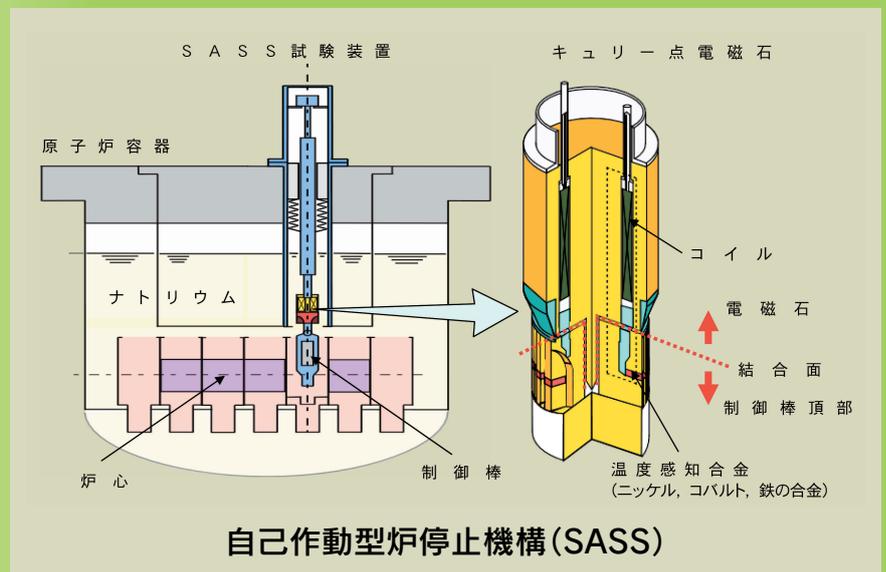
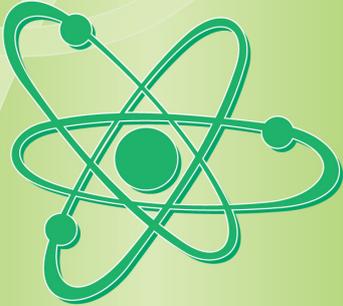
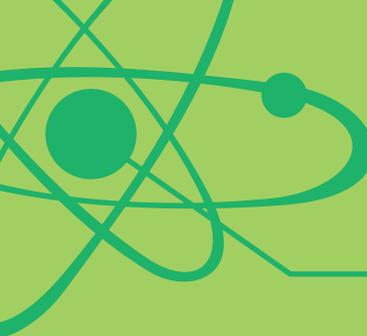


サイクル機構技報

JNC Technical Review
No.24 2004.9





サイクル機構技報

No.24 2004年9月

目次

技術報告

- 照射試験用スフェアパック及びバイパック燃料の製造 (JNC/PSI/NRG共同研究) 1
富田 豊 重留 義明 木原 義之
- マイクロ波加熱直接脱硝法による混合転換プロセスの実証20年の歩み
—プルトニウム転換技術開発施設の運転経験と技術開発— 11
細馬 隆 市毛 浩次 高橋 芳晴

研究報告

- Study of LBB Assessment Methodology
applied to a 12Cr Series Ferrite Steel Piping Structure for FBRs 27
兪 淵植
- 時間間隔解析技術を用いた長半減期放射性物質の定量 39
植頭 康裕 橋本 哲夫

会議報告

- 大学等との研究協力制度にかかわる2004年度研究成果報告会
—2004年7月27日,8月4日開催— 47
亀田 昭二
- 原研・サイクル機構 合同技術移転説明会
—2004年6月18日,29日,7月1日開催— 56
佐々木修一

JNC Technical Review

No.24 2004.9

CONTENTS

概況報告

高速増殖炉サイクルの研究開発	
高速増殖炉原型炉「もんじゅ」の研究開発	59
高速増殖炉サイクル実用化戦略調査研究	62
高速増殖炉の研究開発	66
高速増殖炉燃料の研究開発	71
高速増殖炉燃料再処理技術の研究開発	73
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	75
軽水炉燃料再処理技術の研究開発	81
環境保全技術開発	84
核物質管理と核不拡散対応	90
安全管理と安全研究	91

国際協力

国際会議，海外派遣・留学，主要外国人の来訪，国際協力，余剰兵器解体プルトニウム処分協力	95
---	----

活動報告

業務品質保証活動	97
外部発表	99
技術情報管理，情報システム	105
大学等との研究協力，社内公募型研究	106
技術協力・技術移転，開発技術の利用・展開，施設・設備の供用，国内技術協力研修	111
特許・実用新案紹介	113

お知らせ

平成17年度任期付研究員(博士研究員)の公募について	116
平成17年度「先行基礎工学研究」についてのご案内	117
「深地層の研究施設計画に関する国際会議」開催のご案内	118
「サイクル機構シンポジウム茨城」の開催について	120

サイクル機構技報

No.24 2004年9月

■ 表紙の全体デザインと色調

全体デザインは、「サイクル機構による情報発信」をイメージしたものです。
萌葱色(もえぎいろ)を基調とした色調は、「サイクル機構における新たな萌芽」を表現したものです。

■ 表紙の画像

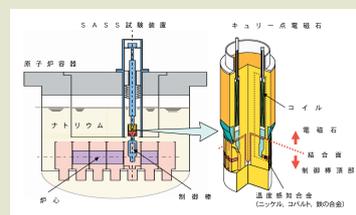
「自己作動型炉停止機構(SASS:Self Actuated Shut-down System)」

SASSは、キュリー一点電磁石で制御棒を吊り下げる新型の原子炉停止装置であり、高速増殖炉の安全性をさらに高めることを目的とし、日本原子力発電(株)とサイクル機構の共同研究として、現在、その研究開発を進めている。キュリー一点電磁石は高温になると磁力を急速に失うため、原子炉に異常が発生し冷却材の温度が上昇すると、制御棒が自然に炉心内に落下し、安全保護システムの作動や運転員の操作に期待することなく、原子炉を確実に停止することが可能となる。

キュリー一点電磁石を用いたSASSの開発は1985年に開始され、日本原子力発電(株)とサイクル機構で、キュリー一点電磁石の原理確認、SASS構成部材の材料試験、SASS試験体を用いた気中での保持力特性試験、ナトリウム・ループを用いた保持力特性試験、応答特性試験、熱過渡及び耐熱試験等を広範に実施してきた。現在、約20年間に及ぶ成果を集大成し、SASS開発の最終ステップとして、高速実験炉「常陽」に試験装置を据え付け、炉内実証試験を進めている。

試験装置の制御棒が自然に落下する温度は、将来の高速増殖炉に採用を計画しているSASSと同じ約680℃であるが、「常陽」では、冷却材の温度が680℃まで上昇することはないため、今回の試験では、原子炉運転中に実際に制御棒が自然に落下することはない。炉内実証試験の目的は、高温、高中性子束、流動ナトリウム中の実炉環境下において、キュリー一点電磁石が制御棒を安定に保持し続けられるか、その特性(磁力がなくなってから制御棒が落下するまでの時間等)が中性子照射によってどのように変化するか、制御棒落下信号を入力して一度落下させた制御棒を再結合できるか等、SASSの機能を実証することにある。これまで、キュリー一点電磁石を用いたSASSを原子炉に設置した例はなく、国内外からその成果が注目されている。

関連する概況報告タイトル：
—高速増殖炉サイクルの研究開発—「高速増殖炉の研究開発」



画像提供：大洗工学センター
照射施設運転管理センター

■ 本誌及びバックナンバーの内容を核燃料サイクル開発機構インターネットホームページ内に掲載しています。

〔アドレス〕 <http://jserv-internet.jnc.go.jp/>
または <http://www.jnc.go.jp/siryou/gihou/main.html>

■ 本誌の全部又は一部を複写・複製・転載する場合は、編集発行元へお問い合わせください。

核燃料サイクル開発機構 技術展開部 技術協力課
〒319-1184 茨城県那珂郡東海村村松4-49
© 核燃料サイクル開発機構 2004

Inquiries about copyright and reproduction should be addressed to:

Technical Cooperation Section, Technical Management Division,
Japan Nuclear Cycle Development Institute
4-49 Muramatsu, Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki 319-1184, Japan
© 2004 JAPAN NUCLEAR CYCLE DEVELOPMENT INSTITUTE



照射試験用スフェアパック及び バイパック燃料の製造 (JNC/PSI/NRG 共同研究)

富田 豊 重留 義明 木原 義之

東海事業所 環境保全・研究開発センター 先進リサイクル研究開発部

Fabrication of Sphere-Pac Fuel and Vipac Fuel for Irradiation Tests
(Collaboration Project among JNC, PSI and NRG)

Yutaka TOMITA Yoshiaki SHIGETOME Yoshiyuki KIHARA

Advanced Fuel Recycle Technology Division, Waste Management and Fuel Cycle Research Center, Tokai Works

サイクル機構では、スイスPSI(Paul Scherrer Institut)とオランダNRG(Nuclear Research and Consultancy Group)との間で、振動充填燃料製造と照射試験データ(熱的挙動)の取得を目的とした共同研究を実施している。本プロジェクトでは、スフェアパック、バイパック、ペレットの3タイプの燃料をPSIで製造し、2004年1月からオランダ ペッテンのHFR(High Flux Reactor)で照射試験を行っている。本照射試験に用いるスフェアパック燃料として、20%Pu-MOX及び5%Np-20%Pu-MOXの球状粒子燃料を内部ゲル化法で製造し、世界的に初めてNp-MOXスフェアパック燃料の製造に成功した。また、バイパック燃料製造を通して非球状粒子燃料の充填条件の最適化の検討がさらに必要であることが分かった。

JNC has carried out the collaboration project "Research and Development of Advanced Sphere-pac Fuel" with PSI (Paul Scherrer Institut) in Switzerland and NRG (Nuclear Research and Consultancy Group) in the Netherlands. The purpose of this project is to obtain data for vibro-packed fuel fabrication and irradiation test (thermal behavior). In this project, three types of fuel segment (sphere-pac segment, vipac segment and pellet segment) were fabricated in PSI. Irradiation tests in the HFR (High Flux Reactor) were started in January 2004 and are still in progress. 20%Pu-MOX spheres and 5%Np-20%Pu-MOX spheres were fabricated by the internal gelation process for sphere-pac segments. It was the first time fabrication of Np-MOX spheres succeeded. It also showed that the optimization of the filling condition of non spherical granules should be examined further through fabrication of vipac segments.

キーワード

振動充填燃料, スフェアパック燃料, バイパック燃料, Np-MOX燃料, MOX燃料, 燃料製造, 内部ゲル化法, 粒子燃料, 振動充填, ペレット

Sphere-Pac Fuel, Vipac Fuel, Np-MOX Fuel, MOX Fuel, Fuel Fabrication, Internal Gelation Process, Sphere Fuel, Vibro-Filling, Pellet

1. はじめに

サイクル機構では、FBRサイクル実用化戦略調査研究¹⁾の一環として振動充填燃料の開発を進めている。振動充填燃料は製造工程の遠隔操作に適

していると考えられることや微粉末の発生が少ないなどの利点があることから、燃料製造コストの低減とともに製造工程における作業員の被ばく防止が大きな課題となる低除染燃料製造やマイナー



富田 豊

プルトニウム燃料開発グループ所属
粒子製造開発・ウラン試験チームリーダー 副主任研究員
振動充填燃料開発における粒子燃料開発に従事
核燃料取扱主任者, 第1種放射線取扱主任者



重留 義明*

プルトニウム燃料開発グループ所属
副主任研究員
振動充填燃料開発における充填技術開発に従事
核燃料取扱主任者, 第1種放射線取扱主任者



木原 義之

プルトニウム燃料開発グループリーダー
振動充填燃料開発, MA燃料開発, 溶接技術開発, ロシア解体核協力等の業務に従事

*現在：資源エネルギー庁に出向中

アクチニド燃料製造の有望な候補の一つとなっている。そこで、サイクル機構では、スフェアパック燃料について優れた経験・実績を持つスイスのPaul Scherrer Institut（以下「PSI」）及びHigh Flux Reactor（以下「HFR」）の運転管理を行っているオランダのNuclear Research & Consultancy Group（以下「NRG」）との間で共同研究「Research and Development of Advanced Sphere-pac Fuel」を実施している。本共同研究はスフェアパック、バイバック及びペレット燃料をオランダのペッテンにあるHFRにおいて比較照射を行うというものである。本共同研究における三研究機関の役割分担としては、サイクル機構は全体計画作成、照射条件設定、照射後試験の主導、試験結果の解析及び取りまとめ、PSIは燃料製造、試験結果の解析、NRGはリグ製作、照射試験及び照射後試験の実施である。

本共同研究の主な目的は、FBRサイクル実用化戦略調査研究に資するため、照射試験データとスフェアパック燃料及びバイバック燃料製造データを取得することにある。照射試験は、高速炉の径方向温度分布を模擬した条件でスフェアパック、バイバック及びペレットの3種類の燃料の照射初期の組織変化挙動と溶融限界線出力に関するデータを取得するために行う。

球状粒子燃料（以下「スフェア粒子」）をピンに充填するスフェアパック燃料は1960年代から米国やヨーロッパ各国で研究²⁾されたが、1980年代までに開発が相次いで中止されるなど技術開発が下火になったため、燃料製造に関する報告が少ない。さらに、FBRサイクル実用化戦略調査研究で検討しているマイナーアクチニド等を添加したMOX

粒子燃料については、過去に製造報告はないが、今回の燃料製造においてNpを含有するMOXスフェア粒子を製造することから、Npが粒子燃料製造に与える影響に関する過去に例のない製造データの取得が可能である。

また、非球状粒子燃料（以下「バイバック顆粒」）を用いたバイバック燃料製造については、ロシアから報告³⁾されている程度である。サイクル機構では模擬バイバック顆粒等を用いた充填試験⁴⁾を行っているが、この試験で得られた充填条件をMOXバイバック顆粒で確認する点も燃料製造の重要な取得データ項目のひとつである。

本稿では照射試験用燃料製造が終了したことから、スフェアパック燃料及びバイバック燃料の製造に関して報告する。

2. 照射試験の概要

照射試験用燃料として、16本のセグメントを製造し、2本のセグメントを上下に接続して合計8本の燃料ピンを製造した。表1に照射試験マトリックスを示すが、セグメントを燃料タイプ別に分けると9本がスフェアパック燃料、2本がバイバック燃料、5本がペレット燃料である。また、燃料組成別では14本のセグメントが $(U_{0.8}Pu_{0.2})O_2$ 、残りの2本のセグメントが $(U_{0.75}Pu_{0.2}Np_{0.05})O_2$ （ともにスフェアパック燃料）である。

セグメントの仕様は、長さ約450mm、被覆管外径7.5mm、内径6.7mm、燃料有効長250mmである。ただし、溶融限界線出力試験以外のペレットタイプの燃料有効長は、照射試験データ取得に必要な50mmとした。

スフェアパック及びバイバックセグメントの特

表1 照射試験マトリックス

	初期焼結評価試験 530W/cm到達		組織変化試験(1) 530W/cm, 48hr保持		組織変化試験(2) 530W/cm, 96hr保持 (<1,000MWd/t)		溶融限界線出力試験 <900W/cm	
上 部 セ グ メ ン ト								
燃 料 種 類	MOX	MOX	MOX	MOX	MOX	MOX	MOX	MOX
燃 料 タ イ プ	ペレット	スフェア パック	ペレット	スフェア パック	ペレット	スフェア パック	ペレット	スフェア パック
スミア密度(%TD)	89.3	79.2	89.3	79.5	88.8	79.5	89.0	79.5
下 部 セ グ メ ン ト								
燃 料 種 類	MOX	MOX	MOX	Np-MOX	MOX	MOX	MOX	Np-MOX
燃 料 タ イ プ	スフェア パック	バイバック	スフェア パック	スフェア パック	スフェア パック	バイバック	ペレット	スフェア パック
スミア密度(%TD)	79.1	75.9	79.3	81.3	70.6	75.8	89.8	81.5

徴としては、燃料カラムの上下に充填した断熱スフェア粒子と端栓の間にタンゲステン製の薄い円盤状のFuel Seal Disk (FSD)を挿入して細かな粒子が端栓と被覆管の隙間に入り込むのを防ぐ構造になっていることである。また、バイバックセグメントでは、非常に小さな顆粒を使用するため、バイバック顆粒と断熱スフェアの間にもFSDをはさんで両者の混合を防いでいる。

図1に燃料ピンの概略図を示す。燃料ピンはステンレス製の2重キャプセルに封入され、照射リグに2本ずつ装荷されて1回の照射試験で4セグメントずつ照射される。照射試験は初期焼結試験、組織変化試験(1)、組織変化試験(2)、溶融限界線出力試験の4回実施する。

照射後試験は、NRGのホットセルで非破壊試験、パンクチャー試験、金相観察、電子線マイクロプローブ分析が行われ、燃焼度分析のみPSIのホットセルで行われる。

3. スフェア粒子製造⁵⁾

3.1 製造方法

スフェアバック燃料は球状のスフェア粒子を直接被覆管に充填して製造した燃料であり、本共同研究では、スフェア粒子の製造を内部ゲル化法によって行った。スフェアバック燃料のプロセスフローを図2に示す。

内部ゲル化法は、オランダ電力研究所(KEMA: Keuring von Erlectrotechnische Materialenat Arhem)で開発された方法で、金属硝酸溶液にアンモニアドナーであるヘキサメチレンテトラミン(HMTA)と溶液の安定剤である尿素を混合して

調製した原料液を高温に熱したオイル中に滴下し、HMTAの熱分解で発生したアンモニアと金属硝酸溶液との反応によって液滴の内部からゲル化させてゲル粒子を製造する方法である。

本共同研究では、MOX大径粒子(800 μ m)、MOX中径粒子(190 μ m)、MOX小径粒子(70 μ m)、Np MOX大径粒子(800 μ m)、Np MOX小径粒子(70 μ m)の5種類のスフェア粒子を製造した。Np MOXスフェア粒子の製造条件は、原料液組成が異なる点以外、MOXスフェア粒子の製造条件と同じである。また、スフェアバック粒子の製造目標値は表2に示す通りである。

スフェア粒子製造は、大きく(1)原料液調製工程、(2)転換工程、(3)熱処理工程の3つに分けることができる。各工程について以下に述べる。

(1) 原料液調製工程

ウラン、プルトニウム、ネプツニウムの酸化物粉末を硝酸に溶解し、硝酸ウラニル溶液、硝酸プルトニウム溶液、硝酸ネプツニウム溶液を調製し、これらを混合して金属硝酸溶液を調製した。また、HMTAと尿素を溶解した溶液を調製した。この両者を混合し、組成としてメタル濃度:0.8mol/kg、HMTA/メタル比:1.3、尿素/メタル比:1.3となるように原料液を調製した。

(2) 転換工程

1) 液滴形成

原料液槽からノズルまでの原料液の送液には圧縮空気をを用いた。原料液温度が上がるとゲル化が生じるために、原料液槽を冷却し、原料液槽からノズルまでの液温を4 $^{\circ}$ C以下に保つように制御した。

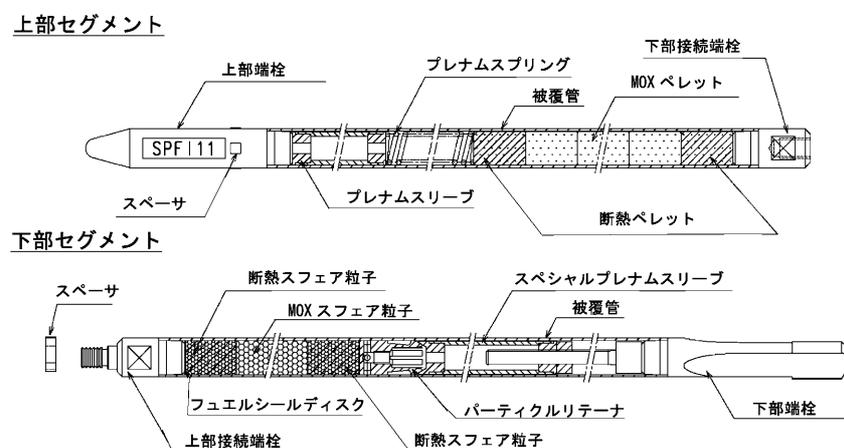


図1 燃料ピンの概略図

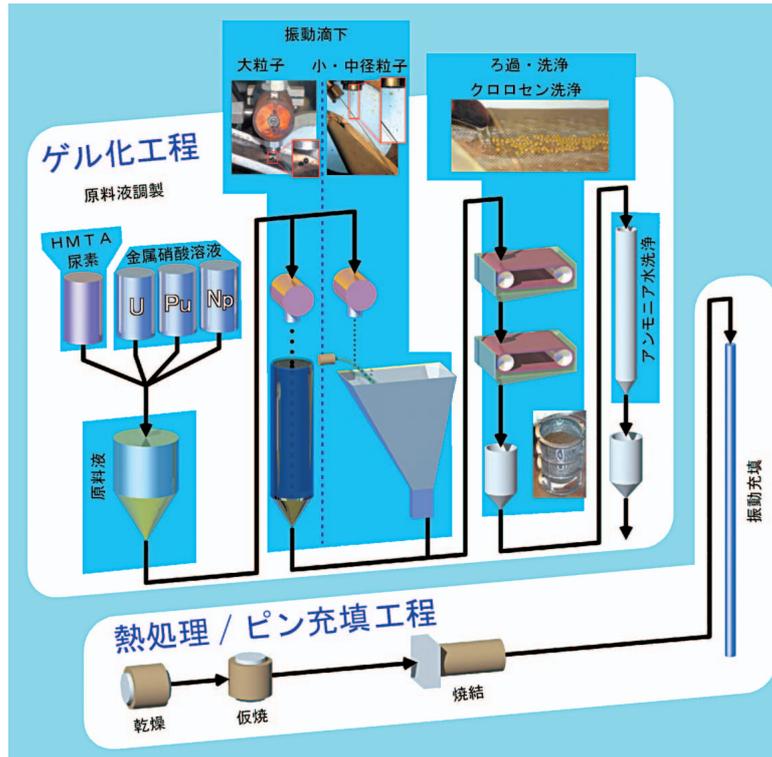


図2 スフェアバック燃料のプロセスフロー

表2 スフェア粒子の製造目標値

項目	目	目標値
1.	Pu 富化度 (MOX, Np-MOX とも)	20wt%
2.	Np / (Pu+U+Np) (Np-MOX のみ)	5 wt%
3.	O/M 比	1.97 + 0.02, - 0.03
4.	Pu スポット	100 μm
5.	不純物量	
	Al	< 700 ppm
	B	< 20 ppm
	C	< 300 ppm
	Ca	< 750 ppm
	Cd	< 20 ppm
	Cr	< 500 ppm
	F	< 25 ppm
	Mg	< 150 ppm
	N	< 200 ppm
	Ni	< 500 ppm
	V	< 500 ppm
	Cu+ Zn	< 1,400 ppm
	Mn+Mo+Pb+Sn	< 400 ppm
	全不純物	< 4,000 ppm
6.	蒸発性不純物量	< 180 ppm
7.	水分含有量	< 150 ppm
8.	粒子径	
	大径粒子	800 μm
	中径粒子	190 μm
	小径粒子	70 μm
9.	粒子密度	
	大径粒子	96%TD
	中径粒子	97%TD
	小径粒子	98%TD
10.	真球度	1.1

液滴は、大径粒子の場合は自然滴下により、中径粒子と小径粒子は振動機で液流にくびれを作り微小液滴に分割することで形成した。液滴径は目標粒子径（焼結粒子径）の約3倍の直径となるようにノズルの内径、原料液の供給速度及びノズルの振動数を調整した。滴下条件を表3に示す。

2) ゲル化

液滴を約104 に加熱したシリコンオイル中に滴下し、ゲル化させた。シリコンオイルの温度が低くゲル化に時間がかかると粒子形状は楕円形に歪み、逆に温度が高すぎるとゲル球中のポアが増加する傾向にあるため、シリコンオイルの温度制御はゲル球の品質管理上重要である。

3) 洗浄

ゲル球の回収

シリコンオイル中でゲル化した粒子は、シリコンオイルと共にベルトコンベアのメッシュ上に吐

表3 滴下条件

	ノズル内径 (μm)	原料液供給流量 (g/min)	振動数 (Hz)
大径粒子	700	5	自然滴下
中径粒子	350	30	2,500
小径粒子	120	4	8,000

出されて回収されるシステムになっている。メッシュを通したシリコンオイルはトレイに集められ、フィルターを通してオイル槽に戻されて再使用される。

シリコンオイルの除去

シリコンオイルを除去するためにクロロセン (CCl_3CH_3) でゲル球の洗浄を行った。このクロロセンは蒸留によって精製した後に再利用される。

硝安等の除去

クロロセンによる洗浄後、ゲル球中の硝安、尿素、HMTAの除去のため、約2.5 mol/lのアモニア水でゲル球を洗浄した。爆発性を有する硝安の多量の残存は安全上問題となるが、本製造においてはむしろ粒子のクラック発生原因防止の観点から重要であり、確実に除去する必要がある。PSIでは硝安の除去を洗浄液の電気伝導度測定で判断している。

(3) 熱処理工程

1) 乾燥

小径粒子と中径粒子の場合、ゲル球中に水分が含まれると乾燥中に粒子同士が凝集するため、予備乾燥として洗浄後にエタノールに浸けて脱水した。

ゲル球の乾燥はロータリードライヤーを用いて窒素雰囲気中50 ~ 75 でゲル球を回転させながら行なった。

2) 仮焼

仮焼はAr 7% H_2 中600 で3時間保持して行なった。

3) 焼結

焼結はAr 7% H_2 中1400 で3時間保持して行なった。

3.2 製造結果及び評価

製造したスフェア粒子の粒径、真球度、密度及びO/M比の分析結果を表4に示す。密度についてはMOX大径粒子の密度が目標値をわずかに下回ったが、MOX小径粒子の密度が目標値を上回ったため、両者を混合した際の平均粒子密度は目標値どおりの97.4% TDとなった。Np MOXの密度は大径粒子、小径粒子とも目標値以上の高密度であった。写真1にNp MOX大径粒子の金相写真を示す。また真球度(長径/短径)についても約1.1と良好であった。O/M比は、いずれの粒子も目標値を満足していた。プルトニウムスポットの有無は、大径粒子断面のアルファオートラジオグラフの画

表4 スフェア粒子の分析結果

	MOX			Np MOX	
	大径粒子	中径粒子	小径粒子	大径粒子	小径粒子
粒径 (μm)	776	195	67	770	71
標準偏差 (μm)	20	10	3	24	3
真球度	1.09	1.07	1.09	1.09	1.11
密度 (%TD)	96.6	100	99.7	100	98.1
O/M比	1.96	1.96	1.98	1.95	1.98

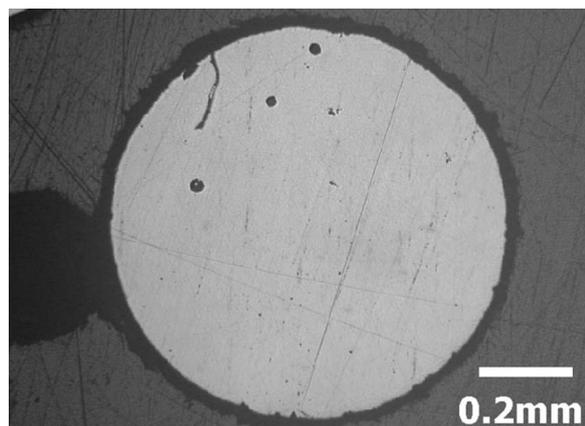


写真1 5%Np-MOX大径粒子の金相写真

像解析により確認した。画像解析を行い色の濃淡を3Dヒストグラムにしてプルトニウムスポットの有無を確認した結果、直径100 μm 以上の大きさのものは観察されなかった。3Dヒストグラムの例を図3に示す。

Np MOX粒子製造はMOX粒子の製造条件と同じ条件で行ったが、製造した粒子の性状はNpを含まないMOX粒子と比べても良好であったことから、5%のNpの添加では粒子製造に悪影響を与えないことが分かった。

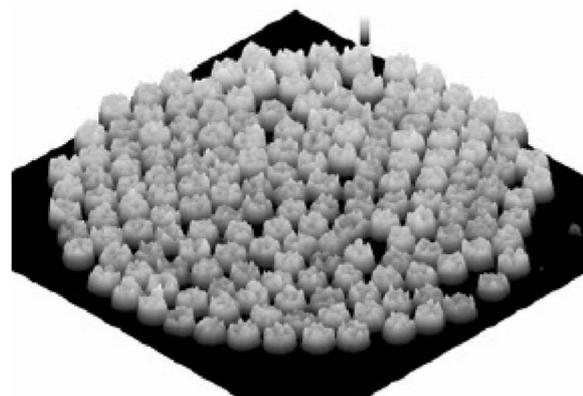


図3 MOX大径粒子のプルトニウムスポット分析

4. バイバック顆粒製造⁶⁾

4.1 製造方法

バイバック燃料は非球状のバイバック顆粒を直接被覆管に充填した燃料である。サイクル機構ではバイバック顆粒の製造方法として、熔融塩電解法による乾式再処理⁷⁾と組み合わせたプロセスを有力候補の一つとして検討している。しかし、PSIでは熔融塩電解法による顆粒製造設備がないため、代替法としてMOXグリーンペレットを破碎・焼結するプロセスで製造した。バイバック顆粒のプロセスフローを図4に示す。バイバック顆粒の目標値のうち、プルトニウム富化度、O/M比、プルトニウムスポット、不純物量、蒸発性不純物量、水分含有量については表2のスフェアパック粒子の製造目標値と同じである。バイバック燃料固有の製造目標値を表5に示す。また、バイバック顆粒製造の各工程の概要を以下に記す。

(1) 原料粉混合

PSIがイナートマトリックス燃料製造⁸⁾に用い



図4 バイバック顆粒のプロセスフロー

表5 バイバック顆粒の製造目標値

	重量比	密度
850 600 μm	50.00 (wt%)	99%TD
600 425 μm	9.90 (wt%)	
425 250 μm	4.55 (wt%)	
250 106 μm	4.55 (wt%)	
106 45 μm	18.00 (wt%)	
45 25 μm	13.00 (wt%)	

たアトリッションミル (two stage advanced attrition mill) を使用して、秤量したPuO₂粉末とUO₂粉末を粉碎混合し均一化した。

(2) 添加剤混合

MOX粉末に潤滑剤、結合剤としてステアリン酸亜鉛を0.2wt%添加して混合した。

(3) 仮成型

MOX粉末を単軸型油圧プレスで約550MPaの成型圧力でグリーンペレットに仮成型した。

(4) 破碎

グリーンペレットをグラニューレータに投入し、破碎することで非球状顆粒を製造した。

(5) 分級

グラニューレータで粉碎して得たグリーン顆粒を、電動篩いで分級した。篩いの目のサイズは、850 μm、600 μm、425 μm、250 μm、106 μm、45 μm、25 μmを用いた。

(6) 焼結

N₂+8%H₂雰囲気中800℃で2時間保持し、潤滑剤を加熱分解して除去した後、1,600℃で20時間保持して焼結を行った。

(7) 分級

焼結顆粒を電動篩いで分級し、分級した粒子の成分毎の重量を測定した。

4.2 バイバック顆粒製造結果

製造したバイバック顆粒の密度及びO/M比の分析結果を表6に示す。いずれもほぼ目標値を満足していた。写真2にバイバック顆粒の顕微鏡写真を示す。プルトニウムスポットの有無は、スフェア粒子と同様にアルファオートラジオグラフの画像解析により行った。その結果、直径100 μm以上の大きさのプルトニウムスポットは観察されなかった。

表6 バイバック顆粒の分析結果

	密度 (%TD)	O/M比
850 600 μm	99.4	1.97
600 425 μm	98.8	1.97
425 250 μm	99.1	1.97
250 106 μm	99.2	1.97
106 45 μm	99.7	1.98
45 25 μm	100	1.98

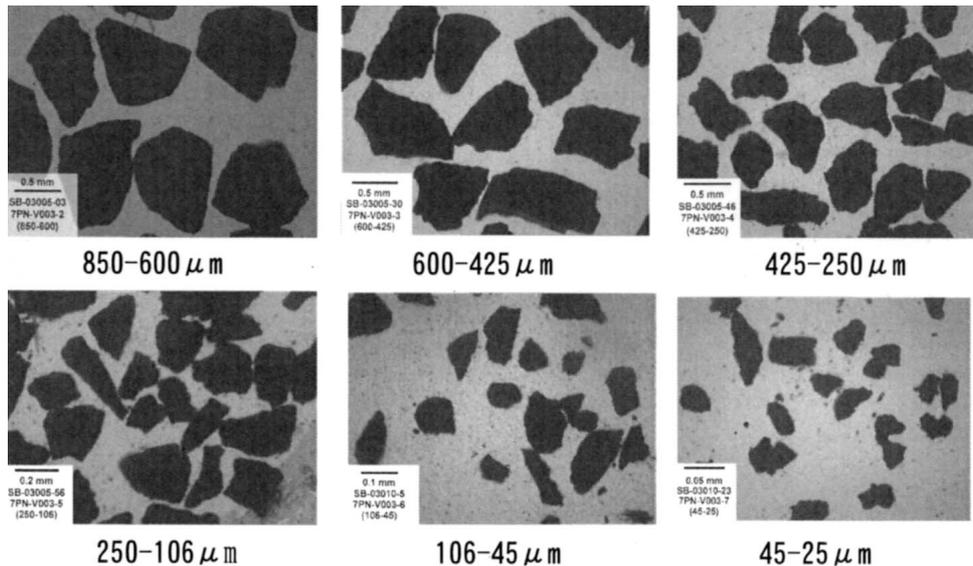


写真2 MOXパイバック顆粒の顕微鏡写真

5. 被覆管への充填

5.1 充填方法

(1) スフェア粒子の充填⁹⁾

被覆管へのスフェア粒子の充填は、充填用の特殊なグローブボックスで行った。このグローブボックスは、底面が床から約3 m高さとなるように天井からつり下げられている。セグメントをプロテクションチューブに入れ、これをグローブボックス底面に接続した後に下記に示す浸透法または同時充填法で被覆管内にスフェア粒子を充填した。図5に振動充填装置の概略図を示す。

1) 浸透法

浸透法はあらかじめ充填してある大径粒子層の上部に小径粒子を装荷し、振動を与えることで小

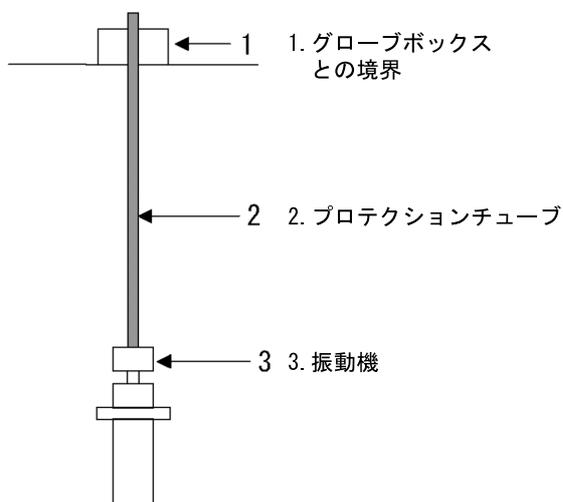


図5 振動充填装置の概略図

径粒子を大径粒子層の中に浸透させる方法で、後述する同時充填法に比べ軸方向の密度分布のばらつきが少ない。効果的に浸透を行うためには、少なくとも大径粒子径と小径粒子径の比が7倍以上必要である¹⁰⁾。今回の燃料製造では大径粒子径 / 小径粒子径比が11.4であることから浸透法を用いて充填を行った。

PSIにおけるスフェアパック燃料の充填実績から目標値としてスミア密度78 - 81%TD、軸方向の密度分布の許容値を $\pm 2\%$ に設定した。実際の充填は、あらかじめ被覆管に充填した直径約800 μm の大径粒子層の上に直径約70 μm の小径粒子を投入し、振動機でセグメントに50Hzの振動を与えることで小径粒子を大径粒子層の中に浸透させた。燃料組成としてはMOX燃料セグメント6本、Np MOX燃料セグメント2本である。

2) 同時充填法

同時充填法は、大径粒子と小径粒子が適正な割合でピンに投入されるようにフィーダを調整し、ピンに振動を与えながら同時に充填する方法である。この方法は、大径粒子径と小径粒子径の比が7に満たない場合に有効である。今回同時充填法で充填するセグメントは、低スミア密度領域における組織変化挙動に関するデータを取得するのが目的である。そのため、スミア密度の目標値としては、浸透法によって充填したセグメント(78 - 81%TD)との違いが観察できるように72 - 73%TDとした。また、低スミア密度にするために充填する粒子は大径粒子(800 μm)と中径粒子(190

μm)の組み合わせとし、大径粒子径/中径粒子径比が4.2であることから、充填方法として同時充填法を用いた。同時充填法で充填した場合、軸方向の密度分布は浸透法に比べばらつきが大きいことから、PSIにおける充填実績を参考に許容値を $\pm 4\%$ に設定した。

大径粒子と中径粒子をそれぞれ別のフィーダに装荷し、フィーダから大径粒子、中径粒子を同時に被覆管に投入した。粒子の投入の際、被覆管に50Hzの振動を与え、MOXセグメント1本を製造した。

(2) バイバック顆粒の充填(同時充填法)

被覆管へのバイバック顆粒の充填は、スフェアパック充填と同じ充填用グローブボックスで行った。PSIではバイバック充填の経験がないため、サイクル機構の試験結果¹¹⁾をもとにスミア密度75-78%TDを目標値とした。軸方向の密度分布の許容値については、スフェアの同時充填法と同じく $\pm 4\%$ に設定した。振動機についてはPSIがスフェアパック充填に用いている振動機では加振力が足りないことが判明し、バイバック充填用の振動機を別に用意した。

バイバック顆粒を6成分に分級し、表5に示した粒径ごとの重量比となるように秤量し、850-106 μm の粗粒と106-25 μm の細粒に分けてそれぞれフィーダから被覆管内に同時に投入した後、500-700Hz(加速度は600Hzのときに35G)で周波数掃引しながら2本のセグメントへの充填を行った。

5.2 充填結果

スフェアパック充填及びバイバック充填結果について以下に記すが、いずれのセグメントも目標値をほぼ満足する値であった。

(1) スフェアパック充填結果

1) 浸透法

浸透法によって充填した8本のスフェアパックセグメントの充填率は81.4%~82.3%で、平均充填率は81.8%であった。図6にスキャン装置で測定したMOXスフェアパックセグメントの軸方向密度分布測定結果の一例を示すが、 $\pm 2\%$ の許容値以内であり良好であった。Np MOX粒子の充填率はMOX粒子の充填率より約0.5%高いことに加え、Np MOX大径粒子の密度がMOX大径粒子よりも高いため、充填率と粒子密度の積で表される

スミア密度は、MOXセグメント6本の平均スミア密度79.4%TDに対しNp MOXセグメント2本の平均スミア密度は81.4%TDとやや高い値となった。Np MOX大径粒子の密度が高くなった原因としては、Npの添加によりゲル粒子中のガス発生が抑制されたためではないかと思われるが、そのメカニズムについては今後検討が必要である。

MOX及びNp MOXとも、良好なセグメントが製造できた。

2) 同時充填法

同時充填法で充填した1本のMOXスフェアパックセグメント充填率は72.6%で、スミア密度は70.6%TDであった。目標値よりも若干スミア密度は低いが、低スミア密度領域における組織変化挙動についてのデータを取得するという目的には影響しない程度であるため照射試験に用いた。図7に軸方向密度分布測定結果を示す。浸透法で充填した図6と比較すると、軸方向の密度分布のばらつきが大きいことが分かる。これは、大径粒子と

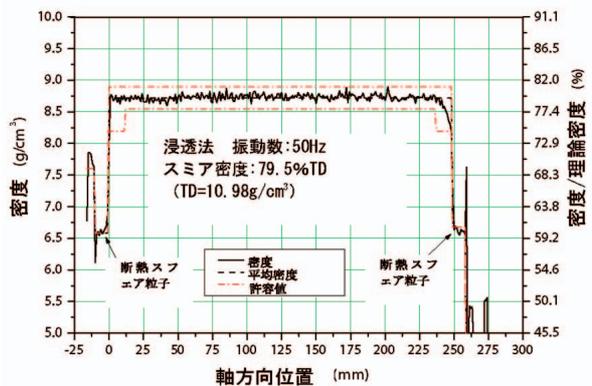


図6 MOXスフェアパックセグメント(浸透法)の軸方向密度分布

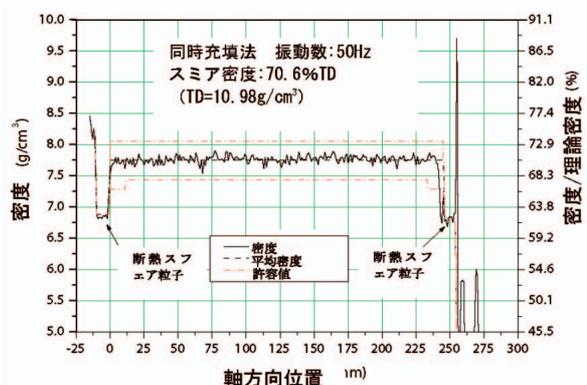


図7 MOXスフェアパックセグメント(同時充填法)の軸方向密度分布

中径粒子をフィードから投入した際に、両者の割合にばらつきがあったためと思われる。同時充填法では、このように均一に投入する方法が課題となるため、実際に採用した例¹²⁾は多くない。

(2) バイバック充填結果

2本のバイバックセグメントの平均充填率は76.3%で、スミア密度の平均値は75.9%TDであった。模擬バイバック顆粒としてジルコニアを用いた充填試験では、スミア密度78.5%TDであったのに比較して、MOXバイバック顆粒を用いた場合、スミア密度は低くなった。これは、MOXの比重はジルコニアの比重に比べ高いため、同じ充填率を得るためにはもっと加振力が必要であったことが考えられ、今後の検討課題の一つである。

スキャン装置で測定した軸方向の密度分布測定結果の一例を図8に示す。図6, 7のスフェアの場合と比較して、軸方向密度のばらつきが大きいことがバイバック燃料の特徴である。バイバックセグメントの軸方向密度分布の許容値は $\pm 4\%$ であるが、セグメント上部に数ミリの低密度領域で許容値を超えていた。照射試験の解析評価は高速炉の径方向の温度分布を模擬できた一点について行うために、セグメント上部に数ミリの低密度領域が存在しても試験には影響しないため照射試験に用いた。

6. おわりに

照射試験用スフェアバック燃料製造として、内部ゲル化法によって20% Pu MOX及び5% Np 20%Pu MOXスフェア粒子の製造を行った。5% Np 20%Pu MOX粒子燃料製造は、今まで例のない試みであったが、5%のNpの添加は内部ゲル

化法による粒子製造に悪影響を与えないことが明らかになった。マイナーアクチニドを含むMOX粒子燃料製造の技術的見通しを得るために、今後Am等がゲル化に与える影響を調べるのが課題である。また、製造したスフェア粒子を浸透法によって被覆管に充填し、スミア密度約80%TDでかつ軸方向密度のばらつきが少ない良好なセグメントを製造する条件をMOX粒子を用いて確認できた。

照射試験用バイバック燃料製造については、グリーンペレットの粉碎・焼結によってバイバック顆粒を製造し、同時充填法によりスミア密度約76%TDのMOXセグメントを製造したが、実用化するためには少なくともスミア密度は80%TD程度まで上げる必要があり、充填条件の最適化が今後の課題であることが分かった。

これらのスフェアバック燃料、バイバック燃料そしてペレット燃料の3種類の燃料は、既にHFRに輸送され、初期焼結試験、組織化試験(1)の2つの照射試験が終了している。平成16年度内に全ての照射試験及び照射後試験が終了し、試験データをFBRサイクル実用化戦略調査研究フェーズのとりまとめに反映させる。

謝 辞

本共同研究の照射試験燃料製造はスイスPSIで行われ、PSIのDr.Ch.Hellwigを始めとする多くの研究者、技術者の方々のご協力を頂いた。また、東海事業所 プルトニウム燃料センター 製造加工部 設計評価グループの小澤隆之副主任研究員を始めとするプルトニウム燃料センターの方々には、燃料設計、部材供給等に関して全面的なご協力を頂いた。ここに記して感謝の意を表します。

参考文献

- 1) 鈎孝幸, 佐藤和二郎他, “高速増殖炉サイクル実用化戦略調査研究の概要”, サイクル機構技報 No.12 別冊 p.5 18(2001)
- 2) Hugh M. MacLeod, Geoffrey Yates, “Development of Mixed Oxide Fuel Manufacture in The Influence of Fuel Characteristics on Irradiation Performance”, Nuclear Technology, vol.102, p3 17(1993)
- 3) R.Herbig, K.Rudolph et al., “Vibrocompacted fuel for the liquid metal reactor BOR 60”, Journal of Nuclear Materials, Vol.204 p.93 101(1993)
- 4) 比内浩, 石井克典 他, “バイバック燃料の振動充填試験(1)”, 日本原子力学会 2002年春の年会 要旨集 N45, p.776(2002)
- 5) M.A.Pouchon, F.Ingold, et al., “Fabrication and Char-

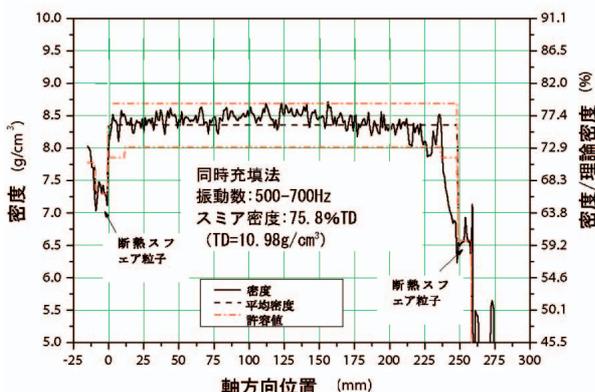


図8 MOXバイバックセグメントの軸方向密度分布

acterization of MOX Microspheres for the FUJI Project ”; GLOBAL 2003, 16 20 November 2003, p.653 657 (2003)

- 6) Y.Shigetome, S.Kono, et al., “ Vipac Fuel Fabrication for Irradiation Tests of the FUJI Project ”GLOBAL 2003, 16 20 November 2003, p.1343 1347 (2003)
- 7) 福島峰夫 小林嗣幸 他, “ 乾式プロセス開発の展開と試験基盤の整備 ”, 日本原子力学会 2003年春の年会 要旨集, N40, p. 815(2003)
- 8) Y.W.Lee, H.S.Kim, et al, “ Preparation of simulated inert matrix fuel with different powders by dry milling method ”, Journal of Nuclear Materials, Vol.274 p.7 14(1999)
- 9) Ch.Hellwig, P.Heimgartner, et al, “ Sphere pac Filling

for Irradiation Tests of the FUJI Project ”; GLOBAL 2003, p.16 20 November 2003, p.1348 1353 (2003)

- 10) R.K.McGeary, “ Mechanical Packing of Spherical Particles ”; J.Am.Ceramic Society, vol.44, No.10, p.513 (1961)
- 11) Masahiro Suzuki, Yoshiaki Shigetome, “ Comparison of the fuel performance for advanced FBR cycle systems(FUJI project)(4) ”, 日本原子力学会 2003年秋の大会 予稿集, H22 p.455(2003)
- 12) R.W.Stratton et al., “ A comparative irradiation test of UO₂ Sphere-pac and pellet fuel in the Goesgen PWR ”; ANS/ENS International topical meeting on LWR fuel performance, Avignon France p.174 183(1991)



マイクロ波加熱直接脱硝法による混合 転換プロセスの実証20年の歩み

- プルトニウム転換技術開発施設の運転経験と技術開発 -

細馬 隆 市毛 浩次 高橋 芳晴

東海事業所 再処理センター 処理部

History of 20 years Demonstration of Pu-U Co-Conversion Process Using a Microwave Heating Direct Denitration Method

- Operational Experiences and Developments at the Plutonium Conversion Development Facility -

Takashi HOSOMA Kouji ICHIGE Yoshiharu TAKAHASHI

Reprocessing Operation Division, Tokai Reprocessing Center, Tokai Works

サイクル機構では、1977年の日米交渉を機にマイクロ波加熱直接脱硝法（MH法）を開発し、核拡散抵抗性に優れたプルトニウム・ウラン混合転換プロセスとして、プルトニウム転換技術開発施設において1983年から実証運転と技術開発を安全に行ってきた。また、技術開発の成果を日本原燃六ヶ所再処理工場の設計等に反映してきた。本報告では、MH法によって施設建設の国際合意が得られた経緯、施設概要、実証運転の経過、物質収支や得られたMOX粉末の特性等の工程特性、汚染経験とその対策、セラミックス製脱硝皿や再利用可能な粉末貯蔵容器等のプロセス機器に関する技術開発、予防保全や計量管理／保障措置に関する研究及び技術開発、脱硝反応に関する基礎研究、プロセス機器への確率論的安全評価手法（PSA）の適用研究、革新的なショートプロセス研究への参画、六ヶ所再処理工場混合転換プロセスへの技術移転の経過について紹介する。

Plant operation and related developments to demonstrate microwave heating direct denitration method (MH method) for Pu-U co conversion process have been carried out safely in the JNC at the Plutonium Conversion Development Facility since 1983, and the results have been applied to the Rokkasho Reprocessing Plant (RRP) in the JNFL. This method had been developed to meet the resistivity for proliferation of nuclear weapons on demand of U.S. government in 1977.

This report summarizes the progress of international agreement, outline of the facility, history of operations, quality of processes such as material balance and powder properties, experience of contamination, development of process equipment such as a ceramics denitration dish and a reusable MOX canister, development and/or study of preventive maintenance and material accountability / safeguards, scientific study of MH process, application of PSA method to the process equipment, participation to the study of innovative short process, and transfer of technologies and skills to RRP.

