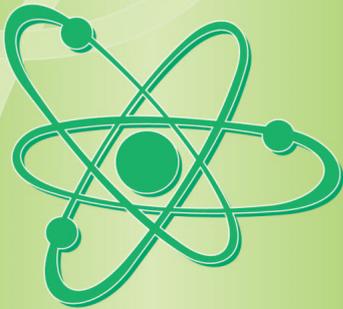


サイクル機構技報

JNC Technical Review
No.20 2003.9



瑞浪超深地層
研究所

サイクル機構技報

No.20 2003年9月

目次

技術報告

高速増殖炉サイクルの実用化戦略調査研究フェーズIIの2002年度成果	1
佐賀山 豊 佐藤和二郎 前田二三男 中井 良大 家田 芳明 船坂 英之	
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	13
牧野 崇義 武内健太郎 加藤 明文 大代 操 遠藤 秀男	
RI・研究所等廃棄物の余裕深度処分場概念設計	23
宮本 陽一 川越 浩 大湖 岳雄	
地下1,000mに向けて・瑞浪超深地層研究所の建設計画	31
佐藤 稔紀 見掛信一郎 玉井 猛 今津 雅紀 坂巻 昌工	

研究報告

「もんじゅ」高度化炉心におけるMA照射試験概念の検討	45
照山 英彦 西 裕士 石橋 淳一 影山 武 金城 秀人	
実用化高速炉構造設計基準のための研究開発	59
笠原 直人 安藤 昌教 森下 正樹 柴本 宏 田中 良彦 井上 和彦	
複数のモデル化手法を用いた地質環境特性調査における地下水流動特性評価の不確実性の検討	75
三枝 博光 澤田 淳 稲葉 薫 竹内 真司 中野 勝志	

会議報告

東京工業大学/核燃料サイクル開発機構 連携大学院方式記念講演会 2003年5月16日開催	91
小井 衛	
高速炉サイクル技術のためのシミュレーションコード開発に関するCEA-JNCセミナー 2003年5月28～30日開催	95
岩田 耕司 深野 義隆	
原研・サイクル機構合同報告会 統合と新展開に向けて 2003年6月13日開催	99
秋山 莞爾	
大学等との研究協力制度にかかわる2003年度研究成果報告会 2003年7月18、24日開催	102
亀田 昭二	

JNC Technical Review

No.20 2003.9

CONTENTS

概況報告

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	111
高速増殖炉サイクル実用化戦略調査研究	114
高速増殖炉の研究開発	119
高速増殖炉燃料の研究開発	124
高速増殖炉燃料再処理技術の研究開発	126
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	128
軽水炉燃料再処理技術の研究開発	133
環境保全対策	136
ウラン濃縮	141
新型転換炉の研究開発	142
核物質管理と核不拡散対応	144
安全管理と安全研究	145

国際協力

国際会議，海外派遣・留学，主要外国人の来訪，国際協力協定，余剰兵器解体プルトニウム処分協力	149
---	-----

活動報告

業務品質保証活動	151
外部発表	152
技術情報管理，情報システム	157
大学等との研究協力，社内公募型研究	158
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	164
特許・実用新案紹介	166

お知らせ

2003年度先端原子力関連技術成果展開事業における開発テーマの採択結果について	169
平成16年度「先行基礎工学研究」についてのご案内	170
核燃料サイクル開発機構・日本原子力研究所合同報告会　統合と新展開に向けて　の開催について	171

サイクル機構技報

No.20 2003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

「瑞浪超深地層研究所」

高レベル放射性廃棄物の地層処分技術に関する研究の一環として、岐阜県瑞浪市に建設する施設(研究坑道)です。主な研究の対象は花崗岩です。堆積岩に関する研究は、北海道幌延町において計画を進めています。

研究坑道は、1,000m級の2本の立坑と、立坑から展開する水平坑道から構成されています。立坑掘削の現場工事は2003年7月に開始し、2009年度末には深度1,000mに到達する予定です。本施設は、深部地質環境の総合的な調査技術の確立及び深地層における工学技術の基礎の開発を行う場としての役割を担うとともに、原子力長計に示されているように深地層に対する国民の理解促進の場としての役割も担っています。

用地内には、「建設管理棟(仮称)」が2003年度末までに建設される予定です。また、瑞浪地科学研究所と瑞浪国際地科学交流館が隣接しており、すでに運用を開始しています。

関連する技術報告タイトル：地下1,000mに向けて・瑞浪超深地層研究所の建設計画



画像提供組織名：
東濃地科学センター
瑞浪超深地層研究所

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 2003

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
©2003 JAPAN NUCLEAR CYCLE DEVELOPMENT INSTITUTE



高速増殖炉サイクルの実用化戦略調査研究 フェーズ の2002年度成果

佐賀山 豊 佐藤和二郎 前田二三男*
中井 良大 家田 芳明 船坂 英之

本社 経営企画本部 FBRサイクル開発推進部

Results of FY 2002 Feasibility Study on Commercialized Fast Reactor Cycle System Phase

Yutaka SAGAYAMA Kazujiro SATO Fumio MAEDA*
Ryodai NAKAI Yoshiaki IEDA Hideyuki FUNASAKA

FBR Cycle System Development Office, Executive Office for the Policy Planning and Administration,
Head office

高速増殖炉サイクルの実用化戦略調査研究フェーズ は、フェーズ で抽出した有望なFBRシステムと燃料サイクルシステム概念から複数の実用化候補概念を明確化すること、及びフェーズ 以降の研究計画を提示することを目標として2001年度から5ヵ年計画で開始した。フェーズ 2年目の2002年度には、主要技術の成立性見通し及び候補概念の明確化に必要なデータ取得のための要素技術の開発を実施し、主として次の成果を挙げた。FBRシステムについては、各炉の性能評価の一環として、内部転換比を高め、ブランケットを含めた炉心全体の燃焼度を高めた炉心検討を実施し、ナトリウム炉と鉛ビスマス炉では100GWd/t程度、水冷炉では50GWd/t程度を達成できる見通しを得た。また、要素技術開発では、ナトリウム冷却炉での炉容器上部プレナムの流動安定化に関する試験、鉛ビスマス冷却炉の材料腐食試験及び水冷炉での稠密炉心の熱流動試験等においてデータを取得した。燃料サイクルシステムでは、マテリアルハンドリング技術や遠隔操作・遠隔補修等を考慮したシステム設計の詳細化を進めた。また、要素技術開発では高レベル放射性物質研究施設（CPF）を用いて、直接抽出法により使用済燃料からU、Puの抽出に成功するとともに、今後の技術選択の上で重要な鍵を握る簡素化溶媒抽出法や簡素化ペレット法の技術的成立性の見通しを得た。

The Feasibility Study on Commercialized Fast Reactor(FR) Cycle System Phase was commenced on April 1, 2001, in order to clarify a few promising concepts for commercialization from among the candidates of FR systems and fuel cycle systems that were screened out in Phase , and to present the outline of the onward plan for Phase . In FY 2002, to obtain engineering data for the feasibility assessment of principal technologies and clarification of candidate concepts for commercialization, important technologies were developed. For the FR system, the core high burn up was studied by increasing the core conversion ratio. Burn up of the entire core including blanket fuel was expected to be about 100GWd/t for the sodium cooled reactor and the lead bismuth reactor; and about 50GWd/t for the water cooled reactor. In terms of the key technology development, the engineering data was obtained by the tests related to the flow stabilization in the upper plenum of the reactor vessel for the sodium-cooled reactor, the material corrosion for the lead-bismuth cooled reactor and the coolability of the dense core for the water-cooled reactor. With regard to the fuel cycle



佐賀山 豊

FBRサイクル開発推進部
部長
FBRサイクルの実用化戦略調査研究の取りまとめに従事



佐藤和二郎

FBRサイクル開発推進部
次長
FBRサイクルの実用化戦略調査研究の取りまとめに従事



前田二三男*

企画・調整グループリーダー
プロジェクトの基本計画の
策定・調整、研究開発計画
の取りまとめに従事



中井 良大

FBRサイクルシステム統合グループリーダー
FBRサイクルの評価基準
及び統合評価手法の検討、
実用化シナリオの検討に従事



家田 芳明

炉システムグループリーダー
炉、炉心・燃料に係るシステム
概念の検討、研究開発
計画の策定に従事



船坂 英之

燃料サイクルシステムグループリーダー
再処理、燃料製造に係るシステム
概念の検討、研究開発
計画の策定に従事
工学博士

*現在：関西電力株式会社 大阪南支店 Presently, OSAKA MINAMI Branch Office, The KANSAI ELECTRIC POWER CO., INC.

systems, detailed system designs were created considering the material handling technologies, remote-controlled handling and repair, etc. In terms of key technology development, the extraction of U/Pu from spent fuel was verified by the direct extraction method at the CPF (hot cell) at Tokai Works. The technical feasibility of the simplified solvent extraction method and simplified pelletizing method, which is important for the technical feasibility, was confirmed.

キーワード

実用化戦略調査研究, FBR, 再処理, 燃料製造, FBR サイクルシステム, 燃料サイクルシステム, 開発目標, 総合的評価手法, 実用化候補概念, 開発計画

Feasibility Study on Commercialized FR Cycle System, Fast Reactor, Reprocessing, Fuel Fabrication, FR Cycle System, Fuel Cycle System, Development Target, Comprehensive Evaluation Methodology, Promising FR Cycle Concepts for Commercialization, Development Plan

1. はじめに

高速増殖炉サイクル実用化戦略調査研究は、安全性を大前提として、軽水炉サイクル及びその他の基幹電源と比肩する経済性を達成し得るよう、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抽出し、併せて将来の社会の多様なニーズに柔軟に対応し得る開発戦略を提示することにより、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する。

本研究は、フェーズ（1999 - 2000年度）及びフェーズ（2001年度から5年間）と、段階に分けて実施することとし、1999年7月から、サイクル機構、電気事業者、電力中央研究所（以下「電中研」という）及び日本原子力研究所（以下「原研」という）などから成るオールジャパン体制で研究開発を開始した。さらに、その後の研究開発については、5年程度ごとにチェック・アンド・レビューを受け、ローリングプラン（柔軟な計画運用）により進め、安全性の確保を前提として競争力のあるFBRサイクル技術を2015年頃までに提示することを目標としている。

フェーズでは、フェーズで抽出したFBRシステム及び燃料サイクルシステムに関する有望概念について、候補概念相互について可能な限り定量的な比較評価を実施できるレベルまで設計研究を深めるとともに、定量的な絞込みを実施する上で必要となる要素技術開発（データを取得する試験の実施、設計評価のための解析技術の整備等）を実施し、これらの成果を基にFBRサイクル全体の整合性に配慮しながら複数の実用化候補概念を明確化し、併せて必要な研究開発計画（ロードマップ）を策定することとしている。

フェーズ2年目の2002年度には、2003年度に予定されている中間取りまとめに向けて、各シス

テムの設計研究と要素技術開発を着実に進展させた。以下に2002年度の主な成果を示す。

2. 高速増殖炉システム

FBRシステムの検討は、フェーズで抽出した候補概念に革新的技術を取り入れて概念設計を進めるとともに、主要技術の成立見通し及び必要な定量的データを取得するための要素技術開発を進めた。

2.1 ナトリウム冷却高速炉

中型モジュール炉の経済性及びシステムの成立性を見通すため概念の具体化を進めるとともに、原子炉容器上部プレナムでの流動安定化等、主要な課題の対応策の検討を進めた。また、ナトリウム冷却炉の魅力を出すための特徴の追求と固有の課題への対応策に重点を置いた検討を進めた。フェーズから開始した要素技術開発については、2003年度末までに中間的な成果を出すべく試験装置の製作等を進めた。一部の試験を開始し、その結果が得られ始めている。

中型モジュール炉のシステム設計については、電気出力75万kWe、4モジュール体系の概念について設計研究を進め、建設単価の目標（20万円/kWe）を達成できる見通しを得た。また、主要部位の構造健全性等についても検討し、その成立性を見通しを得た。

ナトリウム冷却炉の魅力を出すための特徴の追及に関しては、内部転換比を向上させ、プランケットを含めた炉心全体の高燃焼度化（100GWd/t程度）を図り、燃料サイクル費を低減する混合酸化物（MOX）燃料炉心概念を検討した。特に、2002年度は、炉心損傷初期の即発臨界事象を防止するなどの安全性の要求と整合させることをねらった

検討を進め、その見通しを得た。

ナトリウム冷却炉固有の課題克服に対しては、ナトリウム - 水反応対策として、蒸気発生器(SG)の伝熱管破損時の安全確保の観点に加えて、補修を容易にする観点から、密着2重管型SG及び単管ヘリカル型SGを選定して概念の検討を進めている。また、軽水炉と同等の保守・補修性を目指し、安全性に加えて、補修によるプラント停止期間を短くするという経済性の観点から供用期間中検査(ISI)の考え方を検討した。具体的には、検査が必要な箇所を選定し、機器の機能維持、構造健全性確保のために検知すべき破損の大きさを求め、検査間隔、試験装置の精度を暫定した。また、検査技術の広範な調査を行い、検査対象部位のISIに適用可能な技術を選定し、試験装置の実用化に向けた開発計画を策定した。

原子炉容器上部プレナムの縮尺モデル水流動試験を開始し、大型炉の設計研究と連携して、炉内構造物の工夫等により高流速条件下でも上部プレナムの流動安定化(液面でのガス巻き込み抑制等)が可能な見通しを得た(図1)。

自己作動型炉停止機構(SASS)の開発では、制御棒の誤落下等に対する運転信頼性を確認すること等を目的とした「常陽」での炉内試験の準備を

進めており、炉内装荷用のSASS試験体の製作を完了した。

2.2 ガス冷却高速炉

被覆粒子燃料型ヘリウムガス冷却炉を2001年度に選定しており、横方向流・被覆層表面直接冷却型の炉心概念(横方向流概念)の検討を継続した。また、燃料被覆層の初期欠陥等の割合を低く抑制できない場合に1次冷却系内部の汚染を防止する観点から、燃料被覆層の外側にもう1層のバウンダリを備えた2重包蔵構造の燃料集合体による炉心概念の検討も実施した。

横方向流概念の検討については、炉心燃料の取出し平均燃焼度を2001年度の約100GWd/tから約150GWd/t程度にまで増加させた高燃焼度化炉心概念の検討を進めた。高燃焼度化のため燃料のPu富化度を増加させるとドブプラ係数や減圧反応度が非安全側にシフトする傾向があることが分かった。このため、燃料集合体形状の工夫による減圧反応度の低減化と、Pu富化度分布の調整による出力ピーキングの低減化方策などを取り入れた高燃焼度化炉心概念案を構築し検討を進めた。(図2左)この概念については圧力損失の特性等について更なる成立性検討が必要であるが、予備的な評

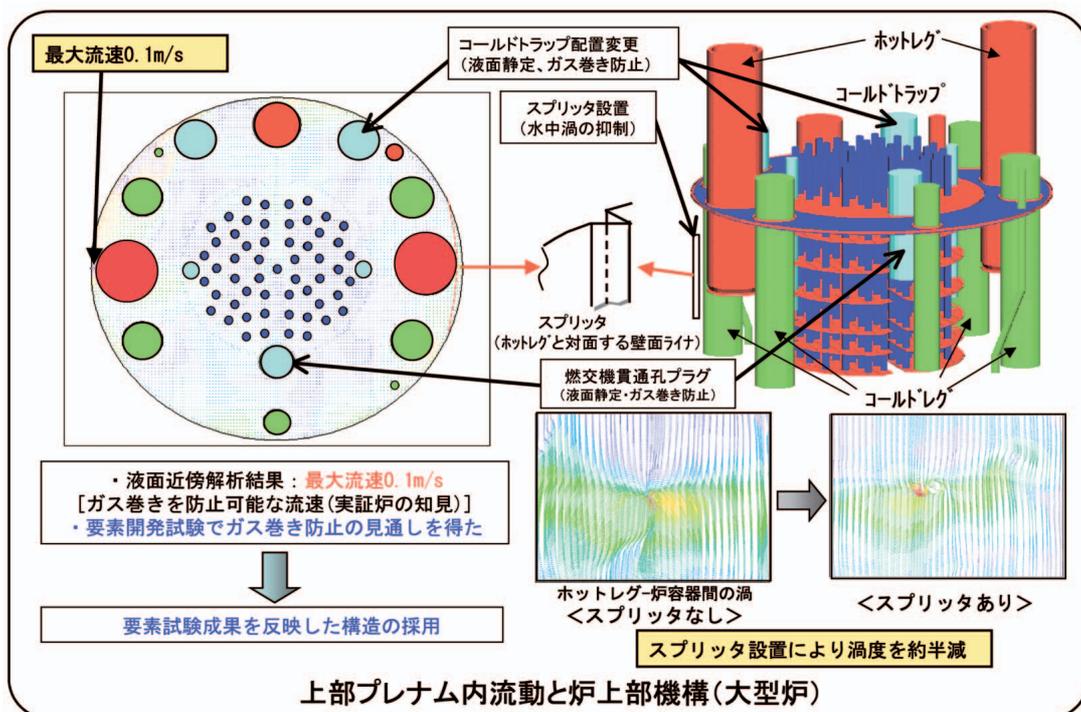


図1 ナトリウム冷却炉の技術開発状況

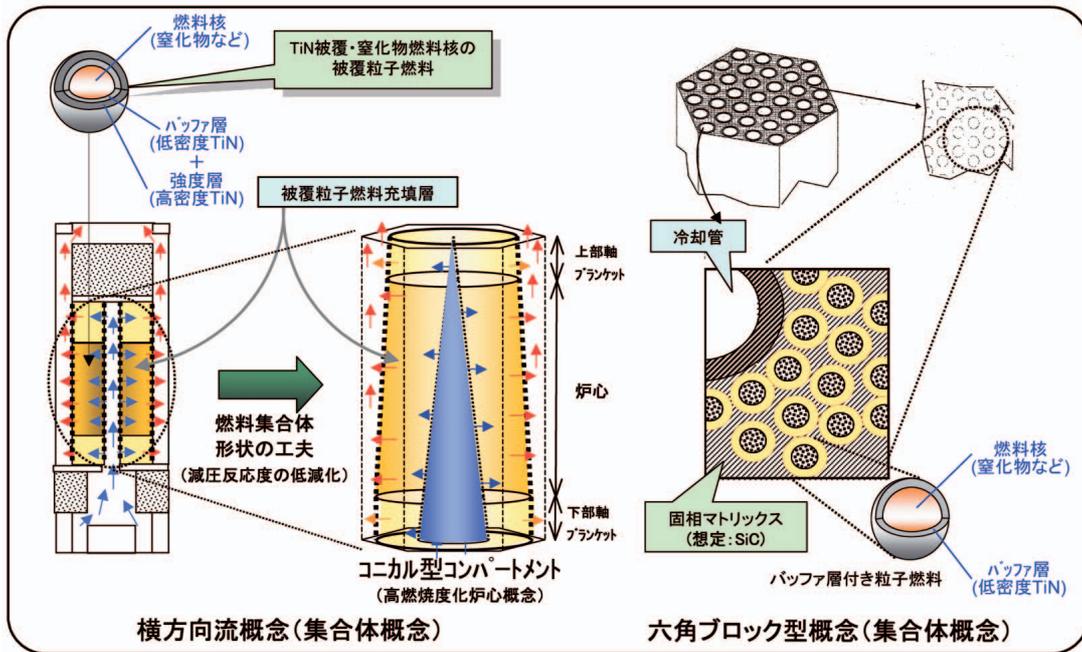


図2 ガス冷却炉の技術開発状況

価結果によれば、過酷事故（減圧事故＋スクラム失敗＋強制循環冷却機能喪失）に対しても固有の安全特性と自然循環除熱により炉心損傷防止が達成できる見通しである。

六角ブロック型縦方向流炉心概念（六角ブロック型概念）の検討については、2重包蔵構造燃料による炉心概念として、種々の形態を比較評価した結果、冷却チャンネルを有する六角ブロック型容器（SiC製）内に被覆燃料粒子（バッファ層付き粒子燃料）を充填し、燃料粒子間をSiCの固相マトリックスとする燃料集合体概念を選定した。（図2右）この炉心概念では、ブランケット量を増やすことで横方向流概念と同等の増殖比1.15程度が可能である。過酷事故（減圧事故＋スクラム失敗＋強制循環冷却機能喪失）に対しては、事象開始後約30分後までに作動するような緩慢型の受動的炉停止機構の導入により炉心損傷防止が可能な見込みである。

また、炉心損傷時の事故推移の検討を行い、再臨界を回避しつつ、損傷した炉心を保持し冷却性能を確保できる可能性のあるシナリオを抽出するとともに、このシナリオに適合し得る炉外コアキャッチャ設備概念の具体化を行った。さらに、耐高温構造対策として炉容器内部構造の熱遮へい体構造等の具体化検討を進めた。

2.3 鉛ビスマス冷却高速炉

自然循環及び強制循環方式のプラント概念について、耐震性等の主要な課題についての検討を実施した。また、窒化物炉心概念について、燃料集合体ダクト間の相互作用（DDI）防止等の観点から成立性を評価するとともに、開発リスクの低減や炉心燃料の柔軟性向上等を目的にMOX燃料を用いた炉心概念を構築し、その特性評価を実施した。

要素技術開発では、鉛ビスマス中の腐食特性試験を継続して実施し、材料腐食機構、腐食抑制機構等についての知見を深めた。

高比重の冷却材の採用に伴って耐震性の裕度が小さいこと、また、今後の耐震設計の動向を勘案し、強地震条件による耐震性の評価を実施した。評価の結果、強制循環方式及び自然循環方式のいずれも強地震条件では炉上部機構（UIS）と炉心の相対変位が大きくなり制御棒挿入性が確保できないことが分かった。このため、UISの剛性を強化するとともにUISと炉心を結合することにより、強地震条件においても耐震成立性を確保し得る見通しを得た。

窒化物燃料炉心設計では、2001年度に構築した炉心仕様を、照射制限やDDI防止の観点から見直し、炉心性能がやや低下するものの、設計要求をほぼ達成できる見通しを得た。また、内部転換比

を高め、ブランケットを含めた炉心全体の燃焼度を約100GWd/tに高める炉心を構築し、燃料サイクル費の低減が可能である見通しを得た。

MOX燃料を用いた炉心概念の検討の結果、自然循環炉心では燃料体積比が小さく、高い増殖性能の達成は困難であるが、強制循環炉心では、平均燃焼度の低下はあるものの、増殖性能等について設計要求をほぼ達成する可能性を有することが分かった。

炉心・構造材料については、2001年度からドイツ・カールスルーエ研究所（FZK）で鉛ビスマス停留環境下での試験を進めている。浸漬時間800～10,000時間、試験温度500～650の耐食性確認試験を完了し、今後10,000時間試験後の試料の分析を進める予定である。2,000時間までの試験結果によると、550では、気中で見られる粗な酸化層の形成は見られず、Fe-Cr-O層による一定の防食効果が期待できる。しかし、600以上では酸化皮膜の形成状況は大きく異なり層状の酸化皮膜は認められず、耐食性低下の懸念があることが分かった（図3）。また、鉛ビスマス流動環境下での耐食性確認試験にも着手した。

2.4 水冷却高速炉

BWR型高速炉については、原研で検討が進めら

れており、超臨界圧軽水冷却高速増殖炉（SCFBR）については、安全性に関する検討を継続して実施した。

(1) BWR型高速炉の設計研究及び要素技術開発（原研の成果）

高燃焼度をねらった炉心設計検討を行い、ブランケットを含む炉心全体の燃焼度で50GWd/tを達成できることを確認した。

要素技術開発では、7本ピンバンドルの稠密炉心試験体を用いた限界出力試験を継続実施し、設計式の稠密炉心体系への拡張性を確認した（図4）。被覆管材料の開発では、耐久性、安全性、製造性等の観点からの検討を行い、25Cr-35Ni-0.2Ti系安定オーステナイトステンレス鋼を候補材に選定した。高速臨界実験装置（FCA）を用いた臨界実験では、ウラン燃料体系で中性子エネルギースペクトルを模擬した実験によって、解析手法の精度を評価した。

(2) BWR型高速炉の技術課題に関する検討（サイクル機構、原研の共同検討）

燃料サイクルを含めた経済性、水冷却炉導入のシナリオ、技術開発課題（水冷却炉の環境に適合する被覆管材料、稠密燃料集合体の熱流動及び機械的成立性、炉心損傷時の影響緩和対策等）について、課題を整理するとともに、課題解決のため

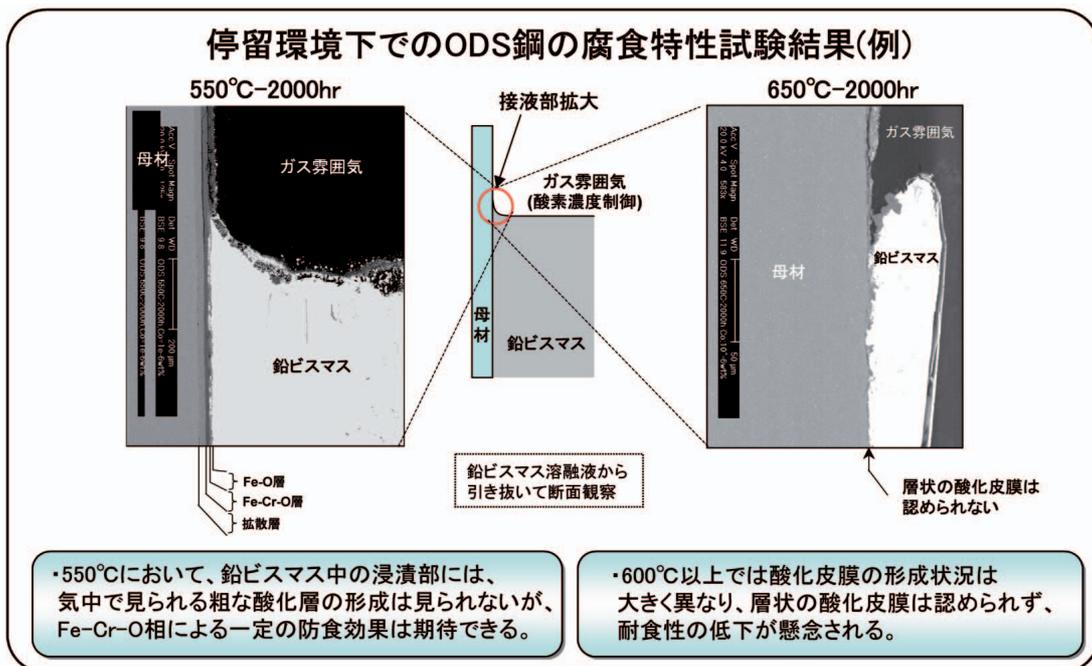


図3 鉛ビスマス冷却炉の技術開発状況

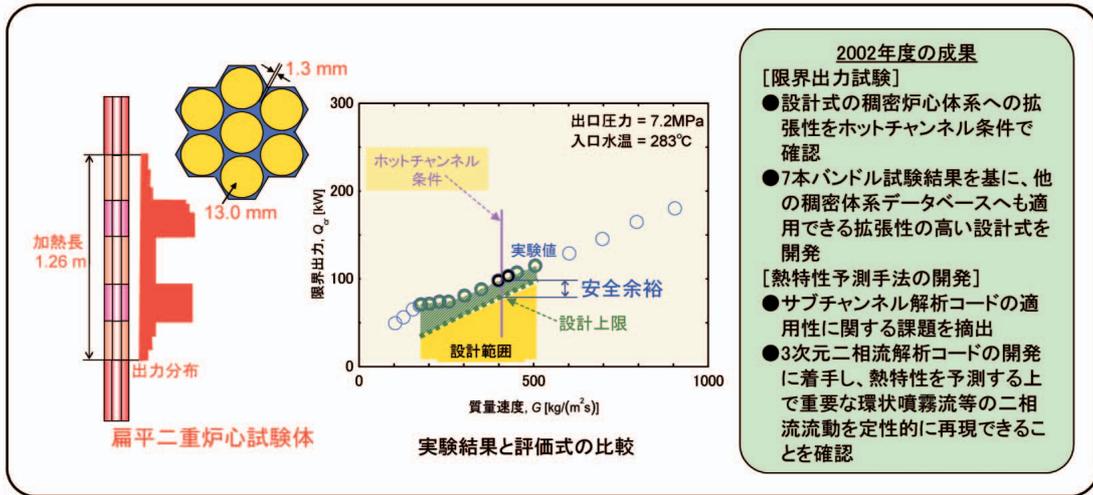


図4 水冷却炉（BWR型高速炉）の技術開発状況（原研の成果より）

に必要な研究計画の作成に着手した。

(3) SCFBRの検討

東京大学において提案された概念であるSCFBRに関しては、2001年度に引き続きドイツFZKで炉心損傷事象の推移と影響緩和対策についての検討を進めた。軸方向ブランケットの削除によって炉心からの溶融燃料の排出挙動が改善される可能性がある一方、コンパクトな原子炉容器設計を行っていることから損傷炉心物質の原子炉容器内保持は困難な見通しであることが明らかとなった。また、格納容器内での損傷炉心の保持・冷却のために、現状のSCFBR概念に適用可能性のあるコアキャッチャーの概念を抽出した。

2.5 小型高速炉

2001年度に引き続きナトリウム冷却炉と鉛ビスマス冷却炉の概念検討を進めるとともに、小型炉の多目的利用に関する調査として、水素製造への活用に関する検討を行った。

ナトリウム冷却小型炉（出力15万kW_e）については、金属燃料を採用した「反射体制御・強制循環方式」、「制御棒制御・強制循環方式」及び「制御棒制御・自然循環方式」の3概念について、炉心検討及びプラント概念の構築を実施した。安全解析を行った結果、3概念とも、過渡変化時のスクラム不作動事象（ATWS）時に炉心損傷が発生せず、高温静定できる可能性をもつことが明らかとなった。

多目的利用に関する検討については、メタンガ

スの水蒸気改質法による水素製造プラントを対象として、水素製造プラントの配置計画などを行った。二酸化炭素の固定化費用を含む概略の水素製造単価は約19円/Nm³であり、今後、水蒸気改質器のコンパクト化によりさらに低減できる可能性がある。

2.6 その他共通要素技術開発

高性能被覆管（ODS鋼）の開発については、ロシアBOR60炉でのODS鋼被覆燃料ピン先行照射試験のため、上部端栓付の照射用ODS鋼被覆管がロシア原子炉科学研究所（RIAR）に到着している。今後、照射用燃料ピンの製造を経て、2003年6月末から照射開始を予定している。

高速炉の安全性試験計画（EAGLEプロジェクト）については、再臨界回避概念の成立性を見通すためにカザフスタンで実施している試験研究の炉外試験において、ナトリウムを用いない条件で、高周波誘導加熱によって溶融した燃料がスチール製ダクトを溶融させて、その内部に侵入し、ダクト内を通過して排出されることを確認した（図5）。

3次元免震技術の開発に関しては、「建屋全体3次元免震方式」について、2002年度は、2003年度上期に実施予定の性能試験に向けて試験体を製作した。また、「建屋水平免震/機器上下免震組合せ方式」については、免震要素である実規模の皿ばねの試験体を製作し、性能試験を実施している。

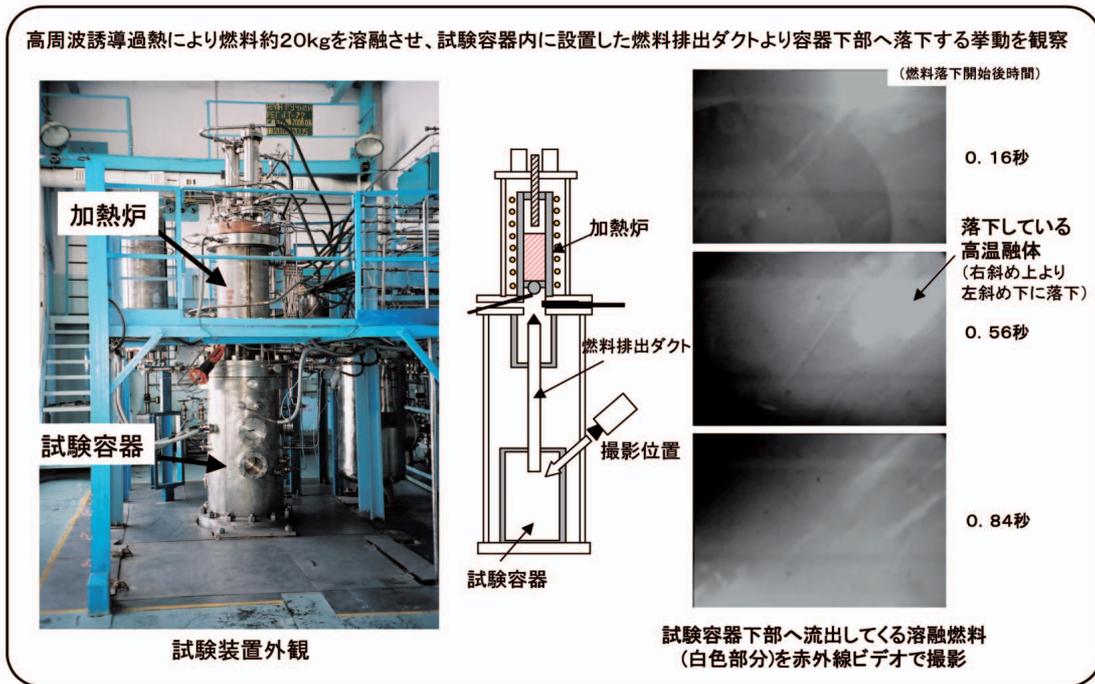


図5 EAGLE 試験（炉外試験）の状況

3. 燃料サイクルシステム

燃料サイクルシステム（再処理システムと燃料製造システムをいう）におけるフェーズの検討では、フェーズで抽出した候補概念に革新的技術を取り入れて概念設計を進めるとともに、主要技術の成立見通し及び候補概念の明確化に必要な定量的データを取得するための要素技術試験を実施している。また、従来の「必要なものを取り出してサイクルに戻してその他のものは廃棄する」から「サイクルに邪魔なもののみを除去してその他のものはサイクル内に閉じ込める」へと発想を転換し、環境への負荷を最小化することをねらった新しいサイクル概念の基礎的検討も行っている。

3.1 再処理システム

フェーズでは、設計精度を高めるために必要な要素試験を進め、それに基づくシステム設計を実施する。2002年度は、システム設計に関しては、先進湿式法に係るプラント設計及び代替技術適用可能性についての検討並びに乾式プラントの機器配置設計を進めるとともに、システム設計に反映するための要素技術開発を継続した。

(1) 先進湿式法

周辺工程等システム全体設計の詳細化を進める

とともに、技術的成立性の見通しを得るために代替・補完技術を含めた要素技術開発を進めた。

プラント設計においては、周辺工程に関する設計の詳細化を進め、プロセスの見直しを行った。また、フェーズで課題となっていた廃棄物発生量の増大に関しては、要素技術開発の成果を踏まえ、ガラス固化体発生量を大幅に減らせる見通しを得た。代替・補完技術については超臨界直接抽出法による小型プラント(50t/年)の設計を行い、再処理コストと廃棄物発生量を大幅に削減できる見通しを得た。イオン交換法とアミン抽出法についてはコールド試験結果に基づくプロセス物質収支により、経済的なマイナーアクチニド(MA)回収設備として技術的に成立する見通しを得た。

要素技術開発では、模擬低除染燃料を用いた晶析試験により、共存元素がUの晶析開始温度に与える影響等プロセス制御に関するデータを取得した(図6左)。簡素化溶媒抽出技術については実使用済燃料を用いたホット試験により、U, Pu, Npの回収率を実験的に確認し、システム設計成立の裏付けを得た。代替・補完技術である直接抽出法に関しては、固体状の使用済燃料からU, Puを直接、有機溶媒(TBP)に抽出することに成功した(図6右)。イオン交換法については吸着材の耐酸性、耐放射線性等特に問題がないことを確認し、アミ

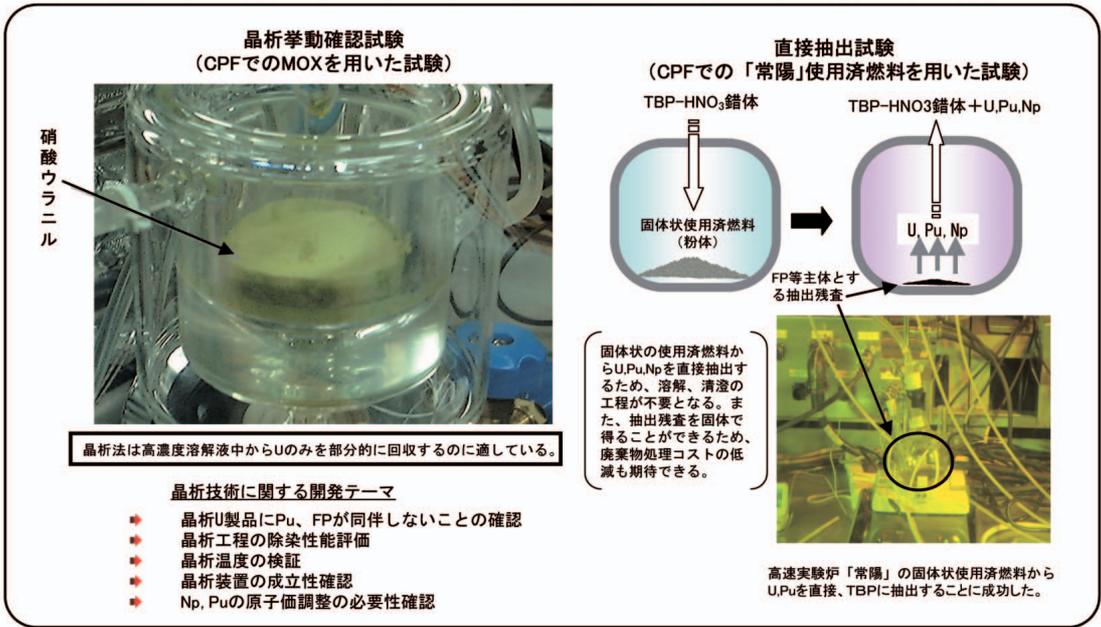


図6 先進湿式法の技術開発状況

ン抽出法については廃溶媒の処理技術の見通しを得た。

(2) 酸化物電解法

マテリアルハンドリング等の物質移動を取り入れたシステム設計を進めるとともに、MOX電解共析や電解槽の長寿命化のためのコールドクルーシブル(CCIM)技術*等の要素技術開発を継続した。

システム設計については、これまでの合理化方策の検討結果や要素技術開発成果を踏まえて基本プロセスを構築した。遠隔自動運転、マテリアルハンドリングによる物質移動を適用した作業システムを具体化するとともに主要機器、付帯機器の

* 誘導加熱で、るつぼの内容物を溶融させるとともに、壁面を冷却することにより析出物で壁面を覆い、るつぼの長寿命化を図る技術

概念設計を進め、セル内機器配置の設計を進めた。

MOX電解共析は高除染MOXに適用した実績は多いが、実使用済燃料に対しての適用例が少ないため、ロシアRIARにおいて腐食生成物、核分裂生成物(FP)の存在下での試験を実施し、Pu富化度30%以上のMOXを得ることができることを(図7)、また、条件によってはPuO₂を主成分とする沈殿物が発生することが分かった。CCIM電解槽については、コールドでの試験結果を基に電極形状等の見直しを行った。

(3) 金属電解法

システム設計においては、高温融体の移送などを考慮したプロセス設計を進め、要素技術開発では、U-Pu-Zrの三元合金を用いた電解精製試験や



図7 酸化物電解法の技術開発状況

Puを用いたCd陰極でのPu回収の基礎的なデータを取得した。

システム設計では乾式特有の作業である溶融塩、溶融金属の工程間移送をバッチ式で行う方法を考案し、これを反映したプロセスの見直しを行った。これに基づきマテリアルハンドリング、運転・保守等を考慮した機器の概念設計、セル内の合理的機器配置の検討を進めた。また、乾式法に適した臨界管理/計量管理法を考案した。

電中研とのプロセス開発に関する共同研究については高レベル放射性物質研究施設(CPF)に設置した金属電解法Pu試験設備のコードド試験を実施し、機能・操作性の確認を行うとともに装置の調整を進めた(図8左)。

電中研が欧州連合の超ウラン元素研究所(ITU)との共同研究として実施している小規模プロセス実証試験ではMA, 希土類元素(RE)含有U-Pu-Zr三元合金燃料(未照射)の電解精製試験においてその溶解挙動を把握した結果, MA, REを含まない三元合金と変わらない挙動を示すことが分かった(図8右)。また, 電中研と原研との基礎技術に関する共同研究では, 液体Cd陰極の運転条件把握のためU, Puの回収試験を実施し, Puを回収するには塩中のU:Puの濃度比が1:2以上必要であることが分かった。

3.2 燃料製造システム

燃料製造システムについては, 再処理システムとの整合を図りつつ, 簡素化ペレット法, 振動充填法及び鑄造法について, 高発熱, 高放射線量の低除染のTRU燃料を考慮した主要設備機器等の概念設計を進めるとともに, 要素技術試験を実施した。

(1) 簡素化ペレット法

枢要機器の要素技術開発成果, 遠隔製造試験での知見等に基づき合理的なセル内機器配置の検討を進めるとともに, 模擬低除染TRUペレットの試作等の要素技術開発を行った。

システム設計では組立, 検査, 保守・補修等にマテリアルハンドリング技術, 遠隔操作・自動化技術の採用を前提とした具体的な運転手順を明確にし, ペレット製造機器・設備の設計結果に基づくライン構成の最適化及び合理的なセル内機器配置の検討を行った。

実験室規模ではあるが, 国内で初めてのAm(3%)含有MOXペレットの遠隔製造に成功した。また, 直接成型, 粉末調整, 気流搬送などの基礎技術に関する試験結果に基づき, 簡素化ペレット法でも高密度かつ均質なペレットを製造できる見通しを得た(図9)。さらに, Np/Amと模擬FPを含有する模擬FPを含有する模擬低除染TRUペレットを試作し, 焼結性や相安定性に関する基礎

