額は536億円、世界的にも約4,500億円の市場規模を有する大型バイオ医薬品です。GCSFは細胞表面でその膜貫通型受容体 (GCSF-R) の細胞外領域と特異的に相互作用することにより細胞内にシグナルを伝達し、上記機能を発現します。このように基礎科学的また産業応用的にも重要なタンパク質であるにもかかわらず、これまでヒトGCSF/ヒトGCSF-R複合体の詳細な活性状態は不明なままでした。

私たちはこれまで難しかったヒトGCSF-Rの細胞外領域の大量調製に成功し、様々な熱力学的手法による分析によって、GCSFとGCSF-Rが2:2の結合比で複合体を形成することを見いだしました。引き続き、取得したGCSF/GCSF-R複合体の結晶化に成功し、X線結晶構造解析を実施し、GCSFとGCSF-Rの2:2複合体の分子配

置や分子認識に直接かかわる各原子を同定することができました (図 4-18)。この構造から2分子のGCSFが2ヶ所のインターフェイス (site II と site III) を介して2分子のGCSF-Rを会合させる活性化メカニズムが解明されました (図 4-19)。

本研究で明らかにした複合体の立体構造は、受容体の活性化に必要な部位の原子情報を含んでいるので、GCSF活性を有する低分子化合物の効果的な設計が可能になるかもしれません。バイオ医薬品の低分子化は、薬価軽減・経口投与可能という観点から様々な疾患の治療に待ち望まれています。立体構造情報を利用したGCSFの低分子化の試みは、その扉を開くものとして期待されています。

なお本研究において、複合体の結晶化研究はキリンビール株式会社と独立行政法人宇宙航空研究開発機構及び宇宙環境利用推進センターが推進する先導的応用化プロジェクトにおいて実施された共同研究の成果の一部です。また複合体の立体構造研究は原子力機構とキリンビール社との共同研究の成果であり、原子力機構は、文部科学省のタンパク3000プロジェクト及び科学研究費補助金 (基盤研究(C)) による支援を受けました。

●参考文献

Tamada, T. et al., Homodimeric Crossover Structure of the Human G-CSF-Receptor Signaling Complex, Proceedings of the National Academy of Sciences of the United States of America, 103, 2006, p.3135-3140.

4-9 放射光X線を用いた電子の運動状態の観測

— 共鳴非弾性X線散乱による電子励起 —

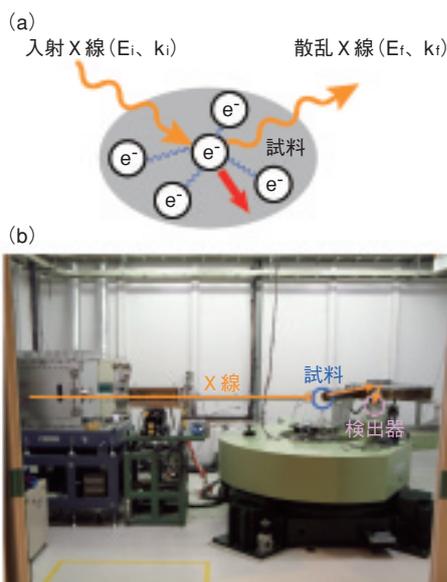


図 4-20

(a) X線非弾性散乱の概略図。強いクーロン相互作用(青波線)でお互いに反発している電子のうち、真ん中の電子がX線で散乱されています。

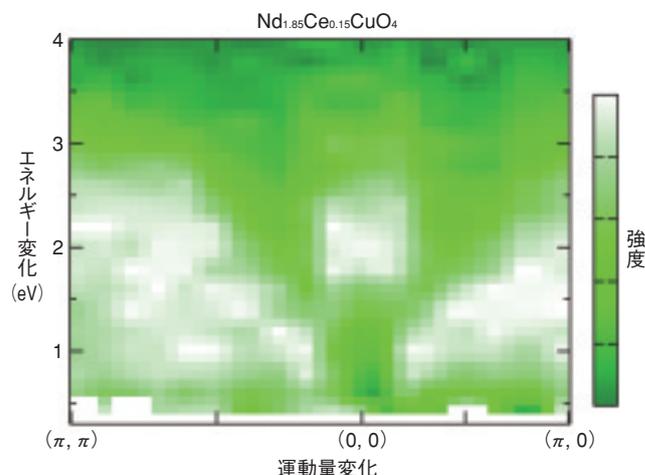
(b) SPring-8のBL11XUに設置された非弾性X線散乱分光器。

物質の性質は、そのほとんどが物質中の電子によって決まっています。電子がどのようなエネルギー・運動量状態で物質中にあるかを知り、そこから物質の性質を理解することが物質科学の重要な役割です。

従来の光の散乱や吸収の手法では電子のエネルギーと運動量の両方の情報を同時に得ることはできませんでした。最近、SPring-8などから得られる高輝度放射光X線が発展したことにより、非弾性X線散乱という手法によってそれが可能となってきました。更に、X線のエネルギーを特定原子の電子準位に共鳴させた共鳴非弾性X線散乱では、物質の性質を決めるのに重要な原子の情報を選択的に測定することができます。

図 4-20(a)に非弾性X線散乱の概略図を示します。入射したX線のエネルギー E_i 、運動量 k_i と、電子に散乱されて出てきたX線のエネルギー E_f 、運動量 k_f を測定することで、電子に与えられたエネルギー・運動量がわかります。その強度が、物質中での電子の特徴を反映しています。私たちは図 4-20(b)のような非弾性X線散乱分光器をSPring-8の原子力機構専用ビームライン (BL11XU) に設置し研究を進めてきました。

研究対象である強相関電子系と呼ばれる物質群は、高温超伝導や巨大磁気抵抗のような興味深い現象が現れることから注目されているものです。電子間に働く大きなクーロン反発により、電子はお互いに強い相関を与えながら複雑な運動をすることになります。それが強相関と

図 4-21 $\text{Nd}_{1.85}\text{Ce}_{0.15}\text{CuO}_4$ の共鳴X線非弾性散乱スペクトル

呼ばれる所以です。このような電子の運動状態をいかに記述し理解するかは、現代物理学の重要な問題となっています。そして、その運動状態は物質の性質の発現機構を考える上での出発点となるものです。

図 4-21に強相関銅酸化物で超伝導体の一つである $\text{Nd}_{1.85}\text{Ce}_{0.15}\text{CuO}_4$ の共鳴非弾性X線散乱を示します。観測された電子励起は二つに分類できます。一つは、運動量 $(0, 0)$ 、エネルギー 2 eVにあるもので、電子間のクーロン反発により分裂した銅 3d軌道と酸素 2p軌道の間にあるエネルギーギャップを飛び越える励起です。もう一つは、運動量 $(0, 0)$ から $(\pi, 0)$ 及び (π, π) に向けて高エネルギー側にシフトしていくV字状になっているもので、これは物質中を動き回る電子の励起です。後者の励起は、まさに物性を担う電子の運動に関する情報を含んだ重要なものであり、その特徴は、強いクーロン反発を受けながら運動する電子の動的密度相関関数の理論計算とよく一致していることがわかりました。動的密度相関関数は二つの電子がお互いにどのようなエネルギーと運動量の関係で運動しているかを表す重要かつ基本的な物理量ですが、これまではそれを観測できる実験手法がありませんでした。今回の研究では、共鳴非弾性X線散乱が動的密度相関関数の観測手法となり得ること示し、強い相関を受けながら運動している電子のそれを初めて観測することができました。

●参考文献

Ishii, K. et al., Momentum Dependence of Charge Excitations in the Electron-Doped Superconductor $\text{Nd}_{1.85}\text{Ce}_{0.15}\text{CuO}_4$: A Resonant Inelastic X-ray Scattering Study, Physical Review Letters, vol.94, no.20, 2005, p.207003-1-207003-4.

4-10 放射光を用いた材料内部の残留応力測定 —改良型ひずみスキャンニング法による応力解析技術の開発—

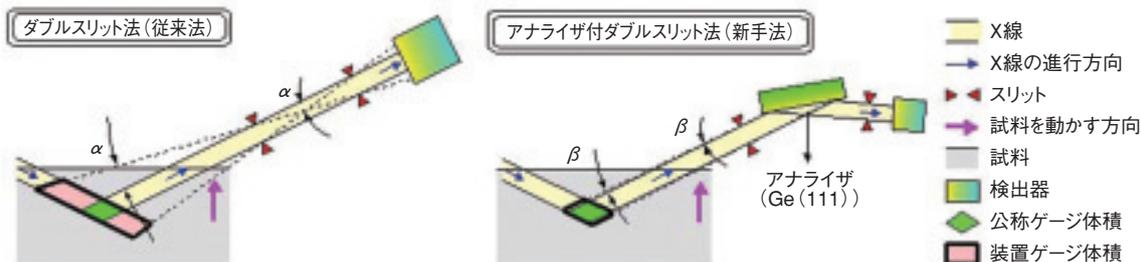
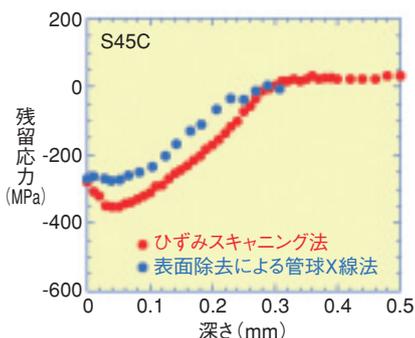


図4-22(上) ひずみスキャンニング法の概略図

ひずみスキャンニング法は、試料を移動させることにより試料内のひずみ分布を求め、そこから応力分布を求めることができます。従来法では、測定領域となる装置ゲージ体積が公称ゲージ体積に比べてはるかに広く、測定誤差が大きくなります。一方、新手法では、装置ゲージ体積が公称ゲージ体積とほぼ等しくなり、測定誤差を非常に少なくすることができます。

図4-23(左) 改良型ひずみスキャンニング法で測定した応力分布

ショットピーニング(表面に圧縮の残留応力を加える機械加工技術)を施した中炭素鋼(JIS S45C)の各深さにおける試料表面に平行な応力成分の深さ依存性の放射光による測定結果(赤丸)です。青丸は従来法として確立している表面を除去しながら管球X線を用いて測定した結果です。従来法と比較して、新手法で得られた結果は、各深さにおける残留応力差最大100MPa程度ありますが、残留応力の様子や残留応力層の深さが0.3mmと等しいこと、測定時間が数日から数時間と格段に減少していること、何よりも非破壊で特定の深さが測定できることから、新手法が内部残留応力測定手法として十分役立つことがわかりました。



材料内部の残留応力分布を非破壊で測定することは、材料健全性を確保する上で重要となっています。また、加工精度が要求される電子素子基板の評価としても重要視されるようになってきました。このような応力測定には、放射光によるX線回折法を基本としたひずみスキャンニング法が用いられています。私たちはこれを改良して、材料内部の局所領域の残留応力がより高精度で測定することができるようにしました。

残留応力の高精度局所領域測定には、高輝度、高強度、高エネルギーX線と、測定に寄与するX線束の発散角度が極めて小さい高精度な光学系の2つが必要です。まず、前者のX線を得るために大型放射光施設SPring-8のビームラインに、アンジュレータ(加速器の偏向電磁石間の直線部分に永久磁石のN及びS磁極をハーモニカのように上下交互に配置したもの)という挿入光源と、独自に開発した高エネルギー専用分光器を設置しました。また、X線束の発散角度が極めて小さい高精度な光学系を作るために、アナライザという単結晶素子を挿入しました(図4-22)。アナライザは単色X線を反射することができる許容角度範囲が非常に小さいので高精度測定には適していますが、分光することでX線強度が急激に減少するという問題がありました。従来のひずみスキャンニング法ではビームラインの問題、アナライザの挿入ができないことから、ゲージ体積の短手方向の対角線の長さを0.2mm以下にすることができず、また測定されたデータは誤差も大きく、装置ゲージ体積を考慮した補正を必要としていました。本技術開発により、ゲージ体積の短

手方向の対角線の長さを0.05mmまで小さくしても測定可能であることを確認し、誤差も少なく、ほぼ補正を施す必要のないデータを得ることに成功しました。これらの工夫によって、従来は材料表面を除去しながら管球X線を用いて数日以上を要しなければ内部の残留応力を測定できなかったところが、本手法では、表面から数百 μm の深さであれば10 μm の分解能で、試料表面に平行な応力成分の深さ依存性を数時間で得ることができるようになりました(図4-23)。

今回開発したひずみスキャンニング法は、材料に照射するX線の面積を数百 μm^2 の大きさにしても十分な信号強度を得ることができます。従来法でも表面部微小部の残留応力測定は行われていましたが、SPring-8の高エネルギー放射光X線を用いることで内部に発生したき裂先端部周りの応力測定が可能となりました。更に、高エネルギー集光技術の向上によりナノスケールでの応力測定も実現可能です。更に、ひずみスキャンニング法における測定時間はわずかなので、外場(外力や熱など)を加えた状況下でのその場観察測定も可能となり、応力が伝播していく様子を観察することができます。

現在、私たちは本手法を原子炉停止の要因の1つである応力腐食割れの機構解明や、次世代原子炉のための材料開発、J-PARCで使用される水銀ターゲット容器の信頼性向上のための残留応力評価に適用しています。更に産学官連携による、ジェットタービンの高効率化のための遮熱コーティングや、固体酸化物型燃料電池などエネルギー問題と密接に関連した研究にも応用しています。

●参考文献

菖蒲敬久ほか, アナライザを用いたひずみスキャンニング法の検討, 材料, vol.55, no.1, 2006, p.101-108.

4-11 放射光X線によって結晶表面構造を原子レベルで覗く —放射光を用いたガリウムヒ素半導体成長モニターの開発—

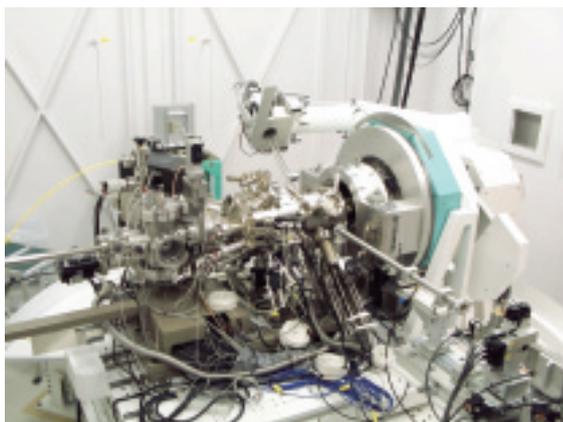


図 4-24 分子線薄膜単結晶成長装置 (MBE装置) と X 線回折計とを一体化した装置

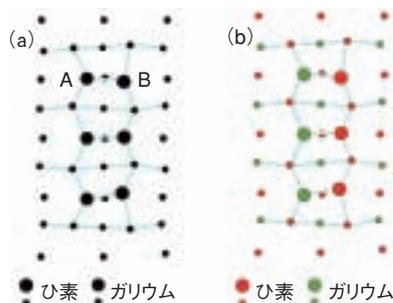


図 4-25 結晶成長中ガリウムヒ素表面構造

従来法(a)では、原子Aと原子Bがガリウム原子なのかヒ素原子なのかで区別できませんでしたが、本手法(b)では可能となりました。

ガリウムヒ素は、ガリウムとヒ素とが結びついてできた化合物で、半導体としての性質を持ちます。同じ半導体のシリコンと比べて、高周波信号を処理する能力や、電流を光に変換する効率に優れているので、携帯電話などの通信機器や、光通信の素子に使われており、高度情報化社会を支える材料です。これらの応用に必要な半導体素子は、分子線薄膜単結晶成長法 (MBE法)、有機金属化学気相蒸着法 (MOCVD法) などによって、基板の上に原子を1層ずつ制御しながら積み上げることで作製されています。これらの半導体作製技術にとっては、成長中の表面構造を知ることがとても重要です。

表面構造を正しく観察するために、私たちは、図 4-24 に示すような、薄膜単結晶成長装置 (MBE装置) と X 線回折計とを一体化した装置を開発し、SPring-8の原子力機構ビームラインBL-11XUに設置しました。表面原子からの X 線の散乱は非常に弱いのですが、SPring-8の大強度 X 線を使うことで、結晶成長と同時に X 線測定をすることも可能になりました。更に、SPring-8のもうひとつの特長である波長可変性の利用によって、結晶表面の原子の配列だけでなく、原子の種類も決定できるようになり

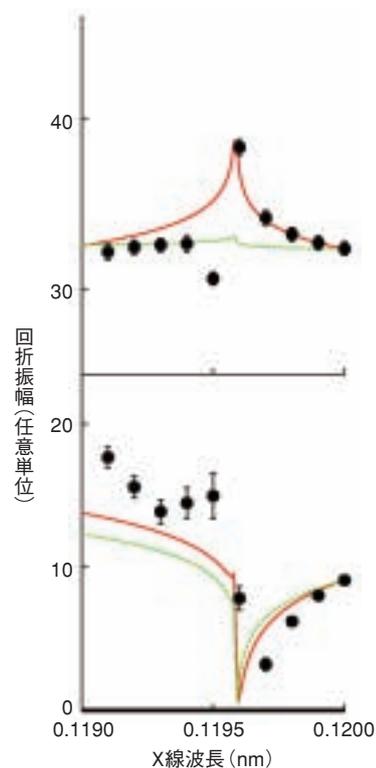


図 4-26 回折強度の X 線エネルギー依存性

赤線は原子 A、B がそれぞれガリウム、ヒ素の場合、緑線は、両原子ともヒ素の場合に期待される回折強度の変化で、実験結果 (黒丸) は、赤線によく一致しています。

ました。

図 4-25(a)は、今回の研究で調べたガリウムヒ素表面を表面垂直方向から見たものです。ガリウム原子とヒ素原子のまわりの電子数はそれぞれ31と33で非常に近く、従来の表面構造解析の手法では、両者を区別することが困難でした。実はこの図では、それぞれの原子を電子の数に比例した大きさの円で描き分けているのですが、目ではまず区別できません。これに対し、本研究では、図 4-26に示すように、X線の波長を変えながら X 線回折強度を測定し、表面にガリウム原子とヒ素原子が存在する場合 (赤線)、ヒ素原子だけが存在する場合 (緑線) を仮定した計算と比較しました。実験結果は前者に一致し、図 4-25(b)のように、原子の種類をはっきりと区別することができました。

X線は物質を透過する能力が高いので、産業界で多く利用されている、濃厚なガス雰囲気での有機金属化学気相蒸着法 (MOCVD法) にも適用可能です。本手法により、半導体製造過程をより精密に制御できるようになり、半導体素子の性能向上や、新素子の開発の迅速化が期待できます。

●参考文献

Takahashi, M. et al., Element Specific Surface X-Ray Diffraction Study of GaAs(001)-c(4x4), Physical Review Letters, vol.96, no.5, 2006, p.055506-1-055506-4.

4-12 量子ドットサイズを制御する試み

—量子ドットの前駆体：ナノクラスターに内在する原子数の測定—

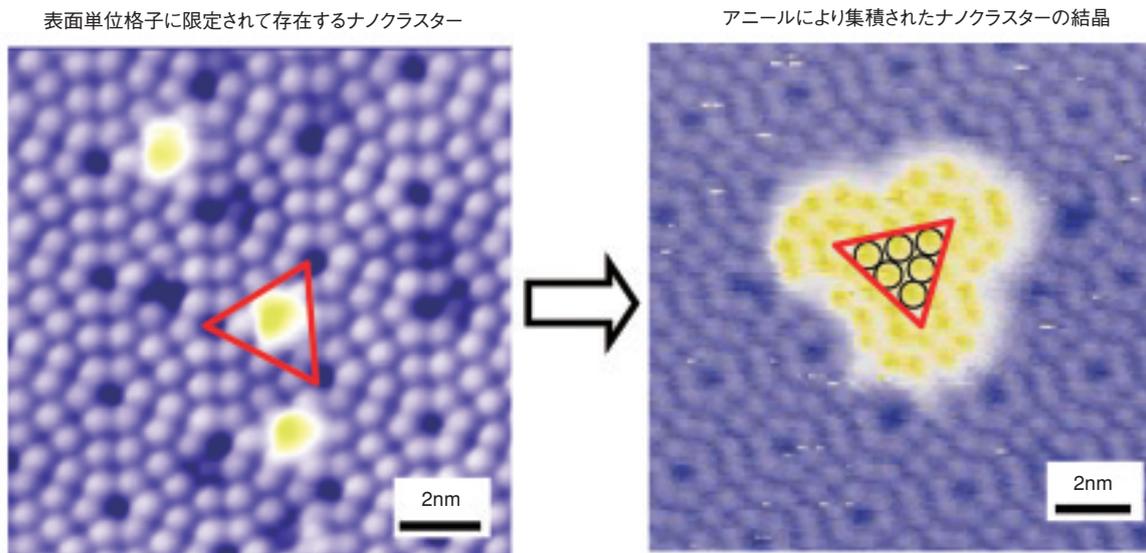


図 4-27 走査トンネル顕微鏡で見たGe(111)表面単位格子上のGeナノクラスターと、アニールによるナノクラスターの結晶化
量子ドットの前駆体として成長初期過程に現れるナノクラスターは、表面単位格子の半分（左図の赤色で示した三角形）の領域に限定して配置されます。これまでナノクラスター（左図の三角形中央に存在する黄色く見える箇所）に内在する原子は一つ一つ識別できないので、構成原子数を評価することができませんでしたが、ナノクラスターを加熱し数多く集合させ、結晶化させることにより直接原子を識別し、一つあたりのナノクラスターに内在する平均原子数の計測を可能としました。

量子ドットは電子の波長と同じくらいの10nm程度の小さな塊であるため、電子はちょうどドットの中に閉じこめられてしまうことが知られています。また量子ドットサイズを変えることにより電子のエネルギー状態を簡単に変えることができることから、将来、電子を1つ1つ制御する単一電子トランジスターや、量子ドットレーザーなど様々なナノ構造デバイスへの応用が期待されています。これまでSiとGeとの格子定数のミスマッチを利用して、ひずみの力でピラミッド状の量子ドットを作製する手法がよく知られています。しかしこの場合、デバイス特性を決めるドットサイズやその密度、更にはドットを任意に配置することが難しいので、均一なサイズをもつナノドットの作製や自己組織化による配置を可能とするナノ構造創製技術が求められています。量子ドットが成長した後に、そのサイズや位置を変えることは困難であるため、私たちは成長初期過程に現れる量子ドットの前駆体であるSi、Geナノクラスターに注目し、そのサイズや位置を自在に制御することが重要であると考えました。そこでまず量子ドットサイズを決定するナノクラスターに内在する原子数の計測を試みました。

ナノクラスターは、図 4-27左図に見られるように表面単位格子の半分（赤色で示した三角形）の領域内に配置されるので、クラスターを構成する原子数もその表面単位格子によって変えることができる可能性があります。しかしそのクラスターに内在する原子は一つ一つ識別で

きないために、構成原子数を評価することができませんでした。そこで私たちはナノクラスターを加熱により結晶化させて観察することを考えました。図 4-27右図は、アニールによりナノクラスターを数多く集合させ、一つに結晶化させた結果を示します。直接原子を識別することが可能となり、原子数が計測できる状態に世界で初めて成功した例です。図 4-27右図の表面単位格子の半分（赤色で示した三角形）の領域には6つの原子が識別されますが、この結晶構造はよく知られていて、更に表面下層には45個の原子が存在していることが知られています。集積したナノクラスターの数は簡単に加熱前に数えることができますので、一つあたりのナノクラスターに内在する平均原子数を見積もることが可能になったわけです。更に表面構造、元素の違いによるナノクラスターを構成する原子数への影響を評価するために、表面構造の異なる基板表面を新たに作製しました。それらの結果、原子を識別できなかった図 4-27左図に見られるようなナノクラスターの中には平均8個の原子が存在し、SiやGeの元素の違いによる差は存在しないことが分かりました。また、基板の表面単位格子の大きさを半分にすることによりナノクラスターを構成する原子も半数にすることができることも見いだしました。これにより、定量化されたナノクラスターを原子供給源として、量子ドットサイズの制御を可能とする展望が拓けました。

●参考文献

Asaoka, H. et al., Size of Small Si and Ge Clusters on Si (111) and Ge (111) Surfaces, Surface Science, vol.588, 2005, p.19-25.

4-13 陽子線によるがん治療装置の小型普及化に向けて

—レーザーによる陽子加速の最適条件の発見—

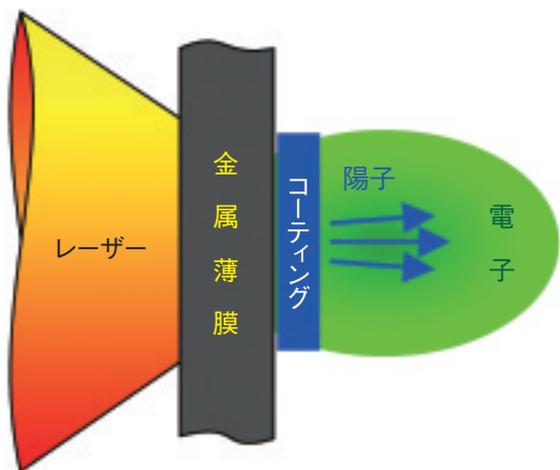


図 4-28 二重層ターゲットの概念図

金属など重い原子からなる薄膜ターゲットに水素をコーティングし、レーザーを照射すると、まず電子が加速され強い電場が発生し、陽子が効率的に加速されます。

レーザーの強い光を利用した加速方法は、通常の大型加速器に比べて加速する能力が著しく高いため、既存の施設より格段にコンパクトなもの（大きさで、1/10～1/100）にできるといえる魅力を持っています。このため今日世界中でペタワットに迫る大出力レーザーにより、小型のがん治療装置等を目指した陽子加速実験が精力的に行われています。しかしながら、レーザーパラメータやマイクロン程度の厚みのターゲットのデザインなどの最適条件を実験研究のみで見つけるのは、非常に困難です。

そこで本研究では最適条件を見つけるためのシミュレーションプログラムを開発し、原子力機構が保有するスーパーコンピュータを用いて最適なレーザー照射条件を克明に調べました。レーザー光を陽子の発生源となるターゲットに照射したとき、発生する陽子の最大エネルギーを予測し、それがレーザーパルスやターゲットにどのように依存するかを探りました。

図 4-28は、計算に用いた二重層ターゲットの概念図を示します。二重層ターゲットは、金属等薄膜ターゲットの裏面に軽量（低原子番号(Z)）物質をコーティングしたもので、高エネルギー電子の発生と静電場の生成に伴い、低Z物質（ここでは陽子）が効率よく加速されます。発生する陽子ビームは指向性がよく、準単色のエネルギー

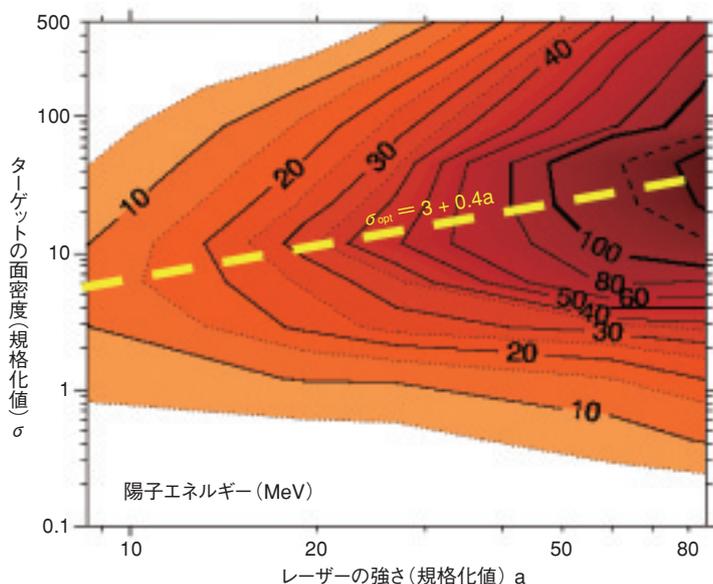


図 4-29 マルチパラメトリックシミュレーションの結果

陽子エネルギーをレーザーの強さ(a)とターゲットの面密度(σ)に対して描いた図。 $a = 8.5(\lambda/1\mu\text{m})(I/10^{20}\text{W/cm}^2)^{1/2}$; λ はレーザー波長; I はレーザー強度。 $\sigma = (l/\lambda)(n/n_c)$; l はターゲットの厚さ; n は個数密度; n_c ($\sim 10^{21}\text{cm}^{-3}$)はレーザーが反射する臨界密度。

ギースペクトルを有します。エネルギー広がりにはコーティングの厚さに比例し、レーザーパルスのエネルギーや形状（パルス幅）、ターゲットパラメータを変えることにより、陽子ビームの制御が可能となります。

図 4-29は、レーザー強度及びターゲットの厚さと個数密度をパラメータとするマルチパラメトリックシミュレーションの結果を示します。達成される陽子のエネルギー（の等高線）をレーザーの強さ(a)とターゲットの面密度(σ)すなわち厚さと個数密度の積に対して描いたものです。これにより、ある陽子エネルギーを得るのに、 σ を適切に選ぶことによりaを最小化できること、また、その比例則は $\sigma = \sigma_{\text{opt}} \sim 3 + 0.4a$ となることを見いだしました。

この成果により、陽子エネルギー発生のトリガーとなるレーザー強度を低くできることから、レーザー駆動がん治療装置の実現に一步近づいたこととなります。原子力機構では医学界とも連携し、より一層合理的な実験パラメータを求める研究を進め、小型のがん治療装置を目指したレーザーシステムの開発を進めます。本研究は一部、科学技術振興機構戦略的創造研究推進事業より資金を得て行ったものです。

●参考文献

Esirkepov T., Yamagiwa, M. et al., Laser Ion Acceleration Scaling Laws Seen in Multiparametric PIC Simulations, Physical Review Letters, vol.96, no.10, 2006, p.105001-1-105001-4.

4-14 高強度レーザーを用いた準単色エネルギー電子ビームの生成 —レーザー加速による高品質電子ビーム源の開発—

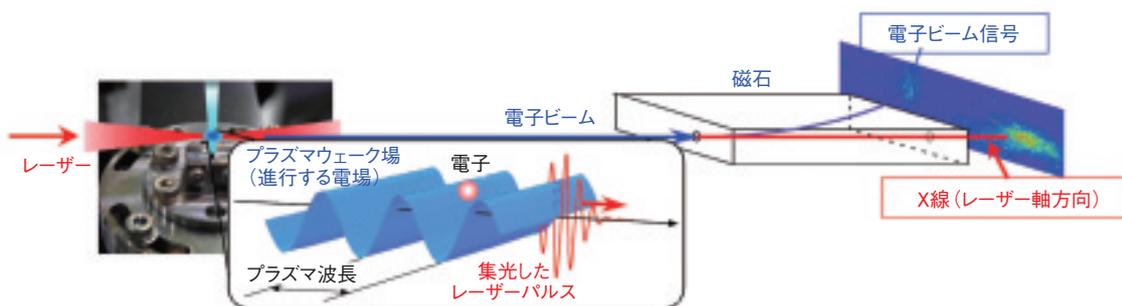


図 4-30 レーザー加速の概念図

高強度レーザーをガス中に集光するとガスがプラズマ化し、ウェーク場という進行波の電場が生成されます。このウェーク場は、極めて高い電場を持ち、更に波長が非常に短いため、ウェーク場により小型超短パルスの高品質電子ビーム源をつくることが可能となります。

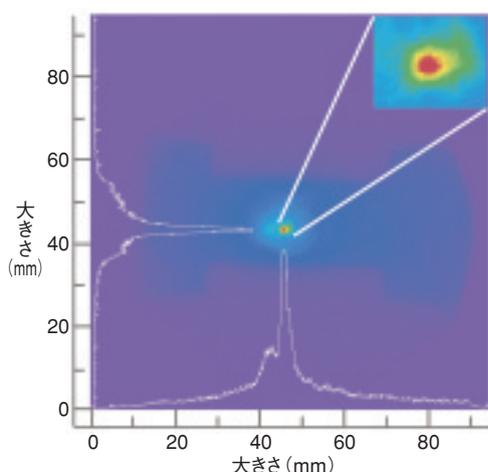


図 4-31 発生電子ビームのプロファイル
スクリーンとCCDカメラにより測定し、広がり角が7.5mradという非常に指向性の良い電子ビームの発生に成功しました。

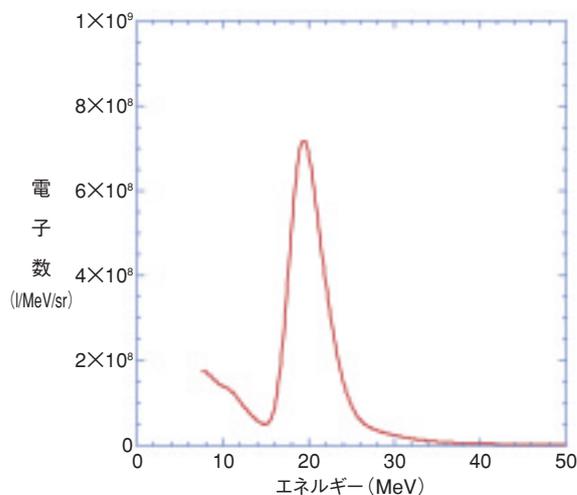


図 4-32 発生電子ビームのエネルギースペクトル
ピークエネルギー 20MeVの準単色エネルギー電子ビームの発生に成功しました。ピーク部分の電荷量は0.8pC/shotになります。

高強度レーザーにより生成されるプラズマ中の高電場(ウェーク場)を用いて小型超短パルスの高品質電子ビーム源をつくることが可能となります(レーザー加速:図4-30)。本電子ビームは、高品質でパルス幅が短いため、次世代の加速器のための高品質電子ビーム源や構造変化の測定などへの実用化が考えられています。

パルス幅が70fs(フェムト秒:フェムトは 10^{-15})で3TW(テラワット:テラは 10^{12})の出力を持つレーザーを用いて、電子ビーム発生実験を行いました。図4-31に電子ビームのプロファイル、図4-32にエネルギースペクトルを示します。本実験により、広がり角7.5mradと非常に指向性が良い、ピークエネルギー20MeVの準単色エネルギーの電子ビームの発生に成功しました。電子ビームのエミッタンスは 0.4π mm mradであり、1ショットあたりの電荷量は0.8pC(ピコクーロン:ピコは 10^{-12})になります。本電子ビーム源は、現在の加速器に比べて小型・高品質であり、レーザー集光強度 10^{18} W/cm²未満と

いう低強度での準単色エネルギー電子ビーム生成は世界初となります。使用するプラズマの周期が数十フェムト秒と非常に短いため、10fs程度のパルス幅の電子ビーム生成がされ、高速現象計測に応用できます。

応用のためには電子ビーム生成の安定化が今後の課題です。これを解決するために、理論解析とシミュレーションによる研究を行いました。1つのレーザーパルスでは、初期のパラメータ変動に対して、生成される電子ビームが敏感であり、安定な電子ビーム生成が難しく発生が不安定となります。そこで、2つのパルスをプラズマ中で正面衝突させる方式の高品質電子ビーム生成を提案しました。2パルス衝突により、生成の安定領域をつくるのが可能となり、再現性の良い高品質電子ビーム生成が可能であることを明らかにしました。

これらの研究は、レーザープラズマ相互作用による小型・高品質電子ビーム源を現実のものとし、電子ビーム応用研究へと進展をもたらす結果であります。

●参考文献

Mori, M. et al., Transverse Dynamics and Energy Tuning of Fast Electrons Generated in Sub-Relativistic Intensity Laser Pulse Interaction with Plasmas, Physics Letters A, vol.356, 2006, p.146.

4-15 量子制御による超高速選択励起の実証

—新しい同位体分離法開発にむけて—

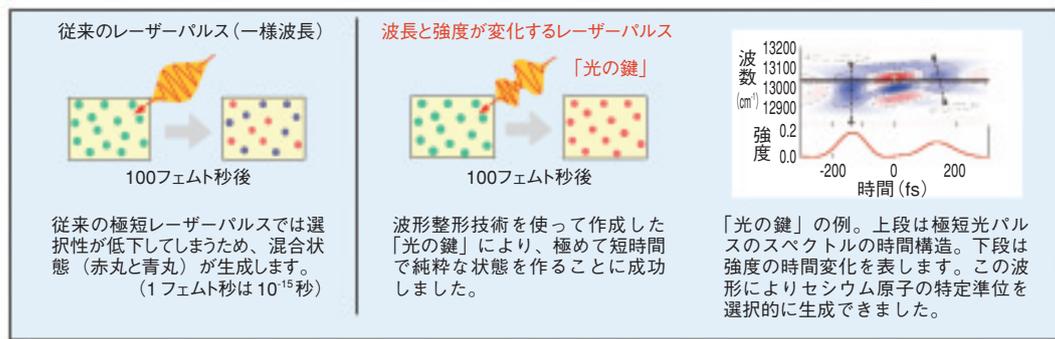


図 4-33 「光の鍵」による物質制御の概念的説明

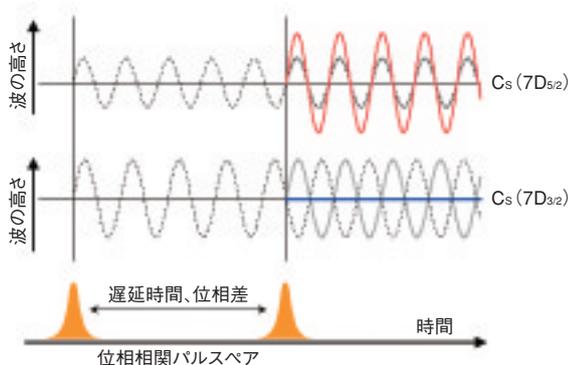


図 4-34 セシウム原子の選択励起のしくみ

位相相関パルスペアにより生成する2つの波(励起状態)が干渉を起こして励起状態 $7D_{3/2}$ と $7D_{5/2}$ のうちの片方の波が消滅します。図の例では $7D_{3/2}$ が消失しています。

未来の超高速計算機技術としてクローズアップされている量子コンピュータ。これと同じ「物質の波動性」を利用する新しい物質操作の手法が研究されています。物質を構成する粒子は、原子・分子のレベルでは波として振る舞う、という量子力学の原理に基づいて物質の切断や接合を、同じく「波」である光を用いて制御する手法です。すなわち、光の波形を整形して「光の鍵」をつくり、その「鍵」に合う反応だけを起こす試みです(図4-33)。

その基礎実験として、私たちは、関西光科学研究所の極短パルス超高ピーク出力レーザー開発で培われたパルス波形整形技術を応用して、セシウム原子の光による励起の制御を試みました(図4-34)。ほぼ同じエネルギーを持つ2つの励起状態のうち的一方だけを、極短時間のうちに、選択的に生成させる超高速選択励起の実証実験です。位相相関のある極短パルスペアを作成することにより、これに成功しました(図4-35)。この図から一方の状態を完全に排除した励起が、パルスペアの遅延時間が300フェムト秒という極短時間でも可能であることが分かります。状態選択比(生成量の比)のコントラストは

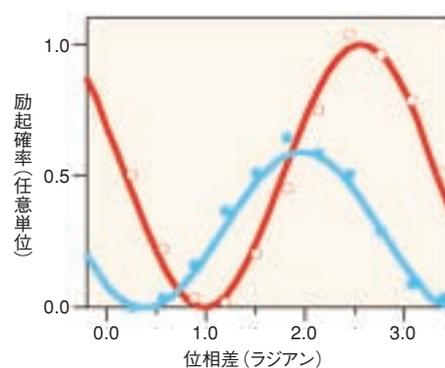


図 4-35 観測された状態毎の励起確率の位相差依存性

2つのパルス間の位相差を変化させることにより、励起確率を制御できることが分かります。それぞれの励起確率は異なる位相差において、ほぼ完全に零になる結果が得られました。

従来型のレーザーパルスを用いた場合に比べて100倍以上になりました。これは物質の波動性に起因する量子干渉を利用した新しい手法であり、極めて精密かつ高速に原子・分子の制御ができる技術の開発に繋がります。

私たちは、この超高速選択の原理を応用することで同位体分離法に技術革新を起こすことができると考えています。同位体分離技術は、半導体や医療などの先端産業で利用が期待されています。特に、原子力分野で効率率・高選択的な同位体分離法開発の必要性が高まっています。原子力発電所から生み出される放射性廃棄物の中に含まれる長寿命核分裂生成物について、中性子照射による非放射化あるいは短寿命化が検討されています。その中でセシウム-135などでは前もって同位体分離が必要であることが分かってきました。これらの元素の同位体分離法が開発されれば、将来の環境負荷を大きく低減する技術の確立に目処が立ちます。この他、パラジウムなど有用希少元素を放射性廃棄物から分離・精製する同位体分離法が開発が望まれており、今回の成果がその基礎研究として役立つと考えています。

●参考文献

Yamada, H., Yokoyama, K. et al, Selective Transition to the Closely-Lying States Cs(7D_{3/2} and 7D_{5/2}) by Femtosecond Laser Pulses, Physical Review A, vol.72, no.6, 2005, p.063404-1-063404-5.

4-16 高出力パルス中性子源の開発

-陽子ビーム励起圧力波によるマイクロピット形成機構の解明-

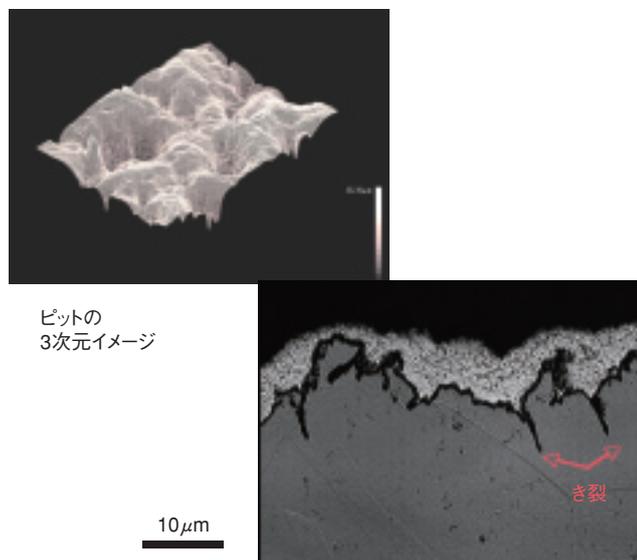
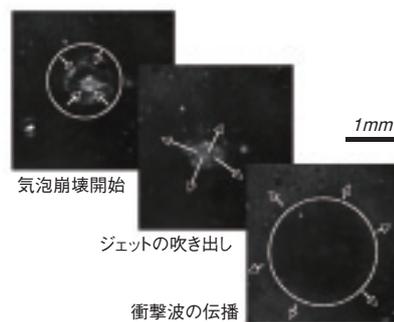


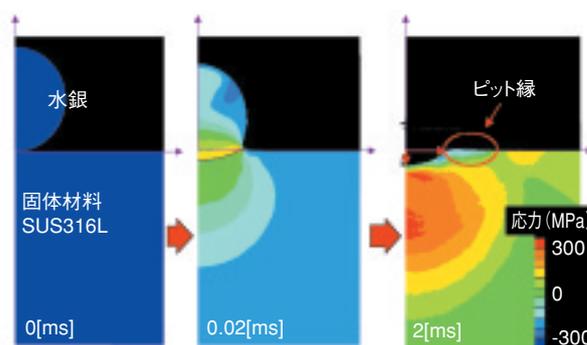
図 4-36 ピット形成損傷形態

陽子ビームMW級入射時に生じると想定される衝撃圧を水銀に10°回線り返し負荷した後にレーザー顕微鏡で計測されたピット形成損傷の3次元イメージと損傷面の断面写真。ピット底にき裂が確認できます。

J-PARCの物質生命科学実験施設では、未だ世界に例のないMW級の核破砕パルス中性子源を用いた革新的研究が展開されます。大強度陽子ビームの入射標的として核破砕反応により中性子を発生するターゲット材には、熱除去の観点から有利な液体水銀を使用します。水銀ターゲットの耐久性の向上及び高出力化には、陽子ビームが水銀に入射される時に生じる衝撃圧によりターゲット構造体に形成される損傷（ピット形成損傷）の軽減が最大の課題です。衝撃圧を電磁力により水銀中に負荷することで形成したピット形成損傷の3次元イメージとピット断面の観測結果を図4-36に示します。材料表面層の壊食とピット底近傍に生成したき裂が確認でき、このような損傷によりターゲット容器の材料強度は著しく低下します。これらの材料損傷データに基づいた定量的な寿命評価を行い、材料的な観点からは、表面硬化処理により限界衝撃圧（入力ビームパワーのピット形成損傷に対する限界値）がある程度増加することが分かりました。この知見を基に、ピット形成に対する耐性と疲労強度を更に増加できる、プラズマ窒化と浸炭技術を融合することでなだらかに表面硬度が変化する階層型表面処



(a) 水銀キャビテーション気泡崩壊挙動を捕らえた超高速撮影



(b) マイクロジェット局所衝撃

図 4-37 気泡崩壊によるピット形成機構に関する解析

超高速撮影から推定された気泡崩壊に伴うマイクロジェット吹き出し速度（約200m/s）を負荷条件とした衝撃解析は観測されたピット形態を再現しました。

(a) 水銀キャビテーション気泡崩壊挙動を捕らえた超高速撮影
(b) マイクロジェット局所衝撃

理技術（特許申請中）を新たに開発し、実機ターゲットに適用しました。これにより、損傷が顕著になるまでに要する潜伏期間に受け入れることができるパルス数を約一桁（10°から10⁷回に）延ばすことができました。

更に、ピット形成損傷を誘発するキャビテーション気泡崩壊機構の定量化研究として、電磁衝撃圧実験装置により高精度な単一パルス負荷を行い、固体/液体水銀界面における微小気泡の発生と崩壊挙動を超高速カメラにより初めて観測しました（図4-37）。これにより、衝撃圧により発生した微小気泡の崩壊で誘発されるマイクロジェットの吹き出し、及びそれに続く衝撃波発生と伝播過程を明瞭に確認できました。この観測結果から推測したジェット衝突速度を入力条件とした水銀液滴と固体材料との衝突解析は、ピット深さと径の大きさを良く再現できることを確認しました。

次の課題は、いかに衝撃圧の低減を図るかです。これに関しては、水銀に微小ヘリウム気泡を注入し、そのクッション効果を狙った衝撃圧低減によるターゲット容器寿命延伸の技術開発を、国内外の大学・研究機関とも協力して精力的に取り込んでいます。

●参考文献

Futakawa, M. et al., Mico-Impact Damage Caused by Mercury Bubble Collapse, JSME International Journal, vol.48, 2005, p.234-239.

4-17 世界最高性能の中性子スーパーミラーを開発

— J-PARC加速器中性子源の効率的な利用のために —

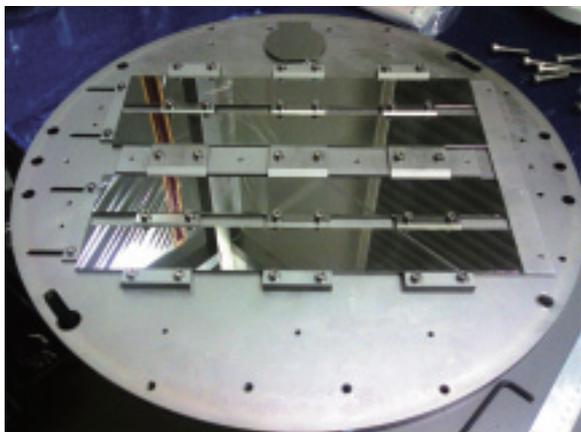


図 4-38 原子力機構イオンビームスパッタ装置の基板ホルダ (500mm ϕ) とスーパーミラー成膜済みのガラス基板 (50 \times 400mm、4枚)

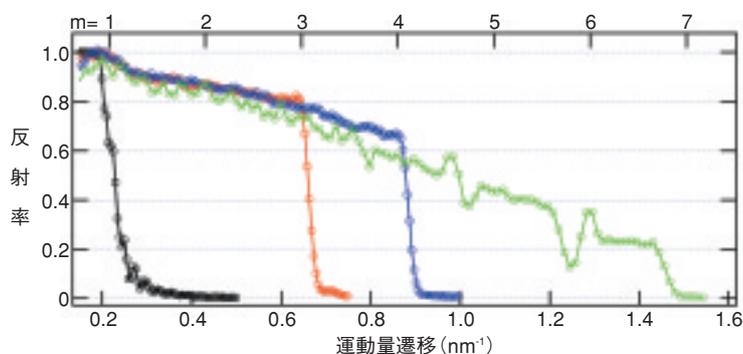


図 4-39 中性子スーパーミラーの中性子反射率測定結果
縦軸、横軸はそれぞれ中性子反射率、運動量遷移 (入射角に比例)。 $m = 3$ (赤) 400層、4 (青) 1200層、6.7 (緑) 8000層のスーパーミラーの臨界角での反射率はそれぞれ82、66、23%。(黒: Niミラー)

中性子は軽元素や磁性体に対する感度が高く、X線に比べて水素に関する情報を引き出す能力が高いため注目を集めています。しかし、X線に比べてビーム強度が弱いことから、その弱点を克服する大強度パルス中粒子が得られるJ-PARC (大強度陽子加速器) の建設が進められており、これによる物質・生命科学研究が展開されようとしています。この中粒子源で発生する広い波長域の中粒子ビームを全反射によって効率的に実験装置まで輸送し、分岐・収束させることが可能な中粒子スーパーミラーが必要です。中粒子スーパーミラーとは、異なる2種類の金属膜 (NiとTiの組み合わせ) を基板上に交互に少しずつ膜厚を変えながら積層したものであります。中粒子が全反射される入射角 (この最大値を臨界角という) が大きいほど、また中粒子の反射率が高いほど、中粒子ビームの輸送効率が高くなることから、スーパーミラーの性能はスーパーミラーとニッケルミラーの実効的な臨界角の比 m と、そこでの反射率で評価されます。($m = 1$ の臨界角は、物質科学研究で有用なエネルギーが25meVの熱中粒子に対して0.2度程度)。

私たちは、世界に先駆けて良質な薄膜の積層を可能にするイオンビームスパッタ法によるスーパーミラーの成膜技術開発を進めてきました。イオンビームスパッタ法は、電子ビーム蒸着法等の他の方法と比較すると、結晶粒が小さく急峻な界面をもつ多層膜が得られる利点がありますが、蒸着速度や成膜可能面積が小さいという弱点

がありました。これらの弱点を解消するために、J-PARCのパルス中粒子源等で用いられる中粒子スーパーミラーを念頭に置いて、500mm ϕ の成膜可能面積 (図 4-38) を持つ世界最大の中粒子スーパーミラー成膜用イオンビームスパッタ装置を設計・製作しました。この装置には、成膜した多層膜表面を第2イオン源からの低エネルギーのArイオンで平滑化する独自の機能が付加されています (特許申請)。

J-PARCで実際のビームラインで必要となる $m = 3$ (400層) 及び $m = 4$ (1200層) のNi/Ti中粒子スーパーミラーを成膜しその中粒子反射率を測定したところ、臨界角での反射率がそれぞれ82%及び66% (図 4-39赤線、青線) という世界最高級の結果が得られるとともに、500mm ϕ の成膜可能面積に対してほぼ一様な性能を確認しました。臨界角を大きくするには、数nm程度の極めて膜厚の小さい膜を数千層にわたり精度よく積層することが必要であり、市販されている中では $m = 4$ のスーパーミラーが、成膜技術研究の中で試作された中では $m = 6$ のスーパーミラーがそれぞれ現時点での世界最高の臨界角であります。そのような現状の中、私たちは、 $m = 6.7$ (8000層) のスーパーミラーの成膜に成功し、その臨界角での中粒子反射率23%を達成しました (図 4-39緑線)。今後は、これを応用した中粒子ガイド管や集束ミラーなどの開発を行い、J-PARCパルス中粒子実験装置の飛躍的な性能向上を図る予定です。

●参考文献

Maruyama, R. et al., Development of Neutron Supermirror with Large-Scale Ion Beam Sputtering Instrument, Physica B, in press.