キーワード

プルトニウム, ウラニウム, 転換, 混合転換, 核不拡散, 核拡散抵抗性, 保障措置, MOX, 混合酸化物粉末, 脱硝, マイクロ波, 運転経験

Plutonium, Uranium, Conversion, Co Conversion, Nonproliferation, Resistivity for Proliferation, Safeguards, MOX, Mixed Oxide Powder, Denitration, Microwave, Operational Experience



細馬 隆

転換技術課所属
副主任研究員
混合転換技術開発にかかわる業務に従事
工学博士



市毛 浩次

転換技術課長代理
混合転換技術開発にかかわる業務に従事



高橋 芳晴

転換技術課長
混合転換技術開発にかかわる業務に従事

1. 緒論

1.1 技術開発の背景

(1) 日米原子力交渉¹⁾

東海再処理工場が、実際の使用済燃料を使用して試運転を開始しようとした1977年当時、平和目的という核爆発実験をインドが行ったこと（1974年5月）に端を発した米国の核不拡散政策は、フォード大統領からカーター大統領に引き継がれ、商用再処理及びプルトニウム利用の無期限延期等を含む新原子力政策の発表（1977年4月）によって、更に厳しくなっていた。この政策により、米国から我が国に供給された濃縮ウランの使用方法については規制がされていて、再処理をする場合には日米原子力協定8条C項により、日米共同決定が必要であった。このため、1977年4月、第一次日米原子力交渉が行われ、第二次日米原子力交渉（同6月）では、混合抽出法で再処理工場の運転を認めるという提案があった。しかしながら我が国は拒否し、専門家による日米合同現地調査が開始された。第三次日米原子力交渉（同8月）の結果、既定の単体抽出法で2年間99トンまで運転すること、両国が合意すれば混合抽出法に切り替えること等を内容とする日米共同決定が1977年9月12日署名され、共同声明が発表された。

この共同決定には、転換施設の建設を2年間見合わせることを、国際原子力機関（IAEA）は常時査察を含む保障措置を適用する機会を十分に与えられること、混合抽出法の試験を行い国際核燃料サイクル評価（INFCE、1977年5月の主要国首脳会議で米国が提唱）に提供すること、保障措置機器の試験を行いINFCEに提供すること等が盛り込まれた。なお、2年間という期限はINFCEの行われる期間を考慮したものであった。

共同決定を受けて東海再処理工場のホット試験が1977年9月に開始され、核物質に対する査察が開始された。同年12月には核不拡散防止条約に基づく日/IAEA保障措置協定が正式に発効した。また、日-IAEA-米-仏の共同研究として東海再処理改良保障措置技術試験（TASTEX）が1978年2月に開始された。日米共同決定はINFCEの終了を待って1980年4月まで延長された後、混合転換法の成功と日米の再処理技術の専門家及びINFCE

の評価を受け、1980年7月に口上書交換の形で転換施設建設の合意が得られた。その後も、再処理工場の運転及び各種試験の継続について包括的な解決のために交渉が重ねられ、現在は新日米原子力協力協定（1988年7月発効、30年有効）が締結されている。当時、我が国はエネルギー問題を死活問題として極めて重視し、明確な姿勢で迅速に交渉に臨んだが、現在でもエネルギー問題とその施策は基本的に変わっていない。

(2) 単体転換から混合転換への変更と国際合意

日米原子力交渉の3年前の1974年6月、抽出されたプルトニウムを英仏の商用再処理工場と同じしゅう酸沈殿法により酸化物粉末に転換するため、我が国は、単体転換*施設の設計研究を開始していた。東海再処理工場は、同じ年に化学試験を開始している。単体転換施設の設計は、1975年5月には概念設計、1976年12月には詳細設計へと進んでいたが、日米原子力交渉の結果、単体転換を断念し、核拡散抵抗性に優れたプルトニウム-ウラン混合転換技術の開発を1977年9月に開始した。同年10月にはINFCEの第1回総会が米国で開かれている。

混合転換の方法としては、ウラン粉末製造工程として確立していたアンモニア沈殿法を応用したアンモニア共沈殿法をプルトニウム燃料部（当時）で、硝酸ウラニルの脱硝法として再処理工場で採用されている流動床を応用した流動床直接脱硝法を三菱金属株式会社（当時）に委託して試験が開始された。海外では、共沈殿法と流動床法を組み合わせ合わせたCO PRECAL法が米国GE社で、共沈殿法にプルトニウムの酸化数調整工程を加えたAU-PuC法が西独ALKEM社で研究されていた。CO PRECAL法については米国との技術情報交換の形をとり、11月に開発状況の視察と調査が綿密に行われた。一方、沈殿法で生じる重ウラン酸アンモン（ADU）スラリーの乾燥方法として、家庭用電子レンジを用いて試験を行っていたマイクロ波加熱法を硝酸ウラニル溶液に適用したところ、1977年12月、試薬等を必要とせずに直接、乾固体が得られることがわかった。続いてプルトニウム-ウラン混合溶液でも良好な結果が得られたため、1978年1月より、アンモニア共沈殿法、流動床直

* 単体転換では、硝酸プルトニウム溶液から二酸化プルトニウム粉末を得、別に製造した二酸化ウラン粉末と混合してMOX粉末を得る。混合転換では、二酸化プルトニウム粉末を経ることなくMOX粉末を得る。MOX粉末は、二酸化プルトニウム粉末よりもPuの密度が低くUの分離を必要とするため、軍事利用への障害が大きい。このため、混合転換は核不拡散の目的に適している。

接脱硝法，マイクロ波加熱直接脱硝法の3つに絞って試験が進められた。6月には，我が国が見いだしたマイクロ波加熱法の魅力ある結果を米国エネルギー省（DOE）に説明した。また，共沈殿法とマイクロ波加熱法について小規模工学試験を進める目的で，プルトニウム燃料第二開発室に混合転換試験設備を設置することとなり，必要な設備変更申請を行った。1978年9月と1979年1月には，混合抽出／混合転換とTASTEXの技術開発経過について，日米再処理技術専門家会議が東京及びサンフランシスコで開かれ，マイクロ波加熱基礎試験の結果について報告及び米国技術者との議論が行われている。その後の試験成果を踏まえ，1979年10月に行われた第3回日米再処理技術専門家会議と1980年2月のINFCEにおいてマイクロ波加熱直接脱硝法による混合転換の核拡散抵抗性が高く評価され，我が国におけるプルトニウム平和利

用の道筋についてようやく理解が得られた。本技術開発に対し，1981年には米国原子力学会より学会賞，1983年には日本原子力学会より学会特別賞を受賞している。

混合転換のPu/U比については，1980年3月に日米間の打ち合わせが行われており，燃料製造上の技術的理由（主に富化度調整の問題）から我が国が主張したPu/U = 1が了解された。その後，日本のFBR及びATR開発プログラムの要求に照らして最も高いU/Pu比，との合意を経て，混合転換試験設備では，米国の了解を得て1983年から1984年にかけてPu/U = 20の転換を行った。合意形成の年表を表1に示す。

(3) マイクロ波加熱直接脱硝法の特徴^{2,3)}

マイクロ波加熱直接脱硝法（MH法）では，硝酸プルトニウムと硝酸ウラニルの混合溶液にマイクロ波を照射し，蒸発濃縮／溶融硝酸塩の生成／

表1 混合転換に関する国際合意形成の年表

年	国内外の情勢	転換技術開発	再処理工場
1974 (昭和49年)	5月 インド核実験（平和利用の名目）	6月 単体転換施設の設計研究を開始	10月 化学試験開始
1975 (昭和50年)		5月 単体転換施設概念設計を開始	9月 ウラン試験開始
1976 (昭和51年)	10月 フォード大統領が原子力政策を発表	12月 単体転換施設の詳細設計（ALKEM社）を開始	
1977 (昭和52年)	1月 カーター大統領就任 3月 日米首脳会談（福田，カーター） 4月 第一次日米原子力交渉（ワシントン） 4月 カーター大統領が新原子力政策を発表 5月 主要国首脳会議において，核燃料サイクル評価（INFCE）を米日欧で行うことを合意 6月 第二次日米原子力交渉 6月 専門家による日米合同現地調査 8月 第三次日米原子力交渉（東京） 9月 日米共同声明を発表（当初2年間，99tonまでの再処理，転換施設の建設延期，混合抽出法の開発，保障措置の十分な適用，INFCEへの情報提供など） 10月 INFCE開始 12月 日/IAEA保障措置協定発効	2月 詳細設計の業務協力（旧三菱金属株）を開始 8月 単体転換施設安全審査準備開始（翌月に中断） 9月 混合転換技術開発開始 アンモニア共沈殿法の試験を開始 米及び西独の混合転換技術を調査 11月 米の混合転換技術（CO-PRECAL）の視察 12月 マイクロ波加熱法で良好な結果を得る	7月 JPDR使用済燃料を受入 9月 ホット試験開始 11月 初のプルトニウム抽出
1978 (昭和53年)	2月 東海再処理改良保障措置技術試験（TASTEX）開始 9月 第1回日米再処理技術専門家会議	1月 混合転換方法を共沈法，流動床法，マイクロ波加熱法の3種類に絞る 6月 開発状況をDOEに報告 6月 混合転換試験設備の設備変更申請開始 12月 混合転換試験設備の掘え付け開始 12月 混合転換施設への設計変更開始	2月 BWR試験開始 5月 PWR試験開始 8月 ホット試験中断
1979 (昭和54年)	1月 第2回日米再処理技術専門家会議 10月 第3回日米再処理技術専門家会議 10月 再処理運転の延長を合意（口上書交換）	4月 混合転換試験設備のウラン試験開始 7月 混合転換試験設備のホット試験開始 9月 混合転換施設の安全審査開始 10月 マイクロ波加熱直接脱硝法の開発を発表 12月 混合転換施設の安全審査終了	11月 ホット試験再開
1980 (昭和55年)	2月 INFCE終了 混合転換の核不拡散性が評価される 3月 Pu/U比に関する交渉（ワシントン）Pu/U=1で了解 7月 再処理運転の延長を合意（口上書交換）	2月 混合転換施設の詳細設計終了 6月 混合転換施設の設工認申請 7月 混合転換施設の建設を合意（口上書交換） 8月 混合転換施設の建設に着工（旧東芝株及び東洋エンジニアリング株）	2月 ホット試験終了

硝酸塩の熱分解を経て、固形の脱硝酸化物を得る。写真1に脱硝過程を示す。MH法は、沈殿法や流動床法に対して以下の特徴を有する。

プロセスが短い：液調整 - 沈殿 - ろ過 - 乾燥を、マイクロ波による脱硝の1工程で置き換えることができる。また、Pu/U比を左右する沈殿条件の微調整が不要である。

廃液の発生量が少ない：沈殿物の生成に必要な試薬を必要とせず、Pu + U溶液を濃度の高いまま直接脱硝するため廃液の発生量が少ない。また、廃液へのプルトニウムの移行は主に蒸発濃縮に伴うものであり、沈殿法に比較して移行率が小さい。また、流動床法と比較すると、廃気処理工程が小規模ですむ。

得られる粉末の特性が良い：熱分解反応の際に生じるNO_xガスにより、脱硝酸化物は多孔質で微細な粒子の集合体となっている。このため、容易に破砕でき、高密度ペレットの製造に有利な高い活性度の粉末が得られる⁴⁾。流動床法では粉末の活性度が低く、微粉碎工程を必要とする。

またマイクロ波は、導波管とマイクロ波透過性材料（テフロン等）により、通常の管理区域に設置されたマイクロ波発振機からグローブボックス内の脱硝オープンにエネルギーを送ることができるので、保守・調整が容易である。MH法は沈殿法と異なり不純物の除去は期待できないものの、これらの優位性は他の方法では得難い。そこで、プルトニウム燃料第二開発室に混合転換試験設備を設置して、小規模工学試験を行うこととなった。

(4) 混合転換試験設備の主な成果⁵⁾⁶⁾

本設備には(2)で触れたように共沈殿法とMH法の2種類の工程があり、処理能力は共に2 kg MOX/日である。1978年12月には東京芝浦電気株式会社（当時）によりMH法の機器の搬入と据付が開始され、1979年3月に検査に合格した後、4月にウラン試験、7月にはプルトニウムを用い

た開発試験を開始した。硝酸プルトニウム溶液は、分離精製工場の貯槽から、ステンレス製のボトルに移し替えて輸送された。

試験の結果、共沈殿法、MH法共に、プルトニウムとウランの均一性が良好で活性度が高く、燃料製造に適した粉末が得られること、粉末物性は焙焼条件に大きく依存すること等が明らかになった。また、MH法は廃液発生量が少ないこと、スラリー発生がないため運転も容易であること、共沈殿法は沈殿条件の調整やスラリーの処理が必要となること、MH法における脱硝反応終了の検出は反応終期に生じる局所的な発光を利用できること、MH法で蒸発した酸の大部分は回収可能なこと等が明らかになった。中でも、廃液処理の優位性、運転の容易性、保守性、経済性に優れる点が評価され、MH法の採用が確定した。

本設備では、1979年8月からPu/U = 1として「ふげん」用原料粉末の転換を開始し、1983年4月までに537ロットの転換（1.1トンMOX、0.5トンPu）を実施した。同4月からは、Pu/U = 20として「常陽」用原料粉末の転換を実施し、1984年11月までに216ロットの転換（0.4トンMOX、0.3トンPu）を実施した。また、ハルデン研究用原子炉（ノルウェー）において、MH法で得られた混合粉末から製造したMOX燃料と、従来の機械混合法で製造したMOX燃料について、照射試験を実施した結果、MH法によるMOX燃料のFP放出率が、従来法によるMOX燃料のFP放出率よりも低いことを確認した。

なお、本設備では工学試験終了後、バッチ連続方式及びスクリー方式による脱硝の連続化技術開発が行われた⁷⁾⁸⁾。

1.2 プルトニウム転換技術開発施設の建設

東海再処理工場のプルトニウム生産能力に見合う工学規模のプルトニウム転換施設の詳細設計

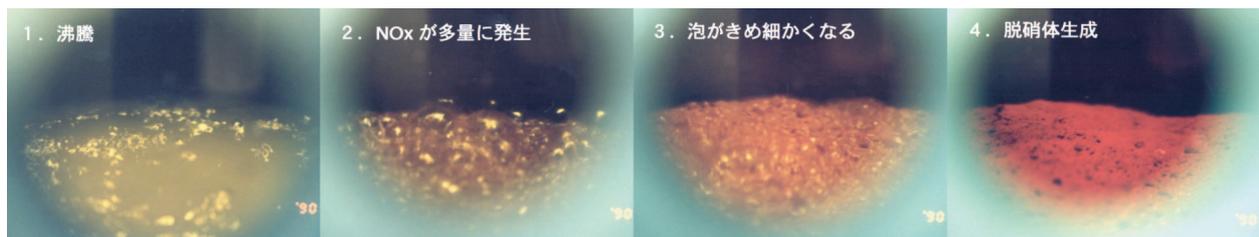


写真1 マイクロ波加熱直接脱硝法による脱硝の過程

は、しゅう酸沈殿法（単体転換法）による主工程の設計が1976年12月に西独ALKEM社により開始され、1977年2月には三菱金属株式会社（当時）による技術業務協力（ALKEM社の設計に対応し安全審査に必要な各種資料作成等の業務協力を行う。）が開始された。しかしながら、日米原子力交渉の結果を受けて単体転換は断念され、MH法による混合転換の目処が得られた後、1978年12月に混合転換施設への設計変更に踏み切り、三菱金属株式会社が主工程の詳細設計を進めることとなった。詳細設計は1980年2月に終了した。

1980年7月には、INFCE等の評価を受けて、混合転換施設の建設が日米間で口上書交換の形で合意され、翌8月から、東京芝浦電気株式会社（当時）と東洋エンジニアリング株式会社により、分離精製工場の南側に施設の建設が開始された。プルトニウム転換技術開発施設の鳥瞰図を図1、主工程室の様子を写真2に示す。主工程設備の据付は1981年11月に開始され、翌年8月からは通水作動試験を行い、施設は1983年2月に竣工した。

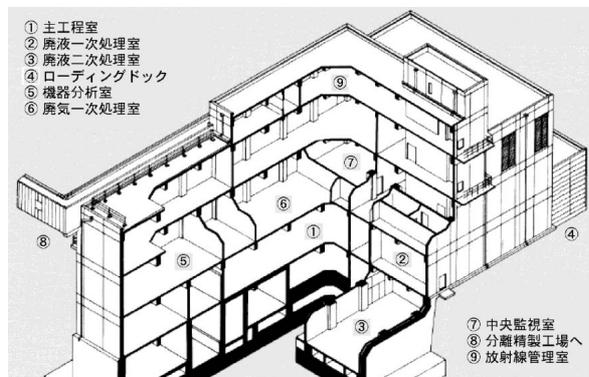


図1 プルトニウム転換技術開発施設の鳥瞰図



写真2 主工程室

1.3 施設及び工程の概要¹⁰⁾

施設は地下1階、地上4階の鉄筋コンクリート造であり、建築面積は約1,200m²、延床面積は約5,000m²である。工程概要を図2に示す。地下1階 - 地上2階には、受入計量、混合、脱硝、焙焼還元、粉碎、中間貯蔵、ロット混合、充填、粉末貯蔵、払出し等の主工程に加え、廃液処理工程、廃気処理工程、分析工程、基礎実験工程を配置し、地上3階には換排気設備、地上4階には放射線管理室等を備えている。分離精製工場と転換施設は、硝酸プルトニウム溶液、硝酸ウラン溶液、低放射性廃液及び回収酸の移送配管及び排気ダクトで接続され、転換施設の地上4階に、両建屋の連絡通路が設けられている。硝酸プルトニウム溶液は分離精製工場から二重配管で移送されるが、硝酸ウラン溶液は、分離精製工場から同じ方法で移送される系統と、民間のウラン加工施設からトラック輸送で受け入れる系統（濃縮度が20%未満の濃縮Uと劣化Uの2種類）が設置されている。プルトニウムを貯蔵する槽はいずれも同じ形状の環状槽であり、揚程の関係でエアリフトと真空を併用し溶液を移送するシステムとなっている。混合槽でPu/U比を調整した後、プルトニウム約1kgとウラン約1kgを含む混合溶液を1バッチとして脱硝工程に移送する。脱硝工程は2系統あり1バッチ分の溶液を盆状の脱硝ポートに供給した後、脱硝オープン内で2.450MHz、16kWのマイクロ波を約30分照射して脱硝する。脱硝回数は、2系統を合わせて1日に最大5回であり、処理能力は10kg(Pu+U)/日である。脱硝体を破碎した後、気流輸送方式で脱硝体を焙焼還元ポートに供給し、このポートを焙焼還元炉に装填して、5ポートを1バッチとして空气中750℃で焙焼し、水

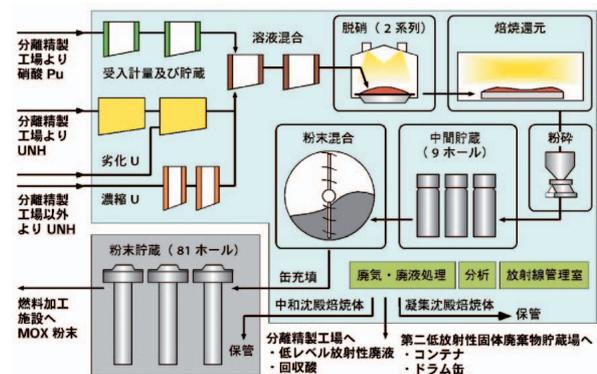


図2 工程概要

素濃度 6 %未満の窒素水素混合ガス中750 , 4 時間で還元を行う。得られた二氧化物粉末は、気流輸送方式で粉碎工程次に中間貯蔵工程に送り、最大4日分の焙焼還元量を1ロットとして円盤状の混合機で均一混合を行ってMOX原料粉末とする。内装設備については、脱硝前の溶液を取り扱う機器はセル内に設置し、脱硝以降の粉末を取り扱う機器はグローブボックス内に設置する構造としている。プルトニウム取扱量の多いグローブボックスにはボロン入りポリエチレンと鉛を積層した重遮蔽を施し、管理区域のほとんどはアンバー区域とするレイアウトとする等、再処理施設と加工施設のそれぞれの安全設計思想を採用している。計量管理上の物質収支区域は、工程(主工程、廃液処理工程、分析工程、基礎実験工程等)と粉末貯蔵庫の2区域であり、プルトニウムの工程への入量は受入計量槽における液量測定と濃度及び密度分析により、工程からの出量は充填工程における重量測定と含有率分析により決定される。

2. 実証運転の経緯

実証運転中の年度別と累積のMOX転換量を図3に、実証運転中の試運転及び技術開発運転の歩みを図4に示す。図4には、六ヶ所再処理施設への技術協力の歩みも併せて示した。試運転及び技術開発運転では、MH法の工学的実証と並行して、以下の観点で研究開発が行われている。

脱硝反応過程の基礎研究

高富化度の粉末を安全(汚染管理、被ばく管理)に取り扱う技術

脱硝ポートと焙焼還元炉及びポートの強度、

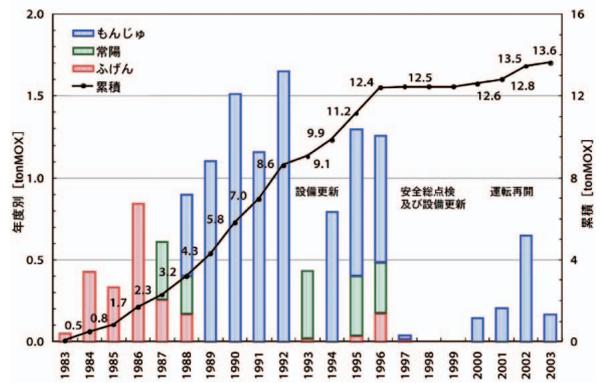


図3 年度別及び累積MOX転換量

耐食性の評価と最適材料の選択

気流輸送を安定に行う技術

安定運転とコスト低減(自動化、再利用、保守性向上)の追求

設備更新時において廃棄物発生量を低減させる技術

溶液、粉末、廃棄物のいずれの形態のプルトニウムも精度良く計量管理し、査察と運転を効率的に両立させるための技術又は手法

将来的な転換技術の研究、安全研究、国内外の研究機関との共同研究

日/IAEA保障措置協定に基づく査察については¹¹⁾、建設工事中から段階的に設計情報の検認や槽の初期校正の検認を受けた後、特定査察を受けつつウラン試験を開始した。続いて、貯蔵容器用大型非破壊測定装置の設置、再処理工場との同時実在庫調査の実施、槽の再校正の頻度と方法、中間在庫検認の方法について、技術開発運転と両立可能な査察方法を巡り、施設付属書(FA)の合意

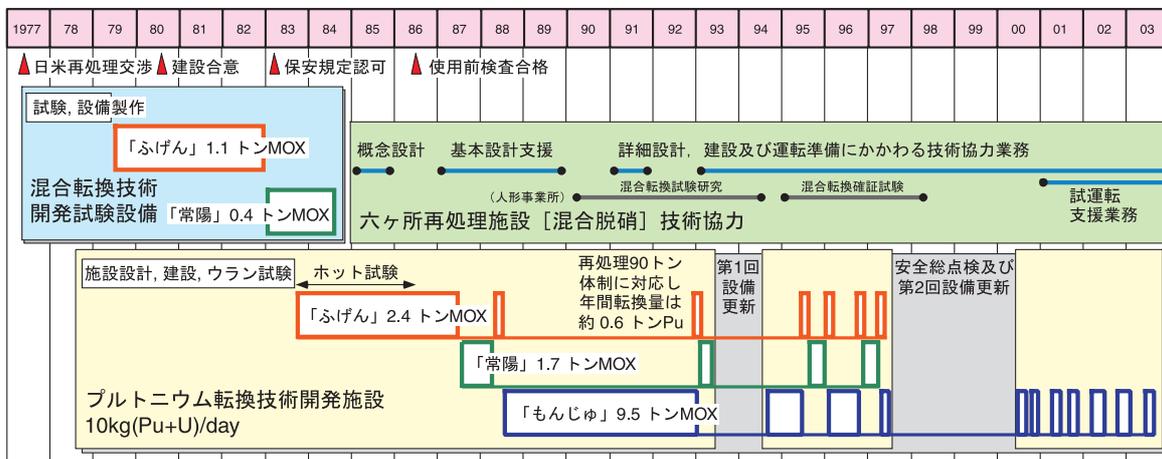


図4 マイクロ波加熱直接脱硝法による混合転換技術開発の歩み

に向けてIAEAとの交渉が行われ、FAは1989年1月に発効した。その後、グローブボックス内の滞留/飛散粉末(ホールドアップ)や低放射性固体廃棄物に含まれるプルトニウム量の測定等測定技術の進展、核的損耗(Pu241 Am241への崩壊)評価方法の合意等に伴う改定を経て、現在の査察方法が合意されている。

2.1 試運転

1983年4月に保安規定が認可され、同月、分離精製工場より濃縮度約1%の硝酸ウラニル溶液を受け入れてウラン試験を開始した。脱硝工程では延べ127回の脱硝を行い、マイクロ波出力を段階的に変更して得られた脱硝体の物性や取扱いの容易さ等から出力を決定した。焙焼還元工程では延べ38回の焙焼還元を行い、雰囲気温度を段階的に変更して得られた粉末の性状から焙焼・還元温度を決定した。使用したウラン量は約220kgであった。本試験では、ステンレス製脱硝ポート内に脱硝体を多量に残したまま次の脱硝を行うと、発泡状態の不完全な脱硝体が生じることが判明したほか、微細粉末による気流輸送設備内の閉塞等、粉末ハンドリング上の障害が発生した。これらの問題に対し、ステンレス製に代わる窒化珪素セラミック製脱硝ポートの開発、気流輸送と同時に残留粉末のかきとりを行う装置の開発、ブローバック装置の改良等を、ウラン試験及びホット試験を通じて進めた。

1983年10月には、分離精製工場より硝酸プルトニウム溶液を受け入れ、ホット試験を開始した。ウラン試験で設定した運転条件に大きな変更はなく、1983年12月にプルトニウム燃料第二開発室へMOX粉末を初出荷した。その後、プルトニウム取扱い経験を重ねつつ1日あたりの脱硝回数を徐々に増加させ、1986年5月には5バッチ/日を1週間継続して6月に使用前検査を受検し、同年8月に使用前検査合格証の交付を受けた。使用したウラン量は約600kg、プルトニウム量は約360kgであった。使用したウラン量とプルトニウム量に差があるのは、分離精製工場の溶解槽新設工事を目的とする再処理工場の停止に伴ってプルトニウムが不足した時期に、Pu/U=0.1として試験を継続したためである。ホット試験では、崩壊熱により粉末の温度が上昇し再酸化によってO/M比(Pu及びUと酸素の原子数の比)が上昇することが判明し

たため、中間貯蔵工程の容器の材質を熱伝導性に優れたアルミニウムに変更するとともに、放熱用の内部フィンを設けてO/M比を安定させた。また、加工施設との間で貯蔵及び輸送に多数使用される貯蔵容器について、再利用に欠かせないダブルカバーシステムの汚染コントロール技術の開発、プルトニウムの受入量を決定する高精度液量測定システムの開発、脱硝反応の基礎データの取得等を行い、その後の施設の稼働率の向上、運転技術の確立、保障措置の信頼感の醸成等を達成した。

2.2 技術開発運転

(1)「ふげん」及び「常陽」用MOX粉末の転換

1986年9月に開始された技術開発運転では、引き続き、濃縮度約1%のウランを用いて転換を継続した。1986年11月には「ふげん」の使用済み燃料が初めて再処理され、このプルトニウムを1987年1月に受け入れてMOX粉末に転換し、1987年4月にプルトニウム燃料工場に出荷した。このプルトニウムは、1988年5月に再び「ふげん」に装荷されATRサイクルの環が初めて完結した¹²⁾。また、濃縮度約18%の硝酸ウラニル溶液を日本核燃料コンバージョン(当時)から輸送するための輸送容器と受入設備を製作し、「常陽」用MOX粉末の転換を開始した。1987年3月から1年間で計20回、約300kgのウランを受入れ、1988年7月までに約590kgのMOX粉末を出荷した。

(2)「もんじゅ」初装荷用MOX粉末の転換

開発運転の当初は、定期検査及び年2回の実在庫調査で年間約3ヶ月の停止期間を要しており、転換量はプルトニウム量で年間約0.3トンにとどまっていた。「もんじゅ」初装荷用MOX粉末の転換では年間転換量を倍増することが必要となり、定期検査の効率的な受験、実在庫調査の頻度削減と中間査察の導入、保守点検の効率的な実施により運転日数を増加させる対応を行った。また、初装荷粉末のウラン濃縮度が0.25%と「常陽」用粉末よりも2桁小さくなったため、スペック外粉末の低減を目的としてシミュレーションに基づく工程洗浄を行い、1988年10月からスペックに適合した粉末の製造を開始した。製造はほぼ計画通りに進み、1992年6月に1.9トンPuの出荷量を達成した。この間、グローブの経年劣化の要因として、線の影響以外にグローブボックス内のオゾンの影響があることを見だし、耐オゾン性に優れた

ハイパロン製グローブへの切り替えを行ったほか、稼働率を維持するため、粉末取扱設備の定期的な分解清掃と飛散防止対策等の予防保全に取り組んだ。1990年度及び1992年度の年間転換量はプルトニウムで0.6トンを超え、再処理工場の90トン（使用済燃料中の金属ウラン量に換算して）体制に対応できるものになった。

(3) 第1回設備更新¹³⁾

昇温と降温を日々繰り返す焙焼還元炉の高温強度と耐久性を検討した結果、予防保全として1993年10月から1994年10月にかけて、炉本体の設備更新と、老朽化した廃液蒸発缶や気流輸送設備等グローブボックス内の大型設備、分析用グローブボックス4基の設備更新を行った。炉はインコネル600に代えてインコネル625を採用し、耐硝酸性と高温強度を向上させ、気流輸送設備には粉末の滞留防止と保守性を主眼とした改良を施した。グローブボックス内の大型設備を更新する方法としては、空きスペースの制約（設備の撤去と新しい設備の設置を並行して行うことができない）及び工期の制約（更新前の設備で定期検査を受けた後、翌年は新しい設備で定期検査を受けることとしたため、工期は1年間）から、グローブボックスのパネルを取り外して開口部から設備を入れ替え、再びパネルを取付ける方法（パネル交換法）を考案し、モックアップ試験で作業手順を確認した後、安全に設備更新を実施することができた。1993年度の定期検査合格証が交付された後、直ちに焙焼還元炉の撤去を行い、炉のあったスペースを利用して大型のグリーンハウスを設置した後、1994年1月から4月にかけてパネル交換法による大型機器の更新を実施した。6月にはグリーンハウスの撤去と新しい炉の据え付けを開始し、9月には試運転を行って10月に定期検査合格証の交付を受けることができた。パネル交換法によって、工期を短縮し費用と廃棄物発生量を大幅に削減することができた。

(4) 信頼性評価研究とホールドアップ問題への対応

技術開発運転を継続する一方、MH法による混合転換の信頼性を高めるため、窒化珪素セラミックス製脱硝ポートについて長岡技術科学大学との共同研究で耐食性及び熱衝撃性等について研究を行うとともに、焙焼還元炉の疲労強度及び高温クリープ強度の評価や確率論的安全評価手法の適用

検討を行った。また、プルトニウム第3開発室のグローブボックス内ホールドアップ（グローブボックス内の狭所へ滞留又は飛散等の形で残留した粉末）問題に関連して、転換施設にも同様の非破壊測定装置を設置し、1995年8月に測定を開始した。その結果、クリーンアップ（運転を停止して残留粉末の回収を行うこと）により全量を回収していると考えていたホールドアップがプルトニウムで約10kgとなることが判明したため、運転を行いつつ粉末回収と廃棄物整理を進め、1996年9月にはホールドアップ量の低減目標値を達成した。1995年12月には、低放射性固体廃棄物に対して非破壊測定装置によるプルトニウム量の測定を開始し、固体廃棄物へのプルトニウムの移行量を明らかにした。

(5) 安全総点検と第2回設備更新¹⁴⁾

アスファルト固化処理施設の火災爆発事故及びJCOの臨界事故を契機として、再処理施設全体で安全性向上に取り組み、転換施設では、窒素水素混合ガスの水素濃度上限操作系の追加、誤操作により脱硝前の溶液が廃液系に移行することを防ぐ閉止弁の追加、臨界を収束させるための中性子吸収剤の供給配管の設置等を行った。また、老朽化した脱硝設備とロット混合機及び換排気制御設備の設備更新を1998年9月から1999年9月にかけて実施した。混合機は、駆動用の大型モーターをグローブボックス外に配置し、磁性流体を用いた軸シールにより駆動力をグローブボックス内に伝達する構造に変更することにより、クリーンアップや機器点検等の保守作業を容易にした。また、換排気制御設備には、リレーを主制御とする従来の方法に代えて、シーケンサーを主制御としリレーをバックアップとする方法を採用し、信頼性を向上させた。また、ダブルカバー型エアラインスーツや水除染を導入して設備更新に伴う廃棄物発生量を低減させたほか、ホールドアップの査察が出来なくなるため、高感度の中性子モニタを開発して査察が継続できるようにした。

(6) 技術開発運転の現状

2000年11月より、分離精製工場の運転に合わせて転換施設の運転も再開した。「ふげん」、「常陽」、「もんじゅ」燃料製造用に、転換施設から供給したMOX原料粉末は、2004年3月末で、累積13.6トンMOX（5.6トンPu）に達している。今後は、安全を確保しつつ、再処理技術の工学的実証とを目的

とした運転を継続し、運転技術と管理技術の標準化、高燃焼度燃料を再処理・転換する場合の安全性研究と実証運転、MOX 残材(スクラップ粉末)の再利用、低レベル放射性固体廃棄物の処理/処分、ショートプロセス技術開発の展開、六ヶ所再処理施設の運転に伴って生じる各種試験/評価等への協力、基礎研究に必要な試料の作製とデータの整備等を行っていく計画である。

2.3 内部汚染の経験

プルトニウムの汚染が作業室や作業衣の表面に付着した場合は、固定し除去することが可能であるが、作業員が汚染を吸い込んだ場合(内部汚染)は、除去が困難となる恐れがある。転換施設では、1989年3月16日に、グローブ作業中に、グローブの傷に起因して作業員の鼻腔汚染が発生した。対策として、傷の原因となったグローブの挟み込みが発生しないよう、グローブポートカバーの設計を変更しすべてのカバーに対策を施した。また、第1回設備更新中の1994年4月20日には、グローブボックスの排気フィルタのビニルバッグ接続部に生じた漏れに起因して作業員の鼻腔汚染が発生した。対策として、漏れの原因となった排気中の水分凝縮によるビニルバッグの劣化を防止するために、グローブボックス内で発生する水蒸気をフードで捕捉する対策を行った。また、第2回設備更新中の1999年3月26日には、溶接工事の作業方法の不備に起因して作業員の鼻腔汚染が発生した。対策として、溶接箇所を大きく囲うフードを用い汚染の閉じ込めを徹底した。現在では、管理区域内の作業はすべて特殊放射線作業となり、事前に安全性評価が行われている。

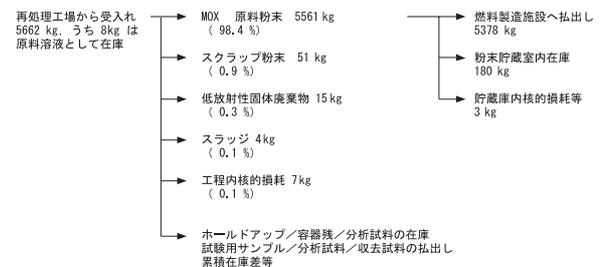
3. 実証運転の成果

3.1 プルトニウムの収支

ホット試験開始から2003年8月の実在庫調査までの、プルトニウムの収支を図5に示す。再処理工場から受入れたプルトニウム量(転換していない原料溶液を除く)の98.4%はMOX原料粉末に転換された。約0.9%はスクラップ粉末に、約0.3%は低放射性固体廃棄物に、約0.1%は廃液処理工程で発生するスラッジに移行した。またPu241の核的崩壊を主とする核的損耗量は約0.1%であった。残り0.2%は、ホールドアップ/容器残/分析試料の在庫と試料の払出し及び在庫差であった。本収支の基とした計量管理データは、すべて国とIAEAの検認を受けている。また、固体廃棄物への移行率は、設備更新工事で生じた廃棄物を含んでいる。なお、再処理工場に戻される廃液及び回収酸に含まれるプルトニウムの濃度は、計量分析下限未満(放射能分析のレベル)であった。

3.2 製品粉末の性状

MOX原料粉末の、物性分析(タップ密度、バルク密度、比表面積、水分含有率、O/M比)結果の度数分布を図6に示す。マイクロ波出力と焙焼還元温度は、ホット試験開始以降変わっていないが、



[ホット試験開始(1983年10月)から第26回実在庫調査(2003年8月)まで]

図5 プルトニウム転換技術開発施設に受け入れたプルトニウムの収支

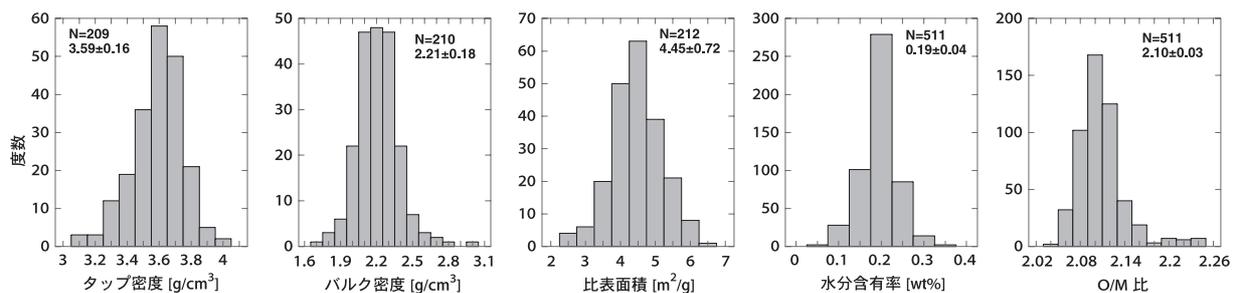


図6 MOX原料粉末の物性値

Pu/U比は0.1として運転した時期がある。いずれの度数分布も単峰型であるが、O/M比の分布の裾が高い方向に伸びており、再酸化の影響やPu/U比が低い時期の影響と考えられる。

一方、MOX原料粉末の不純物含有率については、多くの元素が測定下限値前後で推移している（一時的な上昇を除く）中で、Fe、Cr、Niは有意な値で推移した。特に、2000年の運転再開以降に受け入れたプルトニウムを用いたMOX原料粉末は、燃料製造上のスペックと比較して無視できない不純物濃度となった。Fe、Cr、Niは、受け入れた直後（溶液）から高い含有率を示しているが、含有率の単位が粉末と溶液では異なり、またロット単位ではばらつきの影響が大きいいため、含有率を含有金属重量の累積量に直し、受け入れた直後の溶液とMOX原料粉末の比較を行った（図7）。その結果、受入直後のFe、Cr、Ni比は、Crがやや小さいもののステンレス鋼の成分比に近いこと、時期によって傾きが異なるものの累積量は処理量に対して直線的に増加することが認められた。工程内での増加分に着目すると、粉末中のFe、Crの約20%、Niの約35%が工程内で増加してお

り、ステンレス鋼とインコネル（焙焼還元工程の炉とボートの構成材料で主成分はNi）が共に不純物の起源になっていると考えられる。一時的な上昇としては、1988 - 1989年にMg含有率の上昇があり、グローブ作業で用いたタルクが分析試料に混入したものと推定された。対策として、グローブボックス内の整理整頓を徹底した。

3.3 主な技術開発

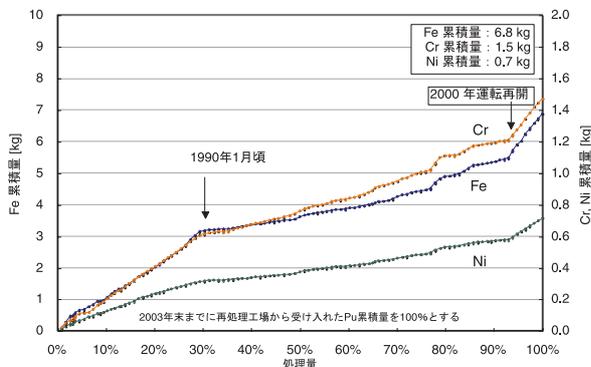
主な技術開発の年表を開発運転の歩みと共に図8に示す。

(1) セラミックス製脱硝ボートの開発¹⁵⁾

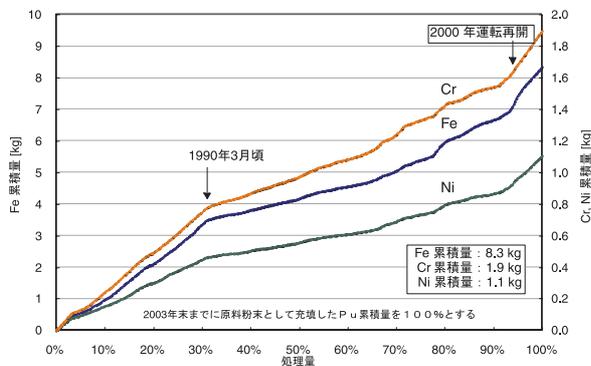
MH法による転換では、脱硝ボートと呼ばれる盆状の容器に混合溶液を満たし、マイクロ波を照射して加熱及び脱硝反応を生じさせる。反応の際に生じるNO_xガスにより、溶液は発泡状態を経て固体の脱硝体となる。この際、当初はステンレス製の脱硝ボートを用いており、脱硝ボート底面ではマイクロ波電界強度がゼロとなるため、発泡状態が不完全な脱硝体が生じることがあった。そこで、材質をマイクロ波透過性の窒化珪素セラミックスに変更し、電界強度がゼロとなる位置をボート外とすることで発泡状態を大幅に改良した。ボートの直径は約50cmであり、窒化珪素セラミックスとしては現在でも最大級の大きさである。セラミックス材料の欠点である脆さを克服するため、バインダーの選択や製造条件に様々な工夫を重ねたほか、長岡技術科学大学との共同研究により、耐食性及び熱衝撃性について詳しく評価を行った。写真3に脱硝オープン内部の様子を示す。窒化珪素セラミックス製脱硝ボートは、1988年3月に片系列、翌年には両系列に採用され、現在まで継続的に使用されているが、割れ、欠け、目視可能な減肉等の不具合は生じていない。

(2) 脱硝反応の基礎データの取得¹⁶⁾

脱硝反応の機構を解明し、脱硝条件の最適化を図るため、反応で生じる中間生成物を同定する試験、反応中の被加熱物質のマイクロ波特性を詳細に把握するための誘電特性測定、脱硝反応温度を直接測定するための機器開発、焙焼・還元条件による粉末物性の変化を把握して処理条件の最適化を図るための試験を行い、マイクロ波加熱直接脱硝法に関する基礎データの取得と整備を行った。オープン内は電界強度が高く、またNO_xガスが発生するため、温度測定に熱電対等は使用できない。



1) 硝酸プルトニウム溶液（転換前）



2) MOX原料粉末（転換後）

図7 転換工程中のFe、Cr、Niの増加傾向

1980 (昭和55年)	8月 着工	4月 転換累積量 80 kgMOX					
1981 (昭和56年)	12月 MH 法が米国原子力学会賞受賞	4月 転換累積量 380 kgMOX	混合転換技術開発				
1982 (昭和57年)	8月 通水作動試験開始 10月 転換技術開発部発足	4月 転換累積量 733 kgMOX	技術開発				
1983 (昭和58年)	2月 竣工 4月 ウラン試験開始 10月 プルトニウム試験開始	4月 常陽用原料粉末転換開始	高精度液量測定装置の開発	S57 水晶振動型センサの試験	S53 ホウ珪酸ガラスの試験	S55 Pu 燃焼 Wカバー採用	
1984 (昭和59年)	前壊熱による O/M 比上昇への取り組み 気流輸送設備の改良	11月 終了 1146kgMOX	実機製作	窒化珪素製造脱硝ホット開発	窒化珪素を選択小規模脱硝試験	大型容器検討	貯蔵容器再利用技術開発
1985 (昭和60年)	低比率転換 (Pu/U = 0.1) 5月 設計能力 (5 バッチ/日) を達成						
1986 (昭和61年)	8月 使用前検査合格 9月 開発運転開始			測定技術の確立		リップシール形状の改良	
1987 (昭和62年)	1月 ふげんから回収された Pu を転換 3月 濃縮ウランを受入開始					実機製作	
1988 (昭和63年)	8月 工程洗浄運転を開始 10月 もんじゅ初装荷用粉末の転換開始					実証試験開始	
1989 (平成元年)	稼働率の向上への取り組み 予防保全への取り組み グローブ劣化防止への取り組み					リップシール交換装置の開発	
1990 (平成2年)	1990年度の転換量は 642 kgPu となり再処理 90 ton 体制に対応。					リップシール交換方法の確立	
1991 (平成3年)				腐食試験		S59 炉の高温強度解析	
1992 (平成4年)	1991年度転換累積量 6.9 t MOX 6月 もんじゅ初装荷 MOX の出荷終了 引き続き取替用 MOX の転換			熱衝撃試験		インコネルの腐食試験 インコネル 625 を選択	
1993 (平成5年)	1992年度転換累積量 8.6 t MOX 4月 常陽用 MOX の転換開始 9月 第1回設備更新を開始			窒化珪素信頼性評価	繰返し応力試験	パネル交換法モックアップ パネル交換法実施	
1994 (平成6年)	10月 転換を開始						
1995 (平成7年)	1994年度転換累積量 9.9 t MOX ホールアップ低減に組み			寿命評価試験 I	東工大との協力	少量の Np を分離	
1996 (平成8年)	1995年度転換累積量 11.2 t MOX			寿命評価試験 II	固体廃棄物中の Pu 量測定 IAEA との協力	確立的な安全評価手法の研究開始	
1997 (平成9年)	3月 ASP事故 転換累積量 12.4 t MOX 10月 押し出し終了				実機製作	非破壊測定技術開発 熔焼還元炉の爆発事象の確率評価	
1998 (平成10年)	9月 第2回設備更新を開始			磁性流体軸シール水除染法	設備更新	工程内滞留中の Pu 量監視	その他技術開発
1999 (平成11年)	9月 設備更新が終了			Wカバースーツ		Pu 量測定の測定範囲改良	簡素化プロセスの概念検討
2000 (平成12年)	11月 転換を開始			ショートプロセス技術開発			換排気制御系に関する信頼性解析
2001 (平成13年)	2000年度転換累積量 12.6 t MOX						高精度非破壊測定に関する LosAlamos との共同研究
2002 (平成14年)	2001年度転換累積量 12.8 t MOX 11月 もんじゅ用に回収 U を使用開始						
2003 (平成15年)	2002年度転換累積量 13.5 t MOX 2003年末転換累積量 13.6 t MOX						1998年 ショートプロセス計画が打ち出される 富化度調整及び粉末流動性改良を担当

図8 主な技術開発の歩み

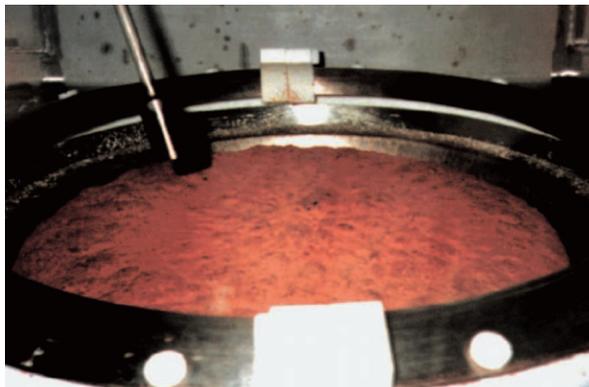


写真3 脱硝オープン内部

そこで、赤外線を利用した温度測定方法を開発した。図9に脱硝反応の温度変化と生成物の関係を示す。

(3) 貯蔵容器の再利用技術開発

貯蔵容器は、転換施設と加工施設の間で貯蔵及び輸送の目的で繰り返し使用されるため、グローブボックスと貯蔵容器の接続機構として、再利用性に優れたダブルカバーシステムが採用されている(図10)。これは、カメラの交換レンズと同様の接続機構を2重化したものであり、機構上避けられない僅かな隙間から生じる汚染を防止するた

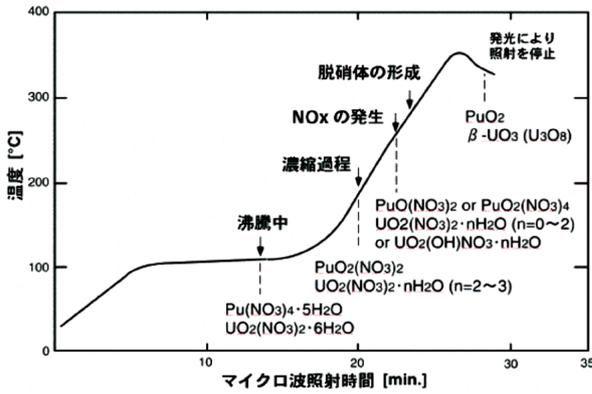


図9 脱硝反応の温度変化と生成物

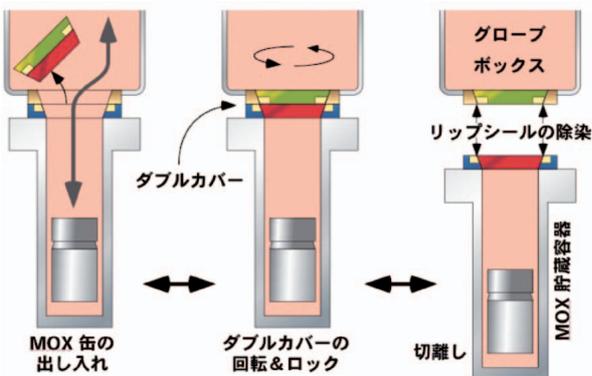


図10 ダブルカバーシステム

め、断面に薄いヒダを持ったリング状のリップシールが用いられている。接続を自動化するため隙間はやや大きめになっており、当初用いられたリップシール形状では、接続と切離しの際に手作業による除染が必要であった。この除染作業は、高線量下で1時間以上を要することもあり、また回転時の摺動によってリップが変形することもあった。そこで、接続機構の部品形状を改良するとともに、リップシール形状について試行を繰り返して独自の形状を開発し、除染時間を10分程度まで短縮した。また、専用のグローブボックスを用

い、ダブルカバーシステムの部分のみを貯蔵容器から安全に取り外して交換する技術を開発し、貯蔵容器の再利用技術を確立した。写真4にダブルカバー部の外観を示す。

(4) 設備更新技術開発¹³⁾¹⁴⁾

グローブボックス内の老朽化した設備を更新する際、従来はグローブボックス全体を切断/撤去/新設する方法(全体撤去法)が主流であったが、転換施設では空きスペースと工期に制約があったため、1993年 - 1994年の設備更新では、グローブボックスのパネルを取り外して開口部から設備を入れ替えるパネル交換法を開発した。開口部とグリーンハウスを確実に接続し、かつパネルを安全に外すため、枠型のシール治具とシール剤を用いた新たな作業手順を考案するとともに、拭き取りと電解研磨を併用して汚染コントロールを行った。パネル交換法では、開口部が小さくグローブボックス内の除染を十分には行えないため、仮設プロアによって開口部の空気流線を確認したり、グローブボックス内に間仕切りを設けて、グリーンハウス内の空気汚染密度をコントロールした。いずれもモックアップ試験により作業手順を確かめた上で作業を実施した。パネル交換法によって改善された工期、費用、廃棄物発生量を表2に示す。

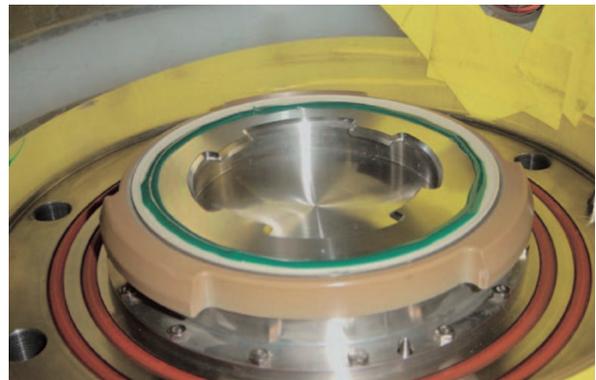


写真4 ダブルカバー部の外観

表2 全体撤去法(従来法)とパネル交換法の比較

更新手法	項目	廃棄物発生量(ドラム)				被ばく 手部組織線量当量	更新期間	コスト
		総発生量	可燃物	難燃物	不燃物			
	全体撤去方式	550	300	85	165	1	16カ月	1
	パネル取り外し方式	400	341	24	35	0.2	12カ月	0.7
	差	150	+41	61	130	0.8	4カ月	0.3

仮に今回実施したグローブボックス内大型機器を全体撤去方式で実施したと仮定し、今までの撤去の実績により推定したものである。

1998年 - 1999年の設備更新では、エアラインスーツの背中に作業員が出入りするダブルカバーを設けたダブルカバー型エアラインスーツを導入し、スーツの繰り返し使用を可能にした。これにより、従来は4室であったグリーンハウスが3室となり、除染時間が短縮され、また同時入退域が可能となり、作業効率が向上した。設置スペースを小さくできる水除染法も採用された。図11にパネル交換法とダブルカバー型エアラインスーツの概念図を示す。

(5) 計量管理・保障措置技術開発¹⁷⁾¹⁸⁾

硝酸プルトニウム溶液の受入液量の測定方法としては、遠隔・無保守で原理的に正確な測定が可能な浸漬管による差圧測定が採用されているが、ウラン試験当初はオンラインで使用可能なセンサの精度が十分でなかったため、水晶振動型差圧変換器を用いた液量測定システムを急ぎ開発し、年1回の保守で $\pm 2\text{Pa}$ の高精度を安定的に維持できるようにした。また浸漬管内の気柱や浸漬管先端で生成・離脱する気泡の影響について東京工業大学の協力を得て研究をおこない、差圧測定から正確な密度と液量を求める補正方法を導いた。密度の測定結果は、試料を採取して振動型密度計で求めた密度と $\pm 0.1\%$ で一致しており、万一、受入時にこれらが一致しない場合は、再サンプリング等の迅速な対応がとれるようになった。またIAEAに協力して高精度のタンクモニタリング装置を設計し、1997年から稼働させている。

また、1998年の設備更新の際は、グローブボックス内ホールドアップに含まれるプルトニウム量の測定が査察要件になっているにもかかわらず、

工事上の制約によって測定が困難になったため、グラムオーダーの変化を検知できる高感度中性子モニタを開発し（グローブボックスの上下から挟むように設置）設備更新前に測定したプルトニウム量が、設備更新中ずっと維持されていることを査察側に証明した。また、ホールドアップに含まれるプルトニウム量の非破壊測定技術に関しても、プルトニウム燃料センターとDOEとの共同研究で開発された装置の検出器の幾何学的配置を再設計し、高さ4 m以上あるグローブボックスでも測定できるよう改良した。低放射性固体廃棄物に対しては、工程室まで移動可能な測定装置を開発し、プルトニウム付着量の多いバッグアウト物又はカートンを、発生後速やかに測定できるようにしている。写真5に改良されたホールドアップ測定装置、写真6に廃棄物カートン用測定装置の外観を示す。

(6) ショートプロセス技術開発¹⁹⁾

転換を含めたMOX燃料製造プロセスを大幅に合理化し、飛躍的にコストを低減するため、1998年にショートプロセス技術開発計画が打ち出さ

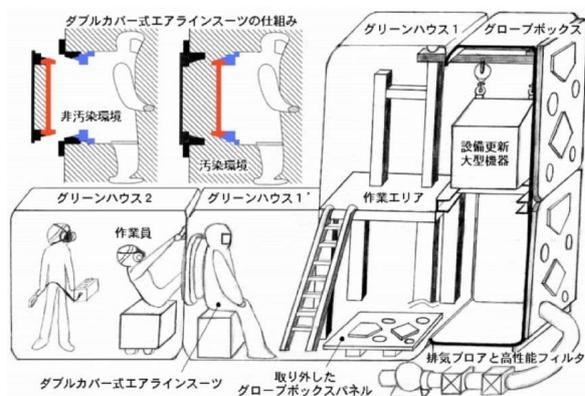


図11 パネル交換法とダブルカバー型エアラインスーツの概念図



写真5 改良されたホールドアップ測定装置

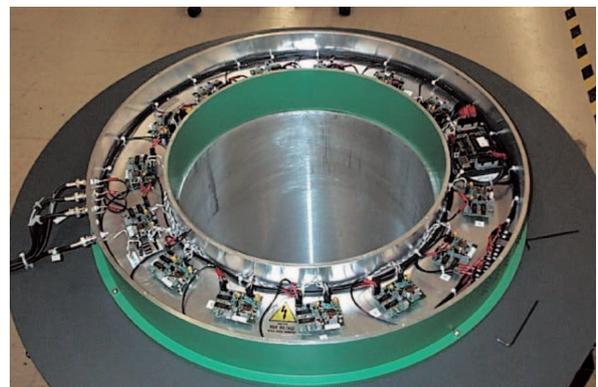


写真6 廃棄物カートン測定装置

れ、1999年に富化度調整技術開発と粉末流動性の改良を開始した。前者は富化度調整を混合転換時に行い、以降の燃料製造時の調整を不要とすることを目的としており、Pu/U比を従来の1から0.3に変更しても脱硝特性や粉末特性は従来と同等であることを確認した。後者はFBR燃料ペレット成形用の金型に直接充填可能な流動性を得ることを目的としており、焙焼還元温度を950以上に高めた「高温焙焼法」と、焙焼還元温度は従来と同じで転動造粒処理を行った「造粒法」について試験を実施した結果、造粒法で得られた粉末の流動性及びペレット品質が良好であることを確認した。

(7) 将来的な核燃料サイクルに関する研究と安全研究

Np, Am, CmをMOX燃料中に含有させて核拡散抵抗性を高め、またこれらの核種の廃棄物への移行を軽減させるアクチノイドサイクル研究の一端として、Npの照射特性を調べるため、3価のPuの還元力を利用して硝酸プルトニウム溶液から少量のNpを分離し(1995年)、Np含有の試験燃料を作製するためのMOX粉末として供給した。このNp量は、国及びIAEAに報告されている。