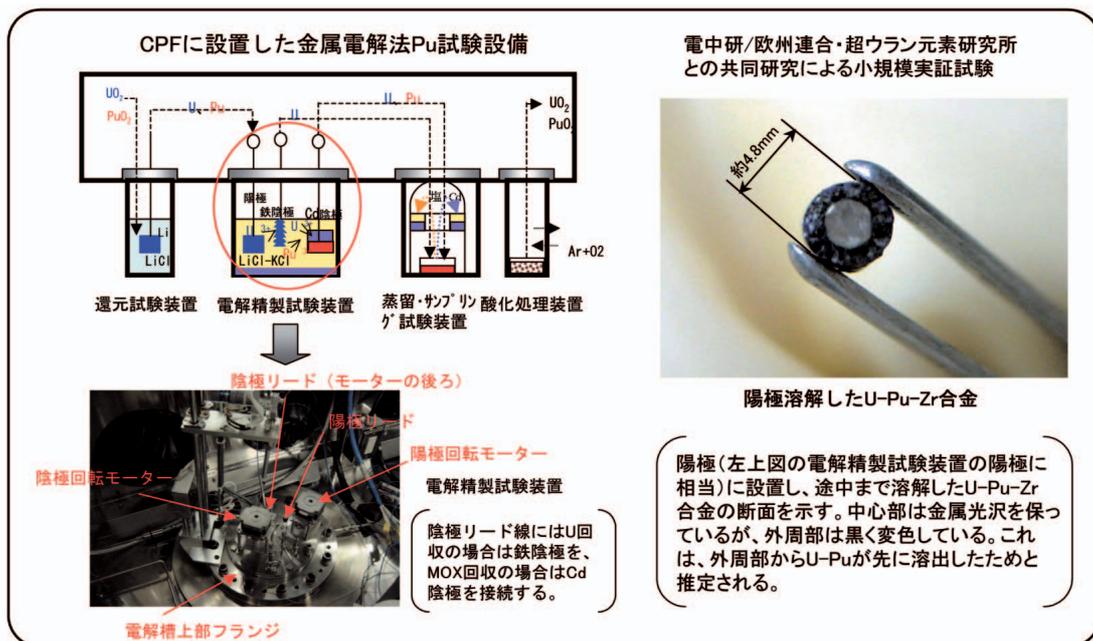


図8 金属電解法の技術開発状況

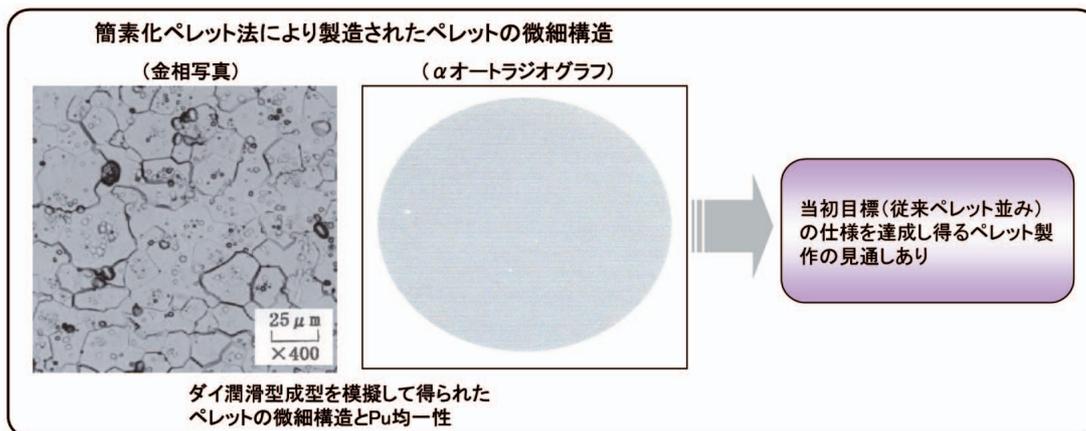


図9 簡素化ペレット法の技術開発状況

特性の評価を行った。

(2) 振動充てん法

システム設計ではセル内機器配置の検討及び製造システムの臨界管理の検討を進めるとともに、充てん燃料の照射試験用の燃料製造に着手した。また、マテリアルハンドリングや遠隔保守補修に対応したセル内機器配置の検討を進めるとともに、遠隔自動化システムでの物流の明確化、作業時間の積み上げによる保守補修時間の評価及び機器・部品更新に伴う廃棄物発生量の評価を行った。このほか、湿式再処理対応の振動充てん燃料製造システムの臨界管理の検討を行った。

要素技術開発では、粒子製造のためのゲル化U試験装置の設置を完了した。透明なアクリル管やX線断層撮影装置を用いたパイバック燃料ピンの内部構造観察及び充てん挙動データの取得などの各種の試験を行い、球状粗粒と不定型細粒を用いるハイブリッド法に関しては500 μm 以下の小さ

な粗粒を用いても80.8%の高充てん率が得られることが分かった。また、振動充てん燃料の照射挙動確認のためのスフェア、パイバック、比較用ペレットの各照射試験用燃料製造を開始した(図10)。パイバック用の顆粒及び比較用ペレットの製造は完了し、スフェア燃料についても顆粒の製造がほぼ完了した。

(3) 鑄造法

システム設計では、計量管理や臨界管理の検討を行い、製造技術に関しては、金属燃料ピンの「常陽」照射試験に向けた燃料製造装置の開発を開始した。

まず、システム設計では計量管理、臨界管理のためのサンプリング・分析方法の検討を行った。使用済燃料中のFP核種の同位体比は燃料のPu富化度によって大きく異なるため、サンプリング分析による同位体比を用いた計量管理、臨界安全管理は困難であることが分かった。このため、核物

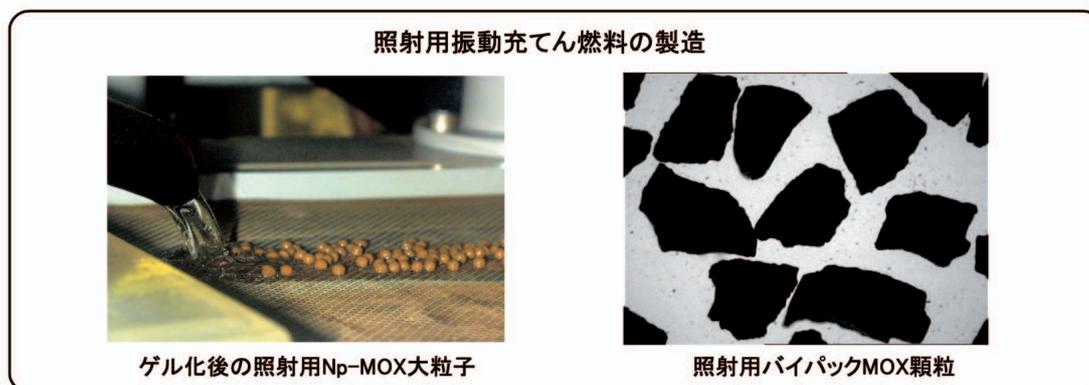


図10 振動充てん法の技術開発状況

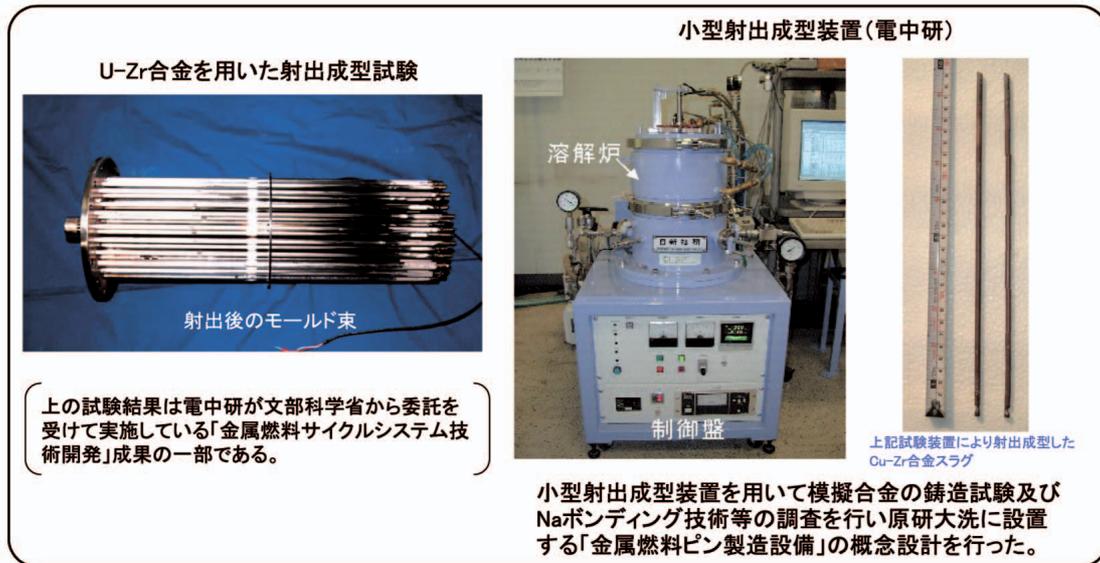


図11 鋳造法の技術開発状況

質の受入れ量管理（質量管理）と化学形態の管理を組み合わせた乾式に適した管理手法を新たに考案した。

次に、「常陽」における金属燃料ピン照射に向けた研究では、「小型射出成型装置」を用いて、模擬合金（Cu-Zr）の鋳造試験を行い、鋳型内面コーティングや溶解するつば回りの構造上の工夫など、U-Pu-Zr合金の製造試験に向けてのノウハウを取得した。（図11）また、2004年度までに原研の大洗研究所に設置予定の「金属燃料ピン製造設備」の概念設計を行い、使用施設の設置変更許可申請を行った。

4. 総合的な評価手法

フェーズにおけるFBRサイクルの総合評価では、5つの開発目標に「技術的実現性」と「社会的受容性」を加えた7つの視点から多面的な評価を行い、FBRサイクル実用化概念の明確化のための判断情報を提供することとしている。2002年度は以下の項目の検討を行った。

- FBRサイクルの多面的評価に関して、候補概念の開発目標等の達成度を評価するために評価指標及び達成基準（効用関数）の見直しを行った。また、FBRサイクル導入シナリオの予備的評価を行い、サイクル諸量の視点から、炉型ごとの設計とFBRクロードサイクルへの移行期間の関係を把握した。
- 社会的受容性については、社会的受容性検討準

備会を立ち上げ、原子力に関する広報活動状況を調査し、課題を抽出した。今後、FBRサイクルの社会的受容性向上のためのアクションプランを構築する。

- また、総合評価のための設計情報等の技術情報データベースについては、エンジニア検討支援機能の高度化等の改良整備を実施した。

5. まとめ

2002年度には、主要技術の成立性見通し及び候補概念の明確化に必要なデータ取得のための要素技術の開発に着手し、主として次の成果を挙げた。

- ① FBRシステムについては、各炉の性能評価の一環として、内部転換比を高め、ブランケットを含めた炉心全体の燃焼度を高めた炉心検討を実施し、ナトリウム炉と鉛ビスマス炉では100GWd/t程度、水冷却炉では50GWd/t程度を達成できる見通しを得た。

また、要素技術開発では、ナトリウム冷却炉での炉容器上部プレナムの流動安定化に関する試験、鉛ビスマス冷却炉の材料腐食試験及び水冷却炉での稠密炉心の熱流動試験等においてデータを取得した。
- ② 燃料サイクルシステムでは、マテリアルハンドリング技術や遠隔操作・遠隔補修等を考慮したシステム設計の詳細化を進めた。また、要素技術開発では改修工事を終えたCPFを用いて、直接抽出法による使用済燃料からのU、Puの抽

出に成功するとともに、今後の技術選択の上で重要な鍵を握る簡素化溶媒抽出法や簡素化ペレット法の技術的成立性を見通しを得た。

今後の展開として、設備面においては、MK炉心に改造した「常陽」での高性能被覆管の開発及びMA 燃焼などの燃料開発への活用や、CPFなどを活用した湿式及び乾式再処理の枢要技術にかかわる試験を進める。

さらに、国際的な協力に関しては、従来からの

2 国間の協力を推進するとともに、GEN での多国間協力の枠組みを活用しつつ、本研究を効率的に推進していく。

参考文献

- 1) JNC TN1340 2001 008 サイクル機構技報 No.12別冊：“高速増殖炉サイクルの実用化戦略調査研究の概要”，2001年9月発行
- 2) JNC TN1340 2002 002 サイクル機構技報 No.16：“高速増殖炉サイクルの実用化戦略調査研究フェーズの2001年度成果”，2002年9月発行



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

牧野 崇義 武内健太郎 加藤 明文* 大代 操 遠藤 秀男

東海事業所 プルトニウム燃料センター 製造加工部

*原子力技術株式会社

Development of the Simplified MOX Fuel Fabrication Process (Short Process)
- Fundamental Examination of the Pellet Fabrication Process -

Takayoshi MAKINO Kentaro TAKEUCHI Akebumi KATO * Misao DAIDAI Hideo ENDO

Plutonium Fuel Fabrication Division, Plutonium Fuel Center, Tokai Works

* Nuclear Technology & Engineering Co.Ltd

プルトニウム燃料センターでは、MOX燃料製造コスト低減を目的として、製造プロセスの簡素化(以下、ショートプロセス)に関する技術開発を実施している。本プロセスは、硝酸ウラニル溶液及び硝酸プルトニウム溶液の混合段階でPu富化度を調整し、混合溶液のマイクロ波加熱脱硝及び焙焼還元処理を行って得られた原料粉末(以下、Pu富化度調整粉末)をそのまま成型及び焼結を行い、ペレットを製造するものである。本試験においては、ピーカースケールで調整したPu富化度調整粉末を高温焙焼法及び転動造粒法で造粒処理した後、成型金型壁面に潤滑剤を塗布するダイ潤滑法によって成型、さらに焼結試験を実施し、ショートプロセスによるペレット製造の可能性を確認した。その結果、転動造粒法では、流動性指数向上及び焼結密度の上昇をともに達成できる粉末調整及びペレット製造が可能であり、ショートプロセスによるペレット製造の見通しを得た。

In the Plutonium Fuel Center, a study on the simplified MOX fuel fabrication process called the "Short Process," was conducted to decrease the fabrication cost of MOX fuel. In this "Short Process," the plutonium content is adjusted in the mixing step of plutonium nitric acid and uranium nitric acid, Pu/U mixed nitric acid is converted using the microwave heating denitration method and denitrated MOX is calcined and reduced. Obtained MOX powder is pelletized into green pellets without additives, and green pellets are sintered. Two types of granulation method were evaluated in the small-scale study: One is the calcination method and reduction method at high temperature and the other is the tumbling granulation method. By tumbling granulation, the powder was improved in a fluid index and the sintering density increased. Therefore, the "Short Process" is feasible for the fabrication of highly qualified fuel pellets.

キーワード

ショートプロセス, マイクロ波加熱脱硝法, Pu富化度調整, ダイ潤滑法, 添加剤無添加, 直接成型, 高温焙焼法, 転動造粒法

Short Process, Microwave Heating Denitration Method, Plutonium Content Control, Die Lubrication, Direct-Pelletize, No-Additive Calcination and Reduction Method at High Temperature, Tumbling Granulation Method



牧野 崇義

技術開発室 簡素化プロセスチーム所属
MOX燃料製造技術開発にかかわる業務に従事



武内健太郎

技術開発室 簡素化プロセスチーム所属
MOX燃料製造技術開発にかかわる業務に従事



加藤 明文

技術開発室 簡素化プロセスチーム所属
MOX燃料製造技術開発にかかわる業務に従事



大代 操

技術開発室 簡素化プロセスチームリーダー
MOX燃料製造技術開発にかかわる業務に従事



遠藤 秀男

技術開発室長
MOX燃料製造技術開発にかかわる業務に従事

プルトニウム溶液及び硝酸ウラニル溶液の定量混合技術を開発し、燃料仕様上要求される精度でプルトニウム及びウランの硝酸溶液を調整可能であることを確認する。さらに、従来のMH粉末と同様の条件で転換可能であることや製造したペレット中にプルトニウムスポットの偏析がないことを確認する。

2.2 粉末流動性の改良（焼結挙動把握を含む）

現状のMH粉末は、粉末の流動性が悪く、FBR燃料ペレット成型用の金型へ直接充てんすることは困難である。そこで、FBR燃料ペレット成型用の金型に直接充てん可能な流動性を持つ粉末へとMH粉末の流動性を改良できる造粒法を確認する。また、プルトニウム富化度調整済のMH粉末を用いて焼結試験を行い、ペレットの焼結特性や品質が現在の燃料仕様を満足できることを確認する。

2.3 ダイ潤滑型成型機開発

現状のプロセスにおいて、添加剤（潤滑剤）により、ペレット成型時に金型壁面と粉末が滑り、スムーズに成型されるよう、MOX粉末と添加剤と一緒に混合する工程がある。一方、ショートプロセスでは、この添加剤混合工程を削除するために、プルトニウム富化度調整済みのMH粉末を直接金型に充てんし、ペレットに成型する方法を開発、導入する計画である。成型機の金型内面のみに潤滑剤を塗布する機構（ダイ（金型）潤滑機構）は、初めに、国内外の他業種を含めた技術的な調査を行い、試作機を製作する。次のステップは、その試作機による模擬粉末を用いた成型試験を行い、成型体の健全性を確認する。さらにグローブボックス作業による保守性等を考慮してダイ潤滑方式を選定する。また、選択したダイ潤滑機構を試作し、既存の試験用成型機に組み込み、模擬粉末による成型性能の確認及び保守性の確認等を行う。

これらの性能確認試験結果を踏まえて、技術的成立性を確認し、ダイ潤滑型成型機的设计検討を行う。

2.4 粉末気流搬送技術開発

現状のプロセスでは、MOX粉末を収納した専用の搬送容器が、設備間を移動しており、この粉末搬送容器の保管及び設備間の搬送のために、グロー

ブボックス内スペースの大きな部分を占有している。ショートプロセスでは、この粉末搬送の保管スペースや搬送スペースを合理化し、燃料製造プラントのコンパクト化を図る計画である。そのため、粉末の設備間の直接搬送を可能とする粉末気流搬送技術について、模擬粉末を用いた試験を行い、MOX粉末の気流搬送の技術的成立性を確認する。

本報告では上記4つの開発項目のうち、プルトニウム富化度調整技術開発及び粉末流動性の改良を含むペレット直接成型・焼結試験についてこれまでに得られた結果を紹介する。

3. ペレット直接成型・焼結試験

3.1 試験内容

本試験では、リファレンス粉末「高温焙焼法」による粉末及び「転動造粒法」による粉末を用いて、2種類の造粒法による粉末と現行法による粉末との粉末特性及び焼結特性の違いを確認する。

ペレット直接成型・焼結試験のフローと試験条件を図2に示す。

(1) 試験粉末

本試験で使用したMOX粉末の調整条件を以下に示す。

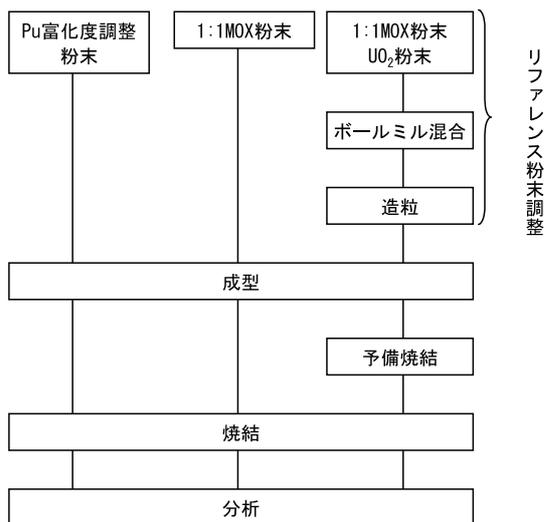
1) Pu富化度調整粉末

試験試料は、転換技術課にて溶液段階でプルトニウム富化度（Pu/Pu + U）を30%に調整し、マイクロ波加熱脱硝及び焙焼還元処理を行った粉末（以下、30% Pu富化度調整粉末と呼ぶ）を使用した。なお、Pu富化度調整粉末の流動性を向上させるために、「高温焙焼法」及び「転動造粒法」の2つの方法を採用した。

通常、30%Pu富化度調整粉末は、脱硝後に、ボールミルによる機械解砕を行った後、750 での焙焼還元処理を行った粉末である。「高温焙焼法」による粉末は、焙焼還元温度をパラメータにし、950、1,050、1,100、1,150 の4点処理した粉末である。また、「転動造粒法」による粉末は、750での焙焼還元処理後に、転動造粒処理を行った粉末である。

2) リファレンス粉末及び1:1 MOX粉末

現工程でのペレット製造で使用している粉末を模擬するため、1:1 MOX粉末をADU UO₂粉末でPu富化度30%に調整後、ボールミル混合造粒、解砕及び分級処理した粉末（以下、リファレンス



(a) 試験フロー

工程	処理条件
ボールミル混合	1リットル, 99rpm×6hr, Al ₂ O ₃ φ10mm ボール装荷量:ポット容積の約35% 粉末装荷量:ポット容積の約40% 混合後,ステアリン酸亜鉛を約0.3wt%手混合
造粒	約1ton/cm ² , φ10mm, 250 μm ~ 850 μm 分級後,ステアリン酸亜鉛を約0.2wt%手混合
成型	ダイス径: φ10mm φ7.2mm (1:1MOX粉末のみ) 充てん深さ:20mm (1:1MOX粉末のみ) 24mm
予備焼結	800°C×2.5hr, 200°C/hr Ar-5%H ₂ 混合ガス
焼結	1,700°C×2hr, 400°C/hr Ar-5%H ₂ 混合ガス

(b) 試験条件

図2 ペレット直接成型・焼結試験フローと試験条件

粉末と呼ぶ)及び現行のMOX燃料製造で使用する1:1 MOX粉末を使用した。

(2) 試験方法

本試験で実施した試験方法を以下に示す。

1) ペレット直接成型試験

粉末のダイスへの充てんは、粉末をシェーカー(粉末を自動充てんする装置)を模擬した方法で手動にて行った後、ダイスの穴から溢れた粉末をへらで摺り切って行った。

また、ショートプロセスは、添加剤無添加で原料粉末を直接ペレットに成型することが基本であるため、ダイ潤滑方式を採用する予定である。したがって、本試験はダイ潤滑法を模擬するため、ステアリン酸亜鉛をダイス内壁及びパンチ端面に綿棒で塗布した。

2) 予備焼結

予備焼結は、バインダー及びブルプリカントとして添加したステアリン酸亜鉛の除去を目的とするため、リファレンス粉末のみ実施した。

3) 焼結

焼結条件は、現行プロセスと同様に、95%Ar 5% H₂ガス雰囲気中、1,700 × 2 hrとした。

(3) 分析項目

本試験で実施した分析項目は、以下のとおりである。

1) 粉末物性及びSEM観察

- ・バルク密度(物質の質量をかさ容積で除した数値)、タップ密度(物質の質量をタッピング後の容積で除した数値)及び流動性指数(安息角、圧縮度、スパチュラ角及び均一度凝集度から算出した指数の合計値)
- ・比表面積
- ・SEM観察(粒子形状、大きさ)

2) ペレット物性及び観察

- ・成型体及び焼結体の外観、寸法、密度
- ・ペレット金相観察(結晶粒径、ポアの大きさ分布等の微細構造)
- ・オートラジオグラフィ観察(Pu, Uの均一性)
- ・ペレット収縮特性(焼結特性)

(4) 評価項目

本試験は、以下の3項目を目標とする。

- ・粉末の流動性指数は、金型への充てんがスムーズに行える60以上であること。(粉末流動性改良試験の一環として実施した充てん性確認試験より、充てん率がほぼ100%になるのは流動性指数60以上の粉末であった。)
- ・焼結密度は、95%TD以上であること。
- ・微細構造、Pu均一性は、現行プロセスと同等以上であること。

3.2 試験結果

(1) 高温焙焼法によるPu富化度調整粉末

1) 粉末の特性評価

本試験で使用したPu富化度調整粉末の特性を評価した。粉末物性の測定結果を表1に示す。

a) バルク・タップ密度

Pu富化度調整粉末(750)のバルク・タップ密度は、リファレンス粉末及び1:1 MOX粉末と比較するとそれぞれ小さな値となった。また、そのバルク・タップ密度は、焙焼還元温度の上昇

表1 「高温焙焼法」による試験粉末の粉末物性

試験粉末	バルク密度 (g/cm ³)	タップ密度 (g/cm ³)	圧縮度 (%)	流動性指数	比表面積 (m ² /g)	
Pu 富化度調整粉末	750	1.4	2.4	42	21	6.7
	950	1.8	3.0	40	21	1.1
	1,050	1.9	3.3	42	21	0.6
	1,100	1.9	3.2	41	21	0.5
	1,150	2.8	4.4	36	26	0.4
リファレンス粉末	3.4	3.8	11	-	4.2	
1 : 1 MOX 粉末	2.1	3.0	30	27	5.2	

に伴い、増加する傾向を示した。

b) 流動性指数

Pu 富化度調整粉末の流動性指数は、目標値である60を下回り、焙焼・還元温度にほとんど依存しないことが確認された。

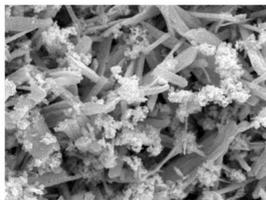
c) 比表面積

Pu 富化度調整粉末の比表面積は、焙焼還元温度が上昇するにつれ、減少する傾向が見られた。この傾向は、加藤らが報告している結果と一致している²⁾。

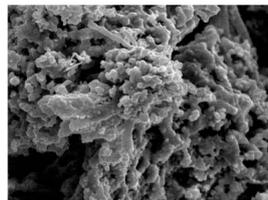
d) SEM 観察

「高温焙焼法」による粉末のSEM 観察結果を写真1に示す。

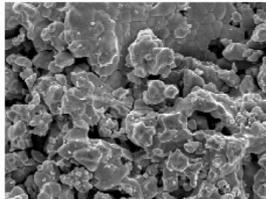
Pu 富化度調整粉末には100 μm 以上の大きさの



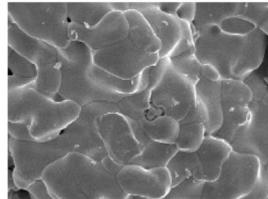
Pu 富化度調整粉末 (750°C)



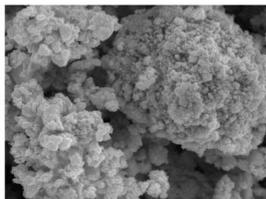
Pu 富化度調整粉末 (950°C)



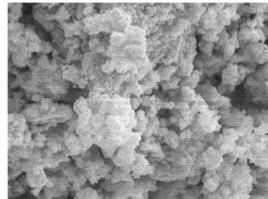
Pu 富化度調整粉末 (1,050°C)



Pu 富化度調整粉末 (1,150°C)



リファレンス粉末



1:1MOX粉末 1 μm

写真1 「高温焙焼法」によるPu 富化度調整粉末のSEM 写真

凝集粒子が含まれていること及び一次粒子（最大倍率での観察において形状や大きさが識別可能な最小の粒子）の大きさが数 μm 程度であることが観察された。また、Pu 富化度調整粉末の一次粒子は、焙焼還元温度が上昇するにつれ大きくなっており、粒成長が進行していることが観察された。

リファレンス粉末及び1 : 1 MOX 粉末の凝集粒子は、Pu 富化度調整粉末の場合よりも小さいサブミクロンオーダーの一次粒子によって構成されていた。

2) ペレット直接成型の評価

ダイ潤滑法を模擬したペレット直接成型・焼結により製造されたペレットについて評価した。

a) 成型体の健全性

本試験で得られた全ての成型体の表面には、キャッピングやラミネーションの発生は確認されず、健全なペレットであった。

b) 焼結体の健全性

本試験で得られた焼結体の表面には、大きな割れ、欠け、焼き膨れあるいはマイクロクラック等が確認されず、現行プロセスで得られるペレットと同等の健全なペレットであった。

3) ペレット品質の評価

本試験で得られたペレットの品質が現行の燃料製造仕様を満足しているかを評価した。リファレンス粉末のオートラジオグラフィ観察結果を写真2、金相観察結果を写真3に示す。

a) ペレット寸法及び密度

本試験で得られたペレットの成型体及び焼結体の寸法及び密度を表2及び図3に示す。

Pu 富化度調整ペレットの焼結体密度は、91.2% TD から95.9% TD の範囲で、粉末の焙焼還元温度の上昇に伴って、減少する傾向にあった。目標値95%TD 以上を満足するものは、焙焼・還元温度950 以下であった。

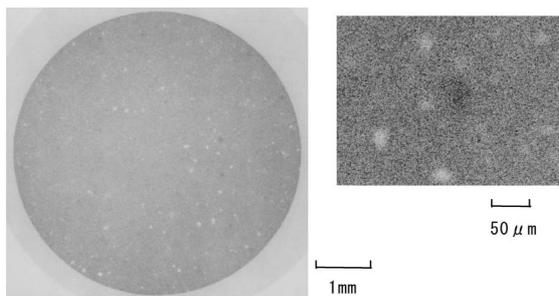


写真2 オートラジオグラフィーリファレンス粉末

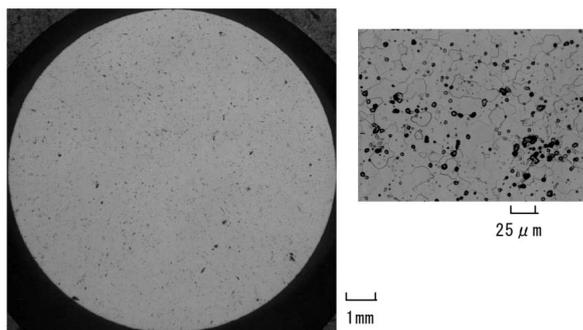


写真3 金相 - リファレンス粉末

また、充てん深さ24mmで成型を実施した結果、Pu富化度調整ペレットの成型体高さは、リファレンスペレットと比較すると、12.96mmから4.66~8.62mm程度に低下し、焙焼・還元温度を高くすると高くなる傾向にあった。

b) Pu均一性

得られたペレットのPu均一性を確認するために、ペレットのオートラジオグラフィ観察を実施した。観察結果の一例を写真4に示す。その結果、Pu富化度調整ペレットのPu均一性は現行プロセスで得られるペレットと同等であることを確認した。

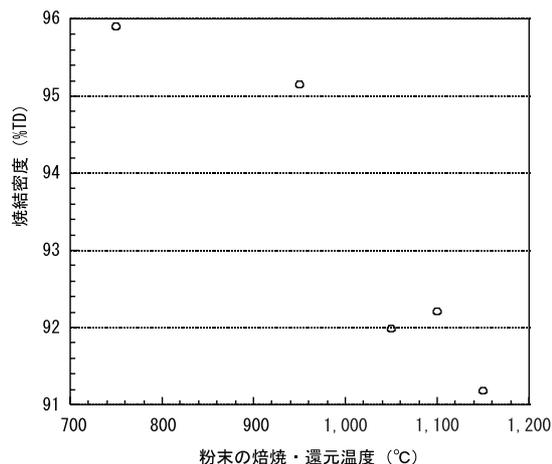


図3 高温焙焼法によるPu富化度調整粉末を用いたペレットの焼結密度

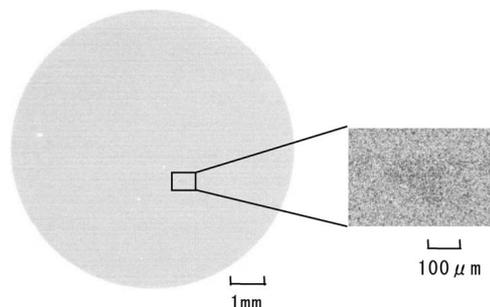


写真4 オートラジオグラフィー Pu富化度調整粉末 (750)

c) 微細構造の観察

得られたペレットの金相観察を実施した。観察結果の一例を写真5に示す。

結晶粒径は、いずれのペレットにおいても大きな差は見られなかった。また、ポアの偏在した部分は観察されず、健全な金相データを示していた。その結果、Pu富化度調整ペレットの微細構造は現行プロセスで得られるペレットと同等であること

表2 「高温焙焼法」による試験粉末の成型体及び焼結体の寸法及び密度

理論密度：11.104 g/cm³(Pu富化度調整ペレット、リファレンスペレット)
理論密度：11.200 g/cm³(1:1 MOXペレット)

試験粉末	充てん深さ (mm)	成型体直径 (mm)	成型体高さ (mm)	成型体重量 (g)	成型体密度 (%TD)	焼結体高さ (mm)	焼結体密度 (%TD)	
Pu富化度調整粉末	750	24	10.12	4.66	2.11	50.62	3.78	95.86
	950	24	10.11	4.84	2.39	55.43	4.06	95.12
	1,050	24	10.14	7.52	3.83	56.85	6.45	91.99
	1,100	24	10.12	7.51	3.89	57.96	6.50	92.21
	1,150	24	10.11	8.62	4.78	62.13	7.65	91.18
リファレンス粉末	24	10.12	12.96	6.42	55.45	10.94	93.80	
1:1 MOX粉末	20	7.28	6.22	1.59	54.72	5.07	96.67	

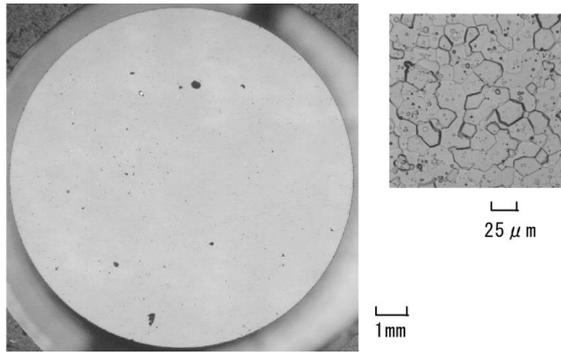


写真5 金相 - Pu 富化度調整粉末 (750)

を確認した。

d) ペレット収縮特性

各粉末から得たペレットの収縮特性の測定結果を図4に示す。

Pu 富化度調整粉末については,粉末の焙焼還元温度の上昇(750 1,150)に伴ってペレットの収縮開始温度が高温側にシフト(850 1,250)しており,すなわち収縮開始が遅くなる傾向を示した。また,ペレットの最大収縮速度を示す温度についても粉末の焙焼還元温度の上昇に伴って高温側にシフトした。以上により,粉末の熱処理温度がペレットの焼結特性に大きく影響することを確認した。

また,750 で脱硝体の焙焼還元処理を行っている1:1 MOX粉末については,750 で焙焼還元処理を行ったPu 富化度調整粉末と同様の収縮特性曲線を示した。

一方,リファレンス粉末については,収縮開始温度が1,100 と高く,1,550 程度でペレットの収縮が飽和するという結果となった。また,ペレットの最大収縮速度を示す温度については,750 で焙焼還元処理を行ったPu 富化度調整粉末と同様であった。

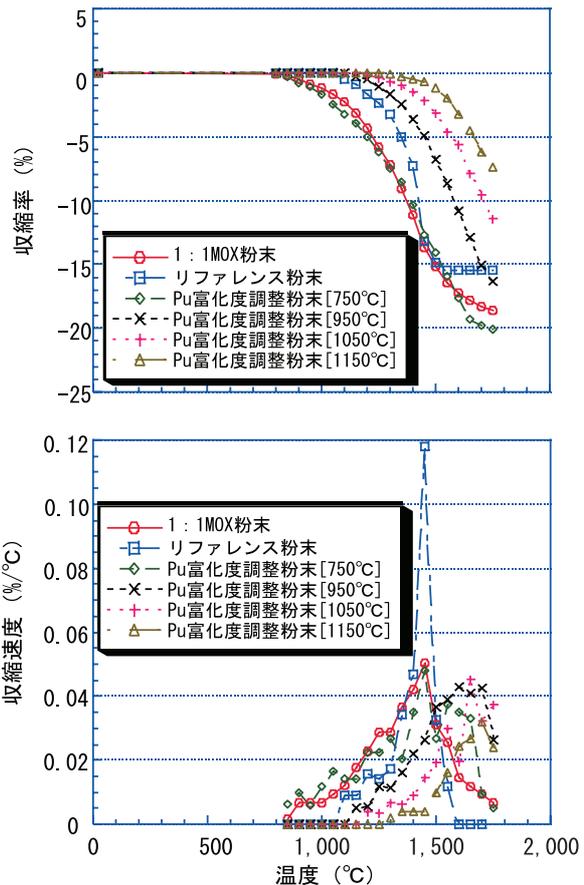


図4 高温焙焼法によるPu 富化度調整粉末を用いたペレットの収縮率及び収縮速度

(2) 転動造粒法によるPu 富化度調整粉末

1) 粉末の特性評価

本試験で使用したPu 富化度調整粉末の特性を評価した。粉末物性の測定結果を表3に示す。

a) バルク・タップ密度

バルク・タップ密度は,転動造粒することにより,大きな値となった。

b) 流動性指数

転動造粒したPu 富化度調整粉末の流動性指数は,目標値60以上となり,実際に粉末を取り扱っ

表3 「転動造粒法」による試験粉末の粉末物性

試験粉末		バルク密度 (g/cm ³)	タップ密度 (g/cm ³)	圧縮度 (%)	流動性指数	比表面積 (m ² /g)
Pu 富化度調整粉末	750	1.4	2.4	42	21	6.7
	750 (造粒有)	2.6	3.5	26	72	5.6
リファレンス粉末		3.4	3.8	11	-	4.2
1:1MOX粉末		2.1	3.0	30	27	5.2

た感触からも、流れの良い粉末であった。

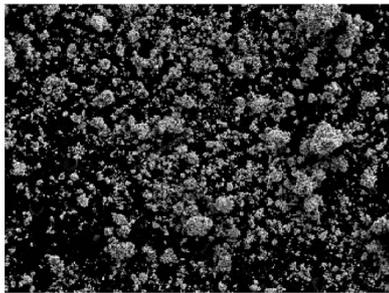
c) SEM 観察

粉末のSEM 観察結果を写真6に示す。

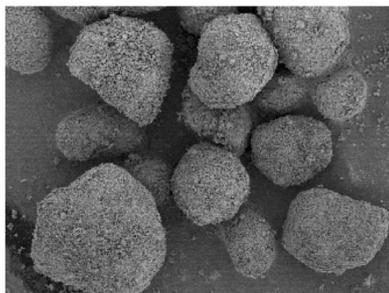
転動造粒したPu富化度調整粉末には100 μ m以上の大きさの凝集粒子を含んでいること及び一次粒子の大きさが数 μ m程度であることが観察された。また、一次粒子の径及び形状は、転動造粒しないPu富化度調整粉末との大きな差は見られなかった。

2) ペレット直接成型の評価

ダイ潤滑法を模擬したペレット直接成型・焼結により製造されたペレットについて評価した。



Pu富化度調整粉末 (750°C)



Pu富化度調整粉末 (750°C) [造粒]

写真6 「転動造粒法」によるPu富化度調整粉末のSEM写真

a) 成型体の健全性

本試験で得られた成型体の表面にはキャッピングやラミネーションは発生せず、健全なペレットであった。

b) 焼結体の健全性

本試験で得られた焼結体の表面には大きな割れ、欠け、焼き膨れ、マイクロクラック等は発生せず、現行プロセスで得られるペレットと同等の健全なペレットを得ることができた。

3) ペレット品質の評価

本試験で得られたペレットの品質が現行の燃料製造仕様を満足しているかを評価した。

a) ペレット寸法及び密度

本試験で得られたペレットの成型体及び焼結体の寸法及び密度を表4及び図5に示す。

転動造粒したPu富化度調整ペレットの焼結体密度は、95.2%TDであった。これは、目標値95%TD以上を満足する値であった。

また、ペレットの高さは、リファレンスペレットの高さまでには達しなかったものの、造粒前と

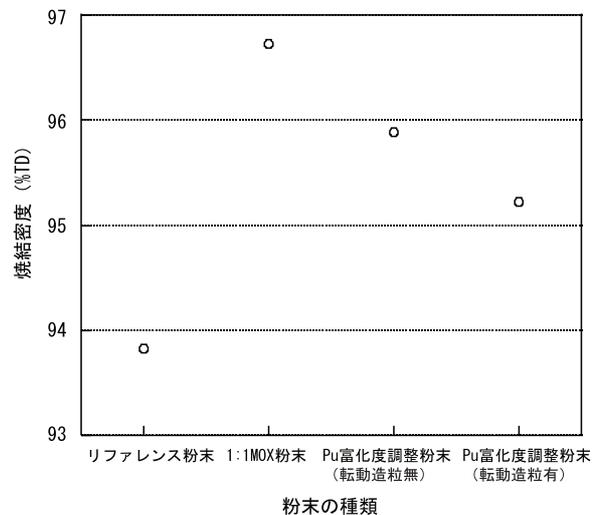


図5 転動造粒法によるPu富化度調整粉末を用いたペレットの焼結密度

表4 「転動造粒法」による試験粉末の成型体及び焼結体の寸法及び密度

理論密度：11.104g/cm³ (Pu富化度調整ペレット、リファレンスペレット)

理論密度：11.200g/cm³ (1:1MOXペレット)

試験粉末		充てん深さ (mm)	成型体直径 (mm)	成型体高さ (mm)	成型体重量 (g)	成型体密度 (%TD)	焼結体高さ (mm)	焼結体密度 (%TD)
Pu富化度調整粉末	750	24	10.12	4.66	2.11	50.62	3.78	95.86
	750 (造粒有)	24	10.10	10.58	4.64	49.36	8.58	95.19
リファレンス粉末		24	10.12	12.96	6.42	55.45	10.94	93.80
1:1MOX粉末		20	7.28	6.22	1.59	54.72	5.07	96.67