5-1 安全研究の役割と進め方

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。その中で原子力機構は、主に図5-1に示すような重点安全研究課題の実施が期待されています。

こうした安全研究の成果を原子力安全規制に反映させることにより、原子力施設の安全性の維持・向上に貢献すると共に、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。

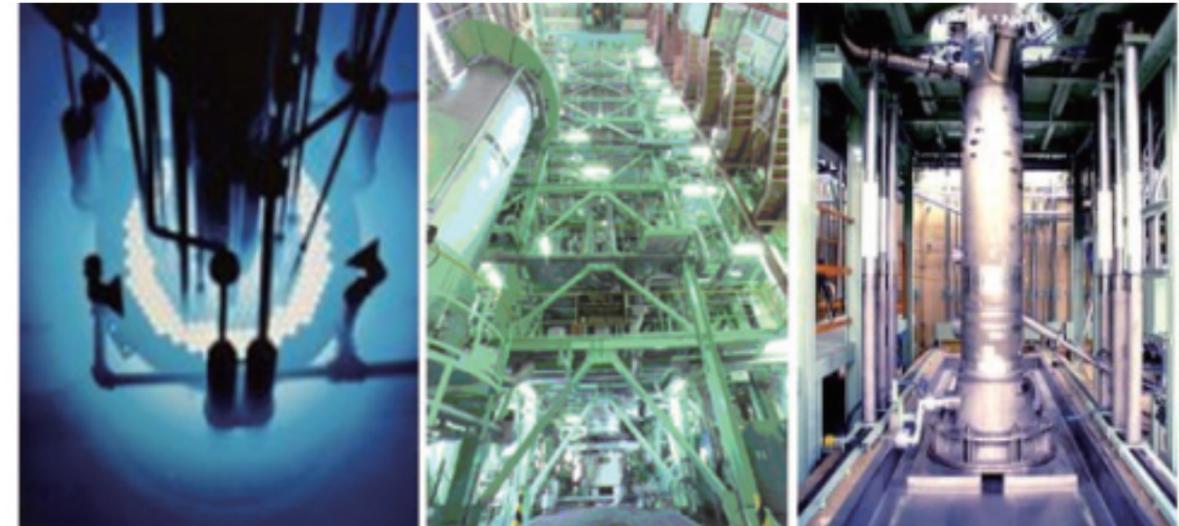
安全研究では、原子力施設で想定される事故や異常事象を実験的に発生させて、事故時に起こる物理現象を詳細に計測したり、事故が拡大することを防ぐための安全装置の性能確認を行います。また、得られた実験データを基に安全評価手法を開発します。これらの実験に用いられる主要施設を図5-2に示します。

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
- ・高経年化機器・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



原子炉安全性研究炉 (NSRR) : NSRRは、高い出力を短時間だけ発生させるパルス運転を利用して反応度事故を模擬し、燃料を破損させる実験を行うための原子炉です。NSRR実験から得られた研究成果は、燃料の健全性評価指針や安全審査に反映されています。

大型非定常試験装置 (LSTF) : LSTFは、加圧水型原子炉を体積比1/48、同じ機器高さ、同じ運転圧力・温度条件で様々な事故や異常事象を模擬することができる世界最大の実験装置です。研究成果は原子炉の安全余裕の評価や安全性向上に役立てられます。

核燃料サイクル安全工学研究施設 (NUCEF) : NUCEFは、核燃料サイクルや放射性廃棄物処分に関する安全研究を行う施設です。臨界実験装置STACY・TRACYと超ウラン元素等核燃料サイクル関連研究施設BECKYがあり、研究成果は指針やハンドブックに反映されています。

図5-2 安全研究の主要施設

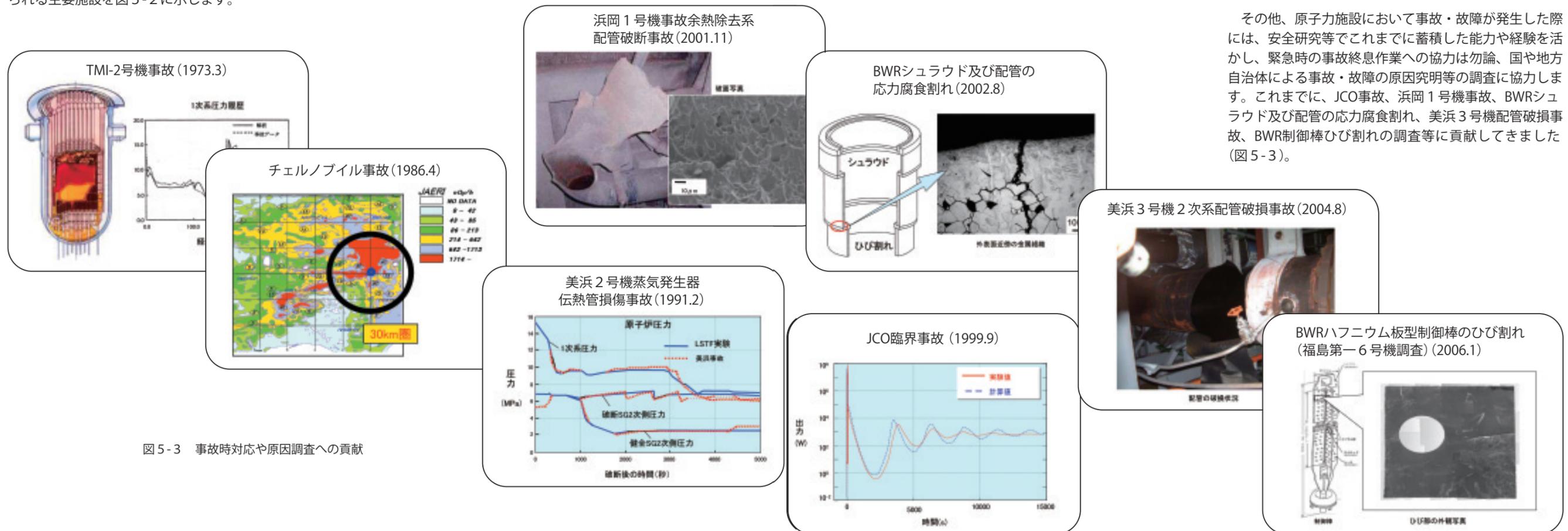


図5-3 事故時対応や原因調査への貢献

その他、原子力施設において事故・故障が発生した際には、安全研究等でこれまでに蓄積した能力や経験を活かし、緊急時の事故終息作業への協力は勿論、国や地方自治体による事故・故障の原因究明等の調査に協力します。これまでに、JCO事故、浜岡1号機事故、BWRシュラウド及び配管の応力腐食割れ、美浜3号機配管破損事故、BWR制御棒ひび割れの調査等に貢献してきました(図5-3)。

5-2 核燃料施設でのリスク情報の活用をめざして —MOX燃料加工施設のPSA手法の整備—

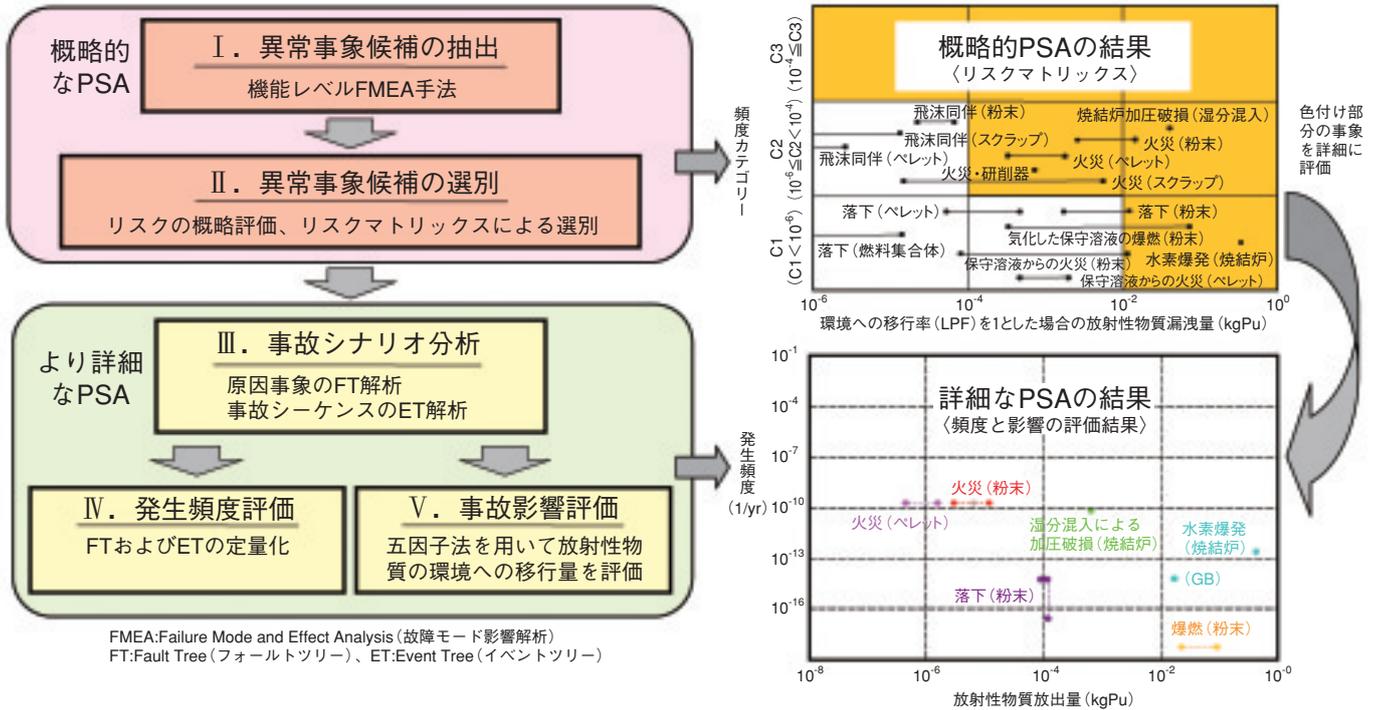


図 5-4 MOX燃料加工施設のPSA実施手順の概要と評価例

概略的なPSAでは、潜在的な異常事象の候補の見落としを避けるため、Ⅰ) 対象とする施設全体から環境に影響を及ぼす事故の原因になり得る異常事象の候補をできるだけ多く見つけ出し、Ⅱ) 次にその中から、リスク上重要と考えられる事故に進展する可能性のある異常事象を頻度と影響の大きさの2次元の指標の組合せで表すリスクマトリックスを用いて選別するという2つのステップで行います。詳細なPSAでは、Ⅲ) の事故シナリオの分析で、異常事象の発生条件、発生した異常事象の進展状況を分析し、フォールトツリー(FT)及びイベントツリー(ET)で表します。Ⅳ) 発生頻度評価では、シナリオ分析で作成したFT、ETを基に放射性物質放出の発生確率を計算します。Ⅴ) の事故影響評価では、五因子法を用いて放射性物質の環境への移行量を評価します。五因子法は、放射性物質が環境へ移行する過程を五段階に分けて考慮し、放出量はそれぞれの通過割合を5つの因子の積として求める手法です。

PSAは、原子力施設における安全確保の対策について、その効果や影響を体系的かつ定量的に評価することにより、様々な意思決定を安全上の重要度を考慮して合理的に行うための有力な参考情報を与えるものであり、我が国を含め各国で手法の整備と活用が進められています。しかし、これまでのPSA研究は、主として原子炉施設を対象に進められており、MOX燃料加工施設を含む核燃料サイクル施設に対するPSA実施手順は、再処理施設の一部の工程を対象としたPSA実施例が公開されているものの十分に成熟した段階にはありません。旧原研では、2001年度からの5カ年計画で経済産業省原子力・安全保安院より「MOX燃料加工施設安全技術調査等(確率論的安全評価等調査)」を受託し、MOX燃料加工施設を対象としたPSA手法を開発しました。

核燃料サイクル施設では、原子炉施設とは異なり核燃料などの放射性物質が各工程や保管箇所等に分散して存在し、多様な事故が想定されます。このため核燃料サイクル施設のPSAでは、施設全体から抜け落ちなく潜在的

な異常事象(異常事象候補と呼ぶ)を同定し(網羅性)、数多くの異常事象候補の中から、有意な数の事象を選別し(効率性)、詳細な評価を行う(精度の確保)ような手法開発が必要でした。

開発したPSA実施手順は、図5-4に示すように「概略的なPSA」及び「より詳細なPSA」の5つのステップから成る2段階で構成されます。「概略的なPSA」においてハザード分析により抽出し、リスクマトリックスをもとに選別したリスク上重要な異常事象を対象に「より詳細なPSA」では、原子炉施設と同様な手法による事故シナリオ分析、発生頻度評価に加え事故影響評価を行います。

さらに検討したPSA実施手順に従い、モデルプラント全体を対象に、一連の分析を実施し、発生頻度及び放射性物質放出量の評価結果からモデルプラントのリスクプロファイル図を作成して、リスク上重要な事故シナリオ、設備・機器を同定しました。これにより、手順の有用性が確認できました。

●参考文献

玉置等史, 吉田一雄ほか, MOX燃料加工施設に対する確率論的安全評価手法の開発, 日本原子力学会和文論文誌, vol.5, no.2, 2006, p.125-135.

5-3 発電所で長期間使用された燃料の限界性能を調べる — 反応度事故条件下での高燃焼度軽水炉燃料の挙動 —

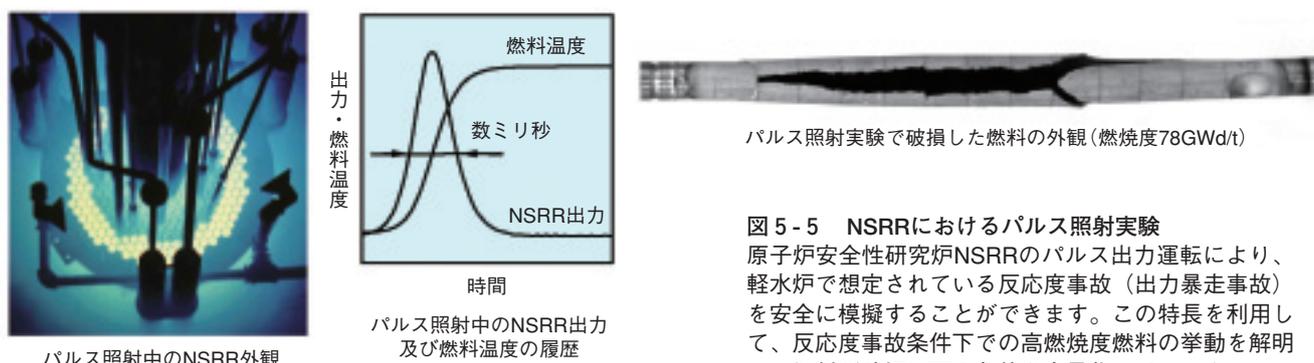


図 5-5 NSRRにおけるパルス照射実験
原子炉安全性研究炉NSRRのパルス出力運転により、軽水炉で想定されている反応度事故（出力暴走事故）を安全に模擬することができます。この特長を利用して、反応度事故条件下での高燃焼度燃料の挙動を解明し、燃料が破損に至る条件を定量化しています。

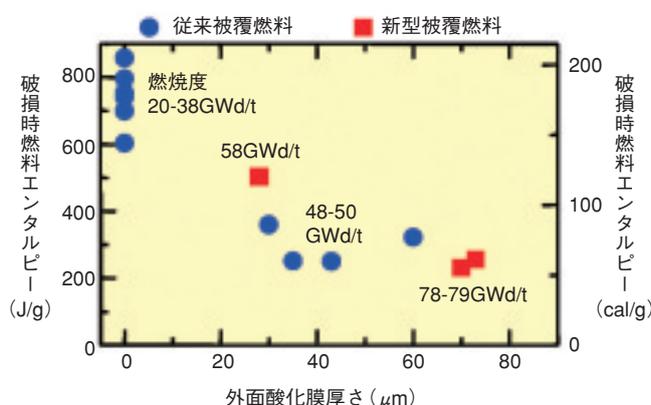


図 5-6 被覆管の腐食量と限界性能の関係
図の縦軸は燃料が破損に至るときの燃料エンタルピーを示しており、これは反応度事故の際の燃料の限界性能を意味します。一方、発電所で燃料を使用した期間は燃焼度（単位はGWd/t）で表されています。限界性能は燃焼度よりも横軸の被覆管外面酸化膜厚さ（腐食の程度を表す）に強く依存していることが示されています。

より多くのエネルギーを取り出すために原子炉燃料の使用期間を延ばすことを高燃焼度化と呼びます。高燃焼度化は資源の有効活用などの理由から世界各国で推進されていますが、一方で、燃焼と共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、高い燃焼度に達した燃料で事故が起こった場合の安全性についても十分な検討が必要です。そこでNSRRでは、発電所で長期間使用した燃料を対象に反応度事故を模擬した出力急昇実験を行い、燃料の挙動及び破損メカニズムを解明すると共に、破損が起こる条件を定量化しています(図5-5)。

これまでの研究で、高燃焼度燃料では、腐食により脆化した被覆管が出力急昇時の燃料ペレットの熱膨張により押し拡げられ、歪みに耐えられずに破損することが分かりました。燃料破損条件を表す指標としては、破損に至る時点での熱量（エンタルピー）を用います。様々な条件で行った実験から、燃焼度が高いほど低いエンタルピーで破損するというデータを得ました。この成果は、我が国の原子炉の安全評価を行うための基準に反映されています。

現行の基準は従来の燃料に関するデータに基づいていますが、近年、より高い耐食性を備えた新型被覆管が開

発され、既に実用化に至りました。新型被覆管を備えた燃料では、同じ燃焼度なら従来型よりも腐食が少ないため、より高いエンタルピーに耐えられます。最近の実験結果は、新型被覆燃料が現行の安全基準に対して十分な安全余裕を持つことを示しました。図5-6に、被覆管の腐食の程度を表す外面酸化膜厚さと破損時エンタルピーの関係を示します。燃焼度と破損時エンタルピーとの間に単純な関係は成立しませんが、酸化膜が厚くなると破損時エンタルピーが低下する傾向が明確に示されています。つまり、酸化膜厚さは高燃焼度燃料が反応度事故に対してどれだけ安全余裕を持つかを示す指標と言えます。

現在、さらなる高燃焼度化、プルトニウムの本格的利用及び燃料ペレット・被覆管の改良が並行して進められています。このような変化に柔軟に対応した安全評価手法を提案するため、実験・解析を通して現象の本質を解明した上で、最適な評価指標を抽出すべく研究を進めています。

なお、燃焼度78-79GWd/tの燃料に関するデータは経済産業省原子力安全・保安院からの受託研究「燃料等安全高度化対策委託（高度化軽水炉燃料安全技術調査）」の成果の一部です。

●参考文献

Fuketa, T., et al., NSRR RIA-simulating Experiments on High Burnup LWR Fuels, Proceedings of the 2005 Water Reactor Fuel Performance Meeting, Kyoto, Japan, Oct. 2-6, 2005, p.633-645.

5-4 燃料を長期間照射しても冷却材喪失時の安全性を確保できるのか？ — 燃焼の進んだ軽水炉燃料のLOCA時挙動評価 —

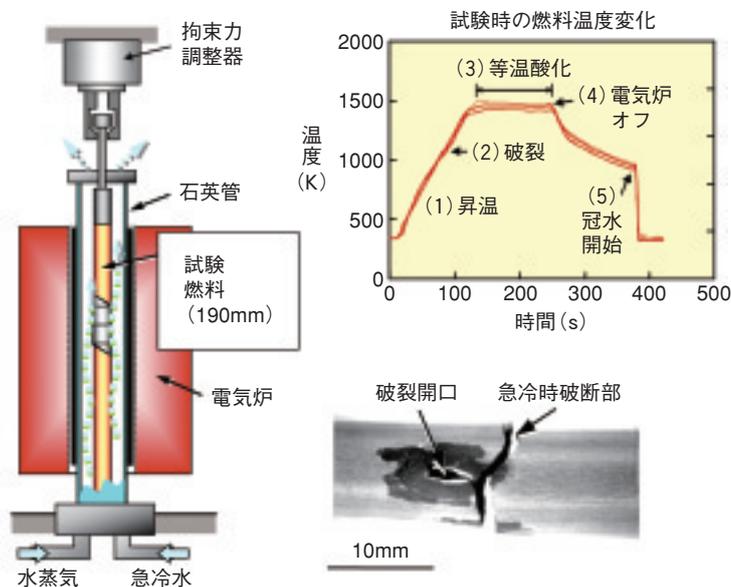


図 5-7 LOCA 模擬試験

石英管内に水蒸気を流し、電気炉を用いて試験燃料を1200から1500Kの温度範囲まで加熱します。一定時間加熱した後、試験燃料の下端より急冷水を導入します。右下の写真は、昇温中に破裂し、急冷時に破断した照射済被覆管の写真です。

軽水炉では、燃料の長期利用（高燃焼度化）が進められています。軽水炉燃料の高燃焼度化は、資源の有効利用や放射性廃棄物発生量の低減の点で有益ですが原子炉の安全性を損なうものであってはなりません。私たちは、事故条件を模擬した試験を行い高燃焼度燃料の事故時挙動や安全性を調べています。

原子炉の安全設計にあたって想定される事故のひとつに、原子炉から冷却材が流出してしまう冷却材喪失事故（LOCA）があります。LOCA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）からなります。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時においても被覆管の最高温度

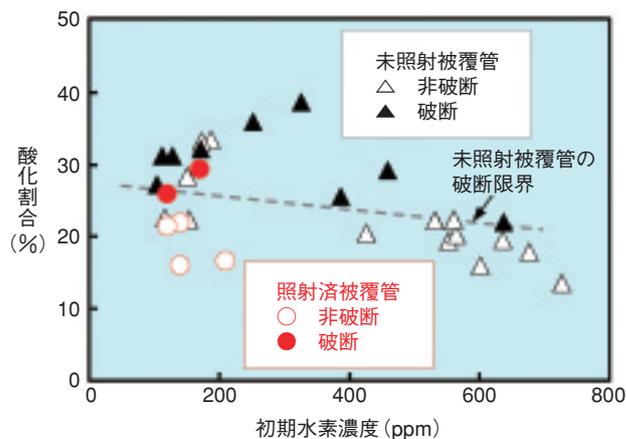


図 5-8 被覆管酸化割合と初期水素濃度に関する破断マップ

未照射被覆管を用いた試験結果（破断▲、非破断△）は、それぞれの酸化割合が一定値（破断限界）以上になると破断しやすくなることを示しています。照射済被覆管の破断（●）及び非破断の結果（○）は、調べた燃焼度範囲において、同等の水素濃度を持つ未照射被覆管に比べ照射済被覆管の破断限界が著しく低下することはないこと、当該燃料の破断限界は基準値（15%）以上であることを示しています。

と酸化される厚さの割合がそれぞれ1200℃及び15%を超えてはならないとする安全基準（原子力安全委員会策定・ECCS性能評価指針）が定められています。この指針は、未照射被覆管を用いLOCA条件を模擬した実験により得られた燃料の破断条件に基づいています。また、原子炉で長期間照射された燃料のLOCA時挙動に関する知見が非常に限られていました。そこで、LOCA時に予想される条件をホットセル内で模擬できる装置を開発し（図5-7）、加圧水型軽水炉（PWR）で照射した燃料（燃焼度39～44GWd/t）から採取した被覆管に対する試験を実施し、LOCA時の燃料挙動や熱衝撃による被覆管破断に関する貴重なデータを取得しました。得られた結果の例を図5-8に示します。原子炉において長期間照射された被覆管の破断条件は、同等の水素濃度を有する未照射被覆管と同等であることが分かりました。また、調べた燃焼度範囲においては、長期間の照射によってもLOCA時の安全性が著しく低下することはないことも明らかになりました。得られた成果は、国が行う安全審査に役立てられます。

●参考文献

Nagase, F. et al., Embrittlement and Fracture Behavior of Pre-Hydrided Cladding under LOCA Conditions, Proceedings of the 2005 Water Reactor Fuel Performance Meeting, Kyoto, Japan, 2005, p.668-677.

5-5 事故時燃料ふるまいコードRANNSの開発

—破損メカニズムの解明と破損予測—

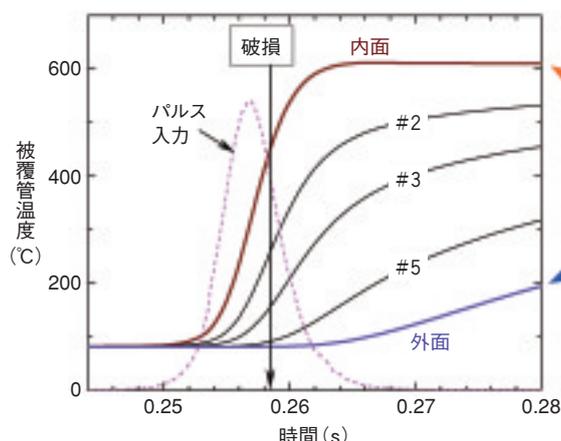


図 5-9 RANNS解析による被覆管の内外面の温度分布

2、# 3、# 5は内外面の間にあるリング要素の温度を示します。パルス入力に対して内面は外面より急速に温度が上昇します。PCMI破損時刻は測定されたものです。破損時の内外面の温度差は400℃程度にまで達しています。

軽水炉の高燃焼度燃料の反応度事故時及び冷却材喪失事故時における燃料の熱的・力学的ふるまいを解析し、実験データや安全評価基準の妥当性を裏付ける基盤ツールとして、また商用炉での事故ふるまいを予測評価するツールとして、通常時の燃料ふるまい解析コードFEMAXI-6の開発経験を参考としつつRANNSコードを開発しました。

RANNSコードは、1本の燃料棒の事故条件（急速な過渡条件）での熱的・力学的変化を解析します。その目的の第一は、事故を模擬して行われる実験で得られた観察結果やデータの背後にあるメカニズムを分析し、限られた実験データ及び燃料棒の破損・非破損のしきい値の妥当性を裏付け、安全評価の信頼性を増すことです。

高燃焼度燃料では、ペレットと被覆管の間のギャップが閉じ、ボンディング層と呼ばれる化学的結合層ができています。また被覆管は照射や水側酸化（水素吸収）により延性が低下しています。こうした状態で、反応度事故において急激な出力上昇が加わると、ペレットの熱膨張が直接被覆管を押し広げるので、被覆管には厳しい負荷がかかります。RANNSのモデル設計においては、こうしたPCMI（ペレット被覆管機械的相互作用）による破損に焦点を絞り、燃料棒の温度・応力・歪み分布などを正確に評価するために、被覆管とペレットに有限要素法の多層リング要素を与えました。

高燃焼度BWR燃料を用いた、NSRR（安全性研究炉）における反応度事故模擬実験の解析結果では、パルス入力によって被覆管の内面の温度は急速に上昇しますが外面の温度上昇は極めて遅れ（図5-9）、その結果、内面

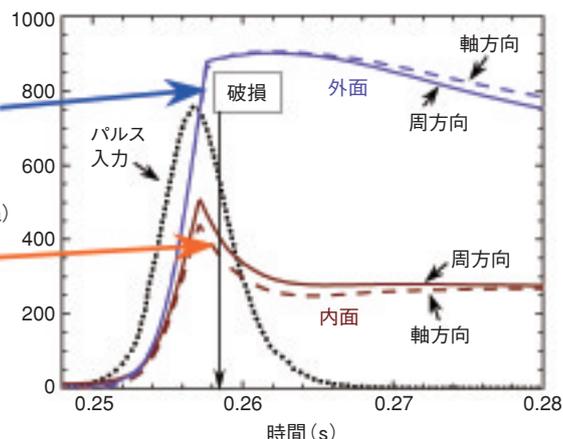


図 5-10 FK-10実験の解析における被覆管の内外面の周方向及び軸方向の応力

被覆管内面は熱膨張により引張り応力が緩和され、外面の応力が相対的に高くなります。破損は、被覆管がわずかに塑性変形した時刻に生じており、低歪み破損というメカニズムによることが分かりました。

ほど大きな熱膨張が生じることが明らかになりました。このためPCMIによる被覆管の引張り応力が内面では大きく緩和され、相対的に外面の引張り応力が非常に大きくなるという解析結果を得ました（図5-10）。

NSRRにおける多くの実験では、PCMIにおける破損クラックは外面から生じていますが、この解析はそうした観察事実を初めて定量的解析に基づいて合理的に説明したといえます。また図5-10に破線で示すように、被覆管には軸方向応力も加わり、2方向からの引張り応力で破損に至ることを予測しました。

以上の解析により、RANNSコードは高燃焼度燃料の反応度事故時のふるまい、特にPCMIの解析に有効であり、実験データの定性的な解釈にとどまっていた従来の状態から、定量的な解析評価へと進むことを可能にするコードであることが明らかになりました。

また、RANNSは想定条件における燃料ふるまいも解析できます。反応度事故時の出力上昇が緩やかだったり、上昇幅が小さい場合には、被覆管の温度勾配は緩和され、応力も低下し、破損しない可能性があります。これに対し、解析によりこうした被覆管状態を予測し、破損・非破損を決めるしきい条件を評価することができます。

今後の展望として、以上の成果をベースに、実験解析の対象をさらに広げると共に、破損予測機能の確立を目指します。またRANNSは冷却材喪失事故条件においても、被覆管の高温酸化やクエンチ時の急速な温度変化時の熱応力などを計算する機能を持ちますので、再冠水時の燃料棒ふるまいを調べる実験の解析にも適用を拡大していきます。

●参考文献

Suzuki, M. et al., Analysis on Split Failure of High Burnup BWR Rods in Reactivity-Initiated Accident Conditions by RANNS Code, Nuclear Engineering and Design, vol.236, 2006, p.128-139.

5-6 大型実験でPWRシビアアクシデント対策の効果を示す —最も厳しい破断位置で有効性を検証—

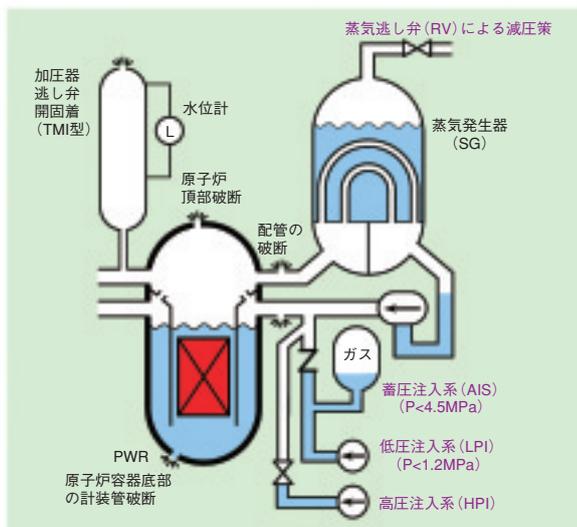


図 5-11 想定する各種冷却材喪失事故 (LOCA) と安全対策
110万kW級のPWRを同一高さ、容積比1/48で模擬する世界最大の実験装置を用い、実炉で起こすわけにはいかない各種LOCA実験を実施し、その際の安全対策の効果を明らかにしました。小破断LOCAが生じた場合に重要な安全対策は図の非常用炉心冷却系 (ECCS) 3種を注入することですが、特にHPIが全故障するような設計条件を超えた事態では、運転員はSG2次側逃がし弁 (RV) で減圧してAISとLPIの注入を促し、炉心冷却の維持を図る等、シビアアクシデント防止対策が必要です。私たちは最も厳しい破断位置の原子炉容器底部小破断LOCA実験を実施し、AISからガスが流入して減圧阻害が生じた場合でも、この安全対策の有効性を検証しました。またLOCA解析コードでその効果を確認しました。

世界の大半の原子力発電所は加圧水型原子炉 (PWR) です。私たちのROSA-V計画では、大型実験装置 (LSTF) を用いて、このPWRの様々な破断位置に関する小破断冷却材喪失事故 (LOCA) 模擬実験 (図 5-11) を行い、冷却材の挙動を解明すると共にそれらをLOCA解析コードの性能評価・改良に役立て、原子炉安全性向上に寄与してきています。

従来、シビアアクシデント防止策として行われるアクシデントマネジメント (AM) 策の効果を検証する研究は、主として1次系ループ配管の小破断LOCAが中心でした。しかし最近、米国のSouth Texas Project 炉底部で計装管ノズル2本から洩れの兆候が見つかり、原子炉容器底部小破断が新たな安全上の課題として注目されると共に、原子力機構が主催して2005年度に開始したOECD/NEA ROSAプロジェクトでも研究課題に採用され、参加国の関心を集めています。私たちはこれらに先駆けて計装管の小破断LOCAを想定し、AM策の有効性を検証するため、SG2次側減圧条件を変えた2実験を実施しました。破断面積は0.2%低温側配管破断相当です。

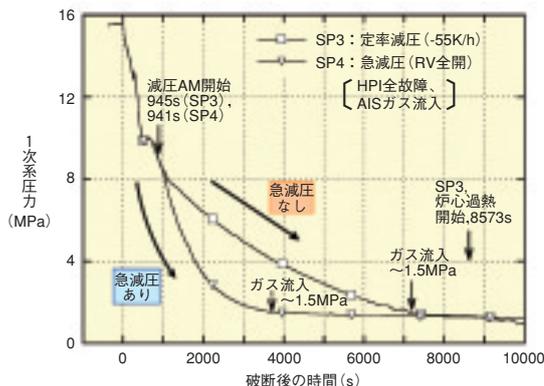


図 5-12 原子炉底部小破断LOCAで急減圧方が有効と確認
HPI全故障・ガス流入でも、急減圧で炉心冷却を維持しました。

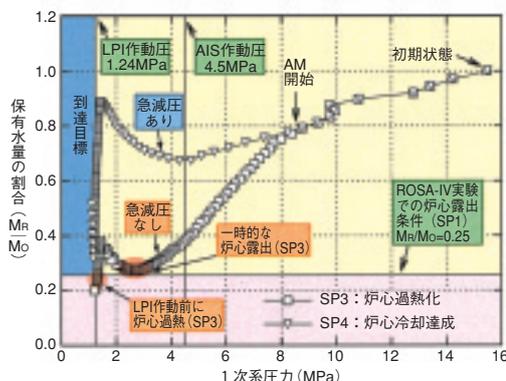


図 5-13 PWR/LOCA状態把握に有用なP-Mマップで効果を確認
この図で、減圧策の相違による2実験の保有水量の差が明瞭です。SP4実験では炉心露出条件より多い水量でLPIが作動しました。

すなわち、ECCSの1つ高圧注入系 (HPI) が全故障、かつ蓄圧注入系 (AIS) からカバーガスが流入してSG1次側に蓄積し、減圧が阻害されるという過酷な場合でも、定率(-55K/h)で減圧したSP3実験では炉心過熱に至るものの、急減圧を行ったSP4実験では1次系圧力低下が早まり (図 5-12)、炉心冷却を維持しました。

この結果を、図 5-13の1次系圧力 (P) と保有水量 (M) のP-Mマップで表すと、減圧策によって保有水量に大きな相違が生じたことを明瞭に把握できます。すなわち、SP3実験では保有水量が炉心露出限界を下回ってしまったのに対し、SP4実験では水量を高く維持したまま低圧注入系 (LPI) 作動を達成したというAM策の効果が明瞭にわかります。

このように、PWRの1次系破断位置の中で最も厳しい原子炉底部における小破断LOCA時のAM策有効性を検証したことで、他の破断位置を含めた包括的な安全対策の有効性を示すことができました。またAM策に有用な運転員支援ツールであるP-Mマップ手法を開発しました。

●参考文献

Suzuki, M. et al., Effects of Secondary Depressurization on Core Cooling in PWR Vessel Bottom Small Break LOCA Experiments with HPI Failure and Gas Inflow, Journal of Nuclear Science and Technology, vol.43, no.1, 2006, p.55-64.

5-7 水蒸気爆発のリスクを評価する — 溶融炉心/冷却材相互作用のシミュレーション —

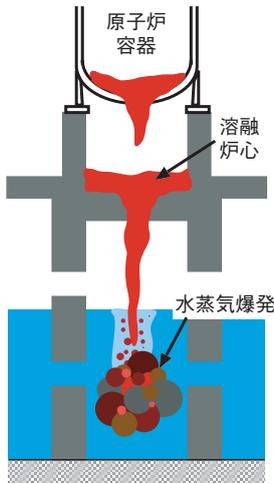


図 5-14 軽水炉のシビアアクシデントにおける水蒸気爆発

炉心が溶融、落下し、原子炉容器内又は格納容器内にたまった冷却水中に落下すると、水蒸気爆発が発生する可能性があります。

水蒸気爆発は、高温の融体（溶融金属など）が水中に落下するときに急激に高圧の水蒸気が発生する現象です。原子炉のシビアアクシデント（炉心が溶融するような事故、米国スリーマイル島事故がその一例）の際に溶融した炉心が冷却水中に落下すると、水蒸気爆発が発生する可能性があります。（図 5-14）その衝撃により格納容器が破損すると放射性物質が環境に放出されます。水蒸気爆発は放射性物質の大規模放出に至るシナリオのひとつとして重要視され、長年研究されてきました。現在では確率論的安全評価（PSA）により発生頻度が極めて低く、リスク（格納容器破損確率と破損時の公衆への放射線影響の積）への寄与は小さいと評価されていますが、その評価の不確かさの低減が課題でした。

これまでに多くの実験によりメカニズムの解明や負荷（衝撃力）の測定が行われましたが、実験と実機ではスケールや材料の違いがあり、実験による知見を実機の安全評価に適用するには、このような違いを橋渡す何らかのモデルが必要です。このような目的のため、私たちは水蒸気爆発シミュレーションコード JASMINE を開発しました。また、これを用いて、事故時のリスク評価に必要な、水蒸気爆発による格納容器破損確率の評価を行いました。

図 5-15 及び 図 5-16 は、JASMINE コードによる水蒸気爆発解析の一例です。水蒸気爆発では、溶融炉心が水中

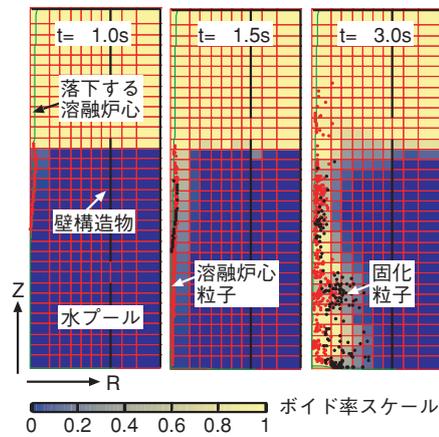


図 5-15 JASMINEコードによる粗混合過程のシミュレーション

溶融炉心が落下、水中で分裂・混合する様子。水とよく混合し、未固化のものが爆発に寄与します。

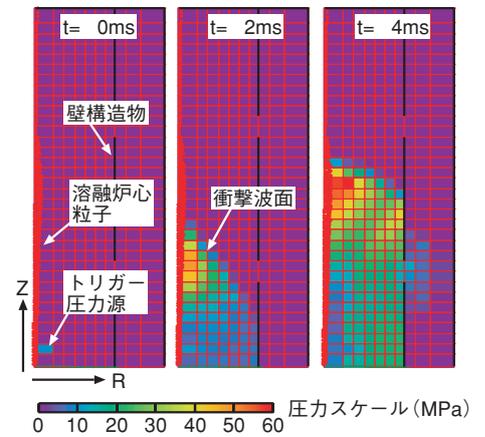


図 5-16 JASMINEコードによる爆発過程のシミュレーション

粗混合計算の結果（図 5-15 で $t=1.5\text{s}$ の状態）を初期条件とし、プール底付近で圧力波によるトリガリングを仮定したときの水蒸気爆発における衝撃波の成長。このようなシミュレーションで構造物への負荷を評価します。

で分裂し、水や水蒸気と混合する「粗混合」過程（図 5-15）を経て、数ミリ秒の短時間に急激な水蒸気発生と高圧をもたらす「爆発」（図 5-16）に至ります。JASMINE コードでは、従来から原子炉冷却系の解析などに用いられてきた混相流解析の手法を拡張してこの現象をモデル化しています。

水蒸気爆発のシミュレーションで格納容器破損確率を評価するためには、JASMINE を確率論的な手法の中で使用する必要があります。計算の初期・境界条件やモデルに含まれるパラメータを、確率分布を反映したサンプルとして与えて多数の計算を行い、負荷の確率分布を求めます。それを別途評価した格納容器の強度と比較して破損確率を求めるといえるものです。この方法で評価した格納容器破損確率（爆発発生 1 回あたり）は、0.01~0.1 のオーダー（平均値）となり、従来のリスク評価で用いられていた値に近いものでした。水蒸気爆発による放出の発生頻度は炉心損傷の発生頻度とその後水蒸気爆発に至る確率及び上記の確率を掛け合わせたものになります。

このように、物理過程のシミュレーションと確率論的手法を組合せることで、PSA によるリスク評価結果の根拠をより明快にすると共に、不確かさ要因についても明らかにすることができました。

本研究は、文部科学省からの受託研究「原子力損害賠償制度に関する技術的基礎調査研究」の一部を含みます。

●参考文献

Moriyama, K. et al., Evaluation of Containment Failure Probability by Ex-Vessel Steam Explosion in Japanese LWR Plants, Journal of Nuclear Science and Technology, vol.43, no.7, 2006, p.774-784.

5-8 自然の力で格納容器を守る

—静的格納容器冷却系(PCCS)用熱交換器の性能評価実験—

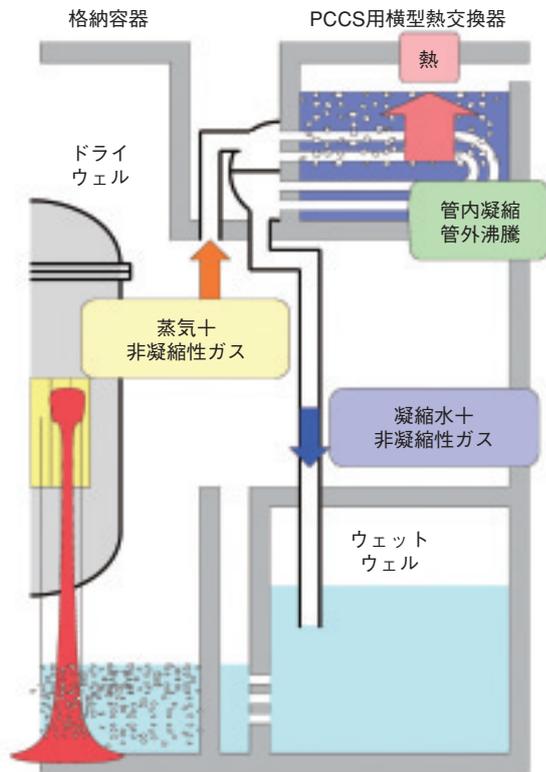


図 5-17 横型熱交換器を用いたPCCSの概念図

格納容器内のドライウェルと呼ばれる部分とウェットウェルと呼ばれる部分の圧力差によって格納容器内の蒸気は横型熱交換器に流れ込みます。流れ込んだ蒸気は、格納容器外のプール水との熱交換によって凝縮するため、格納容器内の圧力の上昇を抑えることができます。この仕組みはポンプなどの動力源を一切使わないため、非常に高い信頼性をもっています。

軽水炉の格納容器には、炉心が重大な損傷を受けても放射性物質が環境に放出されないように閉じこめる働きがあります。このため、事故時に格納容器内に大量の蒸気が発生し続けた場合にも、格納容器に設置されているポンプによる冷却系が働いて格納容器内の圧力が高くない設計となっています。しかし、万一、ポンプが作動しなかった場合のバックアップシステムはありませんでした。このため、自然の力を用いて格納容器を守る静的格納容器冷却系（PCCS 図 5-17）が考案されました。PCCSは圧力の差を用いて格納容器内の蒸気を熱交換器に導き、そこで格納容器外の水で冷やして蒸気を凝縮することにより、格納容器内部の圧力上昇を防ぎます。私たちは、横型の熱交換器を使った新型のPCCSを提案し、性能評価を行いました。

横型の熱交換器を構成する多数の伝熱管が均一に蒸気を凝縮させることを実物大の実験により確認しました。

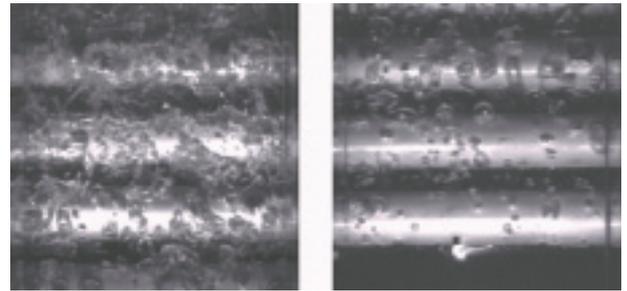


図 5-18 熱交換器の上部(左)と下部(右)の流れ
熱交換器下部では丸い気泡を伴った流れが、上部では蒸気と水とが複雑に入り交じった変動の強い流れに変化しています。背後には伝熱管が見えます。

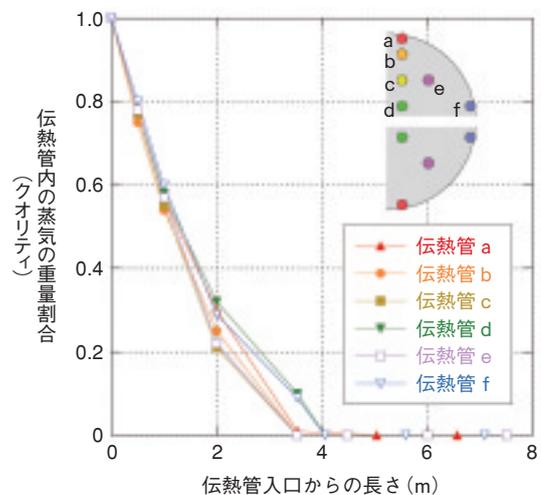


図 5-19 熱交換器伝熱管内部の蒸気の重量割合(クオリティ)
伝熱管内の蒸気の割合は、右上に図示した伝熱管の位置(熱交換器1/2基を模擬した伝熱管束内の位置)によらずほぼ一様に減少します。

伝熱管毎の蒸気の凝縮量に大きな差があると、一部の蒸気が凝縮することなく熱交換器を通過しやすくなるため、熱交換器の性能が十分に発揮できなくなる可能性があります。一方で、熱交換器の外側では冷却水が沸騰し、上に向かうほど蒸気の割合が増えて熱交換器の上部と下部とでは異なった流れとなります(図 5-18)。そこで、このような流れの違いが伝熱管内の蒸気の凝縮量に与える影響を伝熱管内外の蒸気や水の温度、伝熱管の表面温度から調べました。その結果、伝熱管の外側の流れは大きく異なりますが、伝熱管内側の熱特性が変わらないため、蒸気の凝縮量は伝熱管の位置によらず均一で安定した除熱ができることを明らかにしました(図 5-19)。

こうした実験から得られた知見と、その知見に基づいた解析とを組み合わせることで、PCCS用横型熱交換器が所定の要求性能を持つことを確認しました。横型熱交換器を用いたPCCSは、現在、出番を待っています。

●参考文献

Kondo, M. et al., Confirmation of Effectiveness of Horizontal Heat Exchanger for PCCS, Proceedings of 13th International Conference on Nuclear Engineering (ICONE13)(CD-ROM), May16-20, Beijing, China, 2005, 50691.

5-9 経年劣化が進行した配管が地震で壊れる確率は？

— 確率論的破壊力学による発電用原子炉機器の高経年化評価 —

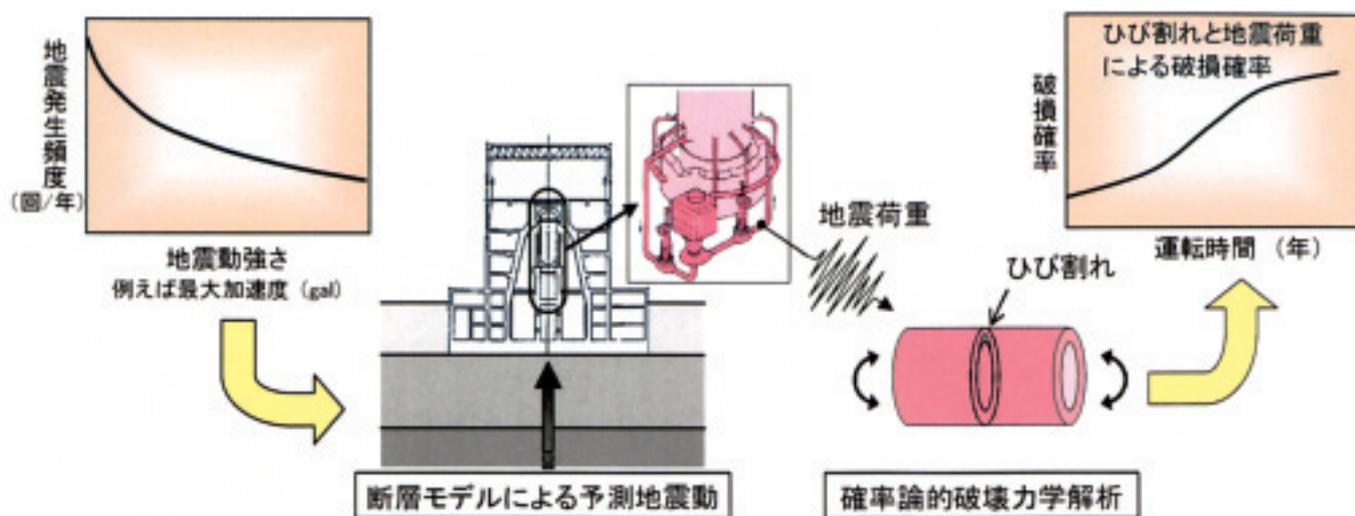


図 5-20 地震荷重を受ける経年配管の破損確率評価の流れ

地震動の強さとその発生頻度の関係（地震ハザード）と、経年劣化を考慮した確率論的破壊力学解析に基づく破損確率から、長期間使用した配管等の経年機器に対する構造健全性を評価します。

国内で初期に建設された原子力発電所では、既に30年を超える運転が行われています。運転年数が長期化した経年プラントでは、応力腐食割れ（SCC）や減肉等の経年劣化による機器の構造健全性の低下、すなわち高経年化への対策が必要です。また、原子炉施設の耐震設計審査指針の見直しが進められており、地震時の安全性評価が重要な課題となっています。経年プラントの安全性を適切に評価する上では、機器の構造健全性に関して、経年劣化の程度とばらつき、地震荷重の不確かさ等を考慮することが重要であり、このためには確率論的破壊力学（PFM）解析手法が最も合理的な手法です。

私たちは、経年劣化の知見とPFM解析に基づいて、経年配管に地震荷重が作用する場合の破損確率評価手法、及び地震時の安全性評価に関連して地震動強さの予測手法を開発してきました。従来これらの手法は独立したものでしたが、これらを統合して、プラント敷地周辺の地震発生確率を考慮し、経年劣化した配管に地震荷重が作用する場合の破損確率の評価手法を開発しました。

まず、敷地周辺における過去の地震に関する情報と、地震が発生した場合の敷地における地震動強さ（最大加速度等）の予測値を用いて、地震動強さに応じた地震発

生頻度を評価します。地震動強さの予測には、断層の破壊過程や地殻内の伝播特性を考慮した、断層モデルによる予測手法を取り入れています。

次に、様々な大きさの地震荷重に対する配管の破損確率について、PFM解析手法を用いて評価します。PFM解析では、経年劣化事象としてSCCや疲労き裂進展を対象とし、き裂の発生や進展速度、溶接残留応力の大きさ、材料強度等について、不確かさとばらつきを考慮します。また、地震荷重によるき裂進展評価を詳細に行う等の特徴を有しています。破損確率は、これらの確率変数を用いて、モンテカルロ法により評価します。この解析から地震動強さに応じた破損確率が得られ、地震動の発生頻度から求めた地震発生確率と合わせることで、経年配管の地震荷重に対する構造健全性が評価できます。

原子炉機器の地震時の健全性評価において、発生確率が極めて低くても、発生した場合に損傷を引き起こす可能性のある非常に大きな地震の発生とその影響を考慮することは意義があり、本手法はこれを可能にしました。

今後は、供用期間中検査の効果や検査精度を考慮した、より現実的な破損確率評価手法の開発や、規格・基準改訂への貢献を目指します。

●参考文献

杉野英治, 伊藤裕人, 鬼沢邦雄ほか, 地震動の不確かさを考慮した経年配管の構造信頼性評価手法の開発, 日本原子力学会和文論文誌, vol.4, no.4, 2005, p.233-241.