再処理及びMOX燃料加工の分野では初めて、確率論的安全評価(PSA)手法の適用研究を三菱マテリアル株式会社と実施した(1996-1997年)。本評価では、焙焼還元時の水素爆発及び脱硝廃気HEPAフィルタの吸湿による機能喪失を、レベル1及びレベル2に相当する頂上事象として選定し、実験値、運転及び保守実績、現場調査の結果等から、個々の事象の確率とシナリオを想定し、フォールトツリー解析(FTA)によって頂上事象の確率を見積もった。結果として、周辺環境への影響が大きい事故の確率は小さいこと、閉じ込め機能を損傷しない事故の例として、脱硝廃気HEPAフィルタの吸湿事象の発生頻度が約 2×10^{-2} /年、焙焼還元時の水素の燃焼事象の発生頻度が約 3×10^{-2} /年と計算された。また、第2回の設備更新では、リレー制御とシーケンス制御についてFTAを用いた信頼性評価を実施し、シーケンス制御を採用した(1999年)。

また、ショートプロセスの考え方を更に進めて、脱硝-焙焼還元-流動性調整を同一のポートで処理し、気流輸送と粉末ロット混合を工程から排除した簡素化プロセスの予備的概念検討を三菱マテリアル株式会社と実施した(1999年)。続いて、こ

の簡素化プロセスに必要とされ、現行の保障措置対応の大幅な合理化も可能となる貯蔵容器用高精度非破壊測定装置について、ロスアラモス国立研究所との共同研究により概念設計を行った(2003年)。この高精度非破壊測定装置と類似の装置は、大型再処理施設にも適用が計画されている。その他、廃棄物に移行するプルトニウムを減少させるため、微細なMOX粉末粒子をレーザー光で捕捉・回収する方法について東京大学に研究を委託した。

4. 六ヶ所再処理工場への技術移転

マイクロ波加熱直接脱硝法は、プルトニウム-ウラン混合転換技術として、唯一工学的に実証された方法である。本技術は、日本原燃株式会社六ヶ所再処理施設のウラン・プルトニウム混合脱硝施設に採用され、ホット試験の終了直後から技術移転が行われている(図4)。最初に、「ウラン及びプルトニウム転換・貯蔵施設」の概念設計を受託し実施した(1985年)。次に、1987年から1989年にかけて、基本設計にかかわるコンサルティングを実施し、ホット試験と技術開発運転を通じて得られた技術データを提供した。

続いて、1990年から1994年にかけて、スケールアップに伴う技術的問題の解決を目的として、人形峠事業所においてウラン粉末を用いて「マイクロ波加熱法による混合転換技術開発試験研究」が実施された(日本原燃サービス(当時)及び電力10社との共同研究)。本研究により、スケールアップに伴い必要となる装置の改良、機器内粉末滞留量、廃棄物発生量等について多くの知見が得られた。続いて、1995年から1998年にかけて、遠隔自動運転による高稼働率の実現を目的として、人形峠事業所においてウラン粉末を用いて「マイクロ波加熱法による混合転換技術確証試験」を受注した。本試験により、機器の改良点を詳細に把握するとともに約700時間のシステム試験を実施し、片系1日45kgUの定格処理能力がほぼ得られることを確認した。

一方、東海事業所では、1991年に詳細設計にかかわる技術協力業務を行い、実際の粉末物性値、ロータリーキルン式還元炉のプルトニウム試験データ、硝酸プルトニウム溶液の低温下における析出の有無、センサやケーブル等の耐硝酸性に関する知見等を提供した。続いて、1993年から2001年にかけて、建設及び運転準備にかかわる技術協

力業務を行い、個別機器に関わる詳細情報の他、グローブボックス内機器配置の保守性、貯蔵中のMOX粉末の物性変化の有無、気流輸送設備の内部観察結果等を提供した。その他、保障措置にかかわる技術協力(1993年)や技術情報連絡会(随時)において、種々の技術データを提供した。

人的協力については、1983年 - 2003年の間、日本原燃株式会社の研修生を48名受け入れ、最長で3年間のOJTにより混合転換にかかわる専門知識、MOX粉末の取扱い技術、主工程/廃棄物処理工程/ユーティリティー工程の運転技術、撤去更新技術、許認可対応補助及び保障措置対応補助等の研修を行った。また、1988年以降、日本原燃株式会社に延べ17名、2004年3月末で約50人・年の技術者を派遣しており、混合転換に関わる知識/技術/ノウハウを確実に移転しつつある。

5. おわりに

プルトニウム転換技術開発施設は、1983年10月のホット試験開始以来、2002年10月で満20年を迎えた。この間、我が国で最初の再処理工場と、燃料加工施設をつなぐプルトニウムリサイクルの要として、大きなトラブルもなく円滑な運転を継続できたことは、1978年当時、リーダーであった小泉益通氏(2003年8月逝去)をはじめとして、多くの諸先輩方が「マイクロ波加熱脱硝法」を国産技術として定着させるべく、国内外を奔走し、今日に至る道筋を定めてくださった努力の結果の賜物である。

「マイクロ波加熱脱硝法」は、日米原子力交渉によって、国外にも技術的蓄積がほとんどない混合転換への変更を余儀なくされ、課題が山積みの中、背水の陣で臨んだ技術者達の結束力が生み出した技術と言っても過言ではない。当時、混合転換はアンモニア共沈殿法ありきで試験を開始したものの、沈殿法で生じるADUスラリーのろ過効率が悪く、ろ過の代替として家庭用電子レンジによる乾燥を試みたがスラリーが飛散することが判った。そこで、試みに、余ったウラニル溶液を電子レンジで直接加熱したのが「MH法」発見の第一歩であった。その後は水を得た魚のごとく、数ヶ月足らずでプロセス成立性を評価し、省資源国である日本の「プルトニウムリサイクル」という命題のもとに、官民一体、職員・役務員及び多くのメーカー出向者が一丸となって、建設・試運転・技術

開発運転が進められたわけである。メーカーとの技術的交流は、六ヶ所再処理工場への技術移転を円滑に進める上で今なお継続しており、その活力が、施設の安定運転を行う上で大きなプラス要因となってきたことを忘れてはならない。

関係各位へ、この場をお借りしてお礼を述べさせていただきます。

参考文献

- 1) 原子力白書 昭和52年度版及び昭和55年度版
- 2) 辻信雄：“マイクロ波加熱直接脱硝法による転換技術の開発”，動燃技報，No. 52, 52-60 (1984)。
- 3) 青木実，大竹俊英：“MOX燃料技術開発の動向(3) プルトニウム転換技術開発”，原子力工業，第32巻第2号(1986)。
- 4) 鹿志村元明，遠藤秀男，鹿島貞光，他：“マイクロ波加熱直接脱硝粉末を用いた常陽燃料ペレット製造試験”，動燃技報，No. 53, 91-94 (1985)。
- 5) M. Koizumi, K. Ohtsuka, H. Isagawa, H. Akiyama, A. Todokoro, “Development of a process for the co conversion of Pu-U nitrate mixed solutions to mixed oxide powder using a microwave heating method”, Nucl. Technol., vol.61, 55-70 (1983)
- 6) 木原義之，嘉代甲子男：“混合転換技術開発試験設備(2 kg MOX設備)における硝酸プルトニウムの転換”，動燃技報，No. 57, 40-50 (1986)。
- 7) 大島博文，辻信雄：“マイクロ波加熱法によるプルトニウム・ウラン混合転換連続プロセス”，日本原子力学会誌，vol. 26, No. 4, 339-346 (1984)。
- 8) 木原義之，藤咲栄，高橋芳晴，大内仁：“マイクロ波加熱直接脱硝技術の高度化開発”，動燃技報，No. 80, 57-60 (1991)。
- 9) H. Oshima, “Development of microwave heating method for co conversion of plutonium uranium nitrate to MOX powder”, J. Nucl. Sci. Technol. 26[1], 161-166 (1989)
- 10) 大島博文，成木芳：“マイクロ波加熱直接脱硝法に基づくプルトニウム混合転換施設の設計”，日本原子力学会誌，vol.25, No.11, 918-924 (1983)。
- 11) 石川一成，細馬隆，佐藤富雄：“プルトニウム転換技術開発施設における保障措置技術とその実績”，動燃技報，No.72, 60-64 (1989)。
- 12) 東海事業所再処理工場：“「ふげん」MOX燃料の再処理”，動燃技報，No.69, 117-123 (1989)。
- 13) 鈴木征雄，米川雪夫，吉元勝起，他：“プルトニウム転換技術開発施設の更新工事”，動燃技報，No.93, 102-108 (1995)。
- 14) 磯前日出海，高橋直樹：“プルトニウム転換技術開発施設の更新 - 第2回設備更新 - ”，サイクル機構技報，No.12, 37-46 (2001)。
- 15) 有重達志，中野弘信，市毛浩次：“マイクロ波加熱直接脱硝法における窒化珪素製脱硝ポートの開発”，動燃技報，No.68, 68-73 (1988)。
- 16) 加藤良幸，廣田隆，木原義之，高橋芳晴，都所昭

雄：“マイクロ波加熱直接脱硝法による転換技術開発”，PNC PN8410 96 095(1996)。

17) 細馬隆：“硝酸プルトニウムの高精度液量測定に関する研究”，PNC TN8419 98 002(1998)。

18) 中村仁宣，細馬隆，田中泉：“設備更新時のグロー

ブボックス内在庫検認における保障措置技術開発”，サイクル機構技報，No.16, 27-36(2002)。

19) 牧野崇義，武内健太郎，大代操，他：“ショートプロセスによるペレット製造方法の基礎的検討”，サイクル機構技報，No.20, 13-22(2003)。



Study of LBB Assessment Methodology applied to a 12Cr Series Ferrite Steel Piping Structure for FBRs

Yeon Sik YOO

Advanced Technology Division, O arai Engineering Center

FBR用12Cr系フェライト鋼配管構造物におけるLBB評価手法に関する研究

俞 淵植

大洗工学センター 要素技術開発部

高速炉におけるLBB概念の適用は、プラントの安全性を確保し合理的な設計を行う上で重要な位置付けを持つ。実用高速炉においては、経済性の向上を目指す先進技術として、熱膨張率の小さい12Cr系フェライト鋼を使用した薄肉大口径配管を新たに採用する予定としており、その実現には、漏えい量、不安定破壊、及び破損様式想定に関し従来の手法を改善し、本構造への適用性を高めたLBB評価手法の整備が必要になる。このため本研究では、貫通き裂内の流れに対する表面抵抗補正係数の見直しによる、低圧条件下の漏えい量評価の合理化、2パラメータ法適用による、12Cr系フェライト鋼のき裂進展抵抗特性を考慮した不安定破壊評価及び限界き裂評価への座屈限界導入による、薄肉大口径配管のエルボ部の評価を可能とする評価手法を開発し、実用高速炉の12Cr系フェライト鋼製薄肉大口径配管の試評価を通して、手法の適用性を確認した。

Application of the LBB concept has an important role in realizing reasonable design of FBR plants with assurance of safety. As key technology for commercialization of FBRs, an innovative structural design with thin-walled and large-diameter pipes made of 12Cr series ferritic steel is planned to be adopted to enhance the plant economy. The LBB assessment of such structures necessitates improved evaluation methods with regard to coolant leak rate, unstable fracture conditions and applicable failure modes. In order to cope with this, an advanced method has been developed in this study featuring: (i) renewed surface resistance correction against flow through penetrated cracks for reasonable leakage assessment under low pressure, (ii) introduction of two-parameter method in unstable fracture for consideration of material resistance to crack growth of 12Cr series ferritic steel and (iii) additional buckling assessment function in determining the critical crack length to extend capability for elbow structures. The applicability of this method has been verified through the LBB assessment on typical 12Cr series ferritic steel pipes.

キーワード

破断前漏えい (LBB), 安全設計, 高速炉, 薄肉大口径配管, 12Cr系フェライト鋼, クリープ疲労, 漏えい量, 延性不安定破壊, 座屈, 表面抵抗補正

Leak-Before Break, Safety Design, FBR, Thin Walled and Large Diameter Pipe, 12Cr Series Ferritic Steel, Creep Fatigue, Leakage, Ductile Unstable Fracture, Buckling, Surface Resistance Correction

1. Introduction

The leak before break (LBB) concept has an

important role to play in implementing the rational design of fast breeder reactors (FBRs) with an adequate margin of safety. The low pressure conditions in FBRs, and the use of ductile materials, have the advantage that the risk of unstable fracture in key structures can be virtually eliminated. For example, guillotine breaks in pipes can be prevented by detecting the leakage that occurs at the through wall stage of a crack that opens under these conditions. Consideration of these LBB char-



俞 淵植

構造信頼性研究グループ所属
博士研究員 (韓国)
12Cr系フェライト鋼にお
けるLBB評価手法の開発
に従事
工学博士

現在：(株)テブコシステムズ 電力システム本部原子力エンジニアリング部

acteristics can enlarge the degree of design freedom with respect to materials, piping layouts and safety measures against leakage, thus leading to improved plant reliability and economy.

In applying the LBB concept to FBRs, it is essential to consider their design characteristics, as shown in Fig.1. The liquid metal coolant, with its high boiling point, means that FBR plants operate at high temperature and low pressure. Creep deformation due to high temperatures requires creep fatigue crack growth predictions in defect assessments, and those evaluation methods are provided in the present guidance [1]. Generally, low pressure is an adverse condition for leak detection, and careful consideration is required to determine the appropriate leak evaluation techniques for the LBB assessment of FBR structures.

Meanwhile, commercial scale FBR design is proceeding. An innovative structural design will be used, with thin walled, large diametric pipes made of new materials such as 12Cr series ferrite steel, in order to reduce costs [2]. Unstable fracture of this material should be carefully assessed, because it has lower ductility than the conventional austenitic stainless steel.

The geometrical characteristics of thin walled and large diametric piping systems may introduce buckling as another failure mode in addition to unstable fracture, especially at an elbow with an axial

crack.

Taking into account the above design characteristics of commercial scale FBR plants, the following issues are addressed in this paper:

- (i) leakage evaluation under low pressure conditions
- (ii) unstable fracture assessment, taking into account a material's resistance to crack growth
- (iii) the possibility of including buckling as an LBB assessment category in thin walled and large diameter elbow structures

Based on these considerations, this paper proposes a prospective LBB assessment methodology applicable to FBR piping structures.

2. LBB Assessment Methodology for FBR Piping Structures

2.1 LBB Assessment Flow

The LBB assessment flow in an FBR structure with a postulated crack can be constructed based on the LBB definition. Figure 2 indicates that LBB behavior arises and the fracture mode corresponds to partial penetration when a crack with a length detectable by leakage evaluation is smaller than the critical state crack length. The length of a crack caused by creep and fatigue is naturally deduced to be smaller at penetration than the detectable crack length, for crack growth under plant operating conditions. The critical crack length can

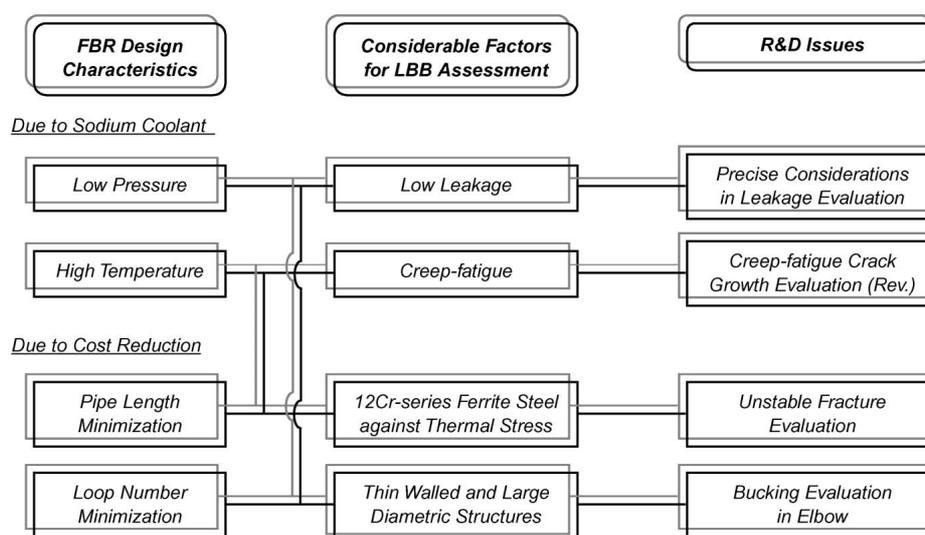


Fig.1 Influence Factors of FBR Design Characteristics on LBB Assessment

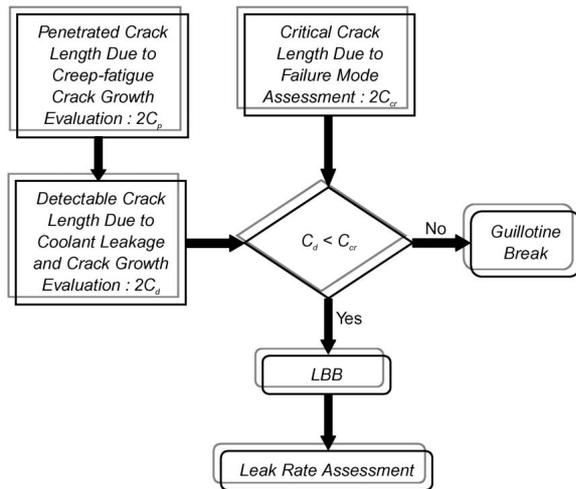


Fig.2 Current LBB Assessment Flow

be obtained from fracture assessment, considering material and structural characteristics.

2.2 Creep/Fatigue Crack Growth Evaluation

Creep is a meaningful damage factor, together with fatigue, for crack growth in FBR structures subjected to high temperatures. Generally, creep fatigue crack growth may be evaluated from the following equations, which neglect the interaction between creep and fatigue induced damage:

$$\begin{aligned}
 da/dN &= (da/dN)_c + (da/dN)_f \\
 (da/dN)_c &= C_c \times (\Delta J_c)^{m_c} \\
 (da/dN)_f &= C_f \times (\Delta J_f)^{m_f}
 \end{aligned} \quad (1)$$

Where, da and dN denote the increments of crack growth and number of cycles, C_f and m_f denote the coefficient and the exponent in Paris' law of fatigue crack growth, and C_c and m_c denote those for creep crack growth. J denotes the J integral range in a cracked structure, and various studies have been performed for evaluating the parameter J in an elastic plastic region [1, 3].

An initial crack size for creep fatigue crack growth evaluation may be determined by adding a safety margin of 2 to the detection limit of ultrasonic testing (UT) at the pre service inspection (PSI). From the safety factor and the capability of UT in FBR structural components, an initial semi elliptical circumferential crack whose depth (a_0) and length ($2C_0$) are 0.2 and 1.0 times the wall

thickness (t) is assumed to be located on the inner surface in the case of a straight pipe.

In order to obtain the crack length at penetration ($2C_p$) from crack growth evaluation, cyclic stresses throughout the lifetime should be considered. These stresses are induced by the following loading conditions in FBR plants:

- Internal pressure,
- Thermal expansion and
- Thermal transients

Under these loading conditions, internal pressure and thermal expansion have their maximum values in the normal operating state, and thermal transients occur as transient events.

2.3 Detectable Crack Evaluation at Leakage

Considering that coolant leaks out at the outer crack surface after penetration by the initial crack, it is necessary to evaluate an outer crack length corresponding to a threshold leakage. In the case of FBR structures, the threshold leakage is known to be 200 g/h, which results from the detection capability of 100 g/h and the safety factor of 2 [2]. Figure 3 indicates that a detectable crack length ($2C_d$) at the inner surface can be evaluated from crack growth behavior after penetration, and the outer crack length corresponding to a leakage of 200 g/h.

As it is usual for the detectable crack length to be evaluated under normal operating conditions over a certain period, the corresponding loadings are considered to be these:

- Internal pressure,
- Thermal expansion and
- Dead weight

Based on the above evaluation procedure, this study deals with some aspects of the present leakage evaluation method, as follows:

2.3.1 Coolant Leakage Velocity

Coolant leakage from a through wall crack, Q , can be calculated as follows:

$$Q = \rho \times V \times S \quad (2)$$

Where, ρ , and S denote coolant density and crack

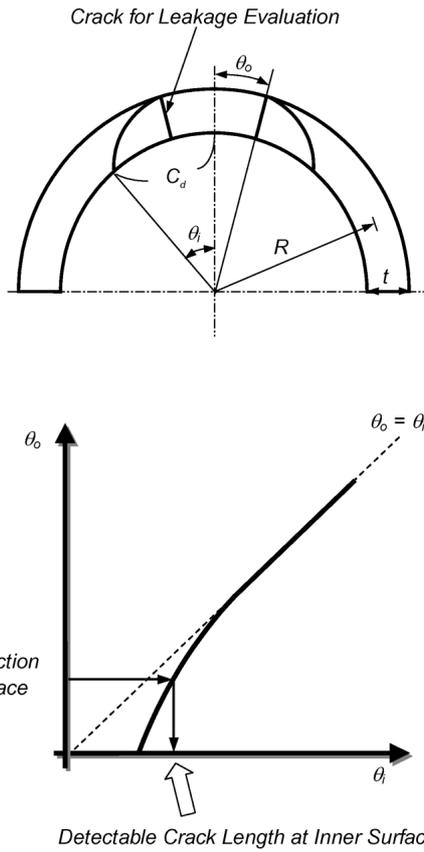


Fig.3 Definition and Evaluation Method of Detectable Crack at Leak

opening area respectively. Coolant leakage velocity, V , can be evaluated from the following equation [1]:

$$V = \sqrt{\frac{2p}{\rho \left\{ 1.5 + \frac{f_F (1 + rk_C + (1 - r)k_B)t}{D_h} \right\}}} \quad (3)$$

Where, p is internal pressure, f_F is the friction coefficient, and D_h is the equivalent diameter of the crack opening area. The parameter r is known as the stress ratio, which is the ratio of membrane stress to combined membrane and through wall bending stresses. However, the effect of through wall bending stress on crack opening is certainly different from that of membrane stress [4, 5], and thus the following parameter, r' , which is called the crack opening ratio, is proposed as an alternative in this study:

$$r' = \frac{\delta_m}{\delta_m + \delta_b} \quad (4)$$

Where m is the crack opening displacement (COD) due to membrane stress, and db is the COD due to through wall bending stress. The correction factors k_B and k_C of Eq. (3) represent the degree of resistance to leakage flow of a crack surface subjected to a particular stress history [1]. They are called surface resistance correction factors.

2.3.2 Resistance Correction on Crack Surface

A leakage threshold value of 200 g/h is actually a very low quantity which may merely represent seepage. Under low pressure conditions, the surface resistance correction factors in Eq. (3) are considered to be significant for the evaluation of low levels of leakage, and therefore they are examined in detail in this study.

Figure 4 illustrates how leakage velocity increases as the COD becomes large and the surface resistance weak. As indicated in this figure, it

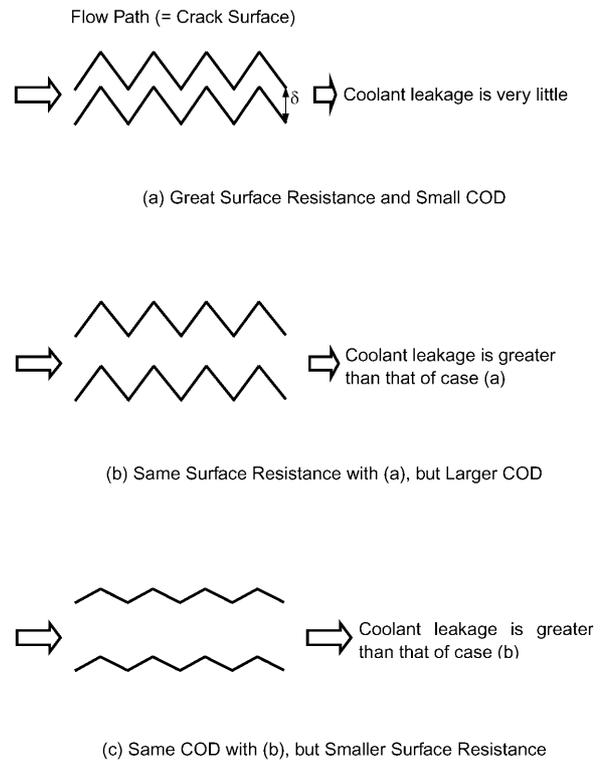


Fig.4 Correlation among Coolant Leakage, Surface Resistance and COD at Outlet

is clear that the surface resistance correction factors, k_C and k_B , in Eq. (3), are the product of crack opening behavior for minimum size cracks at the outer surface, and are related to the stress history. However, the stress relating to the COD of the outer crack surface when leakage is detected is generally irrelevant to k_C and k_B since the stress for COD evaluation not always the same as the stress history. The effect of the surface resistance correction factor on coolant leakage velocity was investigated simply in Fig. 5, using an example where only k_C was considered. Figure 5 indicates that k_C should be treated as a function of the COD, taking stress histories into account.

In what follows, k_C and k_B are studied in cases where a structure is subjected to fatigue loadings with a stress ratio (Min. stress / Max. stress) of 1.0.

(1) Stress history and crack opening behavior in which only k_C is considered

The factor k_C is affected by surface roughness due crack growth that is controlled by membrane stress [1]. It is thought that most normal operating conditions of nuclear plants are represented by this case. The fact that k_C may be considered the sole representative correction factor for surface irregularity means that the characteristic of

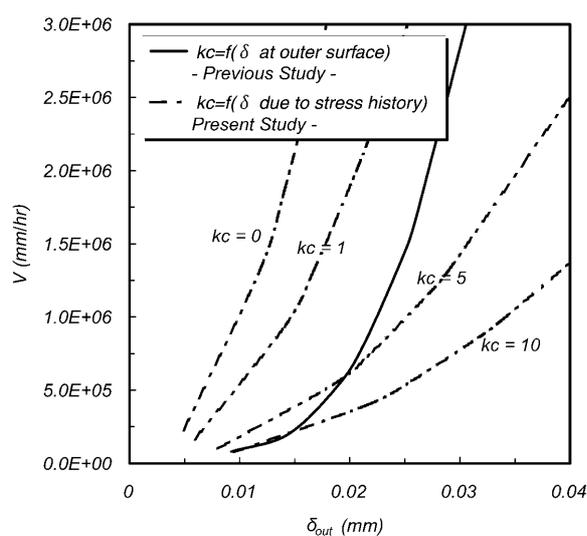


Fig.5 Effect of Surface Resistance Correction Factor on Coolant Leakage Velocity ($p = 0.182$ MPa, $Q = 200$ g/h, $D_0 = 1270$ mm, $t = 15.9$ mm)

crack opening due to through wall bending stress is not apparent in the overall stress histories. Figures 6 (a) and (b) show the aspects for which only k_C can be considered. In addition, these cases are expected to have an r' of 1 since crack surface variation due to through wall bending stress does not appear from the stress histories.

(2) Stress history and crack opening behavior in which only k_B is considered

The factor k_B is a shape correction factor due to crack surface generation and related variables, and is controlled by through wall bending stress [1]. A typical case in which only k_B is considered is shown in Fig. 6 (c). In general, such a through wall bending stress controlled case is expected to have an r' of 0.

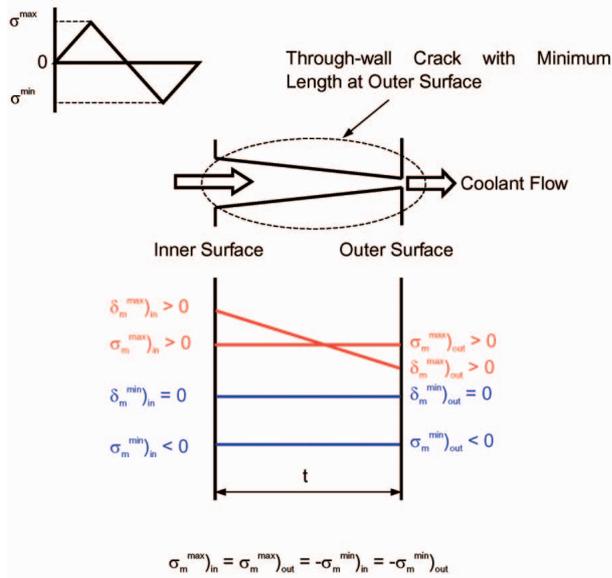
(3) Stress history and crack opening behavior in which both k_C and k_B are considered

This mainly deals with the case in which a crack opening is due more to through wall bending stress than to membrane stress, but in which the characteristics of the crack surface due to both stresses are significant. Figure 6 (d) shows a representative situation, and both k_C and k_B should be considered together in Eq. (3). It is clear that the resistance correction term is influenced by the variable r' in this case, regardless of the COD of the outer crack surface at the point when leakage is detected.

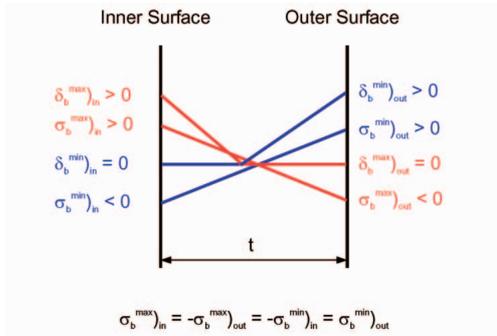
From the considerations above, it is judged that the surface resistance correction factors are significant parameters for low leakage evaluation, so systematic research on them should also be performed experimentally.

2.4 Structural Failure Mode Assessment

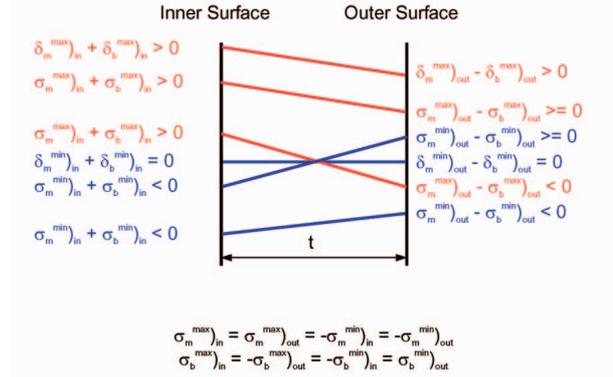
In LBB assessment, it is clear that one of the most important concerns is to evaluate the crack length at the structurally critical point ($2C_{cr}$) in a pipe. This study treats the ductile unstable fracture of a circumferentially cracked straight pipe and the buckling of an axially cracked elbow as critical points to be considered as part of the loading and structural characteristics of an FBR.



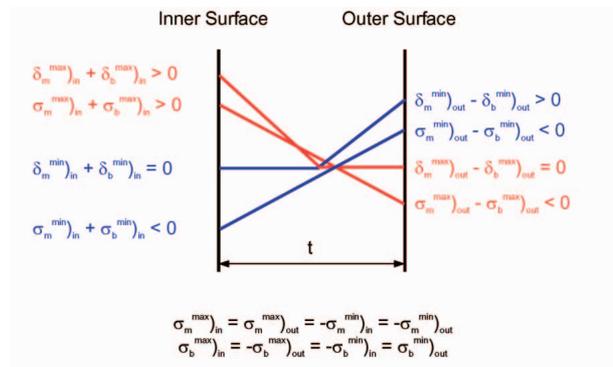
(a) Membrane Stress Controlled Crack Surface



(c) Through-Wall Bending Stress Controlled Crack Surface



(b) Membrane and Through-Wall Bending Stresses Controlled Crack Surface (Case of $m > b$)



(d) Membrane and Through-Wall Bending Stresses Controlled Crack Surface (Case of $m < b$)

Fig.6 Crack Opening Behaviors According to Stress Distributions

2.4.1 Ductile Unstable Fracture

Generally, the failure mode in LBB assessment is double ended guillotine breakage due to plastic collapse, or ductile unstable fracture. In the case of comparatively small diametric piping structures, consideration of the net section stress due to plastic collapse has often been adopted as an effective fracture assessment method. However, the plastic collapse concept is considered to produce an unreasonable crack length for thin walled and large diametric structures such as FBR piping systems, in which ductile unstable fracture may precede plastic collapse. Therefore, it is thought that the two parameter method of R6 [6] or the tearing modulus concept [7], which considers the fracture behavior of a crack tip, is suitable for evaluating a critical crack in the FBR structure.

This approach is especially important for evaluating the fracture behavior of 12Cr series ferrite steel, with its low ductility.

For these reasons, the two parameter method of R6 was adopted as a representative fracture assessment method for FBR piping structures in this study. Figure 7 concisely shows the assessment procedure by the R6 method of the relationship between K_r , which is a parameter relating to fracture toughness, and L_r , which is related to the hardening characteristics of the material. In this figure, a crack is initiated at point P and grows along path PC under cyclic loading. At path PC, crack stability is judged, based on the material's resistance to crack growth. When the stability judgment path (XY in Fig. 7) penetrates the failure assessment curve (FAC) obtained from material properties

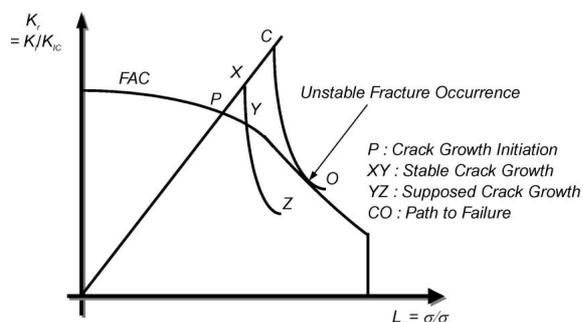


Fig.7 Ductile Unstable Fracture Assessment Method by Two Parameter Method

and other information, it is considered that the structure has stable crack growth. However, if the judgment path does not penetrate the FAC but meets with it only at a certain point (as shown by the path CO), unstable fracture is considered to occur at this point as a critical state and the path CO corresponds to a path to failure (PTF). Using the PTF and the FAC of R6, a critical crack in the structure can be evaluated by the above assessment procedure.

The following loading conditions contributing to unstable fracture are considered:

- DF1 times internal pressure,
- DF2 times thermal expansion,
- DF1 times dead weight and
- DF1 times S1 seismic

DF1 and DF2 are design factors for the primary and secondary stresses in the unstable fracture assessment.

2.4.2 Buckling Assessment

Since FBR structures have thin walled and large diametric piping systems, another critical failure mode may be buckling. Although buckling does not induce a double ended guillotine break, it is certain that the buckling mode impairs the durability of piping structures. A representative object for the buckling assessment is elbow structures. When an elbow has a circumferential crack on its intrados or extrados surface, buckling is generally expected to precede unstable fracture. In this case, the buckling mode is considered to complement the structural critical state assessment from

the viewpoint of safety design. Meanwhile, although an axially cracked structure is considered not to undergo unstable fracture, it must be an object of buckling assessment. Considering that a great stress acts on the crown surface of an elbow under normal operating conditions, an elbow with an axial crack on its crown surface can be qualified as a main object for the buckling assessment.

Generally, buckling assessment can be performed by using the limit load concept. The conditions which bring about buckling are as follows [8]:

$$M_{cr} = M_0 \times h_c \quad (5)$$

For an axial crack;

$$M_{cr} > M_1$$

$$h_c = 1 - 0.15 \left(\frac{C}{D} \right) \quad (6)$$

For a circumferential crack;

$$M_{cr} > M_1 + M_2$$

$$h_c = 1 - 0.2137 \left(\frac{C}{D} \right) - 0.0485 \left(\frac{C}{D} \right)^2 - 1.0559 \left(\frac{C}{D} \right)^3 \quad (7)$$

Where, M_0 denotes the plastic collapse moment and M_1 and M_2 are global bending moments due respectively to primary and secondary stresses. The parameters C and D denote half crack length and pipe mean diameter.

Although the critical crack length can be obtained from the above Eq. (5) (7), it is considered that the significance of this assessment is to compare the critical moment at a detectable crack with the moment components contributing to buckling.

Loading conditions for the buckling assessment are as follows:

- 1.1 times thermal expansion,
- 1.5 times dead weight and
- 1.5 times S1 seismic

The '1.5' and '1.1' are design factors for the primary and secondary stresses in the buckling assessment.

3. Application Example

LBB assessment was applied to a 12Cr series

ferrite steel piping structure with the two looped primary hot leg system referred to in the FBR design data in this study [2]. From the result of stress analysis using the finite element method (FEM) with normal operating conditions, the assessment objects were identified as the Y piece and the elbow crown of the piping system. Based on the present methodology, the respective crack lengths were obtained for the LBB assessment.

3.1 Geometry, Loading Conditions and Material

Figure 8 shows a schematic drawing of the LBB assessment object and the normal operating conditions, with a holding period of 703 hr at 550 [2]. As a thermal transient state, manual trip was selected in this study. Figure 9 shows the variation of coolant temperature and heat transfer coefficient (h) with time at the thermal transient. The assumed flow rate was 9.08×10^3 kg/sec at the steady state [2]. The method for calculating the heat transfer coefficient is shown in the following equations [9]:

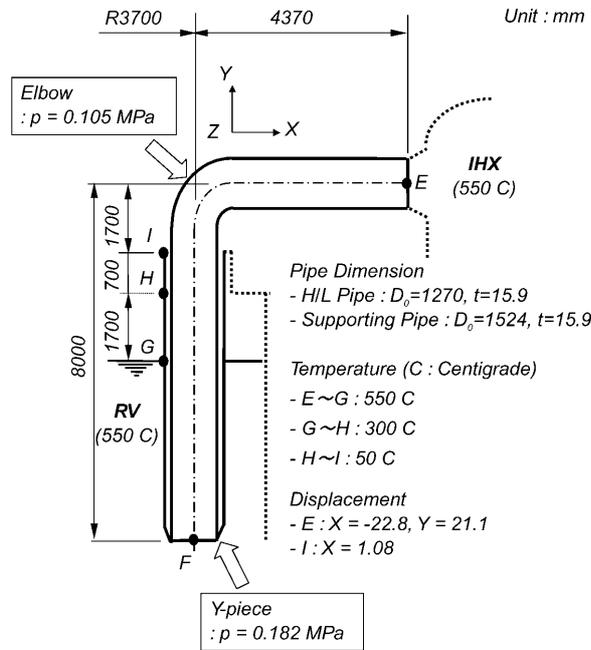
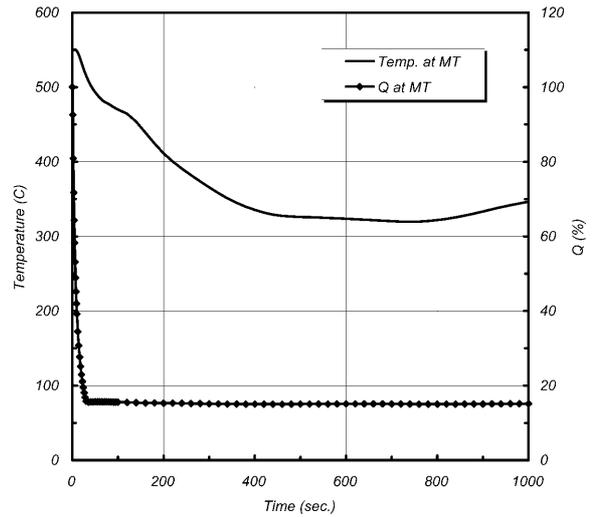
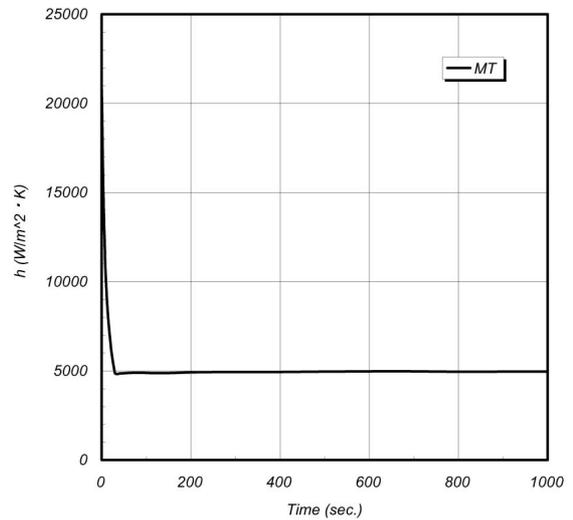


Fig.8 Schematic Drawing of LBB Assessment Object and Normal Operating Condition of the Primary Hot-Leg Piping Structure of Large Scale FBR



(a) Variation of Coolant Temperature and Flow



(b) Variation of Heat Transfer Coefficient

Fig.9 Loading Condition at Thermal Transient

$$h = Nu \times \kappa / D_i$$

$$Nu = 5 + 0.025Pe^{0.8}$$

$$Pe = Pr \times Re$$

$$Re = V \times D_i / \mu \tag{8}$$

Where Nu is Nusselt number, Pe is Peclet number, D_i is pipe inner diameter and V is the coolant velocity. Seban Shimazaki's equation was used to calculate the Nu in this study.

The material is HCM12A (0.10C 12Cr 0.4Mo 2W 1Cu 0.2V 0.05Nb), which is recognized to be eligible for use in large scale FBR piping structures as a type of 12Cr series ferritic steel, and the coolant is liquid sodium. The material properties

of HCM12A and sodium under normal operating conditions are shown in Table 1.

Complete material data for creep fatigue crack growth and fracture assessment were not available, so the C_f , m_f , C_c , mc shown in Eq. (1), J_{IC} (fracture toughness) and J R curve (material resistance to crack growth) of Mod.9Cr 1Mo ferrite steel were used in this study, because it was considered to show a similar fracture behavior to HCM12A [1].

3.2 Stress Analyses by FEM

The finite element analyses (FEA) were performed elastically at steady state with normal operating conditions and at the thermal transient. An FEA model for the steady state was constructed by a shell element, and the other model for thermal transient analysis was composed of an axisymmetric element with the assumption that stress at the thermal transient was distributed axisymmetrically. The stress analysis results at steady state and at the thermal transient are shown in Fig. 10. On the basis of the steady state analysis, a Y piece with a circumferential crack and an elbow with a circumferential crack on the intrados surface and an axial crack on the crown surface were selected as the LBB assessment objects for this study. The stress components for evaluating each item are laid out in Table.2, where P denotes the primary stress and Q denotes the secondary

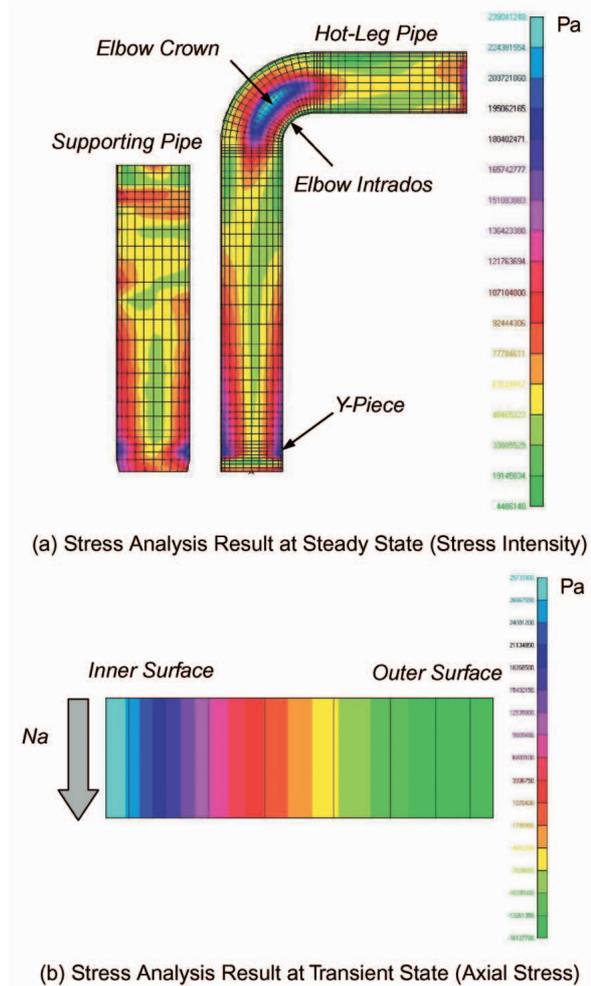


Fig.10 Stress Analyses Results

stress. In Table 2, other stress components except for stress analyses obtained by the present FEA were taken from reference [2].

Table 1 Material Property of HCM12A and Sodium at 550 C

HCM12A							
E (GPa)	ν (MPa)	σ_y (MPa)	σ_u (MPa)	C (W/mK)	C (J/kgK)	$\rho \times 10^6$ (kg/m ³)	
179	0.302	333	397	29.5	744	12.0	7860.0

Sodium			
(W/mK)	$\mu \times 10^7$ (m ² /sec)	Pr	(kg/m ³)
64.6	2.74	0.0044	820.25

E : Young's Modulus
 ν : Poisson's Ratio
 σ_y : Yield Stress
 σ_u : Tensile Strength
 : Thermal Conductivity
 C : Specific Heat
 : Thermal Expansion Rate
 ρ : Density
 μ : Kinematic Viscosity
 Pr : Prandtl's Number

Table 2 Stress Components Used in LBB Assessment

	Y-Piece (Circumferential Crack)	Elbow (Circumferential Crack)	Elbow (Axial Crack)
P_m (MPa)	3.6	3.1	6.2
Q_{bg} (MPa)	210.1	43.0	0
Q_b (MPa)	29.7	29.7	282.6
P_{bg-w} (MPa)	0.8	2.0	0
P_{bg-s} (MPa)	11.0	13.0	13.0

P_m : Stress Due to Internal Pressure
 Q_{bg} : Stress Due to Thermal Expansion
 Q_b : Stress Due to Thermal Transient
 P_{bg-w} : Stress Due to Dead Weight
 P_{bg-s} : Stress Due to S1 Seismic

3.3 LBB Assessment results

Table 3 shows the evaluation results of the cracks for the LBB assessment by the present methodology. Crack penetration was assumed to have occurred when the normalized crack depth (a/t) reached 0.8, considering the yielding of the outer surface during crack growth. In evaluating the detectable crack size, the surface resistance correction factor k_c was assumed to be 10, referring to the result of Fig. 5 for a conservative evaluation, and the COD solutions considering that both membrane and through wall bending stresses were used. Alternatively, in assessing the unstable fracture of a circumferentially cracked structure, DF1 and DF2 referred to those of the buckling assessment. As the critical crack obtained from unstable fracture assessment was greater than the detectable crack from leakage evaluation, it can be said that LBB behavior was shown in these cases. The ratio of C_{cr} to C_d is generally called the safety margin for LBB behavior.

The same judgment can be made on the elbow with a circumferential crack from the evaluation results in Table 3. Meanwhile, considering that an elbow with a thin wall and a large diameter is likely to have a buckling mode, the buckling assessment with regard to C_d was performed on the present elbow. This showed a smaller safety margin for the buckling mode than for unstable fracture, and thus it is thought that the buckling mode may become a complementary LBB assessment category in this case.

Table 3 Crack Lengths and LBB Assessment Results

	Y-Piece (Circum. Crack)	Elbow (Circum. Crack)	Elbow (Axial Crack)
Crack Lengths			
C_p (mm)	17.4	20.1	49.9
C_d (mm)	21.4	62.2	Crack Closure
C_{cr} (mm)	800.5	1217.8	-
LBB Assessment			
C_{cr} / C_d	37.4	19.6	-
$M_{cr} / M1$ or $M_{cr} / (M1 + M2)$	-	12.2	29.1*

* M_{cr} in an axial cracked elbow was evaluated by C_d (68.1 mm) neglecting crack closure.

In the case of an elbow with an axial crack, although C_d could be obtained from the present leakage evaluation methodology, the evaluation result was omitted from Table 3. The main reason for this was a prominent through wall bending stress that induced crack closure on the inner surface. Moreover, when an axially cracked elbow structure is subjected to a displacement controlled load, the stress near the crown surface is very low, as shown in Fig. 10, and in general the crack does not grow. After all, it is considered that in these circumstances an axially cracked elbow is unlikely to undergo unstable fracture. Therefore, it can be judged that LBB behavior does not arise in this case. However, considering that 12Cr series ferrite steel is a work softening material, if the stress state of the elbow is close to the yield stress, crack closure can be lost on account of the residual deformation during crack growth. In this limited case, it is considered that the leakage can be detected and therefore the buckling mode as a critical aspect is valid as an LBB assessment category.

4. Discussion

Though LBB assessment is generally performed on objects which are highly stressed under normal operating conditions, another object where potential crack growth may be anticipated is considered to be a welded part that contains residual stress. It is difficult to claim that the residual stress is considered in evaluating C_p since it is not a cyclic stress component if the stress relaxation effect can be neglected under normal operating conditions. In evaluating C_d of a welded part, however, if a crack penetrates the pipe wall, the effect of the residual stress may be considered for evaluating the corresponding COD. However, if the residual stress is distributed over the thickness as a self equilibrated stress component in a circumferentially cracked structure, its effect on ductile unstable fracture is considered to be negligible.

Further consideration is given to the conservatism of LBB assessment. Considering that LBB assessment is based on the premise of comparing

crack evaluation results to leakage, with fracture as a critical condition, from the viewpoint of safe design it is desirable to make the evaluation of the former as large as possible, and the latter as small as possible. This can be reflected in the conservatism of the LBB assessment and the design factor, with a good example being numbers such as the 1.5 or 1.1 used in the buckling assessment in the above study. For unstable fracture assessment in the FBR design standard, DF1 and DF2 should be selected to evaluate a crack length as small as possible. The corresponding design factors for the creep fatigue crack growth evaluation also need to be obtained from statistical analysis of the scatter of experimental data.

5. Conclusion

An advanced LBB assessment method has been developed to evaluate 12Cr series ferrite pipes with large diameters and thin walls by introducing the following features:

- (i) The surface resistance correction factors for flow through penetrating cracks was improved for reasonable leakage assessment under low pressure,
- (ii) A two parameter method was applied to unstable fracture assessment to take into account the material characteristics of 12Cr series ferrite steel, and
- (iii) Buckling assessment was introduced in determining the critical crack length to extend the analysis capability to elbow structures.

The applicability of the method has been verified by the LBB assessment of 12Cr series ferrite steel pipes in a commercial scale FBR design. The implications of this assessment are:

The crack length that is detectable by leakage is sensitive to the surface resistance to leak flow under low pressure conditions,
The unstable fracture mode of commercial scale FBR piping structures is elastic plastic fracture which can be adequately analyzed by the two parameter method, taking material resistance to crack growth into account, and
Buckling occurs prior to unstable fracture in

the case of thin walled, large diametric elbow structures.

The present study has demonstrated the appropriate methodology for LBB assessment of commercial scale FBR piping structures. To enhance the method's reliability and applicability, the scope and direction of future research are also shown by this study to be:

additional material tests to standardize 12Cr series ferritic steel material properties, adequate treatment of buckling behavior in relation to unstable fracture assessment, and elaboration of fracture mechanics parameters in thin walled and large diametric structures for crack evaluation.

With complete availability of fracture mechanics parameters and material data, the present methodology is expected to drive advances in structural design technologies, leading to reliable and rational plant design for FBRs.

6. Acknowledgments

The author would like to express his sincere thanks to Dr. Naoto Kasahara and Dr. Tai Asayama of Japan Nuclear Cycle Development Institute for providing significant advice on FBR design characteristics, and Mr. Hideo Machida of TEPCO Systems Corporation for beneficial advice on LBB assessment of FBR structures.

References

- 1 . Structural Integrity Assessment Guideline for Fast Reactor Components, Central Research Institute of Electric Power Industry (2001).
- 2 . Masakazu Ichimiya, Tomoyasu Mizuno, Mamoru Konomura. " A Promising Sodium Cooled Fast Reactor Concept and its R&D Plan ", Global 2003, New Orleans, p435, (2003).
- 3 . T. Wakai and K. Aoto: " A Study on the Guideline of Defect Assessment Procedures for Large Scale Fast Breeder Reactor Components (1) Development of Creep fatigue Crack Growth Assessment Procedure "; JNC TN9400 2001 078 (2001)
- 4 . H. Machida and Y. S. Yoo: " Crack Opening Displacement of a Crack in a Plate Subjected to Bending Load "; SMiRT 17, G10 3 (2003).
- 5 . Y. S. Yoo: " Crack Opening Displacement of Circumferential Through Wall Cracked Cylinders Sub-

- jected to Tension and In Plane Bending Loads”, JNC TN9400 2002 079 (2003).
- 6 . R/H/R6: “ Assessment of the Integrity of Structures Containing Defects, Nuclear Electrics Limited”, Rev.3 (1995).
 - 7 . P. C. Paris, H. Tada et al: “ The Theory of Instability of the Tearing Mode of Elastic Plastic Crack Growth ”ASTM STP, No.668, p.5 (1975).
 - 8 . A. Zahoor: “ Ductile Fracture Handbook ”, EPRI NP 6301 (1989).
 - 9 . R. A. Seban, and T. T. Shimazaki: “ Heat Transfer to a Fluid Flowing Turbulently in a Smooth Pipe with Walls at Constant Temperature ”, Trans. ASME, Vol.73, p.803 (1951).



時間間隔解析技術を用いた長半減期放射性物質の定量

植頭 康裕 橋本 哲夫*

東海事業所 放射線安全部
*新潟大学 理学部

Determination of Long Lived Nuclides Using Time Interval Analysis

Yasuhiro UEZU Tetuo HASHIMOTO*

Radiation Protection Division, Tokai Works
* Faculty of Science, Niigata University

ラドンの壊変生成物のような天然に存在する短半減期核種とプルトニウムのような人工長半減期核種を化学分析を実施せずに迅速かつ正確に定量する方法のひとつとして時間間隔解析法がある。この時間間隔解析法は、短半減期核種と長半減期核種において、一定時間内の連続パルスの存在確率が異なっていることを利用したものである。

これまで、時間間隔解析法の原理、測定システム、ラドンの減算結果について報告してきたが、今回は上記に加え、確率論を加えた検出下限値の考え方について考察した。その結果、試料量 $6 \times 10^6 \text{ cm}^3$ 、測定時間60分の条件のもと、およそ $10^{-9} \sim 10^{-7} \text{ Bq/cm}^3$ と見積もることができた。

One method of rapidly and accurately distinguishing artificial long-lived nuclides such as plutonium from natural short-lived nuclides such as progenies of radon without chemical separation is time interval analysis (TIA) based on difference existences of time intervals of radiation pulses between short and long-lived nuclides. The probability of extraction of short-lived nuclides is higher than long-lived nuclides within a given fixed time.