比較すると約2倍以上となった。

b) Pu 均一性

得られたペレットのPu 均一性を確認するために、ペレットの オートラジオグラフィ観察を実施した。観察結果を写真7に示す。

ペレットの オートラジオグラフィにはPu スポット及びUスポットが見られなかった。その結果、Pu 富化度調整ペレットのPu 均一性は現行プロセスで得られるペレットと同等であることを確認した。

c) 微細構造の観察

得られたペレットの金相観察を実施した。観察結果を写真8に示す。

結晶粒径については、大きな差は見られなかった。また、ポアの分布についても偏在部分は見られなかった。その結果、Pu 富化度調整ペレットの微細構造は現行プロセスで得られるペレットと同等であることを確認した。

d) ペレット収縮特性

各粉末から得たペレットの収縮特性の測定結果を図6に示す。

転動造粒法によるPu 富化度調整粉末について

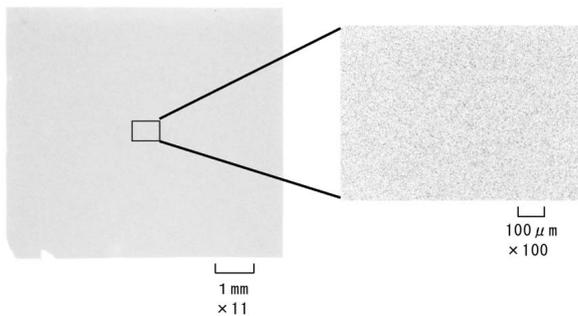


写真7 オートラジオグラフィー Pu 富化度調整粉末 (750) [造粒]

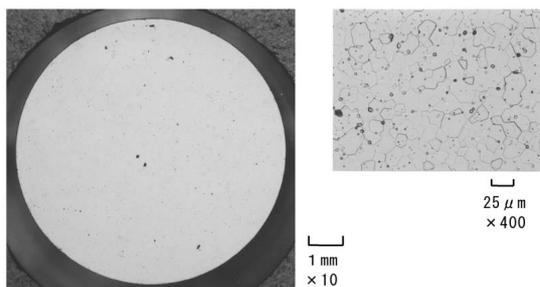


写真8 金相 - Pu 富化度調整粉末 (750) [造粒]

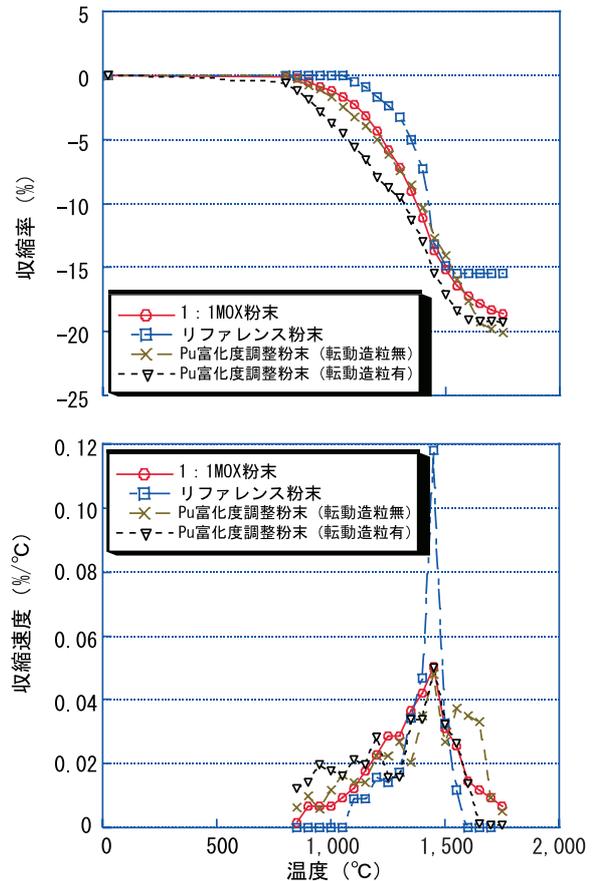


図6 転動造粒法によるPu 富化度調整粉末を用いたペレットの収縮率及び収縮速度

は、測定開始温度である800 で既に収縮が開始しており、1,600 でほぼ終了した。

また、ペレットの最大収縮速度を示す温度は、約1,450 であり、転動造粒しないPu 富化度調整粉末、リファレンス及び1 : 1 MOX 粉末と同様であった。その結果、転動造粒処理がペレットの焼結特性にほとんど影響しないことを確認した。

3.3 考察

(1) ペレット高さについて

バルク密度の低い粉末を成型機ダイスに充てんした場合、バルク密度の高い粉末と比較すると充てん量が少なく、空隙の多い「疎」な充てん状態となる。このことは、加圧成型を行う際の粉末の潰ししろが大きいことを意味しており、成型体の高さが低下することになる。したがって、バルク密度が小さいPu 富化度調整粉末については、ペレットの高さが低下する結果となった。

バルク密度の大きい造粒粉末では、ペレット高

さは、約2倍以上となり、ペレットを取扱時に必要とする高さを上回った。したがって、ペレット高さの課題は造粒することで解決できる見通しである。

(2) ペレット密度について

焙焼還元法で得られたペレットの焼結密度は、焙焼還元温度950 までは、目標である焼結密度95%TDに達し、焙焼還元温度の上昇に伴い減少する傾向にあった。この現象は、粉末の熱処理温度の上昇によって粉末の活性度が低下したこと及び一次粒子のネック成長によって粒子が硬くなり、成型体内に残った空隙が焼結時に抜けきらなかったことによるものと推定される。

今回の転動造粒法による粉末は、焙焼還元温度750 で処理した粉末を転動造粒したものである。もともとの焙焼還元温度750 で処理した粉末のペレット焼結密度は約96%TDであった。今回採用した転動造粒は、粉末に水を含ませ羽根の回転力により造粒を行う方法であり、粉末に熱を加える方法ではないため、粉末の焼結特性に影響を与えるものではないと考えられる。このことは、収縮特性の結果からも推察される。よって、焙焼還元温度750 で処理した粉末と同様の焼結特性を示し、転動造粒粉末のペレット焼結密度は95.2%TDとなったものと思われる。

4. おわりに

「転換施設でのPu富化度調整とMOX施設でのペレット直接成型」を基本とするショートプロセス技術を成立させるための開発の一環として、ダイ潤滑法を模擬したペレット直接成型・焼結試験を実施した。

「高温焙焼法」によるPu富化度調整粉末については流動性及びペレット焼結密度の測定結果から、95%TD以上の焼結密度目標値達成に必要な粉

末特性を得ることが困難であることが分かった。

一方、「転動造粒法」については、燃料製造施設側では乾式のプロセスを基本とするため、従来、水分の調整を必要とする転動造粒の適用は困難であったが、再処理施設側では湿式プロセスを基本とするため、転動造粒法を採用し、「転動造粒法」による試験を実施した。このPu富化度調整粉末を用いて流動性の測定及びペレットの製造試験を実施した結果、粉末の流動性が良好であること及びペレット品質(プルトニウム均一性、結晶粒径等)などが現行プロセスで得られるペレットと同様であることが確認できた。

以上の結果、焼結密度の上昇及び流動性の向上の観点から、転動造粒法は、ショートプロセスに適しているものと考えられる。

研究開発課題評価委員会におけるC&Rの結果を踏まえて、これら基礎試験で抽出された課題については、次ステップのショートプロセス開発として進めていく。具体的には、製品粉末として粒径の最適化及びその造粒条件を把握する試験及びその造粒粉末を使用したペレット直接成型・焼結試験が必要である。

今後の開発は、ダイ潤滑型成型機を組み込んだペレット製造のシステム化を行い、基礎試験では確認できなかった製造システムの機能・性能の確認、安定した製品品質及び製品収率を得るための最適な粉末調整及びペレット製造条件の確立を図る。

参考文献

- 1) 山口俊弘, 大代操, 他: “ショートプロセス技術開発計画 基礎試験実施計画書”, JNC TN8410 99 011, (1999)
- 2) 加藤良幸, 加藤輝夫, 他: “マイクロ波加熱脱硝法 基礎試験()~ MOXの高温短時間焙焼・還元試験~”, PNC PN8410 96 222, (1996)



RI・研究所等廃棄物の余裕深度処分場概念設計

宮本 陽一 川越 浩 大湖 岳雄

東海事業所 環境保全・研究開発センター 処分研究部

Conceptual Design of Disposal Facility below the Generally Used Depth for Radioactive Waste from Medical, Industrial and Research Facilities

Yoichi MIYAMOTO Hiroshi KAWAGOSHI Takeo OHGO

Waste Isolation Research Division, Waste Management and Fuel Cycle Research Center, Tokai Works.

大学及び研究機関における研究や、医療機関における治療・診断など、様々な分野においてRIや核燃料物質等が利用されている。これらの利用により発生するRI・研究所等廃棄物*の安全かつ合理的な処分方策の確立は必須の課題となっている。

しかしながら、RI・研究所等廃棄物のうち、余裕深度処分**対象となる廃棄物については具体的な処分概念が検討されておらず、その安全性の評価も十分にはされていない。

本研究では、余裕深度処分対象となる廃棄物について、検討対象廃棄物の廃棄体データベースを整備し、場所を特定しない一般的な条件を設定し、施設形態、操業形態等の処分概念を検討、線量評価を実施し施設成立性の検討、廃棄体を処分するための処分費用の評価等を実施した。

Radioisotopes, nuclear fuel materials, and so on are used in various fields such as the research activities of universities and research institutes and in the treatment and diagnosis of medical institutes. It is necessary to treat and dispose of radioactive wastes safely and economically.

Radioactive wastes disposal below the generally used depth require examination of a concrete disposal concept and thorough safety evaluation.

This report presents development of a database for the radioactive wastes applicable for disposal below the generally used depth, and preliminary safety and economy evaluation based on currently presumed general conditions.

Subjects for the conceptual design of the disposal facility below the generally used depth are also presented.

キーワード

RI・研究所等廃棄物, 余裕深度, 概念設計, 低レベル放射性廃棄物, 放射性廃棄物, 放射性同位元素, 廃棄物処分, 処分コスト, 処分場

Radioactive Waste from Medical, Industrial and Research Facilities, Below the Generally used Depth, Conceptual Design, Low-Level Radioactive Waste, Radioactive Waste, Radioisotope, Waste Disposal, Disposal Cost, Repository

*放射線障害防止法、医療法、薬事法、臨床検査技師法の規制の下で放射性同位元素（以下「RI」）を利用（加速器の利用を含む）している事業所から発生する、RIが付着した試験管、注射器、ペーパータオルや使用済みの密封線源等の廃棄物（RI廃棄物）及び、日本原子力研究所等の研究機関、大学、民間企業等が、原子炉等規制法の規制の下、試験研究炉や核燃料物質等の使用施設等で原子力の安全研究や核燃料物質等を用いた研究、及び、一部の民間企業における核燃料物質を金属触媒に使用する等、研究以外の目的での核燃料物質等の使用、これらの施設の運転や実験に伴って発生する廃液、ペーパータオル、排気フィルタ、試験管等や施設の解体により発生するコンクリートや金属等の廃棄物（研究所等廃棄物）の総称。

**人間の活動（地下室利用等）によって人間が放射性廃棄物に接触する可能性が十分小さくなる、一般的な地下利用に十分余裕を持った地下（50m～100m程度の深度）で、放射性核種移行抑制機能の高い地中へ、現行の低レベル放射性廃棄物が処分されているコンクリートピットと同等以上の放射性核種閉じ込め機能を持った処分施設を設置する処分方法。



宮本 陽一

処分研究部所属
次長兼処分材料研究グループリーダー
TRU廃棄物、ウラン廃棄物等の低レベル放射性廃棄物の処分研究に従事
核燃料物質取扱主任者、第1種放射線取扱主任者



川越 浩

処分材料研究グループ基準・研究所等廃棄物評価チーム所属
副主任研究員
RI・研究所等廃棄物処分等の低レベル廃棄物の処分研究に従事



大湖 岳雄

処分材料研究グループ基準・研究所等廃棄物評価チーム所属
RI・研究所等廃棄物処分等の低レベル廃棄物の処分研究に従事
第1種放射線取扱主任者

*現在：文部科学省科学技術・学術政策局

1. はじめに

放射性同位元素使用施設，試験研究用原子炉，核燃料物質等使用施設等から発生する放射性廃棄物（以下「RI・研究所等廃棄物」という）の処分に関しては「RI・研究所等廃棄物処理処分の基本的考え方」¹⁾の中で，廃棄物の物理化学的性状と放射能濃度に応じて適切に区分し，それぞれの区分に応じて適切に処分方を講じるとの基本的考え方が示されている。

比較的放射能レベルが低く^{***}地下数m程度に埋設する廃棄物に関しては，発電所廃棄物は既に日本原燃株式会社が低レベル放射性廃棄物埋設センター（以下「既存埋設施設」）に埋設を始めており，RI・研究所等廃棄物に関しても（財）原子力研究バックエンド推進センター（以下「RANDEC」）が中心となり，日本原子力研究所（以下「原研」）及び日本アイソトープ協会が検討を進めてきている。

比較的放射能レベルの高い^{****}廃棄物に関しては「現行の濃度上限値を超える低レベル放射性廃棄物処分の基本的考え方」²⁾（以下「濃度上限値の基本的考え方」）において，一般的な地下利用に十分余裕を持った深度（地下50m～100m）（以下「余裕深度」）の処分概念が示された。

RI・研究所等廃棄物にも，比較的放射能濃度が高く余裕深度処分が適切であると考えられる廃棄物がある。核燃料サイクル開発機構（以下「サイクル機構」）において「濃度上限値の基本的考え方」に示された処分概念に基づき，現時点における知見を基に，RI・研究所等廃棄物の余裕深度処分場に関して，場所を特定しない概念設計を行い，処分概念の構築をするとともに，その安全性，経済性の概略評価，課題の抽出を実施している。

2. 対象廃棄物の調査

概念設計を行うにあたっては対象となる廃棄物の物量及び廃棄物に含有される放射能量等の情報が必要となる。

RI・研究所等廃棄物のうち比較的高い放射能レベルを持つ廃棄物を発生させる機関は主として，サイクル機構と原研である。また大学・民間の研究炉，民間の燃材施設からも発生がある。

サイクル機構の廃棄物に関しては「低レベル放

射性廃棄物管理プログラム」³⁾（以下「管理プログラム」）の検討で余裕深度相当とされた廃棄体のデータを使用し，原研の廃棄物に関しては，原研で取りまとめている廃棄体データのうち，余裕深度相当とされている廃棄体のデータを入手し使用した。ただし，サイクル機構東海事業所の再処理施設，Pu燃料施設から発生する廃棄物に関しては，その性格から別途TRU核種を含む廃棄物として処分方策の検討が行われており，また，ウラン廃棄物に関しても，別途検討されているので，今回の対象からはずした。

その他機関から発生する廃棄物に関しては，RANDECを通じ，アンケート方式で調査を実施し，その成果を使用した。

サイクル機構と原研以外は，廃棄物を埋設可能な廃棄体にするための条件が，現状では設定されていないため，管理プログラムで使用している廃棄体作製条件を用いたと仮定し，廃棄体として集計を行った。

廃棄体の形態に関して，想定される廃棄体表面の線量率を考慮した場合，取扱時に設備側への遮蔽負担が大きくなることから，廃棄体収納容器にも遮蔽性能を持たせることを考えた。このとき，200ℓドラム缶1本ごとに遮蔽を持たせるのは現実的でないため，1m³角型容器（外寸法1.3m×1.3m×1.3m，内容積1m³）へ収納する設定とした。ただし，原研及びサイクル機構の廃棄物のうち200ℓドラム缶で廃棄体の作製が既に計画されている廃棄体に関しては，廃棄体取扱施設の簡素化のため，1m³角型容器と同外寸のラックに，ドラム管4本を収納する設定とした。発生施設別の廃棄体発生量調査結果を表1に示す。

3. 処分施設形態の検討

処分施設は大きく分けて，廃棄体を埋設する地中設備の廃棄体埋設設備と，輸送容器の受入，廃棄体の取出，受入検査等を実施する，地上設備である廃棄体受入施設に分かれる。

3.1 廃棄体埋設施設

埋設施設の施設概念として，対象廃棄体，埋設対象の放射能レベル等を考慮した場合，国内外の既存あるいは計画中の処分施設を参考に，トンネル式とサイロ式を選定した。本研究では両概念に関して具体化を行った。

^{***} 廃棄体の放射能濃度が，炉規法施行令第十三条の九の表一及び二に相当するもの。

^{****} 廃棄体の放射能濃度が，炉規法施行令第十三条の九の二に相当するもの。

表1 廃棄体物量調査結果

発 生 機 関		1 m ³ 容 器 (個)		4 本ラック (個)	
		操 業	解 体	操 業	解 体
核燃料サイクル開発機構	東 海 事 業 所	98	14	1	
	大 洗 工 学 セ ン タ ー	460	240	55	
	ふ げ ん 発 電 所	28	180		
	も ん じ ゅ 建 設 所	21	260		
日本原子力研究所	東 海 研 究 所	928	1,258	13	
	大 洗 研 究 所	116	780		
	む つ 事 業 所		36		
大 学 関 係	東 京 大 学			1	
	京 都 大 学			1	1
民間使用施設等	日本核燃料開発(株)			81	81
	ニュークリア・デベロップメント(株)			16	19
	日立エンジニアリング(株)				3
	(株) 東 芝				1
合 計		1,651	2,768	168	105
		操業+解体	4,419	操業+解体	273
		1 m ³ 容器 + 4 本ラック (操業 + 解体)		4,692	

注：集計結果は推定値であり、今後変動する可能性がある。

RI廃棄物で使用済線源の一部は対象になる可能性もあるが、今回の集計から除く。

余裕深度処分相当埋設施設形態具体化のため、必要となる入力条件は、廃棄体の性状（廃棄体形状、数量、放射能量等）及び地質条件である。

廃棄体の性状に関しては前項での調査結果を使用し、地質条件に関しては、今回は特定の場所を想定しないということで、軟質で脆いものとして地質等級D1相当と想定した。

(1) トンネル式施設

地質条件として、地質等級D1相当と設定した場合、処分坑道の空洞スパンは、国内の類似条件での一般土木工事の調査結果より最大で20m程度であり、この程度の坑道ならば現状の施工技術で構築可能であると考えられる。

詳細設計段階においては、環境条件等を考慮した安全評価を実施し、要求される人工バリア構成を検討することになる。今回は概念設計ということで、「濃度上限値の基本的考え方」において示された「現行の低レベル放射性廃棄物が処分されているコンクリートピットと同等以上の放射性核種閉じ込め機能を持った処分施設」との条件に基づき、トンネル内の施設構造に関しては、トンネル内に現行のピット処分施設と同程度の機能を持ったピットを構築する方式とし、施設への浸透水量の低減のため、現行のピット処分と同様、ピットの周囲に難透水性の材料としてベントナイト混合土を敷設するものとし、図1に示すような構成と

した。

対象となる廃棄体は1項での調査・検討の結果、1 m³角型容器、4本ラック合わせて4,692廃棄体である。

1つのピットの中に、1 m³角型容器を4行×3列×4段=48容器収納することとし、これを埋設するのに必要となるトンネルは、図2に示すように、約300mのトンネルが3本必要となる。

(2) サイロ式施設

サイロ式には、掘削方法の違いにより、地中でサイロを掘削する地中サイロと、必要な断面積の

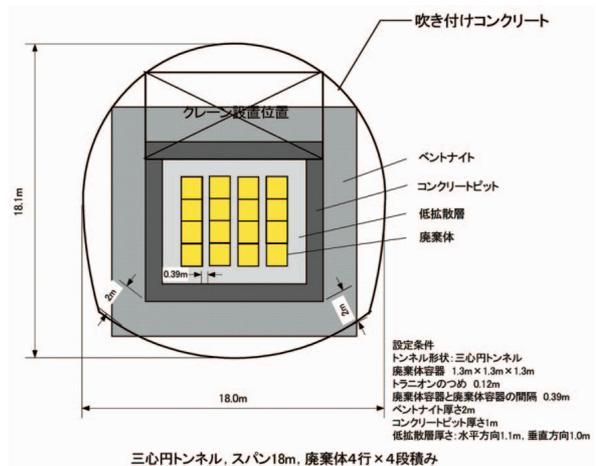


図1 トンネル型処分施設の概念図

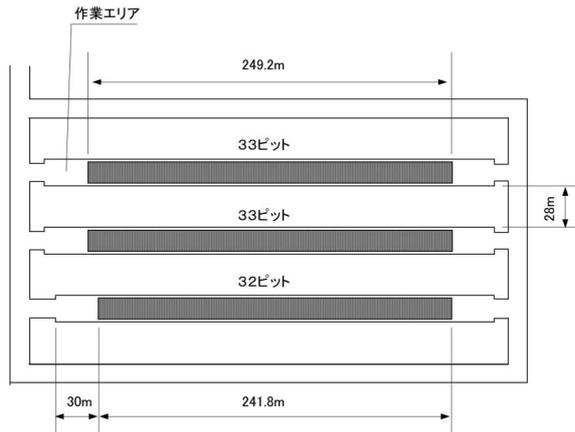


図2 トンネル型処分施設の配置図

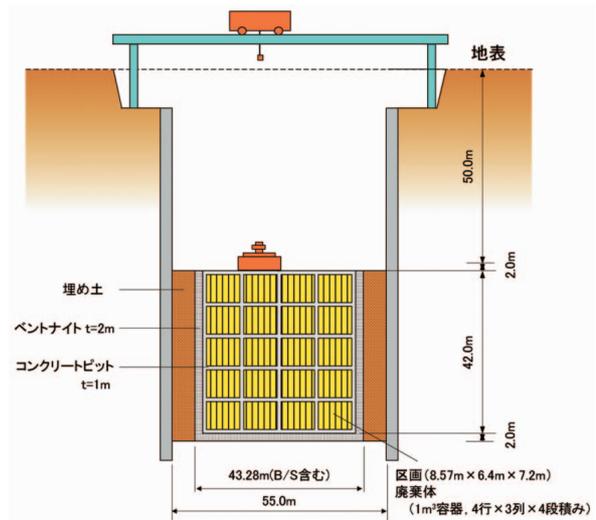


図3 開削サイロ型処分施設の概念図

空洞を地表から掘り下げる開削サイロがある。

地中サイロはフィンランドなど結晶質岩系での施工実績はあるが、日本のような堆積軟岩主体の岩における大規模な施工実績はなく、新たな技術開発が必要となる。それに対し開削サイロは、同等規模の一般土木建築の施工例があり、現状の技術で対応可能であるため、今回の検討においては開削サイロを対象とした。

サイロ空洞の大きさは、類似一般土木工事の例を参考とし、最大で50m程度とした。

トンネル式と同様に、サイロの空洞内にピットを構築し、その周囲を難透水性のベントナイト混合土で囲む形式とし、対象廃棄体が埋設可能な規模の施設として図3に示すような施設とした。

この場合、対象廃棄体数量を埋設するには、サイロ1基で可能である。

3.2 廃棄体受入施設

受入れる廃棄体は、対象施設に搬入される時点で、既に廃棄体化されているとの前提に立ち、廃棄体のコンディショニング施設は検討範囲外とした。この場合、受入施設として必要になるのは、輸送容器及び廃棄体のハンドリング装置、受入れた輸送容器、廃棄体の一時貯蔵、受入検査等が考えられる。輸送容器受入から廃棄体払出しまでの流れを図4に、また機器配置を図5に示す。

4. 施設成立性の検討

前項までに検討を行った廃棄体特性、施設形態を基にして、埋設地を特定しない一般的な条件で安全評価を実施する。

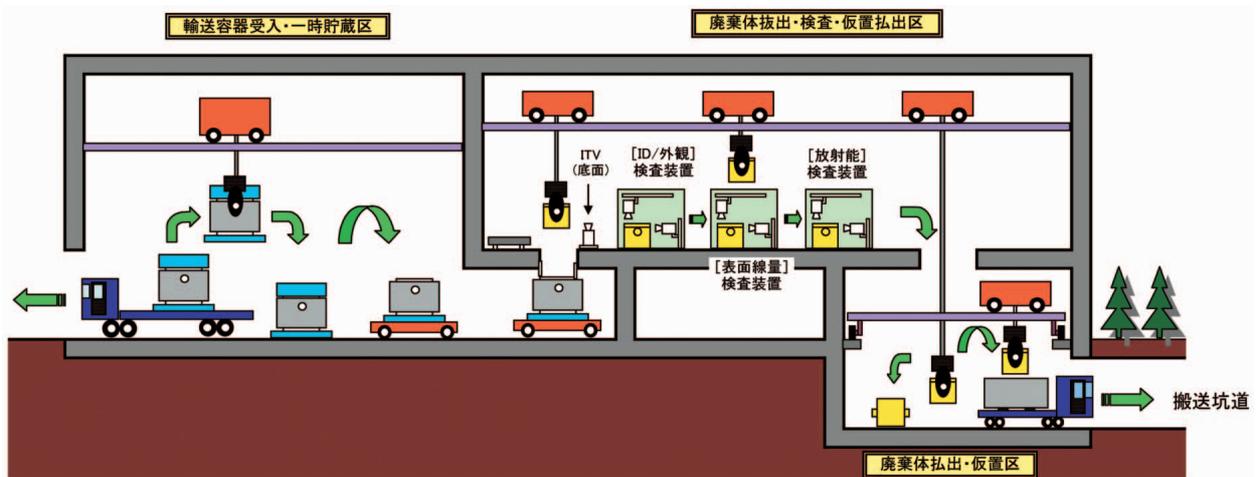


図4 廃棄体取扱施設における廃棄体の流れ

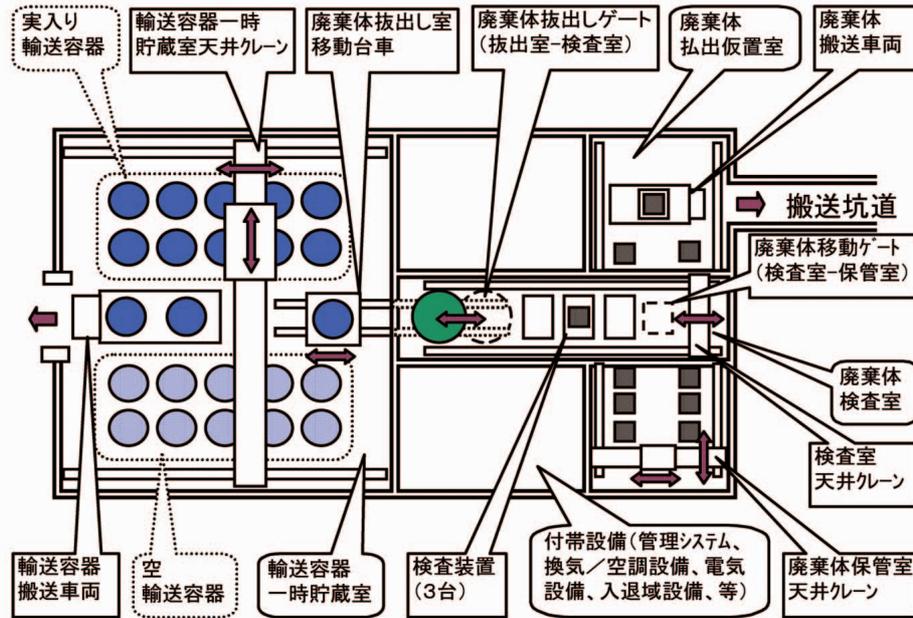


図5 廃棄体取扱施設における機器配置図

一般的な条件としては、「低レベル放射性廃棄物の陸地処分の安全規制に関する基準値について（第3次中間報告）」³⁾（以下「第3次中間報告」）のデータを基本とし、分配係数等に関しては「TRU廃棄物処分概念検討書」⁴⁾及び「日本原燃埋設事業申請書」⁵⁾等の公開文献を参考にした。

また、人工バリア、天然バリアの条件を変動させた解析を行い、感度の高いパラメータの確認などを行った。

4.1 施設浸透水量

「濃度上限値の基本的考え方」においては「透水性の低い地層、動水勾配の小さな地下などに処分施設を設置することにより、処分施設を通過する地下水量の低減、及び放射性核種の移行速度の低減を図る」とされており、それを受け第3次中間報告では、比較的浅い地中での評価において使用された地下水流速 0.01m/day より1桁低い 0.001m/day を余裕深度における処分施設近傍の地下水流速として設定している。

今回は、場所を特定しない評価ではあるが、処分施設に関しては、地下水流速が比較的遅い領域に建設されるものとし、第3次中間報告で使用されている地下水流速 0.001m/day と同じになるように岩盤の透水係数(1E-7m/s)、動水勾配(1%)を設定し施設への浸透水量の計算を行った。

4.2 核種移行解析

安全評価において考慮すべきシナリオはいくつか考えられるが、第3次中間報告においては、①地下水移行シナリオ、②人間接近シナリオ、③操業中シナリオの3シナリオが上げられており、通常の被ばく経路としては①の地下水移行シナリオが選定されている。このため今回の安全評価では地下水移行シナリオに基づき、対象廃棄物の安全評価を実施した。

地下水移行シナリオは、第3次中間報告と同じ核種移行モデルに基づき評価した。同報告書では地下水移行シナリオとして、以下の4経路について線量評価がされている。

- ① 河川水利用経路（被ばく経路1～6）
- ② 河川岩建設作業経路（被ばく経路7,8）
- ③ 河川岸居住経路（被ばく経路9,10）
- ④ 河川岸農耕経路（被ばく経路11～14）

評価経路の概念を図6に示す。

4経路のうち、第3次中間報告においては、被ばく線量への寄与が比較的高いと考えられる核種のうち、 C-14 、 I-129 、 Np-237 等は「河川水利用経路」が決定経路となっており、今回は概略的な検討であるため、最も代表的と考えられる「河川水利用経路」を評価することとした。その他の経路に関しても、今後検討を行う。

第3次中間報告では、地下水移行シナリオにお

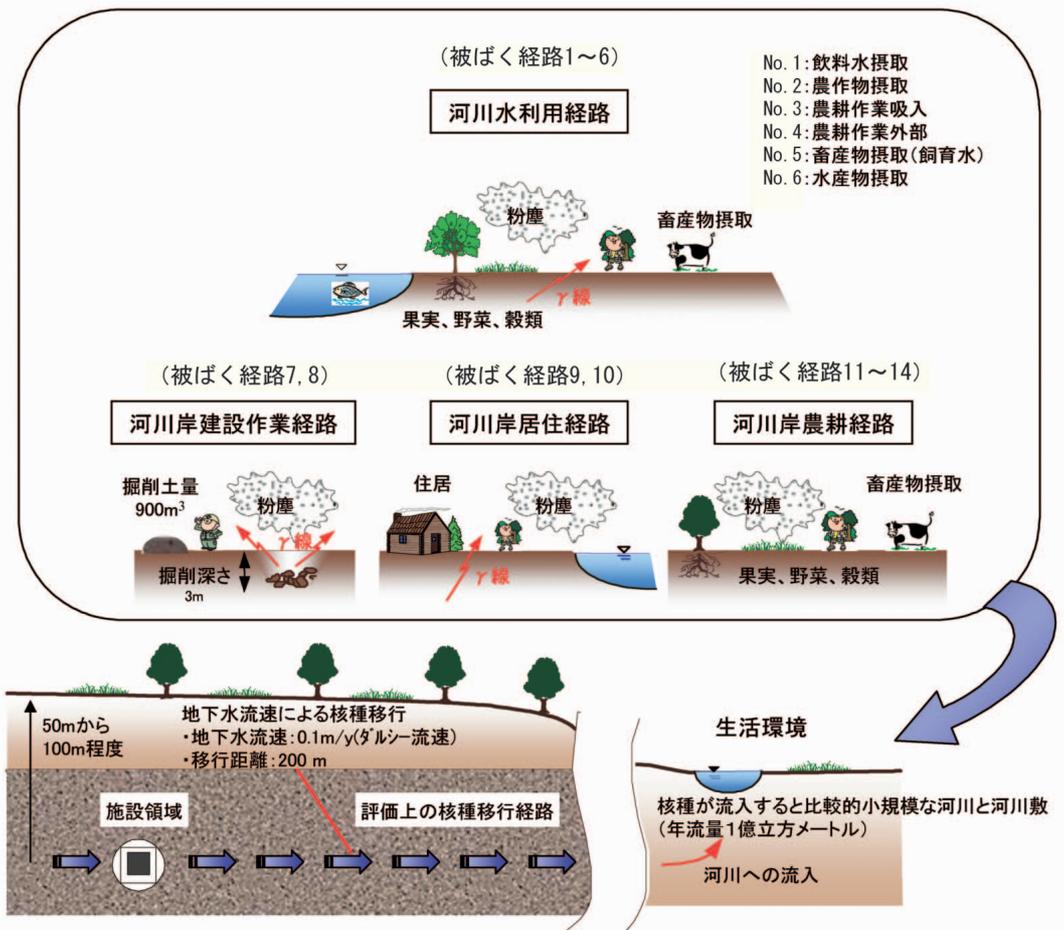


図6 地下水移行シナリオにおける核種移行モデル

ける線量当量は原研で開発された解析コードであるGSA GCLが使用されている。

今回は、GSA GCLコードと同様の機能を有した1次元核種移行解析コードMENTORを使用した。当該コードは、電力共通研究及びTRU廃棄物処分概念検討書における安全評価において使用されている評価コードであり、上記のGSA GCLと類似の機能を有する評価コードである。

解析結果の一例として、基本ケースにおける解析結果を図7に示す。

処分施設成立性の指標の基準としては、現在一般的なシナリオに関しては、 $10\mu\text{Sv/y}$ が目標線量とされている。

解析結果は、この線量を十分下回っており、今回設定した天然バリア及び人工バリアの条件においては、対象とする廃棄体を埋設することは十分可能であると考えられる。

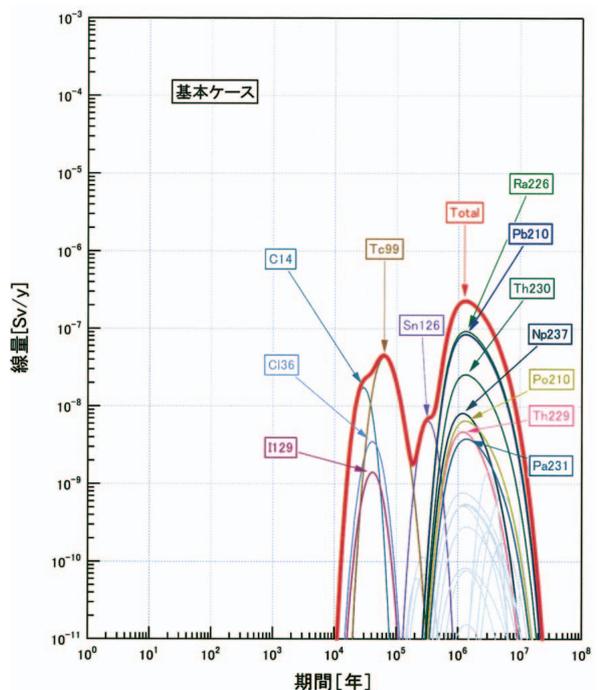


図7 線量当量評価結果例 (トンネル型基本ケース)

4.3 評価パラメータの感度解析

今回の検討において、場所を特定しない、一般的な条件に、現状のピット施設と同等以上の性能を持つ施設で埋設を行うとして、評価パラメータを設定し、安全評価を実施した。

実際には、処分場を建設する場所の条件、人工バリアの時間的な性能変動などによる評価条件の変動が考えられる。

建設場所に関するパラメータの変動としては、基本ケースより動水勾配が大きい場合、天然バリアの分配係数が異なる場合などを想定した。また、人工バリア性能の変動としては、充てん材の分配係数が異なる場合、時間的に劣化し変動する場合、緩衝材の透水係数、厚さが異なる場合及び性能維持期間が短くなる場合を想定した。

基本ケースに対して、それぞれのパラメータを変動させ評価を行い、どのパラメータを変動させた場合が、評価結果に与える影響が大きいかが検討した。

線量に大きく影響するパラメータとしては、緩衝材の維持期間、緩衝材の透水係数、天然バリアの分配係数等があげられる（参考として天然バリア分配係数の解析結果比較を図8に示す）。

一方、セメント系材料の分配係数及び緩衝材厚さが線量に与える影響は数倍以内であり、比較的小さいことが確認された（参考としてセメント系材料分配係数の解析結果比較を図9に示す）。

5. 経済性の検討

経済性の概略評価として、トンネル型処分施設の処分コストの検討を行った。

処分コストは、大きく建設コストと操業コストに分かれる。さらに、最終的には埋設施設を閉鎖し、その他施設は撤去が必要になるため、閉鎖費用も必要となる。以下にそのコスト算定の方法を示す。

5.1 建設コスト

放射性廃棄物処分場は地上の廃棄体受入施設と地下の処分施設に分けられる。さらに、後者の処分施設は、処分坑道等の地下空間、廃棄体が定置されるコンクリートピット、緩衝材等の埋戻材、定置クレーン等で構成される。これらの施設及び設備を構築するための費用を建設費として試算した。

対象廃棄物の物量に基づいて、処分施設の基本

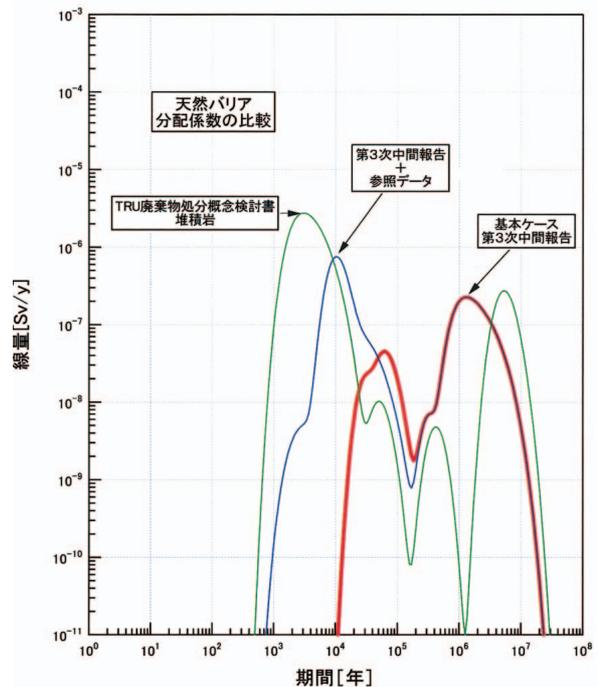


図8 天然バリア分配係数の解析結果比較

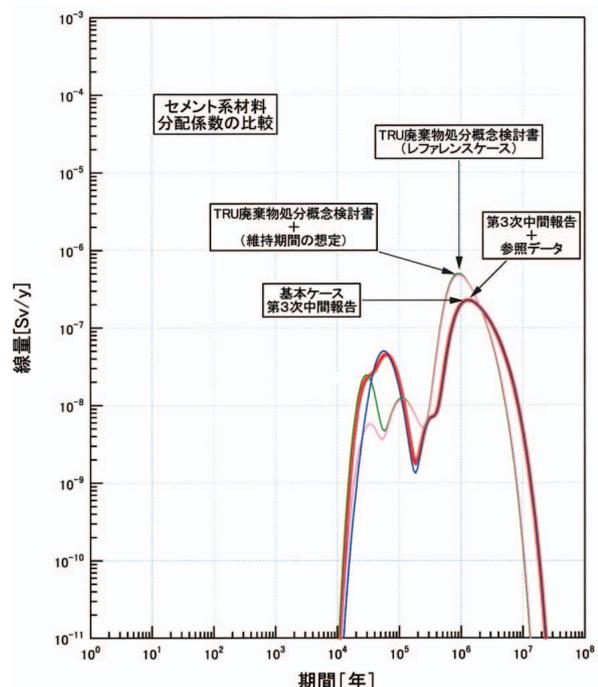


図9 セメント系材料分配係数の解析結果比較

設計を行い、主要な施設及び設備の数量を求めたのち、地下トンネルなど類似施設の建設費等を参考にコスト算定を行った。

5.2 操業コスト

操業費としては、施設及び設備の維持補修にか

かる費用，廃棄体の定置に携わる作業者の人件費が挙げられる。

維持費は，一般原子力施設の例を参考に，維持比率を建設費の1%とした。また，人件費については，操業工程の検討を行い，必要となる人員数を算定し人件費の算定を行った。

5.3 閉鎖コスト

処分事業の最終段階においては，構築された施設・設備は解体・撤去される計画である。ここでは，一般原子力施設の経済評価例を参考に，閉鎖にかかる費用を施設及び設備の建設費の10%とした。

5.4 廃棄体処分費用

処分コストの概略検討の結果を，図10に示す。ただし，今回は概略コスト算定であるため，研究開発費，土地取得費用，各種税金等に関しては，サイト条件，安全審査からの要求度，税制度等に依存するものであり，現時点では不確定要素が多いことから，検討の範囲外とした。

6. おわりに

現在までの検討で，第3次中間報告に示された余裕深度処分の基本的考え方に基づき，RI・研究所等廃棄物の余裕深度処分施設の概念設計を，対象廃棄体の調査から，施設設計，安全性評価，経済性検討まで一通り実施した。

今後，現在までの検討条件である，対象廃棄体，地質条件，設備形態等に対して，幅を持った条件

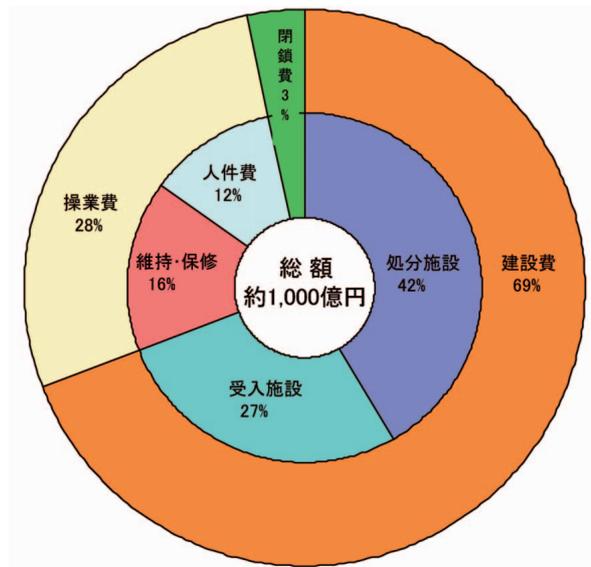


図10 処分コスト内訳

設定で検討し，施設形態等に対して，経済性を考慮した最適化を図っていく必要がある。

参考文献

- 1) 原子力委員会 “RI・研究所等廃棄物処理処分の基本的考え方” (1998)
- 2) 原子力委員会 “現行の濃度上限値を超える低レベル放射性廃棄物処分の基本的考え方” (1998)
- 3) 原子力安全委員会 “低レベル放射性廃棄物の陸地処分概念検討書 (第3次中間報告)” (2000)
- 4) 核燃料サイクル開発機構 電気事業連合会 “TRU廃棄物処分概念検討書”，JNC TY1400 2000 001 (2000)
- 5) 日本原燃株式会社 “六ヶ所低レベル放射性廃棄物貯蔵センター廃棄物埋設事業許可申請書” (1988)



地下1,000mに向けて・瑞浪超深地層研究所 の建設計画

佐藤 稔紀 見掛信一郎 玉井 猛 今津 雅紀 坂巻 昌工

東濃地科学センター 瑞浪超深地層研究所

Toward a Depth of 1,000 m from the Ground Surface
-Construction Scheme of Mizunami Underground Research Laboratory-

Toshinori SATO Shin-ichiro MIKAKE Takeshi TAMAI Masanori IMAZU Masanori SAKAMAKI

Mizunami Underground Research Laboratory, Tono Geoscience Center

瑞浪超深地層研究所では、深度1,000mの立坑や水平坑道から構成される研究坑道が掘削される。本計画に求められている成果を得るために、研究坑道のレイアウトや仕様は、坑道の中で実施する地質環境や工学技術に関する調査研究やそれらの成果を出す時期、そして敷地や関連法規などの様々な制約条件を考慮したうえで決定する必要がある。本稿では、瑞浪超深地層研究所に求められる要件を満足するために立案した施設計画について述べる。まず、条件として、立地条件、研究内容、及び工程等について整理した。次に、これらの条件に基づき、研究坑道のレイアウトや仕様を決定した。空洞安定性解析、耐震解析及び通気解析などにより、研究坑道のより詳細な仕様を決定するとともに、安全性や施工性を確認した。また、事故事例の調査やリスクマネジメントにより、立坑に特有の危険源を抽出した。

One thousand meter-deep shafts and several level drifts will be excavated in the Mizunami Underground Research Laboratory (MIU) Project. Design and layout of the shafts and drifts are determined considering the limiting condition, schedule, and investigation plan for characterization of the geological environment and engineering technology.