5-10 使用済み核燃料の安全で効率的な臨界安全管理

— 燃焼度クレジット導入用計算コード・データベース開発 —

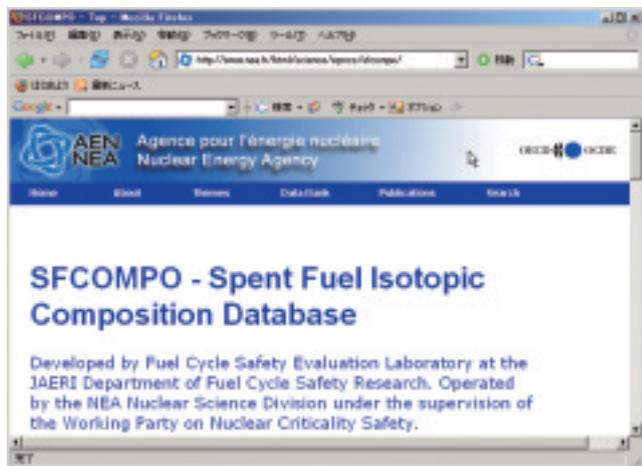


図 5-21 使用済み燃料同位体組成データベース SFCOMPO
本研究で開発した核燃料同位体組成データベース SFCOMPO は、核燃料同位体組成測定データの入手と評価の国際的な展開に資するため、OECD/NEAにて運用管理されています。

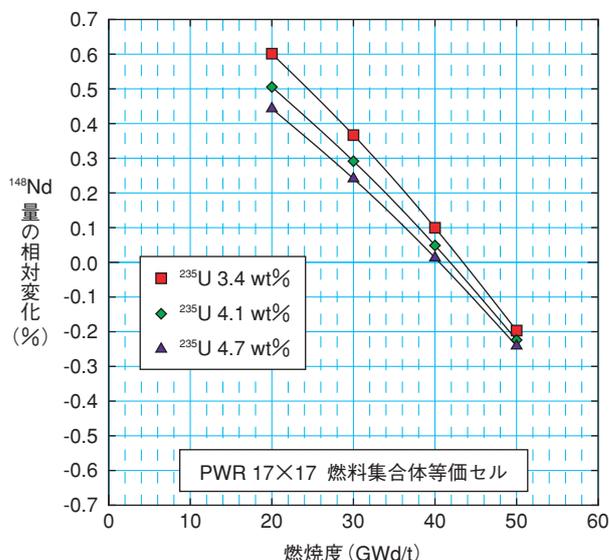


図 5-22 SWATにより評価された^{147,148}Nd中性子捕獲反応が¹⁴⁸Nd量に与える影響 (参考文献より引用)
使用済み燃料の燃焼度は燃料中の¹⁴⁸Ndの量を計ることで測定されますが、この図は¹⁴⁸Ndの量が、それ自身と¹⁴⁷Ndの中性子捕獲反応の影響で変化することを示し、今後の燃焼計算コードの精度評価において、その影響の定量的評価を可能としました。

核燃料を扱う施設で最も重要な安全管理上の問題の一つは、燃料が炉心外で臨界にならないようにすることです。通常核燃料は燃焼に伴い中性子増倍率が低下するので、臨界安全管理の観点からは新燃料に比較すると単位面積あたりに装荷できる使用済み燃料集合体数は多くなります。しかしながら、核燃料の再処理を除く従来の使用済み燃料を扱う施設の臨界安全評価では、燃焼燃料ではなく新燃料を想定して解析をしてきました。これは新燃料を仮定した方が安全側かつ解析が簡易であるためと考えられます。しかし、この仮定のままでは過大な安全裕度のために経済的なデメリットは大きく、例えば現在より初期濃縮度の高い燃料の場合には、1回の輸送で運べる使用済み燃料の数や貯蔵施設で保管できる燃料の体数が大幅に減少します。

そのため私たちは、燃焼燃料の臨界安全評価を行う場合に燃料の燃焼に伴う中性子増倍率の低下を考慮すること、すなわち燃焼度クレジット導入に必要な安全解析に対応する技術開発を行っています。

燃焼度クレジットでは燃焼燃料の組成を精度良く求めることが重要であり、高精度な燃焼燃料組成の計算を

可能とする統合化燃焼計算コードシステム SWATを開発しました。SWATは、現在私たちが開発している燃焼計算から臨界安全評価を一貫して行う統合臨界安全評価コードシステムの中核となるものです。また、SWATを含む燃焼計算コードの精度評価に必要な実測データを整理・収納した使用済み燃料同位体組成データベース SFCOMPO を開発し、OECD/NEAを通じて世界中の研究者にデータを提供しました (図 5-21 URL は <http://www.nea.fr/html/science/wpncs/sfcompo/>)。

また、SWATを用いて、燃焼度の指標となる同位体「ネオジウム(Nd)-148」の量が中性子捕獲反応によって増減することに起因する燃焼度測定誤差の詳細検討も行い、燃焼計算コードの詳細な精度評価を可能としました (図 5-22)。

これらを含めて、我が国における燃焼度クレジット導入に必要な計算コード作成から評価用実験データの入手や配布までを一貫して展開し、得られた成果は、原子力機構内だけでなく国内外の炉メーカーや原子力安全基盤機構でも利用されています。

●参考文献

Suyama, K. et al., Effect of Neutron Induced Reactions of Neodymium-147 and 148 on Burnup Evaluation, Journal of Nuclear Science and Technology, vol.42, no.7, 2005, p.661-669.

5-11 焼却灰などを高温でガラス状に融かして固めた廃棄体の耐久性は？

ーガラス化した放射性廃棄物の処分環境での溶解挙動の評価ー

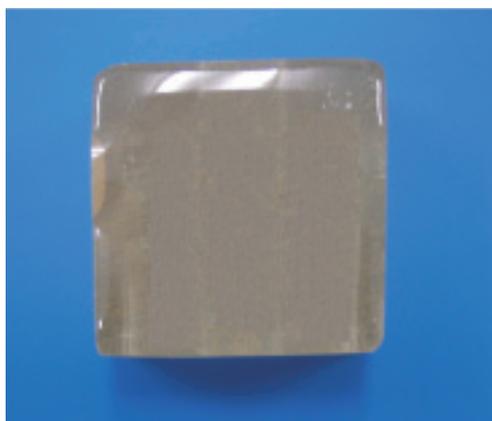


図 5-23 溶解挙動を調べるために作製したスラグ試料の外観写真

コンクリートや焼却灰などの主要構成成分であるSi、Ca及びAlの酸化物に少量のB(ボロン)を加えた4成分からなる試薬を1,600℃にて熔融してから成型固化してSiO₂-CaO-Al₂O₃-B₂O₃系のスラグ試料を作製しました。このスラグ試料は半透明なガラス状の外観を示し、ガラスと類似した非晶質な物質であることが分かりました。

使用済み核燃料など放射性物質を用いる施設の運転や解体並びに関連する研究活動によって、種々雑多な放射性廃棄物が発生します。これらの放射性廃棄物には、コンクリート、可燃性廃棄物の焼却により発生する焼却灰、フィルタなどの非金属製の廃棄物が含まれます。コンクリート、焼却灰などは、熔融炉を用いて1,500℃程度で加熱すると溶岩のように熔融し、その後の冷却によりガラス状の固化体(スラグ)とすることができます(図5-23)。この一連の処理を熔融固化処理と呼び、減容性及び均質性が高く、放射性核種の閉じ込め性能に優れた放射性廃棄物固化体(廃棄体)を雑多な廃棄物から作製する有力な処理方法として、既に原子力機構や一部の原子力発電所の廃棄物処理システムに採用されています。私たちは、この熔融固化した廃棄体を地中に埋設処分する場合の安全評価の信頼性向上を目指した研究に取り組んでいます。

スラグを地中に埋設処分した場合の長期的な溶解挙動は、処分システムに多用されることが想定されるセメント材料が地下水と接触することで浸出するアルカリ成分の影響、廃棄物に含まれる鉄などスラグ混入成分の影響、温度の影響などを受けるため、実際の処分環境でのスラグの溶解挙動の解明が求められていました。そこで私たちは、実際の処分システムで想定されるスラグの溶解挙動を解明するため、一般の土木、建築工事に最も用いら

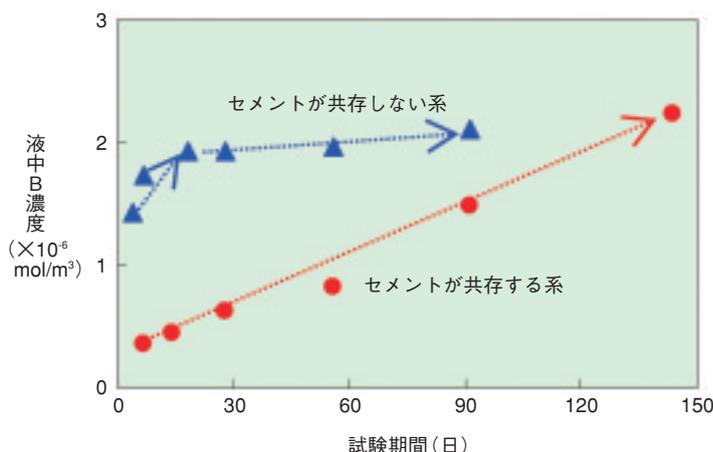


図 5-24 セメントが共存する系と共存しない系でのスラグ溶解量の時間変化の比較

スラグの溶解挙動を調べるためBの液中濃度の時間変化を比較しました。Bは易溶性元素で、かつセメントや析出物に取り込まれることがないため、スラグの溶解量を示す指標元素として利用できます。セメントが共存しない系のスラグ溶解量は、試験初期ではセメントが共存する系でのスラグ溶解量と比較すると5倍以上大きな値でしたが、試験が進み30日以降では一定の値(2×10⁻⁶mol/m³)になりました。一方、セメントが共存する系のスラグ溶解量は、試験初期では小さかったものの、試験期間を通して一定の速度で溶解し続け、試験終了時にはセメントが共存しない系でのスラグ溶解量以上になることが分かりました。

れている普通ポルトランドセメント(セメント)を使用したセメントが共存する系と共存しない系での2条件でスラグの溶解試験を実施しました。セメントが共存しない系の溶解試験では、スラグの溶解速度は試験初期では高い状態でしたが、試験期間が進むと低い状態に落ち着きました(図5-24)。これは、スラグの主成分であるSiの液中濃度がスラグの溶解初期で一気に飽和状態に達したため、新たなスラグの溶解が抑えられたからです。一方、セメントが共存する系では、スラグは溶解初期から一定な速度で溶解し続けるという特徴的な挙動を示すことが分かりました(図5-24)。これは、スラグから溶出したSiがセメント溶出成分であるCaと反応して析出物を生成し、その析出物にSiが次々に取り込まれることによって液中Si濃度が未飽和状態に維持されることに起因するものでした。この結果から、セメントが大量に使用される処分システムの場合、長期にわたりSiが溶解し続け、スラグの溶解速度が有意な値で維持される可能性があることが分かりました。

今後は、この知見を取り入れ、スラグの一定速度での溶解が長期に亘り継続する可能性を考慮できるよう安全評価コードを改良し、信頼性の高い評価手法の確立に役立てる予定です。

●参考文献

前田敏克ほか, セメント共存下でのスラグの溶解挙動, 日本原子力学会和文論文誌, vol.4, no.4, 2005, p.242-247.

6-1 未来を拓く先端基礎研究

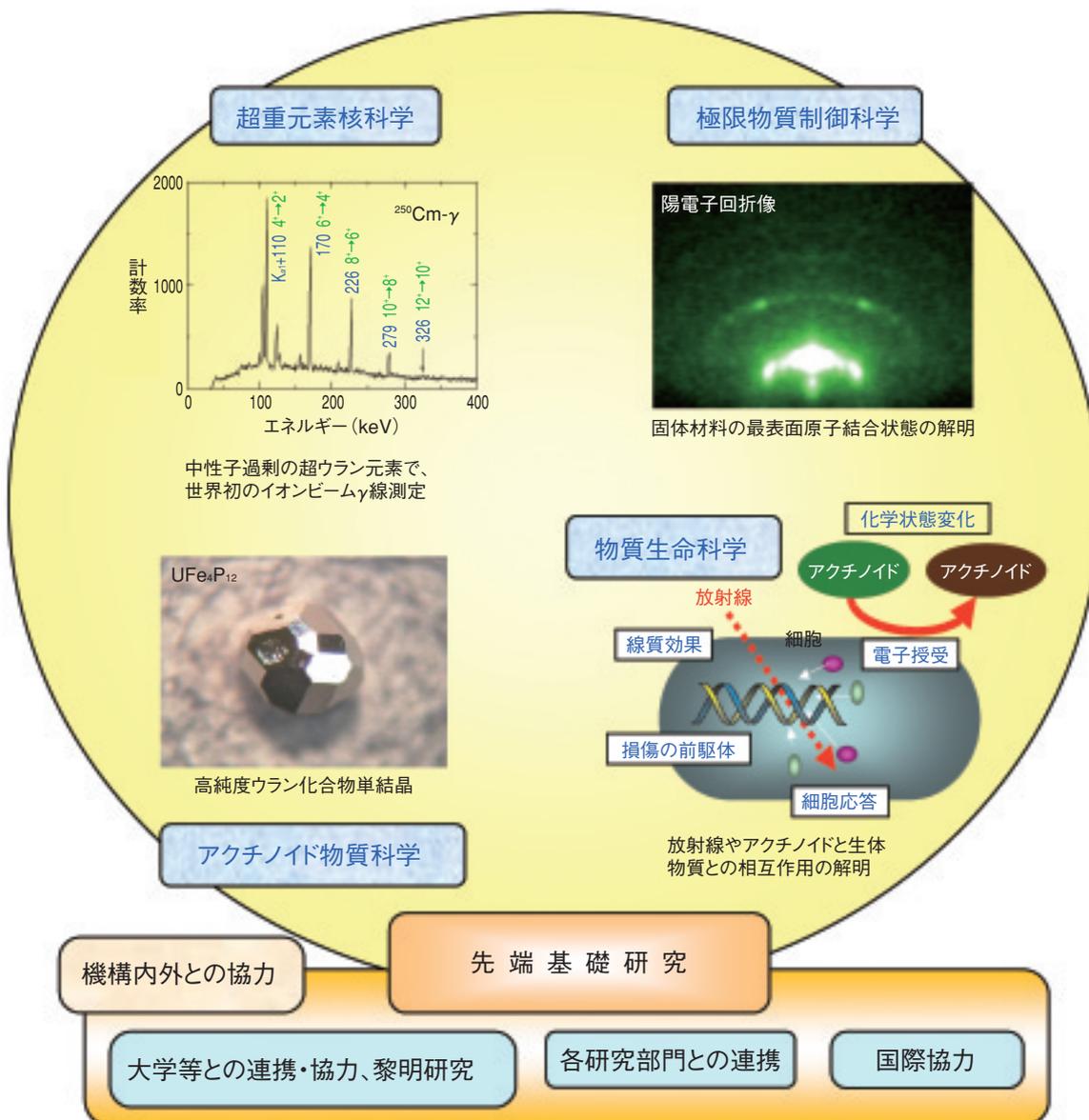


図 6-1 先端基礎研究で実施する 4 つの研究分野

先端基礎研究センターでは、将来の原子力科学の萌芽となる未踏の研究分野を開拓し、新原理・新現象の発見や新物質の創製、さらには新技術の創出を目指しています。そのために、私たちがつ高度な人的・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溢れる研究であること、萌芽的段階の研究を一人歩きできるまで育てること、さらに、新しい科学技術基本計画に照らし、基礎研究の重視とその研究成果の社会への還元及び研究に対する説明責任に留意し、人材育成を積極的に進めること、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、 μSR 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、及びウラン化合物又は放射線と細胞、生体分子との相互作用を解明する物質生命科学を実施しています。

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。

6-2 変形した状態から原子核の安定性を探る

— 中性子過剰²⁵⁰Cm原子核の回転状態の観測 —

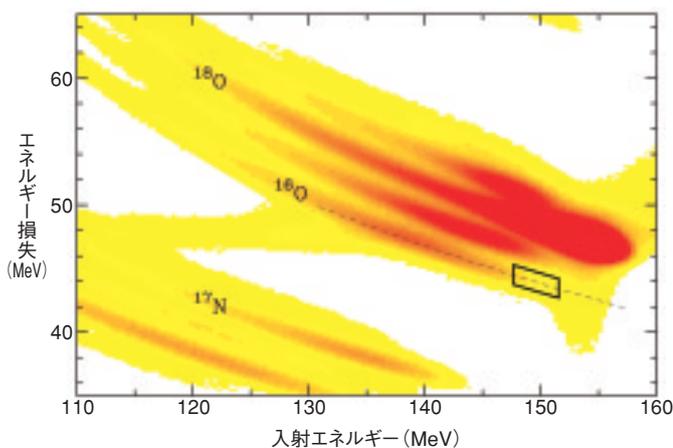


図 6-2 核反応で放出される粒子の分布図

¹⁸O(162MeV)+²⁴⁸Cm反応で放出される粒子をSiΔE-E型(透過一全エネルギー型)検出器で測定した分布図。四角で示した領域の運動エネルギーをもった¹⁶O粒子が放出される時に、²⁵⁰Cmの励起状態からのγ線が観測されます。

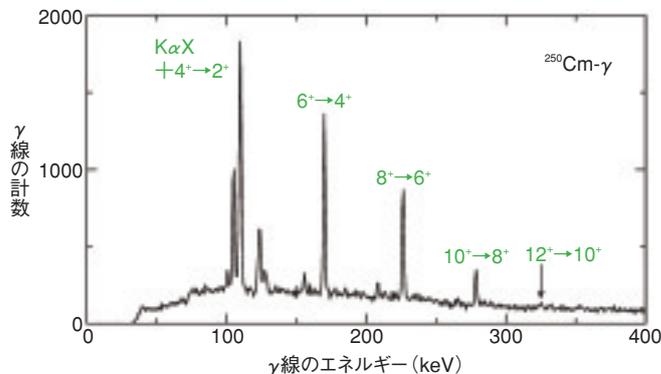


図 6-3 ²⁵⁰Cmのγ線エネルギースペクトル

図 6-2 の四角で囲んだ領域の¹⁶Oと同時測定したγ線のエネルギースペクトル。回転バンド特有のエネルギー間隔の等しいγ線遷移が観測されます。

原子力で利用されるウランやプルトニウムなどの原子核は、回転楕円体に変形していることが知られています。このような変形した原子核の中にも、球形の原子核に見られるような閉殻構造が出現します。どの原子核が閉殻になるかは、陽子と中性子からなる量子多体系としての原子核を研究する上で最も基本的な問題で、原子核の安定性を解く鍵となります。

超ウラン元素で、しかも中性子が過剰な原子核の構造を調べる手だては、これまでほとんどありませんでした。私たちはタンデム加速器施設の¹⁸Oビームを用いて、¹⁸O原子核中の2つの中性子を²⁴⁸Cm標的に移行させる核反応により、中性子過剰の²⁵⁰Cmを生成しました。核反応直後の²⁵⁰Cmは励起された状態あり、γ線を放出しながら基底状態に遷移します。これらのγ線を測定することにより、²⁵⁰Cmの変形状態を調べることができます。

実験では、核反応で生じる膨大な核種の中から²⁵⁰Cmのγ線だけを選別することが必要になります。そのために、核反応で放出される粒子を検出するための高分解能な透過型Si検出器を開発しました。放出粒子がSi検出器を通過するときのエネルギー損失は、入射エネルギーに逆比例し、粒子の原子番号の自乗と質量数とに比例します。そこで、横軸に入射エネルギー、縦軸に透過型Si検出器を通過する時のエネルギー損失をとって、放出粒子の分布図(図6-2)を作りますと、粒子の原子番号と質

量数ごとに帯状の分布が観測されます。¹⁶O粒子が放出された時には、残留核として²⁵⁰Cmが生成されます。さらに¹⁶O粒子の運動エネルギーを選択することにより、²⁵⁰Cmの励起エネルギーを中性子分離エネルギー以下に抑えることができます。図6-2の四角で示した部分が、この領域に該当します。図6-3は、この領域の¹⁶O粒子と同時測定したγ線のエネルギースペクトルで、²⁵⁰Cmの励起状態から遷移するγ線です。回転状態に特有のエネルギー間隔の等しいγ線が¹²⁺状態まで観測されました。²⁵⁰Cmは、高回転状態のγ線が観測された原子核としては、これまでに最も中性子数の大きな原子核です。

回転状態から放出されるγ線のエネルギー間隔から、原子核の慣性モーメントを求めることができます。変形した原子核では、表面の核子が対になり超流動的な状態を構成するために、これらの核子対は慣性モーメントに寄与しません。閉殻をもつ変形した原子核では、この核子対を作る力が弱くなるために慣性モーメントが大きくなります。今回観測した中性子数154の²⁵⁰Cmの慣性モーメントは、中性子数152の²⁴⁸Cmよりもかなり小さくなっていることが分かりました。これは、中性子数152が閉殻を形成していることを意味します。今後さらに、陽子数の違いにより中性子数152の閉殻がどのように変化するかを調べることにより、殻構造が形成される機構を解き明かしていきます。

●参考文献

Ishii, T. et al., Ground-State Band of the Neutron-Rich Transuranium Nucleus ²⁵⁰Cm₁₅₄, Journal of the Physical Society of Japan, vol.75, no.4, 2006, p.043201-1-043201-4.

6-3 超重元素はどこまで存在するか

—重・超重核領域の原子核崩壊—

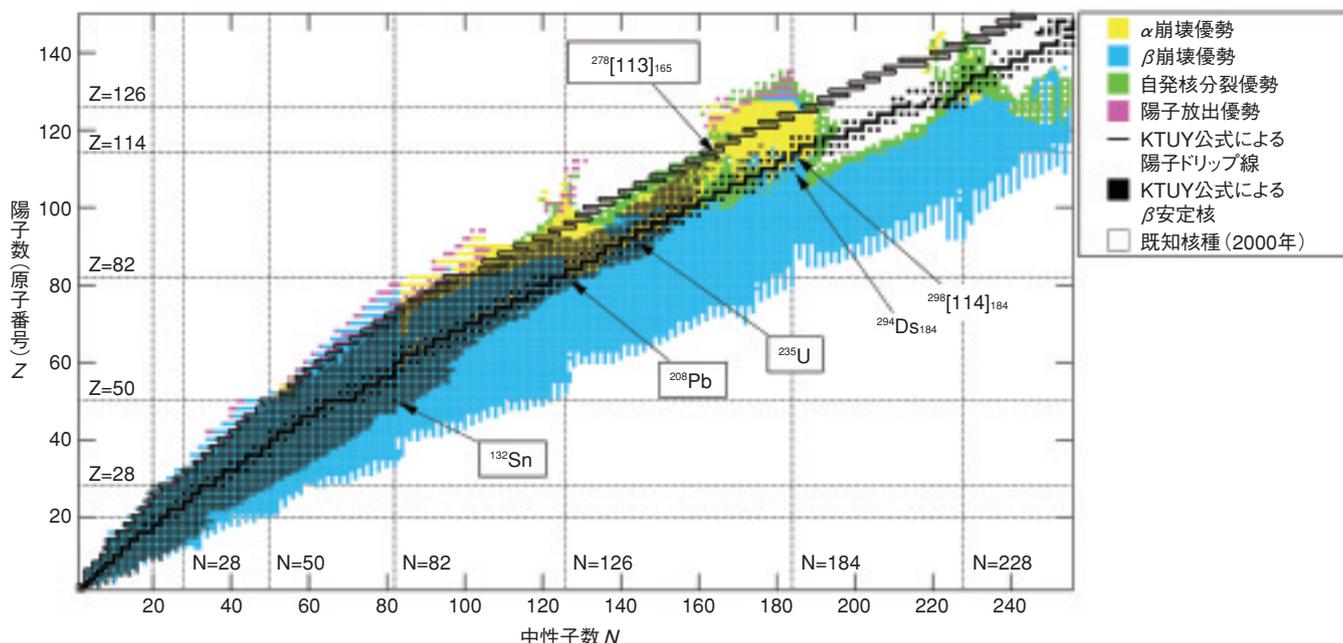


図 6-4 各原子核における優勢な崩壊様式の理論予測

ある原子核において複数起こりうる原子核崩壊のうち、一番部分半減期の短いものがその原子核の優勢な崩壊様式となります。本研究で α 崩壊、 β 崩壊、陽子放出、自発核分裂の四崩壊の部分半減期の理論計算を行い、全半減期が1ナノ秒 (10^{-9} s) 以上と予測された核種について描いています。

原子核は陽子と中性子の複合体であり、その組合せで核種が定まります。現在までに3000核種ほどその存在が確認されていますが、理論的にはそれ以上の原子核が存在するとされています。原子核がどこまで存在するかというのは原子核物理研究にとって基本的かつ重要なテーマであり、特に陽子数（原子番号）114、中性子数184付近の原子核は、比較的長寿命で存在するという理論的予測が古くからなされており、この原子核の実験的合成に向けて現在世界中でしのぎを削っている状況です。

私たちは、巨視的模型+平均場理論計算を基にした、KTUY（小浦一橋一字野一山田）原子核質量模型と呼ばれる手法を開発しました。これは、平均場理論計算部分を原子核の球形状態の重ねあわせで記述するという点が主な特徴で、これにより広い核種領域にわたり原子核質量を高精度で再現することが可能となりました。この質量模型を用い、原子核の質量エネルギー及び原子核の崩

壊様式について、極めて大域的な核種領域にわたり計算を行い、その性質を調べました。図6-4はどの崩壊様式が主要かを示した計算結果です。陽子数（原子番号）114個、中性子数184個付近の長寿命性（数百年程度）を示したのと同時に、この領域以外にも比較的長寿命で存在しうる領域がある可能性を見いだしました。それは中性子数126付近の中性子欠乏側の領域及び中性子228付近の中性子欠乏側です（図中で岬のように縦に伸びている領域）。このような領域の存在の指摘は今回の計算ではじめて示されたものです。

原子核は中性子欠乏側では一般にクーロン力の反発力のため、陽子放出や自発核分裂の形で容易に壊れてしまいますが、中性子数が126、184、228では原子核の閉殻構造のために比較的安定に存在しうるのです。また、中性子数184以上の原子核についても β 崩壊優勢核種の領域（青）が広く分布しており、原子核の存在領域が通常考えられたものより広く分布していることを示しました。

●参考文献

Koura, H. et al., Nuclidic Mass Formula on a Spherical Basis with an Improved Even-Odd Term, Progress of Theoretical Physics, vol.113, no.2, 2005, p.305-325.

小浦寛之ほか, 超重元素はどこまで存在するか—質量公式からみた重・超重核領域の原子核崩壊—, 日本物理学会誌, vol.60, no.9, 2005, p.717-724.

6-4 超重核の量子状態を初めて明らかに

— α - γ 核分光による超重核の核構造研究—

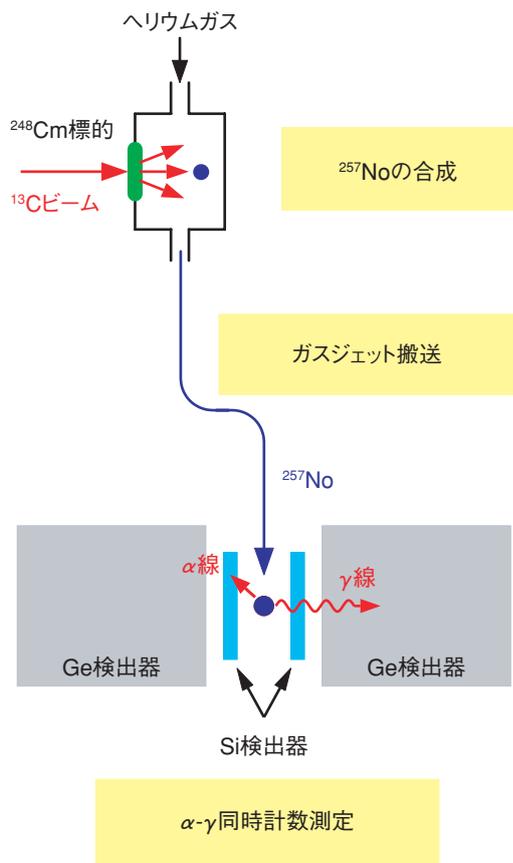


図 6-5 ^{257}No の合成と α - γ 同時計数測定

^{257}No は ^{248}Cm 標的に ^{13}C ビームを照射して合成しました。合成した ^{257}No をガスジェット搬送法により1秒以内に測定位置まで運び、半減期25秒で α 崩壊する ^{257}No の α 線と γ 線をそれぞれSi検出器とGe検出器を用いて高い効率で測定しました。

陽子の数が100個を超えるような非常に重い原子核のことを超重核といいます。超重核は、多数の陽子間の電気的な反発力のため非常に不安定で、原子核の殻構造によって辛うじて存在を保っています。どれほど重い原子核まで安定に存在し得るか、どの程度安定であるかは、原子核の殻構造と密接に関係しています。

超重核の研究はこれまで、超重核を人工的に合成しその存在を確認することが第一の目的でした。一方で、超重核の励起状態を詳しく調べることができれば、超重核の殻構造を直接的に明らかにすることができます。私たちは、 α - γ 同時計数法を用いて102番元素ノーベリウム(No)の同位体 ^{257}No の α 崩壊を精密に測定し、超重核の励起状態や基底状態の構造を詳しく調べることに初めて成功しました。

^{257}No は、原子力機構タンデム加速器を用いてキュリウム248(^{248}Cm)標的に炭素13(^{13}C)ビームを照射することで

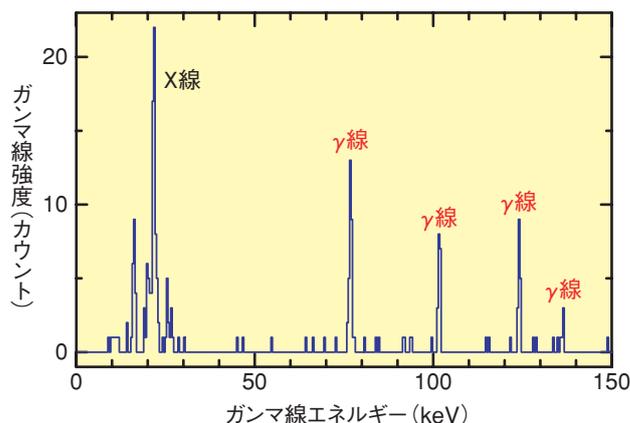


図 6-6 ^{257}No の γ 線スペクトル
 ^{257}No の α 崩壊に伴う4本の γ 線と特性X線が観測されました。

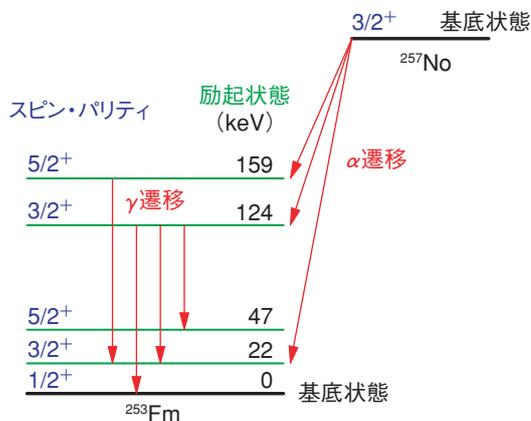


図 6-7 ^{257}No と娘核 ^{253}Fm の量子状態

^{257}No の基底状態及び ^{253}Fm の励起状態のエネルギー、スピン・パリティを初めて実験的に特定しました。

合成し、半減期25秒で α 崩壊する ^{257}No の α 線と γ 線を高い効率で測定しました(図6-5)。これまでの超重核研究では、数個から100個程度の α 線を検出するのが精一杯でしたが、今回私たちは約5000個の ^{257}No の α 線を検出し、同時に放出される γ 線を観測しました。その結果、図6-6に見られるような4本の γ 線を初めて観測し、 ^{257}No の基底状態と娘核 ^{253}Fm の励起状態のエネルギー、スピン・パリティを初めて実験的に特定することに成功しました(図6-7)。

このように重い原子核の γ 線測定はこれまで例がなく、スピン・パリティを実験的に特定したのも世界で初めてです。この結果、 ^{257}No の基底状態はこれまでの予想とは異なる量子状態を取ることが明らかとなりました。量子状態を特定することで理論と実験との比較検討が初めて可能になり、超重核の殻構造の解明に向けて大きく前進しました。

●参考文献

Asai, M. et al., Experimental Identification of Spin-Parities and Single-Particle Configurations in ^{257}No and Its α -decay Daughter ^{253}Fm , Physical Review Letters, vol.95, 2005, p.102502-1-102502-4.

6-5 新奇なプルトニウム化合物超伝導体の超伝導状態解明 —核磁気共鳴 (NMR) 法で未知の超伝導を探る—

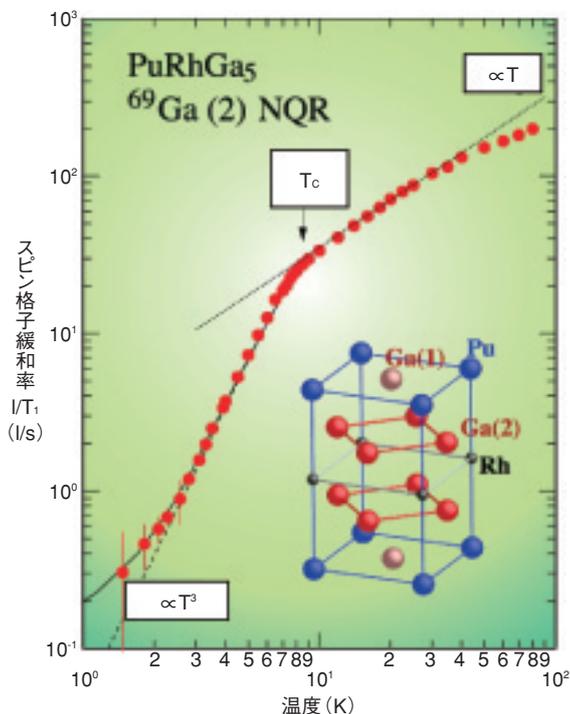


図 6-8 PuRhGa₅のスピナー格子緩和率(1/T₁)の温度依存

超伝導転移温度T_cのところで増大がないこと、T_c以下でT³則に従うことから、新奇超伝導状態であることがわかります。PuRhGa₅の結晶構造は図のように正方晶です。

ウラン及び超ウラン〔ネプチニウム、プルトニウム〕化合物では、5f電子の強い電子相関が電子物性を支配するため、数々の特異な磁性や超伝導体が見いだされています。私たちは新奇超伝導体PuRhGa₅の単結晶を初めて作成し、その奇妙な超伝導状態を核磁気共鳴法 (NMR) 等を用いて明かにしました。超伝導状態の研究において、NMRのスピナー格子緩和率 (1/T₁) の結果は特に重要です。通常型超伝導の理論が予言した、T_c直下で1/T₁が急激に増大してからまた減少するコヒーレンスピークが実際に観測されたことが、この理論をゆるぎないものにしたことは良く知られています。ここでは⁶⁹Gaの核四重極共鳴 (NQR) をゼロ磁場下で観測しました。ゼロ磁場下の測定のため、T_c以下で混合状態による超伝導オーダーパラメーター分布がない利点があります。図6-8にNMRのスピナー格子緩和率の温度依存を示します。ここでまず重要なことは上記のコヒーレンスピークが見られず、T_c以下で1/T₁は直ぐに減少していることです。

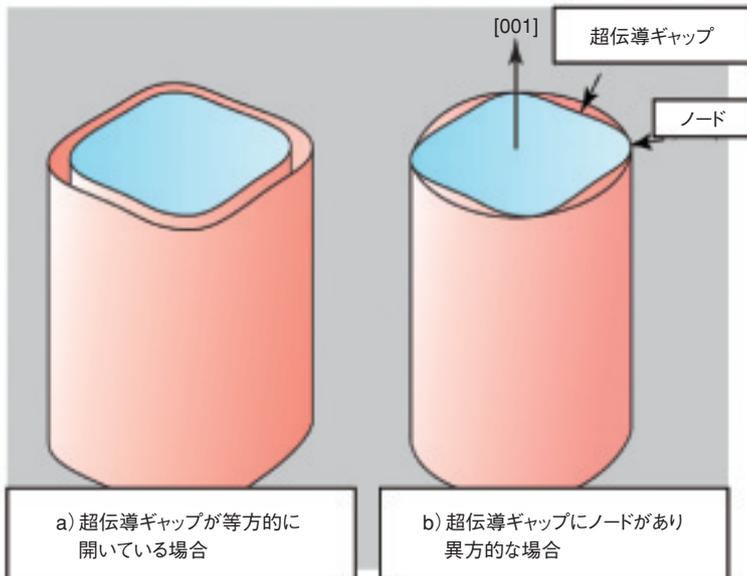


図 6-9 2次元異方的 (d波型) 超伝導ギャップ、新奇超伝導ではこのようにギャップにノード(節)があり異方的になります。2枚の筒の間が超伝導ギャップを表します。

このことにより超伝導ギャップが等方的超伝導ギャップを持たない非通常型の新奇超伝導状態であることが明らかになりました。このような新奇超伝導と通常型超伝導の違いは超伝導状態での1/T₁の温度依存にも現れます。通常型の場合、1/T₁は指数関数で減少しますが、新奇超伝導の場合1/T₁~Tⁿとべき乗型になります。実験結果ではこの指数nは~3でした。この指数nに超伝導状態で開く対称性が反映されます。PuRhGa₅が2次元的な電子物性を持っていることも、臨界磁場の測定から明らかになっています。この実験結果はギャップのないところつまりノードがあるd波型ギャップを仮定し、結晶の不完全性による残留状態密度NがT=0Kでも残っているとしたモデルでよく実験結果をフィットできました。

このように私たちはPu化合物のもつ超伝導状態が従来にもとは異なった新奇ものであることを明かにし、さらにその新奇性の起源の解明を進めています。

●参考文献

Sakai, H. et al., Anisotropic Superconducting Gap in Transuranium Superconductor PuRhGa₅: Ga NQR Study on a Single Crystal, Journal of Physical Society of Japan, vol.74, no.6, 2005, L1710-1713.

6-6 ミュオンspin緩和法で見たプルトニウム金属の磁性 — 固体物理の難題に迫る —

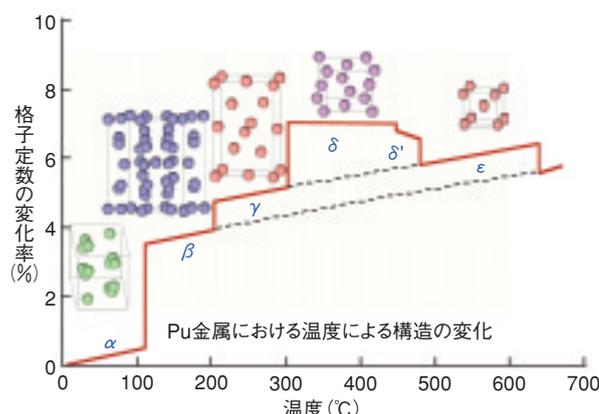
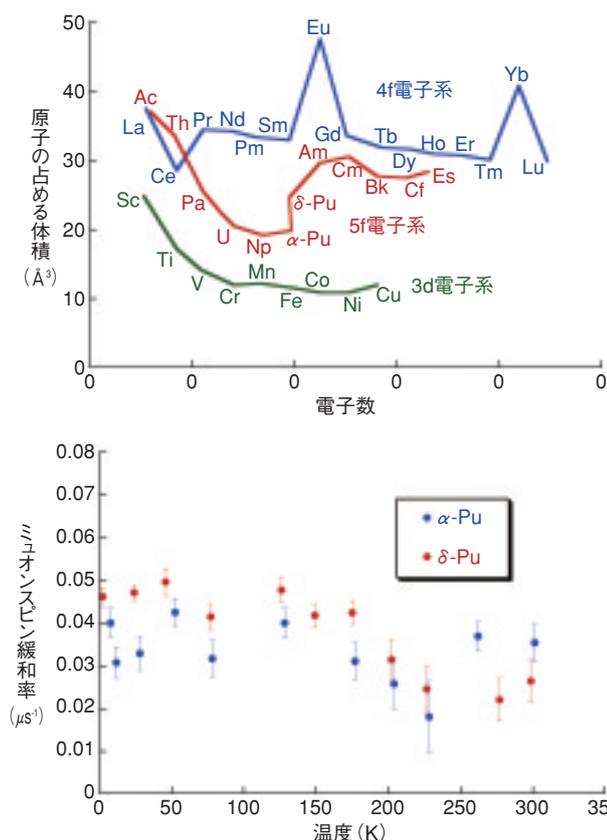


図 6-10(左上) 原子の占める体積の系統的变化
3d、5f、4f 電子系の順に原子体積は大きくなり、電子の局在性が変化していることを示しております。

図 6-11(右上) 金属プルトニウムの構造相転移
温度の変化に伴い6つの構造を取り、特にδ相において最大の体積を持つようになります。

図 6-12(左下) ミュオンでみた内部磁場の温度変化
δ-Pu、α-Puともに低温に至るまで内部磁場にはほとんど変化がなく、磁気秩序がないものと結論されました。高温側でのわずかな変化はミュオン自身の運動によるものと考えられます。

5f 電子系であるアクチノイド物質は 3d 電子系と 4f 電子系の中間的な大きさを持ちます。この大きさは電子局在の強さを反映しております。図 6-10 に示したように 5f 電子系はこの電子局在の効果を系統的に調べる上で重要で、電子相関が重要な役割をはたすことができず、電子相関が重要な役割をはたすことがよく認識された今日の固体物理の普遍的な理解に欠かすことができない研究対象です。5f 電子系は実験的な検証が他に比べて少ないのですが、そこには重要な問題が数多く存在します。そしてその中でも Pu の δ 相 (δ-Pu) における磁性は最大の謎といって過言ではありません。図 6-11 のように Pu 金属は温度により 6 つの結晶構造をとることが知られており、α 相と δ 相の間では 26% もの体積が変化しております。この大きな体積変化を説明するために多くの理論的考察がなされ、それらからは δ-Pu では 5f 電子が局在するために体積が膨らみ、その局在した 5f 電子が磁気秩序するものと予想されておりました。ところがこれまで行われてきた実験では磁性の有無を決めることはできておらず、今まで基底状態は明らかになっておりませんでした。

私たちは加速器により作られた素粒子ミュオンを用いた実験手法であるミュオン spin 緩和法 (μSR) を用いて δ-Pu の基底状態の研究を行いました。μSR 法は他の手法に比べて格段に高い感度で物質内部の磁場を検出で

きるだけでなく、磁気的な周期性がない物質の磁性も観測できるため磁気的基底状態を確定するのに最も強力な実験手法です。この手法によりわずかにガリウムを混ぜることで安定化させた δ-Pu の磁性を微視的な視点から探りました。図 6-12 に実験結果を示します。ミュオンは磁場を感じてそのスピンの向きを変えていき、最初に持っている spin 偏極度を失っていきます。その時間の逆数を表すミュオン spin 緩和率は内部磁場の大きさを反映しており、実験で得られたミュオン spin 緩和率の大きさから低温においても 50 μT 程度の微弱な内部磁場しか存在しないことがわかりました。この小さな磁場は Pu の原子核が作る磁場と考えられることから、低温においても電子スピンの作る内部磁場の発達はなく、どのような形の磁気秩序も存在しないものと結論されました。この μSR 実験により δ-Pu の磁性について実験的な決着が付くに至ったものと考えております。同様な結果は α-Pu についても得られ、やはり非磁性の基底状態を持つものと確認されました。

この結果は一見単純とも思える単体金属の磁性ですらその理解が容易ではないという 5f 電子物質の奥深さを如実に示した例と言えます。今後さらに理解を進めていきたいと思っております。

●参考文献

R.H. Heffner et al., Limits for Ordered Magnetism in Pu from Muon Spin Rotation Spectroscopy, Physical Review B, vol.73, 2006, p.094453-1-094453-5.

6-7 高輝度陽電子ビームの実現で見える物質最表面の新しい世界 —陽電子全反射回折で解明される最表面ダイナミクス—

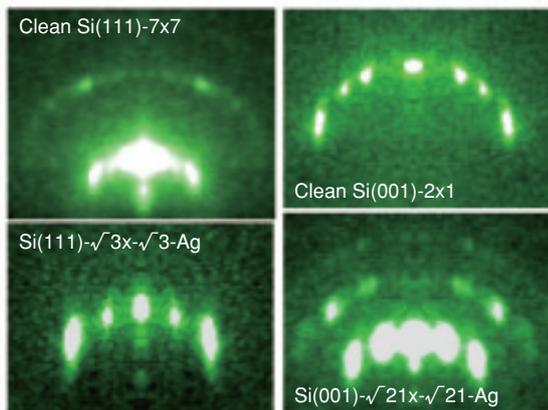


図 6-13 高輝度陽電子ビームを用いて世界で初めて得られた表面超構造の陽電子回折パターン

各種の表面超構造に対して、世界で初めて得られた陽電子回折パターンです。Si(111)-7x7：Si(111)表面が高温で融解した後の冷却過程でできる表面、Si(001)-2x1：Si(001)表面が高温で融解した後の冷却過程でできるの表面、Si(111)- $\sqrt{3}\times\sqrt{3}$ -Ag：Si(111)表面に一原子層の銀原子を吸着させることのできる表面、Si(111)- $\sqrt{21}\times\sqrt{21}$ -Ag：Si(111)- $\sqrt{3}\times\sqrt{3}$ -Ag表面に0.14原子層の銀原子を吸着させることのできる表面です。

陽電子は電子の反粒子です。静止質量やスピンは電子と同じですが、電荷は反対にプラスになっています。このため、陽電子は物質から反発力を受けます。よく絞られた平行な陽電子ビームを物質表面にすれすれの角度で入射させると、陽電子は物質内部に侵入せず表面で全反射回折を起します。陽電子の全反射回折強度は表面ポテンシャルに敏感になるので、これより表面に関して詳しい知見が得られます。

陽電子ビームの全反射回折を観測するためには、ビームの平行性とエネルギー均一性を向上することで輝度を高めることが必要です。これは、表面で回折された陽電子の波が互いに干渉してできる原子配列に応じた回折パターンを得るために必要不可欠です。そこで私たちは、従来は平板電極を用いて簡便に行われていた陽電子ビーム発生方式と静電レンズによる収束方式を改善しました。即ち、多段の円孔電極から構成されるレンズ系によって陽電子ビームを発生させ、電子顕微鏡と類似の磁界レンズを用いてビームを収束しました。これらにより、ビーム平行性とエネルギー均一性が向上し、ビーム輝度を従来よりも十倍以上に高めることに成功しました。この高輝度陽電子ビームを用いることで、これまで困難であった表面超構造（表面原子が再配列することのできる本来はない周期性をもつ表面）の陽電子回折パターンの観測に世界で初めて成功しました（図 6-13）。さらに、従来は不明であった現象が解明されつつあります。以下に一例として銀を吸着させたSi表面の相転移の

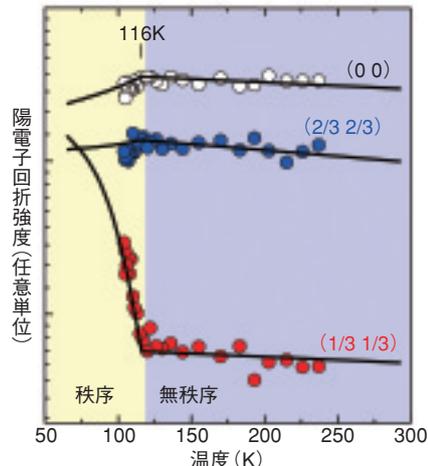


図 6-14 Si表面上の銀吸着超構造の全反射回折強度の温度変化
Si表面に銀原子を一原子層）吸着させることで、本来はない新しい構造をもった銀吸着超構造が形成されます。この表面の陽電子全反射回折強度の温度変化を調べた結果、116Kという相転移温度を境に強度が劇的に変化することが分かりました。詳細な解析から、この相転移が秩序無秩序型であるとするので、説明できることが初めて明らかになりました。

研究を紹介します。

清浄なSi表面に一原子層の銀原子を吸着させると、本来はない周期性をもった銀吸着超構造が得られます。これまで表面構造の決定に利用されてきた電子回折やX線回折では、表面敏感性が乏しいため、表面に吸着した銀原子の配列を精密に決定することができませんでした。温度変化に伴う相転移についても、複数のモデルが提案されていて、どれが正しいか分かりませんでした。そこで、私たちは表面に吸着した銀原子に敏感な陽電子全反射回折強度の温度依存性を調べました（図 6-14）。ここで、(0 0)、(1/3 1/3) そして (2/3 2/3) は、銀原子で回折された陽電子の波が互いに干渉することのできる回折スポットに付けられた番号です。これを見ると、特に(1/3 1/3) スポット強度が116Kを境に劇的に変化することが分かりました。これは116Kで相転移が起こることを示していますが、電子回折やX線回折による研究から提案されていたモデルでは、この結果は説明できないことが明らかになりました。詳しい解析の結果、私たちは、116K以下では秩序的に配列していた銀原子が、116K以上では別の位置にジャンプし、その配列が無秩序になる（秩序無秩序相転移）と考え、実験結果が矛盾なく説明できることを発見し、これまでの論争に決着をつけました。

このように、私たちは、陽電子全反射回折の観測を通じて、高輝度陽電子ビームが物質表面の新たな側面を解明する上で役立つことを実証しました。

●参考文献

Kawasuso, A. et al., A Coherent Positron Beam for Reflection High-Energy Positron Diffraction, Review of Scientific Instruments, vol.75, 2004, p.4585-4589.