Lower limit of detection applied to a probability theory was examined in this report adding to the principle of TIA theory, measuring system and results of trial tests of subtraction of natural radionuclides such as Rn. The lower limit of detection was evaluated as $10^9 \sim 10^7 \text{ Bq/cm}^3$.

キーワード

時間間隔解析，長半減期核種，迅速定量，天然放射性物質，大気浮遊塵，プルトニウム，ラドン，検出下限値，確率分布

Time Interval Analysis, Long-Lived Nuclides, Rapid Determination, Natural Radiation Material, Dust, Plutonium, Radon, Lower Limit Of Detection, Probability Distribution

1. はじめに

線を放出するプルトニウム（以下Puと略す）やウラン（以下Uと略す）は、内部被ばく時の線

量寄与が大きい¹⁾ことから、線を放出する放射性物質に比べて、管理基準は非常に低い。このため、ラドン（以下Rnと略す）等天然の放射性物質による妨害が大きく、迅速かつ正確に定量することが難しかった。これまではこれらを解決する意味で、試料に含まれるRn等の放射線の影響が弱まるまで数時間以上放置した後に測定する方法や放射線のエネルギーの違いを利用する方法、あるいは化学的に分析する方法などが用いられてきた。



植頭 康裕

環境監視課放出管理チーム所属
副主任研究員
施設周辺環境モニタリング及び環境試料中の放射性物質の分析・測定法の開発業務に従事
博士（理学）



橋本 哲夫

新潟大学理学部教授
環境監視課客員研究員
環境放射線及び放射能の分析・測定方法と動態に関する研究に従事

しかし、いずれも天然の放射性物質の妨害を除去することが難しい、あるいは時間がかかるなど正確性や迅速性に欠けていた。このため、事故時などにPuやUの量を迅速かつ正確に測定することは困難であった。

そこで、PuやU等線を放出する長半減期核種を迅速かつ正確に定量するために、検出器に入射した放射線由来のパルスの時間間隔分布とエネルギー分布の情報を組み合わせ、²²²Rnの壊変生成物由来のパルスを電子回路上で減算することにした。

本報では、時間間隔解析法の原理、測定システム及び模擬試験結果²⁾に加え、確率論を考慮した検出下限値の考え方について報告する。

2. 概念

天然の放射性物質であるRn及びその壊変生成物等は、短半減期放射性物質であるため、放射線のパルスが一定の時間間隔内に連続して検出器に入射する確率が高く(以下「相関事象」という)、Puのような長半減期放射性物質は、測定時間内にランダムに入射する。

時間間隔解析法は、おおむねマイクロ秒からミリ秒オーダの半減期を有する核種の減算に適用でき、ウラン系列においては、²¹⁴Bi - ²¹⁴Po のパルス対を除去できるものであり、トリウム系列においては、²²⁰Rn - ²¹⁶Po 及び²¹²Bi - ²¹²Po のパルス対が本法により除去できる。図1に時間間隔解析法による天然放射性壊変系列中の着目核種を示す。

これらパルスの時間間隔の計測には、任意の測定時間内のすべてのパルス対の時間間隔を解析す

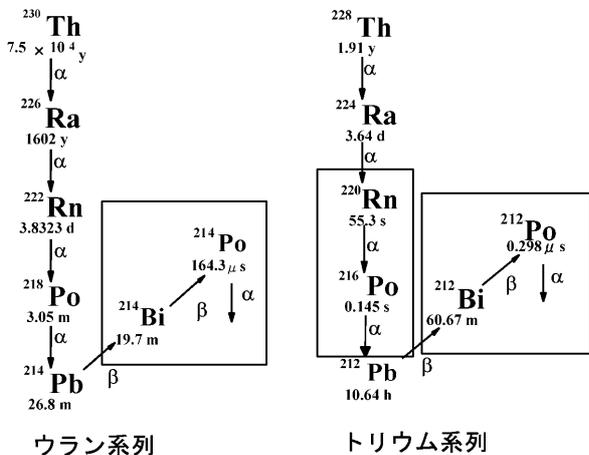


図1 天然放射性壊変系列における時間間隔解析法に適用可能な核種

る多重時間間隔解析(Multiple time interval analysis, 以下MTA法⁷⁾⁻⁹⁾を用いる。この手法は、主に短時間内で消滅する核種の炉内反応解析¹⁰⁾に用いられていたものである。この時間間隔解析の最終的な確率式は以下のとおりである。

検出器に入射したパルスは図2に示すように確率論的に次の4通りに区別される。(1)は、相関事象でスタートし相関事象で終わるもの(2)は相関事象でスタートし相関事象がfixed time内に入射し、ランダム事象で終わるもの(3)は、相関事象でスタートし、ランダム事象で終わるもの(4)は、ランダム事象でスタートし、ランダム事象で終わるものを示す。なお、相関事象とは、抽出目的の短寿命連続壊変事象(²²⁰Rn - ²¹⁶Po ; 半減期145ミリ秒等)を示し、ランダム事象は、これによらないパルスを示す。

これら4つのパターンを確率論的に示すと、以下の4つの式となる。

$$\begin{aligned}
 P_1(t)dt &= \lambda_i \cdot Pb(t) \cdot \exp(-\lambda_i t) \cdot dt \\
 P_2(t)dt &= \lambda_i \cdot Pb(t) \cdot \{1 - \exp(-\lambda_i t)\} \cdot Cdt \\
 P_3(t)dt &= \lambda_i \cdot Pb(t) \cdot \exp(-\lambda_i t) \cdot Cdt \\
 P_4(t)dt &= (1 - \lambda_i) Pb(t) Cdt
 \end{aligned}$$

ここで、 $P(t)dt$ は、 $t = 0$ で任意のパルスによってスタートし、 t 時間後に dt 時間内の事象で終了する確率、 $Pb(t)$ は、 $t = 0$ で任意のパルスによってスタートし、 t 時間に N 個のランダムパルスが入る確率、 Cdt 及び $\lambda_i dt$ は t 時間後微小時間 dt 内にランダム事象及び相関事象が発生する確率であり、 λ_i は、事象が相関事象により引き起こされる確率である。また、全計数を M と定義する。

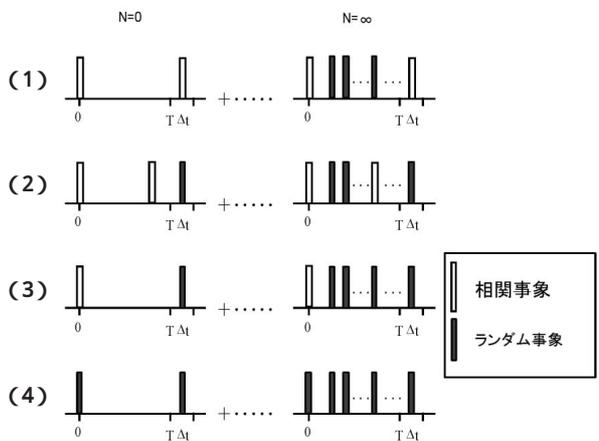


図2 時間間隔パルスの組み合わせ

全体のバルス対の発生確率 $P(t)$ は、以下のようになる。

$$P(t) = P_1(t) + P_2(t)dt + P_3(t) + P_4(t)dt$$

よって、上記式を解くと、以下の式が導かれる。

$$= \frac{(C \cdot t)^N}{N!} \exp(-C \cdot t) \{ t \cdot \exp(-t) \cdot C \} dt \quad \dots(1)$$

マクローリン展開から

$$\frac{(C \cdot t)^N}{N!} = \exp(C \cdot t) \quad \dots(2)$$

(2)式を(1)へ代入し、(3)式を得る。

$$MP(t) = M \{ t \cdot \exp(-t) \cdot C \} dt \quad \dots(3)$$

上式では第一項は相関事象の発生確率を示し、第二項は、ランダム事象の発生する確率を示している。このことは、 Rn の壊変生成物のような短半減期核種が第一項に表現でき、 Pu のような長半減期核種は第二項に表現できるものである。

また、本法における検出下限値については、試料量 $6 \times 10^6 \text{cm}^3$ 、試料測定時間 1 時間、バックグラウンド測定時間 1 時間、バックグラウンド 1 cpm、計数効率30%の条件で、約 $6 \times 10^{-9} \text{Bq/cm}^3$ と評価できた。このレベルは ^{239}Pu の周辺監視区域外の空気濃度限度である $8 \times 10^{-9} \text{Bq/cm}^3$ を定量できる性能を有する。また、 ^{239}Pu の放射線業務従事者の呼吸する空気中の濃度限度 ($7 \times 10^{-7} \text{Bq/cm}^3$) を評価するためには、試料量 $2 \times 10^6 \text{cm}^3$ (毎分100Lのサンプラで20分)、試料測定時間10分間、バックグラウンド測定時間10分間、バックグラウンド 1 cpm、計数効率30%の条件で定量できる性能を有する。

さらに確率論を加えた定量下限値の算出については、(1)式の長半減期成分とその誤差が全計数より少なければ時間間隔解析が可能である。

$$MCdt+n (MCdt) M \{ t \cdot \exp(-T_{1/2}) + C \} dt \quad \dots(4)$$

さらに計数率を以下のように定義する。

$$C = M(1 - \alpha) / T_m \quad \dots(5)$$

ここで C は計数率、 M は全計数、 T_m は測定時間である。

さらに全計数を天然放射性核種 (Mn) と人工放射性核種 (Ma) に分け(4)式を展開すると

(6)式が導かれる。

$$C = \{ Mn(1 - \alpha) / T_m \} \{ Ma / T_m \} \quad \dots(6)$$

となり(2)式に(4)式を代入し、さらに全計数のうちの人工放射性核種の割合を R として α との関係を求めると図3が得られる。ここで、測定採取可能なウラン系列の放射性核種は ^{222}Rn から ^{210}Pb まで5壊変、トリウム系列の放射性核種は ^{220}Rn から ^{208}Pb まで5壊変であり、全体では10壊変であり、このうち時間間隔解析で抽出できるミリ秒からマイクロ秒オーダの短半減期放射性核種は ^{220}Rn - ^{216}Po 、 ^{212}Bi - ^{212}Po 及び ^{214}Bi - ^{214}Po の3ペアであり、この割合は $3 / 10 = 0.3$ となる。個々の放射性核種は計数効率が30%であり、壊変ペアの計数率は $0.3 \times 0.3 = 0.09$ となる。

よって、時間間隔解析法で抽出できる短半減期核種の割合 (α) は $0.3 \times 0.09 = 0.027$ となる。図3において α が0.027の理論値 R を見ると0.2となる。このことから人工放射性核種が全体の2割存在していても減算は可能であることが分かる。

日本における ^{222}Rn 濃度範囲は $10^{-6} \sim 10^{-4} \text{Bq/cm}^3$ であり¹¹⁾、空気中の $^{239+240}\text{Pu}$ 濃度は検出下限値 ($1.5 \times 10^{-13} \text{Bq/cm}^3$) 未満であることが報告されている¹²⁾。これらから平常時における見かけの R 値は 10^{-7} であり、先に求めた理論値の200万分の1であった。このことは、平常時の Pu 濃度 ($1.5 \times 10^{-13} \text{Bq/cm}^3$) の200万倍の $3 \times 10^{-7} \text{Bq/cm}^3$ でも減算ができることを示している。本法の3を用いた検出下限値が約 $6 \times 10^{-9} \text{Bq/cm}^3$ と見積もられること

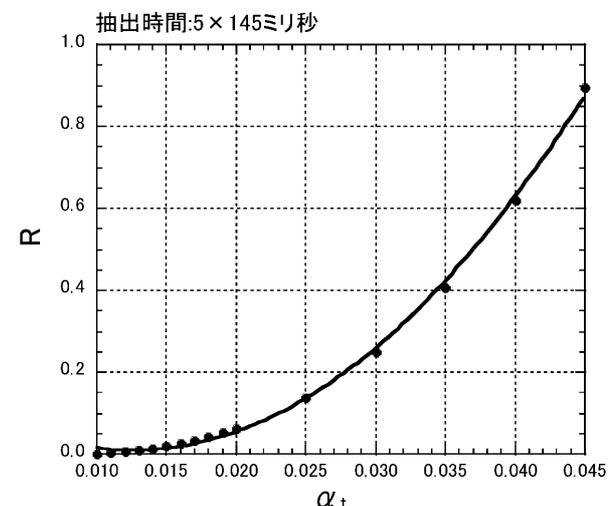


図3 時間間隔解析における抽出割合 α_t と全計数に対する人工放射性核種の割合 R との関係

から、確率論を導入した環境中のPuを時間間隔解析法により定量できる範囲はおよそ $10^{-9} \sim 10^{-7}$ Bq/cm³と見積もることができた。これ以上のPu濃度の場合には、Rnによる影響はおよそ10万分の1程度であり、時間間隔解析を用いるまでもなく直接線を計測することで定量は可能である。

3. 実験

時間間隔解析では、検出器に入射した放射線パルスのエネルギー情報と時間間隔情報を入手し、統計処理を実施した後にエネルギースペクトル上から相関性を有する天然放射性物質を除去する。図4に本システムの概念を示す。

検出器は、Rnの壊変生成物である²¹²Biや²¹⁴Pbのような線放出核種からの壊変により生成される線放出核種を測定する必要があるために、線及び高エネルギーの線計測に高い感度と分解能を有する空乏層2000 μ m厚のORTEC BA 030 450 2000を用いて、線及び線を検出する。それら放射線パルスは、アンプで増幅された後にADCにおいてデジタル変換されるが、その際に、波高弁別器とタイマーに同時に送信される。これらの情報を多重情報入力器（マルチパラメータコレクタ）に入力させ、測定終了後に統計処理し、天然放射性物質からの放射線を除去する。

これらの機器を用いてサイクル機構内で空気中のダストに付着したRn壊変生成物を採取したダストろ紙にPuを添着し、前述の検出器で測定後に時間間隔解析により、Rnの壊変生成物を減算することができるのかを試みた。採取の条件は、東京ダイレック社のダストサンプラ_{csp} 50を用いて、毎分100リットルでおよそ2時間空気中のダストを採取した。ダストを捕集するろ紙は、表面が平

滑であり、Pu等がろ紙の繊維内部に入り込まないミリポア製4フッ化エチレン系のメンブランフィルタFSLW04700を用いた。ダスト採取直後に試料表面に10数cpmのPu粒子を添着させ、飛散防止のためマイラ膜により表面を覆った。20分間の測定後に時間間隔解析による天然放射性物質の減算を試みた。

また、天然放射性核種の減算における適正な時間間隔を求めるために、時間間隔解析法で抽出及び減算の可能な核種の中で最も半減期の長い核種に注目した。このことは、最も長い半減期を有する核種を減算することで天然に存在する短半減期核種を最も効率良く減算するためである。本実験においては²¹⁶Poの半減期（145ミリ秒）、²¹⁶Poの標準寿命（145ミリ秒の1.4倍）及び²¹⁶Poの半減期の5倍である725ミリ秒の時間間隔内に入射したパルス対をエネルギースペクトル上から減算することとした。

4. 結果と考察

図5に既存法であるシリコン半導体検出器を用いた線スペクトロメトリによるPu粒子を添加したダストろ紙のエネルギースペクトルを示す。

ここでは横軸がエネルギーであり、縦軸がエネルギーに対するカウント数を示す。低エネルギー側からRn壊変生成物由来の線、Puを含む線及びRn壊変生成物由来の線が認められる。

そこで、²¹⁶Poの半減期（145ミリ秒）の時間間隔内に入射したパルス対を時間間隔解析によりエネルギースペクトル上から減算した結果を図6に示す。さらに²¹⁶Poの標準寿命（145ミリ秒の1.4倍）の時間間隔内に入射したパルス対の減算結果を図7に、さらに長いフィックスタイムである²¹⁶Poの

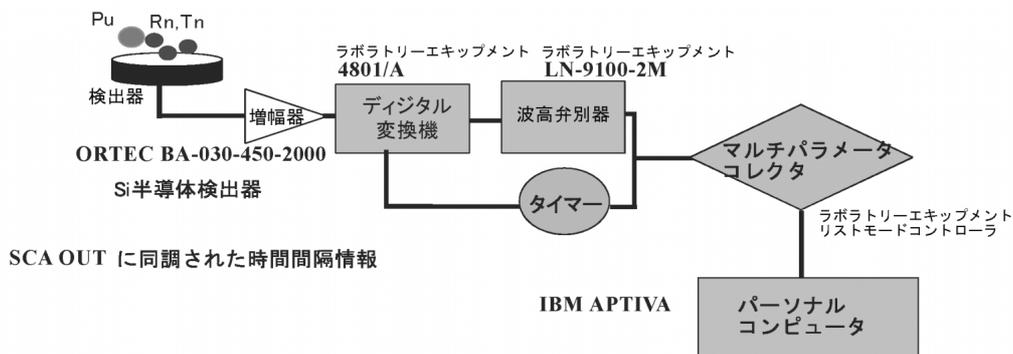


図4 時間間隔解析装置システム構成

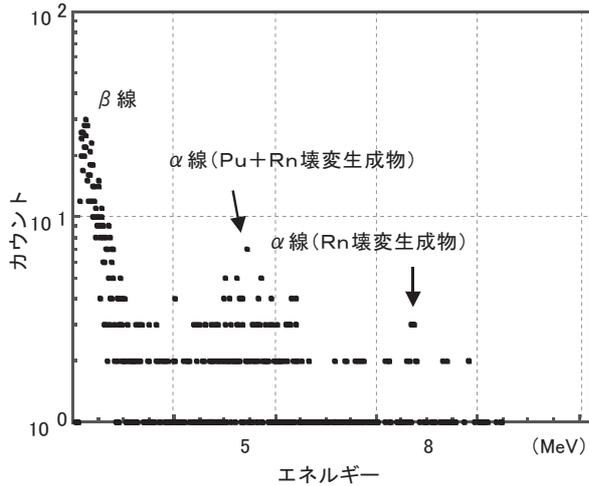


図5 ラドン壊変生成物とプルトニウムエネルギースペクトル

半減期の5倍である725ミリ秒の時間間隔内に入射したパルス対の減算結果を図8に示す。

ここでは、時間間隔を長くすることによって、高エネルギー側に存在していたRnの壊変生成物を減算できたことが認められ、さらにPuを含む線領域においてもRnの壊変生成物を減算することができた。その結果、²¹⁶Poの半減期の5倍の時間間隔に入射したパルス対を減算することで、本条件におけるRn等の天然放射性核種を減算し、添加したPu相当のピークを再現することができた。また、これ以上時間間隔を延長するとPuのピークが減ることが確認できたため、この時間間隔を本条件における最適時間間隔とした。

さらに、Rnの濃度の高い地点においてダストを

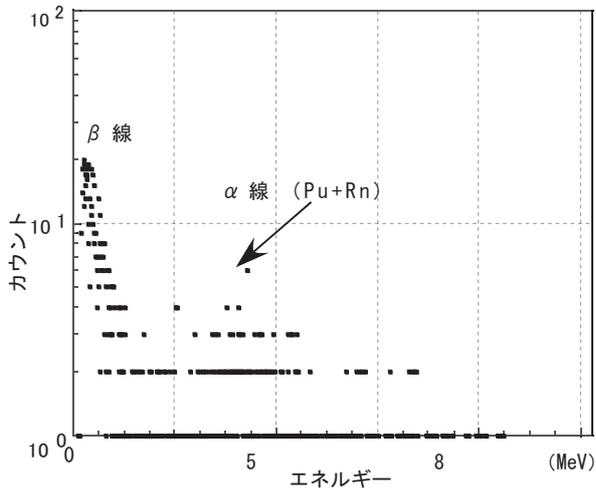


図6 時間間隔145ミリ秒以内に入射した放射線パルスを減算後のエネルギースペクトル

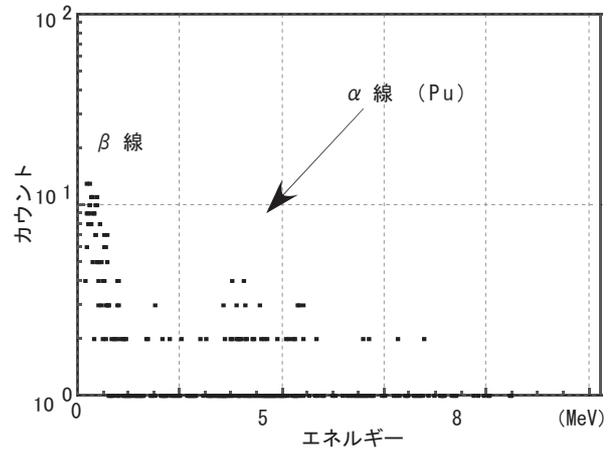


図8 時間間隔145ミリ秒×5以内に入射した放射線パルスを減算後のエネルギースペクトル

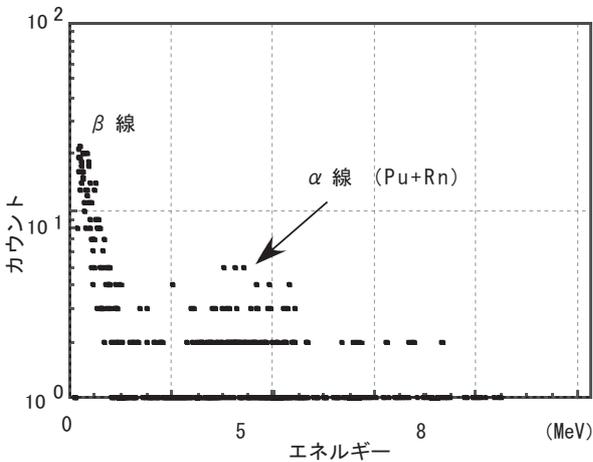


図7 時間間隔145ミリ秒×1 A以内に入射した放射線パルスを減算後のエネルギースペクトル

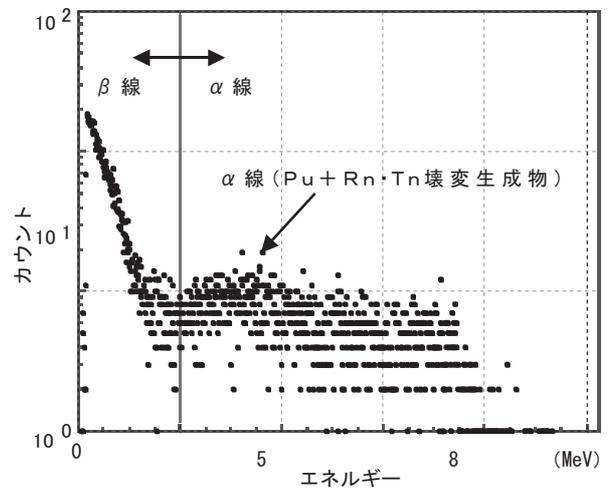


図9 ラドン・トリオン壊変生成物の濃度が高い場合のプルトニウムを含む試料のエネルギースペクトル

採取し、時間間隔解析を行った結果を図9及び図10に示す。図9は図5同様に既存の方法で求めたエネルギースペクトルであり、低エネルギー側からRn壊変生成物由来の線とPuを含む線及びRn壊変生成物由来の線が明確に区別できず連続したスペクトルとなっている。

そこで、図6同様に ^{216}Po の半減期(145ミリ秒)の5倍の時間間隔内に入射したパルス対をエネルギースペクトル上から減算した結果が図10である。

図10は図9で認められたRnによる連続的な影響が除かれており、Puのピークが認められる。このようなRn濃度が高い条件の下においても、時間間隔解析を実施し、エネルギースペクトルからRn壊変生成物由来のピークを減算することによって、Puのピークが浮かび上がってくることを確認できた。

ただし、試料の飛散防止のため、試料表面にマイラによるコーティングを行っているため、低エネルギーへのシフトとエネルギー分解能の劣化が生じている。

今後は、マイラを用いない手法の検討、検出器の除染技術の確立、真空度に応じたエネルギー分解能等の検討、電子回路の高速化等を図り、再処理施設等への本システム導入へ向けた実用化研究を実施する。

5. おわりに

線スペクトロメトリのような既存の方法では

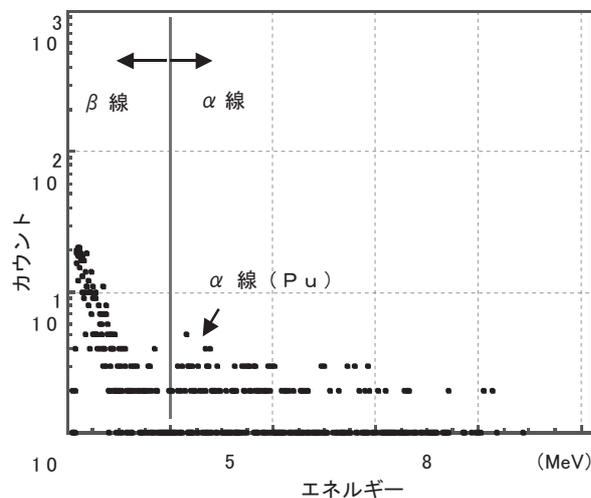


図10 時間間隔によるラドン・トリウム壊変生成物減算後のエネルギースペクトル

Rnの壊変生成物のエネルギースペクトルに隠れてしまうような、極微量のPuを時間間隔解析法によりRnと区別することに成功した。本実験条件におけるRn壊変生成物の減算の最適時間間隔は ^{216}Po の半減期(145ミリ秒)の5倍が適当であった。

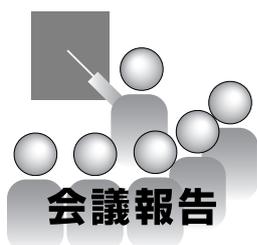
本法の検出の範囲は、試料量 $6 \times 10^6 \text{cm}^3$ の条件のもと、およそ $10^{-9} \sim 10^{-7} \text{Bq/cm}^3$ と見積もることができた。このことは、 ^{239}Pu の周辺監視区域の空気濃度限度が $8 \times 10^{-9} \text{Bq/cm}^3$ であり、この濃度と同程度から100分の1程度の濃度を定量することが可能である。この濃度を越えるPu濃度の場合には、Rnによる影響はおよそ10万分の1程度であり、時間間隔解析を用いるまでもなく直接線を計測することで定量は可能であり、周辺監視区域における ^{239}Pu の空気濃度限度を十分定量できる性能を有していることを確認した。現状では、バックグラウンドの計数率は、Rn等天然放射性物質を含む一般的な条件で計算されており、今後、時間間隔解析によりバックグラウンドを低下させることによってさらに低い濃度の ^{239}Pu を定量できる。

従来、天然放射性物質の変動により、放射線モニター等に影響が生じていたが、本法が開発されたことによってこれらを解決できる見通しがついた。また、本システムをサーベイメータ等へ導入することによって、Rn壊変生成物に反応しないサーベイメータを開発することが可能となる。

参考文献

- 1) 松岡理：プルトニウムの安全性評価，日刊工業新聞社
- 2) 植頭康裕，橋本哲夫：“時間間隔解析技術を用いた次世代放射線モニタリングシステム”，サイクル機構技報，17，109 - 114，2002
- 3) 橋本哲夫，久保田知明：“時間間隔解析法を用いた玉川温泉水中のトリウム系列核種の絶対測定”，RADIOISOTOPES，38，415 - 420，1989
- 4) T. Hashimoto and Y Sakai: “Selective determination of extremely low-levels of thorium series in environmental samples by a new delayed coincidence method”, J. Radioanal. Nucl. Chem. 138, 195-206, 1990
- 5) T. Hashimoto, Y Uezu, et al.: J. Radioanal. Nucl. Chem. “Detection sensitivity of time interval analysis for the determination of α -radionuclides with millisecond order lives”, 173, 87-97, 1993
- 6) T. Hashimoto, F. Ishizuka, et al.: “Determination of natural α -radionuclides related to millisecond order lives in environmental samples using time interval

- analysis (TIA) method”, J. Radioanal. Nucl. Chem., 197, 99 114, 1995
- 7) T. Hashimoto, K. Sato et al.: “ Simultaneous determination of environmental β -radionuclides using liquid scintillation counting combined with time interval analysis (TIA) and pulse shape discrimination (PSD) ”, J. Radioanal. Nucl. Chem., 222, 109 116, 1997
- 8) T. Hashimoto, Y. Yoneyama et al.: “ Pulse time interval analysis (TIA) combined with liquid scintillation counting for the determination of environmental nu-
clides: Preparation and utilization of ^{225}Ra ”, J. Radioanal. Nucl. Chem., 239, 619 629, 1999
- 9) T. Hashimoto, Y. Komatsu, et al.: “ Determination of radionuclides in small pieces of archaeological sample and its application to TL-dating ”, Radiat. Meas., 33, 95 101, 2001
- 10) Glenn F. Knoll: Radiation Detection and Measurement, John Wiley and Sons, Inc. New York, 2000
- 11) 半谷高久：続日本環境図譜産業編，共立出版，1982
- 12) 茨城県東海地区環境放射線監視委員会：環境放射線監視季報第126報（平成15年度第3 四半期），2004



会議報告

大学等との研究協力制度にかかわる 2004年度研究成果報告会 - 2004年7月27日，8月4日開催 -

亀田 昭二

技術展開部

1. はじめに

技術のブレークスルーや革新的な技術展開を図るためには、研究開発にあたり広く国内外の各専門分野の人材を結集し、基礎に立ち返ることが重要である。

サイクル機構は、これまで大学及び研究機関（以下、大学等）との連携を強化し、大学等の研究者、技術者の積極的な参画を求めるとともに、施設の一層の利活用を図り、開かれた研究体制の整備を進めてきている。

その一環として、1995年度より順次、研究開発プロジェクトに先行する基礎・基盤的研究に係わる先行基礎工学研究協力制度、若手研究者の育成を兼ねた博士研究員制度、大学等の研究者から先見的、独創的な研究テーマを募集する核燃料サイクル公募型研究推進制度等の「大学等との研究協力制度」（以下、本制度）を整備、推進している。

研究協力の具体的な実施に当たっては、大学の教官及びサイクル機構の役職員等から構成される委員会及び分科会を設け、研究協力課題等の選考、研究成果の評価、研究実施に関すること等について審議・検討を行い、円滑な研究協力の実施を図っている。

また、本制度に係わる研究協力課題等が終了した後には、その成果を公開するとともに、今後の研究開発に反映するため、年1回程度の頻度で研究成果の報告会を開催している。

本稿は、研究を実施した地区別に2回に分けて開催した、先行基礎工学研究協力制度、核燃料サイクル公募型研究推進制度及び博士研究員制度による研究成果の報告会について紹介するものである。（2004年7月27日：東海事業所，8月4日：大洗工学センター）

2. 制度の概要

2.1 先行基礎工学研究協力制度の概要

先行基礎工学研究協力制度は、1995年度から導入している。研究開発プロジェクトに先行する基礎・基盤的な研究協力テーマをサイクル機構が設定し、大学等の研究者から研究目的を達成させる上で必要な手法、アイデア等を研究協力課題として募集する。協力形態としては、共同研究の形態または大学の教官等を客員研究員として受け入れる形態のどちらかにより、原則として3年間以内の期間内で研究を進めている。〔両形態ともに大学院博士課程の学生を研究生（複数参加も可能）として伴うことも可能〕

2.2 核燃料サイクル公募型研究推進制度の概要

核燃料サイクル公募型研究推進制度は、1999年度より導入している。大学等の研究者からサイクル機構が取り組む核燃料サイクル分野の研究開発において、原則としてサイクル機構の施設等を利用し、先見的、独創的な研究テーマを募集する。応募者には、研究に主体的に取り組んで頂き、原則として3年間以内の期間内でサイクル機構の研究者と協力して研究を進めている。

2.3 博士研究員制度の概要

博士研究員制度は、1997年度から導入している。サイクル機構が博士号の学位を持った若手研究者を2～3年間の期間を限定して採用する。若手研究者は、サイクル機構の先導的、基礎・基盤的な研究業務に関連して、サイクル機構が承認した研究テーマを自主的に遂行し、研究者としての業績を得ていくとともに人材育成を図る制度である。

3. 研究成果報告会

本報告会は、研究が終了した研究協力課題等の

成果を公開し、大学等の関係者から助言、指導、提案等を頂き、今後の研究開発に反映させることを目的としている。今回は、終了した研究協力課題等の件数を考慮し、研究を実施した地区別に2回に分けて開催した。

3.1 報告会概要

本制度に関係している大学等の研究者及びサイクル機構の研究者を合わせて延べ約150名の参加者があり、先生方をはじめ参加者同士の忌憚のない意見交換の場になった(写真1, 2参照)。報告された研究協力課題等を表1~2に示す。

本報告会では、2003年度に終了した先行基礎工学研究協力制度に関する研究協力課題13件(内訳:高速増殖炉関係; 6件, 核燃料サイクル関係; 5件, 放射線安全関係1件, 地層処分・地層科学関係; 1件), 核燃料サイクル公募型研究推進制度に関する研究テーマ8件(内訳:高速増殖炉関係; 4件, 放射線安全関係; 1件, 地層処分・地層科学関係; 3件)及び博士研究員による研究テーマ7件の研究成果の合計28件について概要報告がなされた。表1~2に従い,その概要を以下に示す。

3.1.1. 東海事業所, 東濃地科学センター及び人形峠環境技術センター地区関係【表1】

(1) 超臨界流体中におけるウラン錯体の安定性と乾式回収技術の効率化

超臨界流体を利用して、カルシウム及びナトリウムフッ化物中に含まれるウランを高効率で、しかも二次廃棄物を作ることなく回収する技術を開発するため、超臨界二酸化炭素中におけるウラン錯体の安定性と溶媒への溶解性に関する基礎

データを構築し、これらのウラン回収技術に応用した。

(2) 放射性二酸化炭素からのウランの回収及び再利用に係る研究

人形峠環境技術センターで保管しているウランを含むフッ化カルシウム(CaF_2)及びフッ化ナトリウム(NaF)等の放射性廃棄物処理技術のひとつとして、超臨界二酸化炭素を用いた乾式回収に係る基礎研究を行い、使用する二酸化炭素について、分離・精製・再利用のための諸条件の確認・評価を行った。

(3) ウラン化合物磁性材料実用化のための基礎的研究

劣化ウランの有効利用として、ウラン合金を高い磁気転移温度と磁場強度の大きい永久磁石として開発できれば、加速器や医療用などの用途への応用が期待できるため、高い保磁力、高い磁気転移温度及び高い残留磁化をもったウラン合金の発見をめざし、その磁気的特性を明らかにした。

(4) ラドン濃度測定におけるトレーサビリティの確立

ラジウム線源の線スペクトルを測定し、気相中に放出されるラドンの量を評価する方法により、基準として使用することのできる精度の高いラドン標準線源を実現した。その上で、その標準線源を用いた、ラドン測定装置の校正法の確立、標準校正場の構築を通して、ラドン濃度測定におけるトレーサビリティの確立を図った。

(5) ストロンチウム同位体比及び希ガスをを用いた地球化学的研究手法の確立

東濃地科学センターが所有している東濃鉱山を対象とし、東濃鉱山の坑道内及び鉱山周辺地域に



写真1 参加者風景

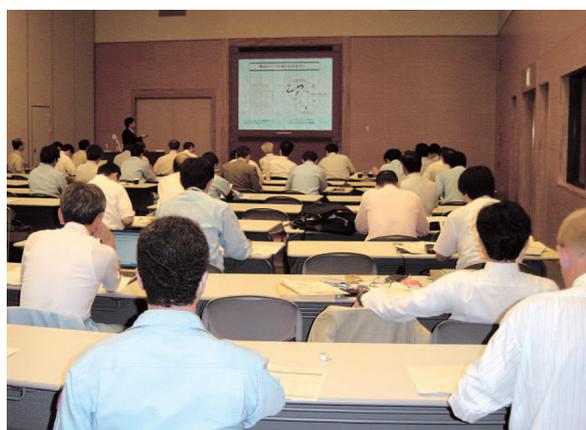


写真2 報告会風景

表1 大学等との研究協力制度に係わる2004年度研究成果報告会テーマの一覧【東海、東濃及び人形峠地区関係】

No.	研究協力テーマ 研究協力課題	研究テーマ	研究協力 形態	機構側実施箇所	研究協力機関 研究協力者
1	【先行】超臨界流体によるウラン化合物の乾式回収技術に関する研究 (1) 超臨界流体中におけるウラン錯体の安定性と乾式回収技術の効率化		共同研究	人形峠環境技術センター 環境保全部 遠心機処理技術課	信州大学 工学部 物質工学科 教授 富安 博
2	【先行】超臨界流体によるウラン化合物の乾式回収技術に関する研究 (2) 放射性二酸化炭素からのウランの回収及び再利用に係る研究		共同研究	人形峠環境技術センター 環境保全部 遠心機処理技術課	横浜国立大学 大学院工学研究院 機能の創生部門 講師 相原 雅彦
3	【博士】ウラン化合物磁性材料実用化のための基礎的研究		博士研究員	人形峠環境技術センター 環境保全部 遠心機処理技術課	木村 昭裕 博士研究員(注1)
4	【公募】ラドン濃度測定におけるトレーサビリティの確立		共同研究	人形峠環境技術センター 安全管理課	東海大学 工学部 応用理学科 エネルギー工学専攻 非常勤講師 阪元 重康
5	【公募】ストロンチウム同位体比及び希ガスをを用いた地球化学的研究手法の確立		共同研究	東濃地科学センター 瑞浪研究所 超深地層研究Gr	東京大学 大学院理学系研究科 附属地殻化学実験施設 教授 長尾 敬介
6	【博士】単成火山活動の時空分布と確率論的将来予測		博士研究員	東濃地科学センター 地質環境研究Gr	Martin Andrew James 博士研究員(注2)
7	【博士】岩石の電磁気物性解明と電磁アクロス観測への応用		博士研究員	東濃地科学センター 地質環境研究Gr	松本 裕史 博士研究員(注3)
8	【公募】わが国のウラン鉱床に関するナチュラルアナログ研究 特に東濃ウラン鉱床について		共同研究	東濃地科学センター 地質環境研究G	筑波大学 地球科学系 講師 小室 光世
9	【公募】軟弱な堆積地層における力学的な初期状態と施工性の評価システムの開発		共同研究	東濃地科学センター 地質環境研究Gr 【協力箇所】 東海事業所 環境センター 処分研究部 システム解析Gr	北海道大学 大学院工学研究科 社会基盤工学専攻 教授 石島 洋二
10	【先行】オーバーパック材腐食生成物が緩衝材性能に及ぼす影響に関する研究 緩衝材中の鉄イオン及びネプツニウムイオンの拡散挙動		共同研究	東海事業所 環境センター 処分研究部 放射化学研究Gr	九州大学 大学院工学研究院 附属環境システム科学研究センター 助手 有馬 立身
11	【先行】高分解能・高エネルギー光子スペクトロメータの応答関数に関する研究 高分解能・高エネルギー光子スペクトロメータによる逆コンプトンガンマ線のエネルギー分布の決定		共同研究	東海事業所 環境センター 先進リサイクル部 システム設計評価Gr	甲南大学 理工学部 物理学科 教授 宇都宮弘章
12	【先行】爆発時の施設安全性に関する基礎的研究 (1) 複雑空間における爆轟波伝播の実験的・数値的解析手法の開発		共同研究	東海事業所 再処理センター 技術部 技術開発課	東北大学 先進医工学研究機構 流体科学研究所 教授 高山 和
13	【先行】爆発時の施設安全性に関する基礎的研究 (2) 高エネルギー放出・伝播評価のための解析手法開発		共同研究	東海事業所 再処理センター 技術部 技術開発課	慶應義塾大学 理工学部 機械工学科 助教授 松尾重紀子
14	【先行】環境中 核種の迅速定量法に関する研究 時間間隔解析法を用いた環境中 核種の迅速定量法に関する研究		客員研究員	東海事業所 放射線安全部 環境監視課	新潟大学 理学部 化学科 教授 橋本 哲夫

(注1) 現在、宮城県原子力センター勤務

(注2) 現在、㈱クインテッサジャパン勤務

(注3) 現在、富山大学理学部 地球科学科地球ダイナミクス講座の日本学術振興会特別研究員

(【先行】...先行基礎工学研究協力制度 【公募】...核燃料サイクル公募型研究推進制度)
 (【博士】...博士研究員制度)

おけるボーリング孔から地下水を採取し、ストロンチウム同位体比及びこれまでほとんど例のない希ガスHe, Ne, Ar同位体比とHe, Ne, Ar, Kr, Xeの存在比及び存在量を測定し、研究対象地域の地下水形成機構を解明した。また、同様の手法を新規地点に適用することにより、東濃鉱山周辺において実施した地球化学研究の適用性について評価し、地球化学的研究手法についてマニュアル化を図った。

(6) 単成火山活動の時空分布と確率論的将来予測

単成火山群については、成層火山に比べて活動の空間的な範囲(火道の形成範囲)が広範に及ぶことから、そのための予測手法を開発するため、山陰地方及び伊豆半島の単成火山群を例として、過去の火山活動の時空分布及びそれを規制する要因を検討するとともに、確率論的予測モデルにより、今後10万年程度の火山活動の予測を試みた。

(7) 岩石の電磁気物性解明と電磁アクロス観測への応用

高レベル放射性廃棄物の地層処分に係わる地質環境調査においては、地下水の分布を含めて地質構造を把握することが重要であるため、電磁アクロス等で得られる地下の電磁気構造を解釈し地質構造(岩石種, 含水分布構造)を推定する際に必要な知見を蓄積した。

(8) わが国のウラン鉱床に関するナチュラルアナログ研究 特に東濃ウラン鉱床について

わが国の地質体中に実際の放射性核種が存在する様々なウラン鉱床, 特に東濃ウラン鉱床を対象として、同位体比分析, 化学分析, 放射線損傷解析など地質体中での物質循環を把握する手法を用いたナチュラルアナログ研究を行い、わが国の複雑多様な地質環境における長期間にわたる放射性核種の移行挙動を解明した。

(9) 軟弱な堆積地層における力学的な初期状態と施工性の評価システムの開発

岩盤構造物の設計・施工は、信頼性の高い調査に基づいて行うのが合理的な方法であるにもかかわらず、軟弱な堆積地層ではこの方法が使えず、これがこのような岩盤を対象とした工学が遅れている背景になっている。そのため、軟弱な堆積地層を対象として、調査の段階で初期地圧や岩盤強度などの力学的な情報を取得するシステムを開発した。

(10) 緩衝材中の鉄イオン及びネプツニウムイオンの拡散挙動

安全評価上重要な核種の一つにネプツニウム²³⁷(Np²³⁷)について、信頼性の高い緩衝材中における見かけの拡散係数を取得するとともに、Npの拡散挙動に及ぼすオーバーバック材腐食生成物の影響を評価するため、緩衝材中の鉄イオン及びネプツニウムイオンの拡散挙動に関する研究を行った。

(11) 高分解能・高エネルギー光子スペクトロメータによる逆コンプトンガンマ線のエネルギー分布の決定

核変換方法に関する核分光データを取得するために導入された、高分解能・高エネルギー光子スペクトロメータのガンマ線に対する応答関数を高精度化し、その成果に基づいて、逆コンプトンガンマ線のエネルギー分布に関する研究を行った。

(12) 複雑空間における爆轟波伝播の実験的・数値的解析手法の開発

核燃料サイクル施設における爆発事故時の施設の安全性及び化学物質を扱う施設において、発生しうる事故を想定し評価するため、火災・爆発の燃焼特性等を試験的に把握し、爆発事象が発生した際の施設に与える影響を評価する基礎データを作成した。同時に開発を進めている解析コードの諸条件として活用し、得られたデータを物理的、化学的に活用した。

(13) 高エネルギー放出・伝播評価のための解析手法開発

核燃料サイクル施設において発生しうる火災・爆発の影響を詳細に解析し、評価するため、火災・爆発の燃焼・爆発特性を数値解析的に把握し、別途実施する実験結果及びアスファルト固化処理施設事故の被害状況等と併せて、爆発事象が発生した際の施設への影響を詳細に解析するコードを開発し、解析評価した。

(14) 時間間隔解析法を用いた環境中核種の迅速定量法に関する研究

再処理施設から大気中に放出され得るプルトニウム等長半減期線放出核種については、これまで化学分析を実施し、試料採取から測定に至るまでおよそ3日間を要していた。大気中への異常漏洩等の事故時には、現在の手法では、地域住民及び作業員への屋内退避等の判断に時間を要するため、既存の化学分析法に代わる手法で迅速かつ高

感度の測定法を開発し、緊急時モニタリング体制を整備した。

3.1.2. 大洗工学センター及び敦賀本部地区関係 【表2】

- (1) マルチビームHVEMによる照射誘起偏析挙動の動的解析とモデリングによる機構論的解明
中性子照射下でのオーステナイト系ステンレス鋼の結晶粒内における照射誘起偏析現象に着目して、実験及び機構論の両面から検討することにより、スエリング挙動に直接的に影響を及ぼしていると考えられる結晶粒内の照射誘起偏析挙動と、それに伴う析出物核形成挙動を明らかにした。
- (2) 微小シャルピー試験片を用いた標準試験片試験特性評価と照射脆化機構に関する研究
サイクル機構で開発された高速炉炉心用高強度フェライト/マルテンサイト鋼の微小シャルピー試験片について、「常陽」で照射した後、衝撃特性データを取得して照射脆化を評価するとともに、未解決の重要な課題である、シャルピー衝撃試験における延性脆性遷移温度(DBTT)に及ぼす試験片寸法効果を解明した。
- (3) 中性子照射セラミックスの微構造及び物理的特性と結晶結合様式の相関
核変換集合体にTRUやLLFPを保持する不活性母材としてのセラミックスの、中性子照射による損傷挙動、特に重照射領域に於ける局所的な結晶構造の変化についてのデータは不十分であり、かつ照射挙動に関する統一的な解釈に至っていない。そのため、結合様式や結晶構造の異なる複数のセラミックスについて、同一条件での中性子照射により導入される欠陥を解析し、巨視的な特性変化との関連を明らかにすることにより照射安定性の評価を行った。
- (4) 結晶構造空位及び空隙を利用した長寿命核種消滅用セラミックスの創製
不活性母材として、セラミックスの結晶化学的な特性を検討するため、中性子照射損傷に耐性のある結晶構造を検討し、その候補化合物に長寿命核種を固定化させた化合物を合成し、その固定範囲や化学的安定性を明らかにした。さらに電子線又はイオン照射試験を実施して照射安定性を調べ、不活性母材としての適性を明らかにした。
- (5) MA含有燃料の物性に関する基礎研究
燃料設計や挙動評価に反映するための物性評価

を限られた実測データからでも可能とするため、サイクル機構における物性測定と同時に、ウランと希土類などのMA模擬物質を使った模擬MA添加燃料による物性評価及び分子動力学、分子軌道法、化学平衡計算などによる物性の計算機シミュレーションを実施し、これらを比較検討することにより、模擬実験における模擬物質の有効性の評価、計算機シミュレーション法の適用性評価を行った。

(6) 「もんじゅ」蒸気発生器伝熱管のISI装置における渦電流探傷技術の高度化研究

もんじゅ蒸気発生器(SG)伝熱管に対する供用期間中検査(ISI)装置の開発を行うため、2次元及び3次元の電磁場解析コードによる解析結果に基づき、欠陥検出性を向上させた新しいタイプの渦電流探傷法(ECT)センサの提案を行うとともに、人工知能(ニューラルネットワーク)技術を応用した逆解析法による欠陥検出技術の開発を行い、ISI装置の高度化を行った。

また、もんじゅの原子炉容器(RV)廻りのISI技術に関し、溶接線の体積検査における漏えい磁束法の適用性について、試験と解析による成立性評価を行い、検査装置合理化の可能性を探った。

(7) 「もんじゅ」性能試験データに基づく増殖比・反応率評価と評価手法の高度化

ドシメータ周辺部の中性子束分布詳細解析に関する研究

「もんじゅ」性能試験における反応率分布の評価を行うため、中性子束の角度分布を多次元体系の非均質性も含め厳密に求めると共に、共鳴核種の自己遮蔽効果をより厳密にかつ実用的な計算時間で取り扱うことのできる計算手法を開発し、反応率分布の解析精度の向上を図った。

(8) ODSマルテンサイト鋼被覆管の結晶粒界の微細構造とその制御に関する研究

ODSマルテンサイト鋼被覆管の粒界構造を制御して、粒界すべりを抑制できれば、ODS鋼が本来有する Y_2O_3 粒子による強化レベルまで内圧クリープ強度を飛躍的に向上させることが期待できるため、結晶粒界構造を解明して、結晶粒界の制御技術について研究を行った。

(9) 長寿命小型鉛ビスマス冷却炉心の概念構築及び流量変更による負荷追従の研究

負の温度反応度フィードバックを高めた長寿命小型鉛ビスマス冷却炉心の概念を構築するため、

表2 大学等との研究協力制度に係わる2004年度研究成果報告会テーマの一覧【大洗及び敦賀地区関係】

No.	研究協力テーマ 研究協力課題	研究テーマ	研究協力 形態	機構側実施箇所	研究協力機関 研究協力者
1	【先行】高速炉炉心材料の照射誘起偏析挙動に関する基礎研究 マルチビームHVEMによる照射誘起偏析挙動の動的解析 とモデリングによる機構論的解明		共 研 究	大洗工学センター 照射センター 燃材部 照射材料試験室	北海道大学 エネルギー先端工学研究センター 教授 高橋平七郎
2	【先行】高速炉心用フェライト鋼の照射脆化評価に関する研究 微小シャルピー試験片を用いた標準試験片試験特性評価 と照射脆化機構に関する研究		共 研 究	大洗工学センター 照射センター 燃材部 照射材料試験室	東北大学 金属材料研究所附属 量子エネルギー材料科学 国際研究センター 助教授 栗下 裕明
3	【博士】中性子照射セラミックスの微構造及び物理的特性と結晶 結合様式の相関		博 士 研 究 員	大洗工学センター 照射センター 燃材部 照射材料試験室	秋吉 優史 博士研究員(注1)
4	【公募】結晶構造空位および空隙を利用した長寿命核種消滅用セ ラミックスの創製		共 研 究	大洗工学センター 照射センター 燃材部 照射材料試験室 システム部 核燃料工学Gr	東京工業大学 原子炉工学研究所 教授 矢野 豊彦
5	【公募】MA含有燃料の物性に関する基礎研究		共 研 究	大洗工学センター 照射センター 燃材部 照射材料試験室	大阪大学 大学院工学研究科 原子力工学専攻 教授 山中 伸介
6	【博士】「もんじゅ」蒸気発生器伝熱管のISI装置における渦電流 探傷技術の高度化研究		博 士 研 究 員	敦賀本部 国際センター ISIシステム開発Gr	Ovidiu Mihalache 博士研究員(注2)
7	【公募】「もんじゅ」性能試験データに基づく増殖比・反応率評価 と評価手法の高度化 ドシメータ周辺部の中性子束分 布詳細解析に関する研究		共 研 究	敦賀本部 国際センター 炉心技術開発Gr	大阪大学 大学院工学研究科 原子力工学専攻 教授 竹田 敏一
8	【先行】ODS鋼被覆管の結晶粒界制御技術に関する研究 ODS マルテンサイト鋼被覆管の結晶粒界の微細構造とそ の制御に関する研究		共 研 究	大洗工学センター システム部 核燃料工学Gr	九州大学 大学院総合理工学研究院 融合創造理工学部 助教授 中島 英治
9	【博士】長寿命小型鉛ビスマス冷却炉心の概念構築及び流量変更 による負荷追従の研究		博 士 研 究 員	大洗工学センター システム部 炉心・燃料システムGr	Vladimir Toshinsky 博士研究員(注3)
10	【博士】12Cr Ferrite Steelを用いたFBR用構造物についてのLBB 評価に関する研究		博 士 研 究 員	大洗工学センター 技開部 構造信頼性研究Gr	兪 淵植 博士研究員(注4)
11	【先行】流体 - 構造熱的連成系における非定常熱伝達挙動に関す る基礎研究 非定常熱伝達特性の流体温度ゆらぎ周波数依存性に関す る研究		共 研 究	大洗工学センター 技開部 流体計算工学研究Gr	同志社大学 工学部 機械システム工学科 教授 千田 衛
12	【先行】粒子法を用いたNa - 水反応時の流動様式評価に関する 研究 混相流における粒子法を用いた液滴分裂挙動及び流動様 式の数値解析		共 研 究	大洗工学センター 技開部 流体計算工学研究Gr	東京大学 大学院工学系研究科 システム量子工学専攻 教授 越塚 誠一
13	【先行】化学反応を伴った噴流現象に関する研究 化学反応噴流の流動特性に関する研究		共 研 究	大洗工学センター 技開部 流体計算工学研究Gr	東京大学 大学院工学系研究科 システム量子工学専攻 教授 岡本 孝司
14	【公募】光ファイバブラッググレーティングによる原子炉計装 の研究		共 研 究	大洗工学センター 照射センター 実験炉部 技術課	東京大学 大学院工学系研究科 システム量子工学専攻 教授 中澤 正治

(注1) 現在、京都大学大学院 工学研究科 原子核工学専攻助手

(注2) 現在、サイクル機構 敦賀本部 国際技術センター ISIシステム開発Gr 国際特別研究員

(注3) 現在、武蔵工業大学 工学部 教育研究センター 吉田研究室助手

(注4) 現在、㈱テブコシステムズ 電力システム本部 原子力エンジニアリング部勤務

(【先行】...先行基礎工学研究協力制度 【公募】...核燃料サイクル公募型研究推進制度)
 (【博士】...博士研究員制度)

制御棒を用いず、流量変更による負荷追従が達成されるようなフィードバック特性を実現する研究を行った。

(10) 12Cr Ferrite Steel を用いたFBR用構造物についてのLBB評価に関する研究

オーステナイト鋼配管用に開発されたLBB理論の12Cr系フェライト鋼構造物における成立性を検証し、熱応力を考慮した板曲げ応力におけるき裂開口挙動、漏洩速度式に関する考察について問題点を把握したうえ、その対策を行った。