This paper describes the limiting condition, layout and design of the shafts and drifts of the MIU, and results of mechanical stability, ventilation and earthquake-proof analysis. Details of the design of shafts and drifts are determined, and safety of the design and execution of construction of the MIU are confirmed based on the results of these analyses. Countermeasures and safety are also described in this paper.

キーワード

地層科学研究，工学技術，地下研究施設，立坑，設計，大深度，空洞安定解析，耐震解析，通気解析，安全対策

Geoscientific Study, Engineering Technology, Underground Research Laboratory, Shaft, Design, Ultra deep, Excavation analysis, Earthquake proof analysis, Ventilation analysis, Safety Countermeasure



佐藤 稔紀

施設建設グループ所属
副主任研究員
超深地層研究所計画の工学
技術の研究に従事
工学博士



見掛信一郎

施設建設グループ所属
副主任研究員
超深地層研究所計画の工学
技術の研究に従事
工学博士



玉井 猛

施設建設グループ所属
副主任研究員
超深地層研究所計画の工学
技術の研究に従事
技術士（建設部門）



今津 雅紀

施設建設グループ
超深地層研究所計画の工学
技術の研究に従事
工学博士・技術士（建設部
門）



坂巻 昌工

施設建設グループ
次長・グループリーダー
超深地層研究所計画のマネ
ジメント

1. はじめに

サイクル機構が進めている超深地層研究所計画は、高レベル放射性廃棄物の地層処分技術に関する研究であり、地層処分研究開発の基盤となる地層科学研究の一環として実施するものである。瑞浪超深地層研究所は「原子力の研究、開発及び利用に関する長期計画（平成12年11月24日、原子力委員会）」（以下、原子力長計）に示された深地層の研究施設のひとつであり、結晶質岩（花崗岩）を主な調査研究の対象としている¹⁾（堆積岩を対象とした研究施設については、北海道幌延町において計画を進めている²⁾）。本計画において掘削される研究坑道は、深部地質環境の総合的な調査技術の確立及び深地層における工学技術の基礎の開発を行う場としての役割を担うとともに、原子力長計に示されているように深地層に対する国民の理解促進の場としてもその役割は大きい。

本計画では、①硬岩系岩盤の処分深度を1,000mと想定した第2次取りまとめ³⁾で示された地層処分の技術的信頼性を実証する場、また、処分サイトが選定されていない現段階においては、可能性のある深度まで建設して基盤研究開発を行うという超深地層研究所計画の位置づけ、②通常の土木工事と比較して後述する突発湧水や山はねの対策などの難易度が高いいくつかの技術が要求されるという大深度における坑道掘削等の工学技術的意義、③「高レベル放射性廃棄物の地層処分研究開発等の今後の進め方について」（平成9年4月、原子力委員会原子力バックエンド対策専門部会）において要求される深地層で行う地層科学研究の意義、及び、④立坑掘削の経済性、の4つの観点を鑑み、深度1,000mまでの坑道を掘削する予定である。

本計画は1996年度から開始され、当初は岐阜県瑞浪市明世町月吉に位置するサイクル機構の用地（正馬様用地）にて進められてきたが、2001年1月に瑞浪市と瑞浪市有地の賃貸借契約を締結し、瑞浪市有地において研究坑道の掘削を行うこととなった。その後、研究坑道の設計及び坑道掘削に必要な諸設備の設計を行い、2003年3月には研究坑道掘削工事の第1期分（2005年3月納期で立坑深度300mまでの工事）の契約を締結した。

深地層の研究施設の設計、施工計画の立案、研究坑道の掘削とその維持管理などの一連の技術は、深地層の工学技術の基礎に関する研究として位置づけられる。この研究の目的は、不均質性を

有する実際の地質環境に対応し、かつ深度1,000mに達する研究坑道内で展開される調査研究の実施に対応可能な坑道の設計及び施工計画を例示し体系化を図るとともに、実際に深地層の研究施設が建設可能であることを実証することにある。

我が国における立坑掘削は、1950年代から70年代にかけて炭坑において多くの実績がある⁴⁾。しかし、深度1,000m級の立坑については数本と実績が少ない。また、長大トンネルの換気立坑に代表される土木分野の立坑については、深度600m級が最深である。従って、瑞浪超深地層研究所の深度1,000mの立坑掘削を安全かつ効率的に行うためには、土木分野における最新技術と1,000m級の立坑掘削の実績を有する炭坑における経験の融合が必要である。

本稿では、瑞浪超深地層研究所の建設計画のうち、研究坑道のレイアウト、空洞安定性や耐震などの設計及び掘削工法や安全対策などの施工計画について報告する。

2. 建設計画

2.1 計画立案の基本条件

(1) 立地条件

超深地層研究所計画において、地下の研究坑道を設置する場所は、岐阜県瑞浪市明世町の瑞浪市有地である（図1）。サイクル機構は瑞浪市から約7.8haの用地を借り、このうち造成した約1haの敷地に研究坑道を掘削するための諸設備を設置する。用地の周辺には市民公園や体験学習施設などの多数の公共施設があるため、学童を含む一般市民が多く訪れることに配慮する必要がある。

(2) 地形、地質概要

瑞浪市有地周辺の地形は、標高200m程度の丘陵地であり、敷地内を普通河川の狭間川が流れている。この地域には中生代白亜紀の花崗岩体（土岐花崗岩）が基盤として広く分布しており、これを新第三紀の堆積岩（瑞浪層群）が覆っている。立坑の掘削位置においては、深度170mで堆積岩と花崗岩の境界が現われると想定している。

(3) 調査研究の実施に配慮する事項

超深地層研究所計画の調査研究は大きく3つの段階で進める¹⁾。研究坑道の掘削を伴う研究段階（第2段階）における調査研究は、地表から掘削したボーリング孔における地下水圧や水質モニタリングと坑道からの地質、地下水の水利、地下水の

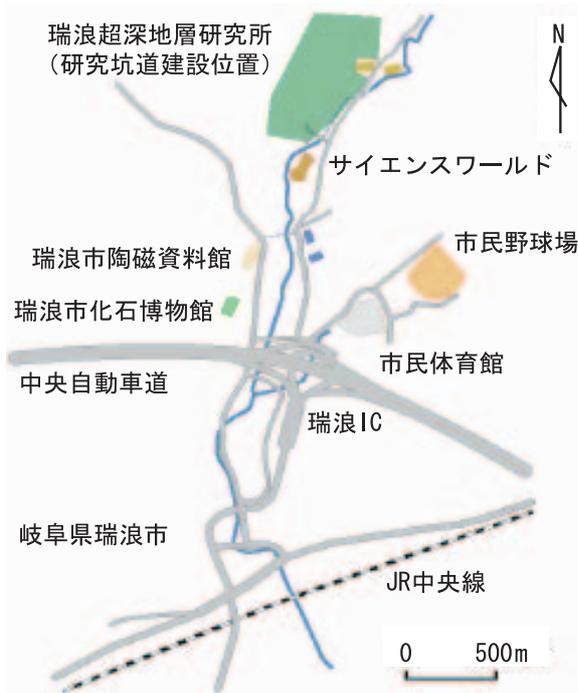


図1 瑞浪超深地層研究所研究坑道建設位置

地球化学及び岩盤力学などに関する調査・試験に大別することができる。後者については坑道掘削などの施工作業との調整が必要となる。また、立坑掘削による周辺の岩盤や地下水への影響について調査する場合、立坑掘削作業後、直ちに調査を開始することを想定しておく必要がある。研究坑道を利用した研究段階（第3段階）における研究は、大部分が坑道内で実施される。現時点で想定される下記のような各分野の調査研究が坑道内の適切な範囲で実施できるように、水平坑道のレイアウトを設定する必要がある。

- ・地質構造調査：坑道壁面地質調査，3次元地質坑道調査，深部領域地質調査など
 - ・地下水の水理学的調査：試錐孔内透水試験，坑道規模透水試験，熱応力下透水試験，単一割れ目や断層を対象とした透水試験など
 - ・地下水の地球化学的調査：地球化学モニタリング，酸化還元状態調査，水質形成機構調査など
 - ・物質移動調査：大規模物質移行試験，単一割れ目や破碎帯を対象とした物質移行試験など
 - ・岩盤力学調査：坑道掘削影響試験，長期挙動試験，原位置岩盤試験，応力測定など
 - ・工学技術：人工材料の岩盤への影響試験，掘削影響の軽減・修復試験，連成挙動試験など
- 以上のような今後の調査研究の実施にあたっ

て，研究坑道の設計や施工計画の変更の必要性が生じた場合には，これに柔軟に対応できるよう配慮する必要がある。

(4) 搬入する資機材

立坑や水平坑道の寸法は，掘削作業の効率性や経済性，搬入する資機材，研究のためのスペースなどを考慮して決定する必要がある。立坑には，水平坑道の展開や研究のための大型重機やボーリングマシンを搬入することになる。これらの機器が分割されて立坑内に搬入できることが立坑の設計及び施工計画の立案において重要である。水平坑道についても立坑と同様であるが，釜石鉱山や東濃鉱山における調査研究の経験から，3m程度の坑道径があれば坑内からのボーリング孔の掘削や調査研究の実施に支障はないと判断した。

(5) 入坑者

立坑掘削中の入坑者としては，工事請負業者等の作業員，サイクル機構をはじめ大学や関係機関等の研究者及び一般の見学者等が想定される。研究者や一般見学者は工事請負業者の労働安全衛生法に基づく安全監理体制のもとで，原則として工事工程を変更しないという条件で受け入れることとし，設計条件としては考慮しないこととした。

(6) 工程

超深地層研究所計画における研究成果については，原子力発電環境整備機構（以下，原環機構）が行う処分事業と国が行う安全基準や指針の策定に反映されるように適宜取りまとめる。立坑掘削の成果は，2010年頃を目途に原環機構が行う精密調査地区の選定に必要な技術基盤として，その成果を反映させることを想定し，そのため，2009年度頃を目安に立坑を深度1,000mに到達させ2010年度頃には昇降設備（エレベータ）などの設備を完成させることを超深地層研究所計画の大きなマイルストーンのひとつとして設定した。それに向けて，2003年度半ばには立坑の坑口部分の掘削，2004年度末にはやぐら設備などを使用した本格的な立坑掘削を開始する。

2.2 施設設計

(1) 研究坑道のレイアウトと各坑道の機能

当初，建設を計画していた正馬様用地における検討では，超深地層研究所計画において実施すべき調査研究項目を網羅的に設定するとともに，既存のボーリング孔やこれまでに掘削した4本の深

層ボーリング孔のデータを参照していくつかのレイアウトを検討した⁶⁾。基本的なレイアウトは以下のとおりである。

- ・立坑：主立坑と換気立坑の2本
- ・水平坑道：主に第3段階の調査研究を実施するため、立坑の2つの深度（中間部及び最深部）から水平に展開する坑道

瑞浪市有地における地質状況は、正馬様用地と比較すると、堆積岩がやや厚いものの、基盤は同一の土岐花崗岩である。このため、瑞浪市有地におけるレイアウトは正馬様用地における基本的なレイアウト案を踏襲し、敷地境界や工程などの条件を考慮したうえで標準レイアウトを設定した。研究坑道のレイアウトを図2に示す。レイアウトについては、今後取得される瑞浪市有地での地質環境情報に基づいて適宜見直し、詳細化を図っていく。

それぞれの坑道の機能は以下のとおりである。

- ・主立坑：水平坑道掘削のズリ（坑道掘削によって生じた岩塊）の搬出及び掘削作業に必要な重機

の搬出入のルート。

- ・換気立坑：深度1,000m掘削完了後に昇降設備（エレベータ）を設置するスペース及び研究坑道全体の排気立坑としての機能。
- ・中間ステージと最深ステージ：第3段階（坑道を利用した研究段階）の主要な研究場所。
- ・試験坑道：水平坑道の掘削を伴う試験を実施する場所。
- ・予備ステージ：両立坑の連絡、研究坑道への湧水処理のためのポンプ座設置スペース、及び、深度依存性を研究するための場所。

(2) 研究坑道の諸元

立坑や水平坑道の内径については、上記のような、それぞれの坑道に求められる機能と施工性を考慮したうえで設定した。水平坑道については、前述の調査・試験が可能であることと施工性を考慮して設定した。各坑道の寸法は以下のとおりである。

- ・主立坑：内径6.5m、深さ1,025m
- ・換気立坑：内径4.5m、深さ1,010m
- ・中間・最深ステージ：内径3～8m、長さ785m
- ・予備ステージ：内径3m、長さ35m

(3) 空洞の力学的安定性の検討

立坑や水平坑道における空洞安定性解析と支保（坑道を支える部材：覆工コンクリート、吹付けコンクリート、ロックボルト、H型鋼等）の設定については、岩盤の状況に応じて設定するトンネルなどの土木分野における方法に準拠した。ただし、深度が深いことと、立坑と水平坑道の接続部分などの特殊な部分が存在することから、これらの部分については数値解析の手法によった。

岩盤の状況や数値解析において入力する条件については、瑞浪市有地に近接する既存のボーリング孔（DH 2号孔；深度500m）や、正馬様用地のボーリング孔の調査結果⁶⁾⁷⁾などから設定した（表1）。支保に用いられる部材の物性は表2のとおりである。岩盤に作用する応力と岩盤の状態（健岩部：岩盤等級B, C_H, C_M, 風化・破碎帯部：岩盤等級C_L, D, 断層部：岩盤等級D）をパラメータとして解析を実施した。

まず、簡易な解析として弾性解析による許容応力度の判定を行い、許容応力度を越えた場合には支保を増強して詳細な平面2次元の有限要素法（Finite Element Method；FEM）弾塑性解析を実施して、支保の再設定を行った。これらの結果に基

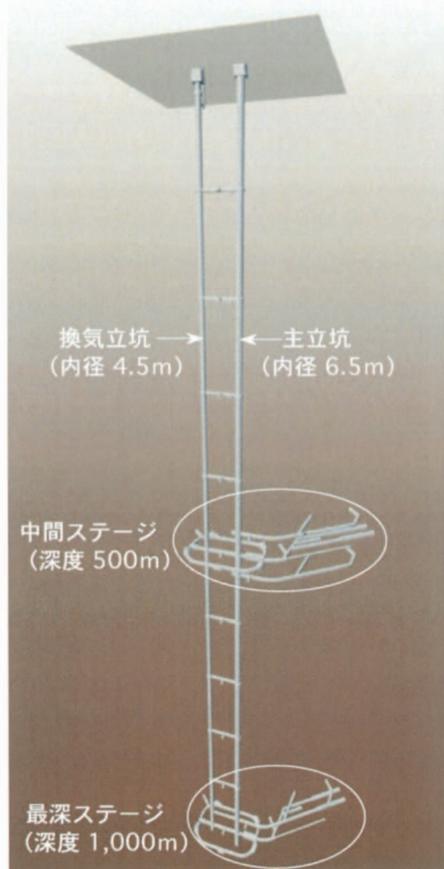


図2 研究坑道レイアウト

表1 解析に用いる花崗岩の物性値

岩盤等級		弾性係数 (GPa)	ポアソン比	一軸圧縮強度 (MPa)	せん断強度 (MPa)	内部摩擦角 (°)	限界ひずみ (%)	限界せん断ひずみ (%)
花崗岩	B	3.56	0.35	116.4	18.9	53.9	0.33	0.44
	C _H	3.01	0.35	89.7	14.6	53.9	0.30	0.40
	C _M	2.45	0.35	63.1	10.3	53.9	0.26	0.35
堆積岩	C _L	0.215	0.31	6.4	2.10	23.5	0.30	0.39
	D	0.0628	0.38	1.4	0.449	21.5	0.22	0.30
	E	-	-	-	-	-	-	-

岩盤等級は電中研式岩盤分類による。

表2 解析に用いる支保工の物性値

	設計基準強度 (N/mm ²)	許容応力度 (N/mm ²)	弾性係数 (kN/m ²)	ポアソン比	断面積 (m ²)	断面二次モーメント (m ⁴)	断面係数 (m ³)
H 100	-	160	2.1×10^8	0.3	0.2	3.780×10^6	7.56×10^5
H 125	-	160	2.1×10^8	0.3	0.3	8.390×10^6	1.34×10^4
吹付コンクリート	18	4.5	3.4×10^6	0.2	-	-	-
覆工コンクリート	18	4.5	7.67×10^6	0.2	-	-	-
	40	10	1.14×10^7	0.2	-	-	-

H 100 H 125 : 鋼製支保工 (H鋼) 数値は幅 (mm) を示す

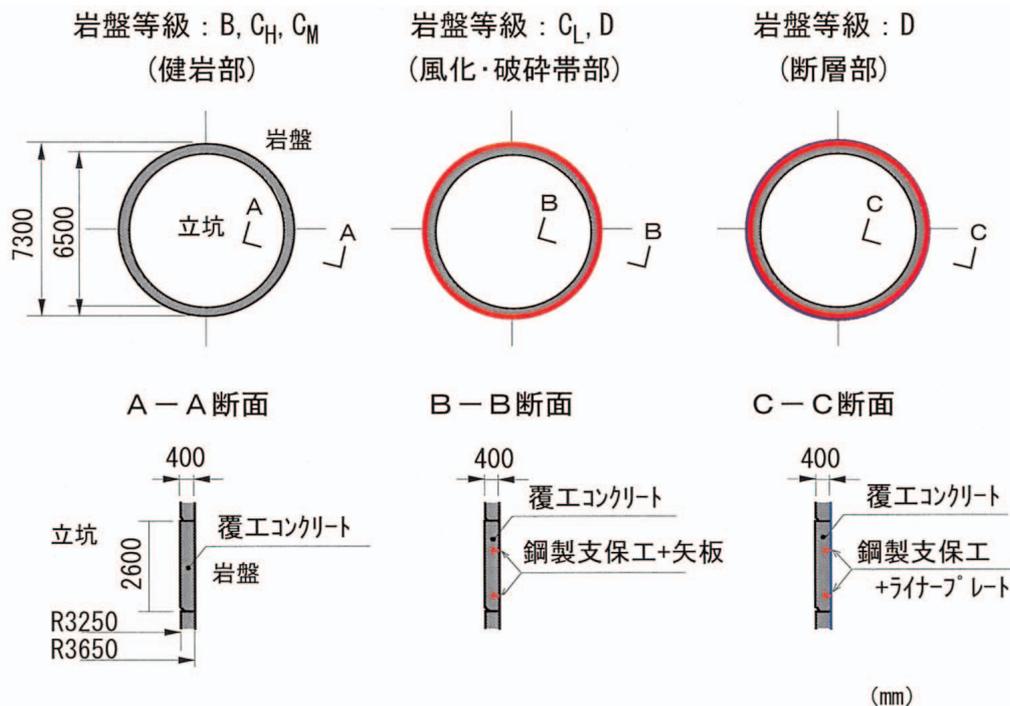


図3 立坑の標準断面図

づき設定された立坑の標準断面図を図3に示す。

立坑と水平坑道が接続される部分については、3次元的な影響を評価するため、3次元FEM解析を実施した。解析結果の一例(立坑と最深ステージの接続部分:深度1,000m)を図4に示す。図4から分かるように、接続部分や坑道の角において

ひずみが集中しているが、その範囲は限定される。3次元FEM解析の結果を基に、接続部における力学的安定性の立坑の標準断面部分への影響の程度について検討し、標準断面の支保の許容応力度を下回ることを確認した。

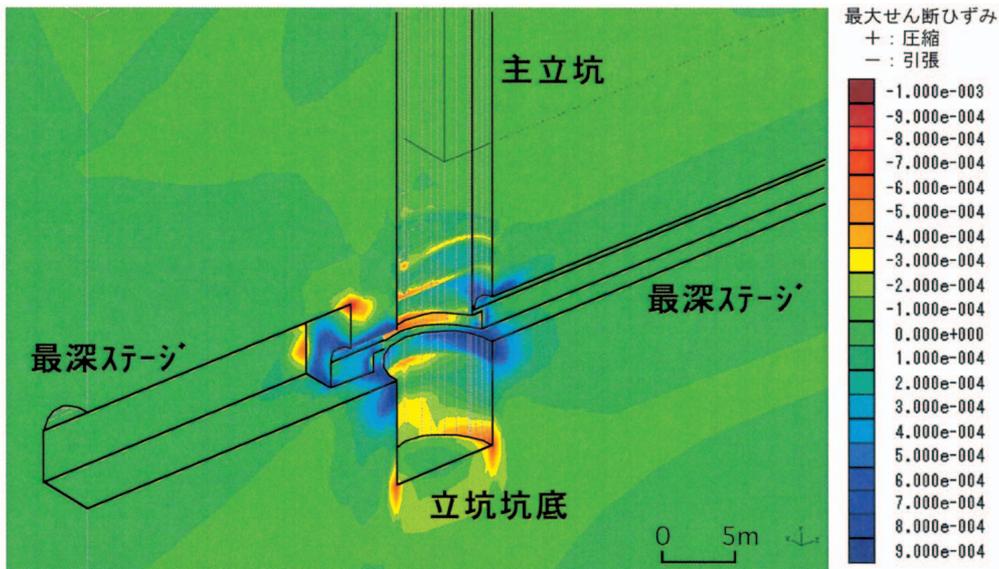


図4 接続部におけるFEM 3次元解析の結果
(最大せん断ひずみの分布)

(4) 耐震設計

瑞浪超深地層研究所の研究坑道は、その深度が1,000mに達する予定であり、通常の中地中構造物と比較して鉛直方向への広がり大きい。このため、地下深部における地震動特性を適切に評価した上で、研究坑道の地震時応答挙動や健全性を評価する必要がある。評価の手順としては、まず、過去の地震や活断層から設計用地震の規模を推定し、模擬地震動を作成した上で、基盤面（解析モデルにおける下方境界面）での入力地震動を設定した。次に、地質状況や研究坑道をモデル化し、設定した入力地震動を作用させた時の立坑や周辺岩盤の応答挙動を動的解析により把握し、地震力を等価震度で表すことにより、健全性評価を実施する際に用いる静的解析手法の適用性を確認した。最後に、静的解析手法により等価震度（動的なせん断応力を静的な震度に置き換えたもの）を与えた時の立坑の覆工コンクリートと周辺岩盤の応力状態を解析し、それぞれの許容応力と比較することにより健全性を確認した。

1) 入力地震動の設定

過去の地震や周辺に分布する活断層の規模から設計用地震の規模を設定し模擬地震波を作成した。過去の地震では、1981年に発生した岐阜県西部を震源とする濃尾地震が最も大きいと考えられる⁸⁾。これを含めて8つの地震を選択し、金井式⁹⁾により最大速度を算出するとともに、大崎スペクトル¹⁰⁾により応答スペクトルを求めて模擬地震波を作成した。

活断層については、活断層詳細デジタルマップ¹¹⁾と新編日本の活断層¹²⁾から建設用地に影響を及ぼす可能性のある活断層を抽出した。前者については、高松断層帯、恵那山断層、猿投山北断層などの6つの断層を、後者については、屏風山断層、赤河断層、猿投山北断層及び笠原断層の4つの断層を抽出し、これらの断層を震源と仮定した時の模擬地震波を過去の地震と同様の手順で作成した。このうち最も影響の大きいものは屏風山断層を震源と仮定したもので、この地震波の加速度応答スペクトルは最大1,500galで、最大加速度は478.6galである。この地震波は解放基盤面（今回は地表面と仮定した）において設定されているため、1次元成層地盤解析により、解析上の基盤面（GL 1,500m）における地震波を算出し、後述するFEM動的解析の入力地震動（最大加速度：471.9gal）とした。

2) 立坑及び周辺岩盤の地震時応答挙動の把握

FEM動的解析により、立坑、覆工コンクリート及び周辺岩盤の地震時の応答加速度及び応答変位を求めた。立坑は軸対象としてモデル化し、上記の入力地震動を作用させた。その結果、コンクリート覆工の内側、立坑から100m離れた岩盤及び地表面において、応答加速度及び変位に有意な差が見られなかった。このため、立坑の存在が地震時挙動に及ぼす影響を無視することが可能と判断し、1次

元成層地盤解析より等価震度を算定して静的解析手法により立坑の健全性を検討することとした。

3) 静的解析手法の選定及び等価震度の算定

立坑の耐震設計は、覆工構造のみでなく周辺岩盤の健全性をあわせて等価な静的応力に換算して評価する必要がある。適用可能なFEM静的解析手法としては、応答震度法¹³⁾、地盤応答法及び応答変位法¹⁴⁾に限定されるが、今回は地中構造物の耐震設計に適用実績が多い応答震度法による静的解析手法を採用した。応答震度法では、モデルに荷重させる応答震度として、自由地盤において算定された応答加速度やせん断応力のある時刻における分布や最大分布(ここでは、等価震度)を基に算定する。

等価震度の算定方法については、日比野ら¹⁵⁾の研究を参照し、最大せん断力から求める等価震度法を採用した。最大せん断力から理論式を用いて等価震度を求める具体的な方法には、以下の4つがある。

- ・方法1：最大せん断力分布により算定
- ・方法2：地表面においてせん断応力が最大となる時刻におけるせん断力分布より算定
- ・方法3：立坑の上端と下端の相対変位が最大となる時刻におけるせん断力分布より算定
- ・方法4：各時刻におけるせん断力分布より等価震度の時刻歴を算定し、その最大値分布を算定

これらの方法によって計算された等価震度を作用させた静的解析の結果と前出のFEM動的解析の結果を図5に示す。図より、方法1(最大せん断力分布により算定)による結果が、立坑全長においてFEM動的解析結果に最も近いことがわかる。このため、等価震度は1次元成層地盤解析によって得られた最大せん断力分布により算定することとした。

4) 研究坑道の健全性検討

前出の最大せん断力分布から算定した等価震度を用いた応答震度法による3次元のFEM静的解析により、研究坑道の健全性を評価した。解析に用いたモデルは主立坑と覆工コンクリートを考慮し、岩盤の物性は岩盤等級に応じて設定した(表3)。解析は以下の2つのステップで行った。

Step 1: 掘削影響の解析(弾塑性解析)

Step 2: 地震の影響解析(弾塑性解析)

まずStep 1で坑道掘削によって生じる周辺岩盤の応力状態を解析し、これにStep 2で地震を作用さ

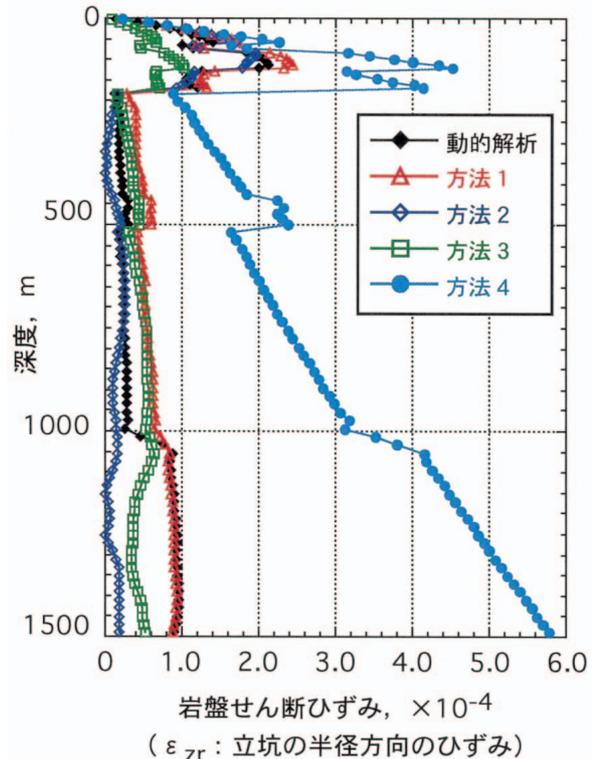


図5 岩盤のせん断ひずみの算定結果

表3 耐震解析に用いる岩盤物性

深度 (m)	岩種	岩盤等級	弾性係数(GPa)		ポアソン比		
			静的	動的	静的	動的	
0	砂岩・泥岩	C _L	2.15	5.11	0.31	0.40	
63.2	礫岩	D	0.63	8.05	0.38		
79.2	砂岩・泥岩			5.11			
124.2	礫岩	C _L	2.15	8.05	0.31	0.34	
175.2	花崗岩	B	35.6	35.7	0.35		
234.2		C _H	30.1				
247.2		C _M	24.5				
262.2		C _H	30.1				
309.2		C _M	24.5				
359.2		C _H	30.1				
435.2		C _M	24.5				31.2
466.2		B	35.6				32.7
482.2							47.5
508.2		C _H	30.1				
576.2	B	35.6					
598.5	C _H	30.1					
826.2	C _H	30.1					

岩盤等級は電中研式岩盤分類による。

せた場合の応力状態を求め、許容応力の範囲内かどうかを確認した。

覆工コンクリート発生断面力のうちの立坑の円周方向軸力とコンクリート面内のせん断力を図6に示す。同図より、掘削時に卓越していた円周方

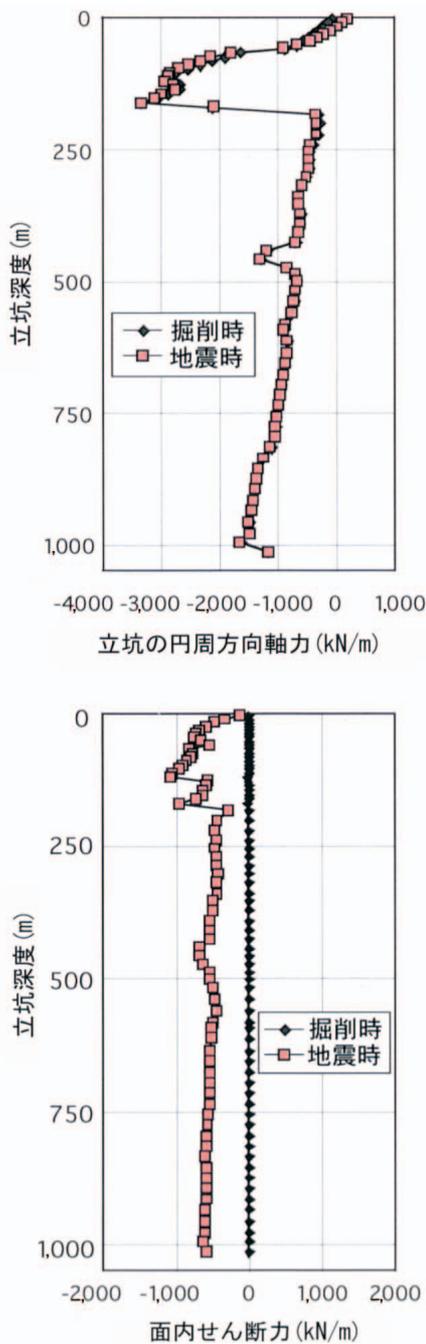


図6 覆工コンクリート発生断面力

向軸力は地震時増分が小さく、むしろ地震時には、特に深度170m以浅の堆積岩の岩盤等級の弱い部分において、面内せん断力が卓越することが分かる。地震時に覆工コンクリートに発生する応力は 12.7N/mm^2 と、地震時の許容応力(26.1N/mm^2)と比較して小さい。このことから、地震による影響は小さく、圧縮破壊には至らないことが分かる。また、立坑周辺の岩盤においては、地震時に新たに塑性域が発生する領域はほとんど無いことが分かった。以上により、立坑の地震時健全性を確認した。

(5) 通気解析に基づく設備設計と火災時対策

研究坑道において最も起こりうる災害のひとつである火災については、火災が発生した場合の避難路と避難時間の確保が最も重要である。瑞浪超深地層研究所においては、2本の立坑以外に坑外まで避難できる安全区画(すなわち3本目の立坑)あるいは2本の立坑内の防火区画を確保することは困難であり、十分な退避時間を確保できない場合があり得ると判断した。このため、防災の基本コンセプトとして、火災発生時は避難所へ退避することとし、安全に避難できる位置(安全区画)の選定、避難時間の確保、避難所のスペース、形状、具備すべき条件について検討した。

これらの検討のために、鉱山において適用実績の多い通気網解析を用いて火災を想定した解析を行った¹⁶⁾。防災の基本コンセプトを決定する根拠となった火災時解析結果の概要を表4に示す。また、施工段階を細分化して、火元ごとに火災が発生した際の状況を解析した。この結果に基づき、避難所の位置や仕様を検討し、各水平坑道に避難所を設置するレイアウトとした。また、換気設備や消火設備を設計した。

表4 通気網解析による火災時解析の結果

発生場所	火災の状況	避難方法
中間ステージ及び最深ステージ	風向きが逆転が無く、火災ガスは換気立坑から気流に乗って排出される。	主立坑や中間ステージは安全区画となるため、主立坑からの地表避難が可能。
主立坑坑底及び換気立坑(火災の初期)	火災ガスは概ね換気立坑から排出されるが、一部のガスが浅部の予備ステージで逆流し、主立坑を降下して坑内全域に達する。主立坑や各ステージは火災ガスが流れ込むが、温度上昇や火災ガス濃度の増加は小規模。	防煙マスク着用で主立坑からの地表避難は不可能ではないが、坑内の避難所への退避の方が安全。
主立坑浅部(火災の初期)	火災ガスは中間ステージを経由して換気立坑から排出される。深部への通気量は低下し、火災ガスの拡大には時間を要するが、時間の経過とともに坑内全域にガスが達する。	状況によっては防煙マスク着用で換気立坑浅部は避難が可能であるが、坑内の避難所への退避の方が安全。

2.3 施工計画

(1) 掘削工法

1) 立坑の掘削工法

立坑の掘削工法としては、発破による工法として、ショートステップ工法、ロングステップ工法、NATM(New Austrian Tunneling Method)など、機械による工法として、トンネルボーリングマシン(TBM: Tunnel Boring Machine)やレイズボラーを用いた工法がある。発破工法のうち、発破と覆工を短区間で交互に繰り返すショートステップ工法は実績も多く、岩盤状態の悪い場所での施工例もあり、掘進速度が速い工法である。機械工法は、道路トンネルの換気立坑のように、あらかじめ立坑到達深度に坑道が展開されていることが前提条件となる。すなわち、TBM掘削のためには水抜き用のボーリングが施工されていることが前提となり、レイズボラーによる掘削のためには、搬入のための坑道があらかじめ必要となる。このため、今回の計画ではこれらの工法の採用は困難である。瑞浪超深地層研究所では、前述の利点を踏まえ、主立坑及び換気立坑の2本の立坑を同時にショートステップ工法で掘削することとした。

立坑掘削においては、深度が深くなるにつれて発破したズリの搬出時間が全体の掘削作業時間に

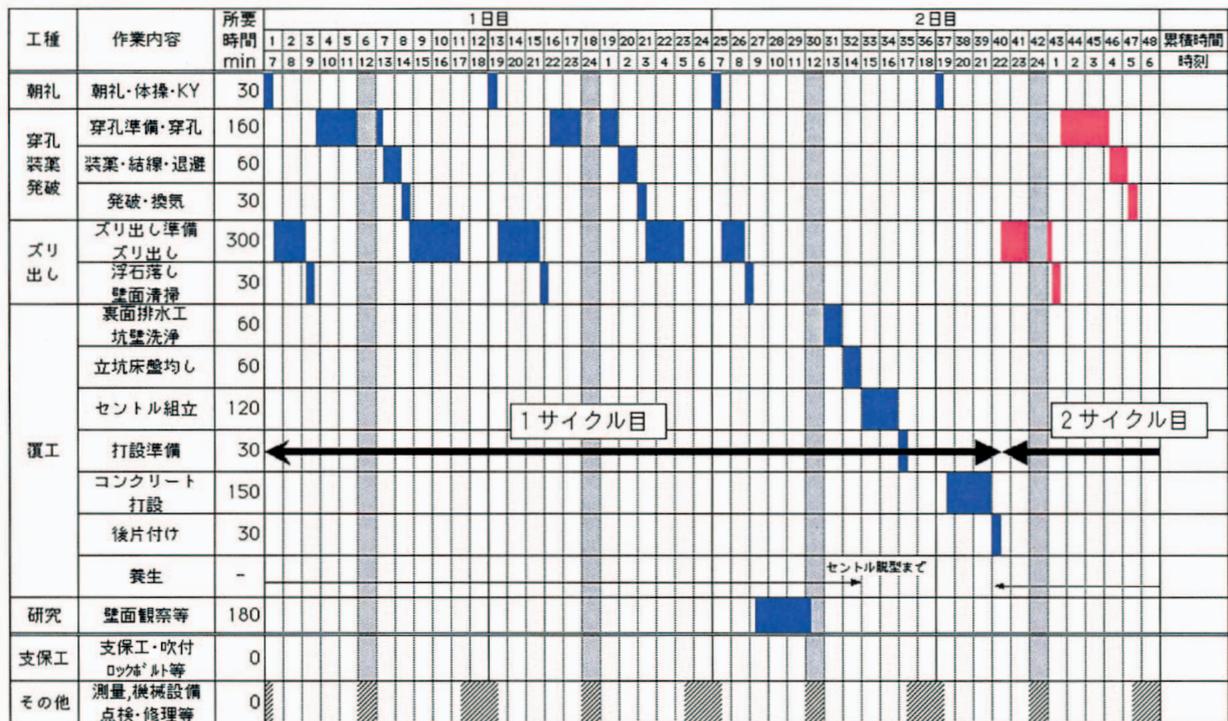
占める割合が大きくなる。このため、効率のよいズリ出し方法として、替キブル方式(2つのズリキブル(鉄缶)を使用した方法)を採用することとした。また、掘削のサイクルと1回当たりの発破進捗の関係を検討し、安全かつ最も効率の良い掘削サイクルとして、1.3mの発破を2回繰り返して、2.6mのコンクリート覆工を打設する変則のショートステップ工法を採用することとした。図7に花崗岩の深度500mにおけるサイクルタイムの例を示す。

2) 水平坑道の掘削工法

水平坑道の掘削工法としては、大きく、主に硬岩に用いられる発破工法と、自由断面掘削機やTBMによる機械掘削に大別できる。坑道掘削影響試験などの研究用に機械掘削を行う部分を除けば、瑞浪超深地層研究所における水平坑道は坑道延長も短いため、効率良く経済的に掘削できるNATM(吹付けコンクリートとロックボルトによる支保を用いて発破で掘削する工法)による発破工法を採用することとした。

(2) 立坑掘削のための地上設備

立坑の掘削設備や付帯する設備としては、橋や巻上機、スcafford、給排気設備、給排水設備、コンクリートプラント、受電設備・非常用発電設



ケース : 掘進長L=1.3m、花崗岩硬岩部(深度500m以深)、2-Step覆工

図7 立坑掘削のサイクルタイム(花崗岩の深度500m)

備などがある。櫓や巻上機などの再設置が困難な設備については、当初より深度1,000m対応の仕様とし、排水処理設備などの追加設置が可能な設備については、研究坑道掘削の進捗に応じて増設する計画とした。地上設備のうち、主立坑の櫓と巻上機の概要図を図8に示す。また、地上設備のレイアウト案を図9に示す。

(3) 安全対策

1) 突発湧水対策

研究坑道掘削中に想定される事象のひとつに突発湧水がある。これに関連して研究坑道掘削中に遭遇する地質状況としては未固結層、断層破碎部

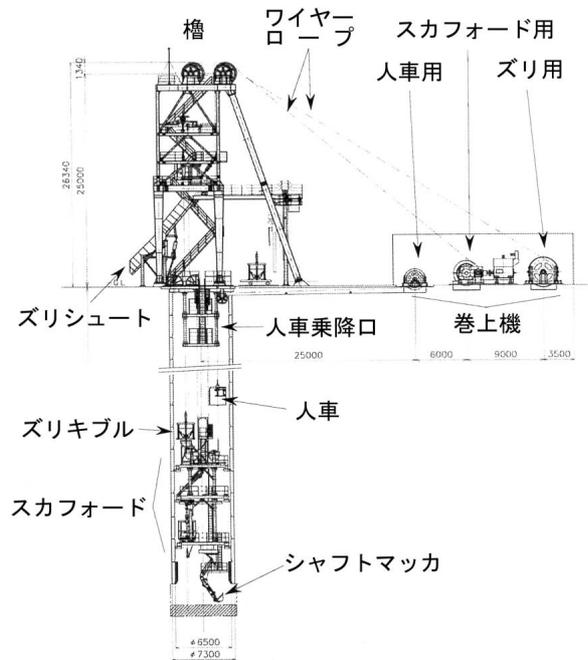


図8 主立坑の櫓と巻上機の概要図



図9 地上設備のレイアウト

及び透水性割れ目が想定される。これらの部分から突発的な大量湧水（これを突発湧水という）が発生する可能性があり、突発湧水が発生した場合には、掘削の中断、掘削機械のトラブルなどをもち、研究坑道掘削工程に多大な影響を与える。そこで、突発湧水対策を立案することを目的に、以下の項目について調査検討を行った。