6-8 酵母でウランを鉱物化 —微生物によるウランの鉱物化機構を説明—

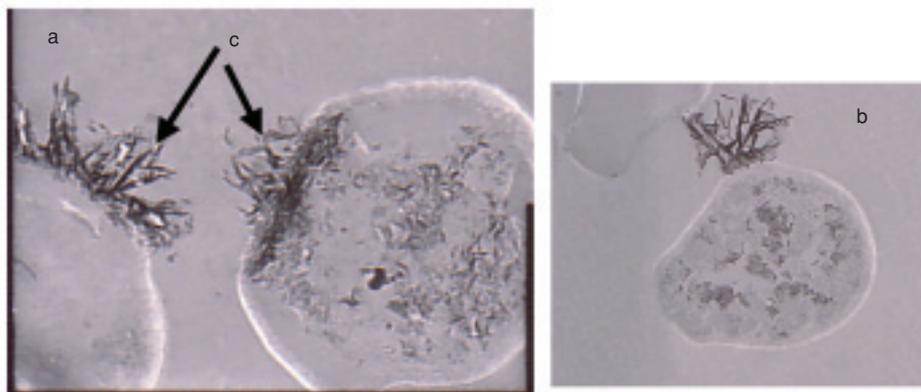


写真6-1 ウラン溶液に添加し、回収した酵母細胞の電子顕微鏡写真(a、b)

白い楕円状に観察されるのが酵母の細胞です。一つの細胞の大きさは1～数・mです。矢印Cで示すように細胞表面から外側に、そして一部は内側に針状のものが成長しています。これが、ウラニルリン酸塩鉱物です。



ウラン溶液中に酵母を添加した直後ではウラニルイオンは溶液に溶けています。

ウランの一部が酵母細胞表面に吸着します。引き続き、細胞内部のリンが排出され細胞表面でウランと反応します。

細胞表面にウラニルリン酸塩鉱物が生成します。



図6-15 酵母によるウランの鉱物化機構を模式的に示した図
ウランとリンが酵母の細胞表面で出会い、ウラニルリン酸塩鉱物を生成します。

「酵母」というとワイン、ビール、日本酒そしてパンと即座に答える方は、醸造に詳しいか、その恩恵にあずかっていると推察されます。私たちはウラン等の重元素と微生物との相互作用の機構を解明する研究を行っています。この研究の中でワイン酵母によりウランが鉱物化することを見出し、その機構を突き止めました。ワイン酵母などはワイン醸造後は無用のものですが、天然起源放射性物質(NORM)などに含まれるウランを長期的に安定な鉱物に変換する技術開発に応用できると期待されます。

酵母の細胞表面が反応場となり、溶液中から細胞表面に吸着したウラニウムイオンと酵母細胞内に蓄積されたリン酸塩が出会い、ウラニルリン酸塩鉱物を生成する機構を解明しました。これまで、微生物表面で6価ウランが細胞表面で沈殿することは知られていました。しかし、その機構は解明されていませんでした。本研究では、リン酸を細胞内に蓄積する酵母をウラン溶液に添加する実験を行い、ウラン濃度の変化を調べてウランが酵

母に集まることを明らかにしました。酵母を回収して、電子顕微鏡で分析したところ細胞の表面にウランを含む物質が成長していました(写真6-1)。電子線回折や可視分光分析により成長していたものは「ウラニルリン酸塩鉱物」であることが分かりました。一方、リン酸濃度が低い培地で育てた酵母では細胞表面に鉱物は成長しませんでした。これらの結果は、溶液中に溶けたウラニルイオンが酵母細胞に吸着し、細胞内部から供給されたリン酸と反応してウラニルリン酸塩鉱物を生成したことを示しています(図6-15)。溶液中のウラン濃度、リン酸濃度とpHから、溶液中の化学組成は鉱物ができる条件(飽和)になっていませんでした。このことから、酵母細胞の表面が溶液中とは異なる化学的(局所的な飽和)条件になったと考えられます。

酵母は遺伝子配列が解明されている単細胞真核生物です。今後は、ウランの鉱物化に関与する遺伝子、タンパク質を突き止めるなど、生体分子レベルでのウランの鉱物化の機構を解明したいと考えています。

●参考文献

Ohnuki, T. et al., Mechanisms of Uranium Mineralization by the Yeast *Saccharomyces cerevisiae*, *Geochimica et Cosmochimica Acta*, vol.9, 2005, p.5307-5316.

7-1 原子力の研究開発の基盤形成と新たな原子力利用技術創生

私たちは、総合科学技術である原子力の研究開発の基盤を形成し新たな原子力利用技術を創生するため、原子力基礎工学研究を進めています。

原子力基礎工学に関する研究分野は非常に多岐にわたり、その研究開発活動には次の四つの役割があります。

- ①革新的原子力技術の基盤の構築（高温ガス炉／水素製造技術、分離変換技術研究等）
- ②原子力機構内外の原子力利用・技術開発や国の施策への協力（材料高経年化研究などの安全研究の基盤形成、核不拡散関連分析技術開発等）。
- ③産学に基盤技術開発のプラットフォームを提供する活動、人材育成協力（産学官との各種共同研究、連携大学院、東大専門職大学院への協力等）
- ④以上の基礎となるデータベース、コード等の技術体系の整備と社会への提供（核データ、核・熱設計コード、環境工学研究等）

これらの役割を果たすため、核工学・炉工学、燃料・材料工学研究、環境・放射線工学研究、核変換工学研究、核熱応用工学研究を進めています。

核工学・炉工学研究

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。

核工学研究では、大規模モックアップ臨界実験を必要としない先進的な核設計技術の実現を目指して、評価精度の保証された高精度炉物理解析コードシステムの開発や革新的原子力システムに係る炉物理実験を進めています。また、高速炉・加速器駆動核変換システムなどの革新的原子力技術の基盤を確立するため、マイナーアクチニド核種や長寿命核分裂生成核種の核データの評価・取得を行い、汎用核データライブラリJENDL-4として整備しています。従来の測定法では高精度な核データの導出が難しい核種に対する核データを取得することを目指して、核構造・核反応に関する研究や新たな実験手法の開発を進めています。

炉工学研究では、原子炉内熱流動挙動を計算機上に再

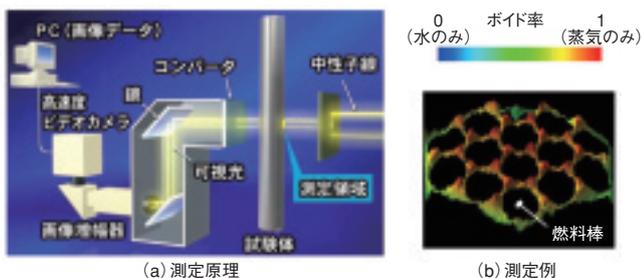


図7-1 中性子ラジオグラフィによる燃料集合体内ボイド率分布測定例

中性子は水に吸収されやすく、金属には吸収されにくい性質を持っています。この性質を用いて、燃料集合体のような複雑管路内のボイド率分布を測定しています。

現することにより実規模試験を代替できる熱設計技術の確立を目指して、スーパーコンピューティング技術を活用した機構論的熱設計手法開発を進めています。また、設計手法検証のため、中性子ラジオグラフィ技術を応用した3次元熱流動計測技術の開発を行っています（図7-1）。

燃料・材料工学研究

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

将来の核燃料サイクルでは、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: Np, Am, Cm）をリサイクル（分離変換）する技術が期待されています。そこでは、MAのふるまいを理解し、制御することが必要です。アクチニド溶液化学に基づくMA分離のための新抽出剤の開発、MAを効率的に分離する新しい湿式分離プロセスの基盤技術開発、熔融塩中でのMA挙動解明、MA含有燃料の調製と物性研究（図7-2）などを、先端の実験設備を利用しながら実施しています。

原子炉や再処理施設などで用いられている材料は、放射線照射下の腐食環境中で、健全性が保持されていなければなりません。次世代の原子炉では、より厳しい環境に耐える材料が必要になります。そのため、材料の照射損傷の解明、原子炉材料の照射下応力腐食割れ機構の解明のための照射材データの取得、照射環境下における構造材料の腐食損傷を制御するための基盤技術及び材料開発を実施しています。

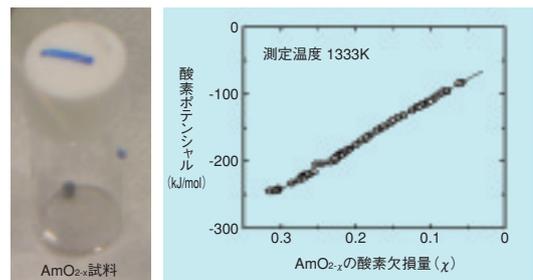


図7-2 アメリカシウム酸化物 (AmO_{2-x}) 試料とその酸素ポテンシャル

AmO_{2-x} の酸素ポテンシャルの酸素欠損量依存性を世界に先駆けて測定・評価しました。このような基礎物性は、マイナーアクチニド含有燃料の照射時や製造時の挙動評価に必要な基礎データです。

環境・放射線工学研究

原子力の着実な進展に資する環境工学研究、核不拡散活動を支援する技術開発、放射線防護研究を進めています。

環境工学研究では、大気・陸地・海洋での放射性物質などの移行挙動の解明・予測の研究（図7-3）と原子力技術を活用した廃棄物の無害化、資源化技術の開発を進めています。核不拡散活動を支援する技術開発では、保障措置（SG）と包括的核実験禁止条約（CTBT）のため

の技術開発を実施し、国際貢献の一翼を担っています。放射線防護研究では、低い線量の放射線が人体に与える影響を解明する放射線影響解析研究、高エネルギー加速器などから発生する中性子の線量評価のための研究、種々の放射線に対する挙動解析・遮へい手法の研究を進めています。

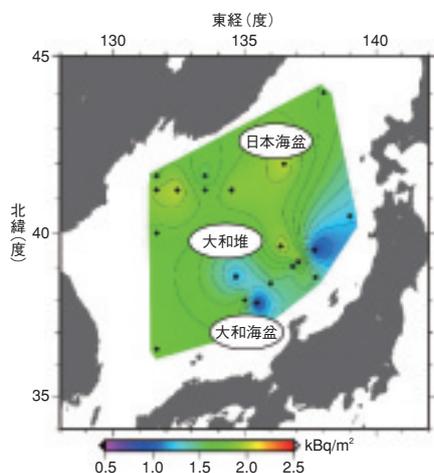


図 7-3 ^{137}Cs の日本海海中分布図

10年に渡る海洋調査を取りまとめ完成したもので、 ^{137}Cs は核実験フォールアウトに起因することを明らかにしました。旧ソ連ロシアが日本海に投棄した放射性廃棄物による放射性影響がないことを確認すると共に、日本海の海水循環や物質移行モデル構築に役立つ情報を提供しています。

核変換工学研究

放射性廃棄物処分に係る負担の軽減を目的として、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」の研究開発を進めています。

核変換を効率的かつ集中的に実施する方法として、長寿命核種であるマイナーアクチニドを主成分とした燃料で構成する未臨界原子炉と、超伝導陽子加速器を用いた核破砕中性子源とを組み合わせる「加速器駆動システム(ADS)」(図 7-4)を研究対象としています。ADSのための研究開発として、システムの概念検討、核破砕ターゲットや炉心冷却材として用いる液体鉛ビスマス合金に関する技術開発、陽子ビーム窓用材料の研究等を実施しています。

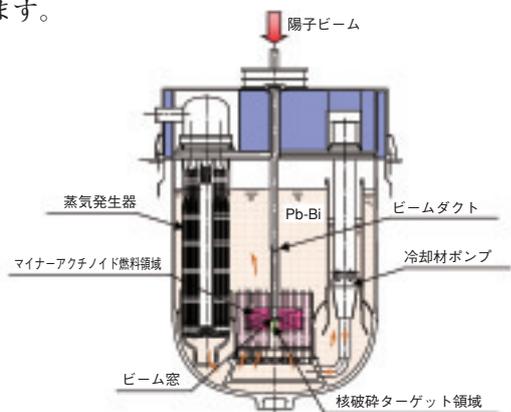


図 7-4 加速器駆動核変換システム (ADS) の概念

陽子ビーム出力30MWの核破砕ターゲットと熱出力800MWの未臨界炉心を組み合わせて、原子力発電所(1GWe)約10基で生じるマイナーアクチニド(250kg)を核変換できます。

核熱応用工学研究

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。高温ガス炉の研究開発では、我が国唯一の高温ガス炉である高温工学試験研究炉 (HTTR) を用いて、炉心の燃焼特性、ヘリウムの純度管理、高温機器の性能・健全性など高温ガス炉の実用化に必要なデータを着実に取得・整備し、2004年に世界で初めて950℃のヘリウムガスを炉外に取り出すことに成功しました。これにより、水素と電力を併産する高温ガス炉システム(図 7-5)の実用化に向けて大きく前進しました。また、高温ガス炉技術を更に高度化するために、流量喪失などの異常事象を模擬したHTTR試験を通して高温ガス炉固有の高い安全性をより向上させるための研究、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を進めています。

水素製造に関する研究開発では、地球温暖化ガス(CO₂)発生を伴わない熱化学法ISプロセスの研究開発を進めています。ISプロセスは、ヨウ素(I)と硫黄(S)の化合物を循環させて、高温ガス炉からの熱で水を分解する世界最先端の水素製造技術です。2004年に毎時約30ℓで1週間の連続水素製造を世界で初めて達成し、2006年には世界に先駆けてセラミクスを用いた硫酸分解器の試作に成功しました。このISプロセスの研究開発を世界のトップランナーとして進めています。

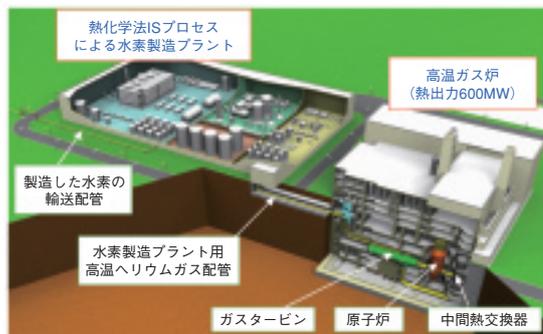


図 7-5 水素と電力を併産する高温ガス炉システム

高温ガス炉コジェネレーションシステムの概念設計例で、950℃の熱を、順次、用いて水素製造と発電を行います。

外部機関との連携／人材育成への貢献

「産学に基盤技術開発のプラットフォームを提供する活動」として、原子力機構研究資源を開放し共通課題解決に向けて産業界との連携を強化するため、「原子力エネルギー基盤連携センター」を設立しました。この制度により産業界からの研究者が機構職員と同様に必要な施設・装置を利用して共同で研究開発が可能となります。現在、次世代の再処理材料開発、軽水炉熱流動、廃棄物中のUやPuの非破壊検出などの分野で、産業界と原子力機構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。

また、産学との各種共同研究を進めると共に、連携大学院、東大専門職大学院の原子力人材育成に協力しています。

7-2 大規模数値解析により原子炉内の冷却材の流れを予測 — 界面追跡法による二相流詳細解析手法の開発 —

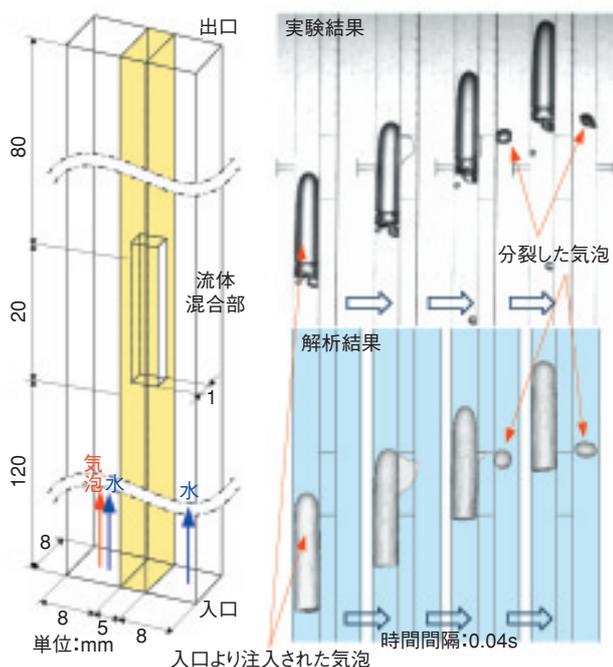


図 7-6 2つの流路間を移動する気泡の挙動

流体混合部で接続された2つの正方形流路中を流れる気泡を解析しました。流路間に発生する圧力差によって、気泡の一部が移動する様子が解析によって再現されています。

現在の沸騰水型原子炉燃料集合体の熱設計は、実際の燃料集合体構造を模擬して実施した実規模試験の結果による実験式を用いて行われています。このため、燃料集合体の熱設計を変更する場合や新しい原子炉を開発する場合には、新たに実規模試験を実施して、既存実験式の適用性の確認や実験式の修正を行う必要があります。実規模試験には、多くの時間と、多大な費用が必要なため、実規模試験を実施せずに、燃料集合体の熱設計を可能とする手法の開発が期待されています。

そこで私たちは、詳細な二相流解析手法により燃料集合体内の二相流を解析的に評価し、燃料集合体の熱設計を行う、新しい原子炉熱設計技術を開発しています。詳細な二相流解析手法により燃料集合体の熱設計を行うためには、①二相流の高精度評価を可能とする数値解析手法の開発、②数値解析手法の妥当性の検証、③計算量の増大に伴う大規模解析への対応が必要です。そこで、まず、粗い計算格子でも数値拡散が小さく、気液両相の体積保存性に優れた解析手法として、計算セル内の流体を気相と液相の領域に分割し、それぞれの移動をラグランジュ的に扱うことで気液界面の移動を評価する、改良界面追跡法と呼ぶ二相流解析手法を考案しました。

次に、改良界面追跡法を組み込んだ詳細二相流解析

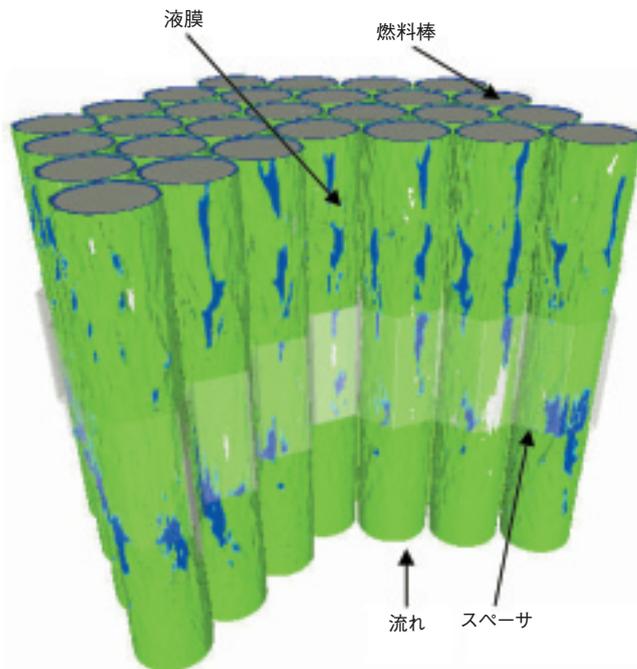


図 7-7 稠密な燃料集合体を流れる冷却材の挙動

超高燃焼水冷却増殖炉の燃料集合体を模擬した流路内を流れる冷却材の挙動を解析しました。燃料棒表面に形成された薄い液膜が波立ちながら流れる様子が解析されています。

コードTPFITを開発し、燃料集合体内に現れる、様々な形態の二相流に対して、解析手法の妥当性を確認するための解析を実施しています。このような解析の一例として、私たちが実施した2チャンネル・水-空気流体混合実験に本コードを適用しました(図7-6)。流体混合部での気泡の移動や形状変化も含め、解析結果は実験と良く一致し、移動した気泡の体積についても、実験の誤差の範囲内で一致することを確認しました。

更に、超並列計算機上での大規模解析を可能とするため、TPFITコードの並列化を実施し、従来数百倍である、数億個の計算格子を用いた解析を可能としました。超高燃焼水冷却増殖炉の除熱性能の評価を行うため、私たちが実施した、稠密37本バンドル試験体を模擬した体系に対する解析を実施し、燃料集合体内の二相流のような大規模な詳細解析が可能であることを確認しました(図7-7)。図から、燃料棒表面に薄い液膜が張り付いた状態(液膜流)が再現されていることがわかります。現在は、冷却水の沸騰の影響を考慮するための改良を実施しています。

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

●参考文献

吉田啓之ほか, 大規模シミュレーションによる稠密炉心内気液二相流特性の解明 (I)改良界面追跡法を用いた二相流直接数値解析手法の開発, 日本原子力学会和文論文誌, vol.3, no.3, 2004, p.233-241.

7-3 超ウラン元素回収のための新しい有機試薬の創製

-マイナーアクチノイド一括分離用高性能抽出剤の開発-

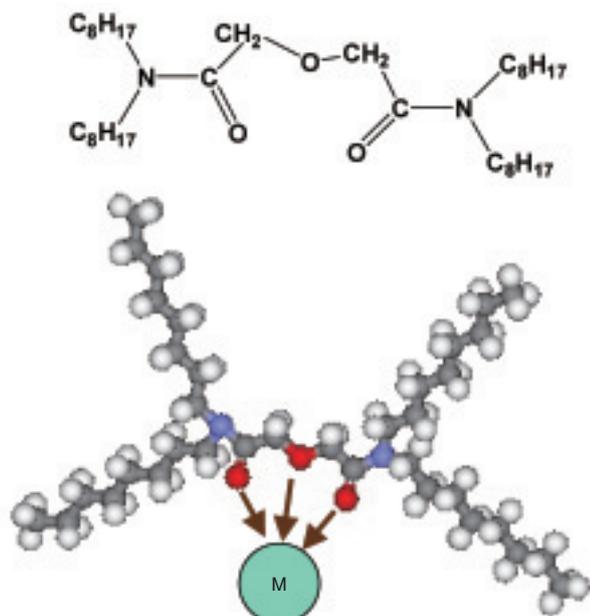


図 7-8 TODGAの構造

酸素 (O, 赤色) 3 分子が錯形成に関与し 3 座配位子としての特徴を持ちます。また窒素 (N, 青色) に結合するアルキル基長さを変えて合成することにより、DGA化合物の親水性、疎水性を制御可能です。

使用済み燃料中にはネプツニウム (Np)、アメリシウム (Am)、キュリウム (Cm) 等の長寿命のマイナーアクチノイド (MA) が含まれ、現状の再処理では Np の一部と Am、Cm のほぼ全量が高レベル放射性廃棄物 (HLW) に導かれます。HLW の地層処分による長期的な環境負荷を低減するために分離変換技術が提案され、MA を分離するための様々な抽出剤が開発されてきました。私たちは MA 分離に要求される抽出剤の課題 (①高い抽出能力を有する、②プロセスで用いる希釈剤に容易に溶解する、③使用後焼却処分可能な、④高い硝酸溶液で利用できる) を解決する新抽出剤を開発しました。この抽出剤を TODGA (*N,N,N',N'*-TetraOctyl-DiGlycol Amide、図 7-8) と命名し、これは二つのアミド基を繋ぐ炭素鎖の中にエーテル酸素を持つ独特な構造をしています。この抽出剤の大きな特徴の一つに 3 座配位性という、今までプロセス検討されたことのない配位能力があります。TODGA は 3、4 価の MA の抽出に特に有効であり、3M 硝酸溶液からの分配比は数百から数千と評価されています。この数字は従来抽出剤と比較しても百倍程度高い値であり、優れた性能を確認しました。

TODGA 抽出溶媒のプロセス適応性評価の一環として、抽出容量を測定しました (図 7-9)。この情報はプロセス最適化計算やプロセス規模の評価に役立ちます。また、抽出容量の高い抽出溶媒の方がより経済性の高

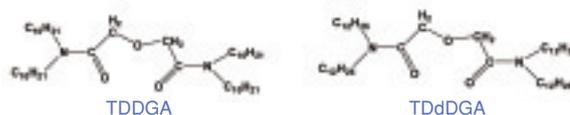
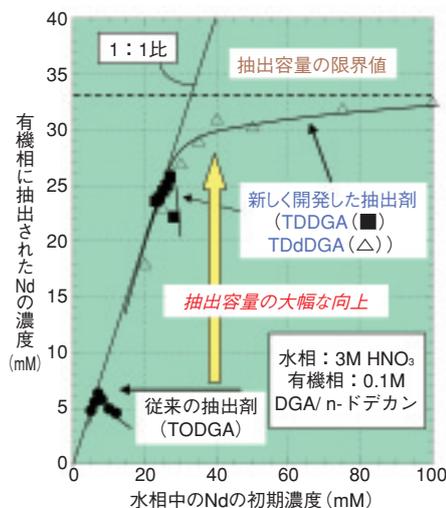


図 7-9 DGA化合物の抽出容量

各抽出剤で最も高い縦軸の値がその抽出容量になります。下に TDDGA と TDDdGA の構造を示しますが、TODGA と同じ中心骨格を持ち、側鎖のアルキル基の異なる化合物です。

いプロセスを設計することができます。TODGA 抽出溶媒は高い金属濃度条件で使用すると第三相を生成し、その結果低い抽出容量の値を示します。これは経済性の高いプロセス開発やミキサセトラ運転時に問題です。そこで、TODGA より疎水性の高い TDDGA (*N,N,N',N'*-TetraDecyl-DiGlycol Amide、図 7-9) や TDDdGA (*N,N,N',N'*-TetraDodecyl-DiGlycol Amide、図 7-9) を合成し、これを用いて抽出容量を測定したところ、同じ条件で TODGA の 4-5 倍程度高い値を示すことを確認しました。この値は化学反応から算出される抽出容量の限界値に達するもので、かつ第三相を生成しないことを確認しました。

更に TODGA の誘導体である、水溶性の DGA 化合物を開発し、これを有機相中の MA を水相に逆抽出する試薬として利用する研究が始まっています。この水溶性 DGA 化合物は、①水中へ溶解度が高い、② MA に対して高い錯形成能力を持つ、③金属イオンの電荷を打ち消さず沈殿を生成しない、④中性配位子であり硝酸溶液への逆抽出が可能である等の特徴を持っています。

TODGA は優れた能力を有していますが、この開発のみに留まらず TODGA を発展させ、第三相生成のような課題を克服し、逆抽出にも利用できる、多岐にわたる DGA 化合物の利用に関する研究も着実に進められています。

●参考文献

Sasaki, Y. et al., A method for the Determination of Extraction Capacity and Its Application to *N,N,N',N'*-Tetraalkyl derivatives of Diglycolamide-Monoamide/*n*-dodecane Media, *Analytica Chimica Acta*, vol.543, 2005, p.31-37.

7-4 乾式再処理工程から再び窒化物燃料を製造する —液体陰極に回収したプルトニウムの再窒化技術開発—

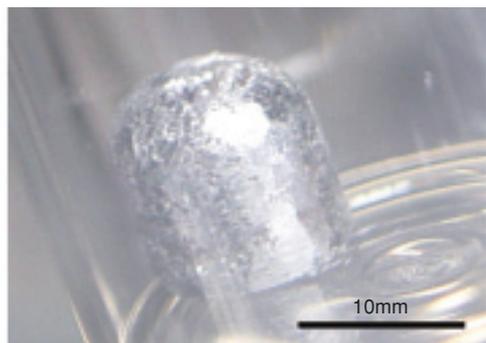


図7-10 電解精製後の液体カドミウム陰極窒化物燃料の乾式再処理では、電解精製によって核分裂生成物と分離したアクチノイドを液体カドミウム陰極に回収します。



図7-11 蒸留窒化反応後に回収したプルトニウム窒化物粉末
一連の試験は不活性雰囲気グローブボックス内で行っています。

私たちは、高レベル廃棄物の超長期にわたる放射性毒性を低減すると共に効率的な地層処分を実現することを目的として、加速器駆動システム (Accelerator Driven System, ADS) を用いた分離変換技術の研究開発を進めています。ADSの燃料にはマイナーアクチノイド (MA) を高濃度で含有できる窒化物燃料を、再処理には高放射能、高発熱性の使用済燃料処理に適した乾式法を提案しています。乾式再処理では熔融塩電解精製によって核分裂生成物と分離したアクチノイドを液体カドミウム (Cd) 陰極に回収しますが、燃料製造のためには回収したアクチノイドを再窒化する必要があります。

本研究では、蒸留窒化反応と名付けた方法を用いて、液体Cd陰極に回収したプルトニウム (Pu) (図7-10) の再窒化技術を開発しました。具体的にはPuを回収した後のCd陰極を窒素ガス気流中、700℃に加熱することにより、高純度のプルトニウム窒化物 (PuN) 粉末を回収することに成功しました (図7-11)。この方法の特徴は、Cd陰極中のPuの窒化とCdの蒸留を同一工程で行うことができる点にあります。液体Cd中に溶解しているPuは

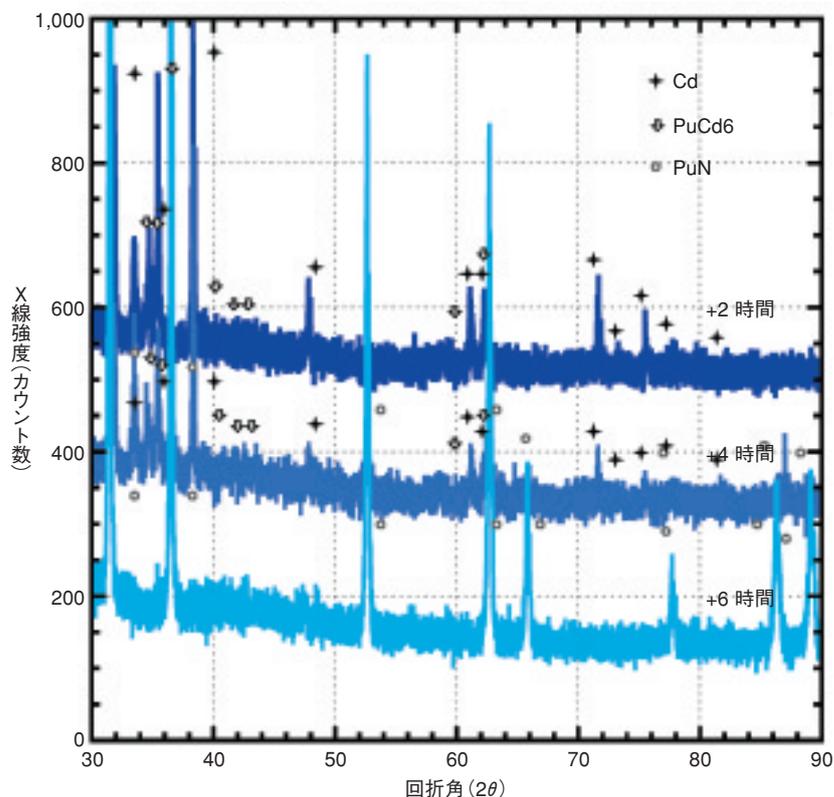


図7-12 蒸留窒化反応の進行に伴う X線回折パターンの変化
反応開始直後はCd相が第1相ですが、蒸留が進むと共に、窒素ガスとPuCd₆の反応でPuNが生成し始め、6時間経過後にはほぼ単相のPuNが同定されています。

熱力学的に安定であるため、液相中のPuを窒化させることは困難ですが、Cdを蒸留させると共に窒素ガスをPu-Cd系の金属間化合物と反応させてPuNを生成させ、この窒化反応によりCdの蒸留を更に促進させています (図7-12)。実験結果からは反応前後の物質収支も良好で、また蒸発したCdは回収・再利用が可能であることから、実用化への可能性も高いと考えられます。

更に、熔融塩電解精製で液体Cd陰極に回収した希土類元素を含むPu+Uの再窒化を同条件で試み、窒化物粉末として回収できることを確認しました。この際、希土類元素も窒化されPu・U窒化物相に固溶したことから、本方法は希土類元素と類似の性質を有するMAを含む系にも適用可能であると考えられます。今後、回収した窒化物粉末を用いたペレット製造を計画しています。

本研究内容は、電源開発促進対策特別会計法に基づく文部科学省からの委託事業として日本原子力研究開発機構が実施した「窒化物燃料と乾式再処理に基づく核燃料サイクルに関する技術開発」の成果の一部です。

●参考文献

Arai, Y. et al., Fabrication and Electrochemical Behavior of Nitride Fuel for Future Applications, Journal of Nuclear Materials, vol.344, 2005, p.180-185.

7-5 原子炉材料の照射誘起応力腐食割れ(IASCC)の挙動解明 —JMTR炉内での応力腐食割れ試験に成功—

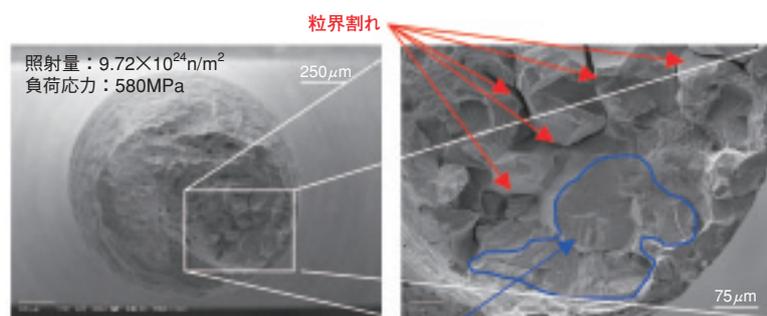


図7-13 照射後試験におけるき裂発生試験後の試験片の破断面

SCC感受性の発現する照射量までベース照射(JMTR炉内・高温高圧水中での無負荷照射)を行い、ホットラボ内で定荷重引張試験を実施しました。200時間程度で試験片は破断し、破面には粒界割れ及び粒内割れが観察されました。

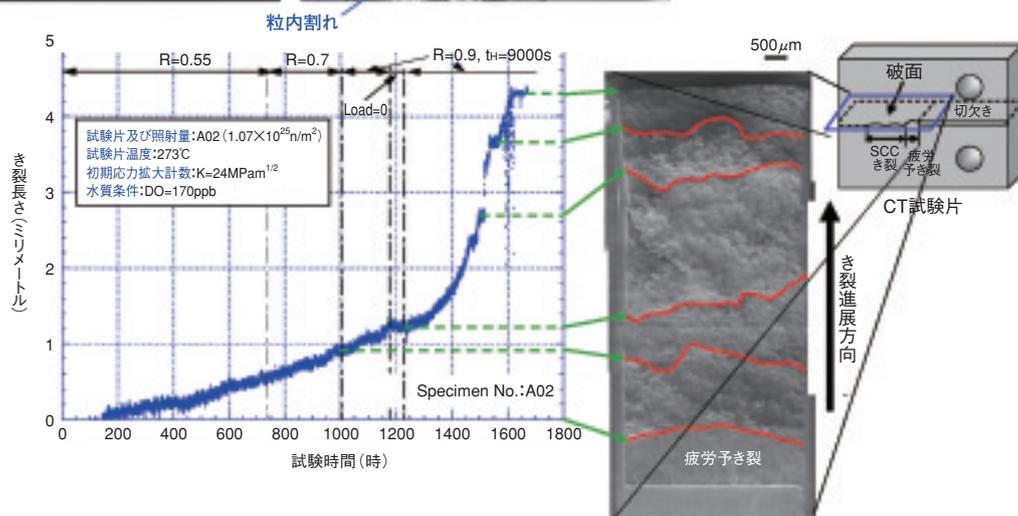


図7-14 照射下き裂進展試験におけるき裂長さの計測値と試験後の破断面

ベース照射したCT(コンパクト・テンション)試験片を用いて、照射下でのき裂長さの変化を直流電位差法により測定することができました。(試験前に、繰り返し負荷により切欠き先端に疲労予き裂を導入しています。図中のRは負荷時と除荷時の応力比、 t_H は除荷周期です。)

軽水炉の炉内構造物に多用されているオーステナイト系ステンレス鋼には、高線量の中性子照射を受けると照射誘起応力腐食割れが発生し得ることが知られており、原子力プラントの高経年化対策のためにはその挙動の解明が重要な課題となっています。これまでの照射誘起応力腐食割れ研究では、あらかじめ中性子照射を受けた試験片に対してホットセル内の試験装置を用いて炉内環境を模擬した水質条件下での材料試験を実施する方法(照射後試験)が行われてきました。しかし、照射誘起応力腐食割れ現象の適正な評価と対策技術の確立のためには、実際の軽水炉内のような中性子・ガンマ線照射下の高温高圧水環境において、材料特性の変化を定量的に評価することが不可欠です。中性子照射下で応力腐食割れ試験を実施するには、技術的に難しい課題が多いため、これまでハルデン炉等で実施されているのみでしたが、私たちは必要な各種技術を開発し、材料試験炉(JMTR)炉内において国内で初めて照射下応力腐食割れ試験の実施に成功しました。この試験結果は、国の照射誘起応力腐

食割れプロジェクトにおける照射後試験データの妥当性評価やガイドラインの整備等へ反映できます。

き裂発生試験では、照射量が約 $1 \times 10^{25} \text{ n/m}^2$ で負荷応力が降伏応力(上記の照射量では約580MPa)程度の場合に応力腐食割れの発生(粒界割れ及び粒内割れ)が認められました(図7-13)が、照射下において応力腐食割れの発生が著しく加速されるという明確な兆候は見られませんでした。き裂進展試験では、負荷時と除荷時の応力比の変化と試験後の破面の状況はよい相関を示しており、直流電位差法を用いることによって照射下でのき裂長さの変化を測定することができました(図7-14)。き裂進展速度に及ぼす照射の同時作用に関しては、腐食電位(ECP)条件がほぼ同等の照射下試験データと酸素濃度が32ppmの条件での照射後試験データがほぼ一致することから、これまでに取得されたデータの範囲内では同時作用の影響は小さいと考えられます。

なお本研究は、2000年度から2005年度まで(株)日本原子力発電との共同研究として実施しました。

●参考文献

Ugachi, H. et al., Development of Test Techniques for In-Pile SCC Initiation and Growth Tests and the Current Status of In-Pile Testing at JMTR, Proceedings of 12th International Conference on Environmental Degradation of Materials in Nuclear Systems-Water Reactors(CD-ROM), Salt Lake City, USA, 2005, p.319-325.

7-6 日本海の人工放射性核種分布マップを作成

— 日本海における放射性核種移行の特徴の解明 —

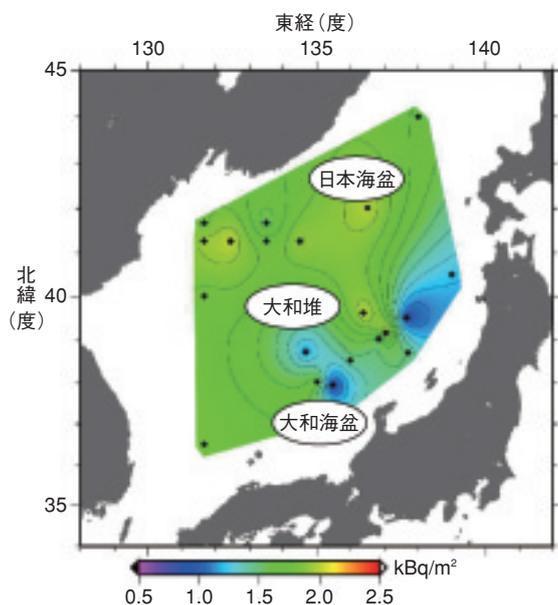


図 7-15 核実験フォールアウト起源セシウム137 (¹³⁷Cs) の海水中存在量分布

表層(約10m深)から海底上約100m深までの海水中セシウム137(¹³⁷Cs)濃度の鉛直分布観測データに基づいて、中層(300m深)から深層(1,500m深)までの存在量を計算したものです。日本海盆では表層の放射性核種の中・深層への沈み込みにより中・深層での存在量は大きくなり、大和海盆では日本海盆に比べて中・深層での存在量が小さい傾向が見られます。

日本海の海水循環及び物質移行のプロセス解明などを目的に、ロシア側排他的経済水域を含む日本海海洋調査を10年間に渡って実施し、日本海の人工放射性核種分布マップを初めて作成すると共に、日本海における放射性核種移行の特徴を解明しました。原子力機構における日本海海洋調査は、1994年と1995年の日韓露共同海洋調査に始まり、これまで実施した18回に及ぶ調査航海により、現時点で調査可能な海域をほぼ網羅することができました。

本調査の結果、①日本海の放射性核種濃度の分布には地域及び水深によって差が見られ、北西部では放射性核種が南東部に比べ中・深層まで達しており、中・深層における海水流動により日本海盆から大和堆を迂回して大和海盆へ舌状に浸入する特徴を呈すること(図7-15)、更にこの日本海北西部での放射性核種の中・深層への輸送

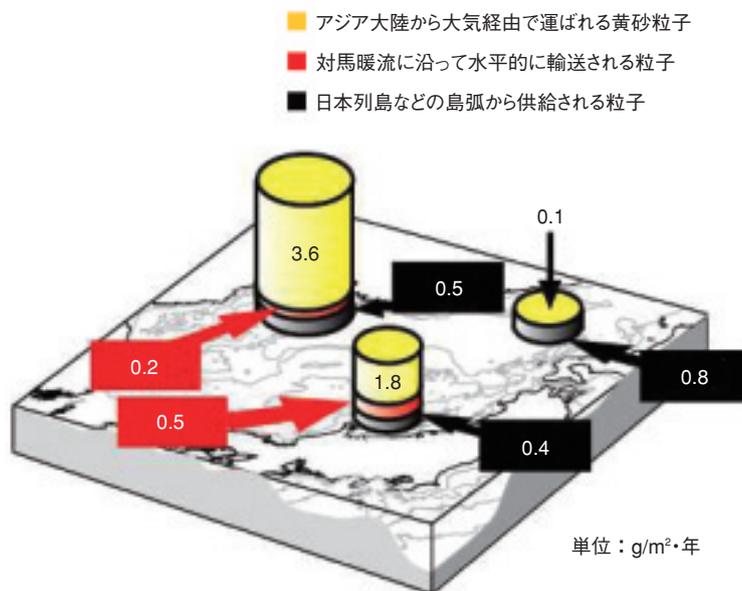


図 7-16 日本海の3海域(ウラジオストック沖、石川県能登沖、北海道奥尻沖)の水深1 km層を通過するアルミニウムの沈降粒子束分布(1 m²当たり、1年当たりの粒子沈降量を円柱の高さで表示)と、その供給源(円柱内色分け表示)

アルミニウムは、陸起源粒子(鉱物)の主成分金属です。水深1 kmで得られる沈降粒子の全量と粒子中のアルミニウム濃度から、水深1 kmでの陸起源沈降粒子の通過量が分かります。また、粒子中の元素組成から、陸起源粒子を、アジア大陸から主に大気経路で運ばれる黄砂粒子(黄色部分)、対馬暖流に沿って水平的に輸送され则认为られる粒子(赤色部分)、日本列島などの島弧から供給され则认为られる粒子(黒色部分)という3つの供給経路に分類し、それぞれの深海への輸送量を推定できます。

には、海水の冬期冷却による沈み込みが重要な役割を果たしていること、②海水中の沈降粒子を指標とした解析結果から、放射性核種を海底への輸送には、アジア大陸から大気経路で降下した黄砂粒子とともに、東シナ海や日本列島から水平輸送された粒子が寄与していること(図7-16)、③日本海の海水及び海底土で検出された人工放射性核種は、核実験フォールアウトに起因するものであり、その濃度は人体に影響のないレベルであること、などが明らかになりました。

上記の結果は、日本海の海水循環や物質移行のプロセス解明に役立つ貴重な情報を提供します。また、放射性廃棄物の海洋投棄の監視や、放射性核種放出事故に対する原子力防災対策実施の際に、それ以前の放射性核種分布状況を知るための重要なデータとなります。

●参考文献

Togawa, O. et al.(eds.), Japan Sea Expeditions for Studies on Water Circulation and Transport Processes of Radionuclides, 2006, JAEA-Research 2006-004, 132p.

7-7 中性子・光子・ミュ粒子による被ばく線量の高精度測定に成功 —次世代型放射線モニタDARWINの開発—

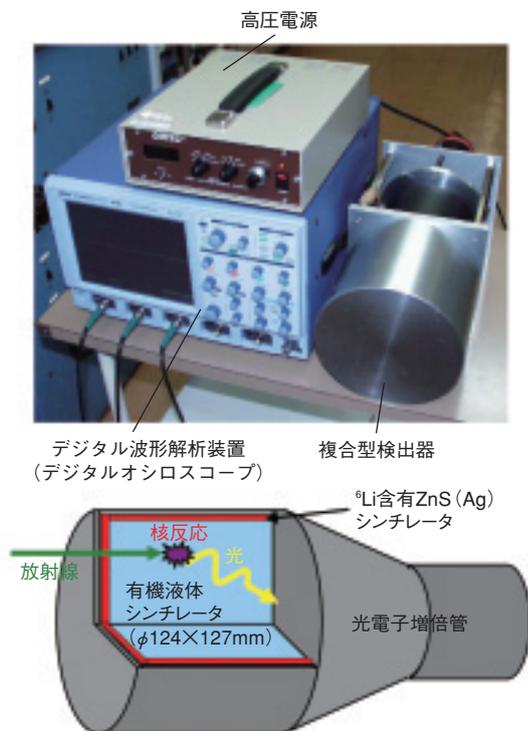


図 7-17 DARWINのシステム全体写真（上段）、及び複合型検出器の概略図（下段）

現在建設が進められているJ-PARCなどの高エネルギー加速器施設における放射線業務従事者は、加速器の運転に伴い発生する高エネルギー中性子、光子、ミュ粒子等により被ばくする可能性があります。しかし、原子炉施設で使用されている放射線モニタは、高エネルギー放射線に対する感度が低く、被ばく線量を適切に測定することができません。そのため、高エネルギー放射線に対する被ばく線量の測定技術の開発は、加速器施設の放射線管理上、重要で緊急の課題でした。そこで中性子、光子及びミュ粒子を同時に計測できる検出器を開発すると共に、最新のデジタル波形処理技術を応用し、広いエネルギーにわたる線量を同時に測定できる次世代型放射線モニタ DARWIN (Dose monitoring system Applicable to various Radiations with Wide energy ranges) を開発しました (図 7-17)。

DARWINは、図 7-17下段に示した、有機液体シンチレータと ${}^6\text{Li}$ を含有するZnS(Ag)シンチレータを組み合わせた複合型検出器により、広いエネルギーの中性子、光子及びミュ粒子を検出します。これらの放射線は、検出器中で様々な核反応を起こし、放射線の種類やエネルギーにより異なるパルス波形の光信号を発生する特性があります。そこでこの光信号を、デジタルオシロスコー

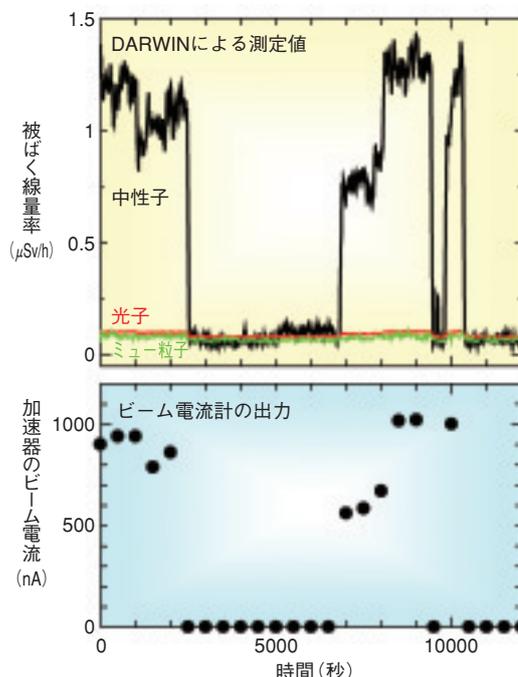


図 7-18 加速器施設において、DARWINを用いて測定した被ばく線量率及びその測定時におけるビーム電流

プと開発した専用プログラムを用いて解析・演算処理することで、それぞれの放射線の被ばく線量を高感度にリアルタイムで測定可能になりました。

DARWINの性能を評価するため、様々な放射線環境においてその特性試験を行いました。例として、米国ロスアラモス中性子科学センターの陽子加速器施設（加速陽子エネルギー800MeV）において測定した中性子、光子、ミュ粒子による被ばく線量率を、そのときのビーム電流計の出力とともに図 7-18に示します。一般に、陽子加速器を運転すると中性子による被ばく線量率が増大することが知られており、この図から、DARWINは、加速器の運転・停止に伴う被ばく線量率の変化を的確に測定できることが分かります。

DARWINは従来の放射線モニタでは実現できなかったひとつのシステムで複数の放射線のモニタリングを実現すると共に、測定エネルギー範囲も既存のシステムと比較して2桁以上広くなり、次世代型の放射線モニタの原型機と言えます。また、DARWINは、高エネルギー加速器施設における放射線モニタリングのみならず、中性子及びガンマ線を高感度に同時計測できる特徴を活かし、マイナーアクチノイド燃料を扱う核燃料サイクルにおける放射線モニタリングへの利用も期待されています。

●参考文献

Sato, T. et al., Development of Dose Monitoring System Applicable to Various Radiations with Wide Energy Ranges, Journal of Nuclear Science and Technology, vol.42, no.9, 2005, p.768-778.

7-8 有害物質の処理や放射性廃棄物の有効活用之道

— 固体を混ぜた水溶液の放射線誘起の反応により6価クロムの廃液処理を実現 —

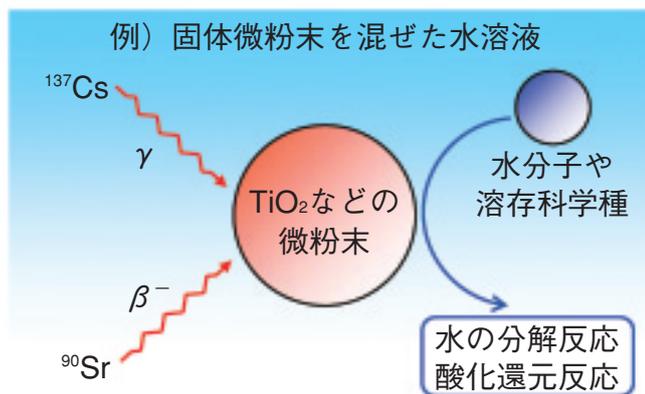


図 7-19 放射線照射した固体による水溶液中の反応促進作用の模式図

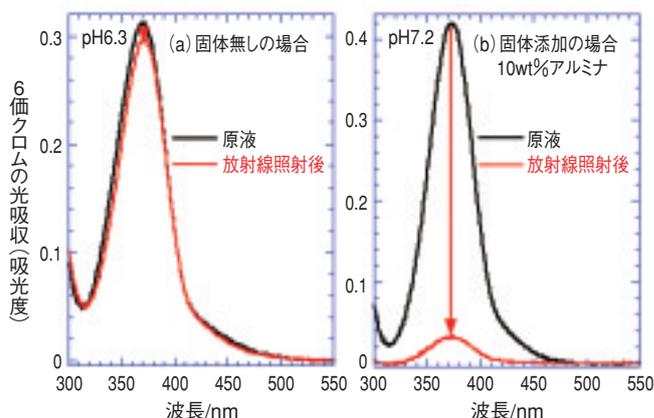


図 7-20 放射線照射した水溶液中の6価クロムの吸収スペクトル

工場廃液や環境水の酸性度(pH)の条件で溶液に放射線を照射しても、溶液中の6価クロムはほとんど減少しません(a)が、この溶液に固体を添加すると、放射線照射で6価クロムが顕著に減少します(b)。

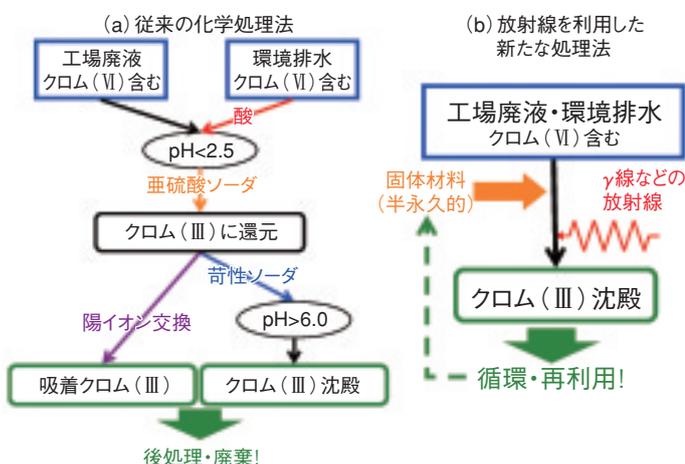


図 7-21 (左) 6価クロムの処理スキーム

従来の処理法(a)は還元剤、酸、アルカリなどの薬品を大量に使うため、コストがかかり、二次処理が必要になるなどの問題を抱えています。新たな処理法(b)は薬品を必要とせず、簡便で環境にやさしい方法です。

酸化物など固体の微粉末を添加した媒体(液体や気体)に放射線を照射すると、固体を消費することなく媒体中のイオンや分子の反応が促進されること(図 7-19)がありますが、この作用を応用して、6価クロムを効果的に処理する方法の開発に成功しました。6価クロムは金属表面のメッキ処理、顔料や染料の製造などの原材料として工業的に利用されていますが、体内への取り込みや粘膜への付着が容易で、発ガン性で人体に有害なため、環境への排出が制限されています。開発に当たっては、放射線のみで処理できない工場廃液や環境水の条件で、薬品を使わずに効率よく処理するかを追及しました。

新たに開発した方法は、従来の処理法に比べて①酸、アルカリなどの薬品を使わないため、二次処理や廃棄物を発生せずに環境への排出の基準を達成でき(図 7-20)、②処理後のクロムが耐火レンガ、研磨剤、触媒などの有用な材料としてリサイクル可能であるため、クロムを環境へ放出しない、③簡素でメンテナンスが容易である、などの特長をもっています(図 7-21)。

現在、これを実用化するため、地元の工場やメーカーと協力してメッキ廃液や汚染土壌など廃棄物の処理技術を開発しています。また、この方法に利用している固体による反応促進作用は、6価クロムと同様に社会問題となっているカドミウムや水銀といった有害金属や有害有機化合物などの処理、並びにクリーンなエネルギー源として期待されている水素の製造に対しても有効なため、これらを視野に入れた研究開発も同時に行っています。

ところで、この方法には放射線の発生源が不可欠です。現在はコバルト-60ガンマ線や電子線照射装置を用いていますが、将来的には“核のゴミ”として扱われてきた高レベル放射性廃棄物を用いれば、“廃棄物による廃棄物のため”の極めて循環性が高いプロセスが実現できると考え、このための研究開発にも取り組んでいます。

本研究内容は、日本学術振興会の科学研究費補助金の採択課題「放射線誘起触媒の探索とその非均質系における反応機構の解明」などの成果の一部です。

●参考文献

Nagaishi, R. et al., Radiation-Induced Catalytic Reduction of Chromium(VI) in Aqueous Solution Containing TiO₂, Al₂O₃ or SiO₂ Fine Particles, Radiation Physics and Chemistry, vol.75, no.9, 2006, p.1051-1054.