(11) 非定常熱伝達特性の流体温度ゆらぎ周波数依存性に関する研究

高速炉プラントにおける各種構造物の熱的設計に際し重要となる、熱疲労挙動を支配する流体低周波温度ゆらぎと非定常熱伝達挙動との関連性、並びに低周波温度ゆらぎと構造物熱的応答性との関連を明らかにし、構造物熱的設計の指針・基準を提示することを目指した。

(12) 混相流における粒子法を用いた液滴分裂挙動及び流動様式の数値解析

Na - 水反応での伝熱流動現象を解明するため、Na - 水反応時における流動様式に関し、粒子法による機構論的・直接的評価手法の確立を図った。

(13) 化学反応噴流の流動特性に関する研究

模擬流体として反応速度や物理パラメータが既知の流体を用い、微小噴流場における濃度場、速度場等の同時計測を実施した。この実験データと解析コードを比較することで、界面濃度の評価を実施した。さらに、伝熱管が密集した場における化学反応噴流挙動を評価するため、複雑体系内での計測技術開発と計測データの評価を実施した。

(14) 光ファイバブラッググレーティングによる原子炉計装の研究

光ファイバブラッググレーティング(FBG)によるプラント機器の状態監視・異常検知を行うシステムを開発するために重要な、FBGの設置方法の検討及びFBGの耐放射線性等の基本データを取得した。

報告会のまとめとして講評があり、本日の研究成果には、実用的なものから基礎的なものまで広範囲に含まれており、サイクル機構で実施している研究開発の多様性を垣間見た思いであり、今後とも努力され有意義な成果が得られることを期待したい。

また、得られた研究成果(特に先行基礎工学研究に関するもの)をサイクル機構がどのように活用し、どのように展開させていくかは今後、ますます重要になり、二法人統合後も大学との連携・協力の下、積極的にこのような研究を進め、研究成果を活用していくことが必要と考えます。

更に、サイクル機構と大学との双方にとって、120%の成果を得るには、大学側の研究者に主体性をもって研究を進めて頂くとともに、大学側の研究者が、サイクル機構の現場での研究にも積極的に参加し、サイクル機構の現状を十分に把握しつつ、研究を進めていくことも必要ではないかとの講評がなされた。

4. おわりに

先行基礎工学研究協力制度、核燃料サイクル公募型研究推進制度及び博士研究員制度による本年度の研究成果の報告は、研究を実施した地区別に2回に分けて行われた。

各報告会には、多数の大学の先生方に参加して頂き、先生方をはじめ参加者から活発な質疑応答が行われた。今回のような広範な視点からの助言、指導、提案等を今後の研究開発に反映し、研究内容の更なる展開を期待したい。

最後に、今回ご多忙中のところご参加頂いた大学の先生方にお礼も申し上げますとともに、開催にあたりご協力頂いた関係者の方々にこの場を借りて感謝致します。

なお、今回の報告会に係わる研究成果に関し、既に発行及び登録手続きをおこなっている報告書を以下に示しますのでご利用下さい。

JNC TN1400 2004 009 先行基礎工学研究に関する平成15年度研究概要報告

JNC TN1400 2004 002 核燃料サイクル公募型研究に関する平成15年度研究概要報告

JNC TN1400 2003 001 博士研究員による平成15年度研究概要報告

表1の 1 関係

• JNC TY6400 2004 004 超臨界流体中におけるウラン錯体の安定性と乾式回収技術の効率化
表1の 2 関係

• JNC TY6400 2004 003 放射性二酸化炭素からのウランの回収及び再利用に係る研究
表1の 3 関係

1) JNC TW6404 2001 011 ウラン化合物磁性材

料実用化のための基礎的研究

2) JNC 研究報告書(登録中) ウラン化合物磁性材料実用化のための基礎的研究(最終報告書)

表1の 4 関係

- JNC TY6400 2004 001 ラドン濃度測定におけるトレーサビリティの確立

表1の 5 関係

- JNC TY7400 2004 001 ストロンチウム同位体比及び希ガスを用いた地球化学的研究手法の確立

表1の 6 関係

- JNC TW7409 2003 006 単成火山活動の時空分布と確率論的将来予測

表1の 7 関係

- JNC TW7409 2003 007 岩石の電磁気物性解明と電磁アクロス観測への応用

表1の 8 関係

- JNC 研究報告書(登録中) わが国のウラン鉱床に関するナチュラルアナログ研究

特に東濃ウラン鉱床について

表1の 9 関係

- JNC TY7400 2004 002 軟弱な堆積地層における力学的な初期状態と施工性の評価システムの開発

表1の 10 関係

- JNC TY8400 2004 005 緩衝材中の鉄イオン及びネプツニウムイオンの拡散挙動

表1の 11 関係

- JNC TY8400 2004 007 高分解能・高エネルギー光子スペクトロメータの応答関数に関する研究

表1の 12 関係

- JNC 研究報告書(登録中) 爆発時の施設安全性に関する基礎的研究 - 複雑空間における爆轟波伝播の実験的・数値的解析手法の開発 -

表1の 13 関係

- JNC TY8400 2004 002 爆発時の施設安全性に関する基礎的研究 - 高エネルギー放出・伝播評価のための解析手法開発 -

表1の 14 関係

- JNC TW8402 2004 002 時間間隔解析法を用いた環境中 核種の迅速定量法に関する研究

表2の 1 関係

- JNC 研究報告書(登録中) マルチビームHVEMによる照射誘起偏析挙動の動的解析とモデリン

グによる機構論的解明

表2の 2 関係

- JNC TY9400 2004 006 微小シャルピー試験片を用いた標準試験片試験特性評価と照射脆化機構に関する研究

表2の 3 関係

- JNC 研究報告書(登録中) 中性子照射セラミックスの微構造及び物理的特性と結晶結合様式の相関

②表2の 4 関係

- JNC 研究報告書(登録中) 結晶構造空位および空隙を利用した長寿命核種消滅用セラミックスの創製

②表2の 5 関係

- JNC TY9400 2004 001 MA 含有燃料の物性に関する基礎研究

③表2の 6 関係

- JNC TN4400 2004 007 「もんじゅ」蒸気発生器伝熱管のISI装置における渦電流探傷技術の高度化研究

④表2の 7 関係

- 1) JNC TW4404 2003 010 MOCとノード法を結合した3次元六角詳細輸送計画コードの開発

- 2) JNC TW4401 2003 006 3D Transport Theory Method Based on MOC for Analyzing Integral Data of Transmutation

- 3) JNC TW4404 2002 007 Characteristics法による「もんじゅ」試験用燃料集合体のドシメータ解析

- 4) JNC TW4401 2002 001 Development of 3 D Heterogeneous FBR Core Calculation Method Based on Characteristics Method

⑤表2の 8 関係

- JNC 研究報告書(登録中) ODSマルテンサイト鋼被覆管の結晶粒界の微細構造とその制御に関する研究

⑥表2の 9 関係

- JNC TN9400 2004 004 Feasibility Study on Long Life Pb Bi Cooled Reactor Capable to Follow the Load without Operation of Reactor Control System

⑦表2の 10 関係

- 1) JNC TN9400 2001 120 LBB

Assessment on Ferrite Piping Structure of Large scale FBR

2) JNC TN9400 2002 079 Crack Opening Displacement of Circumferential Through Wall Cracked Cylinders Subjected to Tension and In-Plane Bending Loads

3) JNC TN9400 2003 095 Effect of Membrane and Through wall Bending Stresses on Fatigue Crack Growth Behavior and Coolant Leakage Velocity

㊸表 2 の 11関係

・ JNC 研究報告書(登録中) 非定常熱伝達特性の流体温度ゆらぎ周波数依存性に関する研究

㊹表 2 の 12関係

・ JNC TY9400 2004 009 粒子法を用いた Na - 水反応時の流動様式評価に関する研究 - 混相流に

おける粒子法を用いた液滴分裂挙動及び流動様式の数値解析 -

㊺表 2 の 13関係

・ JNC TY9400 2004 011 化学反応を伴った噴流現象に関する研究

㊻表 2 の 14関係

・ JNC TY9400 2004 008 光ファイバーブラッググレーティングによる原子炉計装の研究

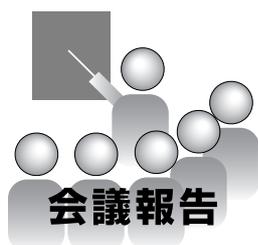
問合せ先

技術展開部 技術協力課 亀田

TEL 029 - 282 - 1122 (内線41111)

FAX 029 - 282 - 7980

E mail daigaku@jnc.go.jp



原研・サイクル機構 合同技術移転説明会 - 2004年6月18日, 29日, 7月1日開催 -

佐々木修一

本社 技術展開部

1. はじめに

核燃料サイクル開発機構(以下、サイクル機構)と日本原子力研究所(以下、原研)は、2004年6月18日に岐阜県瑞浪市、6月29日に福井県敦賀市、7月1日に福井市で、両機関の技術や特許を主に民間の中小企業に活用していただくための合同技術移転説明会を開催した。

本合同技術移転説明会は、2005年度にサイクル機構と原研の両法人が統合して、新たに原子力の研究開発を総合的に行う独立行政法人となるため、その先行的取組みの一環として、本年2月に東海村で行った合同説明会に引き続いて開催したものである。

2. 説明会の概要

2.1 瑞浪会場(2004年6月18日)

説明会は、瑞浪市、原研、サイクル機構の合同主催で瑞浪市の窯業技術研究所(瑞浪市陶磁器会館)の大ホール(瑞雲)を会場に窯業技術研究所、サイクル機構、原研の研究開発成果のパネル、模型、製品等を展示するとともに、技術移転相談、両法人の活動状況や統合準備状況の紹介等を午後1時から4時にかけて実施した。

当日は、瑞浪市経済環境部長の開会挨拶の後、各機関から特許技術等の説明を行い、会場には窯業関係をはじめ、各種企業の方々や、プレス関係など約50名が訪れた。

窯業技術研究所は「瑞浪市における地区由来の焼き物製作事業の紹介」として、ギネスブックに認定されている世界一の茶つぼや大皿、こま犬等の紹介を行った。

サイクル機構は先端原子力関連技術成果展開事業の紹介やこの事業で企業と共同開発した製品を展示、原研は高崎研究所で放射線利用により開発した製品の紹介・展示に加え、特許内容の説明、

新製品開発のための技術相談なども行った。

東濃地区では、原子力機関を含めた技術移転説明会は初めてでもあり、様々な質問が寄せられるなど、強い関心が示された(写真1)。

2.2 敦賀会場(2004年6月30日)

説明会は、敦賀商工会議所の共催を得て、サイクル機構の科学館「アクアトム」を会場に午後1時から4時まで開催した。

当日は、敦賀商工会議所エネルギー産業起業化研究会の活動状況のパネル展示をはじめ、サイクル機構、原研のパネル、開発製品、特許等の紹介を行うとともに、第1回オープンセミナー「私達の成果を新技術の開発にお役立てください」をサブタイトルに「もんじゅの技術(レーザー技術)」、「ふげんの技術(運転保守技術)」、「日本原子力研究所の技術(放射線利用技術)」の技術開発に関するトピックスを紹介した。

会場には、参加企業・機関等約40社、約50名が訪れ、敦賀市内の食品会社と共同開発した鯖の糖漬け「へしこ」や、小浜市内の竹炭生産組合と共



写真1 瑞浪会場の様子

同開発した竹炭等の展示も行い、展示品への質問や技術相談等があり、盛況であった（写真2）。

2.3 福井会場（2004年7月1日）

説明会は福井商工会議所の共催を得て、福井商工会議所のコンベンションホールを会場に午後1時から4時まで開催した。

当日は、敦賀会場と同様に、サイクル機構、原研のパネル、開発製品、特許等の紹介を行うとともに、第1回オープンセミナーも実施した。

会場には、山本雅俊副知事をはじめとした県関係者や地元企業・機関等から約40社、約70名が訪れ、福井県の企業との共同開発製品が多いこと、原子力関係の特許や技術と開発製品の意外な繋がり等に驚かれていた。また、原研が紹介した放射線利用技術は、これまであまり紹介されていないものもあり、放射線照射で開発した新素材を使った床ずれ防止マットや保冷材、熱収縮チューブの実演、パネルや模型等に興味を持たれた方々が多かった（写真3）。

3. おわりに

今回の合同技術移転説明会でも、地元企業の方々等からいろいろな質問や技術相談をいただいた。

岐阜県、福井県の方々にとって、原研との合同技術移転説明会は初めてであり、特に原研の研究内容の紹介はサイクル機構のこれまでの説明会ではない、放射線利用の研究成果が紹介されたため、自分たちの製品開発に繋がらないかとの観点からの質問もあり、大きな興味が示されていた。

今年の秋には、「2004産学官技術交流フェア」が東京で開催される予定であり、サイクル機構と原研は、ここでも合同展示を行い、原子力の研究開発を通して創出した新技術を企業の方々にも有効に使っていただくべく、力をあわせた活動を推進する。



写真2 敦賀会場の様子



写真3 福井会場の様子



- 高速増殖炉サイクルの研究開発 - 高速増殖原型炉「もんじゅ」の研究開発

1. 高速増殖原型炉「もんじゅ」

2004年6月22日、プラント維持費節減のため、2次主冷却系ナトリウムを全量ドレンし、1次冷却系1系統のナトリウムのみを循環する冷却系の運用変更を行った。維持費節減対応は2002年度から換気空調系の運用変更や加熱用ボイラの運転時間削減等鋭意実施してきた。2004年度も冷却系の運用変更に併せてアニユラス循環排気ファンの停止を実施し、更なる維持費節減に努力する予定である。

品質保証の安全規制への取り込みに伴う保安規定は、2004年6月7日に経済産業大臣の認可を受け、翌8日より施行した。

新保安規定に基づく2004年度第1回保安検査が2004年6月7日～17日にかけて実施された。

2003年11月21日に福井県知事からサイクル機構に対し、「もんじゅ」の安全確保対策の強化や研究開発拠点化の推進等についての要請書が出された。これまでに福井県議会に対して、サイクル機構の取組みを説明するとともに、技術相談窓口の設置や技術交流会の開催等を実施してきた。

福井県が進める検討に対しては、「エネルギー研究開発拠点化計画策定委員会(第1回:2004年5月19日)」に委員として機構理事長が、また「エネルギー研究開発拠点化計画策定委員会ワーキンググループ(第1回:2004年6月21日)」には機構理事長が出席し、福井県の研究開発拠点化計画の検討にサイクル機構として参画している。これらを踏まえ、機構内外の委員で構成し機構内敦賀本部の研究開発業務について御意見をいただくために、「敦賀本部研究開発強化検討委員会」を設置し、7月1日に第1回委員会を開催する予定である。

地域の皆様にサイクル機構の業務及び原子力の基本的な事項も含めて理解していただくことを目的に「さいくるミーティング」を継続して実施し

ている。2001年10月1日から開始して、2004年6月30日で406回、12,454人の方々と交流を図った。2004年4月26日、27日には、世界のエネルギー政策や原子力の位置付け等の理解を深めるために、「第4回敦賀国際エネルギーフォーラム」を開催し、2日間で約1,200名(内学生260名)の参加があり、地元から熱い期待を感じることができ、成功裡に終了した。また「原子力熱中塾」では、学生(約80名)も含めた地元各界の方に積極的に参加していただき、活発な意見交換が行われた。一方、「もんじゅ」見学会を継続的に開催し、当該四半期期間中で1,360名(累積77,586名)の方々に直接現場を見学していただくとともに、御意見を頂戴した。

2. 「もんじゅ」に係る研究開発

「もんじゅ」による研究開発、FBRサイクル総合研修施設や運転訓練シミュレータを用いた運転員・保守員の教育訓練、国際協力、敦賀地区の技術情報管理及び外部機関との研究協力にかかわる業務を進めている。

2.1 研究開発

(1) プルトニウム利用高度化を目指した研究開発

原子炉の運転サイクル期間を延ばし、プラント稼働率を上げるため、高速増殖炉燃料を高性能化し経済性を向上させる研究開発を進めている。

高速増殖炉燃料の高性能化については、当初設計の安全・安定運転を達成した後の高度化された炉心体系への移行計画や、マイナーアクチニド照射試験計画などについて検討を継続した。

(2) 供用期間中検査技術開発

供用期間中検査技術開発については、主として、原子炉容器廻り検査システムと蒸気発生器伝熱管検査システムの開発整備を進めている。原子炉容

器廻り検査システムについては、検査装置への搭載を検討しているEMAT（電磁超音波探触子）について、センサー用磁石の小型高性能化のための構造検討を行っている（図1参照）。Halbach構造EMATの高温特性に影響する高温減磁に対する予測精度を向上するために、予測解析に用いる外部磁場の取扱方法について検討を進めた。蒸気発生器伝熱管検査システムについては、ECT（渦電流探傷）センサー性能の向上を目指し、センサーの解析・試作・試験を進めており、実寸大のモックアップ装置を用いて各種人工欠陥の検出試験を継続した（図2参照）。取得したデータを用い、欠陥信号から欠陥のサイズを予測する手法の検討に着手した。

(3) 運転・保守支援技術，機器・システム技術の高度化

運転・保守を支援するためのシステム開発，データベースの整備，事故・トラブルを未然に防ぐための異常診断技術の開発等を進めている。

運転・保守支援技術開発については「もんじゅ」

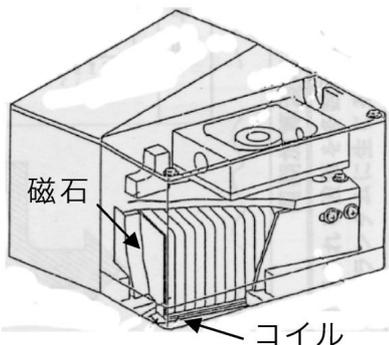


図1 EMAT（電磁超音波探触子）

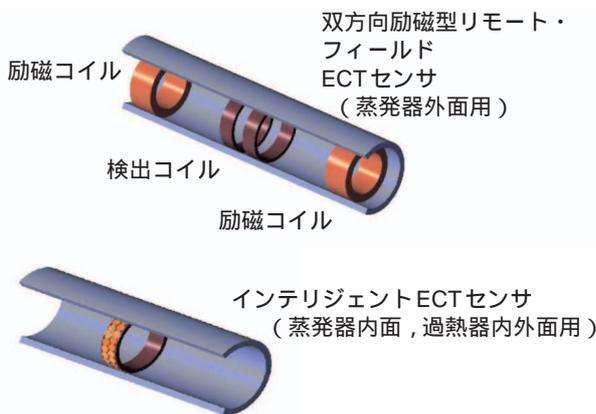


図2 新型ECT（渦電流探傷）センサ

作業票・保修票管理システムの開発，CADデータの整備を継続して進めている。

予防保全技術の開発として、地震時構造健全性速報システムの開発を進めた。また先行高速炉のトラブル事例の調査を継続すると共に、一次主冷却配管系の応力解析を継続した。

(4) もんじゅプラント評価

「もんじゅ」性能試験等の実機データから、系統設備の設計余裕及び設計解析の妥当性を示し、得られた知見を将来炉の設計に資することを目的に、もんじゅ設計技術評価を実施している。

高速炉の設計条件や仕様を決める際の判断を支援するソフトウェアの高度化を進めるとともに、蒸気発生器の内部挙動を詳細に把握するための解析コードの整備を進めている。また、水・蒸気系設備を中心にスクラムフォルトツリーの検討・評価を実施している。

(5) FBR 実用化戦略調査研究

軽水炉に比肩できるFBR発電コストを達成するためには、定期検査の期間を短縮し、プラントの稼働率を向上させる必要があり、大洗工学センターを中心に進めている実用化戦略調査研究の一環として、国際技術センターでは運転・保守コストの低減のための検討を行っている。

高温用蒸気発生器伝熱管体積検査技術の開発については、改造したナトリウムタンク上蓋の消防完成検査を受け、予備試験を実施した。また、ナトリウム中目視検査技術の開発については、センサー小型化の検討を行った。

2.2 教育訓練

平成16年度FBRサイクル総合研修計画及びシミュレータ研修計画を関係部署や大洗専門家等の意見を拝聴しつつ策定し、運転員や保守員の教育訓練を計画的に進めている。

4月から6月にかけては8コースのナトリウム取扱研修及び保守研修を計12回開催（延べ受講者数101名）するとともに、シミュレータ研修については10コースの研修を計12回（延べ受講者数73名）実施した。

このほか、技術伝承の一環としてシリーズ的に行っている「もんじゅ建設の歩み」について、第5回目として「1次冷却系機器の据付」を特別講演の形で開催した（聴講者95名、写真1,2参照）。

また、外部機関からの受託研修として、今年度

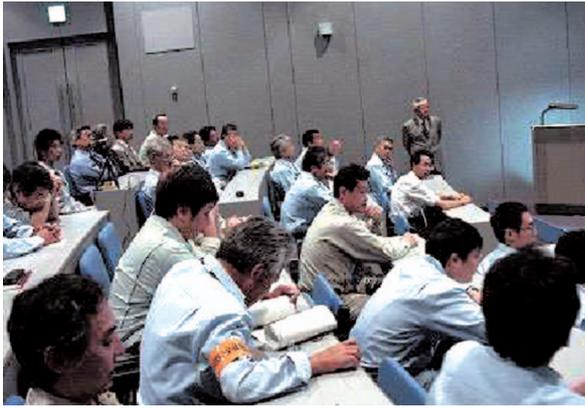


写真1 特別講演
「もんじゅ建設の歩み(1次冷却系機器の据付)」



写真2 講演者：永井文夫氏

から新たに原子力安全基盤機構を対象としたナトリウム研修、シミュレータ研修及びFBR基礎講座を計7回開催することで現在契約準備を進めている。

更に今年度より文科省の国際原子力交流制度に基づいた国際研修として中国ナトリウム技術研修を9月から1ヶ月に渡って実施すべく、研修カリキュラムや研修教材の整備を鋭意進めているところである。

2.3 国際協力

「もんじゅ」・国際技術センターを国際的に開かれた共同研究の場として研究開発を推進するため、従来から進めている運転経験に関する情報交換に加えて、「もんじゅ」における、1) 運転前試験、2) 照射試験関連、3) 高速炉技術の保存と活用の三つを重点課題として国際協力を推進している。特に照射試験関連では、2003年12月に仏原子力庁と、「もんじゅ」を活用したMA燃焼試験について、両者の専門家間で事前検討を行っていくことで合意したことから、社内にワーキンググループを設けて、実現に向けての日仏間で協議検討すべき課題の洗い出しなど、検討を開始した。また、本照射試験を日仏米の三国間協力とできないか、

可能性を探るべく三国間の担当者ワーキンググループで協議を開始した。更に、BNFLとの「もんじゅ」に係る協力について、サイクル機構より10課題を提案し、実現に向けての調整を進めている。

2.4 技術情報管理

「もんじゅ」プラント運転支援に必要なネットワーク等情報処理環境、性能評価などに利用する共有科学技術計算機環境の運用・管理、事務業務・FBR研究開発業務に必要な計算機等のITインフラ環境の運用・整備・高度化を継続した。本期においては、もんじゅ大型計算機廃止に伴う情報センター大型計算機への接続経路切り替え、ソフトウェアライセンス管理サーバ(QND)の導入、ウィルス(W32.Korgo)対応を実施した。

3. 外部機関との研究協力

若狭湾エネルギー研究センターとの研究協力として「B₄Cペレットのイオン照射実験による中性子照射時の組織損傷に関する基礎研究」など2004年度計画を立案している。

福井大学と3件の共同研究(ヘリカルコイル型蒸発器管内の沸騰現象の可視化実験、液体金属中のキャビテーション壊食に関する研究、高出力ミリ波セラミックス焼結法による制御棒材の改良と長寿命化)の2004年度実施の準備検討を行った。

先行基礎工学研究協力としては福井大学との「高速増殖炉構造材の超長寿命疲労強度特性に関する基礎研究」、「光画像計測を応用した気液二相壁面乱流の特徴抽出に関する研究」を、また、京都大学との「Fe基系ホイスラー合金熱電モジュールの高温システム適合技術に関する研究」につき共同研究の2004年度実施の準備検討を行った。

また、もんじゅ性能試験データに基づく増殖比・反応率評価と評価手法の高度化の2004年度実施の準備検討を行った。

核燃料サイクル公募型研究として、九州大学と蒸気発生器の伝熱管内に挿入された探傷プローブの振動ノイズの原因究明を目的とした検討を進めており、プローブに取付けた加重計と加速度計から得られたデータの整理分析を継続した。

また、福井大学大学院工学研究科に非常勤講師を派遣し、「エネルギー・環境概論」等の講義を行っている。

(敦賀本部)



- 高速増殖炉サイクルの研究開発 - 高速増殖炉サイクル実用化戦略調査研究

1. はじめに

高速増殖炉（FBR）サイクル実用化戦略調査研究は、安全性を前提に、FBRサイクルが本来有する長所を最大限に活用した実用化像を創出し、軽水炉サイクル及びその他の電源と比肩する経済性を達成して、FBRサイクルを将来の主要なエネルギー供給源として確立する技術体系を整備することを目的としている。本研究は、電気事業者（財）電力中央研究所（電中研）及び日本原子力研究所（原研）など、関係機関の参画・協力を得てオールジャパン体制で1997年7月から開始し、革新技术を採用した幅広い技術選択肢の検討評価を行い、有望な実用化候補概念を抽出するフェーズ（1999～2000年度）を経て、現在は5年間の予定でフェーズ（2001～2005年度）を実施している。フェーズ（2）では設計研究によるプラント概念の具体化を通じた開発課題の抽出、工学的試験による技術的成立性の評価を踏まえて、FBRサイクルとして技術的に整合した実用化候補概念の明確化を図るとともに、実用化に至るまでの研究開発計画を立案することとしている。

2004年度第1四半期では、2003年度までのフェーズ（1）研究成果の中間取りまとめ¹⁾について、核燃料サイクル開発機構（JNC）内の各事業所（東海、敦賀、大洗）での報告会を実施し、関係部署との情報共有を図るとともに、プロジェクトの進捗状況を確認した。また、中間取りまとめについて、JNC内に設置している「研究開発課題評価委員会」での外部評価（岡芳明委員長＝東京大学教授ら13名の委員）を受けた。この課題評価委員会では、「FBRサイクルはエネルギーの安定供給を可能にする技術選択肢の中で可能性が最も大きいもののひとつであり、実用化像を明確にし、技術体系を整備するこの研究は着実に開発を進めることが重要である。フェーズ（2）のシステム設計、要素

技術開発などは順調に進んでいる。実用化候補概念の技術レベルに差があるため、最終的取りまとめにあたっては技術的な不確定性を考慮する必要がある。」などの指摘を受けた。さらに、中間取りまとめの終了を受けて、実用化戦略調査研究のパンフレットの見直しを行っている。

2. 高速増殖炉システム

2004年度第1四半期は、フェーズ（2）の最終取りまとめに向けて、各FBRシステム（図1参照）の設計研究と要素技術開発を進めた。以下に、各概念ごとの進捗状況を概説する。

(1) ナトリウム（Na）冷却炉

2004年度においては、昨年度までに得られた中型モジュール炉での検討結果（Na - 水反応対策の強化などを考慮した二重管蒸気発生器（SG）の採用、Na漏えい対策など）、炉上部プレナム内流動試験の要素試験成果などを大型炉の設計研究に反映する。また、保守・補修方針を考慮して、大型炉の機器配置などの全体レイアウトを検討することとしている。炉心設計では、熔融燃料排出性を改良した再臨界回避概念の成立性検討及びその炉心の性能評価を行う。

第1四半期においては、直管二重管SGを採用したプラント概念を構築するための作業計画を策定するとともに、高クロム鋼の物性値（ヤング率、熱膨張率）の変更を反映した崩壊熱除去系の検討を行った。

要素技術開発では、ナトリウム冷却炉のポンプ組込型中間熱交換器に関する開発について、2005年度に実施予定の流動試験に向け、ポンプと試験ループの製作を開始した。また、原子炉容器のコンパクト化に関する技術開発では、流動適正化の代案構造である炉上部構造の胴体部を多孔とした体系での流動試験結果を取りまとめた。

● 開発目標適合性の追求 ● 革新技術の導入 ● 技術的課題の検討

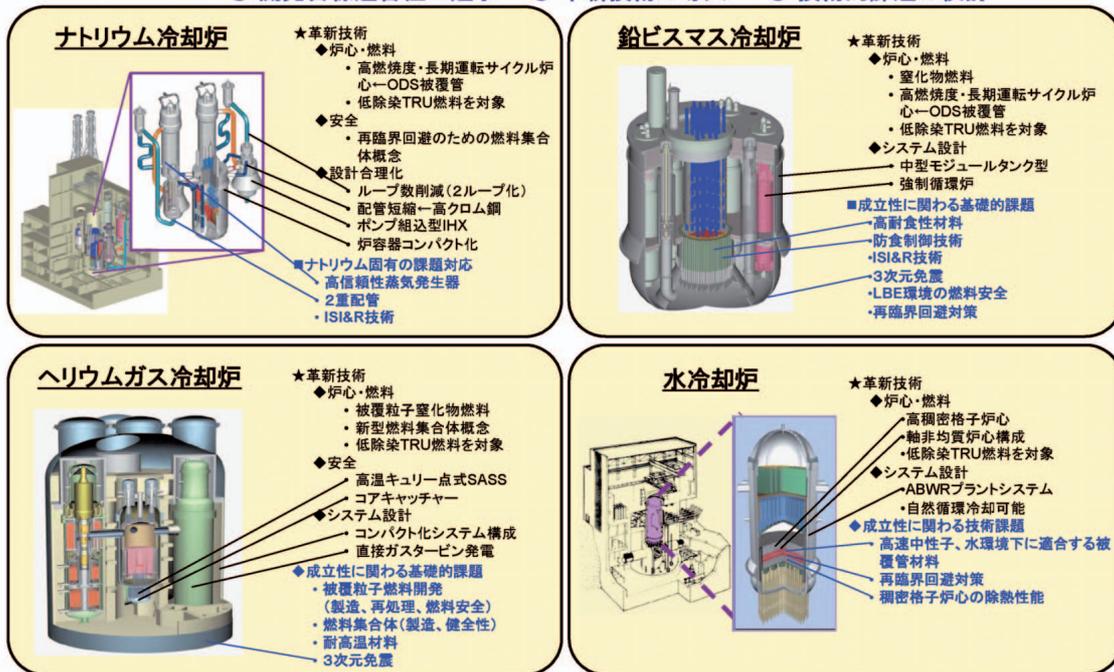


図1 各冷却材のFBRシステムのプラント概念

(2) 鉛ビスマス冷却炉

2004年度の設計研究では、崩壊熱除去系の主要仕様を設定すると共に、鉛ビスマス冷却炉の特徴を考慮した保守・補修方針に基づいたプラント概念の見直しを実施する。炉心設計では、鉛ビスマス-被覆管共存性試験の結果を反映した被覆管腐食式を用いて、被覆管最高温度570を制限目安として炉心燃料仕様を再検討する。

第1四半期においては、崩壊熱除去系の検討として、ドップラ反応度などの固有の安全性のみで高温整定を追及可能な見通しを得た。また、安全評価の内容について検討を行った。SGの伝熱管破損時に炉心への蒸気侵入による正の反応度投入が懸念されることから同時事故の評価を行うこととした。

(3) ヘリウムガス冷却炉

2004年度の設計研究では、フェーズ最終まとめに必要な設計データを整備する観点から、プラント出力増加時のコストを評価する。炉心設計では、六角ブロック型集合体炉心について、炉心性能と減圧時除熱特性の改善を図る。また、ガス冷却炉の限界事象として「減圧事故+スクラム失敗+強制循環冷却失敗」時の過渡解析を行い、炉心溶融防止の対策について検討する。

第1四半期においては、六角ブロック型集合体

炉心の安全特性向上のために径方向ピーキング係数や燃料体積比などに着目し、プルトニウム(Pu)富化度分布や冷却管径などの炉心設計改善方針について検討を行った。

(4) 水冷却炉

2004年度は、昨年度までの検討に引き続き、炉心成立性と安全性について評価する。

第1四半期においては、炉心損傷時の影響緩和対策、燃料被覆管材料開発のロードマップの見直し、自然循環炉の運転制御性について検討を行った。

(5) 小型炉

2003年度は、長期燃料無交換、運転保守性の簡素化、多目的利用、燃料サイクルに対する柔軟性に配慮しながら、電気出力165MWeで安全性と経済性(建設単価35万円/kWe)の目標を達成可能な小型炉概念を構築した。2004年度は、前年度の検討結果を踏まえ、電気出力300MWe程度の経済性追求型概念及び長寿命炉心を用いた電気出力50MWe程度の極地利用型概念の2概念を対象として検討する。経済性追求型概念は、炉心のコンパクト化を目指すとともに、ループ型で燃料交換機を工夫することにより原子炉容器の軸長を短縮するなどの経済性向上を追及する概念である。一方、極地利用型概念は、プラント寿命中の燃料交換を不要とすることにより核拡散抵抗性を高めな

が、可能な範囲で経済性の向上を図る概念である。

第1四半期においては、極地利用型概念として30～60年の長期燃料無交換を可能とする炉心概念と、原子炉容器の軸長短縮などによる物量削減を可能とするプラントシステムの概念検討を行った。

3. 燃料サイクルシステム

中間取りまとめ結果を踏まえ、フェーズ 後半の設計研究と要素技術開発を開始した。

3.1 再処理システム

(1) 先進湿式法

システム技術開発では、先進湿式法について、昨年度までに取得した技術データを反映して、工程ごとの詳細な設計見直しを開始した。また超臨界・直接抽出法について、昨年度までの試験研究で得られた情報を踏まえた主工程条件などの設計検討を開始した。

高レベル放射性物質研究施設（CPF）においては、昨年度の第2キャンペーンとして実施した単サイクル共抽出試験及びSETFICS法によるマイナーアクチニド（MA）回収試験で採取した試料の分析を継続している。

(2) 乾式法（酸化物電解法，金属電解法）

酸化物電解法については、ウラン（U）による絞り電解試験，熔融塩中での吸光度測定試験を実施した。また，電気事業者がロシア・原子炉科学研究所（RIAR）に委託して実施する実使用済燃料試験の条件などの検討を行った。

金属電解法については，電中研との共同研究に基づきCPFに設置したPu試験用グローブボックスにおいて，酸化物Uの金属への還元，電解槽での金属Uの回収，回収されたUの蒸留精製の一連のウラン試験を行い，Pu試験実施のための装置操作性などの確認を終了した。

電中研と原研との共同研究においては，カドミニウム（Cd）陰極を用いた小規模電解精製試験で得られたU-Pu合金インゴットからCdを蒸発除去する試験が行われた。これにより，1g程度と少量ではあるが，高純度のU-Pu合金を得ることに成功した。

3.2 燃料製造システム

(1) 簡素化ペレット法

システム技術開発では，小規模施設の経済性向

上を目指した設計検討を開始した。またMAの発熱の燃料製造への影響評価に関して，温度評価，安全対策の具体化など，より詳細な検討を開始した。

ショートプロセス製造技術については，混合酸化物を用いた成型・焼結試験を進めるとともに，MA含有燃料ピン照射に向けた燃料の性能確認試験を進めている。またMA含有燃料の物性測定試験を実施した。

(2) 振動充てん法

スイスポール・シェラー研究所（PSI）及びオランダエネルギー研究機構（NRG）との共同研究において，オランダHFR炉での振動充てん燃料照射試験で照射した試験ピンの照射後試験を継続した。また，微焼結粒子充てん体の熱伝導度測定試験を継続している。

(3) 鋳造法

電中研と原研との共同研究において，U-Pu-Zr合金スラグ鋳造装置（射出成型装置），ナトリウムボンディング装置及びこれらを据え付けるアルゴン雰囲気グローブボックスなどからなる金属燃料製造試験設備の製作を完了し，模擬合金（鋳鉄及び純銅）を使用した射出鋳造試験などを実施して，試験設備の基本性能を確認した。

4. 統合評価

実用化候補概念の明確化のための評価については，昨年度のFBRサイクル総合評価技術検討会での検討結果，中間評価における開発目標に対する適合度の試算結果などを踏まえ，フェーズ 最終取りまとめに向けた評価手法，評価対象とするFBRシステムと燃料サイクルシステムの組み合わせ，FBRシステムと燃料サイクルシステムの整合性などに関する課題の抽出とこれらへの対処方針について検討を進めた。並行して，課題評価委員会への対応として，多面的評価結果（試評価）の取りまとめ作業なども実施した。また，FBR導入の具体化を図るうえで重要となる軽水炉からFBRへの移行シナリオを検討している。移行期のFBRサイクルの経済性を評価し，合理的な移行シナリオの構築を目指して検討を進めている。

FBRサイクルに対する社会的受容性向上への取組みに関しては，実用炉導入までのステップのなかで，研究開発から工学実証試験施設の立地までの中期活動を念頭におき，当面の取組みとして研究者層と一般国民を対象とした意識調査や受容性

向上のための活動の手法・素材の整備などに関する計画の立案を行った。

原研との研究協力「核燃料サイクルに係わる環境負荷低減に関する検討」については、FBRサイクル候補概念に対する環境負荷低減性に関する中間取りまとめの評価結果に基づき、評価の視点や判断基準に関する検討を行った。また、LLFP分離・核変換サイクルを含めたFBRサイクルの経済性の試算結果や導入効果に関する検討を行った。

今後、フェーズ 最終取りまとめに向けて、設計研究と要素技術開発の最新の成果を採り入れ、

社会的ニーズへの適合性の高いFBRサイクルの概念を明確にするとともに、実用化に至るまでの研究開発計画を立案していく。

参考文献

- 1) 核燃料サイクル開発機構, 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 中間報告書 - ”, JNC TN1440 2004 004 (2004)

(本社：経営企画本部
FBRサイクル開発推進部)



- 高速増殖炉サイクルの研究開発 - 高速増殖炉の研究開発

1. 高速増殖炉固有の研究開発

高速増殖炉（FBR）の研究開発は、安全確保を前提として、「経済性向上、資源の有効利用、環境負荷低減、核不拡散性の確保」を目標に、燃料サイクルと整合をとり、実用化に向けて競争力のある技術に仕上げることを目指している。

このため、大洗工学センターを中心に、FBR固有の特徴（高速中性子の利用、高温構造システム、液体金属を冷却材として利用等）を踏まえ、「安全性の研究」、「炉心・燃料の研究」、「構造・材料の研究」をFBR基盤技術の3本柱とし、これらの研究を米国、仏国、露国等との国際協力を活用して効率的に実施している。

現在は、FBRサイクル実用化戦略調査研究における種々の候補概念の成立性判断や絞り込みと国の安全研究に成果を反映することを目的に、重点化を図って研究を進めている。

1.1 安全性の研究

FBRの安全性の研究は、FBRの特徴を十分に考慮し、実用化を支える基盤研究としてFBRサイクル実用化戦略調査研究へ成果を反映すること、国の安全規制への貢献の観点から安全基準類や安全審査のための判断資料の提供等、国の研究機関として安全研究を推進する役割を果たすこと、サイクル機構が有する高速実験炉「常陽」、高速増殖原型炉「もんじゅ」の許認可及び安全性維持・向上に主体的に貢献することを目的に研究の重点化を図り進めている。

(1) 確率論的安全評価に関する研究

確率論的安全評価（PSA）に関する研究は、FBRの安全性を包括的に評価するためのPSA手法及びFBR機器の信頼性データベースの開発・整備と、その適用を通じてFBRの安全性の向上に資するものである。

FBR機器の信頼性データベースについては、「常陽」MK 改造工事に伴う機器交換データ及び「もんじゅ」の機器の運転データを収集した。また、「もんじゅ」のアクシデントマネジメント【炉心損傷に至る事故（シビアアクシデント）、その発生防止、影響緩和の措置を講ずること】の有効性評価へリスク情報を活用するため、PSA評価モデルの見直しに着手した。

(2) 燃料安全に関する研究

燃料安全に関する研究は、過渡条件下における燃料破損メカニズムと破損限界の実験的な解明と合理的な破損評価手法の開発、炉心局所事故時の燃料ピン・冷却材伝熱挙動と被覆管破損後の燃料損傷拡大挙動の実験的な解明とこれらの評価手法の開発及び混合酸化物（MOX）燃料を主としたFBR燃料の実用化と安全評価上の基準類の整備に資するものである。

定常時及び除熱能力低下型条件下での破損限界評価については、実用化被覆管候補材料である酸化物分散強化型フェライト鋼（ODS鋼）等の材料破損限界の支配因子を検討するため、これらの短時間強度に対する加工硬化指数の評価を継続した。過出力条件下での破損限界評価については、米国アルゴンヌ国立研究所（ANL）との共同研究で行う炉内試験計画に反映するため、金属燃料過渡特性の詳細評価を実施した。

(3) 炉心安全に関する研究

炉心安全に関する研究は、炉心損傷事象に係わる実験的データベース及び安全評価手法を整備・適用して、FBRの炉心安全性の向上に資するものである。

再臨界排除（溶融した燃料が再集合し、出力が上昇して有意な機械的エネルギー放出に至る事象を排除すること）可視化基礎試験については、冷却材逆流型FCI（燃料と冷却材の熱的相互作用）試

験を11ケース実施し、試験データの整理・分析を継続した。カザフスタン共和国国立原子力センター（NNC）の試験炉IGRを用いた再臨界排除に向けた試験研究（EAGLEプロジェクト）の炉内試験では、融体の排出経路の壁破損挙動に関する試験（WF:Wall Failure）及び内部ダクトを用いた本試験（FD:Fuel Discharge）の準備を継続した。

（4）伝熱流動に関する安全研究

伝熱流動に関する安全研究は、FBRの安全性向上及び安全評価に不可欠な伝熱流動に関する評価手法、基盤データを整備し、技術基盤を確立するものである。特に、異常な過渡変化から設計基準外事故までを対象とした総合的な解析評価手法の確立及び冷却材パウンダリや炉内構造物の健全性、崩壊熱除去時の炉心除熱特性、反応度抑制機能喪失事象（ATWS）を対象とした炉心核的特性と伝熱流動を結合させた受動的な安全特性を評価する手法の確立と実験的知見の取得に重点を置いている。

サーマルストライピング（高サイクル熱疲労）に関する研究では、T字管での合流部上流にエルボを設置した体系での試験を開始し、配管の流速分布を測定した（図1参照）。また、流体と構造の伝熱特性の評価を行う水を用いた平行三噴流試験を開始した。高燃焼度炉心内の燃料ピンバンドル変形時の熱流動現象の評価については、燃料ピンバンドルの変形時の流動状況を一元的に解析するため、サブチャンネル解析コード“ASFRE”と燃料変形解析コード“BANBOO”の連成解析の自動化に向けた作業を開始した。

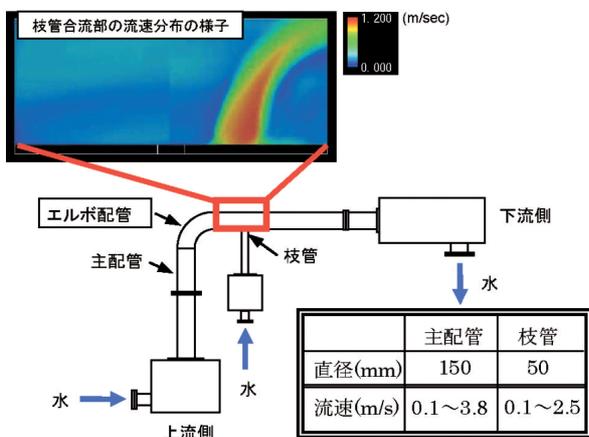


図1 T字管合流部模擬試験（上流にエルボ配管設置）

（5）ナトリウム及び格納系に関する安全研究

ナトリウム及び格納系に関する安全研究は、ナトリウムに係わる安全性評価技術の高度化を図るとともに、ソースターム及び格納系安全評価技術の高度化を図るものである。

ナトリウム燃焼に関する研究では、ナトリウム・コンクリート反応試験として水素ガスバブリングナトリウムプール燃焼実験（ナトリウム燃焼中に水素ガスの発生を模擬する）の準備を開始した。蒸気発生器に関する安全技術高度化研究に関しては、ナトリウム-水反応試験装置（SWAT 1R）及び蒸気発生器水リーク試験装置（SWAT 3R）の本試験に向けた準備として、蒸気の流動評価解析を行った。また、ナトリウム伝熱流動シミュレーション手法の検証解析をSWAT 1R体系で行った。

ナトリウム微量漏えい検出手法の高度化として、レーザブレイクダウン蛍光発光法の感度評価試験に向けた準備を開始した。

1.2 炉心・燃料の研究

炉心・燃料の研究は、安全性に優れた合理的な設計に反映することを目的に、FBR炉心の特徴である、使用温度が高いこと、高速中性子場で照射されること、ナトリウム等を冷却材に用いること、高燃焼度まで燃料を使用すること等を踏まえて進めている。

（1）炉心に関する研究

炉心の研究は、FBR炉心の特徴である中性子エネルギーとして核分裂スペクトルの数MeV領域から数十eVまでの5桁に及ぶ広い範囲での中性子の反応を精度よく評価するための核特性評価技術の開発、高燃焼度化や高線出力化に対応する燃料体の伝熱流動を評価するための熱流動評価技術の開発を進めている。

核特性評価技術の開発では、最新解析コードと核データライブラリを用いた「常陽」及び「もんじゅ」の実験解析データベースの構築のため、解析に用いる「もんじゅ」の実験データを収集した。

（2）燃料に関する研究

燃料の研究は、燃料サイクルコストの低減や炉心サイズのコンパクト化を図るため、MOX燃料を中心に、集合体取出平均燃焼度150GWd/t、ピーク線出力400W/cm以上、被覆管最高温度約700以上を目標とし、燃料ペレットから集合体規模までの挙動を評価するための燃料特性評価技術開

発、高燃焼度下でのスエリング特性に優れた材料を開発するための炉心材料開発に重点を置いて進めている。また、FBRサイクル実用化戦略調査研究で対象となっている金属燃料や窒化物燃料、振動充填燃料、マイナーアクチニド(MA)含有燃料等の新型燃料開発を進めている。

燃料特性評価技術開発では、燃料挙動解析コード“CEDAR”の化学的挙動モデルの高度化、燃料ペレットにおけるPu再分布挙動の評価に資するため、拡散係数測定試験の準備を継続した。

炉心材料開発では、露国原子炉科学研究所(RIAR)で製造したODS鋼燃料ピンの露国高速実験炉BOR 60での第1期照射試験を終了した。

(3) 照射技術開発及び照射後試験技術開発

「常陽」では、照射試験ニーズに対応した照射装置の開発や照射条件評価のための照射技術開発を進めている。また、「常陽」等で照射した燃料や材料は高線量となることから、遮蔽窓越しにマニプレータを用いた遠隔操作により照射後試験を行う。このため、遠隔操作性・保守性に優れ高精度でデータ採取を可能とするための試験技術開発を進めている。

照射技術開発では、プラントの状態監視・異常検知の観点から、安全性・信頼性の向上に反映するため、光ファイバーによる計測システムの開発を実施している。当該四半期では、光ファイバーケーブルの放射線誘起伝送損失低減方策の検討を開始した。

照射後試験技術開発では、加熱炉を用いた熱過渡試験装置による燃料ピン試験技術開発のためのモックアップ試験の検討を継続中である。また、2003年度に整備した精密試験片加工機を用いて、照射済の材料から引張試験片の採取・加工を行なうための試運転を開始するとともに、磁化測定装置をセル内に設置し、「常陽」で照射し、クリープ試験を行ったSUS304、316FR試験片の磁化測定を開始した。

(4) 分離変換技術開発

長寿命核種(核分裂生成物、アクチニド核種)の分離変換技術は、放射性廃棄物の廃棄量の低減、ウラン資源の利用効率の向上や白金族元素等の希少金属の回収、有効利用等を目的に技術開発を進めている。

全アクチニドの同時一括抽出法に関する露国フローピンラジウム研究所(KRI)との共同研究に

ついて、実溶液を用いた試験の準備に着手した。MA/Ln高効率分離法に関する東工大との共同研究にて、Am、Cm、Cfの分離に成功した。また、分離変換による地層処分の負荷低減効果の定量評価に関する米国カリフォルニア大学との共同研究を継続した。

1.3 構造・材料の研究

FBRの構造・材料の研究は、炉の使用期間に渡って運転温度が高温(「もんじゅ」の場合、原子炉容器出口最高温度529℃)で、かつ、機械的荷重や熱応力の厳しい条件で使用されるというFBR特有の課題に焦点をあてて、プラント建設コスト低減とプラントの高温化・長寿命化、並びに運転信頼性の向上を通じてFBRの安全性、経済性の向上を図ることを目的としている。

(1) 高温構造設計技術開発

高温構造設計技術開発は、主要機器構造の設計最適化と信頼性向上、原子炉構造のコンパクト化と系統構成の簡素化というFBRの実用化の課題を解決するため、構造解析コードの開発、クリープ疲労損傷の防止に重点をおいた強度評価手法の高度化と構造設計基準の整備、熱過渡荷重評価から構造健全性評価を統合して解析する技術の開発、設計から製作・運転・保守を包括的にとらえ構造設計の抜本的な合理化を狙ったシステム化規格技術の開発に重点をおいて進めている。

構造解析コードの開発については、汎用非線形構造解析コード“FINAS”を、実用化戦略調査研究及び基盤研究における種々の解析ニーズ(計算速度の高速化、計算精度の向上など)に反映させている。実用化構造基準の開発として、実用高速炉構造設計基準(FDS)の暫定案作成に向けて試験、解析計画を策定した。システム化規格技術の開発については、信頼度評価、裕度交換(裕度の重複を避け、過剰な裕度を適正な水準に設定すること)及び各種条件に関する技術的選択肢の設定作業に向けた検討を継続した。

(2) 材料評価技術開発

FBRの構造材料は、高温すなわちクリープ現象が生じる温度領域で使用されること、ナトリウム等の液体金属が冷却材として使用されること等から、軽水炉ではさほど重要でないクリープやクリープ疲労に対する強さ、さらには延性などの高温における材料特性や耐食性に優れていることが

要求される。このため、高温強度に優れた低炭素・窒素添加のオーステナイト系ステンレス鋼（316FR鋼）や高クロムフェライト鋼等の材料開発、材料強度データベースと材料強度基準の整備、高温強度・寿命評価法の開発、高温・長時間使用環境下における構造材料の損傷機構の解明と損傷検出技術の開発、ナトリウムや鉛ビスマス（Pb Bi）などの冷却材に対する構造材料の耐食性評価と腐食機構の解明に重点をおいて進めている。

高クロムフェライト鋼の材料開発では、FBR用12Cr鋼（HCM 12A）に関し、化学調整材及び実機損傷材のクリープ試験に着手した。Pb Bi腐食特性評価及び腐食制御基礎技術の開発では、2004年度より独国カールスルーエ研究所（FZK）共同で酸化皮膜の安定性評価及び溶接部の耐食性評価を開始した。また、低酸素分圧下Pb Bi中における鉄鋼材料の腐食特性について、第12回原子力工学国際会議（ICONE12 2004年4月25日～29日）で報告した。水素製造技術開発に関しては、「ハイブリッド熱化学法」のプロセスを模擬する装置（図2に試験装置全体図を、図3にプロセスフローを示す。）にて、FBR温度レベル（500～550）の熱エネルギーでの安定した運転による水素製造に成功し、本成果を第15回世界水素会議（2004年6月28日～30日）にて報告した。

（3）耐震設計技術開発

FBRの機器類は、低内圧と大きい熱応力を考慮して相対的に薄肉構造を採用することから、耐熱応力設計に加えて耐震設計を十分に行うことが重要となる。また、FBRに免震構造を採用すること

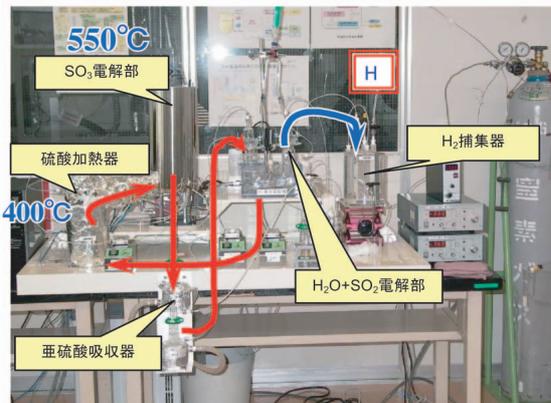


図2 水素製造原理実験装置

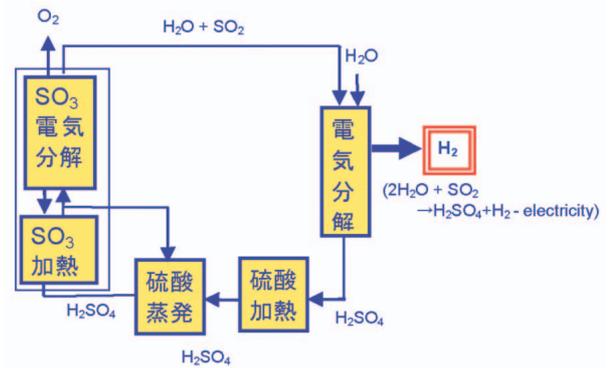


図3 プロセスフロー図

により地震入力を低減でき、物量削減や設計の簡素化・標準化等が期待できる。このため、地震時の高温配管の耐震強度評価法の開発、地震荷重を根本的に緩和する技術としての3次元免震構造とその評価技術に関する研究を進めている。

上下免震評価法の開発においては、設計手法及び応答解析手法の適用性判断に用いる小型モデル試験及び免震要素（皿ばね）の長期安定性確認試験の準備を進めた。3次元免震構造とその評価技術については、3次元免震技術指針（骨子）のまとめに向けて、免震性能、成立性及び経済性評価の計画策定を継続した。

2. 高速実験炉「常陽」

「常陽」は、液体金属ナトリウム冷却のFBR実験炉として、1977年の初臨界達成以来、熱出力50MW及び75MWでの増殖炉心（MK炉心）による運転を経て、1983年から照射用炉心（MK炉心）として、熱出力100MWでの照射運転を、2000年6月末に累積運転時間約6万1千時間、積算熱出力約50億6千万kWhを達成し、MK炉心としての運転を終了した。