- ・突発湧水の事例調査
- ・研究坑道における突発湧水の対策工の立案
- ・対策工が地質環境に及ぼす影響に対する評価方法の検討

トンネルの掘削時に突発湧水が生じた事例を文献等により調査し、地質と湧水の状況及び対策工について整理した。その結果、得られた地質ごとの突発湧水の特徴は以下のとおりである。

- ・堆積岩：未固結層から湧水が生じる事例が多い。湧水とともに土砂流出を伴う可能性がある。グラウト等の注入による止水効果は小さいことが想定される。
- ・花崗岩：破碎帯からは大量の湧水が発生する事例があり、被圧している場合がある。規模の大きなものについては、事前のボーリング調査等により検知できる可能性がある。

突発湧水に対する対策工としては、水抜きボーリング孔の設置（水抜き工法）とセメントミルク等の注入による止水（止水工法）の2つが代表的な方法として挙げられる。研究坑道掘削時の突発湧水の対策工としても、この2つの工法が考えられるが、研究坑道周辺の地質環境を保全するという観点から、地下水位を可能なかぎり低下させない止水工法による対策を選定し、この対策を研究坑道掘削時に適用する上での課題と具体的な方法について検討した。主な課題としては、高水圧下（地下水位が地表面付近にあるため 静水圧分布を想定すると、深度1,000mで10MPaとなる）での注入ポンプや注入ツールがないことがあげられる。この対応策として、立坑底から放射状に水抜きボーリング孔を掘削し、限られた範囲において地下水の圧力を減少させることにより、グラウトによる止水が可能となると想定される。止水工法の注入計画としては、注入範囲は研究坑道中心から掘削半径の3倍、注入深さは、注入区間（突発湧水が発生した区間）とその上下に掘削径の長さ、注入材料としては普通ポルトランドセメントに土質安定用急硬材を添加したものをを使用することとした。

上記の突発湧水の対策工が地質環境に及ぼす影響に対する評価方法としては、ボーリング調査等の直接的な方法と、弾性波探査、地中レーダー法及び比抵抗法等の物理探査手法による間接的な方法の実績がある。いずれも対策工の前後での実施が必要であるが、注入範囲の特定や岩盤特性の変化を把握するためには各々一長一短があるため、これらの手法のいくつかを組み合わせることで実施し評価する必要がある。

2) 山はね対策

研究坑道掘削中に生じる可能性がある山はね（坑道の掘削面から岩片が突然音響を伴って飛び出す現象）については、文献調査により、国内外における山はねの発生状況を調査し、地質状況や坑道レイアウト等の山はね発生の要因について整理した。また、山はね発生の予測解析を実施し、瑞浪超深地層研究所の研究坑道掘削時の山はね発生の可能性について検討した。この結果、深度1,000mで断層等の岩盤が弱い部分を掘削する場合や、内径が大きい坑道や坑道に隣接して新たな坑道を掘削する場合に山はねが生じる可能性が示唆された。このような地質環境や坑道レイアウトにおいて掘削が行われる際には、山はねを検知する方法として実績があるAE（Acoustic Emission：音響放出）モニタリングを実施するとともに1回の発破進捗を短縮するなどの対策を実施する。

3) 災害事例調査による検討

立坑における災害は、事故の型による分類では墜落・転落災害が、事故の型による分類では仮設物・建築物・構築物等による災害が圧倒的に多い¹⁷⁾。事故の型による分類は、図10に示すとおりで、下記の5要因で80%強を占めている。

- ・墜落・転落 (40%)
- ・挟まれ・巻き込まれ (14%)
- ・崩壊・倒壊 (12%)
- ・飛来・落下 (8%)
- ・激突 (8%)

事故の起因物による分類は、図10に示すとおりで、下記の4要因で85%強を占めている。

- ・仮設物・建築物・構築物等 (44%)
- ・環境等（酸欠、崩落等） (16%)
- ・建設用機械 (14%)
- ・動力クレーン等 (12%)

次に、瑞浪超深地層研究所の立坑の仕様・工程に基づいて考えられる災害について検討する。す

なわち、立坑到達地点に坑道が存在しないこと、建設時において主立坑と換気立坑を主とする2工区に分かれて施工すること、坑内環境に不慣れな研究者や見学者が入坑することから、下記の災害が想定される。

- ・ポンプ等の停電・維持不良による水没
- ・突発湧水時における排水能力不足による水没
- ・連絡不調整による相手工区の振動・騒音・爆風が原因となって生じる事故
- ・漏電・ショートによる相手方への突発停電・給排水停止による災害
- ・不慣れな作業による昇降設備内での閉込事故
- ・入坑者の思わぬ行動による災害（落下物等）

上記のような災害事例や想定災害に基づき、立坑掘削工事においては、転落・落下物防止対策に重点をおいて設備を設計するとともに、入坑管理、

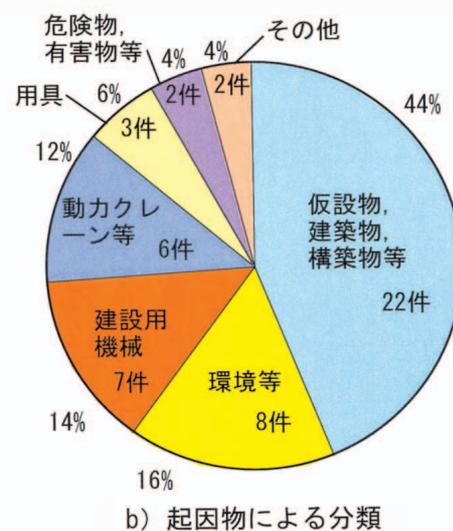
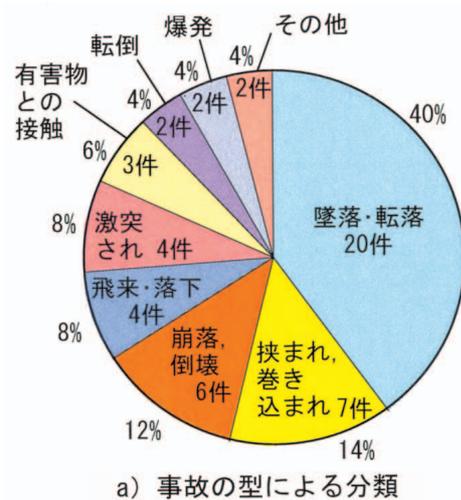


図10 立坑の災害事例の要因

環境管理，火災管理及び通信管理からなる坑内管理システムを導入し，坑内の状況を常に管理しながら施工していく。

4) リスクマネジメント

リスクには多種多様なものが存在しており，何に主眼をおいてリスクを評価し，管理するかによって方法やプロセスが異なる。ここではまず研究坑道を施工する際に生じる恐れのあるリスクに関して評価を試みることにした。また，研究坑道掘削時におけるリスク評価を具体的に実施した上で，考えられるリスクを抽出し，その予想されるリスク（年間損失日数期待値，年間損失金額期待値，年間の社会的信用低下指標の期待値）の算定を行った。それぞれの値は主観的な評価によって与えたものである。

研究坑道施工時のリスクとしては，表5に示す項目（イベント）が想定されるため，これらの項目について評価（定量化）を実施した¹⁸⁾。

表5の項目について，個々のリスクを集計した結果は，

①工程（日数）の損失期待値 31.1日
 ②金額の損失期待値 12.0百万単位
 ③社会的信用の損失期待値 21.0×10^6 unit
 となった。これは，研究坑道の施工を行うに際して，1年間に平均して見込まれる①工程の遅延，②想定したリスクに対して支払われるコスト，③社会的信用の低下度合いを示す。ただし，現段階では与えられた数値は主観的な評価によるものであり，その精度は実際の意思決定を行っていくうえでは十分ではない。工程（日数）の損失期待値は

31.1日である。この数字はあくまで期待値（平均値）であり，突発湧水や火災などがひとたび発生するとさらに長期間工事が停止する。ここでは，その発生確率が小さいものを考慮しており，長年にわたって同様の工事が続くとした場合にトータルで見込まれる工程の損失を1年あたりに換算したものと解釈できる。

損失日数の期待値が大きいイベントは，順に以下のとおりである。

①機械・設備トラブル	9.7日	31%
②突発湧水	4.7日	15%
③火災	3.6日	12%
④人的災害	3.0日	10%
⑤落下物による設備損傷	2.8日	9%
⑥地山（切羽）変状	2.2日	7%
計	31.1日	

工程を遅延させるリスクが最も大きい要因は，機械・設備のトラブルによるもので，ついで突発湧水，火災，人的被害，落下物事故の順となっている。機器・設備のトラブルがリスク全体の3割を占めているため，まず機械・設備トラブルによる工事停止のリスクを低減させる方策を講じる必要があることが明らかになった。機械・設備トラブルの損失日数の期待値9.7日の内訳は，中規模トラブル（修理，部品調達に5日程度要するトラブルと設定）が4.9日，大規模トラブル（修理，部品調達に1か月程度を要するトラブルと設定）が4.8日となっている。

実際の施工に際しては，上記のようなリスク評価に基づくマネジメントとして，例えば，機器整

表5 研究坑道施工時のリスク

No.	リスクを生じるイベント	内容
1	人的災害	人的な損失を含む事故（災害）
2	落下物による設備損傷	人的災害を含まないリスクの大きい事故
3	機械・設備トラブル	主として坑内でシステムとして稼動する掘削・揚土機械や電気や給水等の設備トラブル
4	支保工・覆工等に所定の品質・強度が得られない	所定の品質・強度が得られず，再施工・補修を行う。
5	発破による設備損傷	発破により周辺設備を誤って損傷する
6	計測管理値の超過	設定した計測管理値の超過による工事の中止・対策
7	火災	種々の原因による火災の発生で設備を焼失
8	地山（切羽）変状	掘削切羽の変状・崩落による工事の中止・対策
9	吹付・覆工クラック・剥落	支保完了時の吹付や覆工コンクリートのクラックや剥落・湧水などの対策
10	突発湧水	突発的な湧水に対する止水工，水没損傷設備の補修
11	地震	地震による構造物，坑内外設備の損傷
12	山はね	山はねによる工事の中止，対策

備の専任者を常駐させるなどの対策を実施することが考えられる。

(4) 環境保全対策

図1で示したように、建設用地は市街地に近く、多数の公共施設が近接する。また用地内を流れる河川の下流では河川水が田畑などに利用されている。できるだけ周辺環境へ影響を与えないようにするため、建設時における近隣施設への騒音・振動対策、井戸水への影響及び河川への放流水の水質に留意する必要がある。

騒音・振動対策については、関係法規を満足させるとともに、費用対効果の観点で影響を最大限低減させる方向で検討を行った。建設用地は岐阜県の条例で、特定工場などにおいて発生する騒音の規制に関する基準の第二種区域に該当し、夜間には45dBの基準値が設定されている。研究坑道掘削工事は法区分としては該当しないが、昼夜作業を行うことから特定工場とみなして上記基準を満足するよう設計することとした。具体的には騒音源の位置と騒音レベルを設定して周辺での騒音を計算し、さく岩機やコンクリートプラントなどの特定建設作業に該当する作業について、敷地境界における騒音が関係法令の基準を満足するように地上設備の防音建屋のパネルの仕様を検討した。施工段階においては、定期的に周辺における騒音・振動測定を実施し、防音対策の効果を確認していく。

河川水や井戸水への影響については、流量や水位を計測するとともに、放流水については排水処理設備により関係法令（例えば、水質汚濁防止法や河川法）の規定の基準（pH：6.5～8.5、浮遊物質量：50mg/リットル以下、溶存酸素濃度：5mg/リットル以上）を満足するよう適切な処理を行う。

3. おわりに

瑞浪超深地層研究用地においては、2003年7月に、立坑坑口の基礎工事を開始した。一方で、深層ボーリング孔（MIZ 1号孔：掘削長1,350mを予定）などによる調査研究を実施中であり、これらの調査研究で新たに取得される情報に基づき、適宜設計や施工計画を見直す予定である。また、掘削の進捗にあわせて各種のデータを取得し、設計や施工計画の妥当性を検証するとともに、それ

以降の研究坑道の掘削計画に反映していく。

参考文献

- 1) サイクル機構：“超深地層研究所地層科学研究基本計画”，サイクル機構技術資料，JNC TN7410 2001 018(2002)。
- 2) サイクル機構：“深地層研究所（仮称）計画 地表から行う調査研究（第1段階）計画”，サイクル機構技術資料，JNC TN1410 2001 001(2001)。
- 3) サイクル機構：“わが国における高レベル放射性廃棄物地層処分の技術的信頼性—地層処分研究開発第2次取りまとめ—”，サイクル機構技術資料，JNC TN1410 99-020 024(1999)。
- 4) 坂巻昌工，佐藤稔紀，他：“国内における立坑・斜坑のデータベース化と瑞浪超深地層研究所の立坑内径”，土木学会第58回年次学術講演会要旨集(2003)。
- 5) 見掛信一郎，杉原弘造，他：“地下1,000mに研究坑道を掘る”，トンネルと地下，第31巻，12号，pp.55-63(2000)。
- 6) 阿部 信，石川 清，他：“地質構造把握のための岩芯観察”，サイクル機構技術資料(契約業務報告書，開発工事株式会社)，JNC TJ7440 2000 015(2000)。
- 7) 松井裕哉：“AN 1号孔およびMIU 1号孔における力学特性調査結果”，土木学会第55回年次学術講演会，CS 171(2000)。
- 8) 宇佐美龍夫：“新編日本被害地震総覧”，(1996)。
- 9) 金井 清：“地震動・地盤振動”，建築構造学体系1 地震工学，彰国社，p.17(1968)。
- 10) 大崎順彦：“新・地震動のスペクトル解析入門”，鹿島出版会(1994)。
- 11) 中田 高，今泉俊文編：“活断層詳細デジタルマップ”，東京大学出版会(2002)。
- 12) 活断層研究会：“新編日本の活断層”，東京大学出版会(1991)。
- 13) 片山幾雄，足立正信，他：“地下埋設構造物の実用的な準動的解析手法「応答震度法」の提案”，第40回土木学会年次学術講演会講演概要第 部，pp.737-738(1985)。
- 14) 立石 章：“静的FEMを用いた地中構造物横断面方向の耐震計算法における地震荷重の作用方法の研究”，土木学会論文集，No.519,pp.139-148(1995)。
- 15) 日比野 敏，駒田広也，他：“原子力発電所地下立地方式のケーススタディによる成立性評価”，電力中央研究所報告，U17(1991)。
- 16) 坂井哲郎，萩原育夫，他：“深地層の地下研究施設における通気・防災上の検討”，資源・素材2003春季大会講演集()資源編，3204(2003)。
- 17) 通商産業省鉱山保安局編，中央労働災害防止協会，安全衛生情報センターHP，死亡災害事例DB (<http://www.jaish.gr.jp/>)。
- 18) 見掛信一郎，佐藤稔紀，他：“超深地層研究所施設建設へのリスクマネジメント手法の適用について”，土木学会第58回年次学術講演会要旨(2003)。



「もんじゅ」高度化炉心における MA 照射試験概念の検討

照山 英彦 西 裕士 石橋 淳一 影山 武* 金城 秀人

敦賀本部 国際技術センター

*原子力システム株式会社

A Study on the MA Irradiation Test Concept in the Future "Monju" Upgraded Core

Hidehiko TERUYAMA Hiroshi NISHI Junichi ISHIBASHI Takeshi KAGEYAMA* Hidehito KINJO

International Cooperation and Technology Development Center, Tsuruga Head Office
* Nuclear Energy System Inc.

将来の「もんじゅ」を世界有数の高速中性子場あるいは経済性向上実証の場として利用するため、サイクル機構 敦賀本部 国際技術センターでは2段階の高度化炉心移行計画案を検討している。本報告ではこれまでの高度化炉心概念検討に基づき、現行炉心(燃焼度8万 MWd/t, 5ヵ月サイクル)から第1期高度化炉心(燃焼度10万 MWd/t, 6ヵ月サイクル)への具体的移行計画を策定するとともに、高度化炉心での少数体(3~6体)のマイナーアクチニド(MA)照射試験概念を数種類検討し、その主要炉心特性を評価した。MA照射試験集合体は高度化炉心燃料と同一構造とし、燃料ペレットに5wt%のMAを混入(均質装荷)した試験体を設定した。その結果、「もんじゅ」高度化炉心に少数体のMA照射試験集合体を装荷した場合でも、炉心特性への影響を抑えつつ25%以上の有意なMA核変換率を得られることが確認できた。

International Cooperation and Technology Development Center, Tsuruga Head Office, JNC is studying the future "Monju" core upgrading plan in two steps for effective utilization of "Monju" as one of the world's major fast neutron irradiation test beds and for demonstration of the improved economy. This report presents the minor actinides (MA) irradiation test concept in the initial-stage upgraded core based on the previous investigation on the upgraded cores. A transition refueling scheme from the current core to the initial upgraded core is identified and several MA irradiation test rig loading cases in a few assembly scales are described. MA irradiation test rigs were assumed to have the same geometry as the driver fuel subassembly; containing 5wt% MA contents. The results of the major core characteristics evaluation show that a significant MA incineration rate of higher than 25% is achievable, while the influence on the core characteristics remains within the allowable limits.

キーワード

高速増殖炉,もんじゅ,高度化炉心,高燃焼度化,マイナーアクチニド,MA燃焼,移行炉心,照射試験,MEISTER

FBR, Monju, Upgraded Core, Extended Fuel Burnup, MA, MA Incineration, Transition Core, Irradiation Test, MEISTER



照山 英彦

炉心技術開発グループ所属
「もんじゅ」の炉心解析,遮蔽解析業務に従事



西 裕士

炉心技術開発グループリーダ
「もんじゅ」,FBRの炉心特性解析・遮蔽設計解析及びその高度化研究に従事



石橋 淳一

炉心技術開発グループ所属
「もんじゅ」の炉心解析及びその高度化研究に従事



影山 武

炉心技術開発グループ所属
「もんじゅ」の炉心解析及びその高度化研究に従事
第一種放射線取扱主任者



金城 秀人

炉心技術開発グループ所属
「もんじゅ」の炉心設計,熱流体力学設計及びその高度化研究に従事

1. はじめに

高速増殖原型炉「もんじゅ」は、1995年12月8日の2次冷却系からのナトリウム漏えい事故以降、運転を停止している。しかし、「もんじゅ」の基本的使命は、早期に運転を再開してナトリウム取扱い技術を確立するとともに、安全・安定な運転を継続して発電プラントとしての信頼性を実証すること、さらには増殖性等の基本性能を確認することである。また将来的使命は、基本的使命を果たした後、高速増殖炉技術実用化のために、実際の使用条件と同等の高速中性子を提供する場として「もんじゅ」を有効に利用していくことである。

FBR実用化のためには、燃料の高燃焼度化や運転サイクルの長期化などの高性能炉心の達成とともに、高次化Pu/TRU^(注1)燃焼データの取得、あるいは「高速増殖炉サイクル実用化調査研究(FS)」で検討中の実用化燃料概念等の実証試験を行なうことが必要であり、「もんじゅ」をこれらの中核的施設として利用していくことが重要である。

これらについては、2000年11月に原子力委員会

(注1) TRU: Trans - Uranics, 超ウラン元素: ウラン(U)より原子番号の大きなネプツニウム(Np), プルトニウム(Pu), アメリシウム(Am), キュリウム(Cm)などの元素の総称。プルトニウム及びマイナーアクチノイドの総称とも言える。

が策定した先の原子力長期計画¹⁾においても、その必要性と意義が述べられているところである。

そこで敦賀本部 国際技術センターでは、特に将来の「もんじゅ」を世界有数の高速中性子場、あるいは経済性向上の実証の場として利用するため、炉心の性能向上に関する『「もんじゅ」高度化炉心』概念検討を、最優先事項のひとつとして、ここ数年重点的に進めてきた。

これまでの検討では、炉心移行に伴う技術的飛躍をできるだけ少なくするとの考え方で、高度化炉心概念として図1に示すように、炉心を段階的に移行させることを想定している。これに基づき、それぞれの段階に応じた炉心概念を提案した。

すなわち、まず現状技術ベースで早期の高度化が可能で、目標取出燃焼度10万MWd/t、6ヵ月運転サイクルの第1期高度化炉心へ運転再開後5年程度で移行し、その後は、将来の高速増殖炉実用化技術の実証までも視野に入れ、大幅な性能向上を可能とする、目標取出燃焼度15万MWd/t、12ヵ月運転サイクルの第2期高度化炉心へ運転再開後10年程度で移行することを提案している。

具体的には、これまでに第1期高度化炉心の炉心概念や同炉心を用いた少数体規模での照射試験概念の検討²⁾、あるいは第2期高度化炉心の炉心概

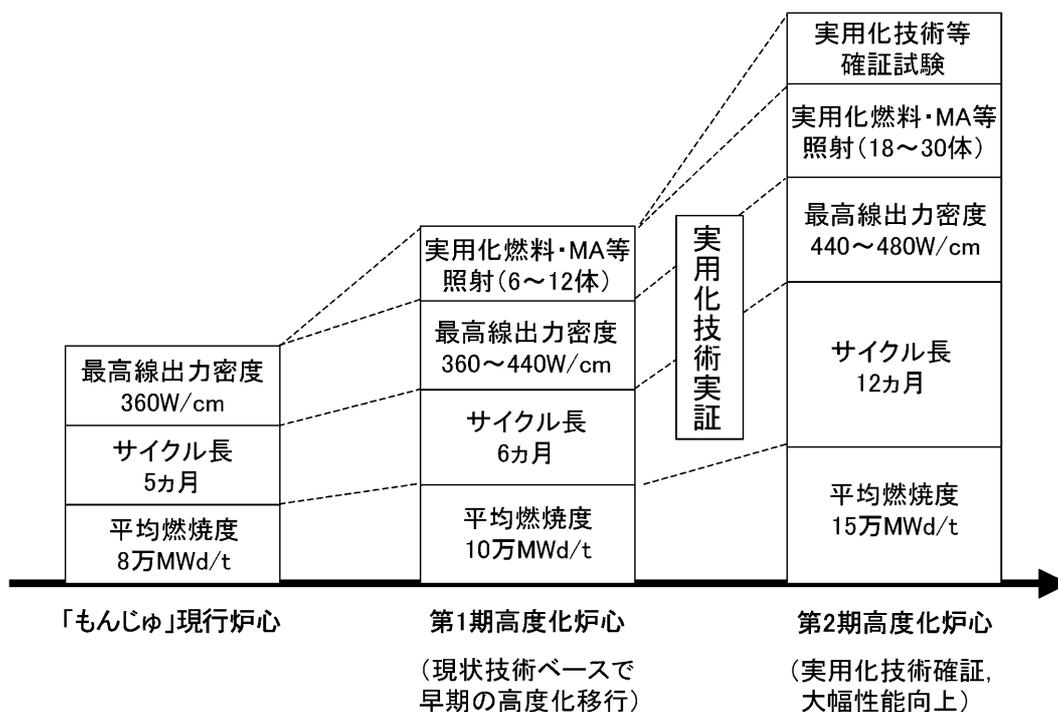


図1 「もんじゅ」高度化炉心への移行イメージ

念や、第1期及び第2期高度化炉心をベースとした取出平均燃焼度15万MWd/tの実用化技術実証用燃料の部分炉心規模での照射概念の検討³⁾、さらには1年連続運転という長期運転サイクル化を主眼とした第2期高度化炉心の概念検討⁴⁾などを実施している。

ただし、これらはいずれも現行炉心から高度化炉心へ移行した後の炉心概念に関する検討であった。そこで本報告では、より近未来の想定として、現行炉心から第1期高度化炉心への具体的移行計画（燃料交換計画）を検討した。また、この移行開始と同時にマイナーアクチニド（MA）照射試験を少数体規模で開始できるような照射試験概念の具体化を図った。さらに、その主要炉心特性について評価し、技術的成立性及びその実現上の課題等につき検討した。

マイナーアクチニド：Minor Actinide, MA〔Np, Am, Cmなどの微量アクチニド元素のこと。（従来の再処理ではU, Pu回収後の高レベル廃棄物中に廃棄されていたが、将来はU, Puと同様にこれら元素も回収して炉内で燃焼させることが考えられている。）〕

2. 高度化炉心概念・仕様

本章では、従来検討した高度化炉心概念の燃料仕様、制御棒仕様、炉心構成などの基本仕様を改めて整理した。さらに、これに基づいて現行炉心

から次に移行する第1期高度化炉心の仕様を選定し直した。基本的には従来検討した高度化炉心仕様を踏襲したが、一部必要に応じて見直した。

2.1 基本仕様（従来検討仕様の整理）⁵⁾⁶⁾

(1) プラント基本仕様

第1期高度化炉心は、被覆管に新材料を導入することを前提として、現状技術ベースで着実に早期移行することを主眼とした。そのため、燃料集合体内部の燃料要素仕様の変更のみで性能向上を図ることを基本としている。これにより、原子炉熱出力、原子炉出入口温度等の基本プラント条件や原子炉構造、主冷却系設備等の設備改造、あるいは炉心径、集合体長さといった炉心サイズの拡張など、プラント基本仕様の変更は不要とすることを前提としている。

(2) 高度化炉心の構成・基本仕様

第1期高度化炉心の構成は、現行炉心と同じ均質2領域炉心とし、制御棒、中性子遮蔽体等炉心構成要素配置・本数も現行炉心仕様どおりとしている。ただし、径ブランケット燃料集合体については、製造コスト、Pu需給状況等の観点から、削除し中性子遮蔽体に置換することを前提に検討するものとした。この場合、設計条件としても炉心部出力分担率や燃焼欠損反応度などの点で、より厳しくなるので、保守側の検討条件になると考える。従来検討した高度化炉心仕様を表1に示す。

表1 従来策定の「もんじゅ」高度化炉心仕様

	現行炉心 (80GWd/t)	第1期高度化炉心 (100GWd/t)		第2期高度化炉心 (150GWd/t)
		169本ピン中実 (PNC1520)	127本ピン中空 (PNC1520)	
被覆管外径/肉厚 [mm] (材質)	6 5/0 47 (PNC316)	(PNC1520)	7 65/0 51 (PNC1520)	(ODSフェライト)
ペレット外径/内径 [mm], 密度 [%TD]	5 4/- , 85	5 4/- , 90	6 47/2 0 , 95	
スミヤ密度/実効燃料体積比 [%]	80 .1/28 4	84 9/30 .1	81 8/31 0	
炉心長/上ブラ/下ブラ [cm]	93/30/35	100/27/31		103/26/29
Pu ^{fiss} 富化度 (内側/外側) [wt%]	約16/約21	15 5/19 5	14 6/18 8	15 .1/19 6
Pu同位体組成比 [%] (²³⁸ Pu/ ²³⁹ Pu/ ²⁴⁰ Pu/ ²⁴¹ Pu/ ²⁴² Pu/ ²⁴¹ Am)	0 /58/24/14/ 4 / 0	3 /52/27/9 5 / 7 /1 5		
制御棒(調整棒)吸収体部長さ [cm], B-10濃縮度 [%]	80, 39	93, 41		
運転サイクル期間 [日]	148 × 5	194 × 5	199 × 5	275 × 5

(3) 炉心仕様

1) ドライバ燃料仕様

第1期高度化炉心のドライバ燃料仕様としては、これまでに下記2種類のオプションを策定している。

(a) 169本高密度(90%)中実ペレット燃料

- ・ピン径6.5mm
- ・ペレット径5.4mm
- ・実効燃料体積比30.1%
- ・炉心高さ100cm

(b) 127本高密度(95%)太径中空ペレット燃料

- ・ピン径7.65mm
- ・ペレット径(外径/内径)6.47mm/2.0mm
- ・実効燃料体積比31.0%
- ・炉心高さ100cm

2) 燃料組成

(a) プルトニウム(Pu)同位体組成比⁷⁾

炉心燃料のPu同位体組成比としては、取出燃焼度45GWd/t(炉外期間:10年)相当の軽水炉燃料を再処理して回収したPuの組成とし、以下のとおり想定した。

$$^{238}\text{Pu}/^{239}\text{Pu}/^{240}\text{Pu}/^{241}\text{Pu}/^{242}\text{Pu}/^{241}\text{Am} \\ = 3.0/52.0/27.0/9.5/7.0/1.5 \text{ (wt\%)}$$

(b) 全Pu富化度上限値

全Pu富化度(Pu^{total})については、融点降下や再処理時の溶解性等を考慮し、制限値を32wt%以下とした。

3) 燃料被覆管材質⁸⁾⁹⁾

第1期高度化炉心では、現在開発中の改良オー

ステナイト鋼(PNC1520鋼, 15Cr-20Ni鋼〔Ti, Ni添加〕)を採用することとした。これにより、熱流設計条件である被覆管最高温度は700℃まで許容し得るものとした。

4) 反応度制御系

将来の高度化炉心移行時には、現在基本概念検討中であるナトリウムボンド型の制御棒で20ヵ月炉内滞在可能な「もんじゅ」長寿命化制御棒が導入される計画である。この長寿命化制御棒が高度化炉心に導入されることを前提とした。なお、同制御棒では、B₁C吸収材ペレットスタック長を80cmから93cmへ延長し、¹⁰B濃縮度も39%から41%へ向上させることとしている。

2.2 本検討における高度化炉心仕様

本検討における第1期高度化炉心仕様は、基本的に従来検討した炉心燃料仕様を踏襲するものとして、表2のように設定した。

(1) ドライバ燃料仕様

前述のように第1期高度化炉心のドライバ燃料仕様としては、以下2種類のオプションがある。

- ① 169本高密度(90%)中実ペレット燃料
- ② 127本高密度(95%)太径中空ペレット燃料

本検討では、②の「127本高密度(95%)太径中空ペレット燃料」を第1候補として選定した。

早期の炉心移行、燃料供給や許認可取得性などを重視すれば、現行炉心とほぼ同じ炉心燃料仕様である①が優位である。しかし、本検討では第1期から第2期高度化炉心への連続性を優先して、

表2 本検討での第1期高度化炉心仕様及びMA照射試験集合体仕様

	現行炉心 (80GWd/t)	第1期高度化炉心 (100GWd/t)	MA照射試験集合体
燃料ピン形	169本ピン中実	127本ピン中空	
被覆管外径/肉厚[mm](材質)	6.5/0.47 (PNC316)	7.65/0.51 (PNC1520)	
ペレット外径/内径[mm], 密度[%TD]	5.4/- , 85	6.47/2.0, 95	
スミヤ密度/実効燃料体積比[%]	80.1/28.4	81.8/31.0	
炉心長/上ブラ/下ブラ[cm]	93/30/35	103/26/29	
Pu ^{iss} 富化度(内側/外側)[wt%]	約16/約21	14.6/18.8	
Pu同位体組成比[%] (²³⁸ Pu/ ²³⁹ Pu/ ²⁴⁰ Pu/ ²⁴¹ Pu/ ²⁴² Pu/ ²⁴¹ Am)	0/58/24/14/4/0	3/52/27/9.5/7/1.5	
制御棒(調整棒)吸収体部長さ[cm], B-10濃縮度[%]	80, 39	93, 39	-
MA添加割合[wt%]	-	-	5
MA組成比[%](Np/Am/Cm)	-	-	58/39.3/2.7
運転サイクル期間[日]	148×5	191×5(内側) 191×6(外側)	191×5

②を選定した。燃焼度が13~15万MWd/tの高燃焼度で、運転サイクルが1年の長期運転炉心である第2期高度化炉心の実現には、太径・中空ペレット燃料が有利だからである。

なお、この観点から、本検討では、炉心高さを100cmから103cmに、上部軸ブランケット高さを27cmから26cmに、下部軸ブランケット高さを31cmから29cmに変更した。すなわち、炉心高さも第2期高度化炉心に合わせるものとした。

なお、燃料仕様については、これにこだわることなく、状況に応じ柔軟に複数のオプションを選択できることが重要である。したがって、今後は①の「169本高密度(90%)中実ペレット燃料」のドライバ燃料オプションについても継続して検討を進める予定である(詳細は後述)。

(2) 反応度制御系

本検討においても、前述の長寿命化制御棒の導入を前提とした。しかし、B₂C吸収材ペレットスタック長を80cmから93cmへ延長するのみとし、¹⁰B濃縮度は現行制御棒と同様の39%のままとした。第1期高度化炉心では運転サイクル期間が現行炉心の5ヵ月から6ヵ月に延長になるため燃焼欠損反応度が増大し、反応度収支が厳しくなることが予想される。ただし、B₂C吸収材ペレットスタック長の延長のみで吸収できる可能性もあることから、本検討では¹⁰B濃縮度は現行制御棒と同様の39%のままとし、まずは反応度価値を評価することとした。

(3) その他

その他の燃料組成や被覆管材質などは従来検討した炉心仕様と同様である。

2.3 MA照射試験集合体仕様

本検討では、第1期高度化炉心への移行と同時にMA照射試験の開始を想定している。そのための、MA照射試験用集合体は、基本的に通常のドライバ燃料と同一の寸法・形状仕様とし、燃料ペレットに5wt%のMAを混入するものとした。MAの核種ごとの同位体組成比としては、燃焼度33GWd/tの軽水炉使用済燃料を取出し5年後に再処理して得られる組成を想定した。なお、実用化戦略調査研究(FS¹⁰)などで検討中の将来の再処理方式では、MA以外に希土類元素成分などの一部FP核種も混入した低除染燃料も想定されている。ただし、ここではまずMAのみを想定し、そ

の核変換率を評価するものとした。

3. 高度化炉心移行計画の検討

3.1 移行炉心(燃料交換様式)概念

取出平均燃焼度8万MWd/tの現行「もんじゅ」炉心は、内側炉心燃料、外側炉心燃料ともに、炉内滞在期間が5サイクルとなる5バッチ分散燃料交換方式であり、運転サイクル期間は約5ヵ月の148日としている。

これに対し、本検討の移行炉心では、プラント稼働率向上を目指して、運転サイクル期間を約6ヵ月の191日に延長した。また、取出平均燃焼度約10万MWd/tを達成するため、燃料交換バッチ数(炉内滞在サイクル数)も内側炉心燃料は5バッチ、外側炉心燃料は6バッチの多重(可変)バッチ燃料交換パターンとした。これは、外側炉心燃料は内側炉心燃料に比べ燃焼スピードが遅いことから、同じ炉内滞在期間では、内側炉心燃料との平均燃焼度に大きな差異を生ずるためである。

高度化炉心への移行計画(燃料交換計画)のイメージを図2に示す。高度化炉心への移行が始まる時点を第1サイクルとして、内側炉心燃料については、第1サイクルで全体の2/5を交換し、次サイクル以降では1/5ずつ交換するものとした。また、外側炉心燃料は第1サイクルで全体の2/6を交換し、次サイクル以降では1/6ずつ交換するものとした。このような燃料交換方式にすることにより、現行炉心燃料については、内側炉心燃料は移行開始第3サイクル末期で、外側炉心燃料は第4サイクル末期ですべて取り出されることとなり、第1期高度化炉心は第6サイクル末期で平衡炉心に到達する。

これは、従来どおりの燃料交換様式を前提とすると、高度化炉心への移行開始前から装荷されていた現行炉心燃料の集合体最大燃焼度が、運転サイクル期間の延長により、制限値である約94,000MWd/tを超えるおそれがあるため、高度化炉心への移行が開始される時点で内側炉心燃料の2/5、外側炉心燃料の2/6と通常よりも多くの燃料交換を行うことで対処したものである。

3.2 MA照射試験概念

MA照射試験用集合体の炉心への装荷本数については、炉心特性への影響を最小限度に抑える観点から、3~6体という小数体の装荷を想定した。

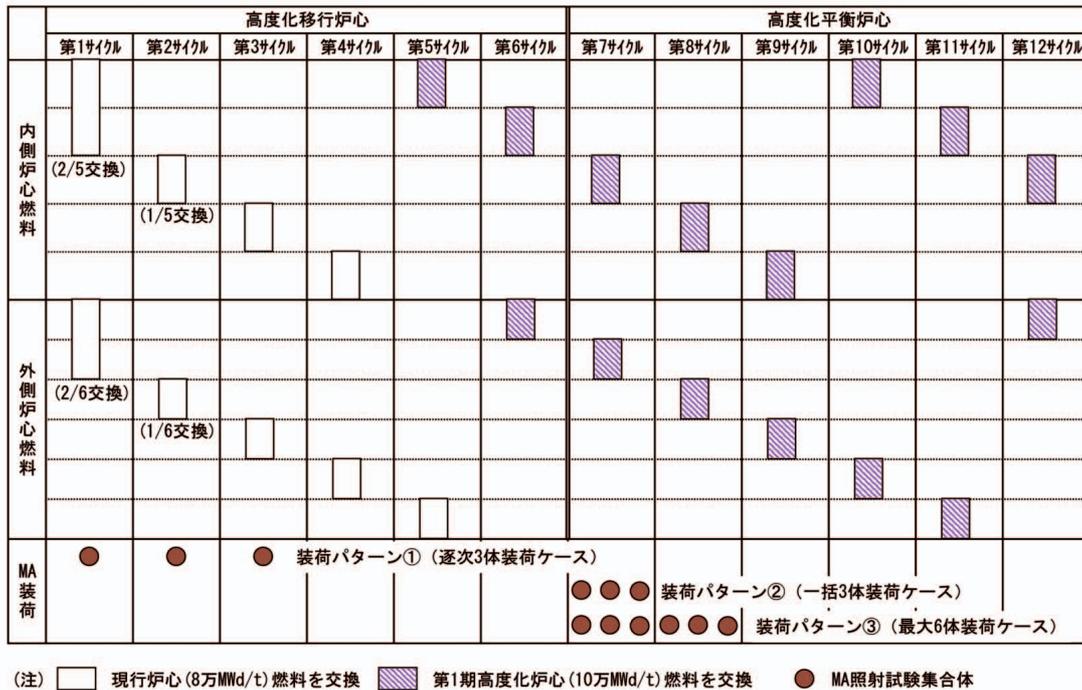


図2 高度化炉心への移行計画(燃料交換計画)イメージ図

炉内装荷位置については、MA核変換率の点で中性子束が高い方が有利であるので、基本的に炉心中心近傍に装荷するものとした。ただし、燃料交換パターンに応じて装荷位置を微調整した。

(1) MA照射試験用集合体装荷パターン

本検討では、高度化炉心移行開始と同時に、数体のMA照射試験用集合体を炉心内に逐次装荷するケースと高度化炉心が平衡に達してから数体のMA照射試験用集合体を炉心内に一括装荷するケースについて実施した。

すなわち、MA照射試験用集合体装荷パターンとしては、

- ① 炉心移行開始と同時に逐次1体ずつ計3体装荷するケース、
- ② 高度化炉心が平衡に達してから一括3体装荷するケース、
- ③ 同じく平衡に達してから3体ずつ2回で計6体装荷するケース、

の3種類を想定した。なお、MA照射試験用集合体は、いずれの装荷パターンでも5サイクル照射後に取り出すものとした。MA照射試験集合体の装荷時期を図2に、装荷位置を図3に示す。

なお、将来のMA燃焼方式としては、再処理・燃料製造方法との組合せにより、これ以外にも各種方式が考えられる。ここでは、代表例として、

炉心燃料にMAを均一混合して燃焼させる方式を前提とした。MA含有率としては、現状実用化戦略調査研究(FS)にて想定されている最大値5wt%¹⁰⁾を想定した。

これ以外にも、例えばMAだけを分離抽出し、MgOなどの不活性母材に30wt%程度のMAを混合して、径ブランケット領域に装荷・燃焼させる方式なども考えられる。ただし、この場合の炉心特性への影響は、炉心燃料にMAを均一混合して炉心領域に数体装荷した場合に比べ小さい¹¹⁾。よって、本検討では、より炉心特性への影響が大きい、炉心燃料にMAを均一混合して炉心領域に数体装荷するMA照射試験概念を代表例として選定した。

4. 高度化炉心移行概念の特性評価

4.1 炉心特性評価方法

前節で想定した高度化炉心移行概念の実効増倍率(余剰反応度)、出力・燃焼特性、制御棒価値、各種反応度(係数)等の主要炉心特性は、基本的にはパソコン版対話型「もんじゅ」炉心特性解析システムMEISTER¹²⁾により評価した。なお、冷却材ボイド反応度については、3次元拡散・燃焼解析コードMODIF(旧MOSES)^{3),14)}と反応度解析用の拡散摂動計算PERKY¹⁵⁾コードシステムにより評価した。炉定数としては、JENDL 3.2に基づく