7-9 高温ガス炉により製造された水素中に混入するトリチウムの抑制へむけて —実炉における水素透過係数を初めて取得—

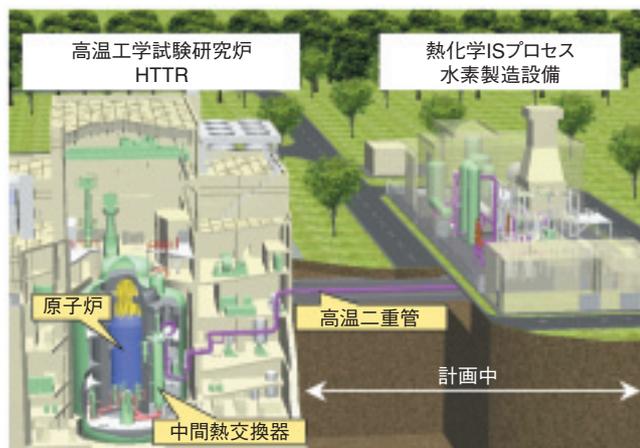


図 7-22 高温ガス炉HTTRによる水素製造(HTRR-ISシステム)
HTTRに非原子力級化したISプロセスを接続するHTTR-ISシステムによる原子力水素製造の実証試験を計画しています。非原子力級化の課題のひとつが原子炉で発生する水素同位体トリチウムの製品水素中への混入抑制です。

HTTRに非原子力級化した熱化学法ISプロセスを接続する原子力水素製造HTTR-ISシステム実証試験を計画しています(図7-22)。水素製造装置を非原子力級化するための課題のひとつが、原子炉で発生する水素同位体トリチウムの製品水素中への混入抑制です。

金属中を水素及びその同位体であるトリチウムが透過することはよく知られた現象であり、表面での吸着、脱離及び金属中の拡散挙動が支配的な現象であるとされています。また、トリチウムの拡散速度は水素の拡散速度の約 $1/\sqrt{3}$ であるため、トリチウム透過評価には水素透過を評価すればよいといえます。これまでHTTRの中間熱交換器(IHX)伝熱管に使用されている高温材料ハステロイXRについて実験室において水素透過試験を行ってきました。その中で酸化皮膜が透過抑制に効果的に働くことが示されています。一方、商用高温ガス炉により製造された製品水素を広く一般的に使用する観点からは、製品水素へのトリチウム移行量の低減に、純化設備によるトリチウム除去のみに期待すると大規模な設備が必要となるため、IHX伝熱管のコーティングや酸化皮膜が必要不可欠であるとされ、特に長期的には酸化皮膜の効果はコーティング効果を上回るとされています。原子力水素研究の世界的な広まりの中、実炉における水素透過を評価した例はなく、また、実炉における酸化皮膜の効果も未知数でありました。

そこで今回、HTTR冷却材中の水素等不純物データを用いて、実炉における水素透過係数を初めて取得しました。

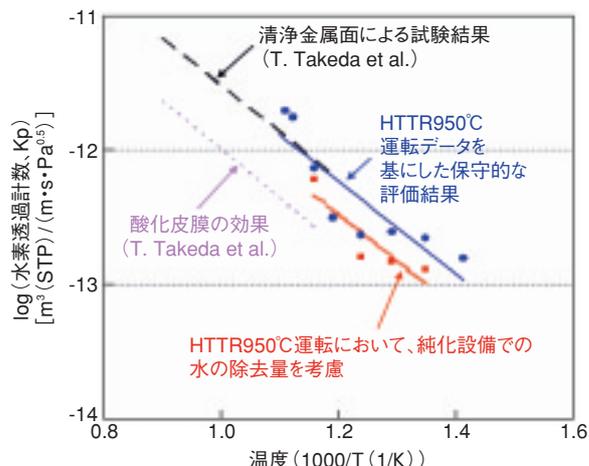


図 7-23 ハステロイXRの水素透過係数

実炉で初めて水素透過係数を取得しました。HTTRデータを用いた保守的、即ち透過量が多くなる評価の結果(青線)は清浄金属面の過去の実験にほぼ一致し、より現実的な評価(赤線)では透過量が減少しました。酸化皮膜ありの過去の実験で透過量が減少したことから、中間熱交換器に酸化皮膜の形成が示唆されました。

原子炉における試験データから工学的に有効な透過係数を求めるという課題を以下のように克服しました。まず将来の安全評価を考慮し、透過量を保守的に、即ち透過量が多くなるように評価しました。このときのHTTRは初めての950°C運転であったため2次系に1次系より多くの水素が存在しており、2次系から1次系へ水素が透過していたといえます。そこで、純化設備により除去された1次系の水素が、全量2次系から透過してきた、即ち炉心での水素の発生はないと仮定した極めて保守的な評価を行いました(図7-23の青線)。評価の結果、707~900Kにおいて活性化エネルギーが65.8kJ/mol、アレニウスプロットの切片より求められる頻度因子が $7.8 \times 10^{-9} \text{ m}^3(\text{STP})/(\text{m} \cdot \text{s} \cdot \text{Pa}^{0.5})$ となり、清浄金属面による試験結果とほぼ一致しました。しかし実際には、炉心では熱及び放射線による水分解で水素が生成($\text{H}_2\text{O} + \text{C} \rightarrow \text{H}_2 + \text{CO}$)されます。そこでより現実に近い評価として、炉心で上記化学式が平衡状態となっていることから、炉心での水素生成量が純化設備での水の除去量に等しいと考え透過量を評価したところ、透過量は減少しました(図7-23の赤線)。実験室における試験で酸化皮膜が透過量を下げることが示されているため、HTTRにおいてもIHX伝熱管表面に酸化皮膜が形成されていることが示唆されます。

今後は、運転期間中に酸化皮膜を適切に維持するための雰囲気制御法の確立を目指すと共に、本成果をHTTR-ISシステムの純化設備の設計に生かす計画です。

●参考文献

Sakaba, N. et al., Hydrogen Permeation Through Heat Transfer Pipes made of Hastelloy XR during the Initial 950°C Operation of the HTTR, Journal of Nuclear Materials, vol.353, 2006, p.42-51.

7-10 ISプロセス法による原子力水素製造に大きく前進

—セラミックス製大型硫酸分解器の試作に成功—

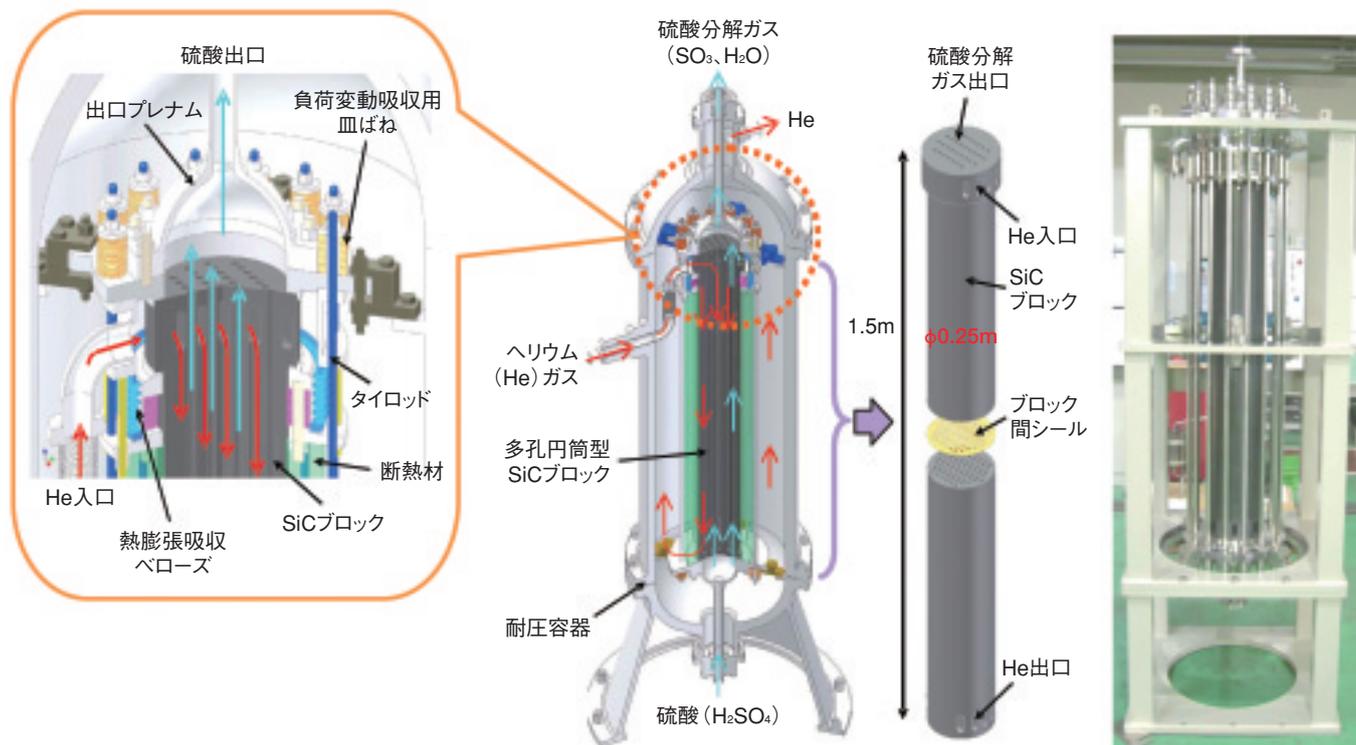


図 7-24 硫酸分解器の鳥瞰図

硫酸分解器は、高温のヘリウムガスにより濃硫酸 (H_2SO_4) を沸騰蒸発させて三酸化硫黄 (SO_3) と水蒸気 (H_2O) に分解する反応器です。濃硫酸の沸騰蒸発に耐える材料として炭化ケイ素 (SiC) セラミックスを見出し、毎時 30m^3 規模の水素製造試験プラント用硫酸分解器の構造概念を考案しました。

図 7-25 試作した内部構造体 SiCブロック及びシール構造からなる内部構造体を試作し、製作性を確認しました。

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、高温ガス炉と炭酸ガスを全く排出しないISプロセス水素製造技術の研究開発を世界のトップランナーとして進めています。ISプロセスは、ヨウ素(I)と硫黄(S)を原料である水と化学反応させ、高温ガス炉からの 900°C 程度までの熱を用いて水を分解して水素を製造する化学プロセスです。ISプロセスでは、濃硫酸やヨウ化水素などの腐食性の強い物質を高温高圧で循環させるため、工業プロセスに展開するうえで耐食性を有する材料を用いた機器の開発が課題でした。特に、腐食性が極めて強い濃硫酸を蒸発・分解させる硫酸分解器は、耐食性のみならず高温ガス炉からの高温ヘリウム (He) ガスによる加熱を効率的に行えるようにする構造概念の構築が懸案でした。

そこで、高温濃硫酸用材料の探索・試験を進め、炭化ケイ素 (SiC) セラミックスが優れた耐食性を有することを明らかにしました。しかし、SiCで複雑な構造の大型の反応器を製作することは非常に難しいため、製作性を考慮して、Heガスと硫酸を対向流で熱交換させて蒸発・分解させる比較的単純な多孔円筒型ブロック構造とし、

メタルガスケットシールを介してブロックを積み重ねて分解器を構成する新たな構造概念を考案しました。このとき、積み重ねたブロックはタイロッドで締め付けてブロック間のシール性を確保するようにし、セラミックスと金属部材の熱膨張負荷変動等を皿ばねやベローズで吸収するようにしました。図 7-24に毎時 30m^3 規模の水素製造試験プラント用硫酸分解器の構造概念を示します。この構造概念により、水素製造量の増加に対応して容易に分解器を大容量化できるようになりました。

更に、多孔円筒型SiCブロック及びシール構造からなる主要内部構造体の試作に成功し、考案した構造の製作性を確認しました (図 7-25)。

この成果は、世界のISプロセス法の研究開発を先導し、高温ガス炉による原子力水素製造技術開発を大きく前進させた成果として、各国から高く評価されています。また、この技術は腐食性物質を取り扱う一般化学プラントなどの分野にも広く適用することができます。

なお、本研究における内部構造体の試作は、文部科学省からの受託研究「核熱利用システム技術開発」の成果の一部です。

●参考文献

寺田敦彦ほか, 熱化学水素製造法ISプロセスのための硫酸分解器の開発, 日本原子力学会和文論文誌, vol.5, no.1, 2006, p.68-75.

8-1 核燃料サイクルの確立を目指して

— 軽水炉における核燃料サイクル技術開発の推進と民間事業者への技術協力 —



使用済燃料再処理施設

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、各研究開発拠点において使用済燃料再処理、MOX燃料加工等の各種研究開発（共同研究を含む）を実施すると共に、これまでの研究開発成果を踏まえ、民間事業者による青森県六ヶ所村の原子燃料サイクル事業を支援するための技術移転、技術協力、受託研究、コンサルティング等を行っています。

(1) 再処理技術開発

東海再処理施設は、これまでの電力会社の発電炉使用済燃料再処理の役務契約に基づく再処理運転の終了を機に、従来の役務処理運転から研究開発運転へその性格を変え、新型転換炉ふげんのMOX使用済燃料に係る再処理試験、高燃焼度燃料に係る再処理試験及び高放射性廃液のガラス固化処理技術開発を行っています。

① ふげんMOX使用済燃料に係る再処理試験

東海再処理施設では、既に、ふげんMOX使用済燃料について約20トンの処理実績を有しています。

2006年度から行うふげんMOX使用済燃料の再処理試験では、これまでに処理したふげんMOX使用済燃料よりもプルトニウム含有量及び燃焼度が高い燃料を約100トン用いて、溶解特性や溶媒劣化等に関する系統的なデータを採取することを計画しています。

併せて、本再処理試験を通して、環境負荷低減、核拡散抵抗性、経済性向上等の軽水炉再処理技術の高度化に資するための試験を行うことを計画しています。

② 高燃焼度燃料に係る再処理試験

再処理技術に係る技術的基盤の強化を図るため、軽水炉高燃焼度燃料を用いた再処理実証試験を行うことを計画しています。

この高燃焼度使用済燃料の再処理試験においては、再処理に伴って発生する高放射性廃液を用いたガラス固化処理運転の実証や、不溶解残渣（ざんさ）の性状調査、材料腐食挙動調査を行うことを計画しています。

③ 高放射性廃液のガラス固化処理技術開発

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、高減容ガラス固化に関する研究及び溶融炉解体に関する技術開発を行うと共に、経済産業省の公募事業として長寿命ガラス固化溶融炉に関する技術開発を進めていきます。



ガラス溶融炉

(2) 技術協力

民間事業者による原子燃料サイクル事業は、再処理事業については六ヶ所再処理工場のアクティブ試験の開始、濃縮事業については私たちの技術開発成果を反映させた新型遠心機の実用化に向けたカスケード試験の開始、軽水炉MOX燃料加工事業についてはMOX燃料加工施設の許認可が進められるなど、これまでに私たちが開発・推進してきた各分野の技術成果を基に、我が国の原子燃料サイクル事業実用化にとって重要な展開期を迎えています。このような状況を踏まえ、各事業が確実に進展するよう、事業主体である日本原燃の要請に応じ、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きます。

① 再処理事業に対する技術協力

日本原燃六ヶ所再処理工場の主工程技術の多くは仏国等から技術を導入していますが、ウラン脱硝技術、ウラン・プルトニウム混合転換技術及び高レベル廃液ガラス固化技術については私たちが開発した技術が採用されています。

私たちは、上記の技術移転の他に東海再処理施設の建設・運転・保守の経験等をもとに、技術者の派遣、技術情報の提供、日本原燃技術者の受入れ、共同研究、受託試験、コンサルティング等により、2007年度の本格操業開始に向けて、積極的に技術協力を行っています。

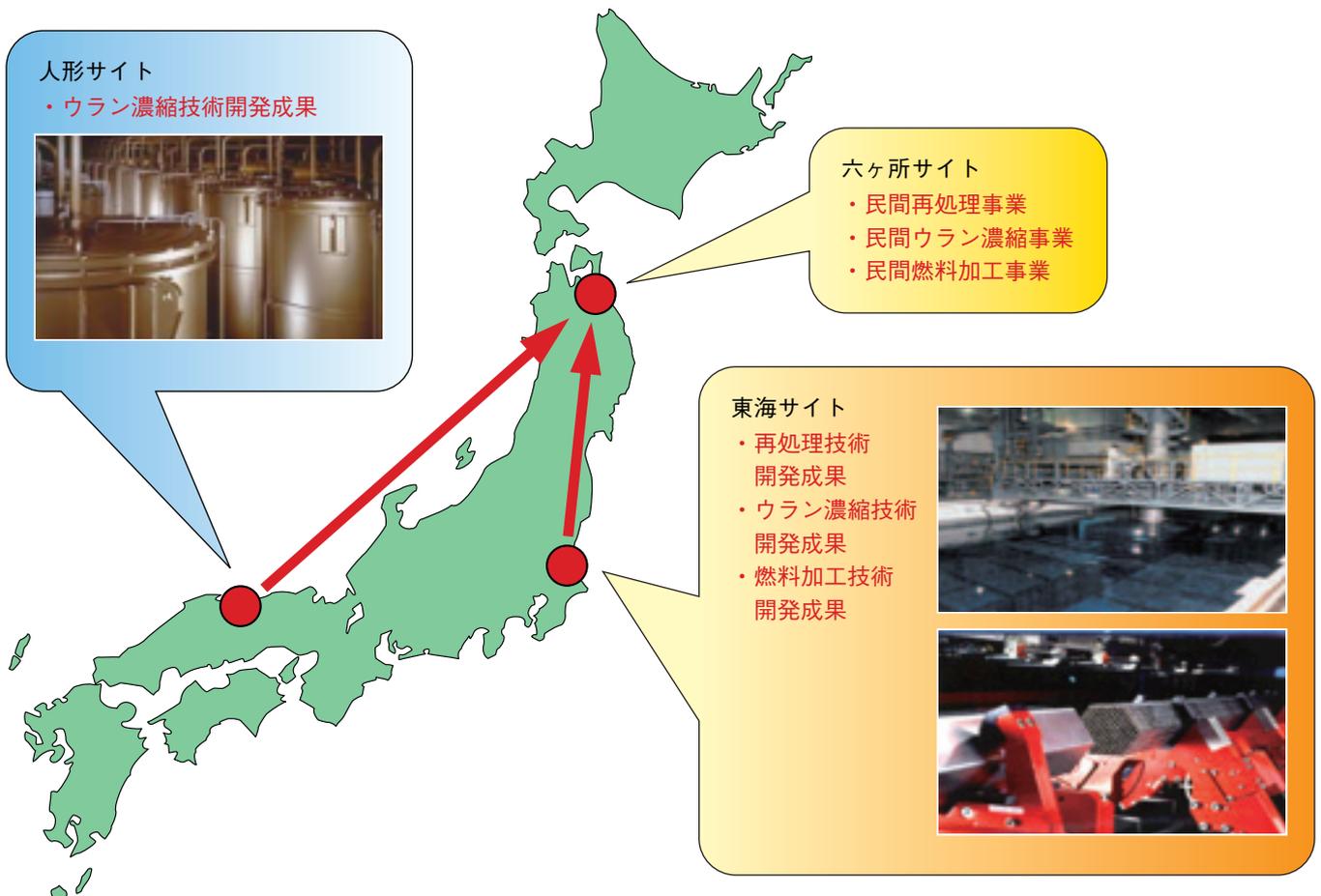
② ウラン濃縮事業に対する技術協力

国際競争力のあるウラン濃縮遠心機の開発を行うため、私たちが開発してきたウラン濃縮技術を日本原燃に集約することとし、日本原燃がウラン濃縮工場のリブレースに計画している超高性能な新素材胴遠心機（新型機）の開発に寄与するために、私たちの先導機に係る技術情報の提供、技術者の派遣、受託業務等の技術協力を行っています。

③ MOX燃料加工事業に対する技術協力

日本原燃は、青森県六ヶ所村において、軽水炉用MOX燃料加工事業を営むことを2000年11月に決定し、現在、六ヶ所MOX燃料加工施設の建設に向けた許認可を進めています。

私たちは、新型転換炉や高速増殖炉用のMOX燃料製造施設の設計・建設・運転に関する技術情報や経験等を蓄積しており、それらの技術情報を六ヶ所MOX燃料加工施設に反映するために、技術者の派遣、日本原燃技術者の受入れ、技術情報の提供、共同研究、受託試験、コンサルティング等の技術協力を行っています。特に、六ヶ所MOX燃料加工施設は仏国から技術を導入することから、私たちが開発した技術による混合転換粉末(硝酸プルトニウムと硝酸ウラニルを1：1の比で混合しマイクロ波で加熱脱硝した粉末)の仏国導入技術に対する適応性を確認することを目的とした実規模MOX確認試験を日本原燃から受託し、行っています。



8-2 将来サイクルから発生する高レベル放射性廃棄物の特徴 —高レベルガラス固化技術の将来の燃料サイクルへの適用性展望—

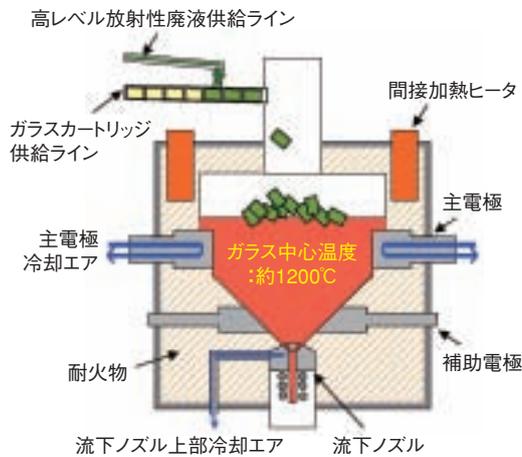


図8-1 TVFガラス溶融炉の構造

電極に交流電流を印加し、ガラス自体をジュール発熱させて溶融します。高レベル放射性廃液は、円筒形のガラスファイバークートリッジ(70mmφ×70mmL)に含浸させて溶融炉に供給します。

東海再処理工場から発生する高レベル放射性廃液は、図8-1に示すガラス溶融炉を主設備として有するTVF(Tokai Vitrification Facility)において、安定なガラス固化体に処理しています。TVFでは1995年のホット試験開始から2006年3月末までに218本のガラス固化体(キャニスタ：容量110ℓ)を製造し、その間、加熱効率等に影響を及ぼす核分裂生成物中の白金族元素が溶融炉底部に堆積することを抑制するための「炉底低温運転」を用いた運転を行うとともに、完全遠隔による溶融炉の更新を行い、撤去した1号溶融炉を対象とした解体技術開発等を進めています。

核燃料サイクルの確立において、ガラス固化技術は重要技術であり、一層の高度化並びに信頼性向上を図ることが重要です。このため、抜本的な白金族元素の堆積抑制及び流下促進を講じた炉底構造、炉壁等の侵食等を抑制する長寿命溶融炉、溶融炉内の様々な物理現象を連成させたシミュレーション技術の開発を進めると共に、ガラス中に含まれる廃棄物成分を現行の約25%から30%以上に増加させた「高減容化」研究を行っています。高減容化においては、核分裂生成物中のモリブデン等による水溶性固相の析出抑制が重要であり、ガラス中へのモリブデン溶解性に関する基礎試験に引き続き、実規模溶融炉を用いたコールド試験を進めています。

高燃焼度燃料や将来のプルサーマル並びにFBRサイク

表8-1 将来の燃料サイクルから発生する高レベル廃棄物に含まれる白金族元素及びモリブデン量、並びに発熱量の試算

燃料サイクル (燃焼度)	ガラス固化体中の含有量,kg/キャニスタ					発熱量,kW/キャニスタ		
	白金族元素				Mo	ガラス固化時		
	Ru	Rh	Pd	小計		アクチノド 元素	核分裂 生成物	合計
①基準軽水炉 (45GWD/t)	2.38	0.45	1.46	4.29	3.64	0.12	2.19	2.31
②高燃焼度 (55GWD/t)	2.44	0.41	1.59	4.44	3.62	0.19	2.19	2.38
②/①	1.03	0.91	1.09	1.04	0.99	1.53	1.00	1.03
③プルサーマル (55GWD/t)	2.95	0.80	2.98	6.73	3.30	2.15	1.89	4.04
③/①	1.24	1.77	2.04	1.57	0.91	17.6	0.86	1.75
④FBR炉心 (153GWD/t)	3.18	0.94	2.62	6.74	3.36	—	1.68	1.68
④/①	1.34	2.07	1.80	1.57	0.92	—	0.77	0.73

本試算では、使用済燃料の燃焼度に比例してガラス固化体の発生量が求められると仮定しています。基準軽水炉サイクルでは、燃焼度45,000MWD/tの使用済燃料再処理に伴い、150ℓのキャニスタ1.25本が発生するとされています。

ルから発生する高レベル放射性廃液の処理に対して、現行のガラス固化技術の適用性や現在進めている技術開発の役割を検討するため、各燃料サイクルから発生する高レベル放射性廃棄物について、ガラス固化の観点から重要な白金族元素及びモリブデン元素の組成、並びに貯蔵施設や将来の処分場の設計に影響を与えるガラス固化体の発熱量について評価を行いました。高燃焼度サイクルやプルサーマルサイクルについては現行再処理のフローシート、FBRサイクルに関してはFSフェーズIIにおける先進湿式再処理(NEXT)のフローシートを基に評価しています。

表8-1に示す試算結果より、将来の高燃焼度化による白金族元素及びモリブデン元素の組成、並びに発熱量への影響は数%以内と小さく、現行のガラス固化技術が十分適用できると考えられます。プルサーマル燃料サイクル及びFBRサイクルにおいては、白金族元素が6割程度増加することから、現在進めている白金族元素対策が一層重要となることが分かりました。更にプルサーマル燃料サイクルにおいては、アクチノド元素による発熱量の増大が顕著であり、NEXTの持つマイナーアクチノド元素の回収機能を再処理に適用することが示唆されます。また、各燃料サイクルともモリブデン量の増加は認められず、高減容化はいずれの燃料サイクルからの高レベル放射性廃棄物においても適用することが期待できます。

●参考文献

Shiotsuki, M. et al., Perspectives on Application and Flexibility of LWR Vitrification Technology for High Level Waste Generated from Future Fuel Cycle System, Proceedings of Waste Management 2006(WM'06) (CD-ROM), February 26 - March 2, 2006, Tucson, USA, 13p.

8-3 マイクロ波加熱装置(電子レンジ)で作るウラン粉末の生成過程 —硝酸ウラニル溶液のマイクロ波加熱直接脱硝法による脱硝反応機構の解明—

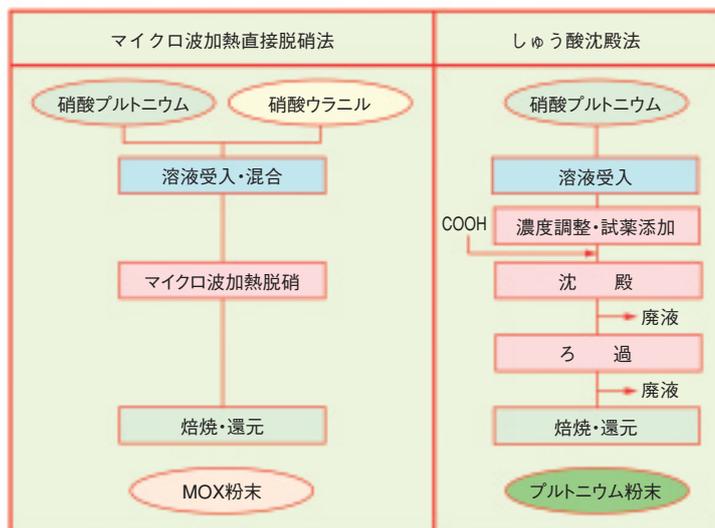


図 8-2 転換方法の比較

欧米ではプルトニウムを沈殿法により単体で転換して粉末にしていますが、日本では核転用のしにくい混合転換法を採用しており、次の利点があります。①化学的な処理をしないので放射性廃液の発生量を大幅に低減できます。②設備が簡素でコンパクトです。③溶液状態でプルトニウムとウランとを混合するため、均一な燃料ができます。

原子炉で使い終わった燃料は、再処理工場で処理されて使えるウランとプルトニウムが回収されます。欧米ではプルトニウムを図 8-2 に示すしゅう酸沈殿法で粉末にしてウラン粉末と混ぜて原子炉燃料の原料粉末としています。しかし、この方法ではプルトニウムだけの粉末で取り扱うこととなりますから、原子力を平和利用にのみ限定している我が国では、硝酸プルトニウム溶液を硝酸ウラニル溶液と混ぜて直接粉末に転換する混合転換法を採用することで、プルトニウムだけでは取り扱わないこととし核不拡散性を向上させることとしました。脱硝方法として、電子レンジで使われているマイクロ波を加熱源としたマイクロ波加熱 (Microwave Heating) 直接脱硝法 (図 8-2) を採用しています。MH 法では、ウランとプルトニウムの混合した溶液をマイクロ波で加熱することで、その中の水分及び硝酸を蒸発・濃縮し、更に残った硝酸成分を熱分解させて、酸化物の粉末にします。加熱源にヒータではなくマイクロ波を使うのは、急速加熱できるため粉末が細かくでき、燃料を作りやすいからです。

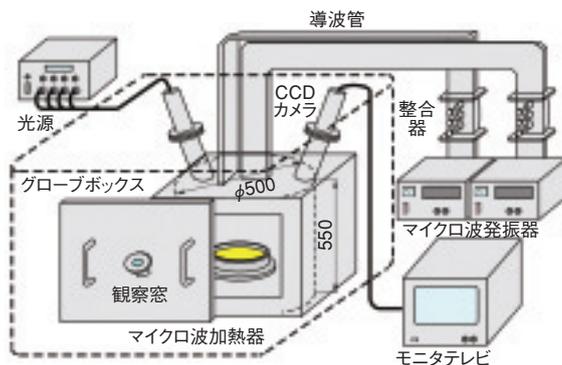


図 8-3 マイクロ波脱硝試験装置の概略図
マイクロ波加熱装置は 3 kW のものを使っています。

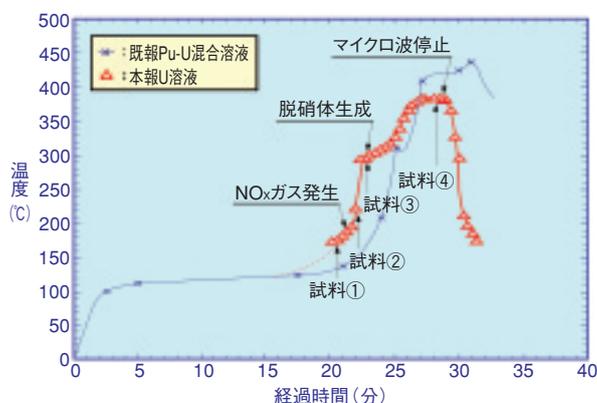
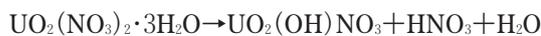


図 8-4 マイクロ波脱硝反応温度

マイクロ波加熱後、約 20 分でウランに付いている水分や硝酸成分が分解し、最終的には酸素だけが付いた酸化物になります。

これまで、MH 法の加熱過程で溶液から固体の酸化物になるまでの化学反応については、処理している時の温度から推定していましたが、その詳細は明らかにされていませんでした。

そこで本研究では、まず新たに電子レンジの中で蒸気や硝酸ガスがたくさんある時にも使える温度計を開発しました。開発した温度計を図 8-3 の試験装置に取り付けて MH 法の加熱過程の温度履歴を詳細に測定しました。次に、硝酸ウラニル溶液を使った試験を実施して昇温時に加熱している物質に顕著な温度変化や状態変化が生じた時点 (図 8-4) でサンプルを採取して熱分析やエックス線分析を行うことで、化学形態を把握して下のような脱硝反応過程を明らかにしました。



●参考文献

加藤良幸ほか, 硝酸ウラニル溶液のマイクロ波加熱直接脱硝法による脱硝反応機構の解明, 日本原子力学会和文論文誌, vol.4, no.1, 2005, p.77-83.

8-4 再処理機器の腐食メカニズム解明に向けたアプローチ — スチームジェットの腐食と設計改良 —

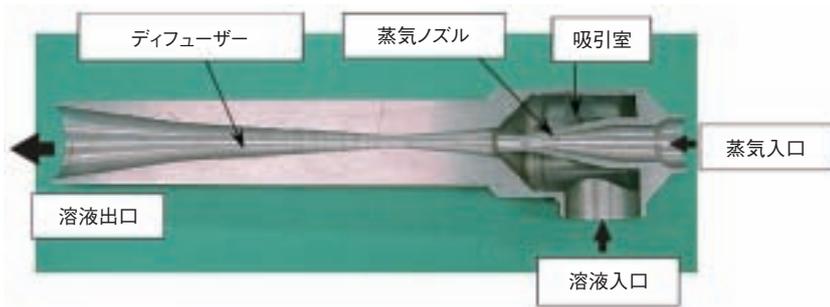


図8-5 (左) スチームジェット(SJ)の構造
SJは、蒸気をノズルから高速で噴出させて吸引室を減圧とし、溶液を吸い上げてディフューザー側へ吐出させることで溶液を移送する機器。故障したSJの材質はJIS-SUS304L相当材であり、故障までの使用時間は約6万時間で使用環境は以下のとおりです。

- (1) 蒸気の温度：約170℃
- (2) 送液される廃液の温度：約40℃
- (3) 廃液中の硝酸濃度：2～3 mol/L
- (4) 設計流量：4 m³/h

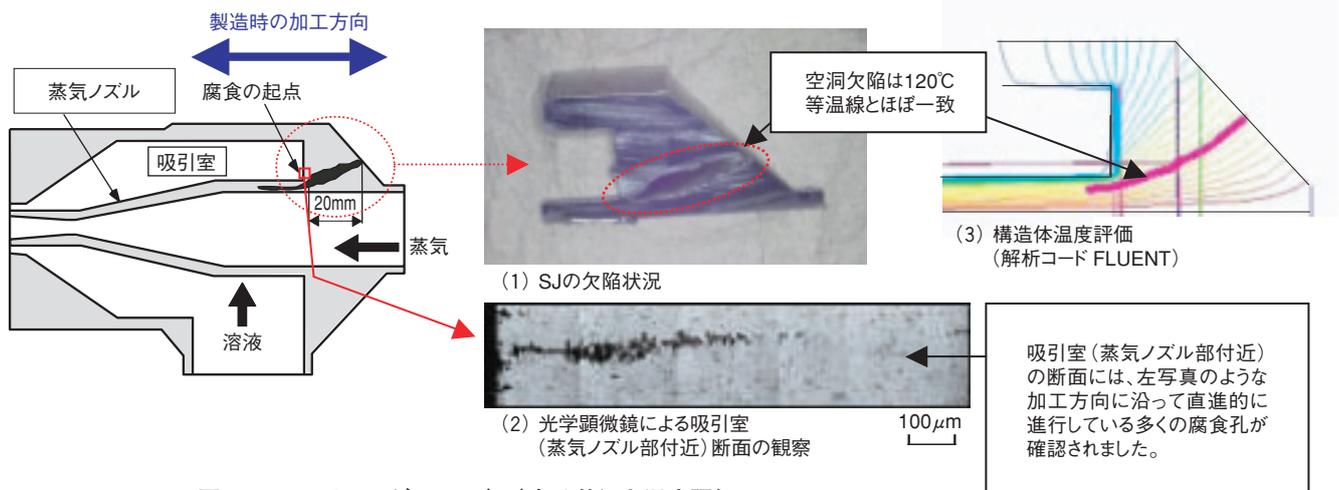


図8-6 スチームジェット(SJ)欠陥状況と温度評価

構造体内部の空洞欠陥は120℃(本温度域は、硝酸が液体として存在できる最高の温度域であり最も腐食環境が厳しくなる温度域)の等温線とほぼ一致していました。

東海再処理施設の酸回収工程において、硝酸廃液を送液するスチームジェット(SJ)に腐食故障が生じました。SJは駆動部を持たない信頼性の高い機器として、東海再処理施設においては放射線量が高い箇所の溶液の移送用機器として約400基を使用しています(図8-5)。今回の腐食事象は約30年にわたる再処理施設の運転において初めての経験であり、多角的に調査を行い原因を明らかにしました。

調査は、高精度CCDカメラによる表面観察、X線透過による構造体内部の観察、及び欠陥断面の観察を行い、構造体内部の複数箇所に大きな空洞が形成され、外表面に到達する腐食が生じていることを確認しました(図8-6)。

次に、腐食メカニズム解明に向けて、以下の調査を実施しました。

- ① 走査型電子顕微鏡(SEM)による金属組織観察、X線マイクロアナライザー(EPMA)による成分分析。
- ② 熱流動解析による構造体温度評価及びモックアップ装置を用いたSJの温度分布測定試験。
- ③ 実材料の腐食試験による構造材の加工方向と腐食進展の関係の調査。

これらの結果、今回の腐食は、吸引室の中で温度が高くなる蒸気ノズル付け根部において、加工フロー腐食による腐食孔が起点となり、硝酸が液体として存在できる最高温度域である約120℃の等温線に沿って、腐食が進行したとの結論を得ました(図8-6)。これは材料の共通的知見として、加工端面を腐食環境に曝すことに対する十分な備えが必要であることを示しています。

また、SJの設計改良事項として以下の2点を明らかにしました。

- ① 腐食試験から、近年、再処理プロセス等で使用されている高耐食性のR-SUS304ULC-SA材(ESR処理)は、加工方向による腐食の差が生じない材料であり長期間使用するSJ材として有効であること。
- ② 熱流動解析から、腐食の起点となっている蒸気ノズル付け根部分を滑らかにすることで、流体の流れをスムーズにでき高温化が緩和されること。

東海再処理施設は約30年の運転経験を持つ国内初の施設であり、長期の運転で現れた事象を貴重なものと捉え、汚染物の取り扱いの困難さを克服し原因を解明し、商用再処理施設への情報提供や次世代施設の設計に活かしていくことが今後とも重要と考えています。

●参考文献

清水 亮, 高谷暁和, 白水秀知ほか, スチームジェットの腐食と設計改良, 日本原子力学会和文論文誌, vol.4, no.3, 2005, p.203-212.

8-5 試薬を使用しない酸濃度分析法の開発

—導電率測定による硝酸プルトニウム溶液等の酸濃度分析—

表 8-2 無限希釈における水素イオン等の当量電導度 (25°C)

陽イオン	当量電導度 (S·cm ²)
H ⁺	349.8
Li ⁺	38.6
K ⁺	73.5
1/2 Fe ²⁺	54



写真 8-1 導電率計の概要

導電率計は制御部と測定セルから構成されており、測定セルはグローブボックス内に設置しました。測定セルからの信号は、測定ケーブルを介して制御部のデジタル表示部に溶液の温度とともに導電率として表示されます。

高濃度のプルトニウムやウランを含む硝酸溶液の酸（水素イオン）濃度は、再処理工程の運転管理や工程内のプルトニウムの加水分解を防止する観点から重要なパラメータです。

従来、高濃度のプルトニウムやウランを含む硝酸溶液の酸濃度の分析は、アルカリ中和—電位差滴定法を適用していました。しかし、この方法は水酸化ナトリウムやフッ化物イオンを含む試薬の添加が必要となり、それが分析廃液となっていました。特に、フッ化物イオンは室温でもステンレス鋼の腐食を促進させることから、廃液処理工程の槽類や配管の腐食が懸念されていました。このような背景から、フッ化物イオンをはじめとする試薬を使用せず、分析時間の短縮が可能な分析方法を調査しました。

そこで着目したのが、溶液の導電率です。導電率とは電流の流れやすさを示すものであり、溶液の液温と溶液に含まれるイオン（電解質）の種類とその濃度に依存し、特に水素イオンの当量電導度は、表 8-2 に示すように他のイオンに比べて非常に大きく、高感度で測定ができます。また、溶液の導電率は、写真 8-1 に示す市販の導電率計を改造することなく、容易に測定することができます。

本件は、溶液中を流れる電気量がイオンの濃度に依存する性質を利用しています。しかし、複数のイオンが存

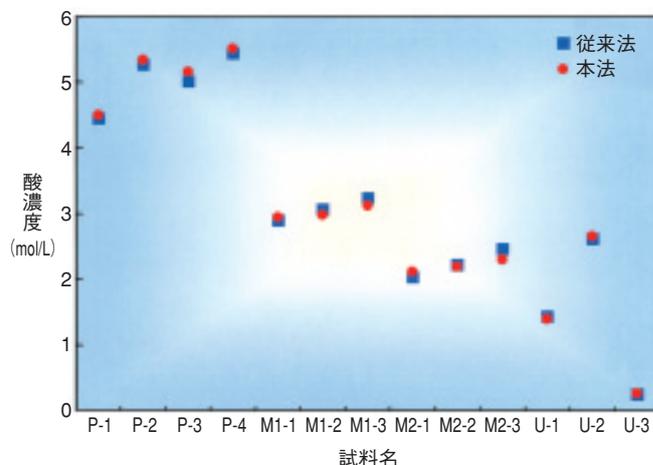


図 8-7 本法と従来法との比較分析の結果

本法と従来法による硝酸プルトニウム溶液等の酸濃度を分析した結果の比較です。図中の試料名の P は硝酸プルトニウム溶液（プルトニウム濃度：約200g/L）、M1 は硝酸プルトニウム・硝酸ウラニル混合溶液（プルトニウム濃度：約120g/L、ウラン濃度：約120g/L）、M2 は硝酸プルトニウム・硝酸ウラニル混合溶液（プルトニウム濃度：約85g/L、ウラン濃度：約200g/L）、U は硝酸ウラニル溶液（ウラン濃度：約50～360g/L）です。

在する溶液の場合、溶液の導電率は全てのイオンの導電率の総和となって表されるため、硝酸プルトニウム・硝酸ウラニル混合溶液のようにプルトニウムとウランが高濃度で存在する場合、水素イオンの導電率のみを測定することは困難です。そこで、溶液の導電率に占めるプルトニウム及びウランの導電率を溶液中のプルトニウム及びウランの量で補正することとしました。具体的には、試料の測定温度を一定（25°C）とし、蒸留水で希釈した試料の導電率、プルトニウム及びウラン濃度と従来法により得られた酸濃度との相関を用い、これらをパラメータとして、多変量解析法により得られた相関式から酸濃度を算出する方法を検討しました。その結果、以下に示す良好な結果が得られました。

- ①図 8-7 に示すように、本法と従来法との比較分析の結果は、10%以内で良好に一致しました。
- ②本法の25°Cにおける日間再現精度は1.5%以下であり、良好な精度が得られました。
- ③本法の分析時間は約5分であり、従来法の1/6に短縮することができました。

以上の結果から、2005年3月よりプルトニウム転換技術開発施設における硝酸プルトニウム溶液等の酸濃度分析として本法の適用を開始しました。また、再処理工程中の硝酸プルトニウム溶液等の酸濃度分析へ本法を適用することが可能です。

●参考文献

北川修ほか、導電率測定による高濃度のプルトニウム、ウランを含む硝酸溶液の酸濃度の定量, 2006, JAEA-Technology 2006-031, 29p.