その後、照射性能向上を目的とした炉心・冷却系の改造を行い、2003年11月に高性能照射炉心（MK炉心）として使用前検査に合格し、本格運転に向け、燃料交換作業や自己作動型炉停止機構（Self Actuated Shut down System：SASS）の炉内試験装置の設置作業等を進めた（図4参照）。当該四半期は、SASSの炉内試験装置の設置を完了した後、2004年5月24日に原子炉を起動し、MK第1サイクル運転（～7月27日）を開始した（表1工程表参照）。

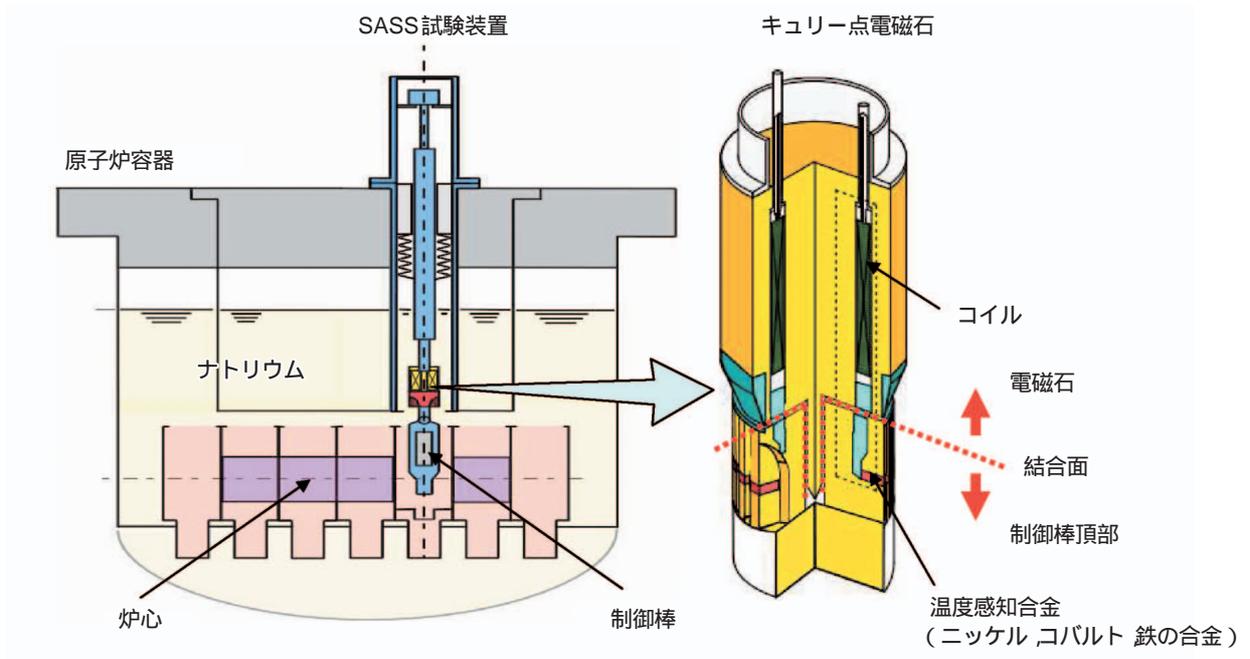


図4 SASS試験装置の概念図

表1 高速実験炉「常陽」運転工程表

	2004年度	2005年度	2006年度
「常陽」運転工程	MK 運転 (140MW)	第14回定期検査	MK 運転 (140MW)
			第15回定期検査

(大洗：開発調整室)



- 高速増殖炉サイクルの研究開発 - 高速増殖炉燃料の研究開発

1. 燃料の研究開発等

燃料の高燃焼度化，原子炉の運転期間の長期化等によって高速増殖炉 - 燃料サイクルのトータルコスト低減が可能となる太径中空燃料を用いた炉心・燃料概念の検討・開発を進めている。

当該四半期では，太径中空燃料の炉内性能（高線出力化）等を確認するための溶融限界照射試験計画を検討した。

また，高速増殖原型炉「もんじゅ」において，当面の課題である高次化プルトニウム等の原料利用における製造条件の裕度拡大等を含めた柔軟性の向上，ペレット歩留まりの改善による燃料供給能力の向上等を念頭に，ペレット密度を高めた炉心・燃料像について概念設計検討を開始した。

2. 燃料製造技術開発

高密度中空ペレットは，高速増殖炉の運転サイクルの長期化（高稼働率），燃料費低減のための高燃焼度化並びに高線出力化等に効果がある。このため，この中空ペレットの安定製造及び製品収率の向上を目的とした技術開発を行っている。

2004年度は，前年度に引き続き中空ペレット製造用モックアップ試作機（成型設備）を用いて，模擬粉末による機器単体の性能評価試験を実施している。

当該四半期においては，乾式ダイ潤滑型成型技術の確証試験を行った。

簡素化プロセス技術の開発は，MOX（混合酸化物）燃料の製造プロセスを大幅に削減し，製造コストを抑えることを目的としている。

簡素化プロセス技術の開発として，本プロセスにより製造されたMOXペレットの照射性能を確認するため，2007年度から「常陽」で実施する照射試験に合わせて，2004年度より試験燃料の製造を行う計画である。

当該四半期においては，この試験燃料製造の準備として，再処理転換施設より受け入れたプルトニウム富化度調整済み原料粉末を用いて成型・焼結試験を実施した。

スフェアパック燃料開発のうち，粒子燃料製造については，応用試験棟の振動充填燃料製造試験装置を用いたウラン粒子の製造試験を継続している。充填試験については，ウラン試験と模擬粒子を用いたコールド試験を並行して進めるとともに，充填ピンの検査技術開発として2003年度に設置したコールド試験用X線ラジオグラフィ検査装置を用いた試験準備を進めている。

スフェアパック燃料の照射試験については，スイスPSI（ポール・シェラー研究所）及びオランダNRG（Nuclear Research and Consultancy Group）との共同研究により実施しており，2004年1月から3月にかけてHFR（High Flux Reactor）において照射した試験ピンの照射後試験を継続した（写真1参照）。

スフェアパック燃料用設計コードの開発については，HFRにおける照射データとの比較検証作業

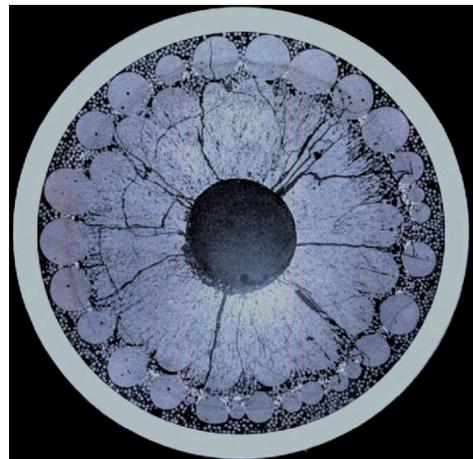


写真1 スフェアパック燃料の照射後の金相写真

を行っている。また、微焼結粒子充填体の熱伝導度測定試験を継続している。

3. 核変換の技術開発

核変換技術開発は、高レベル放射性廃棄物(HLW)中の放射性物質を、核反応を利用して短寿命核種や非放射性核種に変換し、管理の時間を短縮することを目的に進めている。その中で、工学的に可能な技術とするために必要不可欠な核反応断面積データの実験研究及び測定技術開発を実施している。

米国ORNL(オークリッジ国立研究所)との共同研究の一環として、 $Tc\ 99$ 、 $Zr\ 93$ 、 $Pd\ 107$ のkeV領域の中性子捕獲断面積を測定するため、新ビームコースをオークリッジ電子線加速器施設内に整備した(写真2参照)。

また、核断面積測定技術開発の一環として、即発ガンマ線分光法と飛行時間測定法による断面積測定手法の開発を並行して継続実施した。

核データ測定精度の更なる信頼性向上を目指して、文部科学省公募型研究の一環として「高度放射線測定技術による革新炉用原子核データに関する研究開発」を継続し、革新的な核データ測定装置の全立体角Ge検出器開発の技術要素である、反

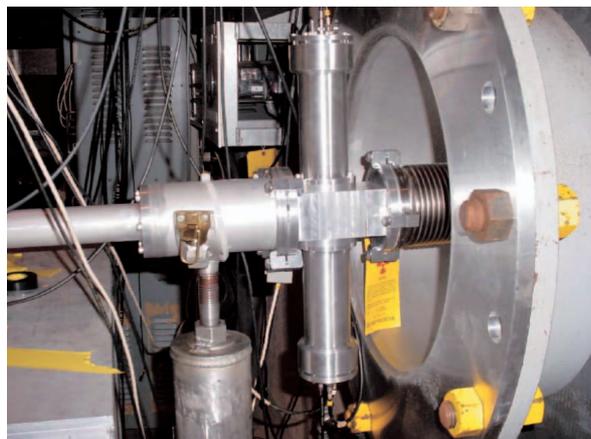


写真2 中性子捕獲断面積測定用新ビームコース

同時計測用BGO検出器の開発及びGe検出器のセグメント化技術開発を実施した。

4. 燃料製造

2003年4月より「常陽」MK 第一次取替燃料集合体(85体)の製造を行っている。

当該四半期において、燃料集合体85体すべての組立を終了した。これまでに燃料集合体66体の官庁検査を受検し、合格した。組立の終了した残り19体の燃料集合体については、7月中旬に官庁検査を受検する予定であり、この合格をもって燃料製造を完了する。

また、上記燃料集合体の大洗工学センターへの輸送(第1回目)を行った。

5. 照射試験用燃料要素の製造

「常陽」破損燃料集合体位置検出装置(FFDL)のMK 炉心における性能確認等を行うため、人工欠陥(スリット)を設けた燃料要素を照射する試験(F4B試験)が計画されている。

当該四半期において、このF4B試験に供給する照射試験用要素4本の製造を行うとともに、官庁検査を受検し、合格した。今後、「常陽」MK 第一次取替燃料集合体の輸送に合わせて、「常陽」へ輸送する計画である。

6. プルトニウム系廃棄物処理技術開発

プルトニウム廃棄物処理開発施設では、プルトニウム系廃棄物の減容・安定化処理技術の開発を目的として、難燃物焼却設備等の実証運転を実施している。

当該四半期においては、運転計画に従って、難燃物焼却設備の実証運転(04-01キャンペーン; 4月~8月初旬予定)を行った。

(東海：環境保全・研究開発センター)
プルトニウム燃料センター)



- 高速増殖炉サイクルの研究開発 - 高速増殖炉燃料再処理技術の研究開発

1. 再処理プロセスの開発

1.1 湿式法

湿式法については、経済性等の高速炉燃料サイクル実用化の要件に応えるため、湿式再処理工程の合理化やマイナーアクチニド(MA)回収技術、FP分離技術に関する研究開発を実施している。

(1) 簡素化再処理技術開発

現行の再処理技術を見直し、実用化を念頭に、経済性等に優れた先進的な再処理プロセスとするため、溶解・抽出技術に関する効率化及び簡素化に係る要素技術や晶析技術に関する要素技術の開発を進めている。

高レベル放射性物質研究施設(CPF)では、2003年10月より高濃度溶解液を得るための基礎検討として、粉化燃料溶解に関するデータを収集し、評価解析を継続している。

また、使用済燃料を用いた高濃度溶解液の晶析挙動評価試験を実施し、除染係数やウランの収率等に関する基礎データを収集して評価解析を継続している。

なお、遠心抽出器を用いた抽出試験でのネプツニウム(Np)の共抽出挙動等については、分析作業を継続している。

(2) マイナーアクチニド等の湿式分離研究

MA回収技術開発の一環として、2003年に実施した使用済燃料溶解液の抽出試験により発生した高レベル放射性廃液を使用し、アメリカシウム(Am)等をCMPO溶媒(TRU抽出プロセスに用いられる溶媒)を用いて分離するSETFICS試験(溶媒抽出法ベースのMA回収プロセス試験)を2004年3月に実施した。現在、MA元素の分離挙動把握のために分析やデータ解析を継続している。

(3) 超臨界直接抽出試験(代替技術)

経済産業省公募研究の一環として、湿式法の代替技術候補である超臨界直接抽出の試験研究を進

めている。

超臨界直接抽出技術は、硝酸を抽出したTBP溶媒を超臨界二酸化炭素にて希釈し、使用済燃料と接触させてウランとプルトニウムを選択的に回収するという代替技術である。

CPFに試験装置を設置し、未照射MOX燃料を用いた超臨界直接抽出試験を実施した。現在、分析作業を実施している。

1.2 乾式法

現行の再処理法と比較し、経済性に優れることが期待されている乾式法の技術開発を進めている。

乾式再処理プルトニウム試験に関する(財)電力中央研究所との共同研究契約に基づいて、CPFに設置した金属電解法プルトニウム試験設備を用いたウラン試験により、Li還元、電解還元、蒸留の一連のプロセスを通じた回収率等のプロセスデータを取得した。これまでにウランを用いた試験を5回実施し、当初予定していたウランデータの取得及びプルトニウム試験実施のための装置操作性等の確認が終了した。

酸化物電解法については、応用試験棟に設置した熔融塩電解試験装置を用いて、塩中の核物質を回収する絞り電解試験を行った(写真1参照)。

また、電気事業者がRIAR(ロシア原子炉科学研究所)に委託して実施する実使用済燃料試験の試験条件等の検討に参加した。

分析技術開発については、熔融塩(NaCl CsCl塩、温度約650)中で各種元素が混在する条件(Sm、Ndの共存)での吸光度測定試験を開始した。

2. 機器・材料開発

2.1 前処理工程機器開発

新型解体技術開発としては、YAGレーザー及び機械的切断方式に関する検討結果を整理し、解体方



写真1 絞り電解前後の塩サンプル
(ウラン塩化合物は黄色を呈する)

式の絞り込みと装置概念の設計に必要な要素技術の選定、要素試験計画の立案を行った。

使用済燃料粉碎化技術開発としては、2003年度に第二応用試験棟に据え付けた機械式脱被覆システム装置(写真2参照:機械式破碎要素試験機,分級搬送装置,磁気分離要素機)を用いたコールド基礎試験に向けた準備作業として、試験装置周辺の設備整備並びに作業マニュアル等の作成を進めた。また、燃料ピンの細粒化による燃料回収率及び燃料純度の向上を図るため、スクリーンの改造を進めている。

2.2 分離工程機器開発

乾式再処理機器開発としては、増埧冷却式高周

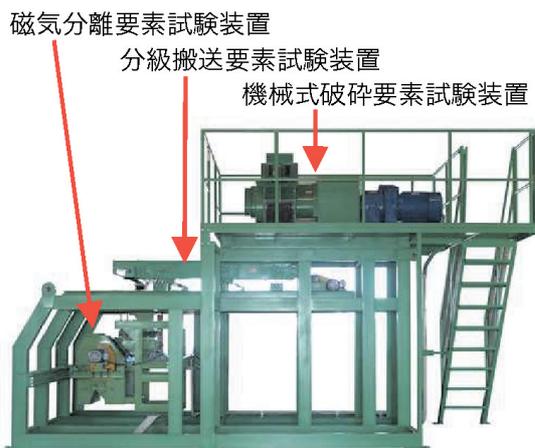


写真2 機械的脱被覆システム試験装置

波誘導加熱(CCIM技術)を採用した形状管理型溶融塩電解槽の商用規模での加熱特性を評価するため、工学規模のCCIM型電解槽試験装置で得られた加熱試験結果を基に実効熱伝導率等のパラメータを導入した計算コードを用いて熱解析を実施した(図1参照)。

塩蒸留装置の開発については、コールド条件での塩蒸留基礎試験を継続し、長時間蒸留時における塩蒸留挙動のデータを取得中である。

湿式再処理機器開発については、遠心抽出器の振動特性試験を実施し、ロータ部及び駆動部全体の系における振動データを取得し、その特性を把握した。

2.3 材料技術開発

被覆管用材料ODS鋼(フェライト系,マルテンサイト系)について、硝酸溶液中での腐食試験を行い、腐食速度や電気化学的挙動について調査を行った。

3. 関連施設の設計・建設

3.1 リサイクル機器試験施設(RETf)の計画

今後の利用計画についての検討を進めている。

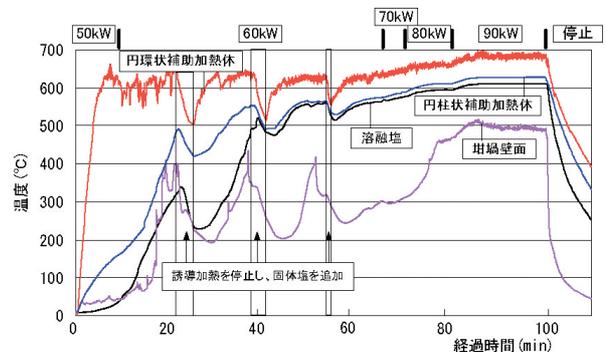


図1 工学規模CCIM電解槽加熱試験における各部位の経時変化の例

(東海:環境保全・研究開発センター)



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

1. 地層処分研究開発

1.1 処分技術の信頼性向上

(1) 緩衝材の連成挙動に関する研究

熱 - 水 - 応力 - 化学連成挙動に関する連成評価モデルの開発を継続して実施している。また、熱 - 水 - 応力連成試験設備 (COUPLE) を用いた連成挙動試験のための準備に着手した。

(2) 緩衝材の長期力学的変形挙動

緩衝材の基本特性については、海水条件下におけるデータの拡充という観点から NaCl 溶液を用いた透水試験を開始した。また、埋め戻し材の基本特性データの取得を目的に降水及び海水条件下での試験を継続した。さらに、緩衝材の流出に関する研究として、CT スキャンによる亀裂内侵入ベントナイトの密度分布測定や降水・海水条件下での緩衝材クリープ試験を行うとともに、高压ガス製造設備に該当するガス移行試験設備の一部の更新に伴う軽微変更届を茨城県に提出した。

(3) 緩衝材の化学的相互作用による変化

ベントナイト - 鉄反応の加速試験用試料として層間イオンを Fe^{2+} に置換した試料を用い、オートクレーブを用いて 250 での加熱試験を行い、試験後 1 ヶ月の試料分析を実施した。また、雰囲気制御ボックス中の恒温槽を用いて 150 での加熱試験を開始した。さらに、緩衝材の変質・劣化にかかわるこれまでの技術的知見を集約し、緩衝材の長期安定性評価技術の現状について技術資料として取りまとめた。

(4) オーバーパック材料の腐食評価に関する研究

炭素鋼の腐食挙動に関して、マグネタイト影響評価試験、溶接影響評価試験の準備に着手した。チタンの不動態皮膜の安定性及び水素吸収挙動に関して、主に還元性環境での実験研究を継続するとともに、3 年間浸漬した試料の取り出し、評価を行った。銅については、酸化性環境及び緩衝材

中における腐食局在化に関する試験、還元性環境における硫化物の影響試験を継続するとともに、セメントの影響評価として、高 pH 下における腐食挙動試験を行った。

(5) ナチュラルアナログ研究 [地層処分で想定される現象と類似した自然界での現象についての研究]

火山ガラス等のナチュラルアナログ研究については、既存のデータの整理や新たな試料の適用性に関して検討を行っている。金属ナチュラルアナログ研究として、宮崎県内 4 ヶ所、青森県内 3 ヶ所の遺跡から出土した鉄器 8 点の腐食状況と埋設環境の調査を行った結果について整理しており、2004 年 9 月の学会 (第 51 回材料と環境討論会) にて発表予定である。

(6) 公募型研究

核燃料サイクル公募型研究で実施している「緩衝材及び周辺岩盤の力学的安定基準の作成」においては、2004 年度に実施する研究計画を立案した。

1.2 安全評価手法の高度化

(1) 水理・物質移行に関する研究

多孔質媒体水理試験装置 (MACRO) を用いた試験研究では、沿岸域等での地下水中の塩水と淡水の境界の様子を調べることを目的とした淡水中への塩水浸入試験の一環として、均質な透水性の地層を模擬した場での塩水くさび (塩水と淡水の密度の違いにより、塩水が淡水の下部にくさび状に浸入する現象) を再現するための試験の準備を行った。

堆積プロセスを考慮した地質構造の推定手法開発については、幌延周辺に分布する新第三紀層の堆積環境の推定結果及び地層ごとの空隙構造の違いについて取りまとめ、欧州地球科学者・技術者学会 (EAGE) (2004 年 6 月 7 ~ 10 日、フランス)

において報告を行った。

亀裂ネットワーク岩体水理物質移行試験設備 (NETBLOCK) に付設された岩体試料平面研削装置により、単一亀裂を有する花崗岩体 (1辺10cmのブロック岩体) を研削・写真撮影し取得した亀裂開口幅分布の解析を実施した。

亀裂状媒体水理試験装置 (LABROCK) を用いた試験研究では、単一亀裂を有する花崗岩体 (1辺10cmのブロック岩体) を対象として2003年度までに実施した亀裂表面形状測定 (レーザーを用いた非接触式測定及びプローブを用いた接触式測定) X線CT装置を用いた非破壊測定及び上記の岩体研削・写真撮影による測定の結果に基づいて、異なる4種類の測定方法による亀裂開口幅データの比較検討に着手した。

(2) 不確実性評価に関する研究

データ不確実性を確率分布として設定する手順について、母岩の分配係数 (K_d) の設定を例とした試行を継続するとともに、手順を進める上で必要となる具体的な作業内容の整理を行った。また、ガラス固化体の溶解に対する割れの影響に関するモデル構築と評価、及び感度分析における決定木分析手法 (データマイニングで用いられる手法の一つ) の適用性の検討の2件について、成果を技術資料としてまとめた。また、シナリオの不確実性として、天然現象の影響評価に供するための天然現象の発生やそれによる影響に関する情報の整理を東濃地科学センターと共同で実施している。

(3) 生物圏評価に関する研究

最新の知見に基づく評価式とデータの更新を行った生物圏評価モデルを用いて、パラメータの重要度を把握するための感度解析を開始した。

(4) 技術情報統合システムに関する研究

技術情報の体系化及びデータベースの機能を有する基本システムについて、試運用に向けての準備を開始した。

(5) 性能評価研究

2003年8月1日より外部公開した熱力学データベース及び収着データベースホームページの運用を継続した。また、熱力学データベースの一部に入力ミスがあったため訂正し、ホームページ上で修正版を公開した (2004年4月22日)。収着データベースについては、利用者がより使い易いシステムにするための改良版の作成検討や利用者がホームページ上で収着データ検索が行えるシステムの

構築を行っている。コロイドの影響を考慮した核種移行モデルの開発に関しては、実験とその解析を通じて、核種 - コロイドの収着反応を速度論により扱うことの重要性が認められたことから、それを米国材料学会の放射性廃棄物の科学的基準に関するシンポジウム (2004年4月12~16日, 米国) で報告するとともに、国内の学会 (日本原子力学会和文論文誌) に研究論文を発表した。緩衝材間隙水の研究に関しては、クニゲルV1を用いたこれまでの試験 (蒸留水, 低アルカリ性セメント液) で認められた溶液接触面付近の間隙pH低下の原因を把握するため、クニピアFを用いた黄鉄鉱の有無による影響を確認するための試験準備を行った。

(6) 地層処分放射化学研究施設 (QUALITY) 等における核種移行研究

QUALITYにおいては、イオン強度 (I) をパラメータとした $NpO_2 \cdot xH_2O$ (am) の溶解度試験を実施し、 $I = 0$ での溶解度積を導出した。また、フミン酸共存下での Np () の溶解度試験を継続した。収着試験に関しては、海水条件におけるベントナイト及び岩石に対する Se の収着試験を継続するとともに、ベントナイトコロイドに対する Np 及び Cs の収着試験を継続した。さらに、 CSH (Ca - Si水和物) への Ra の収着試験を開始した。拡散試験に関しては、先行基礎工学研究で実施した成果を受け、鉄共存下でのベントナイト中の Np の拡散試験を継続した。

また、CPFにおいては、実ガラス固化体からの Cs の浸出試験準備を開始した。さらに、プルトニウム燃料第一開発室において還元条件下での凝灰岩に対する Pu の収着試験を継続するとともに、還元条件下での Pu の拡散試験を開始した。

(7) 博士研究員による研究及び先行基礎工学研究

博士研究員による研究「海水系地下水条件での堆積岩及びその岩盤亀裂充填鉱物に対する核種収着挙動とそのモデル構築」においては、幌延地域の堆積岩に対する Cs 及び Se の収着試験を継続している。「均質化法に基づくマイクロ - マクロモデルによる核種移行解析の高度化」においては、均質化解析システムの構築に着手し、拡散解析コードとメッシュジェネレータの改良を行いマイクロモデルの3次元解析を実施した。「画像可視化計測手法による地下深部単一岩盤亀裂内水理・物質移動メカニズムの解明及び高精度モデルの構築」においては、単一亀裂の可視化水理・トレーサー試験の

準備及び画像可視化計測システムの開発に着手した。

先行基礎工学研究で実施している「セルオートマトン法による亀裂ミクロ構造を考慮した流体物質移動解析」においては、2003年度までに構築した解析手法の適用性検討として、単一亀裂を有する花崗岩体（1辺10cmのブロック岩体）で取得された亀裂開口幅データを用いた解析に着手した。また、2004年度より新たに筑波大学との共同研究で「深部地下水組成推定のための花崗岩超流体化学組成に関する研究」について着手した。

2. 深地層の科学的研究

2.1 地質環境の長期安定性に関する研究

隆起・侵食に関する研究では、10万年オーダーの隆起・侵食が地質環境に与える影響を把握するための、地形変化シミュレーションモデルの開発を継続した。気候・海水準変動が地質環境に与える影響を把握するため、海水準変動にともなう平野の地層・地形の発達に関する調査を開始した。

火山活動に関する研究では、地下深部のマグマ・高温岩体等の探査技術の一環として、地磁気地電流法（MT法）による観測データの品質が比抵抗構造解析に及ぼす影響について検討を進めた。また、過去から現在までの火山・地熱活動の履歴を精度良く把握するための調査技術として熱年代学的手法や多量屈折率測定地質解析法（RIPL法）等の適用性の検討を進めた。マグマ・高温岩体等による周辺岩盤への影響を評価するため、坑井温度プロフィールから熱流束、熱水の上昇速度を算定する方法（一次元熱輸送モデル）について検討した。また、日本全国坑井温度データベースを作成し、機構ホームページより公開した。

地震・断層に関する研究では、地下の震源断層を抽出する技術開発の一環として、地下での震源断層の存在が指摘されている中国地方を事例研究の対象とし、潜在的震源断層の活動に伴う地形・地質学的特徴の解析方法に関する検討を行った。また、断層活動による地質環境への力学的及び水理学的な影響を把握する手法の開発を目的として、活断層帯の三次元分布と発達過程に関する調査・解析手法の検討を行った。

地質環境の長期安定性に関する研究で得られたデータを効率的に活用できるよう、収集データを一元管理するためのGIS（Geographical Informa-

tion System：地理情報システム）データベースの整備を継続した。

陸域地下構造フロンティア研究のうち、地震発生に関する研究では、弾性波アクロスの東濃鉱山内での観測試験を継続し、送受信のルーチン化を進めた。また、正馬様用地内で地震観測を継続した。電磁アクロスについては、東濃鉱山から連続送信した電磁アクロス信号を正馬様用地内で受信する電場・磁場観測を継続した。また、幌延遠隔モニタリング技術開発を支援し、弾性波アクロス及び電磁アクロスの送信点及び受信点の候補地を選定した。活断層帯での地殻活動研究では、測地用GPS観測網による跡津川断層周辺の精密地殻変動観測のほか、地震観測、地殻応力観測を継続した。また、活断層破碎帯での地球化学的調査を実施した。

ナチュラアナログ研究については、地質環境の変化がウラン鉱床の長期保存に及ぼした影響の評価に関わる研究の一環として、地下水・岩石・微生物の相互反応による酸化還元緩衝能力に関する研究を実施した。また、東濃ウラン鉱床周辺の地史の取りまとめを行った。

2.2 地質環境特性に関する調査研究

(1) 広域地下水流動研究

地下水涵養量の算定及び表層部の地下水特性の長期的な変化を把握するために、表層水理観測機器を用いた長期観測を継続実施した。

深層を対象としたボーリング調査（DH 14, 15号孔）は、DH 14号孔については調査・試験結果の取りまとめを行った。DH 15号孔については水理観測を継続中である。また、既存ボーリング孔における地下深部の水圧及び水質の長期的な変化の観測を継続した。

2.3 超深地層研究所計画

(1) 調査試験研究

瑞浪超深地層研究所

超深地層研究所計画における第1段階（地表からの調査予測研究段階）の調査研究の一環として、瑞浪超深地層研究所用地の地質環境特性を把握するための調査研究を継続した。また、第2段階（研究坑道の掘削を伴う研究段階）の調査研究を開始した。

2003年3月より開始した深層ボーリング調査

(予定掘削長約1,350m)は、6月末現在、深度980m付近に到達した。

浅層ボーリング孔4孔を利用した地下水長期観測を継続中である。これらのボーリング調査から得られた岩石や地下水の試料を対象とした各種室内試験・分析を実施した。

研究所用地周辺の地質構造を把握するための地上物理探査の準備を開始した。

地質環境のモデル化・解析については、文献調査・地表踏査・物理探査、及び既存ボーリング孔・浅層ボーリング孔による調査の2段階の情報により構築した水理地質構造モデルを用いて、情報量の増加に伴う不確実性低減の過程を評価するための地下水流動解析を実施中である。

第2段階(研究坑道の掘削を伴う研究段階)の調査研究として4月より開始された立坑坑口下部工事に伴い、坑壁の地質調査を開始した。

調査技術開発については、第2段階以降の調査研究で必要となる調査手法の整備に向け、ボーリング掘削技術、初期応力測定装置、データベースの機能整備に関する今年度の実施内容を検討した。

工学技術の基礎に関する研究については、情報化施工、品質保証、突発湧水対策、地震動評価に関する今年度の実施内容を検討した。

正馬様用地

既存試錐孔を利用した地下水の水圧の長期観測及び地下水涵養量の算定を主目的とした表層水理定数観測を継続中である。

(2) 施設設計及び建設管理

瑞浪超深地層研究所における研究坑道掘削工事において、主立坑及び換気立坑の坑口下部(深度

10mから深度50m程度まで)の掘削工事を実施している。坑口下部は、発破掘削、ずり搬出、覆工コンクリート打設等の作業を1サイクルとし、1サイクルで深度1mの進捗を標準としている(6月末現在、主立坑及び換気立坑とも深度30m程度まで掘削)。この1サイクルごとに調査研究として、地質観察、湧水量測定、地下水採取及び化学分析等を実施している。地上設備は、櫓や巻上機室、受電設備の基礎工事、コンクリートプラントの組立等を実施している(写真1、写真2参照)。

2.4 幌延深地層研究計画

2004年度第1四半期においては、2003年度の調査研究成果の取りまとめを行うとともに、各種の現場調査の準備を行った。2003年度調査研究成果については、北海道庁及び幌延町役場において説明を行った。さらに、地域の皆様への説明会を幌延町公民館において開催した(2004年6月23日:写真3参照)。

施設の建設については、研究所用地の造成工事(第1期)を開始した(写真4参照)。

各調査研究における実施内容は以下のとおりである。

(1) 地層科学研究

地質環境調査技術開発

地質調査については、地表地質調査や浅層ボーリング調査計画を検討した。このうち、地表地質調査については、2004年度分の調査を開始した。地上物理探査(反射法地震探査、重力探査)については、2004年度分の調査計画の検討を行った。

表層水理調査については、2002年度に設置した



写真1 瑞浪超深地層研究所：研究坑道掘削状況



写真2 主立坑内部の状況



写真3 2003年度調査研究成果報告
(2004年6月23日 於幌延町公民館)



写真4 研究所用地造成工事

河川流量観測システムによる観測を、研究所設置地区及びその周辺地区内の2河川(ペンケエベコロベツ川, 下エベコロベツ川)を対象に継続実施した。また、幌延町内の4箇所に設置した気象観

測装置による観測を継続した。2004年度に計画している、河川流量計の移設や樹冠上蒸発散量計測について、位置の検討などの準備作業を行った。

試錐調査については、2004年度に掘削予定のボーリング孔3本(HDB 9:深度約500m, HDB 10:深度約500m, HDB 11:深度約1,000m)における調査仕様の検討を行った。

電力中央研究所との共同研究として、コントロールボーリング技術の適用性確認のための現地作業を、2003年度に引き続き実施した。

地質環境モニタリング技術の開発

2003年度までに地下水の水圧・水質長期モニタリング装置を設置したボーリング孔において地下水水圧のモニタリングを継続した。

2004年度に試験観測を予定しているアクロス(電磁アクロス)について、観測位置の選定などの準備を行った。

深地層の工学的技術の基礎の開発

地下施設の実設計を開始した。掘削ズリの保管方法や排水処理方法についての検討を開始した。

地質環境の長期安定性に関する研究

2002年度に開始した各種観測(地震, GPSなど)を継続した。

(2) 地層処分研究開発

下記の ~ の研究項目について、室内試験などを開始した。

人工バリア等の工学技術の検証

設計手法の適用性確認

安全評価手法の信頼性向上

(3) 環境調査

2003年度モニタリング調査結果の取りまとめを行うとともに、2004年度春季調査を行った。

3. 国際共同研究

(1) スイスとの共同研究

スイスNAGRA(放射性廃棄物管理協同組合)と研究協力会議を開催し、2003年度の共同研究成果の確認と双方の研究開発について情報交換を行った。NAGRAとの共同研究の一環として参加しているグリムゼル原位置試験でのCRR(コロイドと放射性核種の遅延評価)プロジェクトについては最終報告書の取りまとめ作業を継続するとともに、次段階プロジェクトの検討を行っている。また、同原位置試験のHPF(結晶質岩中の高アルカリブルームの影響評価)プロジェクトについては、

現地にて採取した岩石を用いた室内試験を東海 ENTRY 及び東濃地科学センターにおいて継続すると共に、HPF プロジェクト終了に向けた最終段階の試験を継続している。瑞浪及び幌延の二つの深地層の研究施設計画に関わる技術的支援の一環として、NAGRA の研究者と共同で現在実施中のボーリング調査や研究坑道の掘削を伴う調査研究計画に関する技術的検討を継続している。

モンテリー地下研究所における国際共同プロジェクトでは、2003年7月より開始したフェーズ9における間隙水の地球化学的評価試験（PC 試験）に継続参加中である。

(2) スウェーデンとの共同研究

スウェーデン SKB（核燃料廃棄物管理会社）との HRL（Hard Rock Laboratory）における共同研究に関し、機関代表者会議・技術評価委員会（2004年5月17～19日、スウェーデン）が開催され、これまでの研究成果の報告、情報交換を行った。プロトタイプ処分場プロジェクト（PRP）については、人工バリア及び周辺岩盤の挙動のデータ取得を継続した。TRUE Block Scale プロジェクトについては、トレーサ試験や亀裂沿いの微小構造解析の結果などに基づく亀裂ネットワークモデルの更新とこのモデルを用いたトレーサ試験の解析を実施した。

(3) 米国との共同研究

米国 DOE（エネルギー省）各研究所との共同研究を実施している。LBNL（ローレンスバークレー国立研究所）とは、水理・物質移行に関わるサイト特性調査及び予測技術に関する共同研究として、幌延深地層研究計画及びエスポ地下研究所 HRL（スウェーデン）で取得されたデータを用いたモデルの改良及び解析を継続した。PNNL（パシフィックノースウエスト国立研究所）とは、ホウケイ酸ガラス中のトリウム の溶解度制限固相の把握、シリカ系での3価のアクチニド元素の挙動にかかわる熱力学データの検討を継続して実施している。SNL（サンディア国立研究所）とは、岩盤中への拡散現象、コロイド移行挙動等に関する実験研究、不確実性評価についての共同研究を継続している。このうち不確実性評価として、地質環境の調査と性能評価の連携について、幌延のデータを例として利用した物質移行に関する感度解析を継続して実施している。

(4) カナダとの共同研究

カナダ AECL（原子力公社）との共同研究については、地下研究施設（URL）でのトンネルシーリング性能試験（TSX）におけるデータ取得を終了し、2003年度末に開始した解体・サンプリングを継続した。

(5) その他の国際協力

多機関が参加している国際プロジェクトに関しては、DECOVALEX（熱・水・応力連成現象解析モデル高度化のための国際共同研究）の新しいフェーズ（DECOVALEX THMC）が立ち上がった。タスクフォース合同会議（2004年6月15～16日、オランダ）が開催され、各機関の参加のもとに実施内容の確認・調整、これまでの成果の報告を行った。

OECD/NEA 熱力学データベースプロジェクト・フェーズ に継続して参画するための契約手続きを行った。

アジア地域での地層処分分野における研究開発協力に関しては、2003年3月25日に協力取決めを締結した KAERI（韓国原子力研究所）との「高レベル放射性廃棄物の地層処分研究開発分野における核燃料サイクル開発機構と韓国原子力研究所との間の取り決めの付属書」（2004年4月）及び附属書に基づく覚書（2004年5月）を締結した。

4. 関係機関との協力

電力中央研究所（電中研）との協力として、幌延における2004年度の共同研究のテーマの一つである、コントロールボーリングの掘削作業（予定掘削長700m、）を開始した。（2004年6月）

5. 研究成果の公的資源化

「地層処分技術に関する研究開発報告会」（2004年2月26日）での研究開発成果の進捗等の報告資料とパネル討論「事業化段階における研究開発の役割と課題」の内容についてホームページに公開した。

(<http://www.jnc.go.jp/kaihatu/tisou/tisouqa/hokoku/panel1.html>)

2003年度における地層処分技術の研究開発全体の進捗を取りまとめる2003年度報告書のドラフトを作成した。

（本社：経営企画本部 バックエンド推進部）



軽水炉燃料再処理技術の研究開発

1. 再処理施設

分離精製工場等は、04 - 1 キャンペーンを2004年6月23日の抽出工程からの核分裂生成物及びプルトニウムの押し出しを終え、これをもって終了した。04 - 1 キャンペーン実績工程を表1に示す。

本キャンペーンの処理量は、約28.6tであり、2004年6月末における使用済燃料の累積処理量は、約1,052tとなった。

本キャンペーンで処理した使用済燃料の性状を表2に示す。

使用済燃料の受入について表3に示す。

1.1 プルトニウム転換技術開発施設運転

プルトニウム転換技術開発施設では、2004年4月から6月にかけて、混合転換に関する技術開発運転を行い、今四半期計上分としてPu + Uを約198kg転換処理し、MOXとして約229kg回収した。また、工程のクリーンアップを開始するとともに、受入計量槽の年次再校正を行った。

なお、2004年6月末現在における累積転換量は、前四半期同様、約13.9トンMOX（約5.7トンPu）である。

1.2 ガラス固化技術開発施設（TVF）開発運転 溶融炉更新工事に伴い、ガラス固化体の製造を

表1 04 - 1 キャンペーン実績工程

項目	2004年		
	4月	5月	6月
キャンペーン			2 23
	注1		注2

注1：使用済燃料せん断処理について記載

注2：抽出工程からの核分裂生成物及びPuの押し出し終了まで

表2* 使用済燃料集合体の性状

項目 原子炉名称	燃料重量(t) 炉装荷時ベース	集合体数 (体)	平均燃焼度 (MWD/T)	冷却期間 (年)
サイクル機構ふげん発電所(低濃縮ウラン燃料)	4.0	26	16,900	5.6~10.4
サイクル機構ふげん発電所(MOX燃料タイプA)	9.5	62	9,000	19.9~24.0
関西電力(株)大飯発電所1号機	0.5	1	21,700	14.6
関西電力(株)大飯発電所2号機	0.9	2	19,800	15.6~22.8
関西電力(株)美浜発電所3号機	0.5	1	8,400	25.5
関西電力(株)高浜発電所3号機	0.5	1	9,000	18.4
九州電力(株)川内原子力発電所1号機	6.4	14	13,100	19.2
九州電力(株)川内原子力発電所2号機	6.4	14	27,700	16.5
合計	28.6	121	-	-

* 端数処理を行っているため、重量の和(又は差)にずれが生じる場合がある

表3 使用済燃料の受入量

原子炉名称	受入量(t)	受入日
関西電力(株)美浜発電所2号機	5.6	2004年4月21日
中部電力(株)浜岡発電所3号機	6.0	2004年5月24日

実施していないため、2004年6月末までのガラス固化体の累積製造本数は前四半期同様130本である。

2004年1月より、ガラス固化技術開発施設(TVF)への改良型溶融炉の搬入・据付作業を開始

し、4月に溶融炉本体の据付を完了した後、溶融炉付帯品の搬入・取付け作業を実施している。

2. 技術開発

2.1 軽水炉燃料の再処理技術開発

(1) ガラス溶融炉に係る技術開発

メーカーとの技術協力協定に基づき実施している日本原燃(株)六ヶ所再処理施設のK施設ガラス溶融炉の実物大の確証改良溶融炉を用いたモックアップ試験(低模擬廃液供給28バッチ,高模擬廃液供給22バッチ)を実施した。なお、次回の模擬廃液供給試験等に向けて溶融炉の改造を実施している。

また、電力会社との共同研究として、ガラス溶融炉の解体に関する研究を実施しており、解体装置等の設計・製作を実施している。

(2) 低レベル放射性廃棄物処理技術開発

1) クリプトン除去技術開発

固定化試験においては、回収クリプトンを固定化した固化体(固定化容器)のクリプトンの保持特性試験を継続実施した。

固定化コールド試験においては、2003年に使用した容器より拡張した容器(ターゲット電極200mm×H520mm)を用いて特性試験を実施した。

クリプトン回収技術開発施設については、高压ガス保安法に基づく保安検査等の設備保安を行った。

3. 関連施設の設計・建設

3.1 低放射性廃棄物処理技術開発施設(LWTF)

(1) 施設の目的

本施設は、東海事業所再処理施設から発生する低放射性の固体及び液体廃棄物の減容処理の実証を目的とする。

(2) 施設の概要

本施設は、低放射性廃棄物処理技術開発棟(以下「技術開発棟」という。)及び発電機棟から成る。

技術開発棟の地下2階には受入貯蔵セル,蒸発固化室,給液調整室等を,地下1階には共沈セル,スラリー貯蔵セル,分析室等を,地上1階にはろ過セル,蒸発固化セル等を,地上2階には吸着セル,吸着室,焼却室,オフガス処理室等を,地上3階には焼却炉排気室,第6安全管理室,更衣室等を,地上4階には制御室,排気室,オフガス処理室等を,地上5階には給気室等を配置する。

また、低放射性液体廃棄物の受入及び払出しのため、技術開発棟は低放射性濃縮廃液貯蔵施設と第三低放射性廃液蒸発処理施設の間に設置された配管トレンチと接続する。

発電機棟の地上1階には発電機室,高压配電盤室等を,地上2階には給気機械室等を配置する。

1) 建家規模

技術開発棟

構造:鉄筋コンクリート造

階数:地下2階,地上5階

建築面積:約2,400m²

(延床面積:約15,000m²)

発電機棟

構造:鉄筋コンクリート造

階数:地上2階

建築面積:約600m²

(延床面積:約700m²)

2) 主要設備

技術開発棟

a) 固体廃棄物処理系

再処理施設より発生する低放射性固体廃棄物は、焼却炉にて焼却する。発生した焼却灰は、ドラム缶に封入し貯蔵施設で保管する。

(主要機器の能力)

焼却炉 約400kg/日以上 1基

b) 液体廃棄物処理系

再処理施設より発生する低放射性液体廃棄物は、沈殿剤等を添加して沈殿物を生成させ(共沈),ろ過処理する。ろ過処理後の廃液は、固化助剤を混ぜて調整後、蒸発缶へ供給し蒸発濃縮を行い、蒸発終了後、直接ドラム缶へ充填し自然冷却により固化体とする。発生した固化体は、貯蔵施設で保管する。

(主要機器の能力)

蒸発缶 約300リットル/日以上 1基

約3m³/日以上 2基

発電機棟

技術開発棟の停電時に必要な電源を確保するため、発電機棟に発電設備を設置する。

(主要機器の能力)

ディーゼル発電機 容量1,000kVA 2基

(3) 進捗状況

1) 許認可

再処理施設に関する設計及び工事の方法に係る軽微変更について、2004年5月10日に経済産業省

へ報告した。

また、再処理施設に関する設計及び工事の方法に係る一部変更について、2004年3月22日に経済産業省へ申請し、2004年5月17日に認可された。

2) 工事

技術開発棟建設工事は、地上階躯体工事を継続

した。

発電機棟建設工事は、地上階躯体工事を継続した。

写真1にLWTFの工事外観を示す。



写真1 LWTFの工事外観

(東海：建設工務管理部)
再処理センター)



環境保全技術開発

1. 低レベル放射性廃棄物の管理

1.1 低レベル放射性廃棄物の処理処分技術開発

サイクル機構から発生する低レベル放射性廃棄物について、安全性を確保しつつ合理的な処理処分を進めるため、以下の対応を図っている。

(1) 低レベル放射性廃棄物管理計画

2002年3月に取りまとめた低レベル放射性廃棄物管理プログラムに基づき、各施設から発生するそれぞれの廃棄物に対して、合理的に廃棄体化処理を行うための廃棄物の分別、処理、廃棄体としての確認の方法に関する検討を継続している。

合理的に廃棄体化処理を行う方法の1つとして、MOX系廃棄物、再処理系廃棄物の処理設備を統合して処理する廃棄体化処理施設の概念検討を実施している。図1にMOX系、再処理系廃棄物を対象とした廃棄体化処理施設の概念フローを示す。また、廃棄物データの精度向上に向けた取り組みとして、再処理系の雑固体廃棄物に付着している核種の組成、放射能濃度のデータ取得を実施している。

(2) 低レベル放射性廃棄物処理技術開発

1) 難処理有機廃棄物処理技術開発

サイクル機構では、焼却処理が困難な廃フッ素油、廃溶媒等の難処理有機廃棄物の処理技術評価を目的として、水蒸気改質処理(スチームリフォー

ミング)法による分解・酸化処理技術開発を実施している。

この方法は、有機物を高温の水蒸気と混合することにより分解・ガス化し、次に空気との酸化反応により水、二酸化炭素等に完全分解・酸化する技術であり、焼却炉と比較して小型、単純構造のため腐食対策が容易、設備コストが低い、大気圧に対し負圧運転可能等の特徴を有している。

2003年度までには、対象廃棄物を模擬したTBP(リン酸トリブチル)溶媒、フッ素系油等の分解・酸化処理のコールド実証試験、コールド試験装置の改造及び管理区域内への移設を行った。完成したホット実証試験装置を写真1に示す。

2004年度は、改造・移設後の実証試験装置を用いた処理試験を開始する予定である。これまでに、文部科学省による施設検査の受検準備、試験環境の整備、安全作業基準・作業マニュアルの作成等を行い、試験開始に向け準備を継続実施している。

(3) 低レベル放射性廃棄物(TRU廃棄物)の処分技術開発

1) 核種移行に係る個別現象モデル/データ整備

セメント系材料の地下水溶存成分・廃棄体溶出成分による変質、地下水溶存成分等やセメント系材料起源の高pHブルームによるベントナイト/岩盤の長期変質への影響及び硝酸塩の変遷に関する

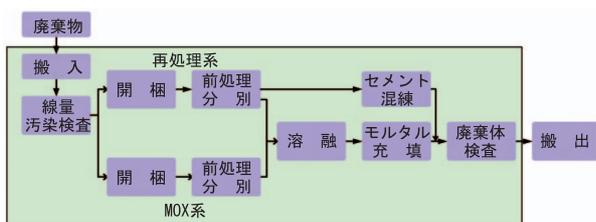


図1 MOX系、再処理系廃棄物を対象とした廃棄体化処理施設の概念フロー



写真1 移設後の水蒸気改質処理試験装置

る研究について、2004年度の計画を策定し、研究に着手した。2004年度は、これまで開発及び取得を行ってきたモデル及びデータを用いてニアフィールドの化学場の変化及びそれに伴う水理場の変化を評価し、第2次TRUレポートにおける核種移行解析における場の設定に資することを目標としている。

また、これまでの研究成果を取りまとめ、国際ワークショップ(2004年4月15日、原環機構、POSIVA主催)及びJNC/Nagraワークショップ(2004年5月10日)で発表した。図2に本ワークショップで報告した緩衝材(ベントナイト)の変質シナリオを示す。

2) 処分システムの長期安定性

ニアフィールド水理場の長期的変遷評価システムの構築に関して、化学的変遷及び力学的変遷に関する個別モデルの開発/確証を行い、これらを組み込んだ二次元評価システムの高度化を継続し、これまでの成果を国際ワークショップ(2004年4月15日、原環機構、POSIVA主催)及びJNC/Nagraワークショップ(2004年5月10日)で発表した。また、第2次TRUレポートにおける水理場条件の設定に資するため、解析及び試験の作業計画を策定し、着手した。

3) システム性能評価

包括的感度解析手法に基づく処分が安全に成立するための条件(成立条件)の抽出に関するこれまでの成果をJNC/Nagraワークショップ(2004年5月10日)で発表した。また、第2次TRUレポートの性能評価、システム設計に資するための成立条件の抽出作業に着手した。本作業においては、

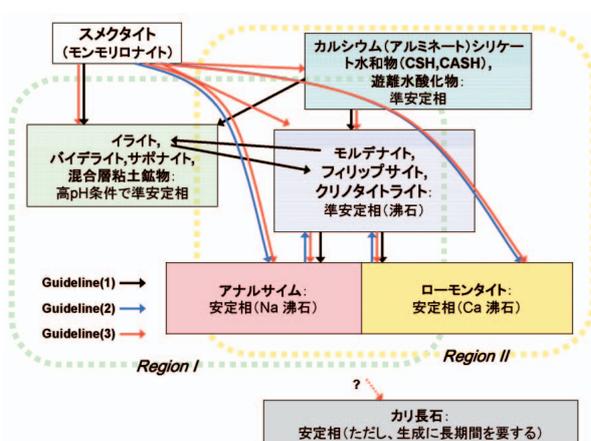


図2 緩衝材(ベントナイト)の変質シナリオ

多様な地質環境及び廃棄体の種類、ベントナイトの敷設の有無などを考慮した成立条件を抽出する予定である。

4) 処分材料の高度化

2004年度はヨウ素フィルタの長期保持性能を有する固化法の一つとして、サイクル機構の自主技術である銅マトリックス固化法により、模擬地下水における浸出挙動の評価等を行う。

(4) ナトリウム洗浄・処理技術の開発

ナトリウムを使用した原子炉施設等のメンテナンスや施設の廃止解体時等には、放射性物質を含むナトリウムが付着した機器、配管等が払い出されるとともに、原子炉の冷却材として使われた多量の放射性ナトリウムが排出される。このため、安全かつ経済的に多量の放射性ナトリウムを処分する技術や機器の洗浄・除染を行う技術確立する必要があり、それらの技術開発に取り組んでいる。

ナトリウム洗浄技術開発については、ナトリウム洗浄時の水滴落下に伴う不安定燃焼の確認試験を開始した。ナトリウム処理技術開発においては、ナトリウム転換基礎試験装置の総合機能試験に向けた準備として装置類の改造に着手した。

2. 廃止措置技術開発

2001年度策定した5ヶ年計画に基づき、以下のとおり各事業所にて施設の廃止措置を進めている。

2.1 「ふげん」の廃止措置

(1) 新型転換炉「ふげん」

新型転換炉ふげん発電所は、2004年3月31日、第18回定期検査を終了し、現在は廃止措置に向けた準備作業を実施中である。

この準備作業の一環として、重水搬出に向けた具体的検討、使用済燃料の輸送準備、廃棄物減容安定化処理装置の設計検討等を実施中である。

「ふげん」はこれまでの25年間の運転を通し、原子力の平和利用のために先駆的かつ優れた功績を残したとして米国原子力学会(ANS)よりランドマーク賞を受賞した。その授与式が2004年4月26日に行われ、ランドマーク賞の認証プレートがTulenکو副会長より殿塚理事長に授与された(写真2参照)。

品質保証の安全規制への取り込みに伴う保安規定は、2004年6月10日に経済産業大臣の認可を受け、翌11日より施行した。



写真2 米国ランドマーク賞認証プレート授与

今後も、安全確保のもと廃止措置に向けた準備作業等を着実に実施していく。

(2) 「ふげん」用燃料の措置

1) 使用済燃料の搬出、輸送等

2004年度の使用済燃料輸送は2回計画しており、第1回(計23回)目の使用済燃料輸送(MOX:34体)を6月28日に行った。従って、2004年6月末現在「ふげん」の使用済燃料貯蔵プールには670体の使用済燃料を保管中である。

また、第2回(計24回)目の使用済燃料輸送は2004年秋頃を予定している。

2) 保障措置

IAEAは、今後原子炉への燃料装荷がないことから唯一のアクセス手段である燃料交換機への封印を検討しており、9月には実施する予定である。

(3) 関連技術開発

1) 照射後試験

「ふげん」で高燃焼度(約40GWd/t)を達成したMOX燃料の照射特性を把握するため、大洗工学センターにて照射後試験を実施中である。本期間中は、大洗工学センターにおいて、被覆管内面の腐食状況、ペレット融点測定、燃焼度測定、O/M比測定を実施している。また集合体を東海再処理施設へ搬入し再処理するための集合体再組立の準備を行った。

2) 高燃焼度MOX燃料の再処理特性研究

上記燃料の一部を利用し、MOX燃料の再処理施設での溶解特性を把握するため、日本原子力研究所と共同で研究を進めている。今期間中は、今年度実施する溶解特性試験について、試験条件の

検討、装置の試運転等の試験準備を行った。

3) 国際貢献

文部科学省原子力研究交流制度

2003年度同制度の計画に基づき、10月27日より受け入れていた6名の研究者(中国)のうち、1名は短期研修で昨年12月に帰国し、残り5名についても予定していたすべての研修を修了し、4月16日に帰国した。2004年度9月からは今年度の受け入れとして中国から4名が来日し、それぞれ研修を行う予定である。

これまでの同制度に基づく研修生の受け入れ実績は2004年6月末現在累計で68名である。

また、同制度に基づく中国への講師の派遣については、2004年度中に1回講師を派遣する予定である。

4) 廃止措置準備

物量データベースの整備、廃止措置エンジニアリング支援システムの構築作業を継続して進めており、廃止措置計画評価システム(COSMARD)について日本原子力研究所と共同研究を継続している。