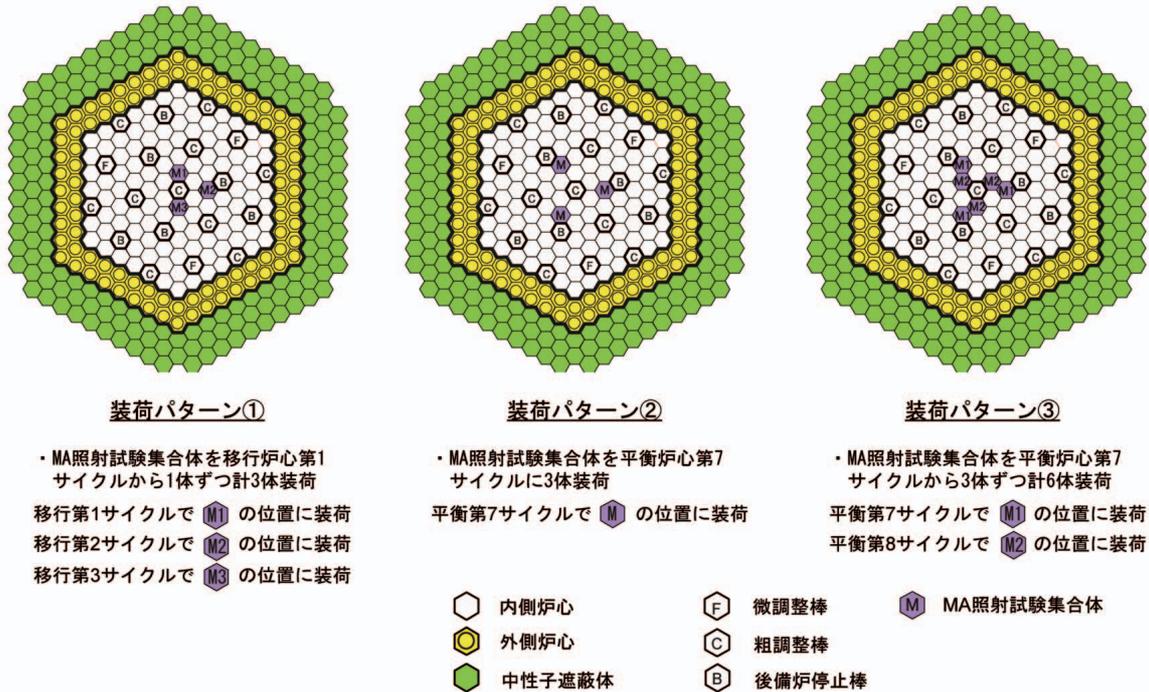


図3 MA照射試験体の装荷パターン

JFS 3 J3 2R¹⁶)を使用した。

評価対象は、現行炉心から高度化炉心への移行期間である移行炉心の6サイクル、及び高度化炉心が平衡に達した後の平衡炉心の6サイクルであり、計12運転サイクルとした。なお、そのためのベースとして、現行炉心の平衡サイクルに至るまでの仮想的な計6運転サイクルについても模擬計算を実施しており、本検討では合計18運転サイクルにわたる一連の燃焼計算を実施した。

炉心特性計算の要点を以下に示す。

(1) Pu 富化度調整 (実効増倍率及び余剰反応度)

所要Pu富化度は、現行8万MWd/t高燃焼度炉心の核分裂性Pu装荷量をベースに、燃焼度、実効燃料体積比や炉心高さ、出力分担比の相違を補正して推定する。さらに、各運転サイクルの燃焼末期においても、運転余裕やバイト分(微調整棒による微小な負荷変動追従制御を可能とするために制御棒をある程度炉心内に挿入しておくための反応度補償)等を含む余剰反応度(0.3% k/k' , k_{eff} 1.003)が確保できるように、それぞれのPu富化度の初期値を与える。なお、内側炉心と外側炉心のピーク出力比が平坦化されるように、内外炉心のPu富化度を微調整する。

(2) 出力分布・燃焼特性

移行炉心各運転サイクル初期及び末期の実効増倍率、集合体出力や最高線出力密度などの出力分布、燃焼欠損反応度は、それぞれの燃料交換パターンを模擬した3次元3角メッシュ拡散燃焼計算により求める。なお、3次元3角メッシュ拡散燃焼計算では、エネルギー群18群、集合体当たり24メッシュ分割の計算条件とした。

なお、制御棒挿入深度は、現行設計と同様に燃焼計算と出力分布計算用とで異なる深度を設定する。また、出力分布計算では集合体出力を保守側に大きく評価するため、サイクル初期については、本来の中途挿入状態に加え、仮想的な全引き抜き状態を想定することとする。

(3) 反応度及び反応度係数

ドブハラ係数は、上記同様、各運転サイクルを想定し、計算条件をエネルギー群18群、集合体当たり24メッシュ分割とした3次元3角メッシュ拡散計算により求め、これを補正して摂動計算相当の解析値とした。なお、補正量は、現行炉心体系で得られている拡散計算(MEISTER)結果と摂動計算(PERKY)結果の比とした。また、冷却材ボイド反応度は、多群(18群)・3次元3角メッシュ体系での一次摂動計算により求める。

(4) 制御棒価値と反応度収支評価

現行「もんじゅ」炉心では、最も反応度効果の大きい制御棒1本が完全に引き抜かれ挿入されない状態でも速やかに炉を停止し、反応度停止余裕を持つように設計されている。

高度化炉心においても同様の設計条件を適用し、制御棒価値と反応度収支評価を行うものとする。

すなわち、主炉停止系13本のうち、12本は全挿入され、最も反応度効果の大きい調整棒1本は完全に引き抜かれ挿入されない体系（主炉停止系1ロードスタック時）での実効増倍率 k_1 と主炉停止系13本すべてが完全に引き抜かれた体系での実効増倍率 k_2 を、上記と同様に計算条件をエネルギー群18群、集合体当たり24メッシュ分割とした3次元3角メッシュ拡散計算により求める。これより、次式により反応度変化量である制御棒価値()を計算する。

$$= (k_2 - k_1) / (k_1 \times k_2)$$

k_1 : 制御棒挿入体系での実効増倍率

k_2 : 制御棒引抜体系での実効増倍率

なお、MEISTERシステムでは、制御棒の体系非均質モデルや燃料集合体のセル非均質効果などの最新モデルをオプションとして選択することも可能である。ただし、ここではこれまでの手法との整合性にも配慮して、制御棒の非均質性はセル計算にて考慮し、燃料は均質セル計算とする従来モデルを使用した。

4.2 炉心特性評価結果

取出平均燃焼度が8万MWd/tである現行「もんじゅ」炉心から、取出平均燃焼度が10万MWd/tの第1期高度化炉心への移行概念としては、以下4ケースを設定し炉心特性を評価する。

1) 基準ケース（基準移行炉心ケース）

現行炉心から高度化炉心への移行のみで、MA照射試験用集合体を装荷しない、炉心移行の基準となるケース。

2) 移行ケース①（逐次3体装荷ケース）

上記基準ケースをベースに、高度化炉心移行第1サイクルから、各サイクル1体ずつMA照射試験用集合体を装荷していき、最大3体まで装荷するケース。

3) 移行ケース②（一括3体装荷ケース）

上記基準ケースをベースに、高度化炉心が平衡に達する第7サイクルで、一括してMA照射試験用集合体3体を装荷するケース。

4) 移行ケース③（最大6体装荷ケース）

同じく、高度化炉心平衡第7サイクルで3体、第8サイクルで3体の計6体のMA照射試験用集合体を装荷するケース。

ケース①から③は、それぞれ「3.2 MA照射試験概念」で述べたMA照射試験用集合体装荷パターン①から③に対応する。これらの比較により、MA照射試験用集合体装荷の影響を評価する。

上記の各ケースについて、移行炉心及び平衡炉心各運転サイクルにおける実効増倍率（余剰反応度）出力分布・燃焼特性、制御棒反応度価値、ドップラ係数及び冷却材ボイド反応度等を評価した。結果をまとめて表3に示す。

特性の要点を以下(1)から(5)に要約する。

(1) MA燃焼特性

以上のMA照射試験用集合体を装荷したケースにおいては（移行ケース①から③）、装荷位置によって若干の差異はあるものの、いずれも取出し時に25%以上のMA核変換率が得られることが確認できた。なお、MA核変換率は、炉内に装荷した時点でのMA(N_p, A_m, C_m)の重量と5サイクル($5 \times 191日 = 955$ EFPD)燃焼後のMAの重量の比である。すなわち、このような照射試験を実施すれば、元々5wt%程度含有されていたMAは、照射後には3.7wt%程度に減少するものと予測された。これは、照射後試験(PIE: Post Irradiation Examination)により核種及び同位体組成比を分析すれば、炉内照射データとして有意な組成変化が測定できる可能性を示唆するものと考えられる。

また、この場合の炉心特性への影響も、以下に述べるように軽微なものであり、本概念の技術的成立性について見通しを得ることができた。

(2) 実効増倍率（余剰反応度）

1) Pu富化度と余剰反応度

各炉心移行ケースの内側炉心及び外側炉心の核分裂性Pu富化度 Pu^{fiss} は、それぞれ14.6/18.8(内側/外側)[wt%]とした。これは、現行炉心のPuインベントリをベースに、既述のように燃焼度や燃料体積比、炉心高さの違いを考慮して推定したものである。これにより、各運転サイクル末期において所要の余剰反応度($k_{eff} > 1.003$)が確保できることを確認した。この時の内側炉心及び外

表3 高度化炉心移行概念の炉心特性解析結果

	現行炉心	第1期高度化炉心					
		基準ケース (移行炉心)	基準ケース (平衡炉心)	移行ケース ① (移行炉心) - MA装荷 様式① -	移行ケース ① (平衡炉心) - MA装荷 様式① -	移行ケース ② (平衡炉心) - MA装荷 様式② -	移行ケース ③ (平衡炉心) - MA装荷 様式③ -
取出し平均燃焼度 ($\times 10^4$ MWd/t)	8		9.7		9.7	9.7	9.7
照射日数(d)	148 \times 5	191 \times 5(内側) 191 \times 6(外側)					
燃焼欠損反応度 (% k/kk')	2.6	3.5	2.8	3.4	2.8	2.8	2.8
集集体最大出力(MW) (内側/外側)	4.73/4.14	4.90/4.30	4.89/4.34	5.02/4.30	5.00/4.35	4.88/4.34	4.92/4.34
集集体最大線出力(W/cm) (内側/外側)	360/350	459/442	454/447	471/450	465/447	453/445	456/445
累積高速中性子照射量 ($\times 10^{23}$ n/cm ² ·s)	2.20	2.60	2.60	2.61	2.61	2.60	2.60
ドップラ係数 ($\times 10^{-3}$ Tdk/dt)	-5.7	-5.8	-5.7	-5.8		-5.6	-5.5
ポイド反応度*1 ($\times 10^{-4}$ k/kk')	1.5	1.8	2.0	1.8		2.0	2.0
制御棒価値(最小値)*2 ($\times 10^{-2}$ k/kk')	7.0	7.3	7.2	7.3		7.2	7.1
MA核変換率(%) (5 Cy燃焼後)				26~27		27	25~27

* 1 1炉心燃料集集体最大ポイド反応度 * 2 主炉停止系1ロッドスタック時(最小値)

(注) MA装荷様式 : 移行第1サイクルから1体ずつ3体装荷, MA装荷様式 : 平衡第7サイクルで3体一括装荷,
MA装荷様式 : 平衡第7サイクルで3体, 平衡第8サイクルで3体の計6体装荷であり, いずれも5サイクル燃焼後取出し

側炉心の全Pu富化度 Pu^{Total} は,それぞれ23.7/30.6 (内側/外側)[wt%]となり,当初の富化度制限値32wt%以下を満足できることが確認できた。

なお,従来手法との整合性もあって今回は適用しなかったが,MEISTERシステムでは性能試験解析結果などに基づくE/C補正機能を利用することが可能である。この場合には,Pu富化度は更に下方修正されると考えられる。事実,現行炉心の設計想定に基づく解析評価結果によれば,現行炉心運転サイクル末期の実効増倍率は0.993(ノミナル計算値)となっている。これは,今回のようなE/C補正をしないノミナル計算では,実効増倍率が過少評価傾向,すなわち所要Pu富化度が過大評価傾向となることを意味する。この点については,E/C補正法^{注2)}の外挿適用性や統合炉定数^{注3)}の適用なども含めて,今後総合的に検討していきたい。

(注2) E/C補正法:臨界実験や性能試験データを解析計算で模擬して,あらかじめ計算値Cと実測値Eとの比をバイアスファクタC/E値として求めておき,得られた計算値Cに同ファクタの逆数E/C値を乗ずること,実体系の最確値を精度良く予測する方法のこと。

(注3) 統合炉定数:各種臨界実験データなどに基づき,データ精度に応じた重み付き最小自乗法,すなわち炉定数調整法により調整した核定数のことで,これにより積分実験結果を,バイアス補正によらず,直接計算で精度良く再現できるとされる。

2) 燃焼欠損反応度

各運転サイクルの燃焼欠損反応度は,燃焼期間の延長に伴い,現行炉心の燃焼欠損反応度2.6% k/kk'から若干増大する。特にMA照射試験用集集体を装荷しない基準ケースでは,移行炉心の第1サイクルにおいて,最大約3.5% k/kk'と相対比で約35%程度の増加となる。第1期高度化炉心では,運転サイクル期間148日を191日へ約30%延長しており,この増分は燃焼期間の延長にほぼ対応している。

以上の結果,このままでは反応度収支が成立しない可能性がある。本検討では,制御棒のB.C吸収材ペレットスタック長を現行炉心の80cmから93cmに延長しているため,制御棒価値は若干増加する傾向となる。したがって,後述の制御棒価値の解析結果と併せて判断することとする。

なお,MA照射試験用集集体を装荷した場合には,一般に燃焼欠損反応度は改善傾向となる。しかし,本検討では3~6体という少数体のMA照射試験用集集体の装荷としているため,MA照射試験用集集体を装荷しない基準ケースとほぼ同じ燃焼欠損反応度となった。

(3) 出力分布・燃焼特性

1) 集合体最大出力

出力分布特性のうち、内側及び外側炉心燃料の集合体最大出力は、MA照射試験用集合体を装荷しない基準ケースで最大4.90MW/4.30MW(内側/外側)となった。これは現行炉心の最大出力:4.73MW/4.14MW(内側/外側)に比べ約4%弱の増加に相当する。すなわち、被覆管最高温度換算で約11%の上昇となる。現行炉心の被覆管最高温度は675℃であるから、今回検討における被覆管最高温度許容値700℃以下は満足される。

なお、MA照射試験用集合体を装荷したケースでは、移行ケースの影響が最大となり、上記集合体最大出力が5.02MW/4.34MW(内側/外側)まで増大する結果となった。ただし、これは基準ケースに比べ、2%以内の増加にしか相当しない。すなわち、被覆管最高温度換算で5%程度以内の上昇にとどまる。したがって、その影響は許容範囲内と判断される。

2) 最高線出力密度

内側及び外側炉心燃料の最高線出力密度は、基準ケースで459W/cm/447W/cm(内側/外側)であり、暫定目標として想定した470W/cm以下を達成できた。これは、内外Pu富化度比率の適正化や、炉心高さを93cmから103cmへ11%増加していることが寄与しているものと推定される。

なお、上記最高線出力密度の暫定目標は、高密度・高熱伝導の中空ペレットを前提に、燃料最高温度の制限値である116%過出力時で2,650℃以下に納まるよう設定したものである。

また、MA照射試験用集合体を装荷した場合の内側及び外側炉心燃料の最高線出力密度は移行ケース①が最大となり、それぞれ471W/cm/450W/cm(内側/外側)と、基準ケースの3%増以内に納まった。すなわち、暫定目標の470W/cm以下をおおむね満足できる結果が得られた。

3) 取出平均燃焼度と累積高速中性子照射量

以上いずれのケースにおいても、第1期高度化炉心における平衡炉心での取出平均燃焼度は約9.7万MWd/tとなり、目標の10万MWd/tを達成できる見通しを得た。厳密には目標の取出平均燃焼度10万MWd/tに3%程度足りないが、運転サイクル日数を本検討の191日から197日に延長すれば10万MWd/tを達成できる。

また、この時の累積高速中性子照射量は増大す

る傾向となるが、最大でも $2.6 \times 10^{23} \text{ n/cm}^2$ に納まる。これは、燃料の炉内滞在期間が現行炉心では148日×5サイクルであったものが、第1期高度化炉心では内側炉心が191日×5サイクル、外側炉心が191日×6サイクルで、それぞれ内側炉心で約30%、外側炉心で約55%滞在期間が延長となる結果である。ただし、現行炉心の累積高速中性子照射量 $2.2 \times 10^{23} \text{ n/cm}^2$ (ノミナル計算値)に比べ相対比で約20%増であり、取出平均燃焼度の向上分にほぼ比例している。なお、完全に比例しないのは、高度化炉心のドライバ燃料は実効燃料体積比が現行炉心に比べ約9%増加しているため、中性子束レベルが下がったことが影響しているものと考えられる。したがって、おおむね妥当な結果と考える。

(4) 制御棒価値と反応度収支

主炉停止系の制御棒価値(1ロードスタック時)は、移行炉心より平衡炉心の方が小さく、7.2% k/kk'程度(最小値)となった。これは、MA照射試験用集合体装荷の有無には、ほぼ依存しない。すなわち、現行炉心の制御棒価値7.0% k/kk'(最小値)に比べると、0.2% k/kk'と若干ではあるが、制御棒価値は増加する。

第1期高度化炉心では、ドライバ燃料の実効燃料体積比が9%向上し、炉心高さが11%延長されていることにより核分裂性物質全インベントリが増加するので、制御棒の中性子吸収効果は相対的に低下傾向となる。しかし、制御棒のB₄C吸収材ペレットスタック長を80cmから93cmに延長したことにより、同吸収効果は逆に増加傾向となる。この両者が相殺しあった結果、上記の微増となったものと理解される。

所要反応度のうちの燃焼補償反応度は、前述のように燃焼欠損反応度が2.6%から3.5% k/kk'へ0.9% k/kk'増加するので、その分だけ増加させる必要がある。これは制御棒価値の増加分0.2% k/kk'だけでは吸収しきれない。

したがって、制御棒のB₄C吸収材ペレットスタック長の延長だけでなく、制御棒吸収材ペレット中の¹⁰B濃縮度を増加させることが必要と考える。ただし、増強すべき反応度価値は、相対比でせいぜい現行の10%増程度であるから、十分対応可能な範囲と判断される。

(5) 各種反応度特性

1) ドップラ係数

炉のプラント動特性や安全特性には、各種反応度フィードバック特性が関係する。このうち、主要な反応度特性の代表例として、ドップラ反応度(係数)を評価した。ドップラ係数は、主に²³⁸Uによる共鳴吸収反応に支配される。この共鳴吸収反応は、大略10keVオーダ以下の低エネルギー領域で起きる。そのため、炉内の中性子スペクトルが硬化すると、低エネルギー側中性子比率が減少し、ドップラ係数は減少傾向となる。

今回の検討では、MA照射試験用集合体を装荷しない基準ケースのドップラ係数は $-5.7 \sim -5.8 \times 10^{-3} \text{Tdk/dT}$ と、現行炉心の $-5.7 \times 10^{-3} \text{Tdk/dT}$ に比べ、相対比で約2%の微増にとどまった。これは、実効燃料体積比の向上によるPu富化度の低下が、高燃焼度化によるスペクトル硬化効果を緩和した結果によるものと考えられる。

さらにMA照射試験用集合体を装荷したケースでの同係数は、 $-5.5 \times 10^{-3} \text{Tdk/dT}$ と相対比で最大約4%低下する。MA装荷の影響は小さいが、これはMA照射試験用集合体の装荷本数が最大でも6体と少ないためであろう。

いずれにせよ、元々のドップラ係数に対する設計余裕(30%)に比べれば、これら変動幅は小さいので、炉のプラント動特性や安全特性への影響も軽微と推定される。

2) 冷却材ポイド反応度

上記ドップラ係数とともに、炉心特性の参考として冷却材ポイド反応度を評価した。「もんじゅ」炉心では、設置許可申請書⁵⁾でも述べられているように、冷却材の沸騰を防止する設計となっており、冷却材がポイド化することはない。しかし、ここでは炉心特性把握の一環として、あえてポイド化を仮想して非現実的な条件での反応度変化、すなわち1炉心燃料集合体最大ポイド反応度を評価した。

冷却材ポイド反応度は、大別すると次の二つの効果に支配される。一つは、中性子漏えい増大効果であり、もう一つは中性子スペクトル硬化効果である。前者は、負の反応度効果をもたらす、後者は、正の反応度効果をもたらす。最終的な冷却材ポイド反応度は、これら両者の相殺した結果として与えられる。

今回の検討では、MA照射試験用集合体を装荷

しない基準ケースでの冷却材ポイド反応度は $1.8 \sim 2.0 \times 10^{-4} \text{ k/kk'}$ と、現行炉心の $1.5 \times 10^{-4} \text{ k/kk'}$ に比べ、約20%~30%増加している。これは、炉心高さの増大による漏えい効果の減少と燃焼度の向上に伴うスペクトル硬化によるものと理解される。

なお、MA照射試験用集合体を装荷したケースでも、同反応度は最大 $2.0 \times 10^{-4} \text{ k/kk'}$ であり、MA照射試験用集合体を装荷しない場合からほとんど変化はなかった。MA装荷による冷却材ポイド反応度の影響は小さいが、これはMA照射試験用集合体の装荷本数が最大でも6体と少ないためと考えられる。

いずれにせよ、冷却材ポイド反応度は、仮想的炉心崩壊事故時の燃料溶融後再臨界時におけるエネルギー放出量と密接な関係にある。したがって、この点の影響などについて、更に詳細確認しておくことが必要と考える。

5. 今後の展開

以上の炉心特性評価結果を基に、本検討において検討した第1期高度化炉心への移行計画とMA照射試験計画につき、改めて考察を進める。

本検討では、より近未来の想定として現行炉心から第1期高度化炉心への具体的移行計画(燃料交換計画)を検討し、炉心特性を評価した。その結果、出力分布特性などは目標として設定した制限値以下となり、技術的成立性を見通しを得た。

また、この移行開始と同時にMA照射試験概念の具体化を図り、その炉心特性を評価した結果、25%以上のMA核変換効率を得られ、かつ、MA装荷による炉心特性への影響も軽微であることを確認できた。

ただし、以上の移行計画やMA照射試験概念は6ヵ月運転サイクル、燃焼度10万MWd/tの第1期高度化炉心をベースにしているため、これまでの高度化炉心概念検討の結果からも明らかなように、制御棒反応度収支やポイド反応度等に検討の余地がある。

本章では、高度化炉心移行概念やMA照射試験概念にかかわる技術的成立性と確認事項、あるいは将来、実際に炉心移行を実現するための今後の展開等を、以下に整理する。

(1) 炉心移行・MA照射実現のための今後の展開

以上のような炉心移行やMA照射試験の実現に

は、今後以下のような展開を図る必要がある。

1) MA 照射試験用集合体製造・輸送・搬入方法
まず、MA 照射試験用集合体の装荷を前提とする場合、それに伴う固有の要請がある。

第一に、MA 照射試験集合体の製造についてであり、照射試験用集合体を製造すること自体が、国内の既存の設備では困難なことである。この点については、国際協力を前提とした海外施設の利用や、東海 RETF 施設の改造を前提とした段階的実証試験計画など、幅広く可能性を検討していく必要がある。

第二に、MA 照射試験集合体の輸送・搬出についてであり、「もんじゅ」サイトに MA 照射試験集合体を搬入する際には、崩壊熱や放射線レベルが通常の新燃料に比べ高くなるため、通常とは異なる特別の搬入ルートを検討する必要がある。

2) 被覆管照射データの蓄積整備

本検討の「もんじゅ」高度化炉心では、被覆管材料に現在開発中の改良オーステナイト鋼 (PNC1520 鋼) の使用を前提としている。この PNC1520 鋼は、現在仏国フェニックス炉での照射試験や実験炉「常陽」での照射試験が進められている状況にある。これらの照射試験を計画どおり着実に推進し、許認可取得に十分な照射データを早期に蓄積整備することが必要である。

3) 中空ペレット燃料照射データの蓄積整備

本検討では、高度化炉心燃料として、実効的な燃料体積比の増大を図ると同時に、最高線出力密度の向上を可能とするため、中空高密度ペレットの採用を前提としている。

したがって、本中空高密度ペレットについても、許認可取得に十分な照射データを早期に蓄積整備することが必要である。

4) 太径高密度中空燃料

本検討の高度化炉心燃料としては、上記のように従来と異なる太径ピン高密度中空ペレット仕様を想定しており、照射データの蓄積・整備に加え、本計画を実現させるためには、燃料製造の準備が必要となる。

このような準備は、規模にもよるが、許認可まで含めて考えれば相応の準備期間が必要となる。したがって、高度化炉心への移行を早期に実現するためには、例えば当面は現行の中実燃料をベースにペレット密度だけを向上させた燃料で高度化炉心へ移行し、その後太径高密度中空の高度化燃

料へ移行するなどの柔軟な対応も検討していく必要がある。

5) 安全解析一式の見直し

本検討での高度化炉心へ実際に移行するためには、まず設置変更許可申請して安全審査を受け直す必要があると思われる。

なぜなら本計画では、現行炉心の延長線上とはいえ、安全解析に関連する炉心の基本仕様・特性がほぼ全面変更となり、前述の仮想的炉心崩壊事故だけでなく、被ばく評価まで含めた安全解析を一式見直す必要があるからである。

以上のように、実際の高度化炉心への移行開始時期から逆算して、相当前から準備を進めておくことが今後の展開を考える上での重要な事項である。

(2) 炉心特性上の確認事項

1) 制御棒反応度収支

既述のように、本移行計画では運転サイクル期間を約30%延長した結果、燃焼欠損反応度も相対比で約30%増大した。一方、本検討では制御棒の B、C 吸収材ペレットスタック長を80cm から93cm に延長し、制御棒反応度価値をその分増強している。ただし、燃焼欠損反応度が0.9% k/kk' と約30%増加しており、この増加分までは吸収しきれないので、更に制御棒反応度を増加させる必要がある。

したがって、高度化炉心への移行に際しては、制御棒吸収材ペレット中¹⁰B濃縮度を現行の39%から増加させるなどの反応度価値増強策を採用することが必要となる。これは、現在基本概念検討中の「もんじゅ」長寿命化制御棒でも、既に計画されているので、それを更に補強することにより達成できる。増強すべき反応度価値は、相対比でせいぜい現行の10%増程度である。したがって、十分対応可能な範囲と判断される。

なお、制御棒価値増加により、制御棒誤引き抜時の最大反応度添加率や制御棒誤落下時の出力分布歪量など、安全評価にかかわる特性への影響が生じる。この安全評価への影響については、制御棒価値増加の影響以外にも、その基本となる炉心基本仕様・特性がほぼ全面改定となるので、その影響も含めて早目に確認しておくことが望ましい。

2) 冷却材ボイド反応度

本炉心移行計画では、上記のように炉心高さを約11%延長し、炉心燃料の取出平均燃焼度も現行

約8万MWd/tから約10万MWd/tへと相対比で約20%向上させている。その結果、既述のように、冷却材ボイド反応度が現行炉心に比べ、約20%~30%増加する結果となった。しかし、1集合体ボイド反応度は最大でも5セント程度(2.0×10^{-4} k/kk')と、許容し得る範囲内にあると考える。

ただし、実用化戦略調査研究(FS)などでは、念のため安全余裕を確認する位置づけとは言え、仮想的炉心崩壊事故時の過大なエネルギー放出を避けるためには、冷却材ボイド反応度(全炉心)を5~6ドル以下にする必要があるとしている。以上の結果は、この点に影響する可能性があるため、仮想的炉心崩壊事故時の事象推移の早期確認が望ましい。なお、同事象の解析条件となる燃料ペレット密度や最高線出力密度等の炉心基本仕様・特性が変更となるので、同事象推移の確認はこの点からも必要である。

6. おわりに

冒頭にも述べたように、「もんじゅ」炉心の性能向上に関する研究としては、これまでも各種検討を実施してきている。その結果、運転再開後の「もんじゅ」炉心では、例えば実用化技術実証用の燃料集合体を部分炉心規模で照射するなど、将来の高速増殖炉技術の実用化に寄与し得る有効利用が可能であることを、技術的根拠とともに例示している。これより、「もんじゅ」は実際の使用条件と同等の高速中性子を提供する場合として、将来有効に活用できることを明確化した。

本報告では、以上の研究成果にかんがみ、より近未来の想定として、現行炉心から次期高度化炉心への具体的移行計画を検討した。

その結果、取出平均燃焼度約8万MWd/t・運転サイクル期間148日の現行炉心から、同燃焼度約10万MWd/t・同サイクル期間191日の次期高度化炉心へ、技術的な成立性を損なうことなく移行できることを明確化することができた。

ここで提案した次期高度化炉心への移行計画は、取出平均燃焼度及び運転サイクル期間、いずれの点でも現行炉心に比べ約1.3倍以内程度の性能向上達成にとどまる。しかし、現状技術ベースで早期に実現可能な、堅実な移行概念であり、近未来の想定としては適切なものとする。

また、炉心移行開始と同時に、3~6体程度のMA照射試験用集合体を装荷した場合の影響につ

いても明らかにした。その結果、この程度の装荷本数であれば、炉心特性への影響は軽微であること、また、MA核変換率についても、25%以上の有意な組成変化を期待できることが判った。

以上のことから、本報告において提案した炉心移行計画は、実際の「もんじゅ」炉心で実現可能な現実的計画であると言える。ただし、実際の炉心移行に際しては、今後の展開を考えておく必要がある。

技術的側面としては、制御棒反応度価値の増強対策、仮想的炉心崩壊事故時の挙動確認が必要となるが、これは技術的な検討や対応で可能と考える。

他方、被覆管(PNC1520鋼)照射データの蓄積整備や中空ペレット燃料照射データの蓄積整備、太径高密度中空燃料製造の準備やMA照射試験用集合体の製造・輸送・搬入方法の確立等は、技術的な検討だけにとどまらない事項である。

これらの事項を考えれば、まず次期高度化炉心概念のあるべき姿について広く議論を進め、具体的スケジュールを明確にした上で、安全解析のベースとなる基本設計に着手する必要がある。それと併行して、プロジェクト全体の総合的スケジュールを策定し、段階的炉心移行も視野に入れて、幅広く柔軟に可能性を探りつつ早期の炉心移行を目指す必要がある。そのためには、炉心だけでなく燃料、安全、遮蔽など幅広い分野の検討が必要であり、目標に向かっての一致協力した努力が必要であろう。特に、燃料材料開発と燃料製造は、炉心移行の重要な律速因子となる。

実際の炉心移行を考えれば、基本設計から始まって、安全解析、安全審査と許認可取得、燃料製造・輸送・搬入・装荷など、相当以前から準備を進めておく必要がある。

終わりにあたって、前述した「もんじゅ」が果たすべき使命を達成するため、地元のご理解を得た上で、「もんじゅ」の運転を早期に再開し、安全・安定した運転実績を重ねていきたい。

参考文献

- 1) 原子力委員会：“原子力の研究、開発及び利用に関する長期計画”第2部 第3章 5. 高速増殖炉サイクル技術の研究開発の在り方と将来展開, p.37~(2000)
- 2) 金城秀人, 横堀仁：“「もんじゅ」高度化炉心概念の検討”, サイクル機構技報 No.7 (2000)

- 3) 金城秀人, 影山武, 他: “「もんじゅ」高度化炉心における実用化技術実証概念の検討”, サイクル機構技報 No.14 (2001)
- 4) 金城秀人, 影山武, 他: “「もんじゅ」高度化炉心概念の研究() - 長期運転サイクル・高燃焼度炉心概念 - ”, サイクル機構技報 No.18 (2003)
- 5) 動力炉・核燃料開発事業団: “高速増殖原型炉「もんじゅ」 - 原子炉設置許可申請書 本文及び添付書類(八)”, p.8 3 1~ (1980)
- 6) F.Nakashima, Y.Kaise et al. : “ Core Performance and Characteristics of the Prototype Fast Breeder Reactor MONJU ”, FR'91, Kyoto, Vol.-II, P8.2-1~9 (1991)
- 7) 林秀行, 山館恵, 他: “ 各種燃料形態・炉心に関する設計評価(1)- ナトリウム冷却炉心の検討 - ”, サイクル機構技報 No.12別冊 (2001)
- 8) I.Shibahara “ Development of in core materials for fast breeder reactors”, Radiation Effects & Defects in Solids, Vol.144, p.233-235 (1998)
- 9) 堀雅夫監修: “ 基礎高速炉工学 ” 日刊工業新聞社 (1993).
- 10) 鈎孝幸, 佐藤和二郎, 他: “ 高速増殖炉サイクルの実用化戦略調査研究の概要 - ”, サイクル機構技報 No.12別冊 (2001)
- 11) 尾下博教, 西裕士, 他: “もんじゅ炉心に於ける MA 燃焼システムの検討”, (日本原子力学会2000年春の年会)
- 12) 北野彰洋, 照山英彦, 他: “ パソコン版対話型もんじゅ炉心特性解析システムの開発 ”, サイクル機構技報 No.15 (2002)
- 13) H.Tsunoda et al. “ MOSES Upgrading and Installation ()”, JNC TJ8400 99 057 (1999)
- 14) 宇佐美, 板垣 他: “ 3次元拡散燃焼設計コード MODIF の整備と検証(1)”, (日本原子力学会2002年春の年会)
- 15) 飯島進, 吉田弘幸, 他: “ 高速炉設計用計算プログラム・2 (2次元・3次元拡散摂動理論計算コード: PERKY)”, JAERI M6993 (1977)
- 16) 千葉豪, 沼田一幸, 他: “ JFS 3 J3.2の重み関数訂正による核特性への影響評価 ”, TN9400 2001 109 (2001)



実用化高速炉構造設計基準のための研究開発

笠原 直人 安藤 昌教 森下 正樹
柴本 宏* 田中 良彦* 井上 和彦*

大洗工学センター 要素技術開発部
*日本原子力発電株式会社

Research and Development Issues for Fast Reactor Structural Design Standard (FDS)

Naoto KASAHARA Masanori ANDO Masaki MORISHITA
Hiroshi SHIBAMOTO* Yoshihiko TANAKA* Kazuhiko INOUE*

Advanced Technology Division, O-arai Engineering Center
* Japan Atomic Power Company

高速炉の実用化には、安全性と経済性に優れたプラントシステムの開発が不可欠である。そのため、核燃料サイクル開発機構と日本原子力発電株式会社は、共同でこのような要件を満たすプラント像の創出に向け、「FBRサイクル実用化戦略調査研究」を実施している。そのなかで、高温、低圧、薄肉構造等高速炉の特性を考慮した合理的な構造設計技術の確証及びそれらを踏まえた構造設計基準体系の確立が、経済性を向上させるうえでの重要課題の一つとして抽出されている。

これを受けて、実用化高速炉のプラント機器の特徴を活かし、合理的な設計を可能とする「実用化高速炉構造設計基準(略称 FDS = Fast Reactor Structural Design Standard)策定のための研究開発を実施している。主要開発課題は、機器の使用条件に応じて合理的健全性評価を行うための「破損クライテリアの高度化」、高温機器の非弾性変形を精度良く評価するための「非弾性設計解析に関する指針」、及び高温低圧条件での支配荷重を設定するための「熱荷重設定に関する指針」の整備である。

For realization of safe and economical fast reactor (FR) plants, Japan Nuclear Cycle Development Institute(JNC) and Japan Atomic Power Company(JAPC) are cooperating on " Feasibility Study on Commercialized FR Cycle Systems". To certify the design concepts and validate their structural integrity, the research and development of " Fast Reactor Structural Design Standard (FDS)" is recognized as an essential theme. FDS considers general characteristics of FRs and design needs for their rationalization. Three main subjects were settled in research and development issues of FDS. One is " rationalization of failure criteria " taking characteristic design conditions into account. Next is development of " a guideline on inelastic analysis for design " in order to predict elastic plastic and creep behaviors of high temperature components. Furthermore, efforts are being made toward preparing " a guideline on thermal loads modeling " for FR component design where thermal loads are dominant.



笠原 直人
構造信頼性研究グループ
グループリーダー
高温構造設計法の開発に従事
工学博士



安藤 昌教
構造信頼性研究グループ所属
研究員
非弾性解析法及び熱疲労に
関する研究に従事



森下 正樹
要素技術開発部次長
構造健全性評価法及び耐震
技術の開発に従事
工学博士



柴本 宏
研究開発室所属
研究主幹
高温強度評価法の開発等に従事
工学博士



田中 良彦
研究開発室所属
研究主務
非弾性解析とその設計適用
法の研究に従事
プロフェッショナルエンジ
ニア (PE)



井上 和彦
研究開発室所属
次長
設計手法高度化、3次元免震
技術の開発、研究開発計画
策定に従事
第一種放射線取扱主任者
計量士、計装士

キーワード

高速炉，実用化戦略調査研究，構造設計基準，破損クライテリア，非弾性解析，熱荷重，ラチェット変形，クリーブ疲労，構成式，系統熱過渡，サーマルストライピング

Fast Reactor, Feasibility Study, Structural Design Standard, Failure Criteria, Inelastic Analysis, Thermal Load, Ratchet Deformation, Creep-Fatigue, Constitutive Equation, Thermal Transient, Thermal Stripping

1. はじめに

核燃料サイクル開発機構（サイクル機構）と日本原子力発電株式会社（原電）は，協力協定を締結して国内の一元的な体制で高速増殖炉（FBR）サイクルの実用化に向けた研究「FBRサイクル実用化戦略調査研究（以下，実用化戦略調査研究という）」を実施している¹⁾。このうち，炉システムの開発においては，安全性と経済性に優れたプラント概念を実現するため，コンパクトで簡素な原子炉構造，配管短縮及び中間熱交換器・ポンプ合体機器などの新しい構造の検討を進めており，こうした設計の抜本的な合理化には構造設計基準の高度化が必要とされている。そこで，サイクル機構と原電は，前者が実施している構造・材料技術開発，後者が経済産業省から受託して実施している発電用新型炉技術確証試験の成果を活用して，2000年度から実用化高速炉構造設計基準のための研究開発を行っている。本報告では，共同研究の目的と概要について述べる。

高速炉の構造設計基準として最初に確立されたのは，米国ASMEが軽水炉用の応力基準体系を高温機器に適用できるように拡張して整備したB & PVコードSec. CC 1592²⁾である。その後登場した我が国の「高速増殖原型炉第1種機器の高温構造設計方針（動燃事業団）」³⁾（以下BDSという）、「高速増殖実証炉高温構造設計方針（日本原子力発電）」⁴⁾（以下DDSという）及びフランスのRCC-MR⁵⁾コードは，いずれも米国の体系に独自の材料データ及び解析手法を付加することによって発展してきたものである。

これに対し，「実用化高速炉構造設計基準（以下FDS = Fast Reactor Structural Design Standardという）」⁶⁾では，免震の採用によって熱応力が支配荷重となる見通しである実用化高速炉（以下，実用化炉という）の特徴を考慮して耐熱設計の考え方⁶⁾を大幅に取り入れる方針とした。延性材料に対して急速破壊が想定されない熱荷重に対しては，非弾性変形を許容することが可能であり，FDSでは非弾性設計解析に関する指針を整備する。さらに，

熱荷重に関する現状の予測精度は低い，熱流動も視野に入れた評価によって精度向上を図れる目処がつつあることから，熱荷重設定に関する指針を新たに設けることとした。

なお，関連研究として，構造設計に留まっていた従来の基準範囲について，事象想定，材料仕様，設計解析，製作，検査，運転までに広げ，各段階の裕度が適正に配分された設計を実現する，システム化規格の検討を実施している。また，耐熱応力を重視した材料研究として，高熱伝導かつ低熱膨張で高温強度に優れる12Cr系鋼の開発を実施している。

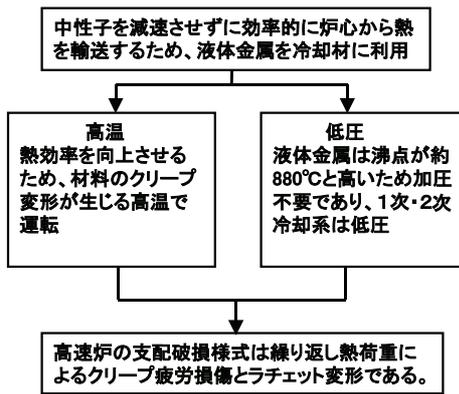
2. 開発課題の設定

2.1 実用化高速炉の構造設計上の特徴と課題

冷却材に液体金属を利用する高速炉の構造設計条件の特徴は，高温で低圧となることである。高温条件では構造物中の温度差に起因する熱応力が大きくなるうえ，材料の降伏応力低下に伴う弾塑性変形とクリープ変形が生じやすくなる。また，低圧条件では延性破断やクリープ破損の可能性は低くなる。その結果，高速炉機器では繰り返し熱応力によるラチェット変形とクリープ疲労損傷が支配破損様式となる（図1）。

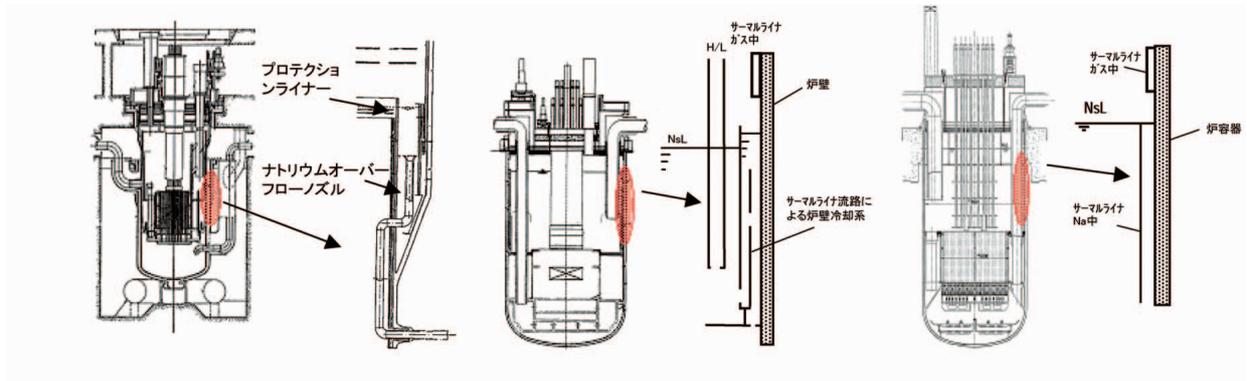
実用化戦略調査研究において有望とされているナトリウム冷却実用化炉の設計研究では，信頼性と経済性の向上のため，「もんじゅ」実証炉からさらに進んだプラント設計として，図2に示すようにコンパクトで簡素な原子炉構造の採用を検討している。そのための方策として，炉容器壁に付加する保護構造（炉壁冷却システム等）を削除することから，当該部位の熱応力が増加する。また，小型薄肉の容器では炉容器壁に重畳する炉心重量支持のための1次応力が「もんじゅ」や実証炉に比べ相対的に大きくなる。