9-1 原子力施設廃止措置と放射性廃棄物処理処分に関わる技術開発

1. はじめに

私たちは、我が国唯一の総合的な原子力研究開発機関であり、原子炉施設、再処理施設、加速器施設等、200を超える原子力施設を保有しています。これらの中には、使命を終えた施設、機能が重複するため整理すべき施設等もあり、第1期中期計画においては、30余りの施設が廃止措置すべき、あるいは今後廃止措置を検討すべき施設として示されています。

一方、私たちは、これまで種々の研究開発を実施してきており、2005年度末の時点で、200リットルドラム缶に換算して約34万本の放射性固体廃棄物が保管されています。

不要となった原子力施設を廃止措置し、放射性廃棄物を処理処分することを合わせて、原子力バックエンドと呼んでおり、バックエンド対策を実施するのは、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とされています。また、原子力施設の廃止措置、放射性廃棄物の処理処分は、長期的な対応、巨額の資金を必要とし、私たちの場合、約2兆円、80年の事業であると試算されています。したがって、原子力機構では、コスト低減を念頭に、以下のような技術開発を進めています。

2. 廃止措置に係る技術開発 (図9-1 参照)

廃止措置に係る基本的な技術については、JPDR等のこれまでの解体経験により確立しており、これを他施設に適用していく際には、施設固有の状況を考慮した技術の改良が必要となります。具体的には、「ふげん」、人形峠のウラン濃縮、製錬転換施設等、再処理特別研究棟について、既存技術をベースに、それぞれの施設に合わせた解体技術の開発を進めているところです。

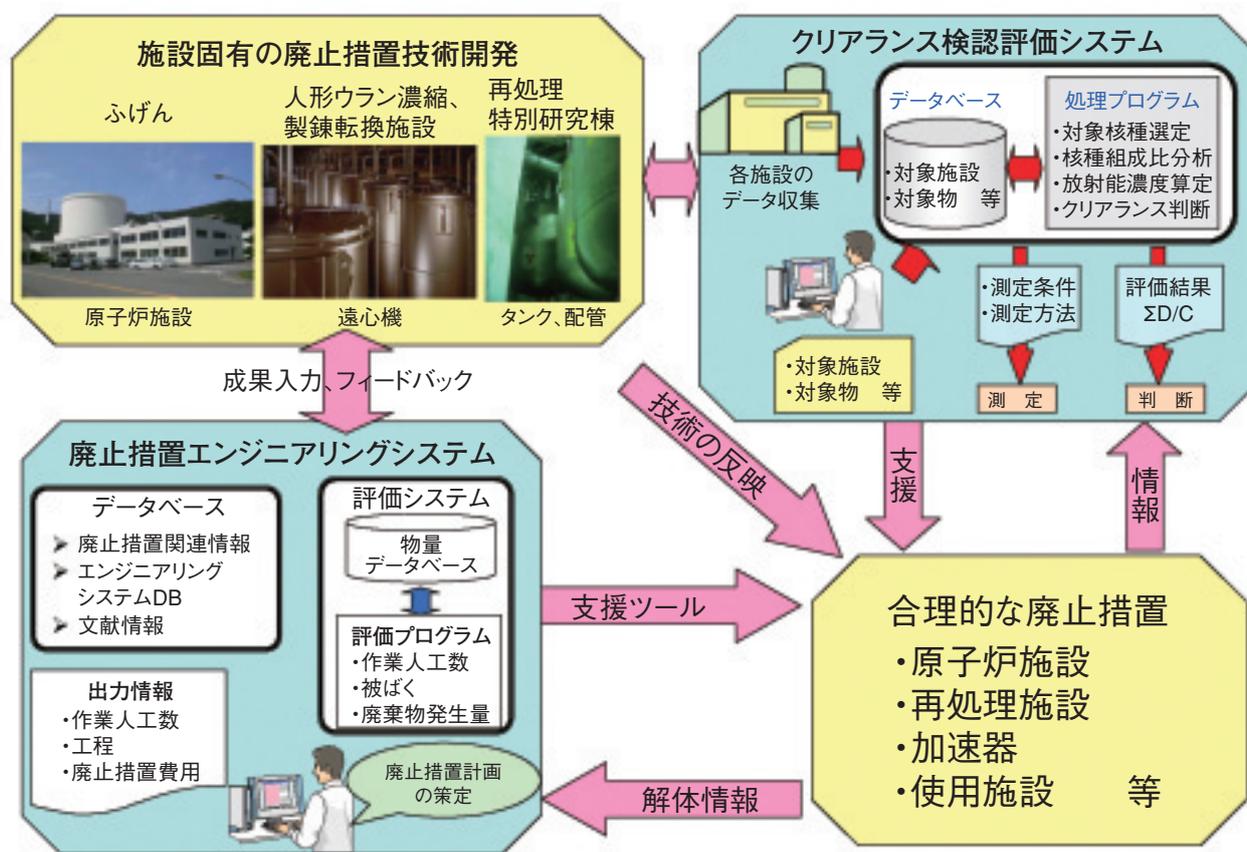


図9-1 原子力施設廃止措置に係る技術開発

また、これらの施設の解体を通じて、解体技術、関連データも蓄積されており、今後の廃止措置を効率的に進めるため、これらの情報と放射化計算等を組合わせ、支援ツールとしての廃止措置エンジニアリングシステムの開発を進めています。

一方、2005年12月、原子炉等規制法が改正され、クリアランス制度が原子炉等規制法に取り込まれました。クリアランスは放射性廃棄物の減量、コスト低減に有効です。私たちはクリアランスを容易に行うため、クリアランス検認システムの開発を進めています。

これらの技術はいずれも今後の廃止措置に活用していく予定です。

3. 廃棄物処理処分に係る技術開発 (図9-2 参照)

放射性廃棄物については、それぞれの放射能レベル、性状に応じた処理が行われます。処理コストの低減を目的に、前処理としてのか焼技術、TRU廃棄物、ウラン廃

棄物等を対象とした除染技術の開発を進めています。

一方、セメント固化、溶融固化等により廃棄体化(処分に適した形状に処理すること)された放射性廃棄物は、処分に備え、放射能濃度を確認する必要があります。私たちは、コスト軽減、時間短縮を目的に、放射能測定 of 簡易・迅速化技術の開発を進めています。

廃棄体化された放射性廃棄物は、最終的に、浅地中処分(トレンチ処分、ピット処分) 余裕深度処分、地層処分により、放射能レベルに応じた処分が行われます。処分の安全性は、被ばく評価により判断されますので、私たちは、RI・研究所等廃棄物、TRU廃棄物、ウラン廃棄物に対して、核種移行に影響する因子の検討、安全評価データの整備、安全評価手法の開発等を進めています。

また、放射性廃棄物に係る各種情報を一元的に管理し、発生から処分までの履歴を管理できる廃棄物管理システムの開発を進めています。

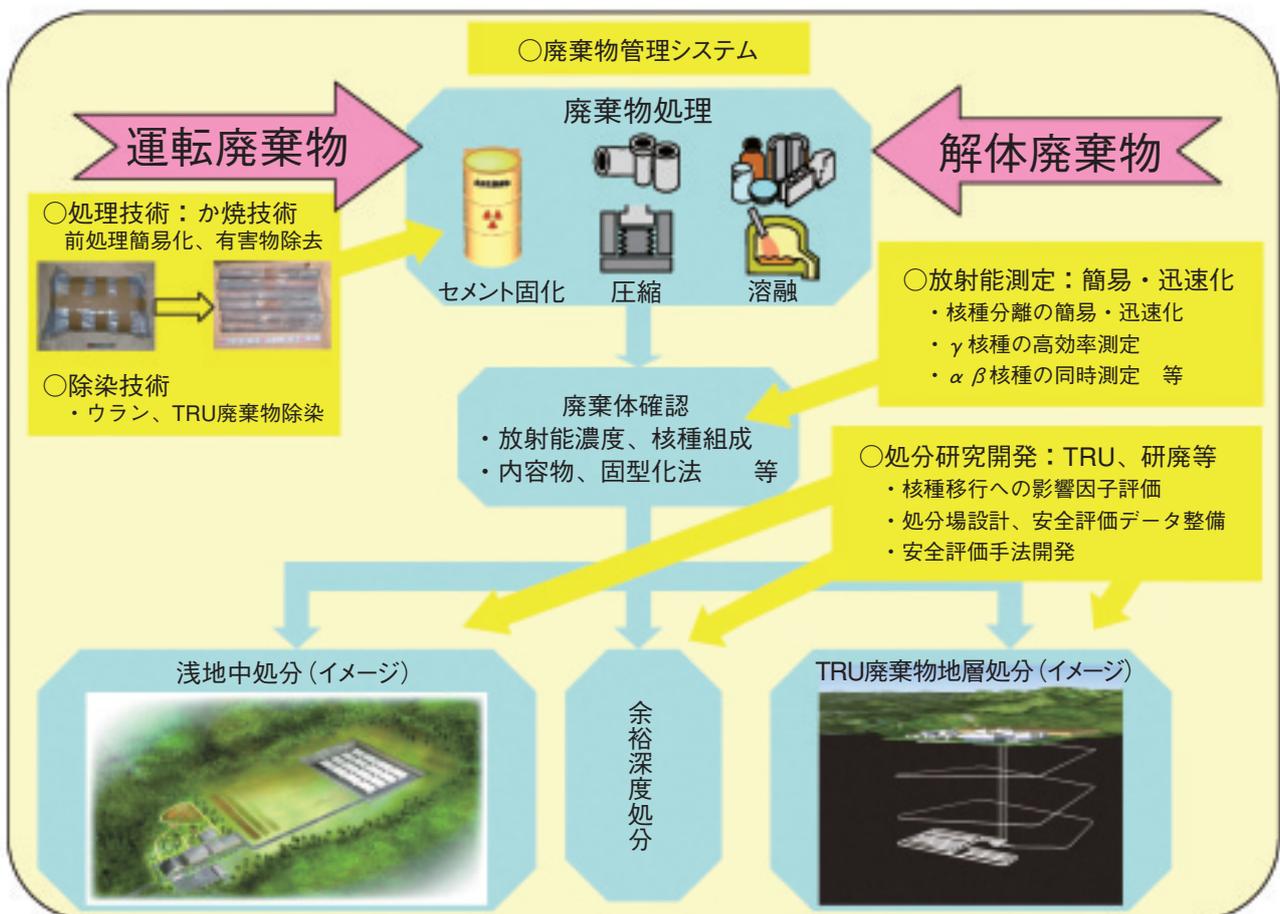


図9-2 放射性廃棄物処理処分に係る技術開発

9-2 マイクロ波加熱によって溶融固化体試料前処理を効率化 —放射性廃棄物の処分に向けた放射能分析の簡易・迅速化—

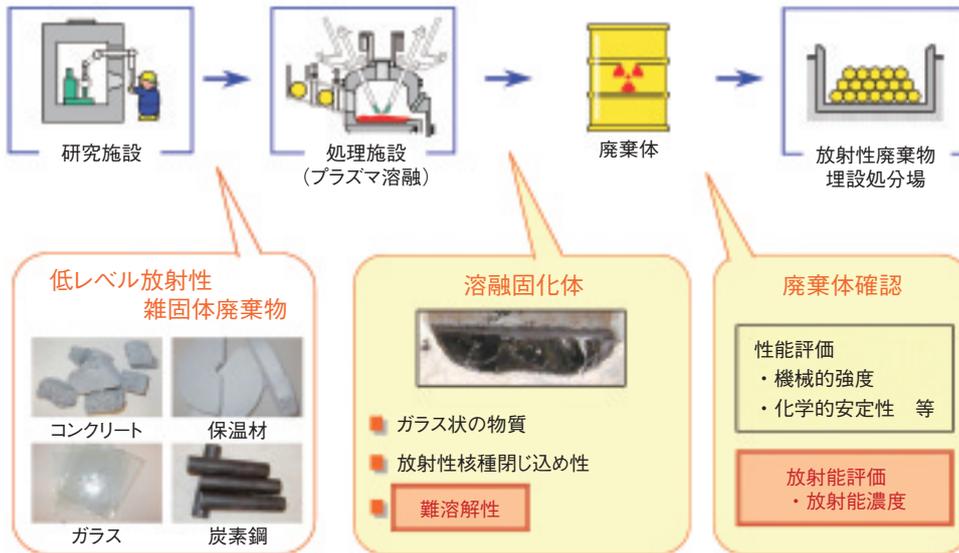
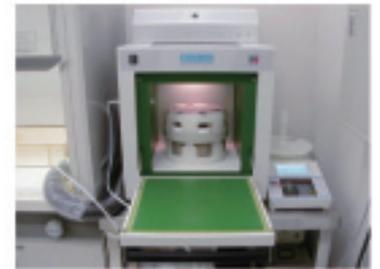
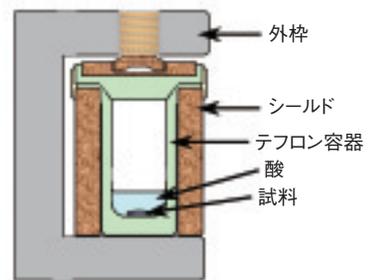


図9-3 放射性廃棄物の処分までの流れ

研究施設から発生する低レベル放射性雑固体廃棄物は、溶融処理してガラス状の化学的に安定な溶融固化体に成形してから廃棄体として埋設処分することを計画しています。溶融固化体を安全に処分するためには、廃棄体の性能評価を行うと共に、放射能評価が必要です。



a) 装置外観



b) 容器断面

図9-4 マイクロ波加熱装置

a)装置外観、b)容器断面

試料と酸を入れたテフロン容器をマイクロ波で加熱する装置です。

私たちは、研究施設から発生する低レベル放射性廃棄物のうちコンクリートなどの非金属雑固体廃棄物をプラズマ加熱により溶融処理して、ガラス状の化学的に安定な溶融固化体に成形してから廃棄体として埋設処分することを計画しています(図9-3)。溶融固化体を安全に処分するためには、機械的強度などの性能評価を行うと共に、固化体中に含まれる放射性核種の種類と量を把握する放射能評価が不可欠です。このために、原廃棄物や溶融固化体等から試料を採取し、放射化学分析によって核種組成・濃度・分布等の放射能データを収集する必要があります。これらのデータを用いて合理的で信頼性の高い廃棄体の放射能評価方法を確認し、処分に備えることとなります。

放射化学分析においては、前処理として試料を溶液化する必要がありますが、ガラス状の物質である溶融固化体を溶液化する作業には長時間を要します。また、研究施設から発生する廃棄物の場合、処分安全評価のために考慮すべき核種の種類が多く、それらの濃度も様々であ

るため、放射化学分析のためには比較的多量の試料を溶液化する必要があります。一般的な化学成分分析と比較すると、10倍程度の試料を溶液化することが必要となります。

そこで、溶融固化体試料を効率的に溶液化するために、マイクロ波加熱を用いる迅速溶解法について検討しました。従来のホットプレートのみによる外部加熱法では、一容器あたり溶液化可能な溶融固化体試料は0.1g程度でした。一方、マイクロ波加熱法では、図9-4に示すように、テフロン製の密閉型容器を用いて試料を加熱します。これにより、溶解の効率が向上し、一容器あたり1gの溶融固化体試料を溶液化できるようになりました。また、密閉型の容器を使用することで、放射性物質の飛散を防止する効果が期待できます。溶解操作の安全性の観点からも、マイクロ波加熱法は有効な方法です。

従来法と比較してマイクロ波加熱を使用する方法では、溶解操作の所要時間は1/10以下に短縮され、溶融固化体試料に対する迅速溶解法を確認することができました。

●参考文献

原賀智子ほか、プラズマ溶融処理した非金属廃棄物のマイクロ波加熱装置を用いる迅速溶解法、分析化学, vol. 55, no.1, 2006, p.51-54.

9-3 廃止措置エンジニアリング支援システム(DEXUS)の開発 —データベース及び解体作業シミュレーションシステム(VRdose)—

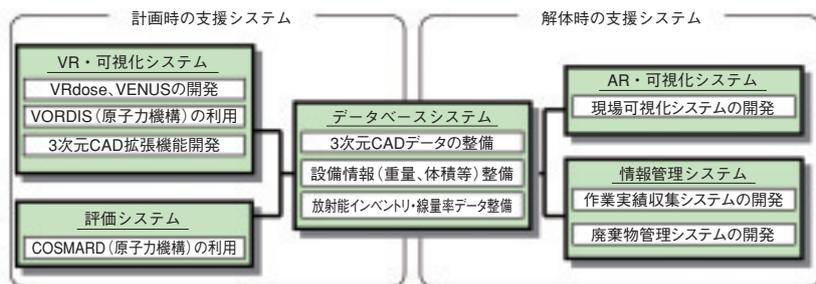


図9-5 廃止措置エンジニアリング支援システム(DEXUS)の構成

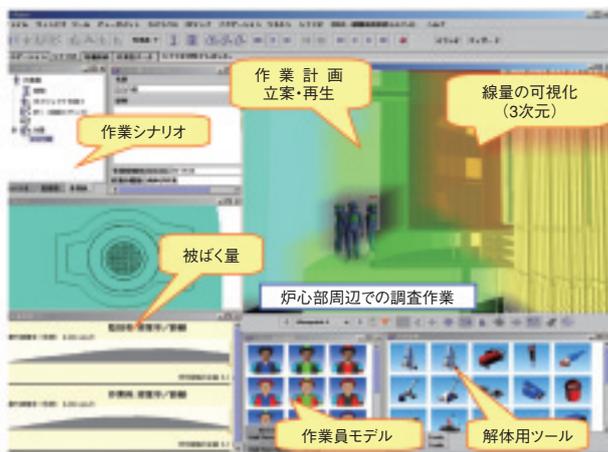


図9-6 解体作業シミュレーションシステム(VRdose)

新型転換炉ふげん発電所では、作業の安全性向上や被ばく低減、廃棄物発生の抑制等を考慮した合理的な廃止措置の計画立案を目的として、廃止措置エンジニアリング支援システム(以下、DEXUSという)の開発を進めています。

DEXUSは、「計画時の支援システム」と「解体時の支援システム」、及び両システムで使用する各種データを統合管理するデータベースシステムから構成されています。更に、「計画時の支援システム」は「VR・可視化システム」と「評価システム」から、「解体時の支援システム」は「AR・可視化システム」と「情報管理システム」から構成されています(図9-5)。

ここでは、DEXUS内のデータベースシステムと、VR・可視化システムの解体作業シミュレーションシステムについて開発状況を紹介します。

データベースシステムは、「ふげん」の3D-CADデータや、設備情報、及び放射能インベントリ情報等から構成されるシステムです。特に3D-CADソフトウェアについては、廃止措置に向けた各種検討を効率的に進めるために、以下に示すような3D-CADの拡張機能を付加し、検討の効率化を図っています。

① 3次元CADと設備情報等の文字情報や、写真、計装配

管図(2次元CAD)等との連携機能

- ② 3D-CAD上の機器を切断する機能
- ③ 任意空間内の物量集計機能 等

次に解体作業シミュレーションシステムの開発ですが、「ふげん」のような原子力発電所の廃止措置は、高度に放射化した原子炉本体を除けば、多くの設備の解体撤去は人的作業によって行われます。このため、作業の安全性や被ばく低減を考慮した適切な作業計画を立案するため、作業内容や被ばくに関する事前評価が重要となります。この事前評価を効率的に行うために、ノルウェーエネルギー研究所と共同で、仮想現実感(VR: Virtual Reality)技術を用いた解体作業シミュレーションシステム(VRdose)を開発しました(図9-6)。本システムは、「ふげん」の3D-CADデータ、及び空間線量データ等を基に作成したVR空間内で人体モデルに作業を行わせることによって、外部被ばくや内部被ばくを評価できるシステムです。また、作業員への作業前教育やPA等にも有効活用することができます。

「ふげん」で現在計画されている設備の解体試験等にDEXUSを適用することにより、DEXUSの評価機能の検証や必要に応じて改良等を行っていく計画です。

●参考文献

Iguchi, Y. et al., Development of Decommissioning Engineering Support System(DEXUS) of the Fugen Nuclear Station, Journal of Nuclear Science and Technology, vol.41, no.3, 2004, p.367-375.

10-1 先端的計算により原子力分野における実験の先導・代替、萌芽的研究を推進

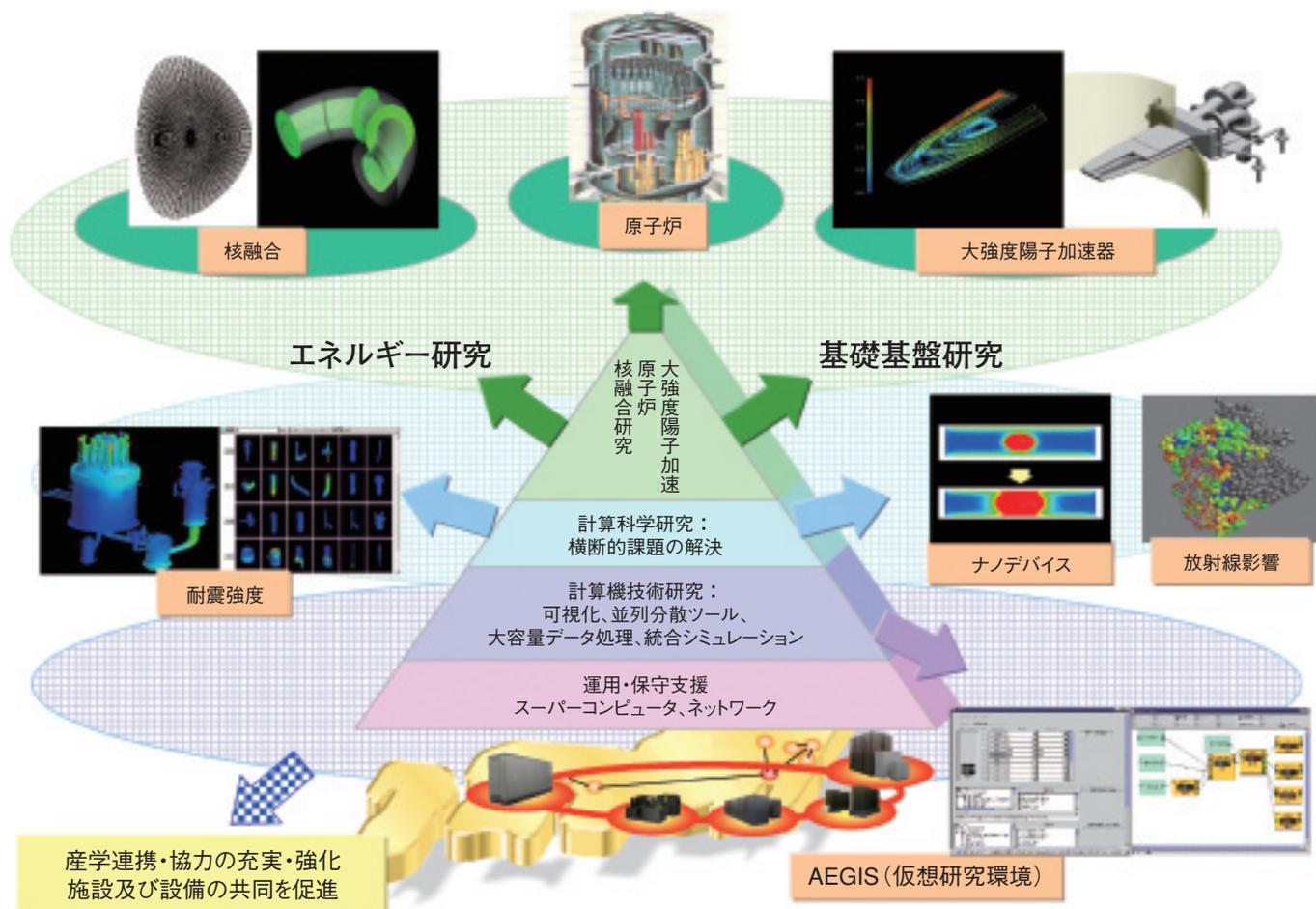


図10-1 原子力分野における計算科学の役割

システム計算科学センターでは、計算科学研究、計算機技術研究、運用・保守支援の三位一体の体制で先端的計算を実施することにより、原子力分野における実験の先導・代替、萌芽的研究を推進してまいります。

原子力のような巨大技術においては、計算科学研究が重要な役割を担っています。原子力では、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から重要な研究手段でした。特に昨今の計算科学の進展により、計算機を用いた研究は、単なる確認・検証の手段を超え、金属中の不純物による脆化機構の発見といった新たな理論構築の先導を努めたり、核融合の実験に見られるように計算結果から実験方法を検討したりというように、「理論」及び「実験」と並ぶ第三の研究手法として広く認知されるに至っています。

このような計算科学に対する期待にこたえるため、システム計算科学センターでは、下記二つの研究方針を展開しており、これまで様々な成果が得られています。

①計算科学研究、計算機技術研究、運用・保守支援の三位一体での推進

計算科学基盤開発と原子力計算科学研究の2本立てにより研究を推進しています。前者は、研究者が高い専門性を要求するスーパーコンピューティングを駆使できる環境を常に整えておくことを目的としています。これまで、ITBL (Information Technology Based Laboratory)

計画に参画することにより、総計算機資源50TFLOPS(1テラFLOPSは1秒間に1兆回の演算が行えることを意味する)を超える仮想研究環境を実現しました。後者では、原子力推進における重要事項である耐震強度やナノデバイス開発、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研究を進めており3次元仮想振動台を試作し、部品数1000点規模の問題で検証しました。ナノデバイス開発では、超伝導体中性子検出器の高精度化のためのシミュレーション技術を開発しました。

これらの成果は、高性能計算科学分野で世界最大の国際会議であるSC05において、それぞれHonorable Mention賞受賞、Gordon Bell賞ファイナリスト選出と高く評価されました。

②所内連携強化による理論・実験研究との分野横断的展開

計算科学の分野横断的特質をいかし、計算科学を切り口に所内連携研究を推進し、原子力研究の各分野の研究の高度化、効率化に寄与しています。特に、理論シミュ

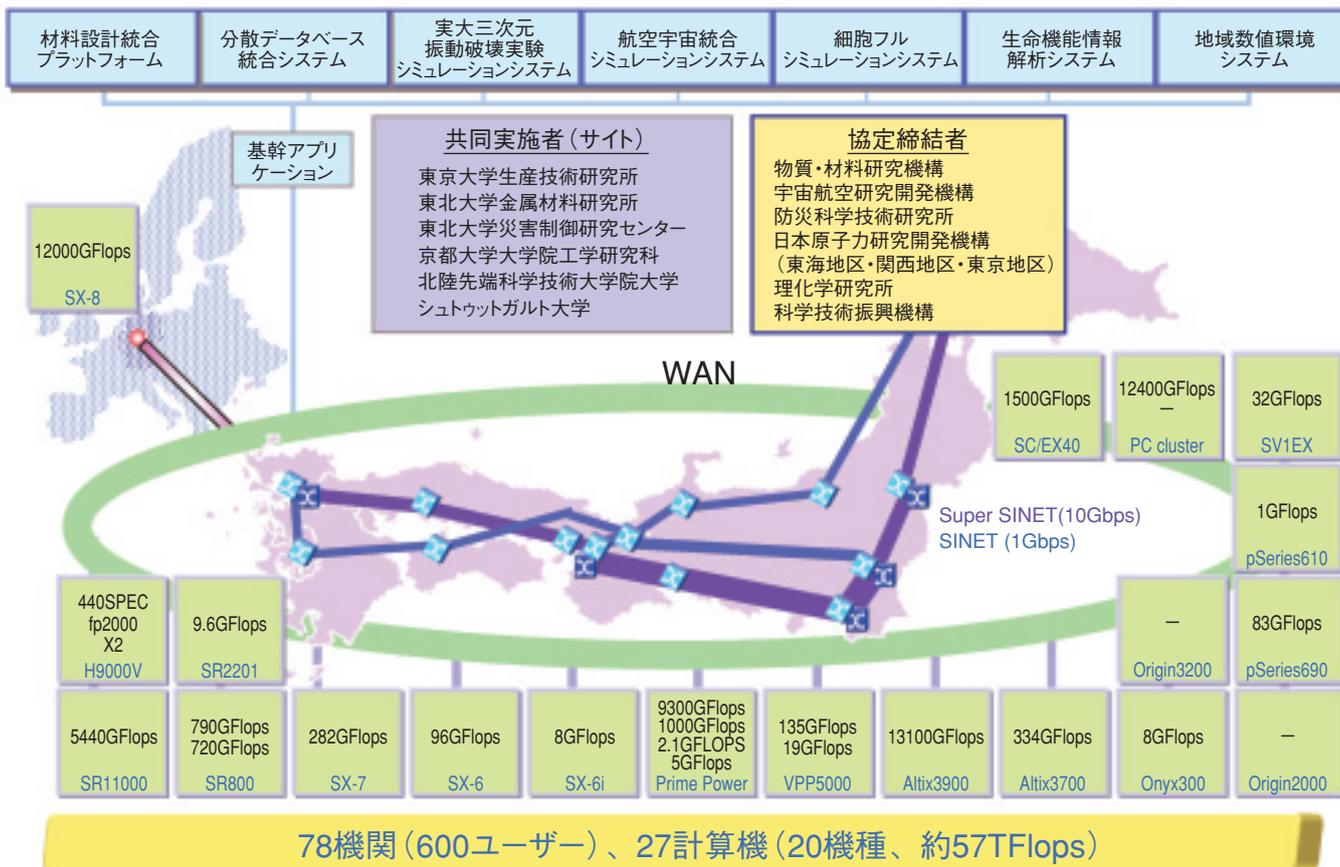


図10-2 ITBL計画で構築された環境

ITBL計画に参加している研究機関(協定締結者や共同実施者等)の協力により、27計算機(20機種、約57TFLOPS)のスーパーコンピュータ資源が提供され、ITBL基盤ソフトウェアにより共用化されています(図は2005年3月時点のもの)。ドイツのHLRSにあるSX-8(12TFLOPS)もITBL基盤ソフトウェアとUNICOREとの相互接続によりITBLの環境で利用可能となっています。ここで、アプリケーションの研究開発として実施された基幹アプリケーションも示されています。

レーションによる顕現化や実験データの補間による現象の分析、仮想原子炉に代表される実験施設のデジタル化による計算機内での実験施設検証及び高速炉設計のためのデザイン・バイ・アナリシス(解析に基づき設計を可能とする)システムの構築などを進めています。

次に①に記載したITBL計画において、これまでシステム計算科学センターが実施してきた研究開発の内容について簡単に報告いたします。

システム計算科学センターは、e-Japan重点計画に位置づけられた国家プロジェクトInformation Technology Based Laboratory(ITBL)計画(2001年度~2005年度)に参画してまいりました。ITBL計画では、その目的どおり、インターネット上に散在する計算資源、知識、ノウハウなどをネットワーク上に共用化するための研究開発を実施することにより、複雑で高度なシミュレーション、遠隔地との共同研究を容易に行える仮想研究環境を構築いたしました。

ITBL計画の中で、当センターは、仮想研究環境の基盤となるソフトウェアやこの環境で活用されるアプリケーションソフトウェアの研究開発及び利用推進活動を実施してまいりました。これまで、国内外の大学や研究機関との協力により、スーパーコンピュータ資源の総量としては、57テラFLOPSという非常に大規模な資源が共用化

されています。ITBL計画への参加機関数は、大学、研究機関、企業など併せて78機関となり、参加者は600名以上となっています。

ITBLで構築された環境の国際展開として、ヨーロッパで研究開発が進められた類似の基盤ソフトウェア(UNICORE)とITBL基盤ソフトウェアの相互接続を実現しました。これにより、ドイツにあるシュトゥットガルト大学高性能計算センター(HLRS)との国際協力の下、HLRSのスーパーコンピュータもITBLの環境から利用可能となりました。

現在は、ITBL計画で得られた知見を基に、原子力分野に求められる計算科学基盤の構築に向け、原子力グリッド基盤(AEGIS: Atomic Energy Grid Infrastructure System)の研究開発を進めています。このような環境を世界規模で実現し、世界に一つしか存在しないような原子力巨大実験施設を世界中の研究者が世界各地から利用できるようにするため、ドイツ以外にも、フランス、米国と国際協力を進めています。加えて、2006年度開始の国家プロジェクト「最先端・高性能汎用スーパーコンピュータの開発利用」計画に参画し、全国の大学・研究機関を有機的に連携した最先端学術情報基盤の形成に向け、その基盤となるソフトウェアの研究開発も進めています。

10-2 強結合超流動の量子渦構造を計算し、室温超伝導の世界を覗く —原子ガスの量子渦から見えてくる室温超伝導の世界—

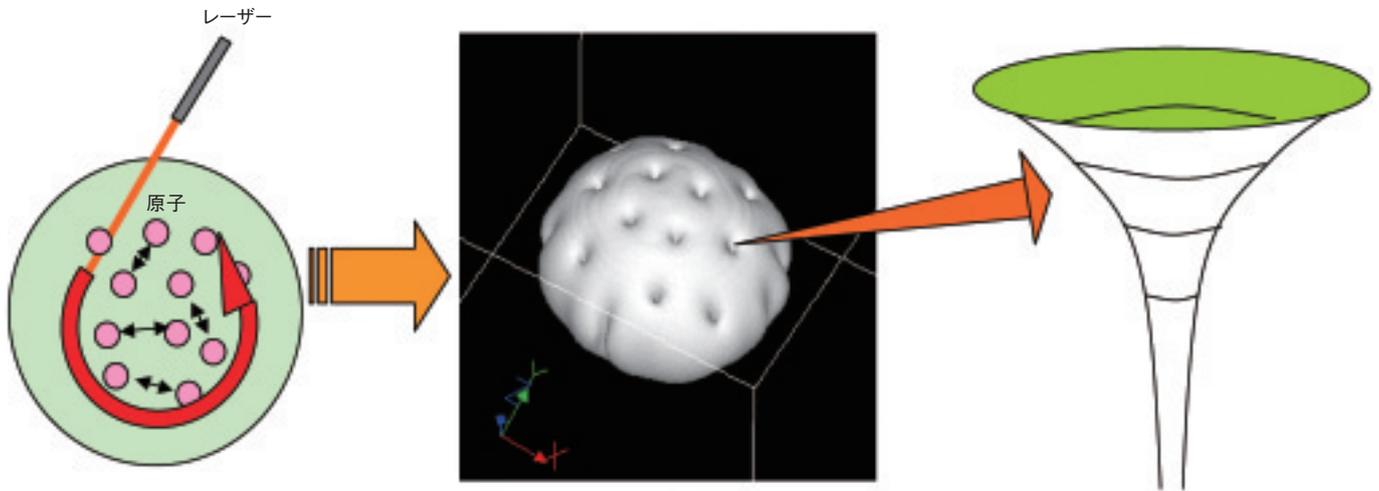


図10-3 原子ガスを一箇所に閉じ込め、レーザーを当ててかき混ぜる(左図)と、中央図のように、ガスのあちこちに渦(実験では、原子の分布密度を観察するため、渦は中央図のように球体にあいた穴のように見えます)が発生しますが、原子ガスが超流動状態になると、渦周りの回転運動が量子化されるため、ある一定の回転の強さを持つ渦だけが現れます。この研究では、この渦の構造を最も精密な計算手法である第一原理計算により求めました。量子化された渦は、超流動や固体が示す超伝導に共通の現象であり、原子ガスの渦構造を研究することで超伝導の渦構造を予測することができます。原子ガスでは、極めて強い引力が原子間に働いており、この研究で得られた渦構造は、まだ見ぬ室温超伝導の渦の構造とほとんど一致すると考えられます。

「室温でもし超伝導が実現したら、産業革命を遥かに超える変革が起こる！」と言われてきましたが、実際、室温で電気抵抗がゼロになるということは、発電した電気エネルギーを損失ゼロで各家庭や工場へと運べるようになり、地球規模でのエネルギー伝送が可能になるだけでなく、世界中がリニアモーターカーで結ばれ、身近では、パソコンなどのOA機器の冷却ファンもなくなり、ノートパソコンの性能は今の超並列計算機を遥かに超えてしまうかもしれません。このように室温超伝導実現は私たちの生活を一変させてしまう可能性を秘めており、超伝導転移温度を室温まで上昇させるというテーマは当代科学者たちの見果てぬ夢とも言えましょう。

このいまだ実現していない夢の室温超伝導ですが、その超伝導状態を先取りして研究しようという、とても挑戦的な試みが最近、現実のものとなってきました。これは、2004年に実現されたフェルミ原子ガスの超流動が、室温超伝導に匹敵するほどの画期的な超流動状態だったからです。通常、超伝導は二つの電子がペアを形成することで超伝導状態へと転移しますが、その際、転移温度を決めるのは、そのペアを結びつける引力の強さであることが分かっています。フェルミ原子ガスでは、その引力の強さが極めて強く、超伝導体でその強さを実現すると、なんと1000K(室温を遥かに超える!)程度に匹敵

するということが明らかにされました。この事実が分かると、次はその超流動状態とは一体どんなものなのか?という疑問が沸き起りますが、そこで登場してくるのが量子渦です。量子渦は、超流動や超伝導という特異な流れの中で見られる最も重要な構造で、その構造が超流動や超伝導の性質の良し悪しを決定してしまいます。つまり、超流動も超伝導もその損失のない流れには限界がありますが、その限界を与えてしまうのが量子渦であり、その研究は超伝導の応用を考える際には避けて通れないものなのです。

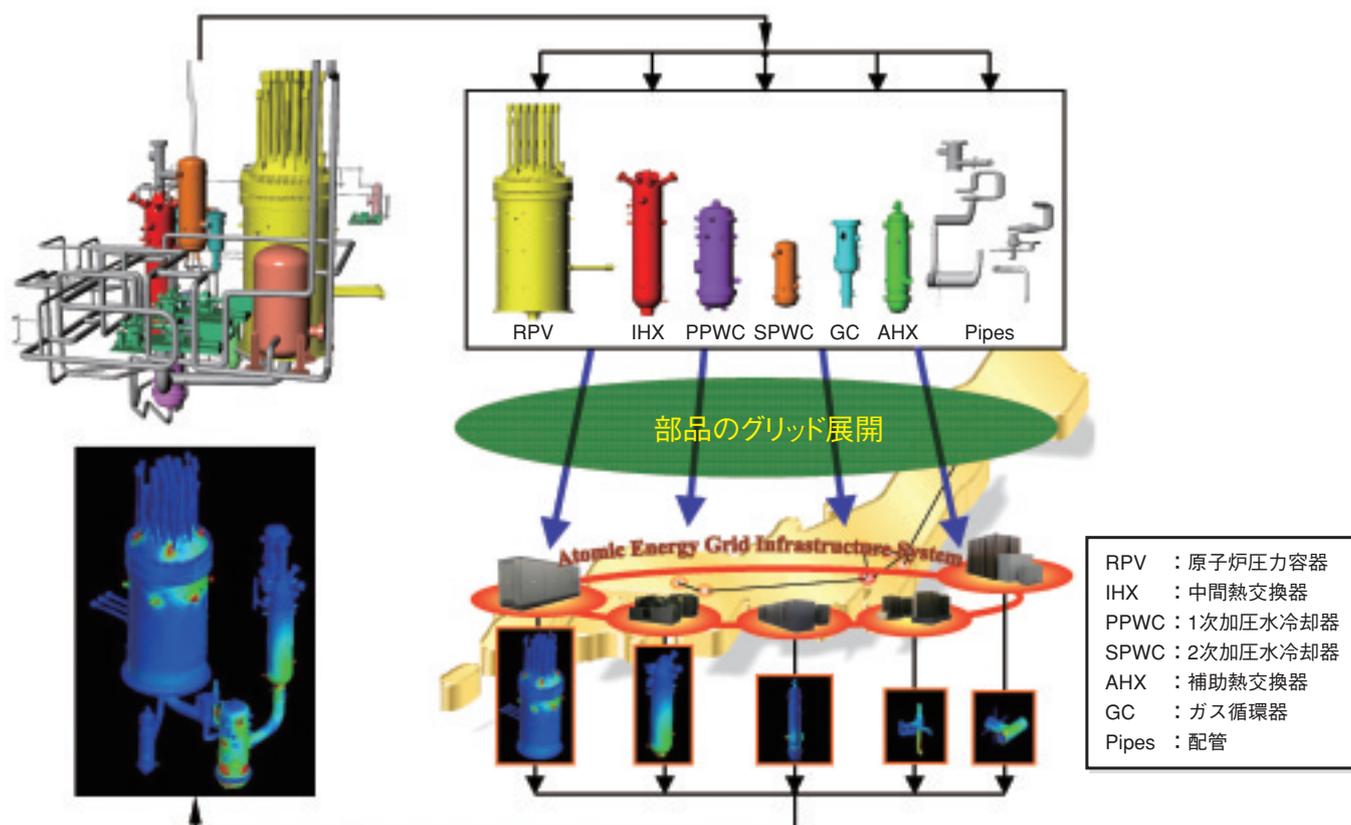
本研究では、その量子渦の構造を第一原理計算を行うことで決定し、引力が弱い場合から強い極限(室温を遥かに超える超伝導)まで、その構造の変化を初めて示すことに成功しました。その結果、引力が弱い場合は、渦中心でもフェルミ原子の密度は渦の外側とほとんど変わらないのに対し、強い極限では、なんと、渦の中心にいるフェルミ原子の密度が極端に薄くなり、水を入れてバケツを思い切り回すと中心の水がなくなるのと同じような振る舞いを示すことが分かったのです。この結果は、実は超伝導電流を損失ゼロでたくさん流すという観点からは極めて有利であり、もし、室温超伝導が実現された場合、その電力輸送能力は基本的に優れている可能性が高く、今後の研究の進展が多いに期待されます。

●参考文献

Machida, M. et al., Structure of a Quantized Vortex near the BCS-BEC Crossover in Atomic Fermi Gases, Physical Review Letters, vol.94, no.14, 2005, p.140401-1-140401-4.

10-3 特大規模を有する原子力施設のための組立構造解析

— 部品に分けて特大規模の構造を解く技術 —



仮想振動台実現に向けて：1,000万超の部品集積シミュレーション
— グリッド展開による組立構造解析アプローチ —

図10-4 提案手法の概要

部品ごとに構造データを作成し、解析用データとして複数のスーパーコンピュータに分散させ、部品と部品の接合状態を考慮した連携解析により、部品点数1000万超の原子力施設全体を解析するためのシステムの枠組みを実現しました。解析結果をコンピュータ上で可視化するときにも多くのメモリを必要とするため、複数のスーパーコンピュータを使うことで大容量処理を可能としました。データ作成から解析実行、結果の可視化まで、一連の作業をすべて機構内外のスーパーコンピュータに分散させることで、特大規模を有する原子力施設の構造解析の実現可能性を見いだしました。

システム計算科学センターでは、特大規模を有する原子力施設のための解析技術の一つとして、高度計算科学技術を用いてスーパーコンピュータ上に仮想振動台を構築し、原子力施設全体の地震時の応答をシミュレーションする技術の研究開発を進めています。シミュレーションの精度を高めるには、施設を構成している各部品の応答（応力、変位等）が接合状況によりどのように互いに影響しあうかを考慮する必要があります。原子力施設は膨大な数の部品から構成されているため、一つのスーパーコンピュータでは計算できないほどの処理量となり、従来技術では扱えないという問題がありました。

そこで、

①部品と部品の接合状態を簡易的に考慮することで部品ごとのデータ処理を可能とし、計算のための処理量を低減できる手法

②ネットワークを介して複数のコンピュータを結び利用者からはあたかも一つの高性能なコンピュータとして扱えるグリッドコンピューティング環境（AEGIS：Atomic Energy Grid Infrastructure System）を用いることにより、異なる複数のスーパーコンピュータを連携処理させて解析を高速化する手法

を提案し、大洗研究開発センターにある高温工学試験研究炉の原子炉压力容器及び冷却系統設備を対象に静的弾性解析を実施しました。

その結果、原子力施設全体解析の実現に向けた技術革新が図れる可能性を見いだせたので、その成果を米国シアトルで開催された世界最大の高性能計算科学国際会議SC05の大規模解析技術コンクールへ応募したところ高く評価され、“Honorable Mention”賞を受賞しました。

●参考文献

西田明美, 3次元フレーム構造物の波動伝播特性に関する研究—チモシェンコ梁理論の導入—, 構造工学論文集, vol.52B, 2006, p.119-124.

10-4 地球シミュレータで量子多体問題の限界にチャレンジ —世界最大の行列計算を速くかつ正確に—

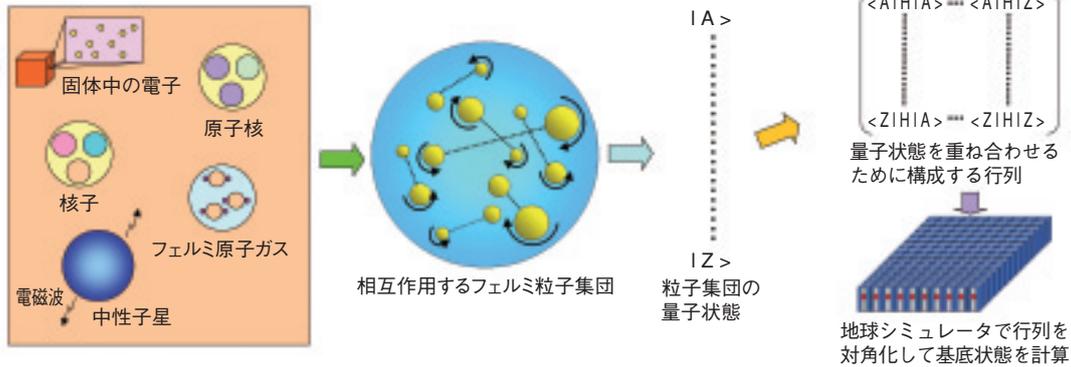


図10-5 (上) 固体中電子、原子核、核子、フェルミ原子ガス、中性子星などの性質は相互作用するフェルミ粒子集団の量子状態を計算することで理解できます。図は地球シミュレータ上でその量子状態を計算する概念図です。まず、既知の(例えば相互作用しない)粒子集団の量子状態を用意し、相互作用を取り込むために、それらの量子状態の重ね合わせを行列の対角化により行います。地球シミュレータでは、その巨大なメモリ、高い演算能力を利用し、超大規模な行列の対角化を行います。

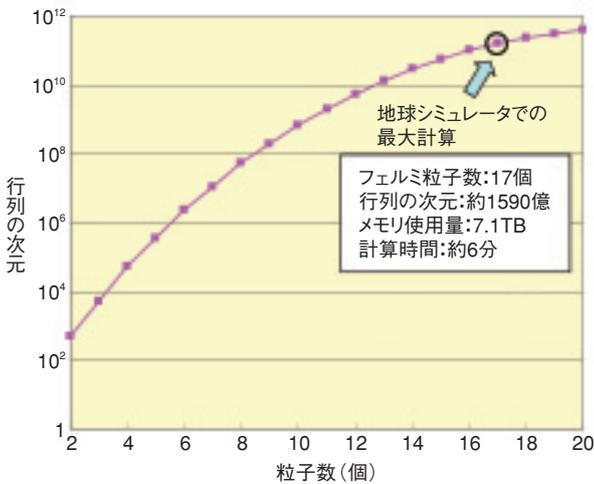


図10-6 (左) 格子モデルを使った場合のフェルミ粒子数と計算する行列の次元(大きさ)の関係を示しています。地球シミュレータをフルに利用することで、17フェルミ粒子(22格子点上、アップスピン粒子8個、ダウンスピン粒子9個)の1590億次元行列の基底状態が計算できます。

この世界の物質を構成する粒子(図10-5:電子から核子やクォークまで)はフェルミ粒子と呼ばれる、フェルミ統計に従う粒子であり、互いに相互作用しあうフェルミ粒子集団の性質を正確に知ることがかなえば、この世界のマイクロ・レベルで起こる様々な現象が原理的にすべて予測できます。かつて、量子力学の創始者の1人であるシュレディンガーが量子力学を方程式(シュレディンガー方程式)で表現することに成功すると、気が早い物理学者たちは、近い将来、物理は終焉を迎えると述べたとされています。これは、量子力学に従う極めて多くの粒子集団のシュレディンガー方程式を解ける計算機が現れば基本的に物質の性質はすべて予測できると信じたからにはほかなりません。しかしながら、その終焉は20世紀中には実現されるはずもなく、多くの物理学者が理論的に正当な近似計算を考案し、複雑な数式を駆使することでフェルミ粒子集団の振る舞いを何とか理解しようとしてきました。

しかし、21世紀に入り、地球シミュレータクラスの超並列計算機が現れた今、どれだけ多くのフェルミ粒子集団の振る舞いを正確に解けるかという問いはとても興味

深いテーマとなってきました。私たちは、レーザーにより作られる光学格子場中のフェルミ原子ガス集団を対象として、この問題に取り組み、その結果、地球シミュレータ512ノード(4096プロセッサ)を用いて22光学格子点上17フェルミ粒子の厳密な基底状態を計算することに成功しました(図10-6)。この問題は、数学上は1590億次元という超巨大な行列の固有状態を計算することに当たりますが、地球シミュレータの優れたアーキテクチャーを効率良く利用することで、約6分でこの問題を計算することに成功しました。この計算では、ベクトル並列計算機としての性能を引き出すため新しい対角化アルゴリズムを適用し、従来比で最高10倍程度の高速化を達成しています。私たちの知る限り、20フェルミ粒子程度の量子問題を(基底状態のみですが)厳密に、しかも分というオーダーで高速に計算した例はなく、世界最大級の超高速計算である一方、これが人類の今到達できうる限界とも言えます。今後、計算機は更に進歩しますが、20フェルミ粒子集団程度でも新たに分かることも多く、今後も大きな飛躍が計算機の発展と共に期待できます。

●参考文献

Yamada, S. et al., 16.447 TFLOPS and 159-Billion-Dimensional Exact-Diagonalization for Trapped Fermion-Hubbard Model on the Earth Simulator, Proceedings of International Conference for High Performance Computing, Networking and Storage(SC'05), CD-ROM, 2005.
Machida, M. et al., Novel Pairing in the Hubbard Model with Confinement Potential, Physica C, 2006, (in press).

10-5 水が温まりにくくて冷えにくいのはなぜか

—水の比熱の分子論—

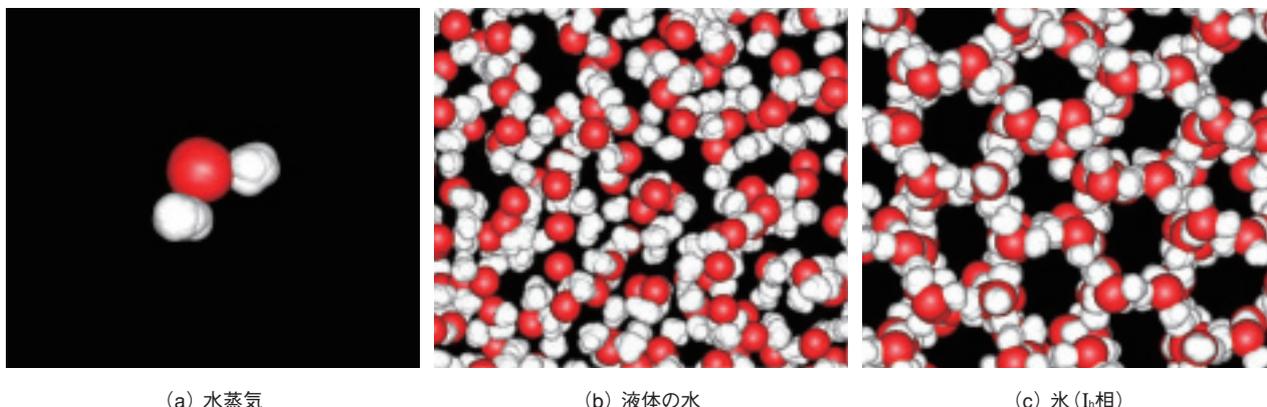


図10-7 赤い球が酸素原子、白い球が水素原子を表します。分子動力学シミュレーションでは、分子運動をコンピュータで追跡し、解析します。

水は原子力分野から生命科学分野まで幅広く登場する重要な化学種ですが、通常物質にはない特異な性質があります。例えば、水の「異常な」性質の一つとして、比熱が温度や状態で大きく異なることが知られています。融点 0°C で氷から水になると比熱は約2倍と大きくなりますが、沸点 100°C で水から水蒸気になると比熱は約 $1/3$ と逆に小さくなります。通常物質に比べて水は非常に大きな比熱(約 4.19J/gK , $1\text{ cal/g}^{\circ}\text{C}$)を持っており、温度によってあまり変化しません。一方、氷や水蒸気の比熱は水よりも小さいですが、温度によって著しく変化します。氷も水蒸気も高温になるほど大きくなる傾向があります。また、重水は軽水に比べると比熱が単位モルあたりで約10%ほど大きいことが知られています。以上のような事実は、分子論な立場からは一体どのように理論的に説明できるのでしょうか。

図10-7のように、水は水素と酸素からなっており、分子間で水素原子を介した弱い結合(水素結合)を形成します。液体の水では水素結合の生成消滅が時々刻々繰り返されており、複雑な運動をしています。また、軽い元素である水素原子は量子力学的な振る舞いをします。これらが比熱に影響を与えることが予想されますが、これまで理論的なシミュレーションによって実際に確かめられたことがありませんでした。そこで本研究では、分子動力学シミュレーションによって水の三態の比熱について定量的な解析を行いました。

この研究から分かってきたことは、水の比熱には二つの重要な因子があるということです。一つは水素結合の「強さ」です。氷や水の凝集相では、温度が高くなればなるほど各々の水分子の熱振動が大きくなり、水素結合が弱まります。比熱の大きさは外部から熱が加えられたときにどれだけ分子がエネルギーを吸収するかで決まりますが、氷の場合は水素結合が強固なので熱は水素結合を振動させるだけであまり吸収しませんが、液体の水では水素結合を大きく変形又は切断させることでエネルギーをより多く吸収できます。つまり、水素結合が「熱溜」の役割を担うことにより比熱が大きく、また一定に保たれます。しかし、気相の水蒸気では水は孤立分子として存在し、水素結合そのものが消えるため、「熱溜」の担い手が少なくなって比熱は小さくなります。

もう一つの因子は、低温になるにつれて水素結合に働く力学が古典力学から量子力学に変化してゆくことです。この水素結合の「量子性」は外部から熱を吸収しにくくする傾向があります。これは、量子振動の準位がとびとびになり、熱励起しにくくなるからです。したがって、低温側で比熱は減少する傾向にあります。

水が実際に示す比熱は、水素結合の「強さ」と「量子性」という二つの因子によって実現されているのです。なお、軽水と重水の間の比熱の違いも、この因子から説明することができます。

●参考文献

Shiga, M. et al., Calculation of Heat Capacity of Light and Heavy Water by Path Integral Molecular Dynamics, Journal of Chemical Physics, vol.123, no.13, 2005, p.134502-1-134502-8.