2004年5月10日から14日にかけて、韓国のテジョンで開催されたOECD/NEA廃止措置協力計画・技術交換会議に出席し、原子炉冷却系の系統化学除染結果及びトリチウム除去技術の開発状況について報告するとともに、海外の廃止措置状況についての情報収集を実施した。

また、5月10日から13日にかけて、米国のワシントンで開催されたICONE 12(原子力工学国際会議)において、「ふげん」の廃止措置準備状況について報告を実施した。

そのほか、放射能インベントリ評価、重水系や炉心等の特有機器の解体手順、除染方法、廃棄物の処理方法等の調査、検討、試験を継続して実施している。

2.2 製錬転換施設の廃止措置

(1) スクラップウラン処理

UF₆破砕乾燥設備による2級品UF₆の乾燥処理を継続した(2004年3月より開始)。

(2) 含ウラン硝酸廃液処理

マイクロ波脱硝試験後の硝酸廃液を処理する硝酸廃液処理試験装置の運転を継続した(2004年3月より開始)。

2.3 ウラン濃縮施設の廃止措置

(1) 原型プラント

第一運転単位（DOP 1）は2001年2月に、原料の供給を終了し、窒素ガスを封入し維持している。第二運転単位（DOP 2）については、1999年11月に、窒素ガスを封入し維持している。

(2) 滞留ウラン除去・回収技術開発

濃縮機器やプラント内に滞留しているウランを除去・回収することを目的として、製錬転換施設においてフッ化ガス（フッ化ヨウ素）製造設備の運転を実施している。また、原型プラントDOP 2においては、滞留ウラン除去・回収試験を2003年7月末まで実施した。その後は、2004年10月に計画している滞留ウランの徹底除染試験に向けての準備作業を継続している。

(3) 遠心機処理技術開発

使用済み遠心機の解体、除染処理技術の開発を目的にパイロットプラント遠心機、原型プラント遠心機の汚染分離試験データの整理を行った。また、2003年度試験した遠心機の部品のうち試験対象ではなかった残余部品などの処理を行った。

2.4 解体エンジニアリングシステムの構築

人形峠環境技術センター施設設備に関するデータベース化の業務を継続するとともに、解体エンジニアリングシステム（プロトタイプ）の構築と

して三次元CADとサブシステムとのリンク化を継続した。

また、センターのウラン系施設廃止措置計画策定に関する検討を継続した。

2.5 デコミッションング技術の開発

大洗工学センターにおいて解体を進めている施設（重水臨界実験装置（DCA））及び今後解体が予定されている施設（旧廃棄物処理建家：旧JWTF）について、その特徴を考慮した解体技術の開発及び合理的な施設解体方法の検討を実施している。これらの検討ツールとして、施設内に設置された機器の情報（3次元位置、材質、放射能量等）を基に解体手順などを選択して、解体に必要なコスト、人員、工程、被ばく量等を算出し、解体計画の最適化を図るデコミッションング評価システム“DECMAN”（図3参照）を開発している。

解体技術開発として、旧JWTFの配管を用いた除染試験の計画検討を開始した。また、解体技術評価手法では、DECMANによる旧JWTF解体計画の評価計算のための施設情報等のデータ入力を完了し、試算を行なった。

2.6 DCA 廃止措置

DCAでは、1969年の初臨界以来、新型転換炉開発のための研究開発を実施し、新型転換炉原型炉

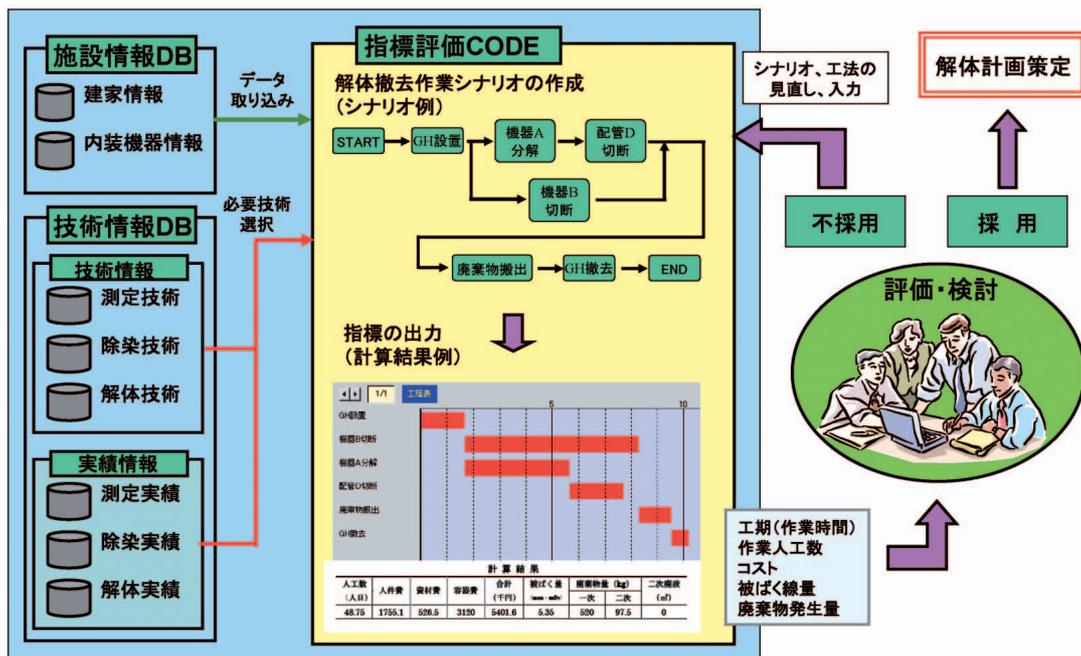


図3 デコミッションング評価システム

「ふげん」の設計、運転及び実証炉の設計に成果を反映し、所期の目的を達成した。その後、1995年から2000年にかけて未臨界度測定技術開発を目的とした研究開発を進め、臨界度モニター開発の見通しを得た。また、1991年より、毎年東京工業大学大学院生の実習の場としても利用され、2001年9月26日に32年間の運転を終了した。その後、2002年1月21日に国に解体届を提出し、廃止措置に着手した。

DCAの廃止措置は、原子炉機能を停止する第1段階（2001年度開始）、燃料棒分解洗浄設備等を解体撤去する第2段階（2003年度開始）、原子炉本体を本格的に解体する第3段階（2008年頃開始）、そして原子炉建屋を解体する最終段階の第4段階（2013年頃開始）に分けて実施する計画で、現在第1段階を終了し、第2段階を実施中である。図4に廃止措置の概略を示す。

当該四半期においては、重水分析用サンプル水の輸送を行なうと共に、第1回目の重水輸送を行った。また、第2回目の輸送準備として、保管容器から輸送容器への重水詰め替え作業を行った。

3．鉱山跡措置

鉱山保安法及び環境保全協定等に従い、構内及び構外の鉱山関連施設の維持・管理を継続した。

鉱さいの措置に関連して、スーパーサイフォンフィルタのろ過砂を用いたラジウム除去の実証試験を継続した（2004年9月末終了予定）。また、坑水処理に係る廃棄物発生量の低減化に向けた水

質調査及び処理の合理化に向けた基礎試験を継続した。鉱さい等の長期的な安定化方策及び安全性にかかわる評価に向けた検討を継続した。また、露天採掘場跡地、鉱さい堆積場周辺の地下水モニタリング及び測定技術開発等を継続した。

4．関連施設の設計・建設

4.1 低放射性廃棄物処理技術開発施設（LWTF）

「軽水炉燃料再処理技術の研究開発」の章に記載。

4.2 固体廃棄物処理技術開発施設（LEDF）

大洗工学センターの「常陽」や照射後試験施設等で発生した放射性廃棄物は、固体廃棄物前処理施設（WDF）等で前処理した後に、日本原子力研究所大洗研究所の廃棄物管理施設で処理・保管を行っているが、廃棄物発生量が貯蔵容量限界に近づいてきている。そこで、廃棄物の高減容化、安定化に関する技術開発とその実証を図るとともに、照射試験等を円滑に推進するための固体廃棄物処理技術開発施設（LEDF）の建設を計画している。

[施設の概要]

処理能力：約13トン/年

建家規模

・構造：鉄筋コンクリート造

処理フロー及び建家概念

・図5にLEDFの処理フローと建家の概念を示す。

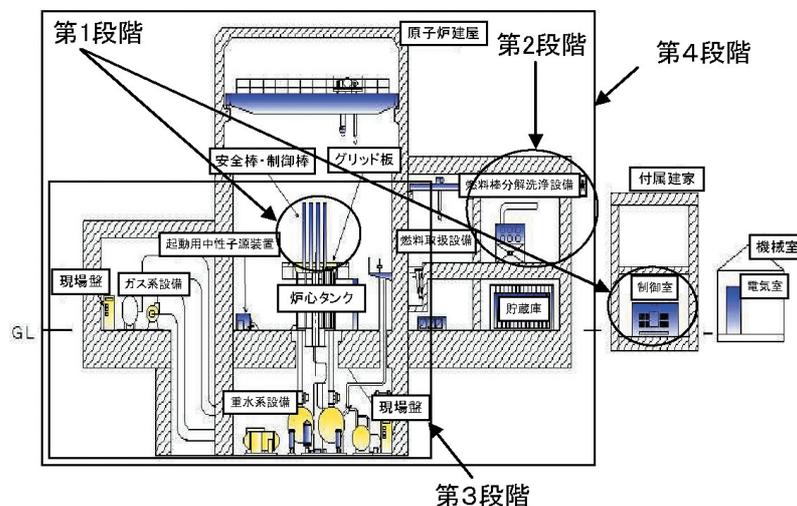


図4 DCA廃止措置概略図



図5 固体廃棄物処理技術開発施設(LED F)鳥かん図

当該四半期においては、表1に示す計画に基づき、2003年度の基本設計の成果を受けて、内装設備の詳細設計として処理プロセス系統、設備機器等の具体化・詳細化及び建物実施設計として建屋躯体・意匠設計、構造設計等を開始した。

本社：経営企画本部
バックエンド推進部
東海：環境保全・研究開発センター
大洗：開発調整室
人形：環境保全技術開発部

表1 固体廃棄物処理技術開発施設(LED F)設計工程

	2003年度	2004年度	2005年度	2006年度
固体廃棄物処理技術開発施設(LED F)	基本設計	詳細設計	詳細設計	
(1) 内装設計				
(2) 建家設計		実施設計	実施設計	
(3) 建設工事等				許認可等 着工



核物質管理と核不拡散対応

1. 核物質管理

1.1 核物質防護

(1) 施設関係の核物質防護

経済産業省原子力安全・保安院より核物質防護の強化に関連する今後の省令改正等について説明を受けた。

科学記者会に対し核物質防護に係る勉強会を開催した。

1.2 核物質の輸送

(1) 次の輸送を実施した。

大洗DCA サンプル重水の輸送(大洗 カナダ)
常陽用新燃料の輸送(東海 大洗)

(2) 輸送物・輸送容器関係許認可業務

文部科学省、国土交通省、原子力安全基盤機構に対し、以下の許認可手続きを行った。

許認可手続き	申請先	2004年		
		4月	5月	6月
輸送における取決めの締結確認申請	文部科学省		2	2
輸送における取決めの締結確認証受領	文部科学省		1	3
容器承認書の受領	文部科学省	2		
核燃料輸送物運搬確認申請	国土交通省		1	1
核燃料物質等運搬物確認申請	原子力安全基盤機構		2	1
核燃料輸送物運搬方法確認申請	原子力安全基盤機構			1
件数		2	6	8

(3) 輸送容器の開発等

六ヶ所再処理 MOX 粉末用輸送容器の開発について、詳細設計結果を社内外関係者に説明するとともに、原型試験容器の製作設計について検討した。

輸送の核物質防護に係る技術開発について、

米国サンディア研究所との共同研究作業を継続実施した。

1.3 核物質利用

2003年度末のプルトニウム管理状況を文部科学省に提出した。

1.4 計量管理報告

核物質の在庫及びその増減の状況について以下の報告書を文部科学省へ提出した。

報告書名	件数	提出日(2004年)
在庫変動報告書(ICR)	59	4/15 5/14 6/15
実在庫量明細報告書(PIL)	0	
物質収支報告書(MBR)	0	
国籍管理報告書(OCR)	81	4/30 5/14 5/31 6/30

2. 核不拡散・保障措置

2.1 核不拡散

透明性研究に関するサンディア国立研究所との情報交換を行った(2004年6月1, 2日)。

核不拡散を取り巻く課題とその対応の方向性について検討を行うために、有識者から成る核不拡散対応研究会を開催した(2004年6月18日)。本研究会は、1995年より、3期にわたり開催してきており、今回が4期目。2004年度は、7回程度の研究会を開催することを計画している。今期の研究会の成果は、サイクル機構・原研の統合後の新法人における核不拡散業務に反映していく予定。

2.2 保障措置研究・技術開発

ロスアラモス国立研究所と新規共同研究会に関する打合せを行った。(2004年4月23日, 6月14日)

(本社：国際・核物質管理部)



安全管理と安全研究

1. 個人被ばく線量測定・評価技術の高度化

1.1 外部被ばく線量測定・評価技術の高度化研究

IAEAによるアジア太平洋地域諸国への協力活動の一環として実施していたIAEA/RCA個人線量計相互比較に係る最終ミーティングを日本原子力研究所との共催により東海村で開催した。本相互比較は、個人線量計に対して線 (^{137}Cs), X線及び線 ($^{90}\text{Sr}/^{90}\text{Y}$)を照射し、その照射された線量を各国からの参加者が評価し、自らの線量評価精度を確認するものである。サイクル機構は本相互比較において線のホスト照射機関も担当した。サイクル機構が使用する個人線量計(TLDバッジ)による線量評価結果は、基準値に対していずれの照射条件においても $\pm 8\%$ の範囲内にあり、良好な線量評価精度が維持できていることを確認した。

1.2 内部被ばく線量測定・評価技術の高度化研究

モンテカルロシミュレーションを適用した計数効率の評価手法は、任意の形状に対して適用可能である反面、人体形状の体積線源に対する計数効率を、その都度迅速に得ることが困難であり、適用範囲が限られていた。そこで、スキャニング型全身カウンタを対象として、同機器に配置した任意形状の均一分布ファントムに対する計数効率を迅速に算出することのできるシステムの開発を行った。本システムは、計数効率空間データベース作成、ファントムの形状定義及びファントムの計数効率計算を行う3つのモジュールによって構成した。本システムの検証として、水ボックスファントムに対する実験値との比較を行ったところ、全体的に計算値と実験値は良好な一致を示した。

また、前四半期より開発を継続していた内部被ばく線量評価コードが完成した。この計算コードは、事故時における遡及的線量評価を目的として

いることから、REIDAC (Retrospective Internal Dose Assessment Code)と名付けた。REIDACは、以前開発したプルトニウム内部被ばく線量評価コード(RAPUTA)をベースとして、評価核種の拡充及び機能拡張を行った計算コードである(図1参照)。

なお、これらの検討結果を、第38回日本保健物理学会研究発表会(2004年4月:神戸)で報告した。

2. 放射線モニタリング技術の高度化研究

2.1 放射線測定器の校正手法の高度化研究

レムカウンタの校正を行う場合、基準線量当量率と指示値との比較からレスポンスを得る。しかし、線源部分や照射室の構造及び空気による散乱線の影響のため、得られるレスポンスは中性子校正場ごとに系統的な差異が生じる。そこで、同一のレムカウンタ(Studs vik製2202D)について、照射装置及び室内形状の異なる3ヵ所の中性子校正場において ^{241}Am Be線源(公称放射能37GBq)を用いて実施した校正の結果を調査し、その差異について考察した。室内散乱線の補正には、

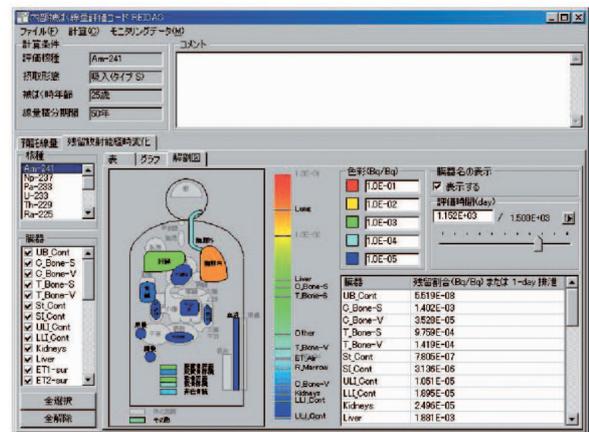


図1 内部被ばく線量評価コードREIDAC

ISO8529 2にある一般化フィット法を適用した。また、線源部分の構造材（付加カプセル、線源支持具、電磁石等）による散乱におけるフルエンスの角度分布についてモンテカルロ輸送計算コードMCNP 4C2を用いて計算し、非等方性補正係数 F_1 （ θ ）として補正を行った。距離による単位フルエンスあたりのレスポンスの変化を図2に示す。いずれの校正場においても、距離が離れるにつれて室内散乱線の影響により、見かけ上レスポンスが増加するが、室内が狭い校正場ほどその傾向が顕著になる。一般化フィット法による室内散乱線補正を行い、得られたフルエンスレスポンスを図3に示す。ここでは等方線源と見なし非等方性補正を行わない場合と、非等方性補正を行った場合の結果を示した。等方線源と見なした場合はレスポンスに相違が生じるが、線源周辺の構造による非等方性を補正すると、3事業所間でのレスポンスは不確かさの範囲内で一致する結果となった。

なお、この成果については、第38回日本保健物理学会研究発表会（2004年4月：神戸）、国際放射線防護学会（IRPA 11）（2004年5月：スペイン）で発表した。

2.2 臨界監視技術の高度化に関する研究

再処理施設等に設置されている臨界警報装置について、エネルギー特性、方向特性、並びに装置を取り付けている壁面からの後方散乱線によるレスポンスへの影響を計算等により評価した。

また、臨界事故時に再処理排気筒から放出される放射性希ガス元素を測定する装置開発の一環として、現状の測定体系における効率計算をモンテ

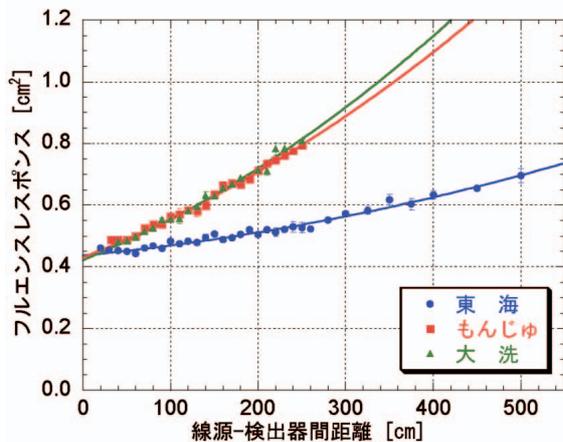


図2 線源 検出器間距離における Studsvik 製2202D のレスポンスの変化の比較 (非等方性補正後)

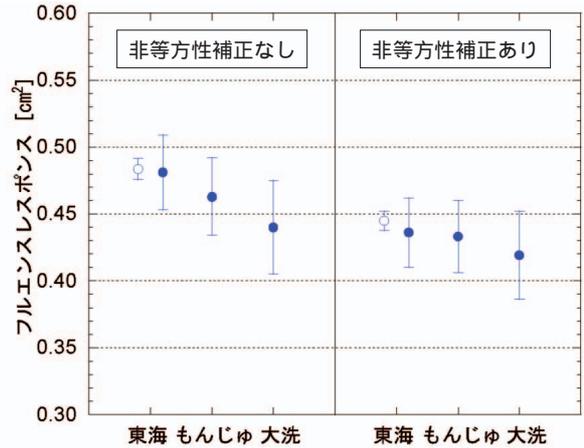


図3 各校正場で得られたフルエンスレスポンスの比較

白プロットは、東海所有の ^{241}Am Be 111GBq線源によるデータ。その他は、 ^{241}Am Be 37GBq線源によるもの。誤差棒は拡張不確かさ($k=2$)で示し、線源の中性子放出率及びフィッティング誤差から算出した。

カルロ計算コードEGS4にて行った。まず、計算結果の確認のため円盤状電着線源（25.4mm）を用いた計算結果と実測値との比較を行った。Hg₂検出器の ^{241}Am 、 ^{57}Co 、 ^{137}Cs の放出する3点の線エネルギー（59.5keV、122keV、662keV）に対する計数効率の計算結果と実測値との比を表1に示す。このように計算結果は実測値とよく一致した。

本計算で使用したジオメトリーを使用して希ガス元素の放出する線エネルギーの効率を計算した。

今後、希ガス元素についても実測値との比較を行って行く予定である。

また、上記成果2件について、国際放射線防護学会（IRPA 11）（2004年5月：スペイン）で発表した。

2.3 放射線モニタのシミュレーション応答解析に関する研究

放射線モニタの応答シミュレーション技術の、

表1 Hg₂検出器の計数効率

核種	^{241}Am	^{57}Co	^{137}Cs
実測値	2.83×10^{-3}	3.65×10^{-2}	1.28×10^{-4}
EGS4 計算結果	2.93×10^{-3}	3.73×10^{-2}	1.54×10^{-4}
EGS4/実測値	1.04	1.02	1.20

実機的设计評価への応用を進めている。

今期は、中性子線量計への適用を見込んでいる熱/高速中性子同時検出型中性子計数管のうち、円筒形計数管を対象とした応答評価を行っている。線量計への適用を想定し、さまざまな中性子場を模擬した入力に対する出力と、中性子線量評価値との対比を継続している。

3. 環境安全技術の高度化研究

3.1 海洋環境における放射性物質移行モデルに関する研究

放射性物質の挙動と拡散予測モデルに関する研究では、放出口近傍海域への温排水の流入を考慮した海流・水温計算モデルを開発し、テストランを行った。計算結果を2003年一年間の定地水温差（モニタリング船で調査した約4,300件の東海沖水温と茨城県水産試験場が同日観測した那珂湊定置水温との差）と比較した（図4参照）。図中の等値線は計算値（ \square ）、格子に記載された値は定地水温差（ \square ）とデータ数（括弧内）である。この図から、本モデルによって海洋放出口周辺海域の温度分布が精度良く評価できることを確認した。

地球規模の海洋環境における放射性物質移行モデルに関する研究では、日本海Pu移流拡散スキャベンジングモデルの設計を開始した。Puの移流拡散に関するパラメータは ^{137}Cs と同じ値を、鉛直輸

送に重要なスキャベンジングに関するパラメータについては地球規模モデルで用いた値と同じ値を採用することとした。

3.2 環境試料の分析及び測定技術の高度化に関する研究

時間間隔解析手法を組み込んだサーベイメータの製作について検討した。検討の結果、液晶のタッチパネルの一部に不感箇所を発見したため、パネルの交換及び制御プログラムの修正を行っている。今後は検出器（空乏層2,000 μm 厚のシリコン半導体検出器）と組み合わせ、性能評価試験に移行する。

一方、質量分析法を用いた極低濃度放射性核種の定量に関する研究では、誘導結合プラズマ質量分析装置（ICP MS）を用いた長半減期核種であるテクネチウム-99（ ^{99}Tc ）の定量に向けての基礎実験を行った。電気炉での土試料の灰化の際に、 Tc が揮発することが考えられる。そこで、 $^{99\text{m}}\text{Tc}$ トレーサを使用して土試料10gの灰化条件に関する検討を行った。灰化温度を450とし、灰化時間を変化させた場合には、8時間の焼成でも Tc の揮発がないことが分かった。また、灰化時間を2時間、灰化温度を450から600まで変化させた場合にも Tc の揮発は見られないことが分かった。

これらのトレーサ実験の結果からは、灰化作業において、450、8時間又は600、2時間までの灰化条件では Tc の揮発は見られず、 Tc 分析を行う前処理条件として使用可能であることが分かった。これらデータは表土や畑土などのマトリクスが複雑で有機物が多い試料からの Tc 抽出においても有用である。ただし、 Tc 分析においては、100g以上の土試料が必要であるため、灰化条件については、さらに検討を行っていきたい。

今後、質量分析法を用いてサイクル機構周辺の Tc の分布を調査するため、分析法について引き続き検討していく。

3.3 大気中ラドン濃度の測定

サイクル機構はウラン鉱山跡地を有し、ラドンの監視が義務づけられている。しかし、ラドン測定についてはJISなどの規格が国内に存在しないため、国内外の動向を把握しつつ、測定法自身も開発研究する必要がある。

今期は、前期に引続いて、積分型測定器による

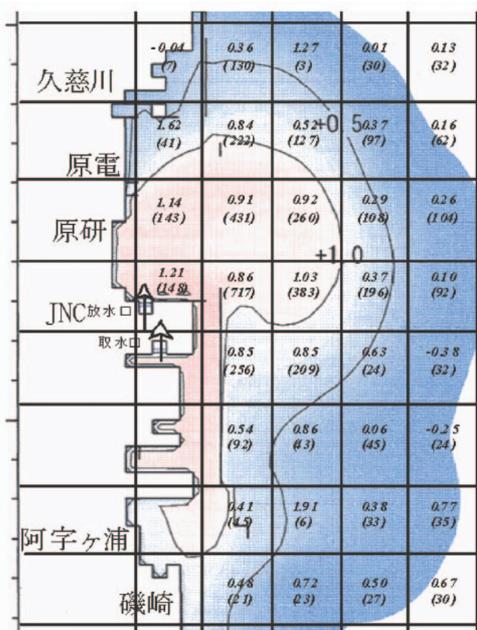


図4 放出口周辺の海水温度計算値と定地水温差の比較（単位： $^{\circ}\text{C}$ ，括弧内：データ数）

大気中ラドン濃度の測定，地表からのラドン散逸量の測定等の調査を継続した。さらに，各種測定器の試験を実施した。その他，長期間の平衡等価ラドン濃度を測定する積分型ラドン娘核種測定器による実環境試験を継続した。

また，第38回日本保健物理学会研究発表会（2004年4月：神戸）において，国際的な標準機関であるドイツ連邦物理・技術研究所（Physikalisch Technische Bundesanstalt；PTB）とのラドン相互比較実験について報告した（図5参照）。サイクル機構の結果は，PTBに対して約2%の相違があったものの，PTBのデータの95%信頼区間が $\pm 6\%$ （ ± 2 ）であることから，非常に良く一致した。

4. 安全工学研究

4.1 異常事象時における換気系の安全性に関する研究

MOX加工施設等の換気設備等の検討のため，既存の施設の情報及び溶媒（PS，PMMA），火災時のHEPAフィルタの詰まりの状況等フィルタ特性について調査を継続した。

4.2 核燃料施設の安全解析手法の開発・整備

中性子及びガンマ線線量評価コードシステムの合理的な遮へい評価を実施するための高度化整備として，核定数ライブラリ等の改良を継続して実施した。

臨界事故時の線量評価手法の検討として，臨界

計算コードと遮へい計算コードの接続計算手法を用い，硝酸ウラニル溶液系，硝酸プルトニウム溶液系及びMOX粉末系を線源とした場合における臨界事故規模，遮蔽体及び線量の関係の評価・検討を実施した。

MOX加工施設等の臨界管理に関する研究として，ISO TC 85/SC 5/WG 5（臨界安全に関連した計算・取扱いの規格化）に関連したMOX均質系の臨界データの比較・評価を行った。また，MOX非均質系の臨界ベンチマークとして，これまで実施されたものに加えて，International Handbook of Evaluated Criticality Safety Benchmark Experimentsに示されている実験に対する評価・検討を許認可評価用解析コードシステムSCALE4及びモンテカルロ輸送計算コードMCNP4を用いて行った。

4.3 核燃料施設の確率論的安全評価の適用研究

MOX施設へのPSA適用性研究として，核燃料施設の事故シナリオ，事故評価・解析手法の検討のため，引き続き米国のMOX加工施設（MFFF）の施設情報，その他核燃料サイクル施設の事故解析に係るハンドブックのデータを調査，整理するとともに，手法及びデータの検討結果として原子炉（軽水型発電炉）のPSA手法とその安全関連データ及び化学プラントでの定量的安全評価手法とその関連データについて整理を継続した。

（本社：安全推進本部）

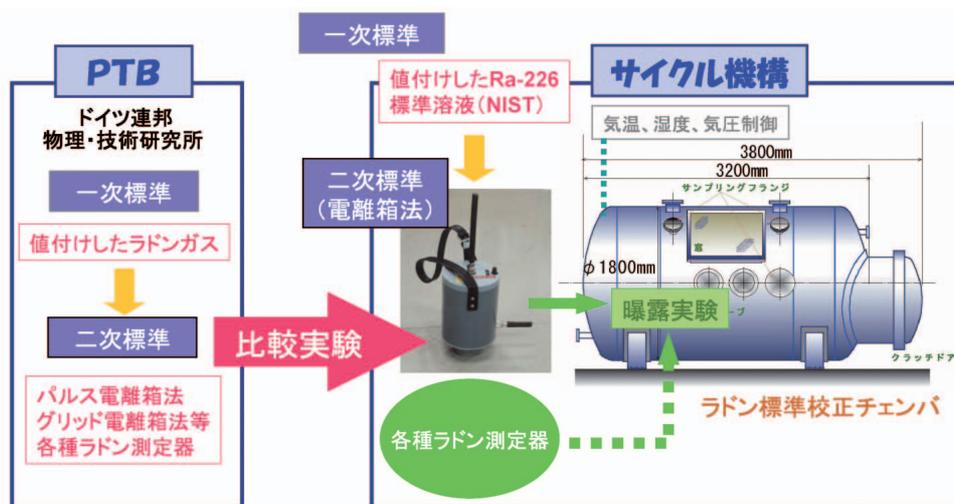


図5 サイクル機構のラドン測定に関わるトレーサビリティと国際比較実験の意義



国際会議 海外派遣・留学 主要外国人の来訪 国際協力 余剰兵器解体プルトニウム処分協力

1. 国際会議

1.1 国内

期 間	開 催 場 所	会 議 名 及 び 内 容
2004年 4月26日	敦 賀	第4回敦賀国際エネルギーフォーラム
4月29日	敦 賀	もんじゅ/フェニックス・スーパーフェニックス情報交換会合
4月30日	大 洗	常陽/フェニックス情報交換会合
5月10～12日	東 海	NAGRA(スイス放射性廃棄物管理共同組合)との第2次TRU概念検討書(仮称)ワークショップ
5月12～13日	大 洗	第4世代原子力システム(GEN IV)経済性評価モデルワーキンググループ会合
5月24～25日	大 洗	JNC/仏国原子力庁(CEA)炉心材料技術に係る技術会議
6月10～11日	東 京	アクチノイドサイクルに係る日仏米会合

1.2 国外

期 間	開 催 場 所	会 議 名 及 び 内 容
2004年 4月13～15日	米国 アイダホ	JNC/DOE(米国エネルギー省)原子力技術協力協定に基づく合同調整会合

2. 海外派遣・留学

期 間	派 遣 ・ 留 学 先	目 的
2004年4月～2005年4月	独国 カールスルーエ研究所(FZK)	FZK熔融炉の白金族元素に対する運転手法の知見取得
2004年6月～2005年6月	仏国 グルノーブル原子力研究センター	熱流動研究と解析コードの共同開発

3. 主要外国人の来訪

訪 問 日	訪 問 場 所	訪 問 者
2004年 4月1日	東 京 東 海	NAGRA イスラー 理事長
4月17日	東 海	米国原子力規制委員会(NRC)ディアズ委員長
4月22日	東 京	仏CEA ピュガ長官, 英国原子燃料会社(BNFL)イオン執行役員
4月23日	東 京 東 海	仏国原子力安全放射線防護総局(DGSNR)ラコスト局長

4. 国際協力

4.1 文部科学省原子力研究交流制度に基づく協力
2003年度の同制度による受入研究者7名が研究を終了した。

また、2004年度同制度に基づき、研究者受入れ14名（中国12名、インドネシア、タイ各1名）を計画し、講師の派遣は、6件を計画した。中国へ環境放射能分析、廃棄物管理、デコミ技術及びバングラデッシュへ原子力緊急時対応など6件。

4.2 国際特別研究員制度に基づく研究者招へい

2004年度新規採用4名は6月までに全員着任し現在、合計10名が在籍（東海4、敦賀2、本社、大洗、瑞浪、もんじゅ各1名）。

6月に開催した国際協力関係会議において国際特別研究員の任期の延長等を審議し、2名の延長が承認された。また、1名の早期離任について報告した。

5. 余剰兵器解体プルトニウム処分協力

5.1 解体プルトニウム処分に係る日露共同研究

(1) ロシア解体プルトニウムを高速炉BN 600で燃焼処分する3体デモ照射は、ロシア原子炉科学研究所（RIAR¹⁾）との共同研究契約に基づき実施中である。現在、照射後試験として燃料ピンの非破壊試験（燃焼度測定、残留ガス分析）

を実施している。

(2) BN600安全解析は、ロシア物理エネルギー研究所（IPPE²⁾）との共同研究契約に基づき、BN600³⁾のハイブリッド炉心化に際しての安全性について評価及び解析を実施している。

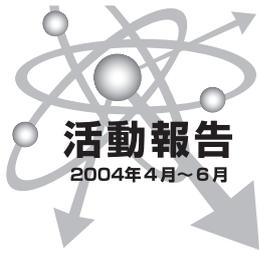
(3) RIAR施設整備は、RIARとの共同研究契約に基づき、BN600ハイブリッド炉心へ燃料供給する設備増強のための改造を実施している。改造後の設備性能を確認するための燃料集合体1体を試作することにしており、この検査項目等の検討を開始した。

5.2 解体プルトニウム処分に係る海外の動向調査

(1) 米露間で検討中の核兵器解体に伴って発生するプルトニウム処分に係る米露の取組み及びその他の国際動向について、情報収集の契約に基づき、公開資料、米国行政担当者等へのインタビューを通じ、調査を行っている。

- 1) RIAR : Research Institute of Atomic Reactors 原子炉科学研究所
- 2) IPPE : Institute of Physics and Power Engineering 物理エネルギー研究所
- 3) BN600 : Buistrui Neutron (Fast Neutron) 600ロシアの高速原型炉

（本社：国際・核物質管理部）



業務品質保証活動

業務品質保証活動においては、公衆と環境の安全及び社会的信頼の確保を前提とした原子力の開発及び利用の促進に係る業務の高い品質を確保することを目的に、すべての業務を対象として、業務に要求される品質（要求品質）を定め、その達成に向けた活動を推進している。

1. 業務品質改善活動

2003年度終了に伴い、各事業所等の経営管理サイクルと業務品質改善活動に係る2003年度業務の実施結果を6月に理事会議に報告した。

また、各事業所等から2003年度業務品質保証活動の実施状況に係る報告書の提出を受け、理事長への報告書を取りまとめた。

2. 指導会

2003年度の検討テーマについての指導会改善成果報告会を4月に開催した（写真1）。また、各事業所に対して、2004年度検討テーマの募集を行った。



写真1 指導会改善成果報告会の様子

3. 安全・品質監査

2004年度から法規制改正に伴い保安規定に品質保証が導入されたことにより、経済産業省規制下の施設（ふげん発電所、もんじゅ建設所、東海再処理施設、人形核燃料加工施設）は原子力安全監査を実施することになった。それ以外の大洗工学センター、東濃地科学センター等の施設については安全・品質監査を実施する。2004年度の安全・品質監査実施計画は、品質保証委員会、中央安全委員会における審議を経て、6月に理事会議に報告した。2004年度監査は7月から10月にかけて、施設等の監査、業務の監査を実施するほか、2003年度監査における指摘事項等の処置状況確認等を行う計画である。

4. 品質保証委員会

品質保証委員会は、サイクル機構における業務品質保証活動について、理事長の諮問に依って審議を行い、業務品質保証活動の円滑な推進を図るため設けている。

5月に品質保証委員会を開催し、2004年度安全・品質監査の実施について審議したほか、品質保証の安全規制への取り込みに伴う保安規定改正等について、また、各事業所等における業務品質保証活動の2003年度活動実績と2004年度活動計画について報告を行った。

5. ISOの認証取得・維持活動の推進

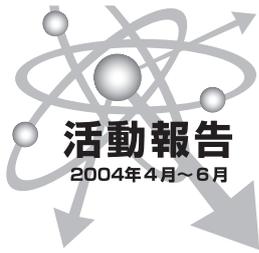
ISO等の国際規格認証取得・維持活動の推進のための教育・研修として、東海事業所において5月にISO9001内部監査員リフレッシュ研修を、6月にISO9001内部監査員研修及びISO14001/OHSAS18001内部監査員養成研修を、また、東濃地科学センターにおいて6月にISO14001環境法研修を実施した。

6. 業務品質保証に関する階層別教育

業務品質保証活動の推進に必要な考え方の理解を深めることを目的に階層別教育を実施している。2004年度の階層別教育として、2003年度の未受

講者、2004年度の新任者を対象に開催回数を15回とする教育計画を策定した。

(本社：品質保証推進部)



外部発表

1. 外部発表

1.1 外部発表実施状況

2004年4月から6月において外部発表終了の届けがあった外部発表資料は次のとおりである。

発表内容		発表先及び発表年月日	
高速増殖炉（FBR）関係（34件）			
1	熔融燃料 - スティール過渡伝熱特性に関するCABRI試験の評価	日本原子力学会北関東支部	平成16年度若手研究者発表会 （東海会館）2004年4月22日
2	「常陽」MK 性能試験における炉物理試験結果	日本原子力学会北関東支部	平成16年度若手研究者発表会 （東海会館）2004年4月22日
3	粒子法を用いたクリープによる応力緩和モデルの開発	第9回計算工学講演会 （国立オリンピック記念青少年センター）	2004年4月24日
4	Reduction of Cross Section Induced Errors of the BN 600 Hybrid Core Nuclear Parameters by Using BFS 62 Critical Experiment Data	PHYSOR 2004 ⁺ The Physics of Fuel Cycles and Advanc （シカゴ）	2004年4月25日
5	Re evaluation of SEFOR Doppler Experiments and Analysis with JNC and ERANOS Systems	PHYSOR 2004 ⁺ The Physics of Fuel Cycles and Advanc （シカゴ）	2004年4月25日
6	JOYO MK III Performance Test at Low Power and its Analysis	PHYSOR 2004 ⁺ The Physics of Fuel Cycles and Advanc （シカゴ）	2004年4月29日
7	Numerical Study on Thermal Hydraulics in Coated Particle Type Fuel Assembly of Helium Gas Cooled Fast Reactor	ICONE12	（アーリントン）2004年4月25日
8	Magnetohydrodynamic Turbulent Flow for LMFRs	ICONE12	（アーリントン）2004年4月25日
9	Realistic Safety Margin Analysis of Monju Based on Plant Performance Measurements	ICONE12	（アーリントン）2004年4月25日
10	Core Performance Tests at Low Power for The Joyo Upgrade to MK III	ICONE12	（アーリントン）2004年4月25日
11	Study of Thermal Influence on Tubes Due to Sodium Water Reactions in LMFBR Steam Generator	ICONE12	（アーリントン）2004年4月25日
12	Replacement of Secondary Heat Transport System Components in the Experimental Fast Reactor JOYO	ICONE12	（アーリントン）2004年4月25日
13	Replacement of Secondary Heat Transport System Components in the Experimental Fast Reactor JOYO	ICONE12	（アーリントン）2004年4月25日
14	Experimental Investigation of Evaporation Behavior for Lead Bismuth Eutectic and Its Impurity Tellurium	ICONE12	（アーリントン）2004年4月25日
15	Study on Mixing Due to Transversal Flow in a Fuel Subassembly of Fast Reactor (Sodium Experiment Using A 37 Pin Subassembly Model)	ICONE12	（アーリントン）2004年4月25日
16	System Design Study of a Membrane Reforming Hydrogen Production Plant with a Small Sized Sodium Cooled Reactor	ICONE12	（アーリントン）2004年4月25日
17	Corrosion Behavior of Steels in Lead Bismuth Eutectic In Stagnant LBE Test at Low Oxygen Partial Pressure	ICONE12	（アーリントン）2004年4月25日
18	R&D in O arai Engineering Center	DOE Webサイト	2004年4月30日
19	三菱重工業(株)の原子力製品パンフレット	三菱の原子力プラント	2004年5月
20	炉内クリープ試験用タグガス封入技術の開発	原子力eye	2004年5月
21	「常陽、もんじゅから次世代の高速炉サイクル開発へ」	動力エネルギーシステム部門ニューズレター	2004年5月
22	Local Pressure Fluctuation of Gas Liquid Two Phase Flow in Helical Tubes	15th International Symposium on Transport Phenomen （バリ）	2004年5月9日

発 表 内 容		発 表 先 及 び 発 表 年 月 日	
高速増殖炉 (F B R) 関係 (34件)			
23	高速炉構造設計に用いる標準的12Cr鋼材料物性値の検討	材料学会第53期学術講演会 (岡山大学) 2004年5月14日	
24	Sytematization of Design Problems by Graph Theory	DESIGN2004 (ドゥプロニク) 2004年5月18日	
25	Mechanical Energy Releases in Slow Power Ramp Experiments in CABRI	Annual Meeting on Nuclear Technology 2004 (デュッセルドルフ) 2004年5月25日	
26	ワイヤラップ燃料ピンのリウエット特性 (2)	第41回日本伝熱シンポジウム (富山国際会議場) 2004年5月26日	
27	将来炉における革新技術	原子動力研究会, 高速炉・将来炉グループ (東京) 2004年5月28日	
28	室温および高温下における2.25Cr 1 Mo 鋼の超長寿命疲労寿命特性	材料「特集 高温強度」53巻 2号 2004年6月	
29	Magnetic Property Change of SUS304 Steel Due to Fatigue at Elevated Temperature	ENDE2004 (ミシガン州立大学) 2004年6月2日	
30	Behavior of Irradiated Type 316 Stainless Steels under Low Strain Rate Tensile Conditions	22nd International Symposium on Effects of Radiation on Materials (ボストン) 2004年6月8日	
31	Numerical Investigations of Thermal Striping Characteristics in the Use of Various Coolants for Fast Breeder Reactors	ICAPP'04 (ピッツバーグ) 2004年6月13日	
32	A New Concept of Sodium Cooled Metal Fuel Core for High Core Outlet Temperature	ICAPP'04 (ピッツバーグ) 2004年6月13日	
33	Thermal Hydraulic Analysis on the Encapsulated Nuclear Heat Source (ENHS)	ICAPP'04 (ピッツバーグ) 2004年6月14日	
34	In situ Raman Studies of Corrosion of Iron by Na ₂ O ₂ at High Temperature	EUCHEM 2004 Molten Salts Conference (ポーランド) 2004年6月20日	
先 進 リ サ イ ク ル 関 係 (14件)			
1	New Decladding System in the Reprocessing Process for Fast Reactor Fuel	ICONE12 (アーリントン) 2004年4月25日	
2	Conceptual Design Study on Fast Reactor Fuel Reprocessing System Using Super DIREX Process	ICONE12 (アーリントン) 2004年4月25日	
3	PUREXシステムとR&D課題	PUREXシステム工学の最先端 - ルテニウム, テクネチウム及びネプツニウムの化学と工学 - 2004年4月30日	
4	晶析法による溶解液処理の条件検討	第2回ぎんぎん技術セミナー (箱根) 2004年5月20日	
5	加熱処理法による前処理・直接溶解	第2回ぎんぎん技術セミナー (箱根) 2004年5月20日	
6	FBRサイクル実用化戦略調査研究フェーズ - 再処理技術の中間評価の概要 -	第10回再処理技術研究専門委員会 (東海・リコッティ) 2004年6月3日	
7	FBRサイクル実用化戦略調査研究フェーズ について - 金属電解法再処理の要素試験とシステム設計の概要 -	第10回再処理技術研究専門委員会 (東海・リコッティ) 2004年6月3日	
8	Study on Pu Behavior under UNH Crystallization Condition	ATALANTE 2004 (ニーム) 2004年6月21日	
9	Direct Extraction of Uranium and Plutonium from Oxide Fuel using TBP HNO ₃ Complex for Super DIREX Process	ATALANTE 2004 (ニーム) 2004年6月21日	
10	Direct Extraction of Uranium and Plutonium from Oxide Fuel using TBP HNO ₃ Complex for Super DIREX Process	ATALANTE 2004 (ニーム) 2004年6月21日	
11	Plutonium Behavior under the Condition of Uranium Crystallization from Dissolver Solution	ATALANTE 2004 (ニーム) 2004年6月22日	
12	Prospects and Progress Status of the Advanced Fuel Cycle System in Japan	ATALANTE 2004 (ニーム) 2004年6月22日	
13	先進湿式再処理プロセスの開発	日本機械学会 第9回動力・エネルギー技術シンポジウム (東京海洋大学) 2004年6月22日	
14	Rare Metal Fission Products in Nuclear Spent Fuel as Catalysts for Hydrogen Production by Water Electrolysis	第15回世界水素エネルギー会議 (バシフィコ横浜国際会議場) 2004年6月28日	
P u 燃 料 (M O X) 関 係 (1 件)			
1	Modernization of SIC Facility for Fabrication of MOX Fuel, Vibropac Fuel Pins and BN 600 FA with Weapon Grade Plutonium	ATALANTE 2004 (ニーム) 2004年6月21日	
放 射 性 廃 棄 物 関 係 (5 件)			
1	幌延深地層研究計画における地下水流動研究の現状について	ジオフロント工学セミナー (京都) 2004年4月10日	
2	Glovebox Dismantling Activities and Decommissioning Plan for Plutonium Fuel Fabricating Facility	ICONE12 (アーリントン) 2004年4月25日	
3	Glass Melter Replacement and Melter Technology Development in the Tokai Vitrification Facility	ICONE12 (アーリントン) 2004年4月25日	

発 表 内 容		発 表 先 及 び 発 表 年 月 日	
放 射 性 廃 棄 物 関 係 (5 件)			
4	Fission Product Recycling as Catalysts for Hydrogen Production by Water Electrolysis	ATALANTE 2004	(ニーム) 2004年 6 月21日
5	FBR サイクル実用化戦略調査研究フェーズ における中間評価について	原子動力研究会 バックエンドGr 第9 回会合	(東京) 2004年 6 月22日
地 層 処 分 関 連 研 究 関 係 (59 件)			
1	ポゾランを高含有したコンクリート中の鉄筋腐食挙動	コンクリート工学年次論文集 26巻	2004年
2	紀伊半島南部地域の重力異常と深部比抵抗構造	地震 2	2004年 4 月
3	核種移行に及ぼすコロイドへの核種収着速度の影響 - 実験と数値解析 -	日本原子力学会和文論文誌 3 巻 2 号	2004年 4 月
4	核燃料サイクル開発機構が進める深地層の科学的研究の現状 (その 1) - 東濃地科学センターにおける研究の現状 -	物理探査 57巻 3 号	2004年 4 月
5	幌延深地層研究計画の現状	幌延深地層研究計画 平成16年度調査研究計画説明会 (幌延) 2004年 4 月 6 日	
6	Determinations of Thermodynamic Properties of Porewater in Sandstone by a Vapor Pressure Method	2004 MRS Spring Meeting (サンフランシスコ)	2004年 4 月12日
7	Effects of the Orientation of Clay Particles and Ionic Strength on Diffusion and Activation Enthalpies of I ⁻ and Cs ⁺ Ions in Compacted Bentonite	2004 MRS Spring Meeting (サンフランシスコ)	2004年 4 月12日
8	Experimental and Numerical Studies on Colloid Enhanced Radionuclide Transport: The Effects of Kinetic Radionuclide Sorption onto Colloidal Particles	2004 MRS Spring Meeting (サンフランシスコ)	2004年 4 月12日
9	Development of MACBECE: Mechanical Analysis System Considering Chemical Transition of Bentonite Based and Cement Based Materials	International Workshop on Bentonite Cement Interaction in Repository Environments (東京)	2004年 4 月15日
10	An Analysis of Bentonite Cement Interaction and Evolution of Pore Water Chemistry	International Workshop on Bentonite Cement Interaction in Repository Environments (東京)	2004年 4 月15日
11	Studies on Applicability of Thermodynamic Database of Radioactive Elements and Glass Alteration Behavior for Performance Analysis of HLW Disposal in Japan	RCM on Chemical Durability and Performance Assessment of Spent Fuel and High Level Waste Forms (ウィーン)	2004年 4 月26日
12	弾性波ACROSSの連続送信実験により得られたS波時間変動	地球惑星科学関連学会 2004年合同大会 (幕張メッセ)	2004年 5 月 9 日
13	地下1,000mの研究坑道工事に着手 東濃地科学センター 瑞浪超深地層研究所	地球惑星科学関連学会 2004年合同大会 (幕張メッセ)	2004年 5 月 9 日
14	幌延深地層研究計画 - 新第三紀堆積岩における割れ目の地質学的特性調査 -	地球惑星科学関連学会 2004年合同大会 (幕張メッセ)	2004年 5 月 9 日
15	幌延深地層研究計画 - 新第三紀堆積岩における岩盤の水理地質学的特性調査 -	地球惑星科学関連学会 2004年合同大会 (幕張メッセ)	2004年 5 月 9 日
16	北海道, 幌延地域西部における鮮新世広域火山灰層の年代とネオテクトニクス	地球惑星科学関連学会 2004年合同大会 (幕張メッセ)	2004年 5 月 9 日
17	北海道北部, 幌延町北進地域の段丘堆積物の特徴	地球惑星科学関連学会 2004年合同大会 (幕張メッセ)	2004年 5 月 9 日
18	幌延深地層研究計画 - 新第三紀堆積岩の岩石・鉱物学的特性 (その 2)	地球惑星科学関連学会 2004年合同大会 (幕張メッセ)	2004年 5 月 9 日
19	瑞浪超深地層研究所建設時に予想される地球化学特性の変化	地球惑星科学関連学会 2004年合同大会 (幕張メッセ)	2004年 5 月 9 日
20	地下水の水質データ評価のための品質評点システムの構築	地球惑星科学関連学会 2004年合同大会 (幕張メッセ)	2004年 5 月 9 日
21	霧ヶ峰火山の活動年代 - 塩嶺層における火成活動 (その 1) -	地球惑星科学関連学会 2004年合同大会 (幕張メッセ)	2004年 5 月 9 日
22	西南～中部日本における重力異常Roughnessの地域変化	地球惑星科学関連学会 2004年合同大会 (幕張メッセ)	2004年 5 月 9 日
23	内湾での津波堆積物の堆積モデルと南関東における大規模津波の再来間隔	地球惑星科学関連学会 2004年合同大会 (幕張メッセ)	2004年 5 月 9 日
24	東濃ウラン鉱床周辺の微生物群集解析	地球惑星科学関連学会 2004年合同大会 (幕張メッセ)	2004年 5 月 9 日
25	鳴子火山下における深部比抵抗構造	地球惑星科学関連学会 2004年合同大会 (幕張メッセ)	2004年 5 月 9 日
26	紀伊半島の地殻・マントル構造と温泉の成因について	地球惑星科学関連学会 2004年合同大会 (幕張メッセ)	2004年 5 月 9 日
27	電磁アクロス受信テストで得られた伝達関数の存否イベント解析	地球惑星科学関連学会 2004年合同大会 (幕張メッセ)	2004年 5 月 9 日

発 表 内 容		発 表 先 及 び 発 表 年 月 日	
地 層 処 分 関 連 研 究 関 係 (59件)			
28	電磁アクロスの連続送受信試験と取得した伝達関数について	地球惑星科学関連学会	2004年合同大会 (幕張メッセ) 2004年 5月 9日
29	アクロス計測による複素誘電率スペクトル測定 . 非分極電極によるイオン伝導体の複素誘電率測定	地球惑星科学関連学会	2004年合同大会 (幕張メッセ) 2004年 5月 9日
30	一次元熱輸送モデルによる熱流束推定手法の再検討	地球惑星科学関連学会	2004年合同大会 (幕張メッセ) 2004年 5月 9日
31	任意の波動場を孤立線形力学系の周波数・波数応答関数として計算する汎用手法	地球惑星科学関連学会	2004年合同大会 (幕張メッセ) 2004年 5月 9日
32	ACROSSの観測データから走時を読む	地球惑星科学関連学会	2004年合同大会 (幕張メッセ) 2004年 5月 9日
33	ACROSSによる稠密地震観測アレイの構築と試験観測	地球惑星科学関連学会	2004年合同大会 (幕張メッセ) 2004年 5月 9日
34	炭酸塩固相に対する微量元素の共沈メカニズム解明に関する研究	日本原子力学会北関東支部若手研究者発表会 (東海会館)	2004年 5月14日
35	幌延深地層研究計画における大曲断層調査	物理探査学会 第110回学術講演 (早稲田大学)	2004年 5月25日
36	東濃地域における花崗岩を対象とした地質構造調査への反射法弾性波探査の適用例	物理探査学会 第110回学術講演 (早稲田大学)	2004年 5月25日
37	低透水性堆積岩盤における地下水流動の同位体水文学的研究	日本地下水学会 2004年春季講演会 (千葉大学)	2004年 5月29日
38	電磁アクロス概論	月刊地球 特集号 47号	2004年 6月
39	拡散を考えるような電磁場の場合の電磁アクロスの試験観測	月刊地球 特集号 47号	2004年 6月
40	最適重みつきスタッキング法による最大SN比を持つアクロス伝達関数の取得	月刊地球 特集号 47号	2004年 6月
41	電磁アクロス伝達関数の存否イベント解析による反射波検出の可能性	月刊地球 特集号 47号	2004年 6月
42	弾性波アクロスによる地殻構造のアクティブ・モニタリング - 弾性波アクロスにおける送受信技術 -	月刊地球 特集号 47号	2004年 6月
43	弾性波アクロスによる地殻構造のアクティブ・モニタリング - 東濃鉱山アクロステストサイトでの観測結果 -	月刊地球 特集号 47号	2004年 6月
44	弾性波アクロスによる地殻構造のアクティブ・モニタリング - 弾性波アクロスの開発と東濃鉱山からの連続送信 -	月刊地球 特集号 47号	2004年 6月
45	ACROSSによるACROSSのための地震計	月刊地球 特集号 47号	2004年 6月
46	Stress Measurement in Weak Rock by Borehole Deformation Method A Case Study of Horonobe	資源と素材 120巻 9号	2004年 6月
47	X線CTによる不均質材料中の亀裂開口量評価	資源と素材 120巻 9号	2004年 6月
48	Evaluating Heterogeneity in Mudstones Based on Geologic Processes at Horonobe, Japan	66th EAGE Conference & Exhibition (パリ)	2004年 6月 8日
49	堆積深度が幌延珪藻泥岩の力学特性に及ぼす影響に関する研究	資源素材学会北海道支部大会 (北海道大学)	2004年 6月17日
50	東濃地科学センターにおけるベレトンの現状	第17回タンデム加速器及びその周辺技術の研究會 (放射線医学総合研究所)	2004年 6月21日
51	高レベル放射性廃棄物地層処分におけるニアフィールドの熱・水・応力・化学連成挙動評価	第9回動力・エネルギー技術シンポジウム「動力・エネルギー技術を支える“もの”たち」 (東京海洋大学)	2004年 6月22日
52	幌延深地層研究計画 平成15年度調査研究成果	平成15年度調査研究成果説明会 (幌延)	2004年 6月23日
53	地層処分研究検討評価委員会 地質環境評価WG資料(幌延関係分)	地層処分研究検討評価委員会地質環境評価技術WG (原環センター)	2004年 6月30日
54	Developing a Remote Monitoring System Using ACROSS in Horonobe Underground Research Laboratory	1st International Workshop on Active monitoring in the Solid Earth Geophysics (瑞浪)	2004年 6月30日
55	Overview of EM ACROSS and its Development	1st International Workshop on Active monitoring in the Solid Earth Geophysics (瑞浪)	2004年 6月30日
56	Long Term Operation of EM ACROSS and Derived Transfer Function in the Diffusion Field Region	1st International Workshop on Active monitoring in the Solid Earth Geophysics (瑞浪)	2004年 6月30日
57	A Proposal of Imaging of the Plate Boundary Using the Active Monitoring Method	1st International Workshop on Active monitoring in the Solid Earth Geophysics (瑞浪)	2004年 6月30日
58	Complex Dielectric Permittivity Spectroscopy Using ACROSS Measurement System: I. Overview of the System	1st International Workshop on Active monitoring in the Solid Earth Geophysics (瑞浪)	2004年 6月30日