冷却系に関しては図3のように，短縮した主管，循環ポンプと中間熱交換器を合体した機器の採用，及びループ数の削減が検討されている。そのため，出力に対する冷却材の熱容量が減少し，



	軽水炉	高速炉 (ナトリウム冷却炉)
炉出口温度	約300	約550
出入口温度差	約30	約150
運転圧力	PWR約15 MPa BWR約7 MPa	常圧(ポンプ突出圧約1 MPa)
原子炉容器胴部板厚	PWR約220mm, R/t 10 BWR約160mm, R/t 20	約50mm, R/t 100

図1 高速炉の構造設計条件の特徴



	もんじゅ	実証炉	ナトリウム冷却実用化炉
温度 / 材料	529 / SUS304	550 / 316FR	550 / 316FR
炉壁保護	Y型構造 2液位制御	炉壁冷却構造 液位制御無	単純高温容器 液位制御無
発生応力	Pm = 20 MPa, Sn = 270 MPa	Pm = 20 MPa, Sn = 390 MPa (低温)	Pm = 30 MPa, Sn = 370 MPa

図2 原子炉構造設計の変遷

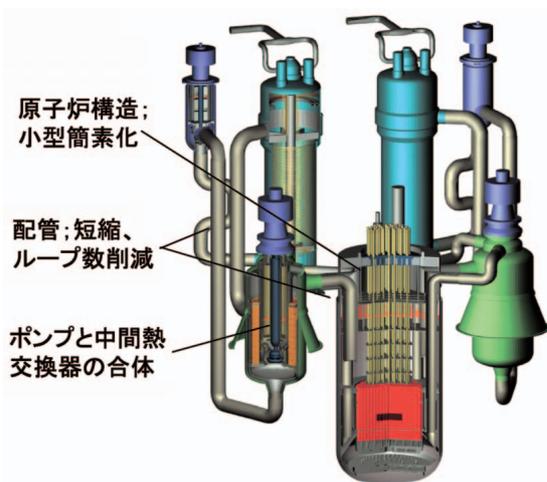


図3 ナトリウム冷却実用化炉の冷却系機器の特徴

流速が上昇することから、系統熱過渡荷重が厳しくなる(図4)とともに、流力振動やサーマルストライピングによる高サイクル疲労を想定する必要性が相対的に高まる。

材料は、原子炉構造に対して316FR、冷却系機器と配管に12Cr系鋼の使用が考えられている。熱膨張率の小さい12Cr系鋼の採用が熱応力の緩和に寄与する一方、配管短縮と機器合体は、熱膨張変形の拘束によって熱応力を増加させる要因となっている。さらに、冷却系ループ数の削減と機器合体は、形状と荷重の非対称性を顕著にする方向である。なお、地震荷重については、別途免震技術による緩和の研究が行われていることから、残された主要荷重は熱応力となっている。

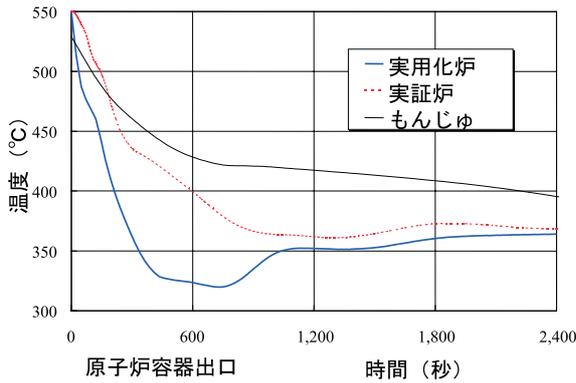


図4 手動トリップ時の原子炉容器出口温度変化の比較

2.2 設計ニーズに基づく課題の設定

実用化炉の設計ニーズに基づく構造設計基準上の課題を設定する。従来の基準の取り扱い範囲は、主として破損クライテリアと解析法の一部であった。これに対し、実用化炉では熱荷重の扱いが重要となることから、荷重設定法を加えて表1の観点から課題の整理を行う⁷⁾。

(1) 破損クライテリア

温度の上昇はクリープ効果を促進し、圧力（1次応力）の増加は応力を変位制御型から荷重制御型へ変化させることから、これらの設計条件によって重点的に防止すべき破損様式が異なってくる（図5）。従って、合理的設計を行うには、上記条件に着目した適切な設計区分を設ける必要がある。ここで図5に示す区分の中では高温・高圧が最も厳しいことから、従来の基準は本領域を保守的に大きく扱う傾向にある。このため、合理的設計に向けてこれを適正化する。

温度区分の目的は、強度に対するクリープの影響

判定である。現行基準はこれを運転中の最高温度のみで区分することから、高温運転時間が短い場合は過剰に保守的となる可能性がある。このため、実際のクリープ現象に關与する温度、時間、応力を考慮した精緻な区分によって、低温設計領域の拡大を図る。炉心支持構造等では系統熱過渡荷重が厳しいが、通常はクリープ温度以下で運転されるため、合理化の効果が期待される。

次に圧力の区分に関しては、低压領域から1次応力を増加させていった場合に問題となるのはラチェット変形であることから、その効果を適切に考慮した判定が必要である。これに対して従来は、変形については、強度との関係が必ずしも明らかでなかったことから、一律に保守的制限値を設けていた。実用化炉では、原子炉構造の一次応力増加により、炉容器壁に多軸ラチェット変形が生じ易くなったことから、その適切な制限方法を必要としている。

近年、軽水炉における研究で、ラチェット変形

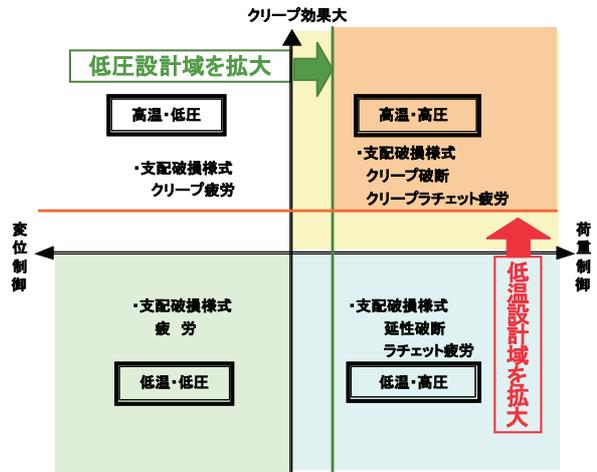


図5 設計区分と重点的に防止すべき破損様式

表1 実用化構造設計基準FDSの短期的開発課題の設定

	破損クライテリア	解析法	荷重設定法
設計ニーズ	低温設計域の拡大 低压設計域の拡大 ラチェットひずみ許容限界の明確化	ラチェット変形の予測精度向上	合理的な熱荷重の設定 熱荷重の緩和
従来の基準・設計法	運転中の最高温度のみで高温設計域を設定 変形を一律に制限	弾性解析と設計係数を組合わせた保守的非弾性挙動評価法	基準外 慣例として熱流動解析と設計係数を組合わせた保守的な熱荷重設定
開発課題	高温設計域の合理的な設定法 ラチェットひずみ許容限界の設定（強度に及ぼす限界から変形を制限）	設計用非弾性解析法（推奨構成式と負荷履歴想定法、等）	合理的な熱荷重設定法（緩和設計に寄与する見通しの良い方法）

によって生じる累積ひずみが疲労寿命に及ぼす影響について明らかとなってきた。これを受けて、知見の不足している高速炉の条件での累積ひずみが強度に及ぼす限界（ラチェット疲労限界）の検討を開始した。その結果に基づき、低圧設計域の拡大を図る。

(2) 解析法

前節で述べたように荷重条件が厳しくなったことから、降伏点の低い316FR鋼製の原子炉構造において非弾性挙動の正確な把握が必要となった。従来の弾性解析と設計係数を組合わせた非弾性挙動予測法に比べ、精度の高い非弾性解析法に基づく設計が期待されている。こうしたニーズに応えるため、具体的手順について記述した非弾性設計解析指針を策定する。

(3) 荷重設定法

実用化炉では厳しい熱荷重が設計成立性に大きく影響することから、その設定法を設計基準で取り扱うこととする。熱荷重設定の難しさは、冷却材の熱流動変化とそれに対する構造材の温度と応力といった複数の物理現象の評価が必要であることである。これに対し、従来は通例として荷重の原因となる熱流動現象と構造を個別に評価する保守的な予測方法が用いられてきた。合理的な荷重設定を行い、さらに原因に遡った荷重緩和設計を

促すためには、熱流動評価と構造評価を統合した熱荷重設定法が必要と考えている。こうした認識の下、熱流動・構造一貫評価による合理的で見通しの良い熱荷重（系統熱過渡荷重，サーマルストライピング荷重）設定法を開発する。

上記設定課題に基づき「破損クライテリアの高度化」、「非弾性設計解析に関する指針」及び「熱荷重設定に関する指針」等の整備を進める。FDSについては、その暫定試案を実用化戦略調査研究フェーズ2終了時（2005年度）に提示することが期待されている。この段階での基準体系は、図6に示すように、従来のDDSに上記指針を加えたものとする予定である。ここで「非弾性設計解析に関する指針」と「熱荷重設定に関する指針」は、それ自体として一般性のあるものであり、クライテリアを中心とした従来基準と観点の異なるものであるため、独立性を有する指針とする。3次元解析法については一般化までは難しいことから、熱交換器の管束集合に使用される球形管板のように、具体的なニーズのある構造に対して個別に評価法を整備し、FDSの付録に加えることとする。

3. 破損クライテリアの高度化

3.1 高温設計域の合理的な設定法

従来のBDS³⁾やDDS⁴⁾では、第1種機器に対し使

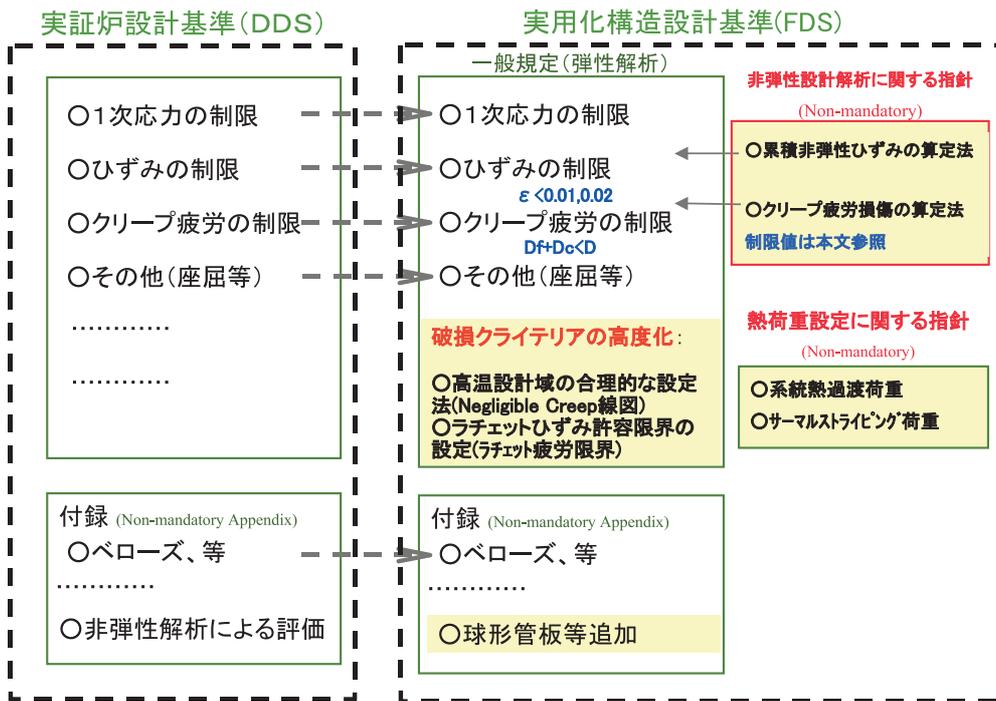


図6 実用化構造設計基準FDSの体系（2005年度予定の暫定試案）

用時間にかかわらず運転中の最高温度と一律の制限値（316FR鋼等のオーステナイト系鋼で425℃，12Cr系鋼等のフェライト系鋼で375℃）の比較により，クリープ設計域の判定を行っている。そのため，高温使用時間の短い部位では，クリープの影響が過剰に評価される傾向にある。これに対し高速炉の低温側機器には，図7に示すように通常時は比較的低温域で使用され，高温保持時間の短い機器が含まれている。こうしたことから，高温設計域の合理的設定法を開発する。

フランスのRCC MR⁵⁾コードは，温度と時間を組み合わせることにより，我国のBDS³⁾やDDS⁴⁾より合理的に判定する方法を採用している。実際のクリープ強度は温度，時間及び応力に依存することから，RCC MRコードの考えをさらに発展させることができる。本研究では，クリープ設計域を温度・時間・応力(大きさ，1次応力or 2次応力)の組み合わせにより合理的に判定する方法を検討中である。この提案法により，実用化炉の原子炉構造材料である316FR鋼に対するクリープ設計域を判定した例を図8に示す。なお，応力は圧力のように時間変化しない1次応力と熱応力のように時間経過により緩和する2次応力に分類されるが，後者のケースを示す。図によると，例えば550℃，応力1.5Sm (Sm：設計応力強さ)の場合は1,650時間以内，500℃，2Smの場合は約1万時間以内であればクリープが強度に有意な影響を及ぼさない設計域と判定される。

3.2 ラチェットひずみ許容限界の設定

FDSでは，一定程度のラチェットひずみを許容することで，熱応力に対して合理的な許容値を与えようとしている。これに対し，軽水炉を中心とした近年の研究では，1～2%程度のラチェットひずみであっても，疲労寿命あるいはクリープ疲労寿命に影響を与える可能性が示唆されている。このため，高速炉の運転条件において，ラチェットのクリープ疲労寿命に及ぼす影響を把握しておくことが必要となった。そこで，クリープ疲労強度に対するラチェットの影響についての検討に着手し，その第1段階としてラチェット疲労試験を開始した。

図9に試験概念を示す。横軸はひずみの繰り返し

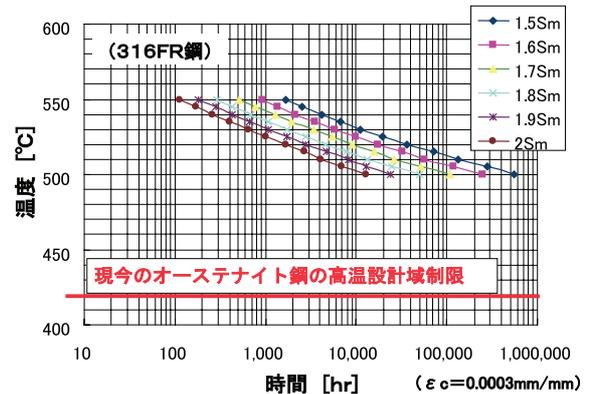
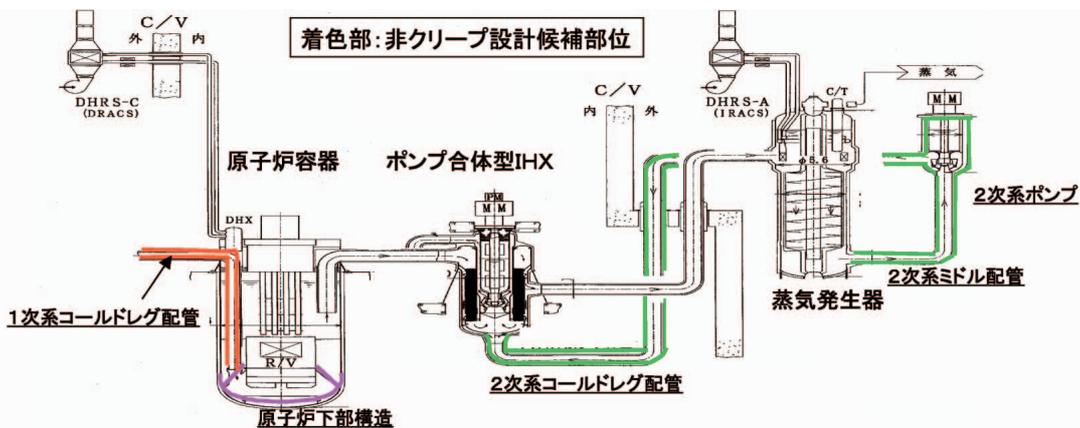


図8 温度・時間・応力の組み合わせによるクリープ設計領域の合理的設定



機 器	材 質	通常温度
原 子 炉 下 部 構 造	316FR鋼	395
1 次 系 コ ー ル ド レ グ 配 管	12Cr系鋼	395
2 次 系 ミ ド ル ・ コ ー ル ド レ グ 配 管 ， ポ ン プ		395

図7 通常は非クリープ域で運転される機器

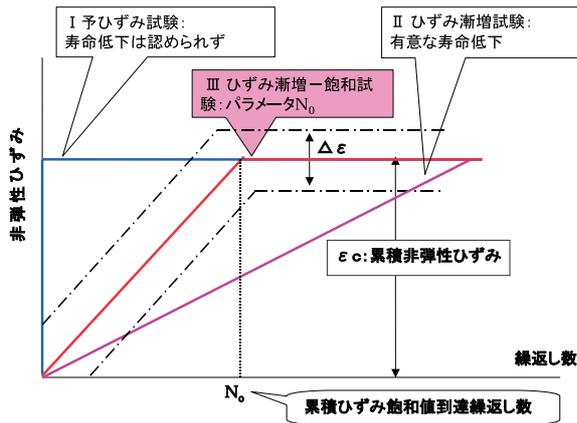


図9 ラチェット疲労試験条件

し数，縦軸は累積ひずみ量である。ラチェット疲労試験では，一定振幅の繰返しひずみとラチェットひずみ（累積ひずみ）を重畳させる。ここで，全寿命中のラチェットひずみの与え方により以下のような負荷パターンが考えられる。

()初期に予ひずみとして与えるケースで，過去の知見から平均ひずみの存在による寿命低下は認められない。()全寿命中ひずみを漸増させるケースで，近年の試験にて有意な寿命低下が観察されている。()上記2つのパターンの中位にくるもので，ラチェットひずみは繰返し数 N_0 に達するまで漸増しその後飽和する。上記負荷パターン()のケースについて，飽和までの繰返し数 N_0 をパラメータとして予備試験の結果を得た。

現在までに得られた試験データ及び電力中央研究所取得データ⁸⁾を図10に示す。図の横軸は，ラチェットひずみが飽和するまでの繰返し数 N_0 と疲労試験の寿命 N_f の比である。縦軸はラチェット疲労試験寿命 N_f と疲労試験の寿命 N_0 の比である。縦軸において1より小さい値はラチェットによる疲労強度の低下を示す。試験は N_0 を変化させ，それによる強度の変化を調べた。その他の条件である，材料(316FR鋼)，温度(550)，ひずみ範囲(0.5%)，ひずみ速度(0.1%/s)及びラチェットひずみ(1.41%)は共通とした。

この結果から，全寿命に渡ってラチェットひずみを受けた場合は疲労寿命が低下する⁸⁾が，初期の予ひずみと同様に疲労寿命の1/10までの回数に受けた場合は寿命に変化の無い傾向が認められた。今後，ラチェットひずみに対して，寿命低下に及ぼすメカニズムやクリープ疲労への影響につ

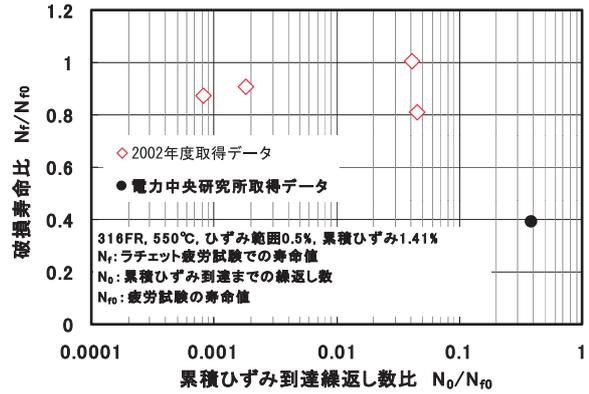


図10 ラチェット疲労試験の結果

いてデータを蓄積したうえで，許容方法を検討していく必要がある。

4. 非弾性設計解析に関する指針

4.1 検討方針

非弾性解析法の設計適用は1970年代より試みられている⁹⁾が，実際は進んでいない。その主な理由の一つは，材料の応力とひずみの関係記述のための構成式として決定的なものが存在しないことから，解がその選定に依存することである¹⁰⁾。これまでに，材料の非弾性挙動の正確な模擬のための詳細構成式が精力的に開発されてきたが，一般に高精度なものほど入力パラメータの数が多くなる。また，詳細構成式の有する材料に対する荷重履歴の影響を表現する機能は，それが分かっている試験結果等は正確に模擬できるが，プラント運転状態といった不確定な条件に対してはその長所を活かしきれない。

これに対し，古典的構成式は表2に示すように予測精度は低いですが，荷重履歴の結果に与える影響が比較的小さいことから，本研究では，設計用に古典的な構成式と詳細構成式を使い分ける方法を提案する。古典的構成式により「本質的に不確実性を含む設計段階の構造物の破損を，安全側に予測する方法」を短期課題とし，詳細構成式をベースとした「中心値予測とバラツキの考え方に基づく方法」を長期課題として検討する。なお，非弾性解析による設計を実現するためには，ほかにも表3に示す課題が存在し，これらを認識して指針化に取り組むこととした¹¹⁾。本報では，これまでの成果の中から構成式の選定について，解析評価事例とともに紹介する。

表2 構成式の分類と特徴

構成式	古典的構成式(等方硬化、移動硬化、移動硬化リセット、弾完全塑性モデル、等の2直線近似モデル)	詳細構成式(Chaboche、大野 王、電中研モデル等)
長所	・316FR、改良9Cr鋼については既存のデータベースにて、必要な材料特性データを用意できる。 ・設計手法として取り扱いが容易(解析条件が結果に与える影響が比較的小)	・材料の硬化挙動を高精度に予測でき、応力及びひずみの解析精度が高い ・妥当性の検証が進みつつある
短所	材料の硬化挙動を高精度に予測できず、応力及びひずみの予測精度が低い	・多様な材料特性データを必要とする ・設計手法として取り扱いが難しい(例:負荷履歴等の解析条件が結果に与える影響が比較的大)
検討方針	短期的課題(2005年度) 古典的構成式による保守的挙動予測	長期的課題 詳細構成式による中心挙動予測

表3 非弾性設計解析に関する指針の検討課題

適用範囲	・指針案を適用する部位の指定
構成式選定	・指針案で適用すべき構成式の選定
負荷履歴	・負荷履歴が解析結果に及ぼす影響の把握
設計評価法	・非弾性解析で用いる累積非弾性ひずみ評価法、クリープ疲労評価法の検討
解析評価事例	・指針案を使用する者の解析結果の品質を保証するための例題 ・一般則である条文による説明が難しい事項(負荷履歴等)の補足として事例を示す役割も担う

ひずみ評価のためには軟らかめの応力ひずみ式を適用すればよい。

2直線近似モデルでは記述できない繰返し硬化(または軟化)に関しては、その上下限をあらかじめ与えておくことにより、その影響を抱括できる。2直線近似モデルには等方硬化則と移動硬化則があり、一般的に、前者は加工硬化を、後者は累積ひずみ硬化を過大評価する。累積ひずみ硬化の過大評価(=降伏曲面の無制限な移動)に関してはリセットという手法によってある程度補正できる。

4.2 構成式選定

高速炉の機器構造に生じる支配的な破損様式である、累積非弾性ひずみ及び(クリープ)疲労について、合理的かつ保守的な評価結果が得られるような構成式を選定する。指針では、構成式を古典的構成式(2直線近似モデル)と詳細構成式に区分したうえで、各々1~2種類程度のモデルを指定する方針である。ここで、2直線近似モデルによって応力-ひずみ履歴を正確に求めることは難しいが、応力またはひずみの一方だけを保守的に評価することは可能である。図11に示すように、保守的な応力評価のためには硬め、保守的な

4.3 累積非弾性ひずみの試評価

実用化炉の原子炉容器液面近傍における累積非弾性ひずみについて、種々の構成式を用いた非弾性解析により評価する。原子炉容器の材料は316FRであり、液面近傍部の概要は図12に示すとおりである。当該部には、自重及び内圧による一定の一次応力に、起動時の熱過渡荷重による降伏点を越える2次応力が繰り返し加わる。

最大応力発生位置における軸方向の応力-ひずみの予測結果を図13に示す。図中で、Aは移動硬化則リセット-繰返し応力ひずみ式、Bは移

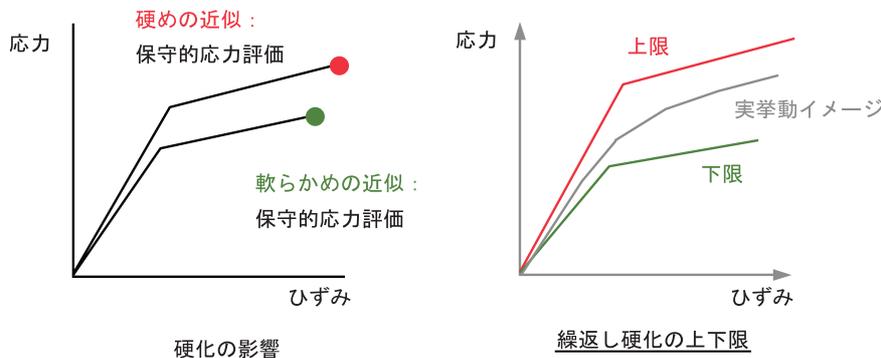


図11 2直線近似モデルによる応力またはひずみの保守的近似

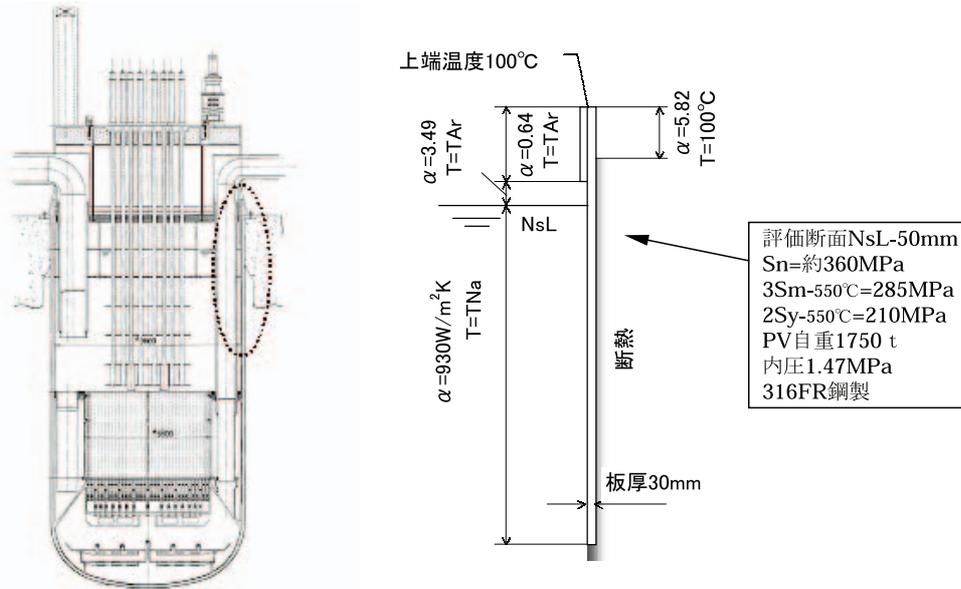


図12 原子炉容器液面近傍部の解析条件

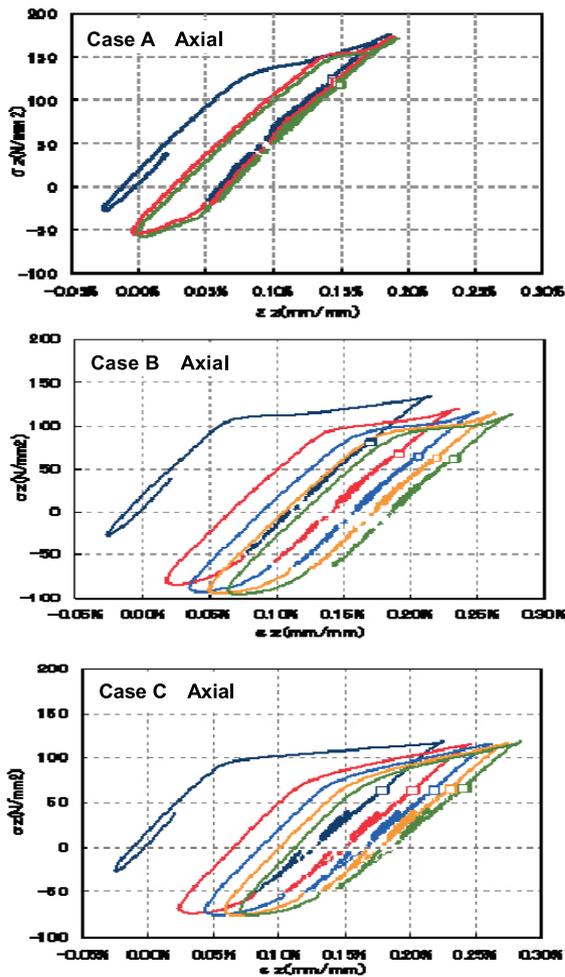


図13 累積非弾性ひずみの試評価結果

動硬化則 リセット - 単調応力ひずみ式, Cは材料の繰返し効果を詳細にモデル化した電中研モデル¹²⁾により予測した結果である。繰返しに伴う応力 - ひずみ線図の右側への移動量が, 累積非弾性ひずみの大きさを表している。

繰返し硬化特性を示す316FRでは, 硬化前の単調応力ひずみ式を利用したケースBが, 最も正解に近いと考えられるケースCより保守的(大きめ)な累積非弾性ひずみを予測している。これに対し, DDSで採用されている弾性解析と設計係数を組合せた手法を用いると, 一桁ほど大きなひずみの値が予測される。したがって, Bの移動硬化則 リセット - 単調応力ひずみ式を用いて, 従来法より合理的かつ実際に比べて保守的な評価結果を得られる見通しがある。その妥当性については, 今後構造物試験によって検証していく予定である。

5. 熱荷重設定に関する指針

5.1 系統熱過渡荷重

高速炉の運転状態に伴う冷却材温度変化によって生じる熱応力は, 系統熱過渡と呼ばれ, プラント機器にとって主要な荷重である。系統熱過渡荷重は, プラントの運用法と「システムパラメータ」の組合せによって決まる。個々の「システムパラメータ」は変動範囲を持っていることから, 系統熱過渡荷重の大きさもそれに応じて変化する。

したがって、プラント機器はこれらの中でも最も厳しい荷重に耐えるように設計する必要がある。従来の機器設計では、熱流動と構造とを個別に評価していた。すなわち、前者では「システムパラメータ」の変動に対する冷却材温度変化（以下、熱過渡条件という）の傾向を熱流動解析から把握し、これらの変動を包絡する保守的熱過渡条件を設定していた。具体的には、熱流動解析の結果を時間軸上のブレイクポイントで区分し、各領域の最急勾配で接続した多直線による温度変化図を作る。さらに各線分に温度変化幅の拡幅係数と温度変化速度の増倍係数を掛け、接続することによって最終的な熱過渡条件をつくる（多直線化法）。次に、この熱過渡条件を構造設計側に受け渡し、その条件の下で許容される形状を構造解析によって求める、という手順を踏んでいた（図14左のフロー）。

これに対して、本研究で提案するのは、図14右側のフローのような熱流動と構造の一貫評価により、「システムパラメータ」と発生熱応力の関係を直接把握する方法である¹³⁾。これにより「システムパラメータ」の変動を考慮しても、熱過渡条件の保守的設定という過程を経ずに、パラメータの組み合わせから客観的な熱過渡条件を決定することができる。

上記考えに基づき、本研究では、現実的なケース数の「システムパラメータ」とそれに対する

「応力解析結果」を入力条件として、変動パラメータの組み合わせの中から最大の熱応力を発生させる条件を設定する方法を指針化する。ここで、入力条件に関しては使用者側の責任としている。例えば、「システムパラメータ」の変動のほかにも、「熱流動解析」の誤差が無視できないと判断した場合は、その範囲も使用者が入力しなければならない。解析誤差は数値計算法やモデル化手法に依存するため、基本的に解析者が最も適切に判断できるからである。「システムパラメータ」と「熱流動解析」の変動範囲を入力した場合は、両者を含めた最も厳しい組み合わせによる熱過渡条件が設定される。

熱流動・構造一貫評価法を設計へ適用するうえでの課題は、膨大な解析ケースと計算時間の削減である。本研究では実験計画法と熱流動・構造統合解析コードの使用によりこの問題の解決を図った。実験計画法とは、条件割付の直交性を利用し、複数の因子が結果に与える影響を少ない試行回数で合理的に得る手法である。また、同時に要因効果分析の機能により因子が結果に与える影響度も定量評価できる^{例えば14)}。熱流動解析・構造統合解析コードは、種々のシステムパラメータの入力から冷却材温度変化と熱応力の応答計算を短時間で実行するものである¹⁵⁾。

実用化炉の中間熱交換器の上部管板（図15）を対象として本手法を適用し、系統熱過渡荷重評価

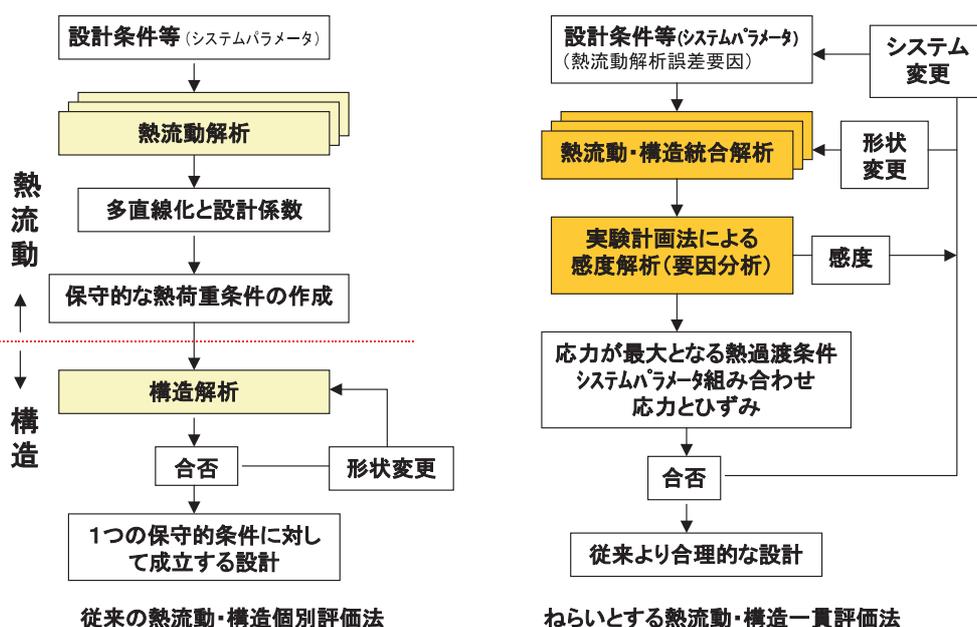


図14 熱流動・構造一貫評価による系統熱過渡荷重設定法

の合理化効果を確認した。上部管板は、中間熱交換器が1次系ポンプと合体型の新しい構造をしていることから円環状で、上部プレナム容積が小さいことから厳しい系統熱過渡荷重を受ける。なお、この管板は1・2次ナトリウム系の4つの熱的境界条件を有する最も複雑な設計部位の一つでもある。代表的熱過渡事象として原子炉手動トリップを選定すると、系統熱過渡に関与する複数の設計因子の影響度を定量評価するために必要な解析ケース（各因子の変動パラメータの全組み合わせ）は4,374通りとなる。これを、実験計画法を用いて18ケースに絞った。そのうえで対応する18ケースの熱過渡解析を実施し、各条件下での代表部位における熱応力を評価した。

実験計画法からは、設計因子の感度分析により、全組み合わせ（4,374ケース）に対する最大応力値が推定される。実験計画法による推定の妥当性を調べるため、最も厳しい設計因子を組合わせたケースでの熱応力を実際に追加解析した。代表部位における温度及び応力の時刻歴を、従来法である多直線化法により評価した結果と併せて図16及び図17に示す。本結果から、多直線化法と比べ、提案法により合理的な応力評価ができることを確認した。

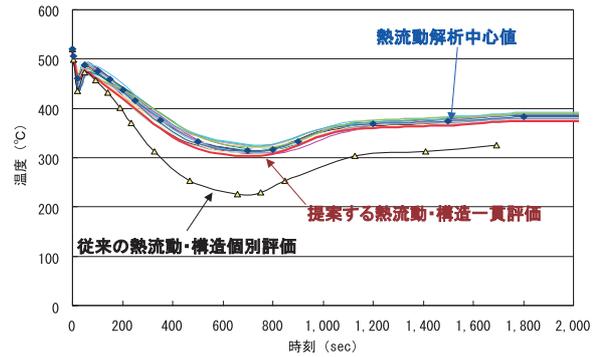


図16 中間熱交換器管板の熱過渡条件(2次側出口)

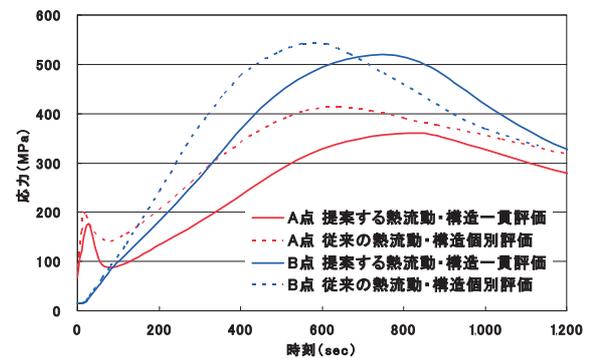


図17 中間熱交換器管板の熱過渡応力の評価結果

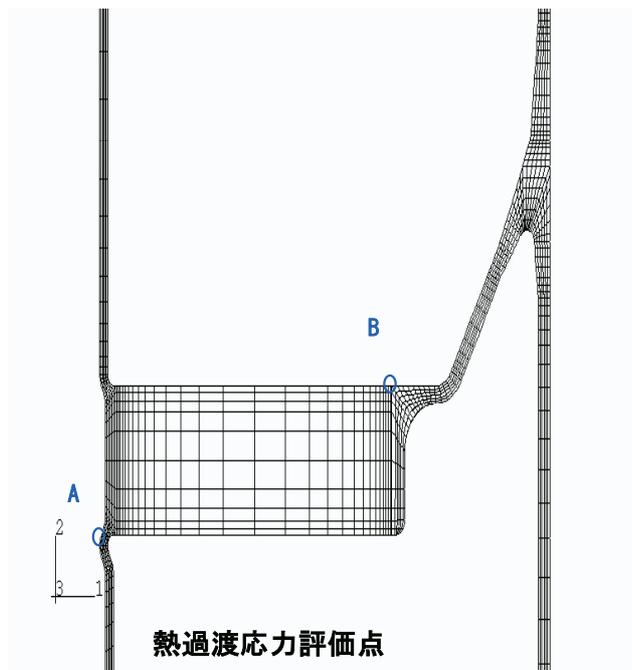
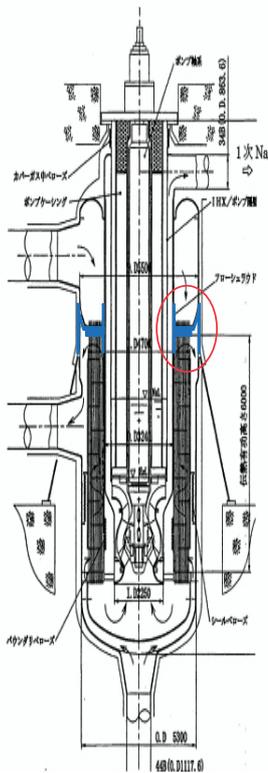


図15 中間熱交換器管板の系統熱過渡評価

5.2 サーマルストライピング荷重

原子力プラントの機器、配管において温度の異なる冷却材が合流する領域では、流体混合による不規則な温度ゆらぎが生じるため、繰り返し熱応力による構造材の高サイクル疲労破損に留意する必要がある。この現象は、サーマルストライピング(Thermal Striping)と称され、合理的な設計評価法の確立が望まれている。ここで、流体温度ゆらぎによって生じる熱応力は、流体温度振幅の他に、ゆらぎの周波数、熱伝達係数、及び構造の拘束条件によって変化する。そのため、応力の評価は必ずしも容易ではなく、従来は流体温度振幅に線膨張係数とヤング率を静的に掛け合わせて保守的に応力計算していた。

これに対し、図18に示すような流体温度ゆらぎが熱応力に変換されるまでのメカニズムに立脚した、周波数伝達関数に基づく合理的な熱応力評価手法を提案した¹⁶⁾。関数の入力は、流体温度変動 $T_f(t)$ を次式により無次元化して周波数領域で表したものである。

$$T_f^*(j\omega) = T_f(j\omega) / T_0 = \mathfrak{S}[T_f(t) / T_0] \quad (1)$$

ここで、 T_0 は代表温度である。図17において、熱応力の周波数伝達関数 $G(x^*, Bi, j\omega, R_m, R_b)$ を用いると、流体温度ゆらぎに対する周波数領域の応力応答が以下のように求まる。ここで周波数伝達関数は、表面温度ゆらぎに変換する有効熱伝達関数 $H(Bi, j\omega)$ と表面温度ゆらぎ応力変動に変換する有

効熱応力関数 $S(x^*, j\omega, R_m, R_b)$ の積で表される、

$$\sigma^*(x^*, Bi, j\omega, R_m, R_b) = G(x^*, Bi, j\omega, R_m, R_b) T_f^*(j\omega) \quad (2)$$

$$G(x^*, Bi, j\omega, R_m, R_b) = H(Bi, j\omega) S(x^*, j\omega, R_m, R_b) \quad (3)$$

式(2)から得られた結果を次式のように逆フーリエ変換して有次元化すると、応力の時刻暦が求まる。

$$\begin{aligned} \sigma(x, h, t, R_m, R_b) &= \frac{E\alpha T_0}{1-\nu} \sigma^*(x, Bi, t^*, R_m, R_b) \\ &= \frac{E\alpha T_0}{1-\nu} \mathfrak{S}^{-1} \left[\sigma^*(x^*, Bi, j\omega, R_m, R_b) \right] \end{aligned} \quad (4)$$