10-6 体積振動する複数気泡の位相特性と相互作用力

—未知の特徴周波数「遷移周波数」の存在を確認—

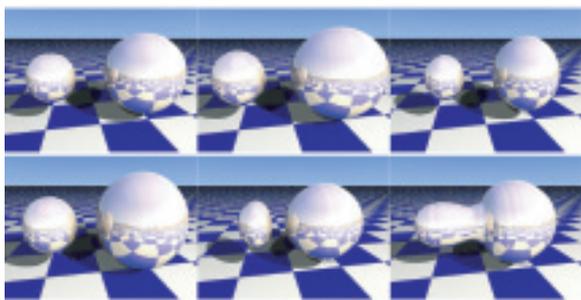


図10-8 体積振動し相互作用する2気泡の数値シミュレーション

水中に沈む気泡に音波を照射すると、気泡は膨張・収縮、つまり体積振動を始めます。このような気泡が複数ある場合、気泡間には引力にも斥力にもなりうる相互作用力「二次音響放射圧」が働きます。この図は、引力が働く条件での気泡の振る舞いをコンピュータ・シミュレーションによって再現したものです。体積振動する二つの気泡が徐々に近づき合い、最後には衝突して合体する様が見られます（時間は左上から右下に進みます）。理論とシミュレーションを用いて気泡の振動位相を詳細に調べることで、私たちはこの相互作用力の発生原理に関する新説を提唱するに至りました。

気泡は人間にとって身近で親しみ深い存在です。水の入ったビンをひと振りするだけで、沢山の気泡を作り出し観察することができます。また、気泡は工学や医学など様々な分野に姿を現します。血管に流し込まれるミクロンサイズの気泡は超音波造影剤として利用され、急激に減圧された液体中に発生する気泡は原子力施設で多用される流体機械を損傷させるほどの破壊力を持ち、強い音の中で光る気泡は化学反応場として利用されます。また、白波をなす無数の気泡は地球環境に影響を与えていると言われます。

このように身近な存在でありながら、気泡にはまだ数多くの謎が残されています。私たちは最近、音の中で膨張・収縮（体積振動）し相互作用する複数の気泡（図10-8）の振動位相を調べることで、気泡が未だに知られていない特徴周波数を持つことを見いだしました（図10-9）。私たちはこの特徴周波数をさしあたり「遷移周波数」と呼んでいます。この特徴周波数は気泡を共振させずに振動位相を反転させる（例えば、入射音波と同相だったものを逆相に）性質を持つもので、共振を伴いながら振動位相を反転させる特徴周波数「共振周波数」とは本質的に異なるものです。

更に、この知見を基にして気泡を眺め直してみると幾

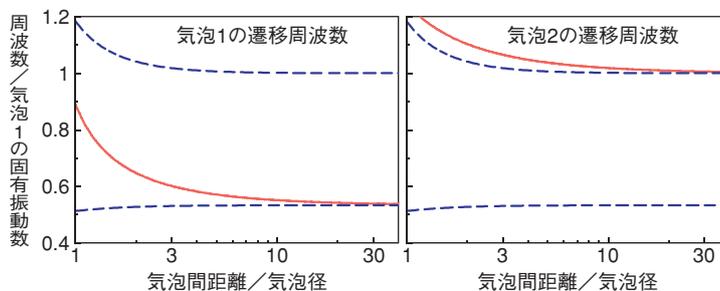


図10-9 二つの相互作用する気泡が持つ遷移周波数

横軸は気泡間距離、縦軸は周波数を表します。図中の青線は共振周波数で、赤線が初めて見いだした特徴周波数「遷移周波数」です。通説では二次音響放射圧の方向の反転は共振周波数上で起こるとされますが、本研究の理論解析によれば、それは私たちの見いだした特徴周波数上で起こります。

つかの未解決問題が解決できることに気がつきました。その一つが、体積振動する気泡の間に働く相互作用力のメカニズムです。この力は気泡間の位相差に依存して方向が変わり、したがって条件に応じて引力にも斥力にもなり得ることが知られていますが、方向が変わる具体的なメカニズムに関してはまだ定説とされる解釈が存在しませんでした。私たちは理論解析により、見いだした遷移周波数こそが力の方向を決める要因であることを突き止めました。つまり、入射音波の周波数を変化させながら観察すると、その周波数が遷移周波数を通過する際に力の方向が反転するのです。この発見は、「力の方向は共振周波数上で反転する」とする100年来の通説に一石を投じるものです。

私たちは現在、遷移周波数の存在を疑いようのないものにするために様々な追加検討を行っています。ここで得た成果は、沢山の気泡が相互作用する系で観測される様々な現象、例えばキャビテーション気泡群の崩壊や音の局在化、気泡による安定な構造形成などを理解するための重要な道具となるものと考えています。

なお、本研究の一部は科研費 若手研究(B)を通じての文部科学省からのサポートの下に行われています。

●参考文献

Ida, M., Phase Properties and Interaction Force of Acoustically Interacting Bubbles: A Complementary Study of the Transition Frequency, Physics of Fluids, vol.17, no.9, 2005, p.097107-1-097107-13.

10-7 生物による金属イオンの様々な利用

—ゲノム塩基配列からの銅イオン配位タンパク質の推定—



図10-10 銅イオンの生体内での働き

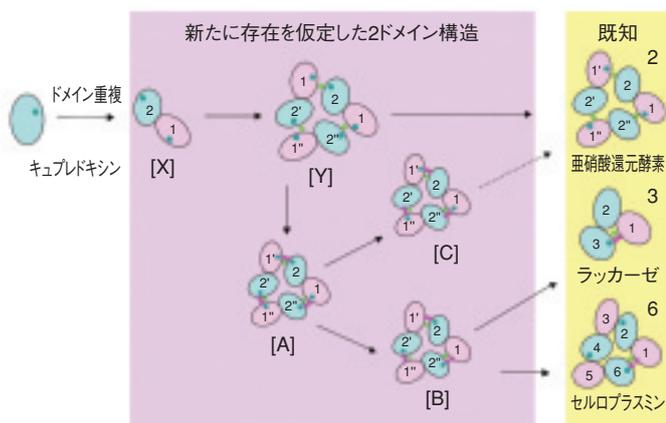


図10-11 推定されたマルチ銅ブルー蛋白質の進化経路

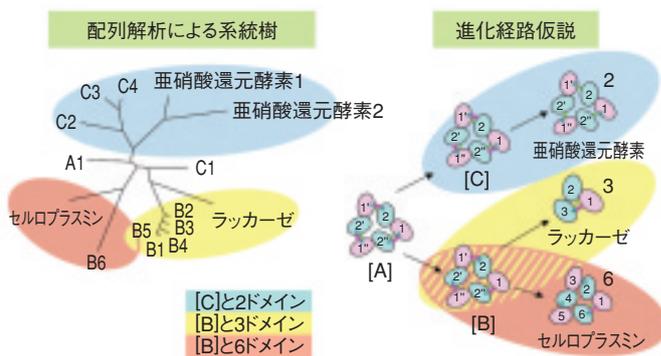


図10-12 アミノ酸配列の解析により得られた系統樹と進化経路仮説

靴の中に十円玉を入れておくと雑菌の繁殖を防いで足の臭いを抑えられることが生活の知恵として知られています。銅イオンは反応性に富むために活性酸素などの不安定分子を作り出してDNAなど生物にとって重要な分子を無差別に壊してしまうことから、単純な微生物にとっては強い毒なのです。しかし、生物は長い進化の歴史の中で、銅などの重金属を細胞外に排泄する仕組みや、壊れたDNAを修復する仕組みを作りだして、銅イオンに対する抵抗性を獲得してきました。更には、銅イオンの高い反応性を積極的に活用して、身体に必要な物質を作りだしたり、酸素や電子など生命の維持に重要な物質を輸送したりするようになりました。(図10-10)

私たちはこうした銅を利用する蛋白質の中から、マルチ銅ブルー蛋白質と呼ばれる蛋白質のグループに注目して、解析を行って来ました。マルチ銅ブルー蛋白質は、銅原子の特異な酸化還元能力を利用した蛋白質のグループで、ほぼすべての生物種が保有し、非常に重要で多様な機能を有しています。おもだった3つのグループについてみると、①「亜硝酸還元酵素」はバクテリアによる脱窒という自然環境の中での窒素の循環過程に、②「ラッカーゼ」「アスコルビン酸酸化酵素」は、それぞれ

植物や真菌（カビやキノコ）の骨格の形成と分解や、DNA損傷などをもたらす酸化ストレスへの抵抗性に、③「セルロプラスミン」はヒトなど脊椎動物の血液の中で酸素を運搬するヘモグロビンの形成にそれぞれかかわっています。

近年のヒトゲノムプロジェクトの完了に象徴されるゲノム解析の進展によって、ゲノム配列の情報が加速度的な勢いで蓄積されつつあります。これらの情報を有効に活用することで、マルチ銅ブルー蛋白質の進化経路を明らかにし、(図10-11, 図10-12) 更に、これまで知られていなかった新しいタイプのマルチ銅ブルー蛋白質([A], [B], [C])を見いだすことができました。

更に、最近、発見されたマルチ銅ブルー蛋白質についてその配列、構造、機能を広く俯瞰することで蛋白質が新しい機能を獲得してゆく「分子進化」の過程について考察を深めることができました。

今後、こうした銅などの金属イオンを結合する蛋白質の解析を進めていくことで、DNA修復などの放射線耐性に関連する新しい機能を持った蛋白質を見つけてゆきたいと考えています。

●参考文献

Nakamura, K. et al., Function and Molecular Evolution of Multicopper Blue Proteins, Cellular and Molecular Life Science, vol.62, 2005, p.2050-2066.

10-8 計算科学によるタンパク質のRNA相互作用部位の推定 —タンパク質立体構造にもとづくバイオインフォマティクス研究—

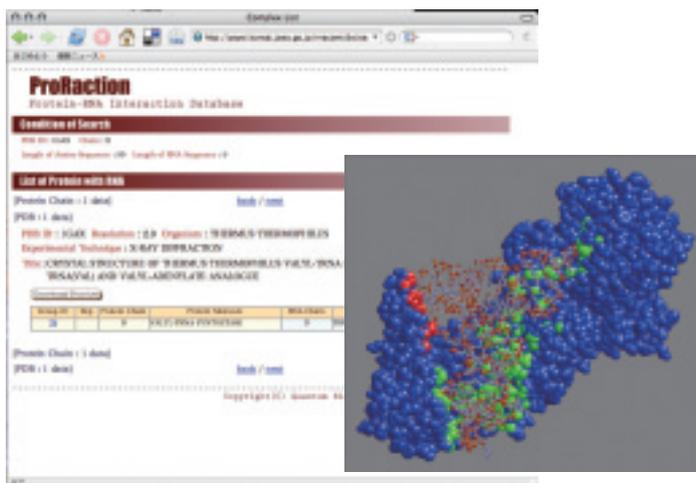


図10-13 RNAと相互作用するタンパク質の立体構造データベース

タンパク質がRNAとどのように相互作用するかを知るために、タンパク質とRNAとの結合構造データを収集しデータベースにしました。生物が持っているどのようなタンパク質がどのようなRNAとどのような構造で結合しているのかがわかります。右の絵は、あるタンパク質とRNAとの結合3次元構造です。青、赤、緑のボールの集合体がタンパク質を、手前にある棒細工がRNA分子を表現しています。赤と緑のボールがタンパク質のRNA結合面です。

生物は身近な紫外線や放射線などの強い光の攻撃に常にさらされています。放射線などに代表される光による攻撃は、生物が持つDNAに損傷を与えることがわかっています。DNAの損傷は光などの外部からの要因だけでなく、体内にある酸素も時にはDNAやRNAを傷をつけます。このように生物を構成する物質は、生活や生命活動を通して様々な局面で損傷を受けます。これらの損傷は老化の分子的原因とも考えられています。一方、長い進化の間に、生物は様々なDNA損傷を経験し、損傷を修復する装置を使って生き延びてきました。どのような装置で、どのようにして損傷が修復されているのかについては、現在盛んに研究されています。損傷を修復する装置は、おもにタンパク質で構成されていることがわかってきています。

21世紀の最初にヒトのゲノム塩基配列の読み取りが終了しました。このことは、ヒトを構成する物質の設計図が手に入ったことを意味します。しかしその設計図を読み解くことができていません。ヒトのゲノム塩基配列は30億程度の文字列で表現することができ、その文字列を「解読」する必要があります。解読の研究は、計算科学（コンピュータ）と生物学とが手を組まなければ、進めることができません。これがバイオインフォマティクスです。ここに紹介する研究は、ゲノム塩基配列の解読を進めることで、どのようなタンパク質がどのようにしてDNAやRNAの損傷を修復していくのかを解き明かし

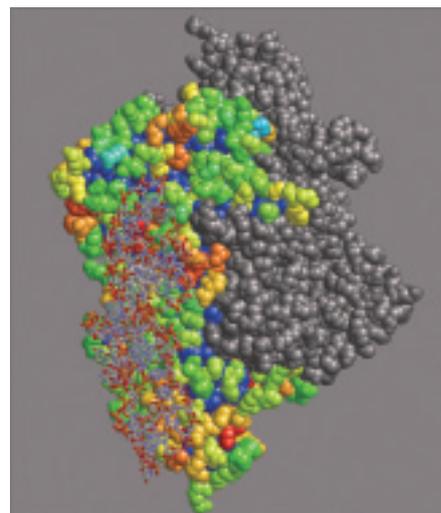


図10-14 RNAとの相互作用面推定の結果例

データベースから得られた様々な統計量を用いて、タンパク質のRNAとの結合面を推定します。実際にRNAとの結合面がわかっているタンパク質を使って、結合部分はどこであるかを伏せておき、予測をします。タンパク質（ボールの集合体）のオレンジから赤い部分が結合面と予測されました。

ていこうとしている研究の一環です。

DNAやRNAの修復をするタンパク質は、まずはDNAやRNAと結合する必要があります。タンパク質のどの部分でRNAと相互作用するのがわかれば、修復の仕組み研究の第一歩となります。RNAがタンパク質に結合しているときの構造は、多くの研究者の長年の研究により少しずつ明らかにされています。そこで、これらの情報を集めデータベースを作りました（図10-13）。多くの構造が集まると、それらを統計処理することで、タンパク質とRNAとの結合面にはどのような特徴が存在するかがわかってきます。RNAが結合するタンパク質の面はどれくらいの広さを持つのか、どのような性質の原子が存在するのかなどがわかってきます。その結果を用いて、今度はRNAとの結合の様子がわかっていないタンパク質に対して、RNAと結合しそうな面を見いだす予測を行うことができます。様々な統計処理の方法を開発し、その方法を用いることで、いままでよりも高い精度でRNAと結合するタンパク質面を見いだすことができるようになってきました（図10-14）。

タンパク質のどの部分でRNAと相互作用するのかを計算科学の手法で推定できるようになると、この方法を用いて、分子生物学実験をくみ上げることができるようになります。計算科学と分子生物学の協力により、生命を支える分子がどのように働いているのかを解き明かすことができるようになってきています。

●参考文献

Kim, T.P.O., Yura, K. et al., Newly Sequenced eRF1s from Ciliates: the Diversity of Stop Codon Usage and the Molecular Surfaces that are Important for Stop Codon Interactions, Gene, 346, 2005, p.277-286.

10-9 気泡が示す複雑性

—音を通じて相互作用する複数気泡系に奇異な現象「擬交差」を発見—

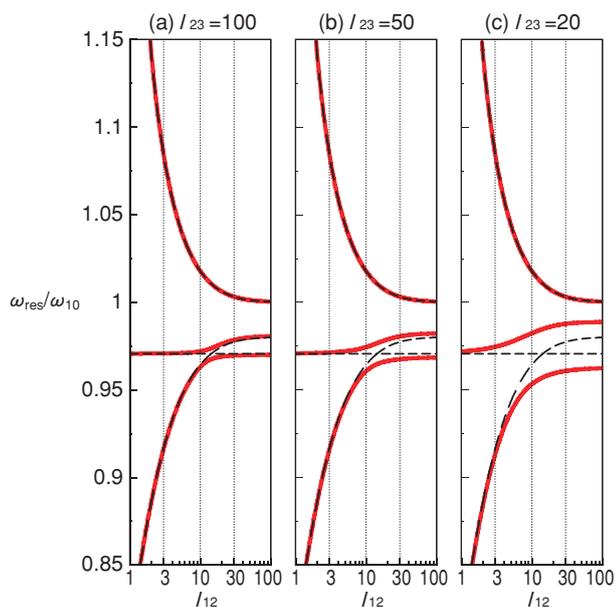


図10-15 3気泡系の共振周波数が示す擬交差

一直線上に並べられた3つの気泡が持つ共振周波数（縦軸）を、気泡間距離の関数として表示したのが上の図です（ l_{12} 、 l_{23} はともに気泡間距離）。点線は3つの気泡のうち1つ（気泡3）を系から分離した場合、赤線はすべての気泡を相互作用させた場合の結果です。気泡3を分離させたときには交わっていた起源の異なる二つの共振周波数（黒線の交点）が、3つ共に相互作用する場合には溶け合うように結ばれます。これが擬交差です。気泡3がほかの気泡に近づくとしたがい（図が右に行くにしたがい）、この結びつきはより顕著になります。

気泡は様々な場面で私たちの前に登場する、ユビキタな存在です。原子力分野においても、原子炉内で起こる沸騰や原子力プラント内、加速器施設内で発生するキャビテーション（強い負圧下で液体中に気泡が発生する現象）などによって姿を現します。キャビテーションによって液体中に現れた気泡は激しく体積振動し、周囲の機械に強い振動を与えたり、キャビテーション・ジェットと呼ばれる高速のジェットを噴き出して配管の内壁を傷つけたりします。キャビテーションではこのような体積振動する気泡が複数同時に現れ、音や流れを通じて相互作用します。そのため、そこで現れる気泡群は一種の相互作用する振動子系、つまり「結合振動子系」となります。

私たちは近年、気泡が持つこの結合振動子系としての側面に着目して議論を展開してきており、その過程で複数気泡系に「擬交差 (avoided crossing)」と呼ばれる奇異な現象を見いだしました。擬交差というのは量子化学やカオス力学、宇宙物理学などの分野で議論されてきた現象で、複数の固有値（例えば固有振動数やリアプノフ指数）を持つ物理系にたびたび見いだされてきたもので

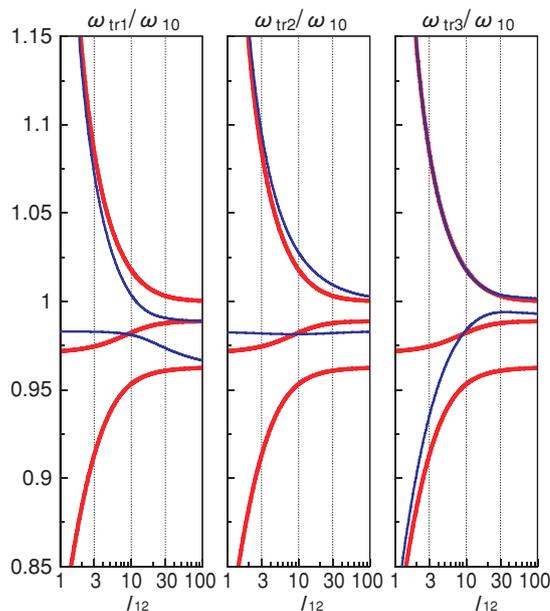


図10-16 3気泡系の遷移周波数

擬交差領域における遷移周波数の振る舞い、つまり振動位相の振る舞いを見てみました。上の3つのグラフは3つの気泡それぞれの遷移周波数を表します。赤線は共振周波数に相当するもので、図10-15(c)に示したのと同じものです。青線が遷移周波数解析によって初めて得られるカーブで、このうちの1つが共振周波数と交わっているのが見られます。このような交差は2気泡系では見られなかったものです。この交点の周囲で、気泡はその振動状態を交換しあうようです。

す。擬交差が現れるパラメータ領域では、何らかのパラメータの変化に応じて互いに近づきつつあった二つの固有値が急激にその軌道をそらし、交わることなくお互いに遠ざけ合う様が見られます。また、それと同時に系の性質が急激な変化を示すことも知られています。

私たちが議論している気泡の例では、擬交差は共振周波数に現れます（図10-15）。同図の赤線が擬交差を起こしている共振周波数を表しています。この結果について詳細に議論することで私たちは、擬交差が現れるパラメータ領域では遷移周波数（気泡の振動位相が反転する周波数）が交差を起こすことや（図10-16）、気泡同士が互いの振動状態を交換しあうような振る舞いをするを明らかにしてきました。このような現象が報告されるのは、気泡力学の分野では世界で初めてのことです。私たちはこの発見を、気泡の持つ知られざる複雑性を明らかにするものと受け止めています。また、この成果はキャビテーション気泡群の複雑極まりない運動を理解するための基本的な知見になるものと考えています。

なお、本研究の一部は科研費 若手研究(B)を通じての文部科学省からのサポートの下に行われています。

●参考文献

Ida, M., Avoided Crossings in Three Coupled Oscillators as a Model System of Acoustic Bubbles, Physical Review E, vol.72, no.3, 2005, p.036306-1-036306-7.

11-1 核不拡散科学技術開発の方向性

核不拡散に関する歴史と現状

核兵器の拡散が続くことを食い止め、原子力平和利用を促進する仕組みとして、1970年に核兵器不拡散条約(NPT)が発効しました。核兵器国には他の国に核兵器技術を委譲しないことと核軍縮への努力を求め、非核兵器国には核兵器取得を放棄する代わりに平和利用の権利を付与する条約であり、非核兵器国には平和利用の検証のために国際原子力機関(IAEA)の保障措置(核兵器の製造に転用していないことの検証措置)を受け入れることが義務付けられました。

NPT体制は、その後35年以上、核不拡散と原子力平和利用を支える基本骨格として機能しています。しかし、1990年代のイラクでの秘密裡の核兵器開発疑惑や、北朝鮮の核兵器開発とNPT脱退など、更に、最近では、イランの濃縮施設の問題についてもいまだ解決が図られていないなど、NPT体制の弱点も指摘されています。保障措置については、未申告の活動等がないことを検証できる保障措置機能の強化などの対応が図られてきています。また、インド、パキスタンのようにNPTに加盟せずに事実上、NPT外の核保有国が存在するという問題もあります。

このような国際情勢を受け、核拡散に直接結びつく再処理技術及びウラン濃縮技術等の機微技術について技術保持国を制限したり、多国間で共同管理しようという提案や、機微技術についてはある期間新たに獲得しようとするのを控えようといった提案、また、米国の新たな原子力政策(GNEP:国際原子力パートナーシップ)では、燃料“供給国”(サイクル国)のみが機微技術を保持し、“受領国”(原子力発電のみを行う国)はこの権利を放棄する代わりに、必要な燃料の供給保証を“供給国”側等から得るといった提案など、さまざまな提案がなされています。

我が国は、これまで、核不拡散と原子力の平和利用を両立するために、国際的な規範を遵守するとともに、原子力平和利用の透明性、信頼性を高めるために努力してきており、国際社会では模範となる国です。我が国は、原子力平和利用の先駆者として、新たな制度の検討や、新たな保障措置技術の開発などを通じて国際貢献を図っていくことが重要です。

原子力機構の核不拡散に関するミッション

私たちの核不拡散対応業務としては、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、国際機関を支援するための核不拡散技術開発を2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、この分野の人材育成・人的貢献を行っています。

機構発足にあたり、「核不拡散科学技術センター」を設けて機構内外と連携して、核不拡散対応業務を一体的に

進めていくこととしました。

政策調査研究

自らの技術的な知見に基づき、核不拡散に係る政策研究を行い、国を支援します。現在実施している研究テーマは以下の2テーマで、国内外の研究機関、専門家と連携して研究を進めています。

「日本の保障措置対応等の評価」：日本の保障措置対応等を評価し、ベストプラクティスのモデル化を図り、世界への普及を目指します。

「アジアの原子力平和利用と信頼性、透明性向上に関する研究」：原子力の利用が飛躍的に増加しようとしているアジアにおいて、原子力利用の透明性を向上させる方法について研究します。

また、研究成果の普及のみならず、核不拡散に関して理解を深め、原子力の平和利用を推進するために、インターネット等による情報発信、国際会議、フォーラム等を開催していきます。



図11-1 核不拡散科学技術国際フォーラム(2006年5月18~19日)に世界の核不拡散に関する専門家を招聘し、最新の核不拡散の諸問題につき、意見交換を行いました

核不拡散技術開発

核不拡散体制を支える技術開発として、保障措置の効率化のために、再処理施設、プルトニウム燃料製造施設等において、核物質の非破壊測定機器、遠隔監視システム等の開発を行っています。また、将来の高速増殖炉サイクルシステムの確立に向けた研究開発施設に対して、効果的・効率的な保障措置・計量管理が可能となるように、施設設計段階から考慮すべき先進的保障措置システムの開発を行っています。

更に、未申告の原子力活動を検知するための強力なツールとしてIAEAが採用している保障措置環境試料分析についても、専用のクリーンルーム施設(CLEAR)を

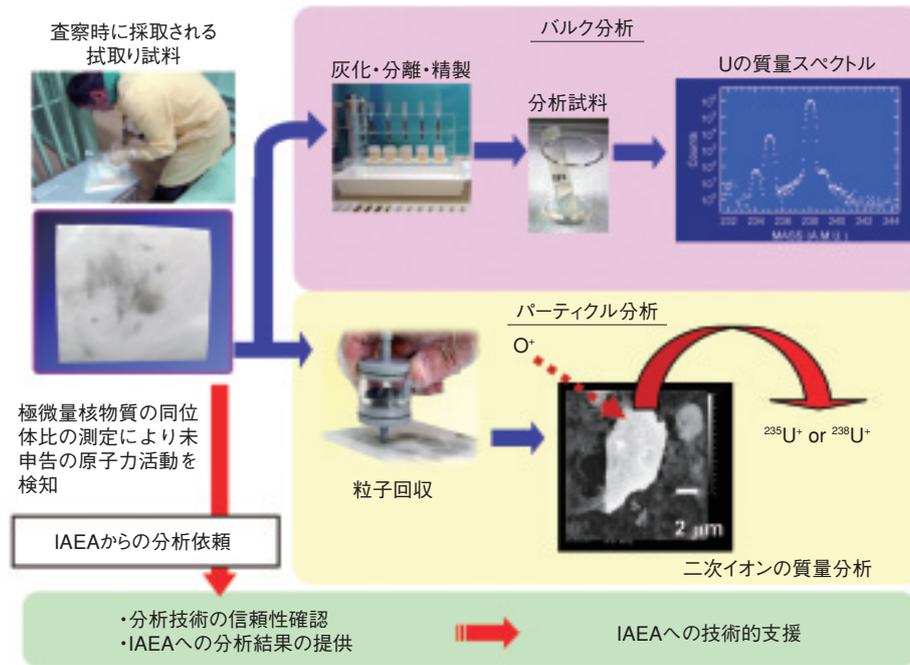


図11-2 保障措置環境試料分析の流れ

設けて世界でもトップレベルの技術開発を進めています。保障措置環境試料分析とは、原子力施設の床等を布で拭取り（拭取り試料）、布上に付着する極微量核物質の同位体比等を分析し、未申告の原子力活動を検知する技術です。

平和利用に対する信頼性を向上させるための技術開発としては、「常陽」において、遠隔監視技術を活用して原子力活動の透明性を高める技術の研究を米サンディア国立研究所と共同で行っています。また、第4世代原子力システム国際フォーラムや、IAEAの次世代炉開発プロジェクトの取り組みに参画し、個々の原子力活動の核拡散抵抗性（核拡散し難さ）を定量化する研究を行っています。これによって核拡散抵抗性の高い高速増殖炉サイクル実現を図ります。

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、これまで、ロシアにおける、余剰核兵器解体に伴い発生するプルトニウムの高速炉での処分の共同研究や包括的核実験禁止条約（CTBT）の国際検証体制への技術的貢献を行っています。

放射性核種観測所では、毎日大気中の微粒子をフィルタで集めて環境放射能を測定し、その観測データをウィーンにあるCTBT機関の国際データセンターに送信することにより核実験監視に寄与しています。

核物質管理

厳格な核物質管理は核不拡散体制の基礎となるものです。核物質管理の中には、計量管理、保障措置対応、核物質防護、核物質輸送が含まれています。これらの業務

の中においても、信頼性を高め、効率化を図るための研究開発を行っています。核物質防護においては、原子炉等規制法の改正に伴う核物質防護の強化に適切に対応するための技術開発を進めています。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っています。

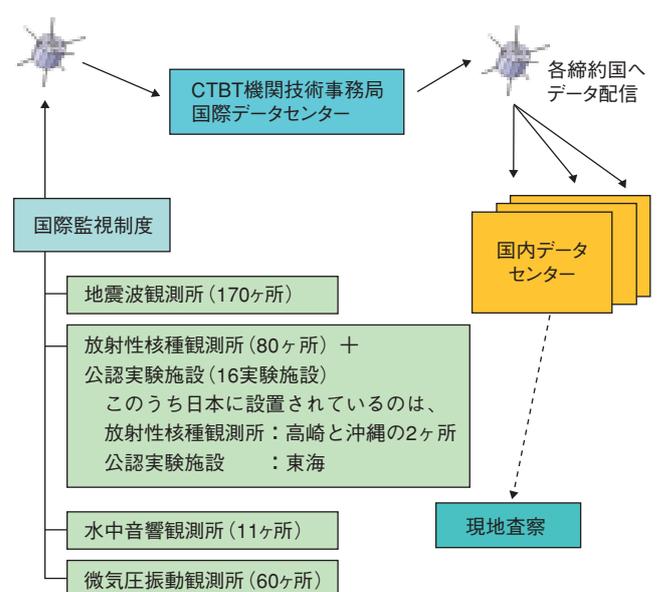


図11-3 CTBT国際検証体制の仕組み

11-2 遠隔監視システムで情報交換、公明正大に核物質を利用する —核物質利用における透明性向上のための遠隔監視システム技術開発—

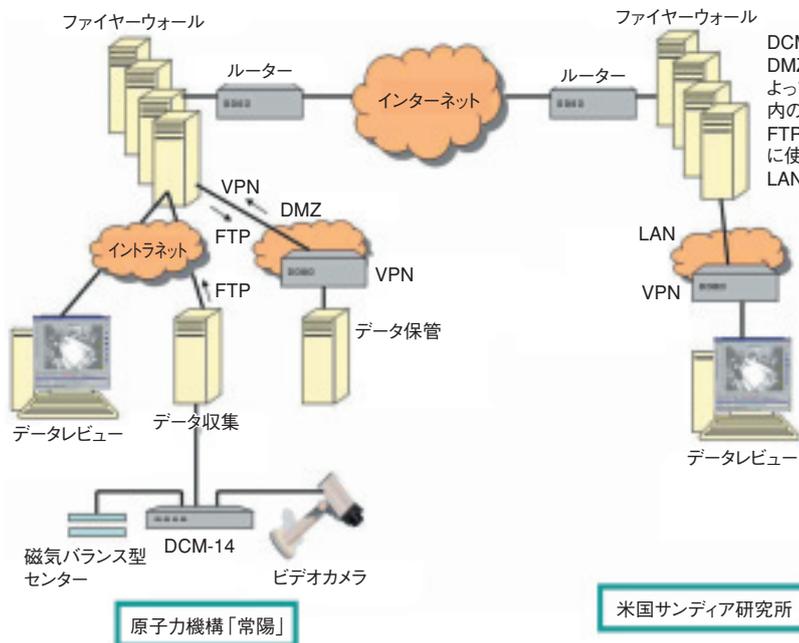


図11-4 「常陽」遠隔監視システム構成

「常陽」新燃料室入口が開かれたことがセンサーで検知されると、室内に設置されたカメラがある一定時間撮影します。また画像が変化した場合も撮影を行います。画像データはデータ収集用コンピュータに収録された後、イントラネット経由でデータ保管用サーバーに蓄えられる。このデータはVPN(Virtual Private Network)で結ばれた外部コンピュータにインターネットを通して伝送され、レビューされます。

核不拡散に関する懸案として、インド・パキスタンにおける核兵器開発、北朝鮮の核開発問題とイランのウラン濃縮開発にかかわる問題などがあり、いずれも国際政治の場で関係国間での調整・交渉が続けられている状況にあります。このような状況下で、原子力の平和利用・研究開発を進めていくためには、核物質の計量管理・保障措置に関する国内及び国際的な規範・制度を遵守するだけでなく、更に原子力活動、特に核物質利用に関する活動についてその透明性を向上し、また国際的にも信頼性を得ることが必要となってきました。

私たちは、核物質利用及びそれに関連する活動の情報から、核物質が平和目的にのみ利用されていることの信頼を更に得ることを目標として、そのためのデータ収集・評価解析の技術の開発を進めています。

具体的な透明性向上の手段として、私たちは1995年から高速実験炉「常陽」において、使用済燃料貯蔵プールエリア及び新燃料貯蔵室エリアに、モーションセンサー(マイクロ波、光センサー)、中性子及びガンマ線検出器、

DCM-14：IAEA保障措置で広く使用されているデジタル監視カメラ
DMZ：DeMilitarized Zone「非武装地帯」、ファイアーウォールによって外部ネットワーク(インターネット)からも内部ネットワーク(組織内のネットワーク)からも隔離された区域
FTP：File Transfer Protocol、TCP/IPネットワークでファイル転送に使われるプロトコル
LAN：Local Area Network、構内通信網

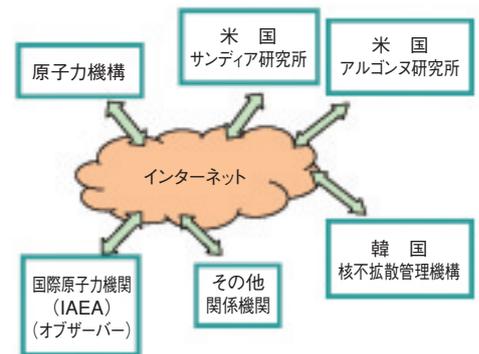


図11-5 遠隔監視システムネットワーク構想案「常陽」と米国、韓国などの原子力施設との間で相互に「遠隔監視システム」を利用して、情報交換を行うことで、原子力活動の透明性を向上させ、信頼性醸成に役立てることを関係機関・研究所と検討し、実現に向けて協議を行っています。

監視カメラ、データ収集装置を設置して、核物質(燃料集合体)の移動・貯蔵、それに伴う人の出入り、作業などをモニターするシステムを設け、その実証試験を行ってきました。

またソフトウェアに関しては、コンピュータにて自動的にデータ解析・評価を行い、想定されない動きを検知した場合にはアラームを表示するなど、客観的で的確に解析・評価が行えるようなサポートシステムを構築しました。

これらの技術を透明性向上・信頼醸成に役立てるため、システムの簡素化、標準化を図る一方、二国間あるいは多国間で遠隔監視システムによって相互に施設の情報交換を行うことを検討してきています。

現在米国及び韓国、日本での施設間で情報交換を実施することを念頭において、関係者間での技術情報交換を行うとともに、透明性向上・信頼醸成への取り組み方についても相互での検討を進めています。

●参考文献

Olsen, J., Hori, M., Hashimoto, Y. et al., Regional Cooperation in Remote Monitoring for Nuclear Nonproliferation and Transparency, Proceedings of the 46th Annual Meeting of the Institute of Nuclear Materials Management (INMM), Phoenix, USA, 2005.

11-3 どうすれば核兵器プルトニウムを安全・効率的に処分できるか —ロシア解体核プルトニウム処分研究—

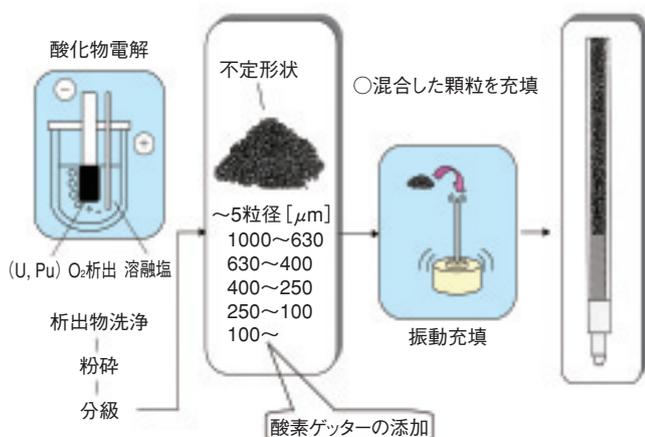


図11-6 MOXバイパック燃料ピン製造フロー

高温でプルトニウムとウランを塩化物として溶融し、酸化した後、電気分解にて析出しMOX顆粒に転換します。これを振動させながらピンに入ると透き間なくびっしり入り、「バイパック燃料棒」ができます。これにより従来の湿式法・ペレット燃料に比べ設備がコンパクトで工程が簡素化でき経済的な燃料が作れます。またこの方法は遠隔化が容易なので製造時の放射線の被ばくを抑える利点があります。

核兵器の解体によって生じる兵器級プルトニウム（以下、解体プル）は、米露の軍縮により数十トンの規模となっています。これらを処分するには、原子炉での燃焼処分、高レベル廃棄物（ガラス固化体）で覆い深地層に埋設する固化処分等が考えられますが、現在では、燃焼処分が有望です。

プルサーマル燃料として軽水炉で燃焼する方法が技術的には実績がありますが、ロシアには産業規模でMOXペレット燃料を製造する施設はなく、また軽水炉でのMOX燃焼経験もないためこれを西側諸国から導入するには巨額の資金が必要となります。

私たちはロシアの研究社と共同研究を行い、ロシアの振動充填（バイパック）燃料製造技術（図11-6）を用いてMOX燃料を製造し、ロシアの高速炉（BN600）で燃焼するBN600バイパックオプションの実現性を確認してきました。当初実績がなく、処分方法として疑問視されていましたが日露共同研究の成果により現在では処分シナリオの一部としてG8の関係国に認められるに至っています。この方法は、シンプルでコンパクトな燃料製造方法を用いるため処分コストが安価で、ロシアの固有技術を適用するため技術移転等に対し問題が少ないのです。

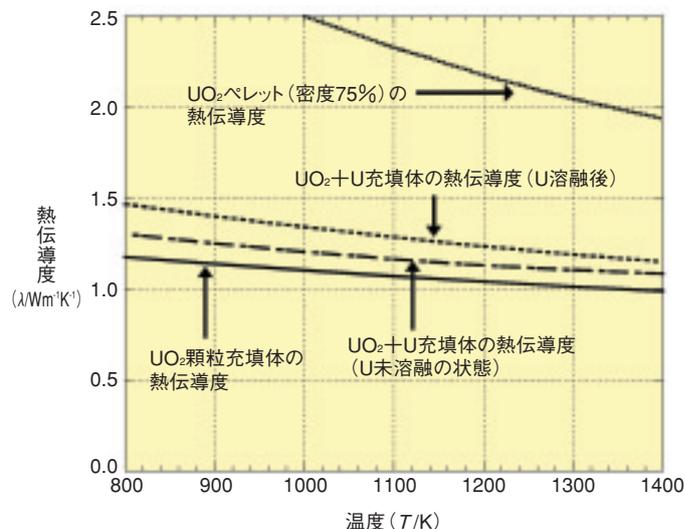


図11-7 金属ウラン顆粒添加による燃料熱伝導度の変化

バイパック燃料では、照射中、高温の領域では炉内焼結が生じて、照射中のペレット燃料に類似した組織が形成されます。一方、おおよそ1300Kを下回るような低温の領域では、製造時の粒子状組織が維持されます。この組織の熱伝導度は、通常の焼結された燃料ペレットに比べて低いのですが、酸素ゲッターとして数wt%添加される金属ウラン顆粒により、改善されます。この効果により、照射中の燃料温度を低く抑えることが可能となります。

日露共同研究は、BN600をハイブリッド炉心化（約23%をMOX燃料に置換）するための重要な技術について、①模擬炉心の臨界試験、②3体先行照射試験、③炉心・燃料解析、④安全解析、⑤バイパック燃料製造施設整備の確認・検討を行ってきました。これらは⑤を除いて終了し、ハイブリッド化の技術的準備は整っています。

3体先行照射試験では、実際に解体プルからMOXバイパック燃料を製造し、BN600で照射し、ホットラボで照射後試験を実施しました。これにより、バイパック燃料のペレット燃料との類似性、燃焼時の燃料安定性、被覆管との機械的・化学的相互作用等を明らかにしました。一方、炉外試験ではバイパック燃料の熱的特性を評価する試験を行い、バイパック燃料に特有の金属顆粒状の酸素ゲッターの添加により燃料熱伝導度が10%程度改善されることを明らかにしました（図11-7）。これらはバイパック燃料の燃焼挙動を解明する評価コードのモデル化等に利用していく予定です。

G8が国際支援の下に実施を図っている34トンのロシア解体プル処分計画全体は、種々の問題で停滞しているものの、米露を中心にバイパックオプションを先行する動きがあり、今後の動きが注目されます。

●参考文献

Ishii, T. et al., Thermal Conductivities of Granular UO_2 Compacts with/without Uranium Particles, Journal of Nuclear Science and Technology, vol.41, no.12, 2004, p.1204-1210.

11-4 再処理オフガスの測定による燃焼度と燃料中に含まれるプルトニウム量の評価手法の開発 —キセノン同位体比測定による燃焼度とプルトニウム生成量評価法—

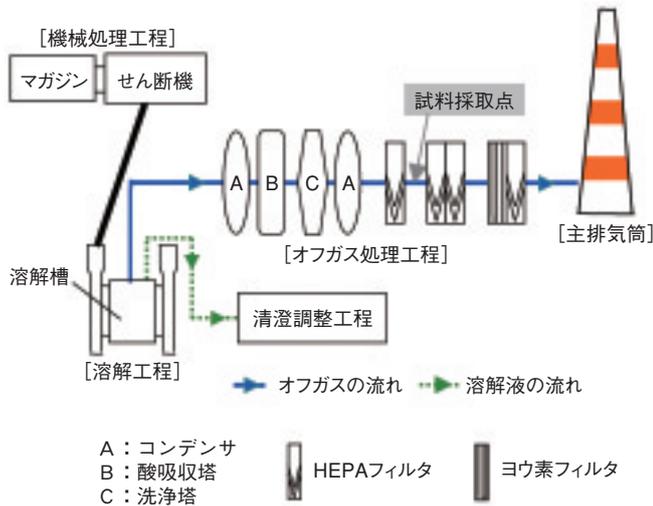


図11-8 溶解オフガス工程の概要

使用済燃料の溶解時に発生するオフガスはオフガス処理工程（コンデンサ、酸吸収塔、洗浄塔、HEPAフィルタ、ヨウ素フィルタ）を経て安全なレベルまで放射性物質を除去した後、主排気筒より放出されます。

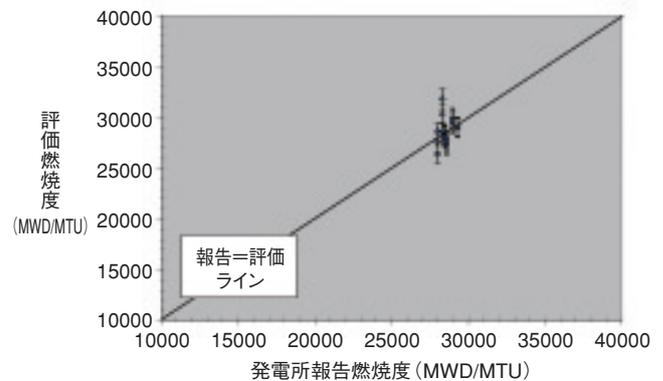


図11-9 燃焼度の比較

表11-1 プルトニウム量の比較

試料	プルトニウム量[kg/MTU]		
	計算値*1	評価値*2	差(%)*3
A	8.20	8.22	0.2
B	8.07	8.00	-0.9
C	8.13	8.31	2.2
D	7.70	8.01	4.0
E	8.15	8.10	-0.7
F	8.03	8.41	4.7

* 1 ORIGENコードを用いて計算した値

* 2 NOVAにより評価した値

* 3 [(評価値-計算値)/計算値]×100

使用済燃料のせん断及び溶解時に発生するオフガス成分の一つであるキセノンの同位体比は、主として原子炉内での核反応の進行度に依存することから、原子炉の型や燃焼度及び燃料中のプルトニウム生成量と相関を持つことが知られています。オフガス中のキセノン同位体比を測定することにより、再処理している使用済燃料を評価する手法は、保障措置の観点から期待されています。

このため、米国ロスアラモス研究所では、オフガス中のキセノン同位体比を測定することにより、評価・解析する計算手法（NOVA: Noble gas enVironmental monitoring Application）を開発してきました。しかしながらキセノン同位体の実際の測定データを用いての検証はなされていないことから、東海再処理工場において溶解オフガス中のキセノンの同位体比を測定し、使用済燃料の炉型や燃焼度及びプルトニウム生成量の評価手法としての可能性の確認を行いました。

実験は、BWR燃料を再処理した際のオフガスを採取し、四重極型ガスクロマトグラフ質量分析装置(GC/MS)によりキセノン同位体比($^{130}\text{Xe}/^{134}\text{Xe}$, $^{131}\text{Xe}/^{134}\text{Xe}$, $^{132}\text{Xe}/^{134}\text{Xe}$)を測定し、更にNOVAコードにより炉型、燃焼度及びプルトニウム量を評価しました。

その結果、炉型はBWR燃料であることが特定されました。更に、図11-9に示すように燃焼度は直接的に測定された結果と一致しました。また、プルトニウム量については、表11-1に示すように、他の実績のある計算コード（ORIGENコード）を用いて算出した値と良好に一致しました。

以上のことから、オフガス中のキセノンの同位体比を測定することにより、使用済燃料の炉型と燃焼度及びプルトニウム量を間接的に評価・特定することが可能であることが分かりました。

●参考文献

Okano, M. et al., Development of Analysis Method for Plutonium Amount and Burn up by Measurement of Xenon Isotopic Ratio in Dissolver Off-Gas at Reprocessing Facility, Proceedings of the 46th Annual Meeting of the Institute of Nuclear Materials Management(INMM), Phoenix, USA, 2005.

11-5 高放射性廃液中に含まれる微量プルトニウムを測定する —吸光光度法を利用した簡便な現場査察手法を開発—

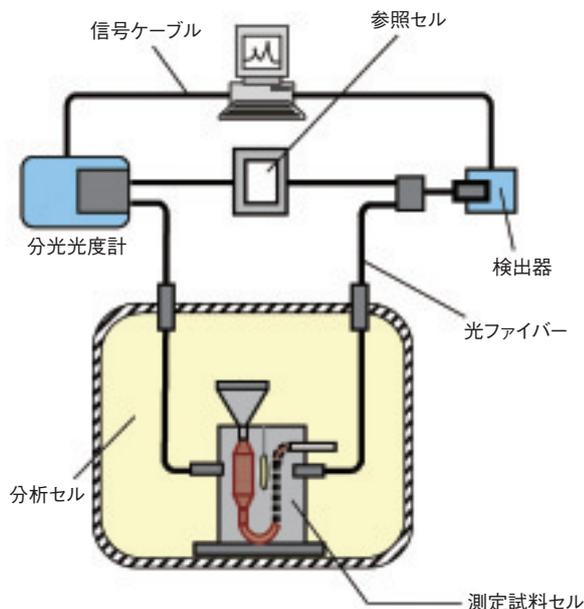


図11-10 光ファイバー式分光光度計システム

対象とする試料は、核分裂生成物を含むため、高い放射能レベルを有しております。そのため、試料は、遮へいを施した分析セル内で遠隔操作により取り扱う必要があります。そこで、遠隔による操作性及び耐放射性を考慮した測定試料セル（試料を入れて光を透過させる場所）を設計・製作し、分析セル内に設置し、外部に設置した分光光度計と光ファイバーによって接続しました。

使用済燃料は、再処理施設で化学的に処理し、ウラン(U)やプルトニウム(Pu)を分離・回収します。この過程で発生する高放射性の廃液（HALW）の中には、微量ではありますがPuが含まれています。Puは保障措置上重要な物質であり、厳密な管理が必要とされています。

現在、保障措置のためのHALW中のPuの分析は、分析試料を国際原子力機関（IAEA）の保障措置分析所（オーストリア）へ輸送して測定が行われるため、輸送等に要する時間を含めると、IAEAにおいて分析結果が得られるまでに数ヶ月を要するといった欠点がありました。また本分析には、高度な分析技術が必要とされる同位体希釈質量分析法（IDMS）が適用されていることから、分析工程が煩雑でした。そこで、この問題点を解決するため、操作が簡便で、分析試料の輸送を必要とせず、現場での迅速な測定が期待できる、吸光光度法の適用を図りました。

本研究において、図11-10に示す測定システムを使用し、保障措置分析としての信頼性を高めるため、測定試料に既知量のネオジウム（Nd）という非放射性の元素を添加し、このNdとPuの吸光度の比を利用してPu濃度を求める方法を考案しました。図11-11は、測定試料にNdを添加した試料と添加しない試料の吸収スペクトルを示し

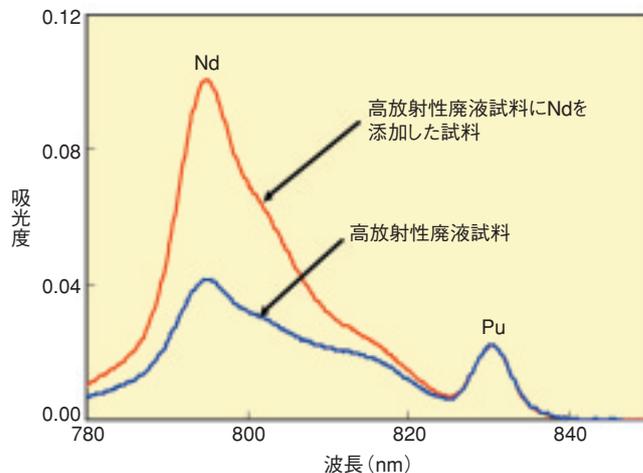


図11-11 高放射性廃液試料の吸収スペクトル

測定試料にネオジウム（Nd）という非放射性の元素を既知量添加し、このNdとPuの吸光度の比を利用しPu濃度を求める方法を考案しました。試料には、もともと核分裂性生成物としてNdを含んでいるため、測定試料のNdとPuの吸光度比の測定を行い補正します。

ています。この方法では、添加したNdを測定機器や分析手順の健全性を管理するための標準物質として利用することができるため、分析値の信頼性も高めることが可能となります。

本法によるHALW試料中のPu濃度の測定と、従来法であるIDMSによる測定との比較において、濃度比は各試料とも、0.91~1.10の範囲であり、本法による分析値と、IDMSによる分析値は良好に一致する結果が得られました。

また、これまで、分析結果を得るまでに輸送を含め数ヶ月を要していたものが、簡便な本法を用いることにより約4時間で分析が可能となりました。そのため、査察官が現場で分析結果を得ることが可能となり、検認分析の適時性も確保することができました。

以上の結果より、本法はHALW中のPuの保障措置のための分析法として適用できることが分かりました。また実使用に供する前のIAEA、文部科学省立会いによる試験を実施し、本法の有効性が確認され、東海再処理施設においてHALWのPuの保障措置分析法として採用されました。

本件は、IAEAに対するサポートプログラムの一環として実施したものです。

●参考文献

Taguchi, S. et al., Determination of Plutonium in Highly Radioactive Liquid Waste by Spectrophotometry Using Neodymium as an Internal Standard for Safeguards Analysis, 2006, JAEA-Technology 2006-041, 58p.