発 表 内 容		発 表 先 及 び 発 表 年 月 日	
地 層 処 分 関 連 研 究 関 係 (59 件)			
59	The Observation and Analysis of ACROSS Signals by Seismic Networks Determination of the Transfer Function	1st International Workshop on Active monitoring in the Solid Earth Geophysics (瑞 浪) 2004年 6 月 30日	
再 処 理 関 係 (3 件)			
1	前処理と新分離技術の整合 - FBRサイクルの実用化戦略調査研究における課題	第 2 回 ぎんぎん技術セミナー (箱 根) 2004年 5 月 20日	
2	東海再処理施設における安全評価への取組みについて	日本設備管理学会西部支部講演会 (岡 山 大 学) 2004年 5 月 28日	
3	PSA Application on the Tokai Reprocessing Plant	PSAM 7 ESREL '04 Probabilistic Safety Assessment Management (ベ ル リ ン) 2004年 6 月 14日	
新 型 転 換 炉 (A T R) 関 係 (1 件)			
1	水炉用高燃焼度 MOX 燃料の照射挙動	日本原子力学会北関東支部 平成 16 年度 若手研究者発表会 (東 海 会 館) 2004年 4 月 22日	
放 射 線 (安 全) 管 理 関 係 (20 件)			
1	モニタリングポスト用電離箱検出器の電磁妨害試験	日本保健物理学会第 38 回 研究発表会 (神 戸 大 学) 2004年 4 月 22日	
2	PTB におけるラドン相互比較実験	日本保健物理学会第 38 回 研究発表会 (神 戸 大 学) 2004年 4 月 22日	
3	異なる中性子校正場におけるレムカウンタの校正結果の比較	日本保健物理学会第 38 回 研究発表会 (神 戸 大 学) 2004年 4 月 22日	
4	鉄 - PMMA ハイブリッド減速中性子校正場の開発	日本保健物理学会第 38 回 研究発表会 (神 戸 大 学) 2004年 4 月 22日	
5	軽量形中性子線量当量率サーベイメータの開発	日本保健物理学会第 38 回 研究発表会 (神 戸 大 学) 2004年 4 月 22日	
6	SILENE 臨界事故時線量評価相互比較試験の結果と考察	日本保健物理学会第 38 回 研究発表会 (神 戸 大 学) 2004年 4 月 22日	
7	モンテカルロシミュレーションを用いた全身カウンタの計数効率評価	日本保健物理学会第 38 回 研究発表会 (神 戸 大 学) 2004年 4 月 22日	
8	全身カウンタ計数効率評価ツールの作成	日本保健物理学会第 38 回 研究発表会 (神 戸 大 学) 2004年 4 月 22日	
9	内部被ばく線量評価コード (REIDAC) の開発	日本保健物理学会第 38 回 研究発表会 (神 戸 大 学) 2004年 4 月 22日	
10	天然石英粒子を用いた放射線線量測定に向けての基礎的研究	日本保健物理学会第 38 回 研究発表会 (神 戸 大 学) 2004年 4 月 22日	
11	多検出器法を用いた中性子線量評価の検討	日本保健物理学会第 38 回 研究発表会 (神 戸 大 学) 2004年 4 月 22日	
12	Measurement of the Size Distribution of Radon Progeny Aerosols Using Imaging Plate	IRPA 11	(マ ド リ ー ド) 2004年 5 月 23日
13	Energy and Angular Responses of the Criticality Accident Alarm System Using Current Mode Operated Scintillation Detector	IRPA 11	(マ ド リ ー ド) 2004年 5 月 23日
14	Study on System for Rapid Evaluation of Radionuclides Discharged in Criticality Accident	IRPA 11	(マ ド リ ー ド) 2004年 5 月 23日
15	Examination of Atmospheric Dispersion Model Comparison with the Increase Data of a Ray Dose Rate around Tokai Reprocessing Plant	IRPA 11	(マ ド リ ー ド) 2004年 5 月 23日
16	Examination of Atmospheric Dispersion Model's Performance Comparison with the Monitoring Data under the Normal Operation of the Tokai Reprocessing Plant	IRPA 11	(マ ド リ ー ド) 2004年 5 月 23日
17	Evaluation of Detection Characteristics for Ge Scanning Type Whole Body Counter by Monte Carlo Simulation	IRPA 11	(マ ド リ ー ド) 2004年 5 月 23日
18	Calibration of Neutron Measuring Devices in Differently Sized Rooms with Different Structural Irradiation Apparatuses	IRPA 11	(マ ド リ ー ド) 2004年 5 月 23日
19	位置検出型ファイバーエアモニタの開発	保健物理 38 巻 3 号	2004年 6 月
20	A New Method for Measuring Size Distribution of Radioactive Aerosols Using Imaging Plate	保健物理 38 巻 3 号	2004年 6 月
そ の 他 (5 件)			
1	主要国のウラン粗製錬工場と UF6 転換工場	原子力ポケットブック 2004年	

発 表 内 容		発 表 先 及 び 発 表 年 月 日	
そ の 他 (5 件)			
2	9 原子力関連技術 9.1 原子力分野における代表的なフッ素の利用法～ 9.2 ウラン燃料製造 (9.2.1 転換工程)	フッ素化学入門	2004年
3	日本海におけるCs 137及びPu 239, 240の移流拡散シミュレーション	日本保健物理学会第38回研究発表会 (神戸大学)	2004年4月22日
4	Bulk Synthesis and Characterization of Carbon Nanocapsules Containing Lanthanum Carbide	米国電気化学会205th年会 (サンアントニオ)	2004年5月10日
5	実践での経験を活かして 柔軟に取り組む姿勢を	エネルギーレビュー 24巻6号	2004年6月



技術情報管理 情報システム

1. 技術情報管理

研究開発成果をまとめた成果報告書（機構作成成果報告書，委託研究報告書，共同研究報告書等）及び外部発表資料を効果的に利活用するため，これらの書誌情報・要旨・全文のPDFファイルをデータベース化するとともに，利便性向上のため，ウェブ利用クライアント&サーバ方式データベースシステム（成果情報データベースシステム：JSERV）の社内運用を行っている。

研究開発成果情報の普及とそれらの活用の促進並びに情報公開の一環として，社外利用者のため，インターネット利用によるJSERVを整備し，公開の研究開発成果情報に関する検索閲覧サービス（<http://jserv-internet.jnc.go.jp>）を行うとともに，技術資料と外部発表資料の目録をサイクル機構のホームページ（<http://www.jnc.go.jp>）に掲載している。

四半期ごとに発行する技術広報誌であるサイクル機構技報第23号を編集し，2004年6月20日に社外に広く配布した。さらに，全頁をホームページに掲載することにより，サイクル機構の技術動向，技術開発成果及び事業計画の進ちょく状況の啓蒙

に努めている。

2. 情報システム

サイクル機構では，大洗工学センター内の情報センターにおいて，大型計算機システム（科学技術計算用及び業務処理用）の運用・整備，全事業所を結ぶ情報処理ネットワークの運用・整備，情報セキュリティ対策等を実施している。

大型計算機システムについては，科学技術計算機の運用を継続するとともに，業務処理用計算機については，システムの構成変更を行い，新システムでの運用を2004年4月から開始した。

情報処理ネットワークについてはサイクル機構全社ネットワークの運用を継続している。電子情報セキュリティについては，セキュリティ強化の観点からポリシーを見直し，周知徹底を図るとともに，イントラにおいて，Windows Updateの実施を促すテロップの掲載，ウィルスソフトの更新等，コンピュータウィルス感染を防止するための活動を継続している。

（本社：技術展開部）



大学等との研究協力 社内公募型研究

1. 大学等との研究協力

サイクル機構は開かれた研究開発機関を目指して、大学等の研究機関との研究協力制度を設け、研究協力の推進を行っている。

1.1 先行基礎工学研究

サイクル機構は、1995年度より、研究開発プロジェクトに先行した基礎工学研究について、研究協力テーマを提示している。大学等の研究者から

は研究目的を達成する上で必要な手法、アイデア等を研究協力課題として提案して頂き、サイクル機構の研究者と共同研究等の形態で研究開発を行っている。2004年度は、42件の研究協力課題について実施している（表1及び表2参照）。

また、2005年度の先行基礎工学研究に係る研究協力課題の募集を行うため、準備作業を進めている。

表1 2004年度 先行基礎工学研究協力課題一覧（新規分）

No.	研究協力テーマ 研究協力課題	サイクル機構 受入箇所	協力 形態	提案者 所属機関・氏名
【高速増殖炉関係】(5件)				
1	不規則温度ゆらぎに対する熱疲労損傷評価法に関する基礎研究 不規則信号統計量を用いた疲労損傷評価量の推定	大洗 構造信頼性研究Gr	共同 研究	東京大学 教授 酒井 信介
2	低除染燃料の相状態および物性評価に関する研究 低除染燃料の相状態と物性に関する基礎研究	大洗 照射センター 照射燃料試験室	共同 研究	大阪大学 教授 山中 伸介
3	複雑形状内高精度熱流動シミュレーション手法に関する研究 直接乱流シミュレーション手法の応用と乱流モデルの改良	大洗 流体計算工学研究Gr	共同 研究	東京工業大学 教授 青木 尊之
4	「もんじゅ」性能試験における反応率分布・増殖比解析手法の高度化研究 「もんじゅ」性能試験における反応率分布・増殖比解析手法の高度化研究 - 3次元化と核種の共鳴の取り扱いの高度化 -	敦賀 国際センター 炉心技術開発Gr	共同 研究	大阪大学 教授 竹田 敏一
5	ヘリカルコイル管内沸騰二相流のDNB現象に関する研究 ヘリカルコイル管内沸騰二相流のDNB発生機構と流動構造	敦賀 国際センター システム技術開発Gr	共同 研究	近畿大学 教授 松井 剛一
【核燃料サイクル関係】(2件)				
6	低除染燃料製造設備における検査及び計測制御に関する基礎研究 低除染燃料製造プロセス等における多元系の計測とそのロバスト制御	東海 環境センター プルトニウム燃料開発Gr	共同 研究	茨城大学 教授 白石 昌武
7	急激な燃焼化学反応に対する施設の健全性に関する研究 ガス爆発の数値的再現による構造物に対する安全評価手法の確立	東海 再処理センター 技術開発課	共同 研究	慶應義塾大学 助教授 松尾亜紀子
【放射線安全関係】(2件)				
8	緊急時被ばく線量評価手法に関する研究 天然鉱物を用いたルミネッセンス法による被ばく線量測定方法の開発	東海 環境監視課	客員 研究員	新潟大学 教授 橋本 哲夫
9	放射線空間分布の実時間測定 線位置検出装置による使用施設内の放射線空間分布の実時間測定	敦賀 環境監視課	共同 研究	早稲田大学 教授 長谷部 信行
【地層処分・地層科学関係】(4件)				
10	亀裂性岩盤中の微細な構造や不均質性が地下水移流・分散に与える影響評価 X線CTによる亀裂性岩盤内の移流・分散現象の分析	東海 環境センター システム解析Gr	共同 研究	熊本大学 助手 佐藤 晃

No.	研究協力テーマ 研究協力課題	サイクル機構 受入箇所	協力 形態	提案者 所属機関・氏名
11	加速器微量分析システムを用いた地球化学研究 深部地下水組成推定のための花崗岩起源流体化学組成に関する研究	東海 環境センター 処分バリア性能研究Gr	共同 研究	筑波大学 講師 黒澤 正紀
12	堆積軟岩における掘削影響評価のための原位置AE測定手法に関する基礎 的研究 ポーリングコアを用いた堆積軟岩のAE特性の分析および原位置測定手法 に関する研究	幌延 深地層研究Gr	共同 研究	京都大学 教授 青木 謙治
13	地層中のメタン量の原位置測定法に関する研究 溶存メタンセンサーによる原位置メタン量測定法に関する研究	幌延 深地層研究Gr	共同 研究	山口大学 教授 兵動 正幸

表2 2004年度 先行基礎工学研究協力課題一覧(継続分)

No.	研究協力テーマ 研究協力課題	機構側 受入箇所	協力 形態	提案者 所属機関・氏名
【高速増殖炉関係】(16件)				
1	鉄鋼材料の中性子照射効果感受性に関する研究 スウェリング挙動に及ぼす溶質と環境因子変動効果の検討	大洗 照射センター 照射材料試験室	共同 研究	東北大学 教授 松井 秀樹
2	液体金属ナトリウム中の鉛ビスマス溶解挙動に関する熱化学基礎研究 液体金属ナトリウム中の鉛ビスマスの溶解度測定および熱分析法を用い たNa-Pb-Bi三元合金に関する研究	大洗 熱化学安全試験Gr	客員 研究員	茨城大学 助手 田代 優
3	低温作動型アルカリ金属熱発電システムの開発 低温作動型アルカリ金属熱発電のための要素技術開発	大洗 新材料研究Gr	客員 研究員	静岡理工科大学 助教授 田中耕太郎
4	液体金属中の酸素による金属界面反応素過程に関する基礎的研究 レーザーラマン分光法による金属液体界面の局所分析	大洗 新材料研究Gr	客員 研究員	新潟大学 助教授 大鳥 範和
5	容器中の気泡挙動に関する基礎研究 自由界面及び気泡挙動に関する数値解析的研究	大洗 流体計算工学研究Gr	共同 研究	京都大学 助教授 功刀 資彰
6	配管系サーマルスライピングの緩和方策に関する基礎研究 上流にバンドを有する配管合流領域における非等温流体混合メカニズム の解明とサーマルスライピング緩和・制御法の開発	大洗 流体計算工学研究Gr	共同 研究	東北大学 教授 橋爪 秀利
7	多成分多相流の熱流動現象の数値シミュレーションに関する研究 多成分系の蒸発/凝縮過渡挙動に関する研究	大洗 リスク評価研究Gr	共同 研究	九州大学 教授 福田 研二
8	高速増殖炉構造材の超長寿命疲労強度特性に関する基礎研究 高温環境下の超長寿命疲労強度特性の解明	敦賀 国際センター プラント機器技術開発Gr	共同 研究	福井大学 教授 服部 修次
9	電磁乱流挙動に関する基礎研究 LESによる電磁乱流モデルの開発	大洗 次世代機器研究Gr	共同 研究	慶応義塾大学 教授 棚橋 隆彦
10	乱流プロモータによる管継手部流体混合促進効果に関する基礎研究 乱流プロモータによる管継手部の流体混合特性に関する実験的研究	大洗 流体計算工学研究Gr	共同 研究	愛媛大学 助教授 檜原 秀樹
11	局所破壊解析法を用いた構造物のき裂発生・進展挙動の統合評価に関する 研究 連続体損傷力学に基づく構成方程式モデリングと材料損傷・破壊問題の統 合的有限要素解析への適用に関する研究	大洗 構造信頼性研究Gr	共同 研究	東京大学 教授 都井 裕
12	高速炉用高クロム鋼の究極的性能発現に関する研究 強度・延性バランスに優れた高速炉用Cr-Fe系合金設計に関する研究	大洗 新材料研究Gr	客員 研究員	東北大学 教授 安彦 兼次
13	ターゲット燃料によるAm消滅特性評価 マイナーアクチノイド核種の生成消滅挙動の実験的研究	大洗 照射センター 照射燃料試験室	共同 研究	東北大学 助教授 三頭 聡明
14	酸化物分散強化型フェライト鋼の組織安定性および制御に関する研究 酸化物分散強化型合金の微粒子ナノ構造と組成制御	大洗 照射センター 照射材料試験室	共同 研究	北海道大学 教授 大貫 聡明
15	光・画像計測を応用した気液二相壁面乱流の特徴抽出に関する研究 気液界面による乱流変動メカニズムのShallow-Focal PTV計測	敦賀 国際センター システム技術開発Gr	共同 研究	北海道大学 助教授 村井 祐一
16	Fe基系ホイスラー合金熱電モジュールの高温システム適合技術に関する 研究 使用済燃料を熱源とする熱電変換システムの研究	敦賀 国際センター システム技術開発Gr	共同 研究	京都大学 助教授 鈴木 亮輔

No.	研究協力テーマ 研究協力課題	サイクル機構 受入箇所	協力 形態	提案者 所属機関・氏名
【核燃料サイクル関係】(8件)				
17	核変換技術開発のための核データに関する研究 長寿命核中性子捕獲断面積決定に必要な即発線放出率の測定	東海 環境センター システム設計評価Gr	共同 研究	名古屋大学 教授 河出 清
18	酸素共存系溶融塩電解法に関するプロセス高度化研究 酸素共存系溶融塩電解法に関するプロセス高度化研究 - 制御用センサーの開発を伴うプロセス高度化研究 -	東海 環境センター 乾式プロセスGr	共同 研究	京都大学大学院 教授 岩瀬 正則
19	f-元素分離のための革新的抽出剤の創生研究 (1) 3級ピリジン型樹脂を用いたLn(III)とAn(III)の分離	大洗 分離変換工学Gr	共同 研究	東京工業大学 助手 鈴木 達也
20	(2) 環状窒素ドナー構造体を共重合した生体模倣ゲルによるマイナーアクチノイド元素の抽出			東京工業大学 助教授 竹下 健二
21	放射性CsおよびSrの放射化学的利用に関する基礎的研究 放射性CsおよびSrの放射化学的利用に関する基礎的研究 - ゼオライトによるCs/Srセラミックス固化体の製造、キャラクタリゼーション及び熱電特性の評価 -	大洗 分離変換工学Gr	共同 研究	東北大学 教授 三村 均
22	希少元素(白金族、他)FPの化学的利用に関する基礎的研究 放射線によるテクネチウムのナノ粒子の創成研究	大洗 分離変換工学Gr	共同 研究	東北大学 助教授 関根 勉
23	原子力関連施設の安全性向上を目的としたライフサイクル情報の活用 原子力関連施設の安全情報を活用した安全管理統合化システムの構築	東海 再処理センター 技術開発課	共同 研究	岡山大学 教授 鈴木 和彦
24	核燃料施設における化学物質の火災爆発危険性評価に関する基礎的研究 プロセス内化学物質の火災爆発危険性評価	東海 再処理センター 技術開発課	共同 研究	横浜国立大学 教授 小川 輝繁
【放射線安全関係】(1件)				
25	イメージングプレートを用いた放射性エアロゾル粒径分布の定量に関する研究 ラドン・トロンバックグラウンドの定量把握とイメージングプレートによるプルトニウム弁別	東海 放射線管理第二課	共同 研究	名古屋大学 教授 飯田 孝夫
【地層処分・地層科学関係】(4件)				
26	長期モニタリングシステムの開発に関する研究 光ファイバーを用いた長期モニタリング装置の開発	東濃 瑞浪研究所 超深地層研究Gr	共同 研究	岡山大学 教授 西垣 誠
27	天然バリアにおける水理・物質移行モデルの信頼性向上 セルオートマトン法による亀裂ミクロ構造を考慮した流体物質移行解析	東海 環境センター システム解析Gr	共同 研究	京都大学 助教授 西山 哲
28	ルミノスコープを用いた微小割れ目による応力場解析に関する基礎研究 花崗岩に発達するヒールドマイクロクラックの準三次元解析に基づく古応力場の復元：淡路島野島花崗岩の例	東濃 瑞浪研究所 超深地層研究Gr	共同 研究	早稲田大学 教授 高木 秀雄
29	遺伝子解析技術等による地下深部微生物調査 遺伝子プローブを用いた微生物群集構造の解析とその定量的評価	幌延 深地層研究Gr	共同 研究	静岡大学 教授 加藤 憲二

1.2 核燃料サイクル公募型研究

サイクル機構は、1999年度より、大学及び公的研究機関の研究者から、サイクル機構が取り組む核燃料サイクル分野の研究開発において、原則としてサイクル機構の施設・設備を利用し、先見的、独創的な研究テーマを広く公募している。応募者には主体的に研究に取り組んで頂き、サイクル機構の研究者と協力して進める公募型の研究協力を行っている。2004年度は、4件の研究テーマについて実施している(表3参照)。

1.3 博士研究員制度

サイクル機構は、1997年度より、博士号の学位

を有する若手研究者を2～3年間の任期付で採用している。若手研究者はサイクル機構の先導的、基礎・基盤的な研究業務に関連して、機構が承認した研究テーマを自主的に遂行し、研究者としての業績を得ていくとともに人材育成を図っている。2004年度は、15名の博士研究員により研究を実施している(表4参照)。

また、2004年度の博士研究員の追加募集を4月初旬から6月下旬まで行い、募集定員2名を超える応募(17名)があり、選考作業を進めている。

1.4 その他

サイクル機構は、福井大学と相互に連携し、福

表3 2004年度核燃料サイクル公募型テーマ一覧（継続分）

No.	研究協力テーマ	機構側 担当研究者	研究 形態	提案者 所属機関・氏名
【高速増殖炉関係】(1件)				
1	流力弾性振動による配管系の疲労破壊現象の解明と早期寿命予測法の確立およびヘリカル管内に挿入されたプローブ列からの振動ノイズの原因究明	敦賀 国際センター ISIシステム開発Gr	共同 研究	九州大学 教授 村上 敬宜
【核燃料サイクル関係】(1件)				
2	長寿命FPの中性子吸収断面積研究	東海 環境センター システム設計評価Gr	共同 研究	東京工業大学 助教授 井頭 政之
【放射線安全関係】(1件)				
3	放射線誘起表面活性効果を用いた放射線検出システムの開発	東海 線量計測課	共同 研究	東京海洋大学 教授 賞雅 寛而
【地層処分・地層科学関係】(1件)				
4	緩衝材およびその周辺岩盤の力学的安定基準の作成	東海 環境センター 処分バリア性能研究Gr	共同 研究	京都大学 助教授 小林 晃

表4 博士研究員による2004年度研究テーマ一覧

No.	研究テーマ	サイクル機構 受入箇所
1	フェライト系鋼の微細構造制御によるスエリング特性改善と機械的性質の向上に関する研究	大洗 照射センター 照射材料試験室
2	「もんじゅ」ISI技術開発における超音波探傷技術の高度化に関する研究	敦賀 国際センター ISIシステム開発Gr
3	日本列島における過去の地殻変動特性の抽出と未来の構造運動予測 - 重力データを用いて -	東濃 地質環境研究Gr
4	深部地質環境における地下微生物の代謝活性およびその地球化学的役割	東濃 地質環境研究Gr
5	磁気的手法を用いた環境助長疲労き裂の発生と伝播の予測に関する研究	大洗 新材料研究Gr
6	長寿命核中性子捕獲断面積のための即発線測定法の開発	東海 環境センター システム設計評価Gr
7	海水系地下水条件での堆積岩およびその岩盤亀裂充填鉱物に対する核種収着挙動とそのモデル構築	東海 環境センター 放射化学研究Gr
8	天塩堆積盆の新第三紀から第四紀の地質構造発達史の研究	幌延 深地層研究Gr
9	火山活動の将来予測に関する研究：火山活動の熱が助長する地殻変動の空間的広がり火山活動の規模との関係の解明	東濃 地質環境研究Gr
10	酸化物分散強化型フェライト鋼の応力負荷環境下における照射効果の解明とそれに基づく照射下形状不安定性の改善	大洗 核燃料工学Gr
11	選択チャンネル核分裂モデルによる核分裂収率計算法の研究	東海 環境センター システム設計評価Gr
12	イメージングプレートを用いる被曝線量評価法の確立	東海 線量計測課
13	地下深部の酸化還元システムにおける岩石の鉱物学的・地球化学的役割	東濃 瑞浪研究所 超深地層研究Gr
14	均質化法に基づくマイクロ・マクロモデルによる核種移行解析の高度化	東海 環境センター 処分バリア性能研究Gr
15	画像可視化計測手法による地下深部単一岩盤亀裂内水理・物質移動メカニズムの解明および高精度モデルの構築	東海 環境センター システム解析Gr

井大学大学院工学研究科における教育研究の一層の充実を図るため、2004年4月より、同研究科との間で連携大学院講座を開設している（原子力・エネルギー安全工学専攻「プラントシステム安全工学講座」）。

2. 社内公募型研究

サイクル機構内の創造的研究活動を活性化するための一方策として、サイクル機構の研究者及び技術者から新概念の創出、技術のブレークスルーを目指す研究を発掘・推進する「社内公募型研究推進制度」を2001年度より開始している。

本制度は、サイクル機構が取り組む研究開発の全分野から、独創性・新規性に優れた研究テーマ並びに研究者を募集・選定し、一定期間（原則3年間、延長の場合は2年間）、研究のための予算と環境を保証し自由に研究を実施できるようにするものである。募集する研究は、原則として個人レベルで実施できる規模及び内容のもので、提案者自らが実施することを基本としている。

第1期（2001年度）の採択研究4件は、3年間が経過し、2004年5月に行われた社内公募型研究評価委員会（外部評価委員会）において最終評価を受けた。研究テーマは、それぞれ（1）使用済み燃料の再処理における溶媒を用いない湿式分離、（2）放射性廃棄物処分における緩衝材及び岩石マトリックス中の核種拡散移行過程での固液界面現象と移行モデルの高度化に関する研究（3）高温環境複雑人工物の損傷検出技術の開発（4）雷雲中における放射線発生機構に関する研究である。

第2期（2002年度）の採択研究2件、（1）炭素

系内包構造体を利用した放射性核種の処理法及び利用技術の研究（2）溶融塩電解プロセス制御に資する電気化学的要素濃度測定手法の研究については、最終年度の研究に入り、内部及び外部機関の装置を利用した試験研究を継続している。

第3期（2003年度）の採択研究は、（1）原子力施設非破壊検査用小型高輝度電子銃の実用化研究（2）原子力技術の受容に関する個人及び集団の意思決定過程分析とシミュレーションの2件である。前者については、当該期間においては、試験装置の稼動準備を進めつつ、主に外部機関の装置を利用した試験研究を継続している。また、後者については、2004年5月に行われた外部評価委員会での指摘に基づき研究計画を見直すとともにシミュレーション・システム検証用データを収集し、分析・評価している。

第4期（2004年度）として、2004年4月から下記2件の研究（いずれも第1期採択研究の延長研究）を新たに開始した（カッコ内は実施場所）。

- （1）ミュオン誘雷手法に関する研究（敦賀本部）
- （2）地質媒体微細間隙中での核種拡散移行過程における固液界面現象に関する研究（東海事業所）

当該期間においては、それぞれ2年間の研究計画書を作成するとともに研究に着手した。

今後、第3期の研究テーマは、2004年度内に外部評価委員会による中間評価を受ける予定である。また、第5期（2005年度）の研究テーマ募集は2004年8月から開始される予定である。

（本社：技術展開部 社内公募型研究推進室）



技術協力・技術移転 開発技術の利用・展開 施設・設備の供用 国内技術協力研修

1. 技術協力・技術移転

サイクル機構は、再処理、ウラン濃縮、MOX燃料加工、高速増殖炉等の技術開発成果を事業主体に円滑に技術協力・技術移転するため、技術協力協定等を締結し、技術情報の提供、技術者の派遣、技術者の教育・訓練、受託業務等を実施している。

(1) 再処理

再処理については、日本原燃㈱に対する従来の技術協力・技術移転に加え、六ヶ所再処理工場の試運転に関する技術支援を継続支援した。

また、六ヶ所再処理工場の試運転準備要員である日本原燃㈱委託会社社員への研修がこの第一四半期で修了した。

(2) ウラン濃縮

ウラン濃縮の技術協力については、技術情報の提供等を実施するとともに、「新型機開発に関する技術支援」の受託契約を締結実施した。

また、電力会社等からの要請に基づき、人形峠環境技術センターの濃縮施設において「使用済遠心分離機処理技術に係る試験研究」の共同研究を継続実施した。

(3) MOX燃料

MOX燃料加工技術については、技術情報の開示等を実施するとともに、日本原燃㈱と「MOX燃料加工施設の詳細設計等に係る技術協力業務（その4）」、「燃料製造プロセス条件の最適化検討に係わる小規模MOX追加試験（その2）」及び「MOX燃料加工に係わる確認試験（実規模MOX試験その2）」の受託業務を継続実施した。

また、プルトニウム燃料製造施設での日本原燃技術者の研修を継続実施した。

(4) FBR

FBRについては、技術情報の開示等を実施するとともに、日本原子力発電㈱と「炉心安全性向上のためのIGR試験研究」、「高温構造設計手法高度

化及び免震技術開発」及び「自己作動型炉停止機構炉内試験研究」に関する共同研究契約に基づき当該研究を継続している。また、「高速増殖炉システムの実用化戦略調査研究に関する協力協定」の有効期限が2004年9月30日で切れるため、2006年3月31日まで延長する覚書を締結した。

(5) 高レベル廃棄物

高レベル廃棄物の地層処分技術については、原子力発電環境整備機構と締結した「特定放射性廃棄物の地層処分技術に関する協力協定」に基づき、技術協力を実施している。

2. 開発技術の利用・展開

2.1 先端原子力関連技術成果展開事業

開発成果の展開・活用を図るため、サイクル機構が保有する特許等を企業に提供して、企業の製品開発を支援する「先端原子力関連技術成果展開事業」を1998年度から行っている。

2004年度の新規募集に対して17件の応募があり、技術委員会での評価及び審査の結果、8件の採択が決定した。この8件の実用化共同研究開発を2005年3月まで実施していく。また、今期は日本原子力研究所との統合に向けた先行取り組みの1つとして、合同技術移転説明会を瑞浪市、敦賀市及び福井市で開催した。

2.2 特許・コンピュータコードの利用

(1) 特許の利用

サイクル機構の研究開発の過程で発明・考案された技術成果については、特許出願、技術の権利化及び技術情報の公開を図るとともに、特許の使用を希望する者と実施許諾契約を締結し、利用に供している。これまでの特許（実用新案を含む。以下同様）出願件数は、国内で約2,710件、外国で約1,020件（このうち、2004年6月末現在、開

発成果として保有している特許権は、国内約730件、外国約350件)である。2004年4月から6月における登録件数は国内2件、外国1件である。(表1参照)。2004年度6月末における出願件数は国内7件、外国2件である。

特許の外部利用実施状況は、使用者と実施許諾契約を締結し、契約累計はこれまで35件であり、今期は(株)コクゴとリング取付治具に係る特許の使用許諾に関する契約書を締結した。他に現在は15件を許諾している。

(2) コンピュータコードの利用

研究開発の過程で開発されたコンピュータ・プログラム(計算コード)については、外部利用が考えられるものについて、ソフトウェア会社と計算コードの販売に係る業務代行契約を締結し、利用者への使用許諾を行っている。これまでの契約累計は21件で、現在は8件の許諾を継続している。

3. 施設・設備の供用

技術協力の一環として、サイクル機構の施設・設備を利用した施設等の供用を行っている。2004年度は、東濃地科学センターの第2立坑(目的:無重量研究)及び瑞浪地科学館の一部(目的:深地層研究)の供用を継続実施した。

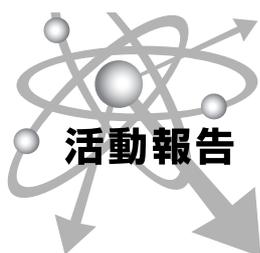
4. 国内技術協力研修

日本原燃(株)MOX燃料加工技術者の研修は、4名が継続実施した。そのほかに、東電環境エンジニアリング(株)技術者1名が放射線管理分野の研修を継続実施した。また、日本原燃(株)関連会社の常陽産業(株)から廃棄物搬出業務要員研修を受け10名の研修が2004年第一四半期で修了した。さらに(財)核物質管理センターより1名の研修員を受入れ分析研修を実施した。

(本社:技術展開部)

表1 2004年4月から6月における特許登録一覧

種類	登録日	登録番号	発明の名称	特許権者
国内特許	2004.4.30	3549865	使用済核燃料中の希少元素FPの分離回収方法およびこれを利用した原子力発電・燃料電池発電共生システム	サイクル機構
	2004.5.14	3553048	感温液晶を用いる温度計測方法	サイクル機構
外国特許	2004.4.20	2227336 ロシア	使用済核燃料の乾式再処理法及び乾式再処理法に用いる誘導加熱装置	サイクル機構



活動報告

特許・実用新案紹介

感温液晶を用いる温度計測方法

出願番号：特願2002 - 142489

出 願 日：平成14年 5月17日

特許番号：特許第3553048号

登 録 日：平成16年 5月14日

特許権者：核燃料サイクル開発機構

本発明は感温液晶が温度に応じて色を変える全温度領域を、感温液晶の3原色の輝度値と温度の関係が単調増加関数あるいは単調減少関数となる連続した多数の温度領域に区分し、各温度領域における3原色の輝度値範囲をそれぞれ求めておき、感温液晶で実際に得られた3原色の各輝度値を、各温度領域における3原色の輝度値範囲と対比して、3原色共に完全に対応し、1対1の関係にある特定温度領域を決定し、その特定温度領域内で輝度値からの線形補間によって直接的に温度を算出するもので、流体の温度分布を観察する場合等に有用である。

1. 目的

感温液晶の色から温度を求めるには、液晶の色を3原色の輝度として数値化した後、これらをまず色相に変換し、あらかじめ求めていた色相と温度の関係により、色相を温度に変換する方法が採られていた。しかし、色相と温度の関係は、感温液晶が温度によりその色を変える全温度領域についてみると、(必ずしも一対一に対応しないため)単調増加関数あるいは単調減少関数とはならないため、感温液晶がその色を変える温度領域を部分的にしか利用できなかった。また、高温領域では変換精度が低下する傾向があった。このため、液晶が温度により色を変える全温度領域で、3原色の各輝度から温度を直接求めることができ、計測

温度領域の拡大と精度向上を図る目的で開発したものである。

2. 技術の概要

図1に温度計測システムの概略構成図(例)を示す。ここで被測定対象は、主配管(10)を流れる流体の温度が異なっており、枝配管(12)から流れ込む流体の温度分布を観察することで、その流動状況を把握することもできる。図2は流動状況を模式的に表すもので、Aは枝配管(12)からの流速が大きく主配管(10)の上側に達している状況を、Bは枝配管(12)からの流速が小さく主配管(10)の下側を流動する状況を、それぞれ表している。Aのような場合には、シート状の感温液晶(14)を主配管(10)の下半面に貼着することによって(図2)温度分布を色分布に変換する。この感温液晶(14)に蛍光灯(16)で照明をあて、カメラ(18)で撮影する。そして、その画像情報を信号変換カード(20)等のインターフェース介してパソコン(22)に取り込み、3原色(R(赤), G(緑), B(青))の各輝度値として数値データ化するようにシステムを構成する。

感温液晶の各輝度値と温度の関係を、実際に使用するシステムで、温度が既知の流体を流し、そのときの感温液晶の色を計測し、あらかじめ求めておく。典型的な感温液晶における各輝度値と温度との関係の例を図3に示す。この例では、感温液晶は30 から40 の範囲で各輝度値が変化している。しかし、図3のようにRとGについては輝度値が温度に対して単調な増加関数とならず、ある輝度値に対して対応する温度が2点ある範囲が存在する。このため各輝度値から温度を単純に求めることはできない。

このため、感温液晶が温度に応じて色を変える全温度領域を、感温液晶の3原色の輝度値と温度

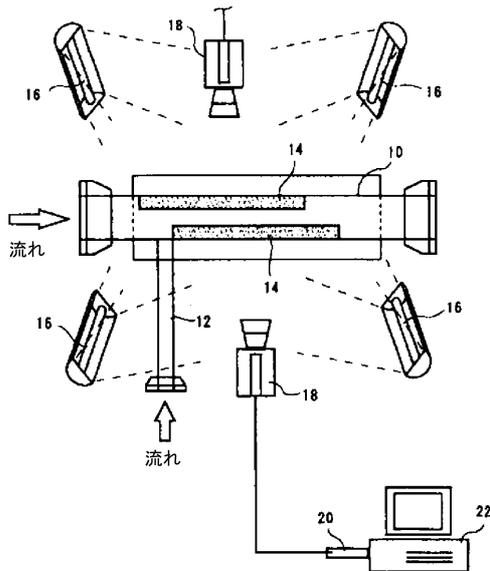


図1 温度計測システムの一例

【符号の説明】

- 10 主管管 12 枝配管 14 シート状の感温液晶
- 16 蛍光灯 18 カメラ 20 信号変換カード
- 22 パソコン

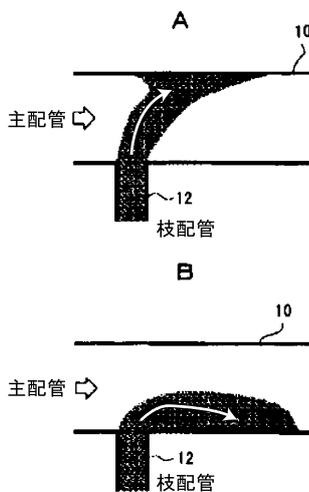


図2 測定対象の例

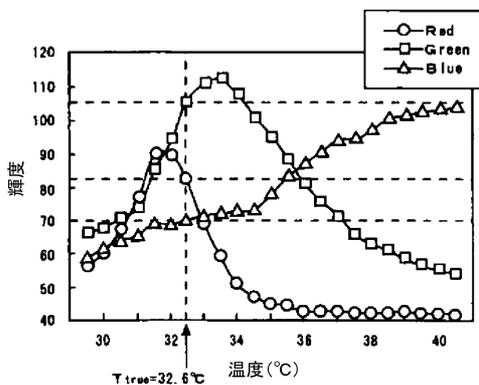


図3 感温液晶の輝度と温度の関係

の関係が単調増加関数あるいは単調減少関数となる連続した多数の温度領域に区分し、各温度領域における3原色の輝度値範囲をそれぞれ求めておき、感温液晶で実際に得られた3原色の各輝度値を、各温度領域における3原色の輝度値範囲と対比して、3原色共に完全に対応し1対1の関係にある特定温度領域を決定する。最後に、その特定温度領域内で輝度値からの線形補間によって直接的に温度を演算する。

従って、温度計測システム(ハードウェア)としては、感温液晶を用いる従来方法と同様で良いが、手法(ソフトウェア)としては異なっている。

以下に輝度値から直接温度を求める場合について説明する。

図3に示した輝度と温度の関係から、測定している温度が含まれる領域として、輝度と温度が1対1の関係にある領域を求めるために、全温度計測範囲を各輝度値が単調増加あるいは単調減少となるように適当な数の領域に分割する。ここでは例として0.5の幅を持つ22の領域に分割し、各温度領域と3原色の輝度値範囲を求めておく(表1参照)。

温度測定箇所に置かれた感温液晶から3原色の各輝度値を求める。この求めた3原色RGBの輝度値が各温度領域におけるそれぞれの輝度値範囲に入っていれば、表1の当該原色の「あてはめ結果」欄に「1」を、入っていなければ「0」を入れる。測定している温度が32.6の時の例を表1に網掛で示す。測定した3原色RGB輝度値がR=83, G=106, B=69となったとき、Rの輝度値からは該当する温度領域が2箇所(表1中の領域番号4と領域番号7)、Gの輝度値からは該当する温度領域が2箇所(表1中の領域番号7と領域番号10)、Bの輝度値からは該当する温度領域が4箇所(表1中の領域番号4~領域番号7)候補となる。3原色毎の当てはめ結果から測定温度は温度領域7に含まれていることが分かる。各利用域では3原色の輝度値は温度に対して単調増加あるいは単調減少関数であることから、線形補間により輝度値から温度を求めることができ、測定の信頼性向上に資する。

表1 輝度値の当てはめ表

領域	温度範囲	輝度範囲			当てはめ結果		
		R	G	B	R	G	B
1	29.5 ~ 30.0	54 ~ 62	65 ~ 68	57 ~ 63	0	0	0
2	30.0 ~ 30.5	59 ~ 68	67 ~ 72	59 ~ 65	0	0	0
3	30.5 ~ 31.0	65 ~ 78	69 ~ 75	63 ~ 67	0	0	0
4	31.0 ~ 31.5	76 ~ 92	72 ~ 87	64 ~ 71	1	0	1
5	31.5 ~ 32.0	87 ~ 92	84 ~ 96	68 ~ 71	0	0	1
6	32.0 ~ 32.5	80 ~ 81	93 ~ 107	69 ~ 72	0	0	1
7	32.5 ~ 33.0	67 ~ 83	105 ~ 112	69 ~ 73	1	1	1
8	33.0 ~ 33.5	58 ~ 70	109 ~ 114	70 ~ 74	0	0	0
9	33.5 ~ 34.0	49 ~ 60	107 ~ 114	71 ~ 75	0	0	0
10	34.0 ~ 34.5	45 ~ 52	100 ~ 109	72 ~ 76	0	1	0
・	・				・	・	・
・	・				・	・	・
22	40.0 ~ 40.5	(0 ~ 3)	53 ~ 67	102 ~ 106	(0)	0	0

(本社 : 技術展開部)



お知らせ 平成17年度任期付研究員(博士研究員)の 公募について

21世紀の科学技術を飛躍的に発展させるために、創造性に富み、発想の豊かな若手研究者を募集します。

1. 募集人員 4名程度
2. 研究分野 高速増殖炉開発及びそれに関連する核燃料サイクル技術開発, 高レベル放射性廃棄物処分基盤研究, 放射線安全研究分野等で核燃料サイクル開発機構の業務として実施可能な研究
3. 応募資格 採用時に原則として35歳以下の方で博士号取得者(採用時に取得見込みを含む)であり, かつ健康な方であって, 研究を自主的, 主体的に遂行する意志のある方
4. 契約開始日 2005年4月1日(金)(予定)
5. 待遇等 謝金: 月額50万円程度(社会保険料及び税込み)
通勤手当, 住居手当は, 職員に準じて別に支給
6. 研究期間 1年間とします。ただし, 年度ごとに所要の評価を行い, 研究期間の更新は最大2回まで可能です。
7. 審査方法 書類審査, 面接審査及び健康診断を行います。
8. 応募締切 2004年10月26日(火)【必着】
9. その他 平成17年度には核燃料サイクル開発機構は日本原子力研究所と統合する予定であり, 平成17年度以降の研究については, 変更になる場合があります。

問合せ先

核燃料サイクル開発機構
技術展開部 技術協力課
亀田, 田沼, 石沢
電話 029-282-1122
(内線41111, 41126, 41127)
FAX 029-282-7980
E mail daigaku@jnc.go.jp
サイクル機構ホームページ
(<http://www.jnc.go.jp/>)

INFORMATION



お知らせ 平成17年度「先行基礎工学研究」についてのご案内

核燃料サイクル開発機構が取り組む研究開発プロジェクトに先行する基礎工学研究について、研究協力課題を募集します。

1. 概要 核燃料サイクル開発機構が取り組む研究開発プロジェクトに先行する基礎工学研究に関する研究協力テーマを核燃料サイクル開発機構が設定し、大学等の研究者から研究目的を達成する上で必要な研究協力課題を募集します。
2. 募集研究協力課題件数 8件程度
3. 研究分野 高速増殖炉開発及びそれに関連する核燃料サイクル技術開発、高レベル放射性廃棄物処分研究開発、放射線安全研究分野等で核燃料サイクル開発機構が取り組む研究開発プロジェクトに先行する基礎工学研究
4. 協力形態 共同研究、客員研究員等
5. 研究予算 1研究協力課題あたり、年間最大で300万円以下
6. 応募資格 研究実施の代表者は、国内の大学等に所属する教官または同等の研究経歴をもつ者（ただし、既に核燃料サイクル開発機構の研究協力制度に研究実施の代表者として応募し採用されている者を除く。）
7. 研究開始 2005年4月1日(金)(予定：但し、契約締結後)
8. 研究期間 1事業年度とします。ただし、毎年度に所要の評価を行い、研究期間の更新は、最大2回まで可能とします。
9. 審査方法 書類審査及び口頭審査を行います。
10. 応募締切 2004年11月15日(月)必着
11. その他 平成17年度には核燃料サイクル開発機構は日本原子力研究所と統合する予定であり、平成17年度以降の研究については、変更の可能性があります。

問合せ先

核燃料サイクル開発機構
技術展開部 技術協力課
亀田，田沼，石沢
電話 029-282-1122
(内線41111, 41126, 41127)
FAX 029-282-7980
E mail daigaku@jnc.go.jp
サイクル機構ホームページ
(<http://www.jnc.go.jp/>)



「深地層の研究施設計画に関する国際会議」 開催のご案内

サイクル機構では高レベル放射性廃棄物の地層処分技術に関する研究開発として、東濃地科学センターの結晶質岩系を対象にした超深地層研究所計画、幌延深地層研究センターの堆積岩系を対象にした幌延深地層研究計画という2つの深地層の研究施設計画を進めてきています。これら2つの深地層の研究施設計画が、その第1段階である地上からの調査研究段階から第2段階である坑道掘削（地下施設建設）時の調査研究段階へと差し掛かるのを機に、「深地層の研究施設計画に関する国際会議」を開催することとしました。これは2つの深地層の研究施設計画やその成果を広く内外の研究者、研究機関や地元の方々にお伝えするとともに、また、海外の先行事例のご紹介を頂き、これらをもとに、参加頂いたそれぞれの分野で指導的立場にある研究者の方々にご議論頂き、その成果を今後の計画に反映していくことを目的としております。

会議は2部構成とし、第1部は東濃地科学センターが進めている超深地層研究所計画とその周辺領域を対象とした広域地下水流動研究をテーマとし、第2部は幌延深地層研究センターが進めている幌延深地層研究計画をテーマとして、それぞれの計画の実施場所である岐阜県瑞浪市と北海道幌延町で開催することとしました。

第1部：瑞浪地層科学研究国際会議'04

1. 日 時 2004年10月21日(木) 13:00～17:00
22日(金) 10:00～14:30
2. 会 場 瑞浪市総合文化センター（岐阜県瑞浪市土岐町7267 4）
3. 通 訊 日・英同時通訳あり
4. 参 加 費 無料
5. 内 容 基調講演としてスウェーデンSKBのOlle Olsson氏をお招きし、深地層の研究施設における研究の意義についてご講演いただきます。また、カナダAECLなど諸外国の結晶質岩系に関する深地層の研究施設における研究の現状についてご紹介いただくとともに、瑞浪超深地層研究所における研究の現状について報告し、深地層の研究施設における研究の役割などを討論します。

お知らせ

第2部：幌延深地層研究計画国際ワークショップ

1. 日 時 2004年10月25日(月) 9:00~18:00
26日(火) 9:00~16:30
2. 会 場 幌延町公民館(北海道天塩郡幌延町宮園町1番地)
3. 参加費 無料
4. 内 容 フランスANDRA(予定)など諸外国の堆積岩系に関する深地層の研究施設における研究の現状についてご紹介いただくとともに、幌延深地層研究センターにおける研究の現状について報告し、これまでに得られた調査研究結果及び今後の計画に関する討論を行います。

本国際会議の参加申込のご案内につきましては、サイクル機構ホームページ(<http://www.jnc.go.jp>)にて掲載予定です。恐れ入りますが、ホームページにてご確認ください。

問合せ先

第1部 端浪事務局
核燃料サイクル開発機構 東濃地科学センター
瑞浪超深地層研究所 研究情報化グループ内
担当 花室
電話 0572-66-2233
FAX 0572-66-2234
E mail kokankai@tono.jnc.go.jp
サイクル機構ホームページ
(<http://www.jnc.go.jp/>)

第2部 幌延事務局
核燃料サイクル開発機構 幌延深地層研究センター
研究調整グループ内
担当 濱
電話 01632-5-2022
FAX 01632-5-2344
E mail workshop.horonobe@jnc.go.jp
サイクル機構ホームページ
(<http://www.jnc.go.jp/>)

INFORMATION



「サイクル機構シンポジウム茨城」の開催について

「サイクル機構シンポジウム茨城」を下記のとおり開催いたします。詳細につきましては、広報部までお問い合わせ下さい。

1. 日 時 2004年11月5日(金) 13:30~17:00 (開場12:30)
2. 場 所 大洗文化センター (茨城県東茨城郡大洗町磯浜町6881-88)
3. テーマ 新たな信頼への創造
新たなステージにおける研究開発
4. プログラム

(1) 開会挨拶 (2) 来賓挨拶 (3) 業務報告 総括報告 個別報告 「核燃料サイクルの確立に向けて」 「『もんじゅ』の目指すところ」 (4) 特別講演 「フランス エネルギーの旅」(仮題) 作家・慶應義塾大学 文学部教授 荻野アンナ氏 (5) 質疑応答 (6) 閉会挨拶	理事長 殿塚 猷一 副理事長 岸本洋一郎 大洗工学センター所長 永田 敬 もんじゅ建設所長 伊藤 和元 副理事長 木阪 崇司
---	--

問 合 せ 先

核燃料サイクル開発機構
 広報部
 道上
 電話 029-282-0749 (直通)
 FAX 029-282-4934
 サイクル機構ホームページ
 (<http://www.jnc.go.jp/>)

INFORMATION

核燃料サイクル開発機構

Japan Nuclear Cycle Development Institute

本社	〒319-1184	茨城県那珂郡東海村村松4-4-9	TEL (029) 282-1122
敦賀本部	〒914-8585	福井県敦賀市木崎65-20	TEL (0770) 23-3021
新型転換炉心げん発電所	〒914-8510	福井県敦賀市明神町3	TEL (0770) 26-1221
高速増殖炉もんじゅ建設所	〒919-1279	福井県敦賀市白木2-1	TEL (0770) 39-1031
東海事業所	〒319-1194	茨城県那珂郡東海村村松4-3-3	TEL (029) 282-1111
大洗工学センター	〒311-1393	茨城県東茨城郡大洗町成田町4002	TEL (029) 267-4141
人形峠環境技術センター	〒708-0698	岡山県苫田郡上斎原村1550	TEL (0868) 44-2211
東濃地科学センター	〒509-5102	岐阜県土岐市泉町定林寺959-31	TEL (0572) 53-0211
幌延深地層研究センター	〒098-3207	北海道天塩郡幌延町宮園町1-8	TEL (01632) 5-2022
東京事務所	〒100-8577	東京都千代田区内幸町2-1-8 新生銀行本店ビル11階	TEL (03) 5157-1911
東京インフォメーションルーム	〒100-0006	東京都千代田区有楽町1-1-2 日比谷三井ビル1階	TEL (03) 3593-9497
福井事務所	〒910-0005	福井県福井市大手3-4-1 福井放送会館5階	TEL (0776) 25-3040
六ヶ所事務所	〒039-3212	青森県上北郡六ヶ所村尾駱字沖付	TEL (0175) 71-2716
札幌事務所	〒060-0005	北海道札幌市中央区北五条西6丁目 北海道通信ビル5階	TEL (011) 200-1681
水戸連絡事務所	〒310-0852	茨城県水戸市笠原町978-25 茨城県開発公社ビル4階	TEL (029) 301-1020

〈海外事務所〉

WASHINGTON

JNC Washington Office

1825 K Street, N. W., Suite508 Washington D.C.20006
U.S.A.

TEL 202-338-3770

FAX 202-338-3771

PARIS

JNC Paris Office

4-8, Rue Sainte-Anne, 75001 PARIS
France

TEL 1-4260-3101

FAX 1-4260-2413

サイクル機構技報

JNC Technical Review

No.24 2004.9

2004年9月20日発行

©2004 核燃料サイクル開発機構

編集発行

核燃料サイクル開発機構 技術展開部 技術協力課

〒319-1184 茨城県那珂郡東海村村松4-4-9

TEL:029(282)1122(代)

FAX:029(282)7980

E-Mail:gihoh@jnc.go.jp

URL:http://www.jnc.go.jp/

製作

いばらき印刷株式会社

〒319-1112 茨城県那珂郡東海村村松字平原3115-3

TEL:029(282)0370

FAX:029(282)0524

E-Mail:info@i-printing.co.jp

URL:http://www.i-printing.co.jp/

©2004 Japan Nuclear Cycle Development Institute

Published by

Technical Cooperation Section, Technology Management Division,

Japan Nuclear Cycle Development Institute

4-49 Muramatsu, Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki 319-1184, Japan

サイクル
機構

核燃料サイクル開発機構
Japan Nuclear Cycle Development Institute