私たちは、これまで紹介しました研究開発テーマ毎の研究開発組織と、全国11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、各拠点の試験設備装置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。



12-1 種々形状の体積試料に含まれる放射能を迅速に決めるための技術を開発する —代表点法を用いた放射能測定器の効率校正—



図12-1 様々な形状の標準体積線源
標準体積線源の作製は高い技術を要します。使用後の線源は放射性廃棄物として取り扱う必要があります。

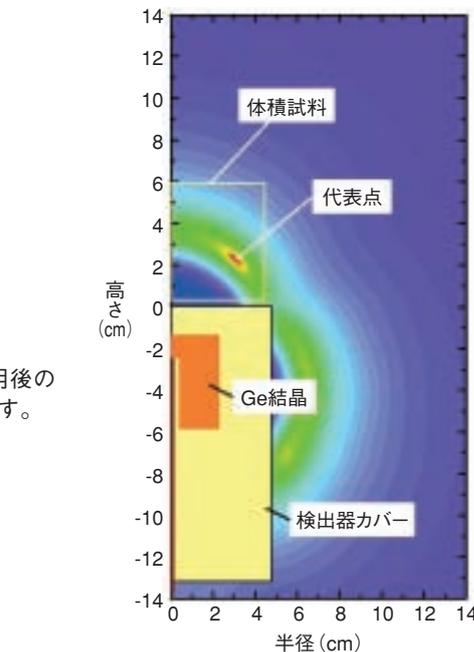
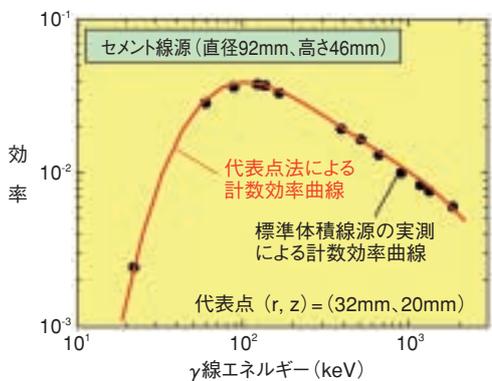


図12-2 体積試料及び検出器の配置条件と代表点の位置
体積試料を反映する「代表点」が検出器近傍に存在することを見い出しました。代表点での計数効率曲線は体積試料の計数効率曲線とほぼ一致します。また、代表点の位置は検出器の内部構造や結晶の状態にほとんど左右されないことがわかっています。これは効率校正を行う上で有利な特徴です。

図12-3 (左下) 代表点法により得られた計数効率曲線と標準体積線源の実測により得られた計測効率曲線の比較
代表点法により、広いエネルギー範囲 (20~2000keV) で体積試料の放射能を評価することが可能です。また、得られた効率は従来法による効率とよく一致しました。

放射線管理において環境試料中に含まれる放射能を迅速かつ正確に測定することは重要な課題です。また、加速器の利用進展に伴い、多種多様な試料 (有限の大きさを有する体積試料) に対して放射化量を評価する必要性が生じています。このような目的の放射能測定は、通常Ge検出器を用いたγ線スペクトロメトリ法により行われます。放射能を定量するためには試料と検出器に固有の計数効率曲線を評価し、効率校正を行う必要があります。

これまで、効率校正は図12-1に示すような放射能が既知の標準体積線源を試料形状に応じて作製し、これを測定して行っていました。作製には熟練した技術が必要な上、使用後の線源処分の面でも問題がありました。一方、計算解析のみにより効率校正を行うと、十分な評価精度は得られません。

そこで、標準点状線源と計算解析手法を組合せ、計数効率曲線を評価する方法 (代表点法) を開発しました。本方法は、①体積試料の「代表点」の位置 (図12-2) を見いだす操作と、②標準点状線源を用いた代表点における一点校正の操作、の2段階に大別されます。①の操作では、検出器周辺の多数の点における点状線源に対する計数効率曲線をモンテカルロ法に基づくガンマ線輸送計算

により求め、自己吸収がない場合の体積試料の計数効率曲線と形状及び絶対値が最も近い計数効率曲線が得られる最適校正位置 (代表点) を選定します。②の操作では、代表点に標準点状線源を配置し、自己吸収がない場合の体積試料に相当する計数効率曲線を実測し、この結果に試料材質や試料容器による吸収効果の補正を加味することにより、目的とする計数効率曲線を求めます。

図12-3は円柱形のセメント体積線源の放射能評価に代表点法を適用し、従来法との比較により評価精度を検証した例です。このほか、種々形状、材質の試料について広く実験的検証をした結果、代表点法により、広いエネルギー範囲 (20~2000keV) にわたる計数効率曲線を実用上十分な精度で決定可能であることが確認されました。

代表点法では、実際に標準点状線源を用いることで評価結果の信頼性が確保されます。また、代表点の位置及び吸収の補正係数は検出器内部の幾何学的条件に左右されにくいいため、検出器内部の情報が厳密に得られない場合でも計数効率曲線を精度よく評価することが可能です。

本方法は様々な体積試料の放射能を非破壊的に評価するに当たり有効であり、放射性廃棄物の低減やコストの削減に貢献できます。

●参考文献

Saegusa, J. et al., Determination of Detection Efficiency Curves of HPGe Detectors on Radioactivity Measurement of Volume Samples, Applied Radiation and Isotopes, vol.61, 2004, p.1383-1390.

12-2 緊急被ばく医療に有用な線量情報を迅速かつ正確に提供する —小型線量計の組合せによる臨界事故時人体吸収線量計測技術の開発—

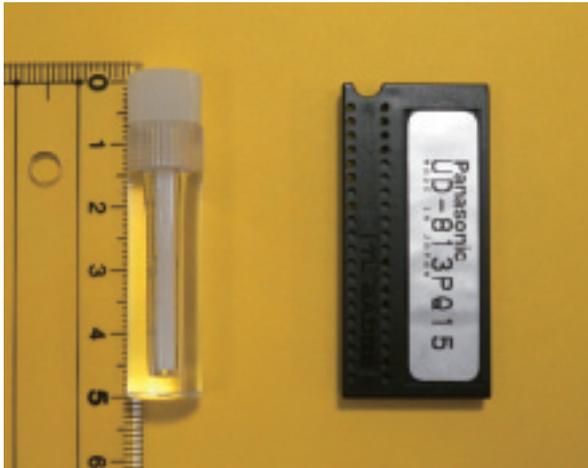


写真12-1 アラニン線量計(左)とホウ酸リチウム線量計(右)
中性子線及び γ 線に対する感度が人体筋肉の感度とほぼ等価な「アラニン線量計」と、 γ 線に対する感度が人体筋肉の感度とほぼ等価な「ホウ酸リチウム線量計」。これら二つの線量計を組合わせて使用することによって、人体筋肉に対する中性子線及び γ 線の吸収線量を簡便に併別して測定することができます。両線量計は、小型・軽量であるため、個人線量計として使用することが可能です。

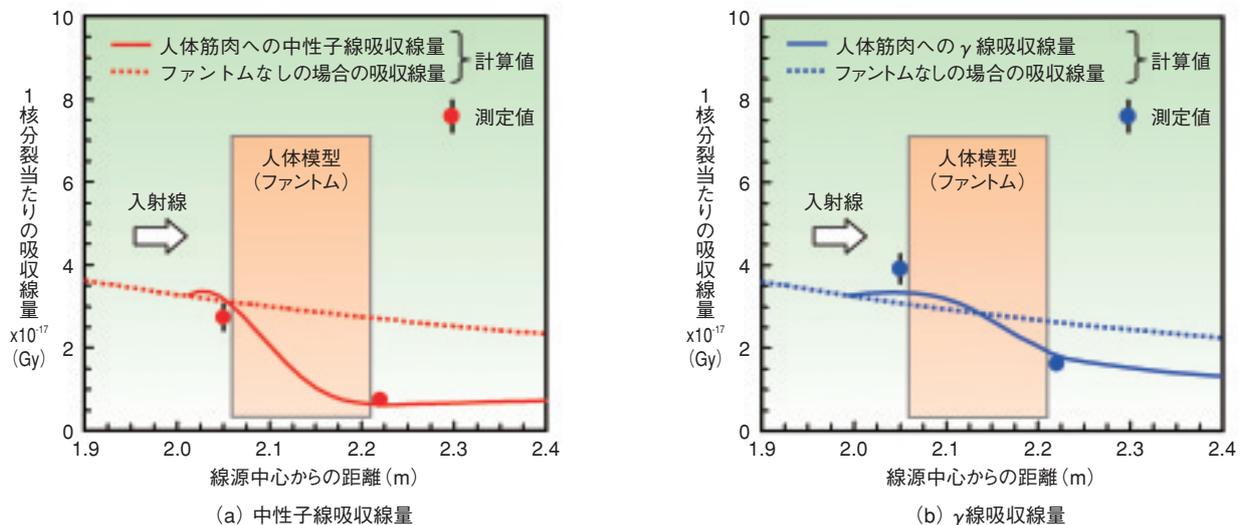


図12-4 人体筋肉に対する中性子線及び γ 線吸収線量の測定値と計算値との比較

アラニン線量計及びホウ酸リチウム線量計の組合せ使用により測定した人体模型(ファントム)表面における中性子線及び γ 線吸収線量は、ファントム内外における人体筋肉吸収線量分布の計算値とおおむね一致しました。このことから、両線量計の組合せによる簡便な線量計測技術が人体吸収線量をほぼ正確に推定できることを確認しました。また、この比較結果から、体表と体内における吸収線量の関係を定量的に示すことができました。

1999年に発生したJCO臨界事故のように、作業員が重度の放射線被ばくを受けた場合、直ちに緊急被ばく医療が行われます。その治療方針の決定に当たり、被ばく線量情報を迅速かつ正確に提供する必要があります。

私たちは、アラニン線量計とホウ酸リチウム線量計(写真12-1)に着目し、臨界事故時など高線量環境下における人体吸収線量計測技術の高度化に関する研究開発を進めてきました。今回、両線量計の組合せによる計測技術を個人線量計測に応用するため、過渡臨界実験装置(TRACY)で模擬した臨界事故状況下における線量計測実験とその計算機シミュレーションを行いました。実験では、人体模型(ファントム)に装着した両線量計によ

り、人体筋肉に対する中性子線及び γ 線の吸収線量を併別して測定しました。一方、計算機シミュレーションでは、臨界事故時に放出される中性子線及び γ 線を線量成分別に考慮したモンテカルロ計算を行いました。これら実験と計算に基づくファントム表面及び内部の線量分布の比較から、この簡便な線量計測技術が、緊急被ばく医療の遂行に十分な精度でもって線量情報を提供できることを確認しました(図12-4)。

この人体吸収線量計測技術は、臨界事故だけでなく放射線事故全般に、また平常時においても高線量率エリアの放射線管理に、広く適用することが可能です。

●参考文献

Sono, H. et al., Assessment of Human Body Surface and Internal Dose Estimations in Criticality Accidents Based on Experimental and Computational Simulations, Journal of Nuclear Science and Technology, vol.43, no.3, 2006, p.276-284

12-3 難治ガン克服を目指す先端的医療研究へ貢献する —ホウ素中性子捕捉療法(BNCT)のための医療照射支援システムの開発—

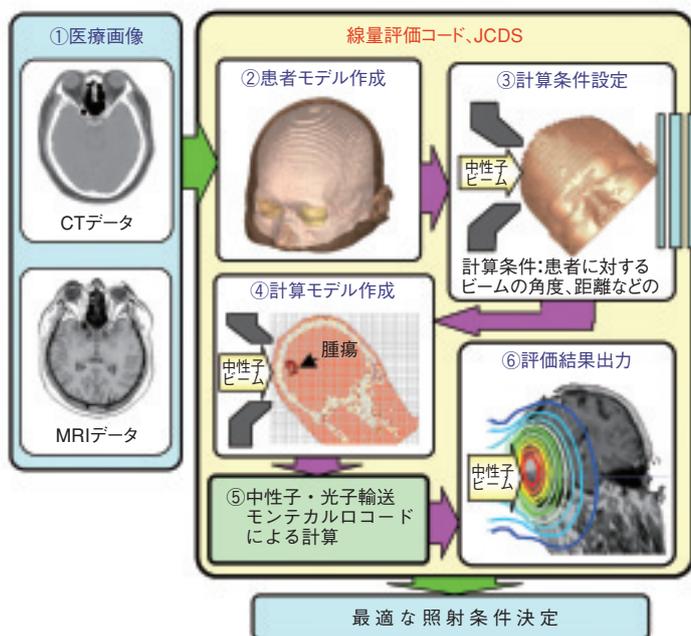


図12-5 JCDSを用いた線量評価に基づく照射条件決定の流れ
医療画像を基に患者の3次元モデルを作成し、ビームの角度、距離等の照射条件を設定します。この情報を基に計算モデルを作成し、中性子と光子の輸送計算を実施して線量分布を算出します。この評価結果を基に最適な照射条件を決定します。

悪性脳腫瘍等の治療法として期待されているホウ素中性子捕捉療法 (Boron Neutron Capture Therapy, BNCT) は、ガン細胞に選択的に集まるホウ素化合物を患者に投与し、患部に中性子を照射することによって、ホウ素 (^{10}B) と熱中性子が反応して放出される α 線とリチウム原子によってガン細胞を選択的に破壊する放射線治療です。近年では熱中性子よりも少しエネルギーの高い熱外中性子を照射することで、より深部にあるガンも治療できると注目されています。

熱外中性子ビームを使って精度の高いBNCTを可能にするため、線量評価コード“JCDS”と、“患者セッティングシステム”で構成される“医療照射支援システム”を開発・実用化しました。

熱外中性子ビーム照射を実現するためには、患者に付与される線量を評価する技術が不可欠でした。そこで患者の医療画像を基に計算モデルを作成し、中性子と光子の輸送計算によって患部及び周辺組織の線量を正確に評価できる線量評価コード“JCDS”を開発しました。図12-5はJCDSによる線量評価の流れを示しています。

JCDSの開発によって適切な照射条件を決定することが可能となりました。しかし実際に照射を実施するためには、この照射条件を忠実に履行しなければなりません。

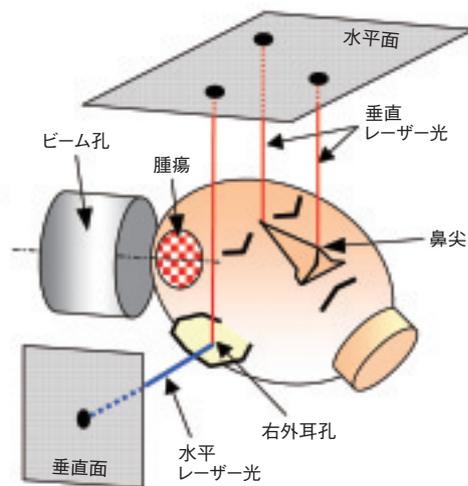


図12-6 複数レーザー光による患者セッティング方法
照射条件上の顔の目尻、鼻尖、外耳孔などを垂直方向と水平方向からの複数のレーザー光で指し示し、このレーザー光と実際の顔の各部位を一致させることで、頭部及び直接見ることのできない脳内患部も照射位置に位置合わせすることができます。

ん。特に患者の位置精度はBNCTの照射精度に大きく影響を与えます。そこで複数のレーザー光を使ってJCDSによって同定された最適照射位置に患者を正確に位置合わせできる“患者セッティングシステム”を開発しました。図12-6はレーザー光による位置合わせ方法を示しています。

医療照射支援システムの開発においては、それまで独立していた線量評価とセッティング作業を一元化することで、BNCTの照射精度を向上できることに着目し、JCDSとセッティング装置を組合せて開発しました。これによりBNCTの照射計画立案から実際の照射、更には臨床研究に重要な事後線量評価までを総合的に支援する技術を確立しました。

医療照射支援システムの開発・実用化によって、研究用原子炉JRR4で熱外中性子ビームによるBNCTが、2003年から開始されています。更に頭頸部ガンや肺の腫瘍などの脳腫瘍以外のガンに対する臨床研究も2004年から実施されています。

今後も原子炉技術を医療分野に応用するための技術開発を進め、難治ガン克服を目指す先端的医療研究を支援していきます。

●参考文献

Kumada, H. et al., Verification of the Computational Dosimetry System in JAERI for Boron Neutron Capture Therapy, Physics in Medicine and Biology, vol.49, 2004, p.3353-3365.

12-4 HTTRの燃料温度分布を把握する評価モデルの高精度化 —HTTR燃料温度評価モデルの高精度化—

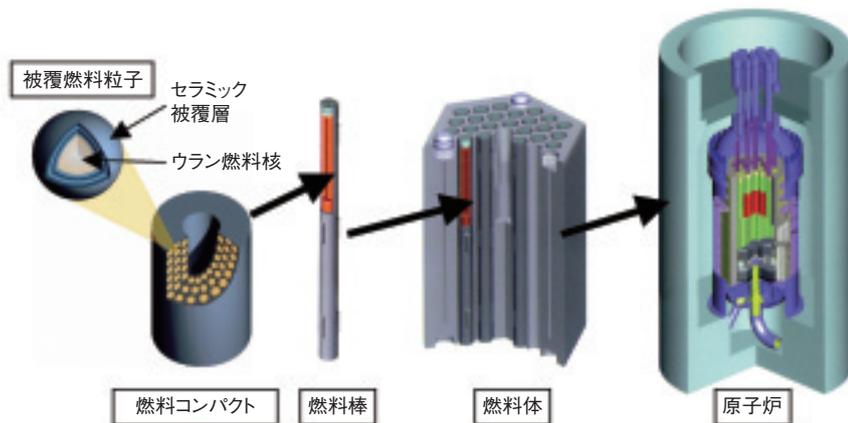


図12-7 HTTRの燃料

HTTRの燃料には、ウラン燃料を4重の層で被覆した「被覆燃料粒子」を使っています。被覆はウラン燃料を保護すると共に、ウランの核分裂生成物（FP）を閉じ込める役割を果たします。被覆燃料粒子を焼結して「燃料コンパクト」を成形し、「燃料棒」に収めて、燃料ブロックに装荷して「燃料体」を組立えています。原子炉では、この燃料体を積み上げて炉心を形成しています。HTTRでは、燃料のFP閉じ込め機能を確認する（燃料の健全性）ために、「通常運転時の燃料最高温度は1495℃以下」としています。

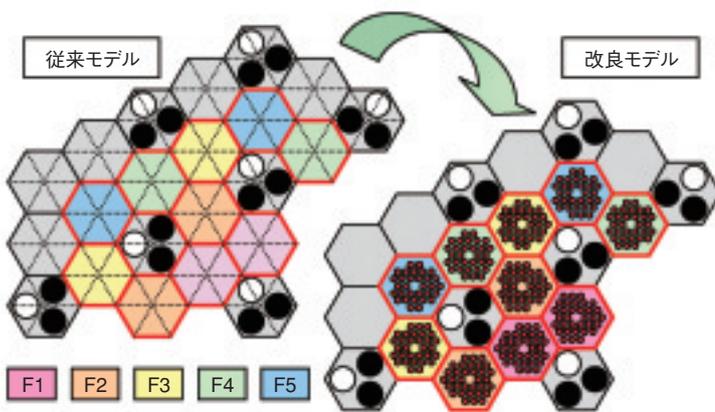


図12-8 HTTR燃料温度評価モデルの改良

HTTRの燃料温度評価では、従来、燃料体を6分割した評価モデルを用いていました。今回、より詳細な温度分布を得るために、燃料棒を1本ごとに表現し、各燃料棒の温度を得ることができる評価モデルを作成しました。

高温ガス炉は、その固有の安全性と水素製造等の多目的熱利用や高効率発電等の特徴から、次世代原子炉型の1つとして挙げられており、世界的に注目されています。原子力機構のHTTR（高温工学試験研究炉）は、我が国初の高温ガス炉として建設され、2004年4月に世界最高となる原子炉出口冷却材温度950℃を達成しました。HTTRでは、ウラン燃料をセラミックスで4重に被覆した被覆燃料粒子が用いられており、このFPの閉じ込め機能を確認する（燃料の健全性）ために、「通常運転時の燃料最高温度は1495℃以下」としています。（図12-7）

従来の燃料温度評価では、燃料最高温度は約1463℃と評価されていました。しかし、従来の燃料温度評価では燃料の健全性を確実に担保するために、様々な工学的安全係数を用いて燃料最高温度のみが保守的に評価できるようにしていました。このため、従来は詳細な燃料温度分布を得ることができませんでした。そこで、今回、より現実的かつ詳細な燃料温度を得るために、新たにHTTRの燃料温度評価モデルを開発しました。（図12-

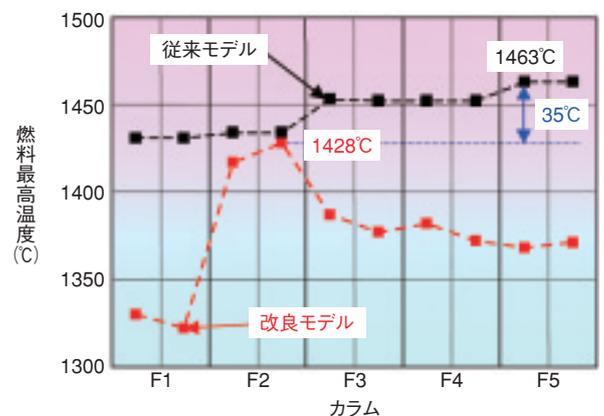


図12-9 燃料最高温度評価結果

従来モデルによる燃料最高温度は約1463℃と評価されていました。今回作成した改良モデルで評価した結果、燃料最高温度は約1428℃となり、従来モデルに比べて約35℃燃料最高温度が低くなる結果となりました。

8) 従来のモデルでは1燃料体を6分割し、その中で最も温度が高くなる燃料棒についてのみ評価していましたが、新たに開発した改良モデルでは、炉心全体に配置されている燃料棒を1本ごとに表現しており、燃料棒すべての温度評価を行うことが可能となりました。また、従来モデルでは、1/6ブロック中の燃料最高温度のみを算出するための工学的安全係数を考慮していましたが、改良モデルでは、現実的な燃料温度を評価するために、この工学的安全係数を削除しました。

この改良モデルを用いて燃料温度の評価を行った結果、燃料最高温度は約1428℃と評価され、従来モデルで評価されていた燃料最高温度約1463℃より約35℃低くなる結果となりました。（図12-9）

本モデルにより、現実的かつ詳細な燃料温度が評価可能となり、高出力の高温ガス炉設計が可能となります。したがって、実用高温ガス炉の経済性向上に貢献するものと期待されます。今後は、本手法の高精度化を目指して更なる改良を行っていきます。

●参考文献

栃尾大輔ほか, 高温ガス炉HTTRの高温試験運転における燃料温度の評価, 日本原子力学会和文論文誌, vol.5 no.1, 2006, p.57-67.

12-5 IASCC研究を支える巧みな遠隔操作技術

—照射済試験片装荷キャプセルの組立—

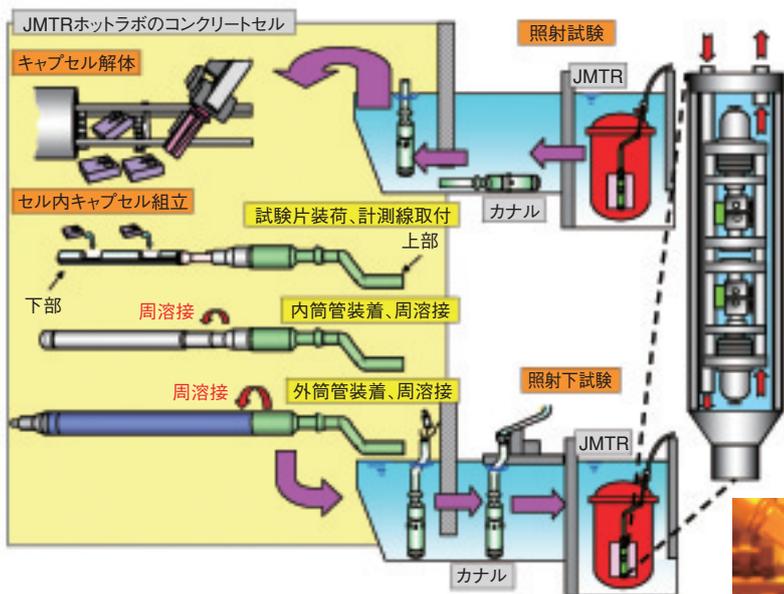


図12-10 照射下IASCC試験用キャプセルのセル内組立作業
JMTRで照射したキャプセルをJMTRホットラボのコンクリートセル内へ移送し、キャプセルを解体して所定の照射量まで照射を終了した試験片を取り出します。この試験片をIASCC試験用キャプセルに装荷してき裂長さ計測用ケーブルを取り付け、更に、遠隔操作による溶接等を用いてキャプセルに組立てます。このキャプセルは健全性を確認した後原子炉へ移送して再照射試験を行います。

JMTRホットラボのコンクリートセル（以降、ホットセル）は、JMTRとカナルで接続されているため、ホットセル内で照射済試験片を装荷して組立てたキャプセルをカナルを通して原子炉に移送し、再照射試験を容易に行うことが可能です。JMTRではこの特徴をいかして、照射誘起応力腐食割れ（IASCC：Irradiation Assisted Stress Corrosion Cracking）の機構解明に向けた照射下でのき裂進展試験や定荷重引張試験を実施してきました。これらの試験を行うには、照射済試験片を装荷した照射下IASCC試験用キャプセルをホットセル内で組立てる技術の確立が不可欠でした（図12-10）。そこでJMTRホットラボでは、遠隔操作による試験片装荷やキャプセル溶接等のキャプセル組立技術及び組立後のキャプセル検査技術の確立に取り組みました。

ホットセル内で組立てるキャプセルは、保護管接続作業時の試験片による放射線被ばくを避けるために全長が約3mで、更に、照射試験中の炉心からの放射線ストリーミングを防ぐために上部が図12-10に示すような曲がった構造になっています。また、軽水炉の水環境を模擬するためにステンレス製の二重管構造であり、高い内圧が

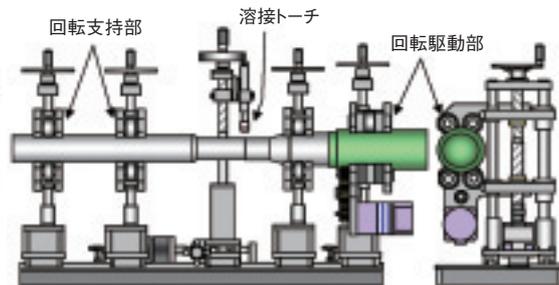


図12-11 試料回転式の遠隔操作型TIG溶接装置
新たに開発した溶接装置は、全長が1m、幅が0.5m、高さが0.7m、重量が約100kgの可搬型で、直径40～65mmで厚さ3mmの管の溶接が可能です。

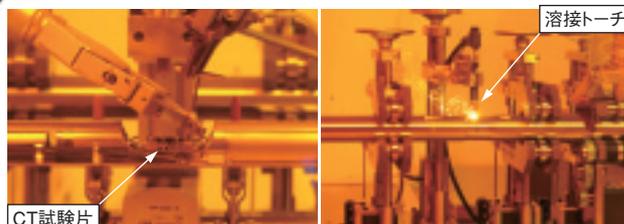


図12-12 照射下IASCC試験用キャプセルのホットセル内組立作業

照射済CT試験片をマニピレータで試験ユニットに装荷します。内筒管を装着し、管の突き合わせ部の回転状態及びトーチ間距離を慎重に確認した後周方向の溶接を開始します。

加わる内筒管の厚さは3mmとなっています。この厚肉管に対して、ホットラボ既存の装置、すなわち、固定された管の周りを溶接トーチが移動する方式の装置で溶接を行った結果、管の側面から底面の位置を溶接中に溶けたビードの表面張力が重力に耐えられずにビードが垂れてしまい、溶接部に穴が生じて健全な溶接ができませんでした。そこで、トーチを管の溶接部の真上に固定して管を滑らかに回転させる方式の溶接装置を新たに開発し、健全な溶接に成功しました。この装置は、溶接トーチ移動部、回転駆動部及び回転支持部を備え、図12-11に示すような可搬型で、ホットセル内への搬入や搬出が容易な構造になっています。また、JMTRホットラボでは厚肉管の溶接が初めてであり、モックアップ試験で溶接条件を慎重に検討しました。更に、遠隔操作での耐圧検査、Heリーク検査、浸透探傷検査の技術も確立し、セル内で一貫したキャプセルの健全性確認試験が可能となりました。これまで合計8体の照射下IASCC試験用キャプセルを組立て（図12-12）、照射下試験も無事に完遂できました。照射下試験のデータは、実機炉内構造材におけるIASCCの発生や進展の機構解明に資するものです。

●参考文献

Ugachi, H. et al., Development of Test Techniques for In-Pile SCC Initiation and Growth Tests and the Current Status of In-Pile Testing at JMTR, Proceedings of 12th International Conference on Environmental Degradation of Materials in Nuclear Systems-Water Reactors, Salt Lake City, USA, 2005, p.319-326.

12-6 JMTRを利用した照射試験のための核的評価技術 —トリチウム生成量の高精度な評価—

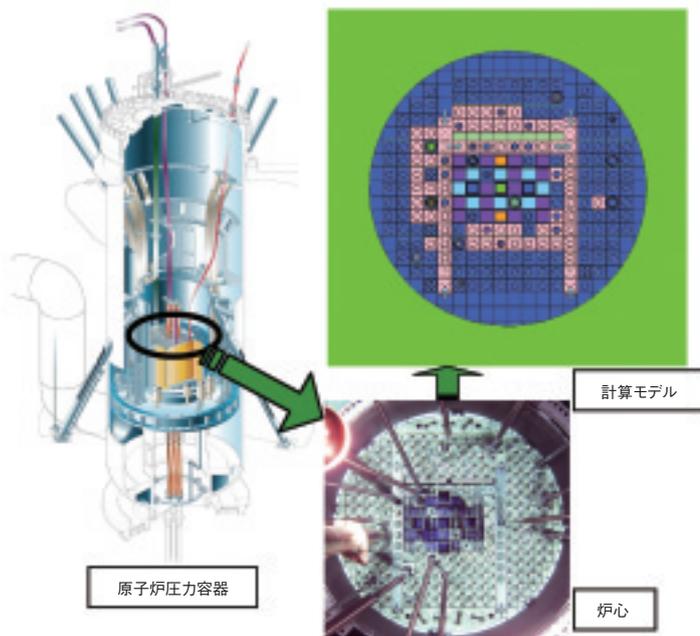


図12-13 JMTR炉心解析のための計算モデル

JMTRは熱出力50MW、最高中性子束約 $4 \times 10^{18} \text{m}^{-2}\text{s}^{-1}$ の軽水減速冷却タンク型の材料試験炉で、炉心内に照射物を装荷して照射試験を実施するための施設です。解析評価にはMCNPを使用し、JMTRの炉心は3次元で詳細にモデル化しています。この計算モデルにより中性子照射試験に必要な照射試料の中性子束、スペクトル、ガンマ線量等、各種照射パラメータの予測、制御、評価等を行っています。

近年のIASCCに代表される軽水炉構造材の経年変化に関する研究、核融合炉で使用するブランケット材料のトリチウム放出特性に関する研究等の先進的な照射研究等における材料試験炉を用いた中性子照射試験では、中性子照射量のみならずガンマ線量、ヘリウム、水素等の核変換生成物の生成量等の種々の照射パラメータに関して正確な予測、制御や評価が必要とされています。

そのため、材料試験炉JMTRにおいては、炉心を3次元でモデル化(図12-13)し、連続エネルギーモンテカルロコード(MCNP)により解析評価を行うことにより、実際に照射試験を行う前に照射パラメータの精度の高い予測を行い、照射試験後は、得られた中性子照射量の測定データ等を用いて解析データの妥当性を評価する手法の検討をしてきました。

中性子照射量については、照射試料と同時に照射された中性子照射量測定用モニタ(鉄及びコバルトのワイヤ)の放射化量の測定結果から、ガンマ線量については、JMTR炉内の核加熱(炉内の中性子、 γ 線との相互作用により発熱すること)を測定するための特殊な照射キャプセルを開発し、これを用いて核発熱により測定すること

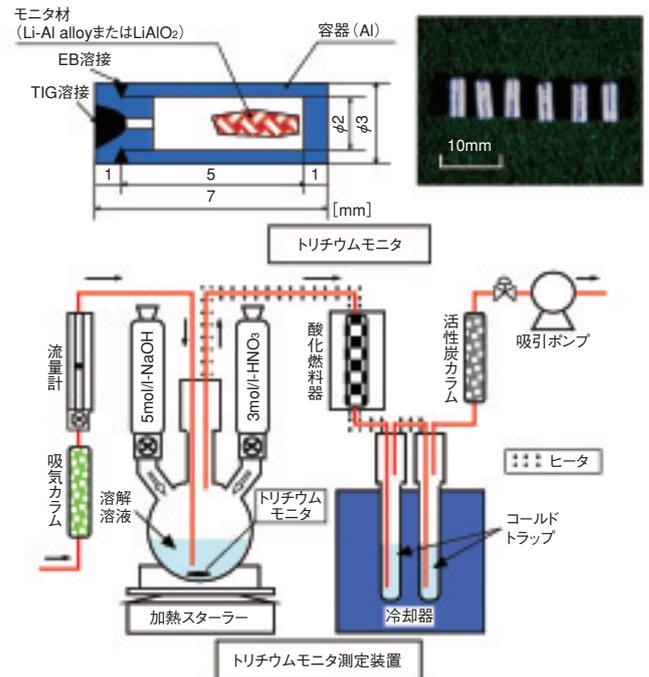


図12-14 トリチウムモニタとトリチウムモニタ測定装置

トリチウムモニタは、モニタ材としてLi-Al合金又はLiAlO₂を使用し、これらはアルミニウム製のケースに封入されます。これを照射試験用のキャプセルに詰めてJMTRで照射します。照射されたトリチウムモニタは本装置によりモニタケースごと溶解され、生成したトリチウムのほぼ全量が溶解溶液とコールドトラップに捕集されます。捕集されたトリチウムは液体シンチレーション測定装置により測定されます。

により、解析による評価の精度を明らかにしてきました。これまでの結果から、高速中性子照射量に対しては±10%程度、熱中性子照射量では±30%程度で解析評価が可能となっています。また、ガンマ線量についても核加熱率の測定結果から-3~+14%程度で評価できることを確認しました。

核変換生成物の生成量については、中性子のエネルギースペクトル等に依存するため、個々に評価精度を確認する必要があります。今回は中性子照射により材料中に生成したトリチウムについて、専用に開発したトリチウム測定用モニタをJMTRで照射し、その後、専用に開発した測定装置を用いて、トリチウム生成量の測定(図12-14)を行いました。その測定結果と本解析手法により解析した結果を比較した結果、トリチウムの生成量は-1~+8%程度で解析評価できることが分かりました。この成果は、核融合ブランケット材料の研究開発に役立てられています。

今後も、先進的な照射試験研究に対応するため、必要とされる照射パラメータの評価のための技術開発を行っていく予定です。

●参考文献

Nagao, Y. et al., Development of Tritium Production Measurement Method for In-Pile Tests of Fusion Blanket in the JMTR, Fusion Engineering and Design, vol.81, 2006, p.619-623.

12-7 微細照射を可能にする高品位なイオンビーム生成のために —サイクロトロンビームの高安定化技術の開発—

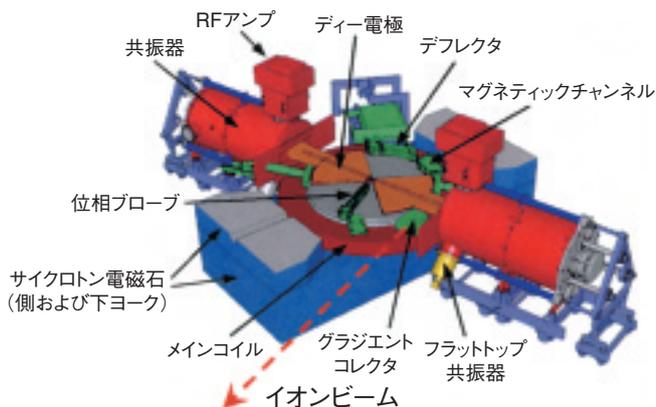


図12-15 TIARAサイクロトロン

上部の鉄心部分を除いてサイクロトロン内部を見やすくしてあります。イオンビームを電磁石中で回転させながらディー電圧で加速して徐々に回転半径を増加させ、デフレクタなどのビーム引き出し機器で外へ導いて照射に使用します。

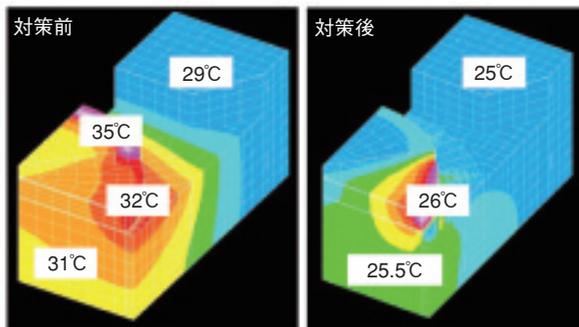


図12-16 電磁石温度のシミュレーション

実測温度測定データに基づいて計算したサイクロトロン電磁石内部の温度分布です。安定化技術による対策後はほぼ初期温度25度を維持しています。

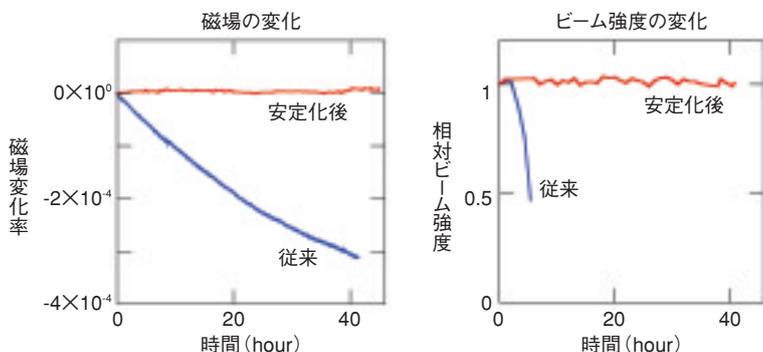


図12-17 磁場とビーム強度の変化

左のグラフはサイクロトロン内部の磁場の変化を、右のグラフはビーム強度の変化を示しています。従来は変動が大きく、電磁石の再調整を行わないとグラフのようにビーム強度が減少していました。安定化技術によって電磁石の再調整をすることなくビーム強度はほぼ一定となっています。

イオン照射研究施設TIARA (Takasaki Ion Accelerators for Advanced Radiation Application) のサイクロトロン (図12-15) が生成するイオンビームは、植物育種やRI製造、宇宙用半導体の耐放射線性試験など、バイオ・材料科学研究を中心に機構内外のユーザーに広く利用されています。なかでも現在注目されているのが、通常数mmあるイオンビームのサイズをマイクロオーダーに細く絞った「マイクロビーム」で、微細部位へのイオンビームの狙い撃ちを可能にし、細胞の応答機構の解明などバイオ・ナノテクノロジーへの応用が期待されています。しかし、サイクロトロンで生成するイオンビームには安定度の問題があり、ビームの位相、軌道、強度などに変動が生じていました。そのため、「マイクロビーム」に必要なエネルギーの揃ったビームなど、高品位なビーム生成を可能にする精密な調整は困難であると考えられてきました。

そこで、TIARAサイクロトロンでは、ビームの高安定化に取り組みました。高周波ノイズで困難であったサイクロトロン電磁石の高精度な磁場計測をプローブの開発

によって実現し、ビーム変動が磁場の変化で引き起こされること、そして、サイクロトロン電磁石のコイルの発熱による電磁石鉄心温度上昇でその磁場の変化が生じていること、を明らかにしました。このコイルからの熱流入を防止し、鉄心温度上昇を抑制する機構を有した (図12-16) 電磁石温度制御システムの開発に成功しました。以前の磁場は0.01%以上変動していましたが、このシステムの開発によって、現在は0.001%以内という世界で最も安定した磁場が実現でき、再調整することなく生成ビーム強度はほぼ一定となりました (図12-17)。

ビーム径1 μmの「マイクロビーム」形成では、エネルギー幅0.02%のビームが必要です。この高安定磁場によってビーム位相が従来より一桁精度良く制御可能となったことでエネルギー利得の均一化が図れ、目的のエネルギー幅達成が可能となりました。本高安定化技術は、「マイクロビーム」のみならず、医療を含めた様々なサイクロトロンイオンビーム応用の基盤技術となっています。

●参考文献

Okumura, S. et al., Magnetic Field Stabilization by Temperature Control of an Azimuthally Varying Field Cyclotron Magnet, Review of Scientific Instruments, vol.76, no.3, 2005, p.033301-1-033301-6.

12-8 深地層の研究施設の本格的な掘削を開始 —地層処分技術に関する研究開発用の地下研究施設—



(a) 研究坑道の基本レイアウト



(b) 地上施設の配置

図12-18 瑞浪超深地層研究所の概要(研究坑道のレイアウトと地上施設の配置)

瑞浪超深地層研究所は、地下施設(研究坑道)と地上設備から構成されています。研究坑道は地下1,000mに達する2本の立坑(主立坑;内径6.5m、換気立坑;内径4.5m)と、2本の立坑をつなぐ予備ステージ、研究の場となる中間ステージと最深ステージなどの水平坑道からなっています(a)。地上施設は立坑を掘削するための設備(掘削タワーや巻上機)、受電設備、排水処理設備などがあります(b)。

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のための主要な研究施設の一つとなる深地層の研究施設が、岐阜県瑞浪市において建設が進められています。この研究施設を、瑞浪超深地層研究所と名付けています。ここでは、深地層の科学的研究を行うために、地下1,000mという大深度に立坑や水平坑道からなる研究坑道を掘削する計画です(図12-18)。研究坑道は、深部地質環境の総合的な調査技術の確立及び深地層における工学技術の基礎の開発を行う場としての役割を担うと共に、深地層に対する国民の理解促進の場としての役割も担っています。

このうち、設計や建設などの施設建設に関連する研究では、坑道のレイアウトを検討すると共に、空洞安定性、耐震性、通気などの設計・検討を実施しました。また、掘削計画を立案し、大深度立坑の掘削効率を向上させる

ための設備や方法についても検討しました。具体的には、掘削ブリーチを搬出する装置を複数台利用することや、通常は1回発破するごとにコンクリートを設置するところを2回発破してからコンクリートを設置するという立坑掘削方法を採用することで、掘削効率を向上させました。

この設計・施工計画に基づいて、2005年2月には本格的な立坑掘削を開始しました。同年10月に主立坑172m、換気立坑191mに到達したところで、立坑排水中のふっ素とほう素が環境基準を超過するという問題が生じたため、立坑からの排水を停止し、掘削工事を一時休止しました。この新たな課題に取り組むべく、排水処理設備を増強し、2006年4月に掘削工事を再開しました。今後は、湧水抑制対策を実施しながら、調査研究を行いつつ、深度500m、1,000mと掘削を進めていく計画です。

●参考文献

Sato, T. et al., Status of Japanese Underground Research Laboratory -Design and Construction of 1000 m-deep Shafts and Research Tunnels-, In Underground Space Use: Analysis of the Past and Lessons for the Future, Erdem & Solak (eds), 2005, p.335-341.

12-9 加速器質量分析法によるヨウ素129を高感度で測定する — 中性子放射化分析法より短時間で高精度かつ高感度な測定法 —



図12-19 むつ事業所に設置してある加速器質量分析装置(AMS)

このAMSは、図左側の2本のイオン入射部、図中央のタンデム加速器部、及び図右側の2本の質量分析部で構成されています。ヨウ素129は外側のビームラインで測定されます。外側の質量分析部ラインには分解能の高い電磁石、静電ディフレクター及び飛行時間型検出器が備えられています。

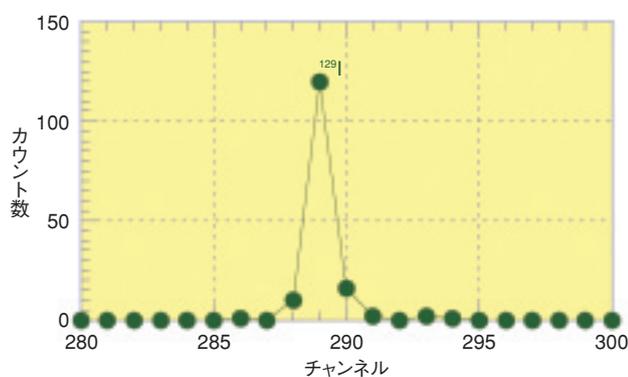


図12-20 飛行時間型検出器で測定した¹²⁹Iスペクトル

¹²⁹Iのスペクトル周辺に妨害となるピークがないことから、妨害イオンを分析電磁石と静電ディフレクターによって除去できていることが確認されました。

ヨウ素129 (¹²⁹I) は半減期1570万年の長寿命放射性核種であり、使用済核燃料再処理施設から放出されます。¹²⁹Iは原子力施設周辺でモニタリングが必要な核種であると同時に、その半減期が長い海洋等の水循環のトレーサーや地球環境における物質移行挙動の解明に使用できる有用な核種の一つです。文部科学省刊行の「ヨウ素-129分析法」によれば¹²⁹Iの測定方法は中性子放射化分析法を推奨していますが、この方法では検出限界がヨウ素同位体比 (¹²⁹I/¹²⁷I) で 10^{-9} から 10^{-10} と高くまた測定に数日を要し更に数十%の誤差があるため、モニタリングには適しているものの環境レベルの試料(10^{-10} ~ 10^{-12})の測定には不十分でした。そこでむつ事業所に設置してある加速器質量分析装置(図12-19)を用いて、¹²⁹Iを短時間で高精度かつ高感度で測定する方法を確立しました。

¹²⁹I⁵⁺ (m/e=25.8) を質量分析する際、質量対電荷比の近い¹⁰³Rh⁴⁺ (m/e=25.75) や⁵²Cr²⁺ (m/e=26.0) が妨害となりますが、質量分解能の高い分析電磁石、エネ

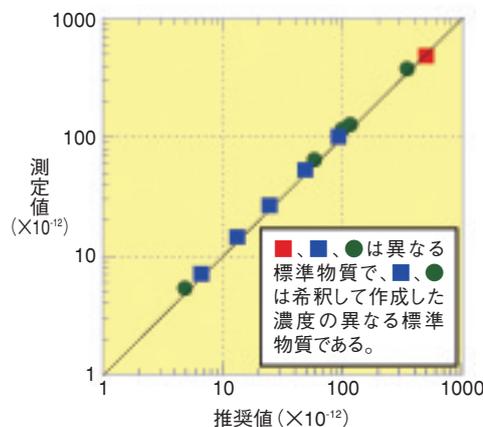


図12-21 直線性の確認試験

中性子放射化分析の検出限界レベル以下であるヨウ素同位体比 10^{-10} ~ 10^{-12} の範囲で、推奨値と測定値が良い直線関係にあることを確認しました。

ギー分解能の高い静電ディフレクター及び飛行時間型の検出器を採用し最適化することにより、質量分解能力を高めこれらの妨害イオンの影響を除去することに成功しました(図12-20)。また測定用ターゲット試料の電気伝導度を高めるためNb粉末と十分混合することにより、安定したイオンビームが得られ、安定した測定が可能となりました。

標準試料を用いた測定結果では¹²⁹I/¹²⁷Iが 10^{-10} ~ 10^{-12} の範囲では約60分の測定で数%の誤差で高精度に測定でき、推奨値と測定値の間に良い直線関係があることを確認しました(図12-21)。また市販のヨウ化銀試薬を用いて検出限界を確認した結果、¹²⁹I/¹²⁷Iで 10^{-14} 程度まで測定可能であることが分かりました。

この技術は単に原子力施設周辺のモニタリングを簡便化したのみならず、¹²⁹Iを使うことにより地球環境における物質の移行を解明できる可能性があります。

●参考文献

鈴木崇史ほか, 加速器質量分析装置ヨウ素ラインの性能, 2006, JAEA-Technology 2006-018, 40p.

研究開発拠点

敦賀地区

もんじゅにおけるFBRサイクル実用化に向けた研究開発、ふげんにおける廃止措置研究、防災研修の実施



東濃地区

高レベル放射性廃棄物処分研究（結晶質岩系対象）を実施



幌延地区

高レベル放射性廃棄物処分研究（堆積岩系対象）を実施



むつ地区

使命を終えた原子炉施設の廃止措置、海洋調査研究等を実施



東海地区

安全研究、原子力基礎・基盤研究の推進、中性子利用研究の推進、高レベル放射性廃棄物処分研究、FBR燃料加工開発、軽水炉再処理技術開発、原子力研修や防災研修の実施



人形峠地区

ウラン濃縮関連施設の廃止措置を実施



関西地区

光量子や放射光を用いた研究を実施



高崎地区

荷電粒子等を用いた量子ビーム応用研究を実施



那珂地区

ITER計画推進、炉心プラズマ研究、核融合工学研究を実施

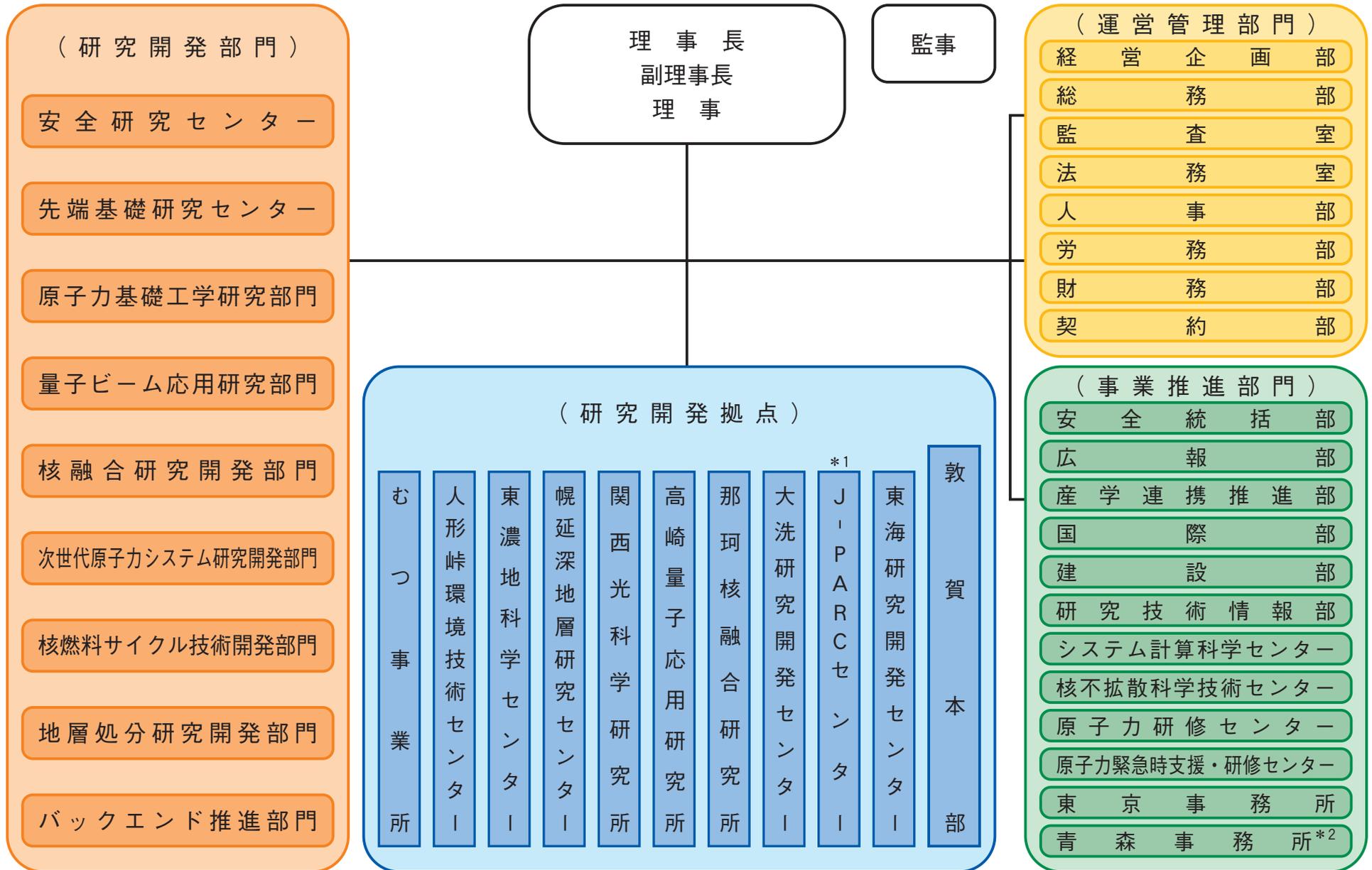


大洗地区

常陽や照射後試験施設等によるFBRサイクル技術開発、HTTR等による核熱利用研究等を実施



組織体制図



*1: H18年2月設置、*2: H18年4月設置

◆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」（亀甲紋）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。参考までに高速増殖原型炉「もんじゅ」、高温工学試験研究炉「HTTR」の燃料体も正六角形です。

表紙の画像は、高速増殖原型炉「もんじゅ」（敦賀地区）と現在建設中の大強度陽子加速器施設「J-PARC」（東海地区）です。両施設とも原子力機構を代表する施設であり、今後、我が国の科学技術発展のため大いなる成果の創出が期待されています。



未来を拓く原子力 原子力機構の研究開発成果 2006

発行 2006年10月
編集・発行 独立行政法人 日本原子力研究開発機構

成果普及情報誌『未来を拓く原子力』編集委員会

委員長 松鶴 秀夫
副委員長 宮川 俊一
委員 石原 正博 蕪木 英雄 市橋 正生 村松 健
千葉 敏 柴田 猛順 滝塚 貴和 菊地 賢司
小嶋 拓治 山極 満 池田 佳隆 池上 哲雄
明珍 宗孝 玉山 清志 永里 良彦 山口 義文
小川 弘道 白橋 浩一 宇佐美 功 茶谷 恵治
神谷 富裕 瀬戸口啓一

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