ただし、 E : ヤング率、 α : 線膨張率、 ν : ポアソン比である。

周波数伝達関数を利用した応力評価法の合理性について確認するため、図19に示す熱流動試験によって得られたランダムな流体温度ゆらぎ計測データを入力として、以下の3ケースの比較を行った¹⁷⁾。

- (a) 従来法 : 線膨張係数とヤング率を静的に掛け合わせて算出した応力により疲労損傷係数を計算
- (b) 提案法 : 式(3)による応力評価結果に基づき疲労損傷係数を予測

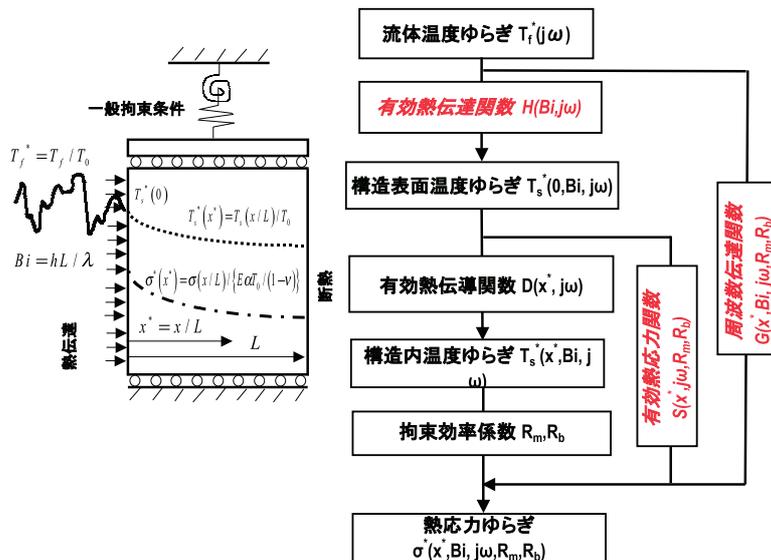


図18 熱応力の発生機構と伝達関数による記述

(c) FEM (参照解): リファレンス用としてFEM解析によって求めた応力から損傷係数を予測
上記の3通りの方法で計算した疲労損傷係数 D_f を表4に示す。

本結果から、提案法によって合理的かつ高精度の疲労損傷評価が可能となることが分かる。

6. 今後の計画

2005年度までの実用化戦略調査研究フェーズ2期間内に優先的に扱う課題に対して、具体的な解決策を提示した。今後は、提案法の適用性や精度を検証するための試験研究が中心となる。図20は原子炉構造液面近傍部を対象とした構造物試験の例である。本試験では、非弾性設計解析指針の検

証のためのひずみ計測と、ラチェット疲労限界確認のための強度データの取得を目的としている。

これまで述べてきた課題に加え、基準の開発を通してシーズとして拳がってきている、あるいは指摘されている破損防止に関する課題がある。これらについて、現段階では設計の制限となっていないことから、本報で述べた課題を優先することとするが、長期的課題として継続的に取り組む必要があると考えている。例えば、長時間クリープ疲労強度の予測精度の改善、詳細非弾性構成式の設計への適用、高サイクル疲労線図の整備、新技術の段階的追加によって複雑化した基準体系の改善、多次元熱流動解析に基づく熱荷重評価などの課題が挙げられる。

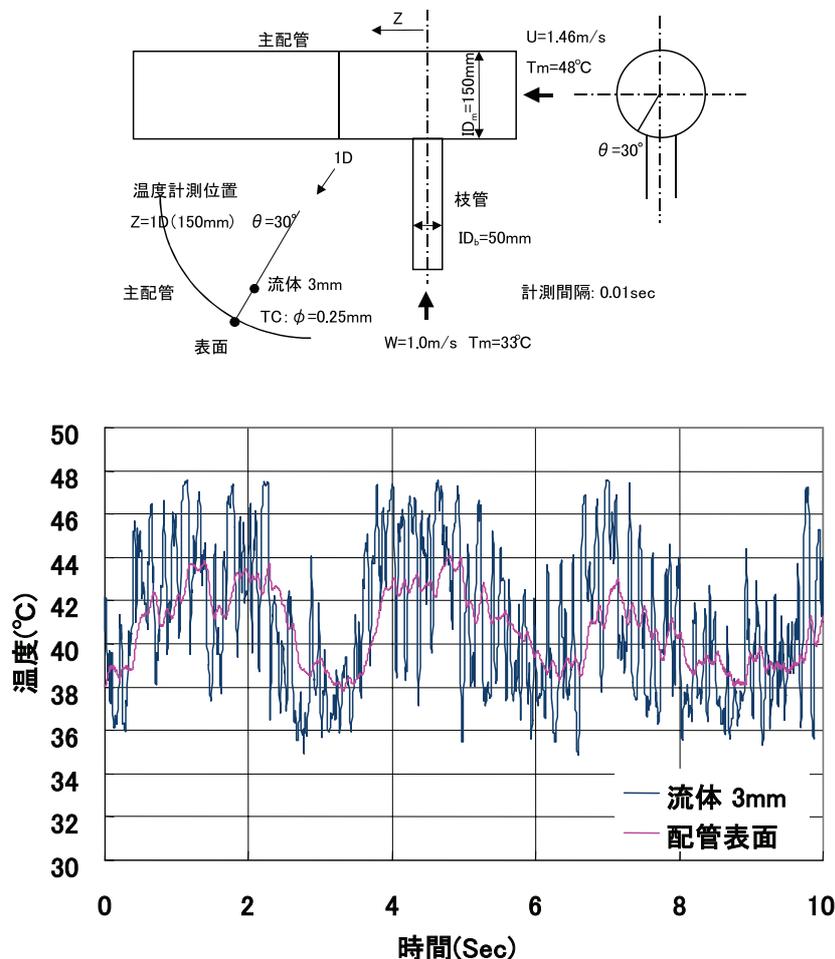


図19 サーマルストライピング熱流動試験体と試験結果

表4 疲労損傷評価結果の比較

(a) 従来法	(b) 提案法	(c) FEM (参照解)
$D_f = 3.75 \times 10^{-3}$	$D_f = 7.60 \times 10^{-6}$	$D_f = 7.37 \times 10^{-6}$

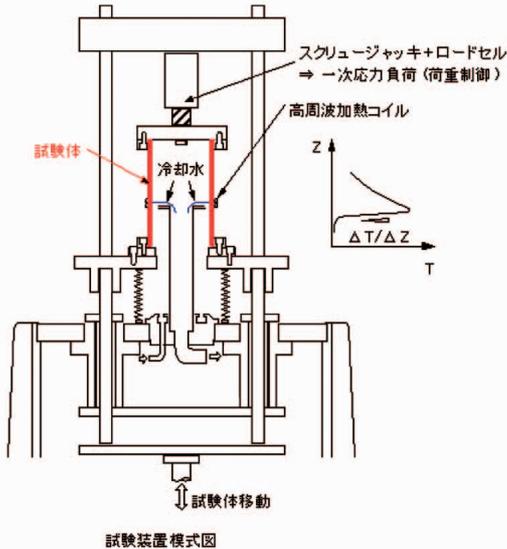


図 20 原子炉構造液面近傍部ひずみ計測及び破損限界試験

測定項目:

- 変形・ひずみ: ラチェットひずみ(非弾性解析の検証)
- き裂発生: クリープ疲労(破損クライテリアの検証)

仕様

- ・最高温度 : 1,000°C
 - ・最大温度勾配 : 70°C/mm
 - ・ストローク範囲 : 200mm
 - ・ストローク速度 : 2mm/min ~ 20mm/min
 - ・1次応力 : max 7ton
- 1次応力は実証炉より高めの条件とする

7. おわりに

実用化高速炉の構造設計の特徴を整理し、実用化高速炉構造設計基準の策定に必要な研究課題を抽出した。こうした課題を解決するための具体策として(1)機器の使用条件に応じて合理的に破損を防止するための高度化クライテリア(2)非弾性変形を高精度で評価するための非弾性設計解析に関する指針、及び(3)熱荷重を合理的に評価するための熱荷重設定に関する指針の考え方を提示した。さらに、こうした提案による合理化効果を示すための設計適用例、及びこれまでに得られた検証例を紹介した。

謝辞

本研究を遂行するに当たり、三菱重工業株式会社の大谷知未氏、富士電機株式会社の定廣大輔氏、川崎重工業株式会社の島川貴司氏、株式会社東芝の神保雅一氏、及び株式会社日立製作所の祐川正之氏には多大なご協力をいただきましたことに、深く御礼申し上げます。

なお、本研究は、経済産業省受託研究「発電用新型炉技術確認試験」の一部が成果として反映されています。ここに感謝の意を表します。

参考文献

- 1) 野田 宏, 高速増殖炉サイクルの実用化戦略調査研究の取組み状況, 原学会誌, Vol.42, No.7 (2000)
- 2) ASME, "Background of the ASME Boiler and Pressure Vessel Code for design of elevated temperature

class1 components in Sec. ", New York ,(1974)

- 3) 永田他, "高速炉用高温構造設計基準に関する研究開発", 動燃技報, No.65 pp39/71,(1988)
- 4) Kawasaki, N. et al., Recent Design Improvements of Elevated Temperature Structural Design Guide for DFBR in Japan, SMiRT15, Div.F, F04/4 ,(1999)
- 5) Afcen, "Design and Construction Rules for Mechanical Components of FBR Nuclear Island(RCC-MR)"; Paris ,(1985)
- 6) 笠原直人, 浅山泰, 森下正樹, 耐熱設計思想に基づく高温構造設計基準の検討, 圧力技術, 第39巻, 第5号, pp26/38 (2001)
- 7) 笠原直人, 森下正樹, 堂崎浩二, 田中良彦, 柴本宏, 実用高速炉構造設計基準の開発課題, 機械学会, 年次大会講演論文集(), pp433/434 (2002)
- 8) (財)電力中央研究所, 平成14年度 発電用新型炉技術確認試験(高温構造健全性評価技術確認試験)
- 9) Dhalla, A. K. et al., "Simplified Methods, in Recommended Practice in Elevated Temperature Design: A Compendium of Breeder Reactor Experiences, Vol.II Preliminary Design and Simplified Methods" ,WRC Bulletin 362, WRC, New York ,(1991)
- 10) 朝田泰英, 非弾性解析の有効性と限界, 機械学会, 材料力学部門講演会, 164 (1994)
- 11) 笠原直人, 島川貴司, 安藤昌教, 非弾性解析による設計アプローチ, 機械学会, 計算力学講演会論文集, 117, pp33/34 (2001)
- 12) Y.Takahashi, N.Ohno, G.Yagawa, "Improvement of Structural Integrity Assessment Guideline for Fast Reactor Components Part I: Evaluation of Defect-free Structures"; Central Research Institute of Electric Power Industry, Nagoya University, University of Tokyo, SMiRT16, No.F1426,(2001).
- 13) 笠原直人, 神保雅一, 細貝広視, 熱流動 - 構造統合解析による高速炉プラントの系統熱過渡荷重緩和

- 法, サイクル機構, サイクル技報 16号 pp81/92 , (2002)
- 14) William Y. Fowlkes and Clyde M. Creveling, Engineering Methods for Robust Product Design: Using Taguchi Methods in Technology and Product Development, Prentice Hall PTR, (1995)
- 15) Naoto Kasahara and Masaaki Inoue, Object Oriented Design Procedure for Nuclear Components Against Thermal Transient Stress, ASME, PVP-Vol.360, Pressure Vessel and Piping Codes and Standards,(1998)
- 16) N.Kasahara and H.Takasho., Stress response functions to multi-dimensional spatial fluctuations of fluid temperature, ASME, PVP-Vol.443-1, pp25/31, (2002)
- 17) 笠原直人, 上出英樹, 五十嵐実, 細貝広視, 高正英樹, 周波数特性に着目した流体温度ゆらぎによる熱疲労損傷の評価法, 機械学会, 材料力学部門講演論文集pp415/416 ,(2002)



複数のモデル化手法を用いた地質環境特性調査における地下水流動特性評価の不確実性の検討

三枝 博光 澤田 淳* 稲葉 薫
竹内 真司 中野 勝志

東濃地科学センター 瑞浪超深地層研究所
*東海事業所 環境保全・研究開発センター 処分研究部

A Study of Uncertainties in Groundwater Flow Evaluation Using Multiple Modeling Approaches

Hiromitsu SAEGUSA Atsushi SAWADA* Kaoru INABA
Shinji TAKEUCHI Katsushi NAKANO

Mizunami Underground Research Laboratory, Tono Geoscience Center
*Waste Isolation Research Division, Waste Management and Fuel Cycle Research Center, Tokai Works

岩盤は、断層や割れ目等に伴って様々なスケールの不均質性を有している。しかし、地下水流動特性を評価するための調査においては、調査コストや試錐孔の掘削等に伴う場の擾乱の回避等の観点から、調査項目や数量が限定される。これらの限定された調査量や岩盤の不均質性は、地下水流動特性評価結果に不確実性を生じさせる原因となっている。

このことから、本研究では、効率的に地下水流動特性を把握するための調査・モデル化・解析・評価の体系化に資することを目的として、データ解釈、概念モデルの構築等の各作業段階における不確実性を包括的に取り扱い、複数の解析者による地下水流動のモデル化・解析を実施し、モデル化・解析結果に対する不確実性要因の評価及び抽出を試みた。その結果、データの解釈や概念モデルの構築、水理地質構造のモデル化等における解析者の考え方の共通点と相違点を明らかにすることができた。また、この相違点を生じさせる不確実性要因から、特に地下水流動解析結果に与える影響の大きい要因を抽出することができ、それらを調査研究計画に反映した。

以上のことから、複数の解析者によるデータ解釈や概念モデルの構築、モデル化・解析を実施し、その結果を比較検討することは、地下水流動特性を把握するための効率的な調査研究計画策定に有効な手段であると考えられる。

Hydrogeological condition includes heterogeneity due to faults and joints, and the information that can be obtained from surface and borehole investigations is often limited in fractured rock, such as granite. The heterogeneity and limited information are sources of uncertainty in the groundwater flow characterization. Consequently, it is important to establish the most effective procedures for groundwater flow characterization in order to reduce the uncertainty.

In this study, the identification of essential uncertainty factors for the groundwater flow characterization was attempted using multiple modeling approaches. Through this study, the similarities and differences in the modeling process could be clarified, and the essential uncertainty factors could be identified based on the differences.

This study shows that the multiple modeling approaches are useful for establishing the effective procedures for groundwater flow characterization.



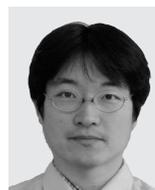
三枝 博光

超深地層研究グループ所属
副主任研究員
超深地層研究所計画及び広域地下水流動研究の地質環境のモデル化・地下水流動解析業務に従事



澤田 淳

システム解析グループ所属
副主任研究員
天然バリアの性能評価研究に従事



稲葉 薫

超深地層研究グループ所属
超深地層研究所計画及び広域地下水流動研究の地質環境のモデル化・地下水流動解析業務に従事



竹内 真司

超深地層研究グループ
チームリーダー
副主任研究員
超深地層研究所計画及び広域地下水流動研究の水理調査業務に従事



中野 勝志

研究情報化グループ所属
副主任研究員
超深地層研究所計画及び広域地下水流動研究の研究成果の取りまとめ業務に従事

キーワード

不確実性, 地下水流動特性評価, 水理地質構造モデル, 地下水流動解析, 地下水移行経路, データ解釈, 概念モデル, 有効空隙率, 境界条件, 透水異方性

Uncertainty, Groundwater Flow Characterization, Hydrogeological Model, Groundwater Flow Analysis, Groundwater Flow Path, Data Interpretation, Conceptual Model, Effective Porosity, Boundary Condition, Hydraulic Anisotropy

1. はじめに

高レベル放射性廃棄物の地層処分研究開発の第2次取りまとめでは、地質環境や処分場のレイアウトを幅広く考慮し、簡略かつ保守的な視点から核種移行評価が試みられた¹⁾。第2次取りまとめ以後の地層処分に関わる研究開発においては、実際のデータに基づいた地質環境モデルを構築して地下水流動特性や地下水移行経路を評価するとともに、その結果に基づく安全評価の一連の流れを体系化することが重要となる²⁾。最終処分事業の実施主体による今後の処分地の選定プロセスは概要調査地区、精密調査地区、さらに最終処分施設建設地の選定と段階的に進められる計画であり³⁾、各調査段階における対象スケールも地表における数10km四方から数km四方のスケール、さらに坑

道周辺の数10m四方から数m四方のスケールへと段階的に変化すると考えられる。

核燃料サイクル開発機構が、高レベル放射性廃棄物の地層処分技術に関する基盤的研究である深地層の科学的研究の一環として、東濃地域を事例として進めている「超深地層研究所計画」⁴⁾並びに「広域地下水流動研究」⁵⁾では、様々な空間スケールにおける地質環境の体系的な調査・解析・評価技術の開発を主な目標としている。これらの調査研究においては、調査からデータ解釈、地質環境のモデル化・解析を通じた評価に至るまでのデータの流れと成果の反映項目を系統的に整理した統合化データフロー(図1)⁶⁾を活用した繰り返しアプローチ(段階的に実施される調査に応じた情報量の増加を反映させて、調査・解析・評価の一連のプ

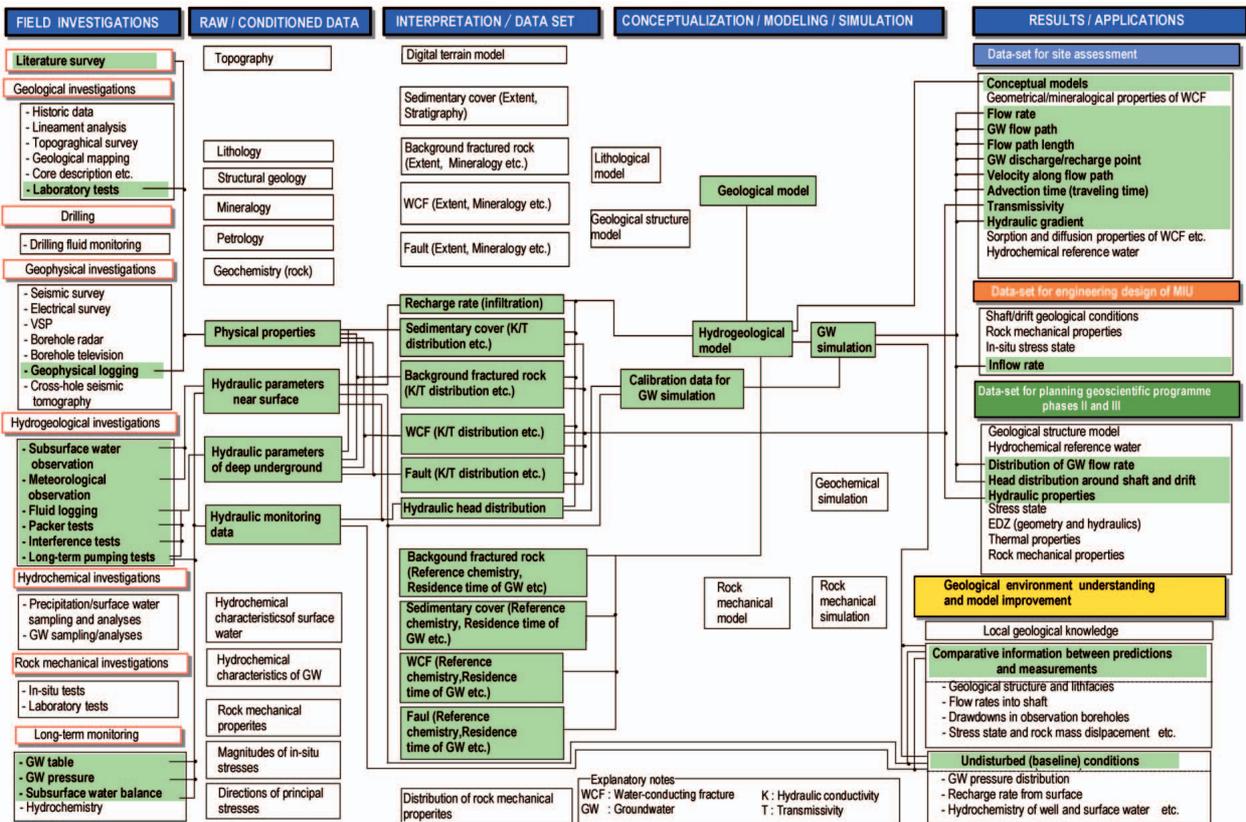


図1 統合化データフロー (地下水の水理の例)

プロセスを繰り返し行うこと)を実施することにより、情報の過不足や評価結果の不確実性等、地質環境に対する理解の程度を評価し、それらを次の調査計画に反映させることを検討してきている⁷⁾。

著者らは、このような調査研究の一環として、超深地層研究所計画の正馬様用地を包含する数km四方を対象に、これまでに取得したデータに基づき、水理地質構造のモデル化を通じて実施される地下水流動特性評価結果の不確実性に関する検討を進めている^{8)~11)}。

本研究では、効率的に地下水流動特性を把握するための調査・モデル化・解析・評価の体系化に資することを主な目的として、これまでに取得されているデータを用いて、調査データやデータ解釈、概念モデルの構築等の各作業段階における不確実性を包括的に取り扱い、解析者の経験に基づく判断を積極的に取り入れた複数の解析チームによるデータ解釈、概念モデルの構築、水理地質構造のモデル化及び地下水流動解析(以下、モデル化・解析)を実施した。また、その結果を比較検討することにより、地下水流動解析結果の不確実性要因の抽出を試みた。また、この不確実性要因の抽出結果に基づく、次期調査計画への提言を行った。本報告では、これらの一連の検討結果について紹介する。

2. 地下水流動特性評価結果の不確実性要因

一般的なモデル化・解析までの作業手順としては、まず、目的に応じて、解析者の経験的判断による調査データの解釈に基づき、水理地質構造の概念モデルが構築される。さらに、この概念モデルを表現するための解析コードが選択される¹²⁾¹³⁾。

水理地質構造の概念モデルの構築の際には、地質・地質構造、水文・水理、地下水の地球化学等の様々な調査結果が総合的に活用される。このモデル構築の対象となる岩盤は、ミクロからマクロなスケールの不均質性を有している。しかしながら、これらの情報を取得するための調査は、調査コストや試錐孔等の掘削による場の擾乱の影響の排除等の観点から、調査項目や数量が限定される。特に、調査対象が数km四方のスケールを対象とした地表からの調査段階においては、試錐調査等の調査量が限られ、三次元的な水理地質構造モデルを構築するために必要な情報を取得することが困難である場合が多い。これらの限定された調査量

や岩盤の不均質性により、調査データは、データの不足や時空間的なバラツキ(調査データの不確実性¹³⁾)を伴っている。調査データの不確実性は、地下水流動に関する場の性質、事象、プロセスに対する理解不足を生じさせるとともに、モデル化・解析・評価の一連の過程に大きな任意性を伴うことになる。また、この仮定は、様々なデータ解釈や水理地質構造の概念モデル、モデル化・解析の方法(連続体モデルや亀裂ネットワークモデル、チャンネルネットワークモデル等¹²⁾¹⁴⁾(図2))を選択しうる要因であり、データ解釈の不確実性及び概念モデルの不確実性¹³⁾は、地下水流動解析結果等の不確実性を増幅する原因になっている。また、これらの不確実性は密接な相互関係を有しており、それぞれを個別に議論することは困難であることが報告されている¹³⁾。図3にこれらの不確

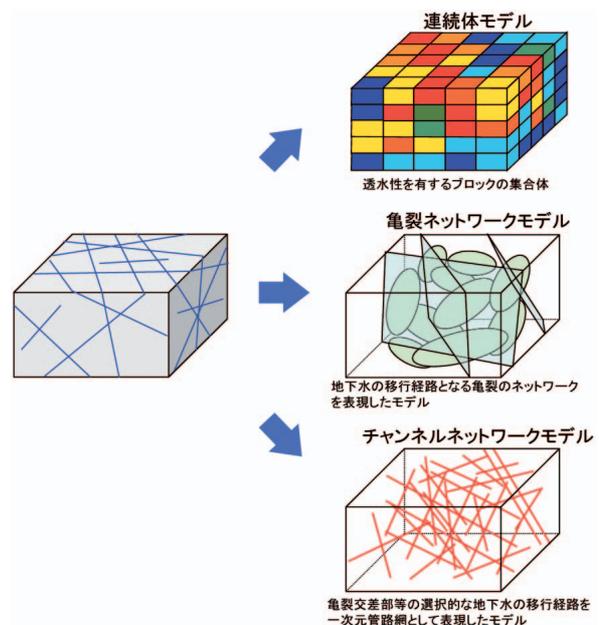


図2 地下水流動のモデル化・解析の方法

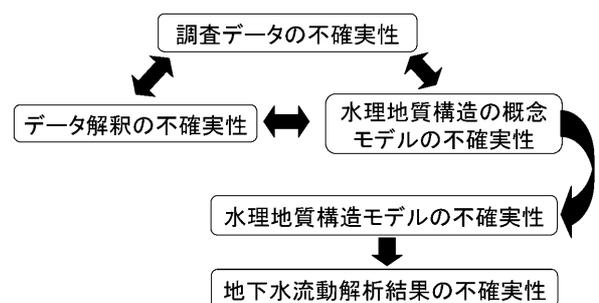


図3 地下水流動特性評価結果における不確実性要因の関係

実性の概略的な関係を示す。

最終的には、調査データやデータの解釈、地質環境のモデル化・解析等の各作業段階における個々の不確実性を系統的かつ定量的に評価する必要がある¹⁵⁾。また、この不確実性の影響が、調査

モデル化・解析 評価といった流れにおける不確実性の影響の伝播の分析と、評価結果に対する重要な不確実性要因の抽出といった不確実性の低減に資する効果的な取り組みが必要となる。このような不確実性低減に向けた取り組みにおいても統合化データフローを活用することで、各作業段階の不確実性の定量化やその影響の伝播を記録・追跡できるようになる。具体的には、統合化データフローは、調査から評価に至るまでのデータの流れを系統的に整理したものであることから、調査から評価までの各作業段階に介在する作業や仮定、不確実性要因、その影響の伝播を統合化データフローに準じて整理することにより、目的とする指標に影響を与える不確実性要因の抽出に資することが期待される。そして、抽出された不確実性要因の調査を次期調査計画に反映させることで、繰り返しアプローチによる不確実性低減に対する効果的な取り組みが可能になると期待される。

水理地質構造の概念モデルについては、不均質連続体モデルや亀裂ネットワークモデルのように岩盤中の不均質構造や不連続面など様々な特徴に着目した手法が提案されている。これらの手法はそれぞれ長所・短所があり、単純に比較検討できるものではないが、近年ではこの水理地質構造の概念モデルの違いが性能評価に与える影響を評価することを目的としてSKBが安全評価報告書SR97においてAMP (Alternative Models Project) を実施している¹⁶⁾。AMPではAspo島 (SR97では仮想的サイト「Aberg」と呼んでいる) を含む2 km × 2 kmの領域 (深さ1 km) を対象に、亀裂ネットワークモデル、不均質連続体モデル、チャンネルネットワークモデルを採用して、解析対象領域内に設定した仮想的な処分場からの地下水移行時間、F値 ($2LW/Q$, L: 移行距離, W: 亀裂内の流路幅, Q: 地下水流量), 仮想的に設定したキャニスター周辺のダルシー流束を指標にした不確実性解析が実施されている。SR97では、この結果から、3つの概念モデルにより算出された指標に大きな違いはなく、概念モデルの不確実性の影響は小さいと結論付けられている。この理由として、

物性値の入力条件や境界条件等のモデル化・解析条件がコントロールされていることが挙げられる。すなわち、境界条件や入力データ、仮想処分場のレイアウト等の多くの共通した制約条件に基づいてモデル化・解析が実施されており、モデル化プロセスにおける解析者の経験に基づく判断の自由度が制限されていることが原因と述べている¹⁷⁾。

以上のことから、モデル化・解析等に基づいた地下水流動特性評価結果の不確実性を包括的に検討するためには、下記の項目を検討する必要があると考えられる。

- 対象スケール / 調査段階に応じた適切な指標設定
- 調査データの不確実性評価
- モデル化手法に応じたデータ解釈の不確実性評価
- 概念モデル相互の不確実性評価
- 概念モデルごとに目的とする指標に対するパラメータ応答解析評価

3. 研究の進め方

本研究では、2章で述べた調査データやデータ解釈、モデル化・解析の不確実性がモデル化・解析結果に与える影響を評価するために、同一データセットを用いて、複数の解析チームによるデータの取捨選択を含むデータの解釈、概念モデルの構築、解析コードの選択、及びモデル化・解析を実施した。また、これらの結果を比較することにより、モデル化・解析結果に対する不確実性要因を抽出することを試みた (図4)。

本検討においては繰り返しアプローチによる、効率的な地下水流動特性把握のための、調査

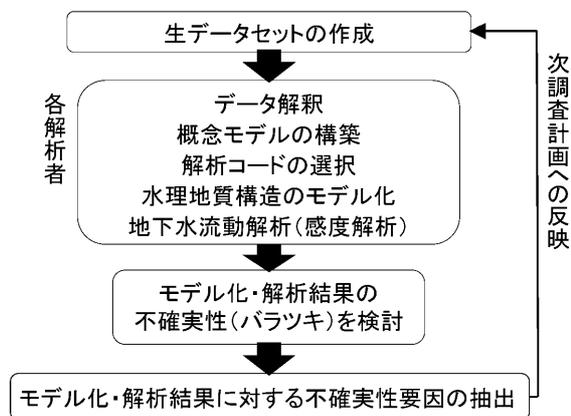


図4 研究手順

デル化・解析 評価の体系化に資することを目的としていることから、2章で述べたAMPとは異なり、解析者の経験を踏まえた判断に基づくデータ解釈や概念モデルの構築、モデル化・解析入力パラメータの設定等において、調査データと矛盾しない範囲で様々なバリエーションを含む包括的なアプローチを採用することとした。なお、各解析チームは、各々が構築した概念モデルに応じた感度解析を実施することによって、概念モデルに応じた不確実性を評価することとした。また、調査の進展（情報量の増加）に応じて、その都度モデルの更新及び地下水流動解析を実施することにより、各調査段階における不確実性要因を抽出し、その結果を次期調査研究計画へ反映させることをも目指している。

これまでに、モデル化・解析の1順目として、2000年9月までに取得した調査データ（1順目のデータセット）を用いて感度解析を含む検討を実施した。また、1順目の追加検討として、1順目の検討において抽出された不確実性要因以外の要因を検討するために、解析条件を再設定することによって、モデル化・解析を実施した。さらに、

2順目の検討として、1順目のデータセットに試錐調査データや長期揚水試験結果を追加し、モデルの更新及びキャリブレーションを実施している。本報告では、これらのうち、1順目の実施内容と結果について報告する。

4. モデル化・解析領域の概要

4.1 モデル化・解析領域

モデル化・解析領域（図5）は、超深地層研究所計画の正馬様用地を中心に、東西及び北境界を尾根線、南境界を河川とした南北約6km、東西約4kmの領域とした。また、鉛直方向については、境界条件の影響を考慮して地表から標高3kmまでとした。モデル化・解析領域周辺の地形は、標高約150~400mの丘陵地形で特徴付けられ、領域北東部から南西部方向に緩やかに傾斜している。領域北東部の標高最高点と南西部の標高最低点の標高差をその距離で除すことによって算出した最大地形勾配は約4%である。領域内には、東から西方向に流れ、モデル化・解析領域の南境界を形成する土岐川（水面標高：約150~120m）のほか、領域中央を北北東から南南西方向に流れる日吉

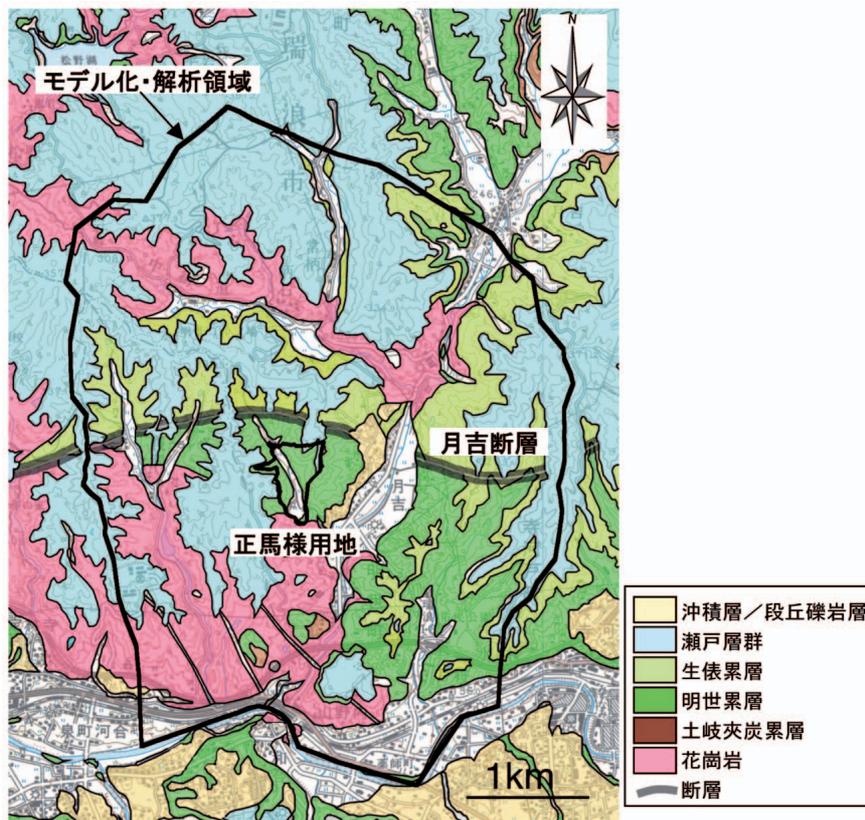


図5 モデル化・解析領域及び地質概要（糸魚川（1980）⁸⁾に加筆）

川、領域中央部で西北西から東南東方向に流れる柄石川が存在する。

4.2 地質概要

当該地域の地質は、先新第三紀の花崗岩（約70Ma）からなる基盤を新第三紀中新世の堆積岩（瑞浪層群：約15～18Ma）が不整合で覆い、さらにその上位に固結度の低い新第三紀鮮新世の砂礫層（瀬戸層群：約2～5Ma）が不整合で覆っている¹⁸⁾（図5）。瑞浪層群は、下位より、泥岩・砂岩・礫岩からなり亜炭を挟む土岐夾炭累層、凝灰質の泥岩・砂岩を主体とする明世累層、シルト岩・砂岩を主体とする生俵累層の3層に区分される。モデル化・解析領域中央部には、花崗岩及び瑞浪層群を横断して月吉断層が分布している。月吉断層は、ほぼ東西走向で70～80度の南傾斜の逆断層で堆積岩と花崗岩の不整合部での変位は約30mである。

4.3 調査データの概要

モデル化・解析領域における調査結果¹⁹⁾²⁰⁾を以下にまとめる（表1）。

リニアメント調査ではSPOT画像、LANDSAT画像及び航空写真の3種類の画像データを用いて、異なるスケールや地形特徴を有するリニアメントを抽出しており（図6）、抽出されたリニアメ

ントの一部は試錐孔調査で抽出された断層の地表面への延長部との整合性が確認されている。

物理探査のうち、地上弾性波探査については、反射法と屈折法を併用し、月吉断層の位置並びに瀬戸層群、瑞浪層群、花崗岩の境界深度が明らかにされているものの、測線が限定されているため、月吉断層以外の主要な構造についてはデータが得られていない。また、地上電磁探査（MT法）により得られた比抵抗の分布から、瑞浪層群と花崗

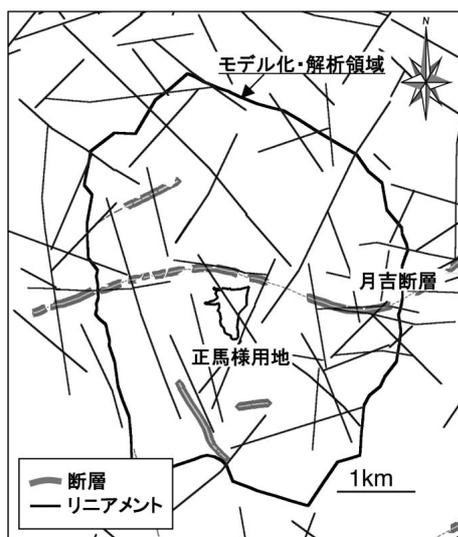


図6 断層及びリニアメント分布

表1 1順目の地下水流動のモデル化・解析に使用したデータセット

種類	データ	備考
文献調査	地形図	
	地表地質図	
空中調査	ランドサット画像	
	スポット画像	
	航空写真	
地上調査	弾性波探査結果	
	電磁探査（MT法）結果	
	水収支観測結果	
試錐調査 (掘削深度500m以上の深層試錐孔：19孔)	地下水位観測結果	試錐孔による観測：全158孔
	コア観察	地質柱状図
	掘削時の逸水流量	
	ボアホールテレビ	割れ目の深度、走向傾斜、開口幅、充填鉱物の有無等の観察
	物理検層	キャリパー検層、密度検層、自然線、見掛け比抵抗、マイクロ比抵抗、中性子検層、中性子間隙率、音波検層、自然電位、温度検層等
	水圧観測	試錐孔内の深度方向の水圧分布の観測
	水理試験	パルス試験、スラグ試験、揚水試験

岩の境界(不整合面)の深度分布が推定されている。

水収支観測においては、正馬様用地や東濃鉾山周辺等の河川を対象に観測流域を設定し、それぞれ降雨量、蒸発散量、河川流量等の水文調査がなされている。また、地下水位に関する情報は、浅層試錐調査結果等に基づき整理されている²¹⁾。

モデル化・解析領域においては、数100mから約1,000mの鉛直試錐孔等を用いた調査が実施されている。試錐孔調査においては、掘削時の逸水記録、コア観察、ボアホールテレビ観察、各種物理検層、水理試験、水圧観測等が実施されている。水理試験は数10mから100m程度の区間長で実施した試験と、断層等の主要な構造を対象として数mから10数m程度の区間長で実施した試験に分けられる。前者は岩盤の平均的な透水性を把握することを、後者は特定の構造の透水性を把握することを目的としている。水理試験の結果から花崗岩の透水係数はおよそ $10^{-6} \sim 10^{-12} \text{m/s}$ の広範囲に分布し、主要な透水部として、花崗岩上部に発達する割れ目帯、月吉断層に伴う割れ目帯が挙げられる。月吉断層を貫いている試錐孔では、月吉断層を境に断層上盤側より断層下盤側の水圧が高いことが観測されている。このことから、月吉断層は断層に沿って発達する割れ目帯に沿った方向の透水性が卓越する一方で断層に垂直な方向が低透水性といった透水異方性を有していると考えられている^{19) 22)}。

5. モデル化・解析

5.1 解析結果の比較項目

解析結果の比較検討を行うための評価項目としては、統合化データフローに示されている結果の反映項目に基づき、地下水の移行経路や移行時間、移行距離を設定した。地下水の移行経路の出発点は、モデル化・解析領域内の地下水流動方向が大局的に北から南に向かっていることが推定されていること²³⁾や、モデル化・解析領域中央部を東西に走る月吉断層が遮水性を有していることを考慮して、東西走向を有する月吉断層でモデル化・解析領域を南北の領域に分け、それぞれの領域全体の移行経路特性の検討ができるように、東西方向に3点、深度方向に4点(標高250m, 500m, 750m, 1,000m)に配置した(図7)。また、地下水の移行経路や移行時間、移行距離については、粒子追跡法により算出することとした。

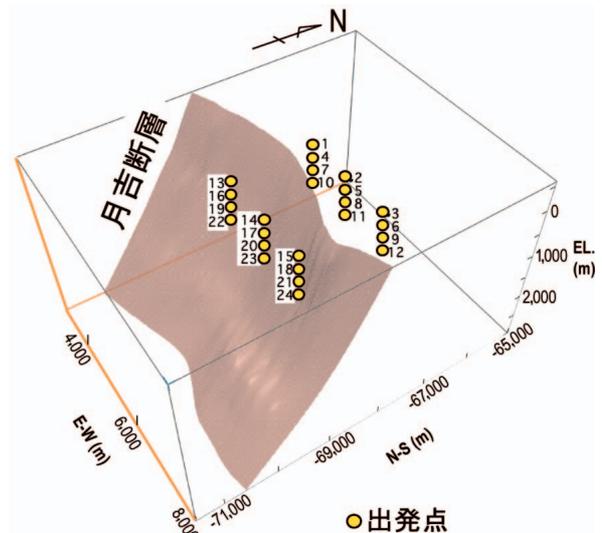


図7 地下水の移行経路の出発点

5.2 1順目のモデル化・解析

(1) モデル化手法及び概要

1順目のモデル化・解析は、各解析者による概念モデルや水理地質構造モデルにおける共通点と相違点を明らかにするために、データセットとモデル化・解析領域以外の制約条件を設けずに実施した。1順目においては、表1に示すデータセットを用いて、それぞれの解析チームがデータの解釈を実施し、その結果に基づく概念モデルの構築及び解析コードの選択を実施した。その結果、岩相・構造ごとに透水不均質性を設定する連続体モデル(TOUGH2²⁴⁾, EQUIV_FLO²⁵⁾、及び亀裂ネットワークに基づくチャンネルネットワークモデル(Don Chan²⁶⁾、岩相・構造ごとに均質な透水性を設定する連続体モデル(POR_SALSA²⁷⁾, Frac Affinity²⁸⁾が選択され、それらを用いたモデル化・解析を実施した。表2にそれぞれのモデル化・解析の概要をまとめる^{29)~33)}。なお、地下水流動解析においては、等温状態及び定常状態を仮定した。本報告では、それぞれの解析チームを解析コード名を用いて示す。

(2) モデル化・解析結果

図8に各解析チームの水理地質構造モデルの一例を示す。この図に示される例からも明らかなように、水理地質構造のモデル化の結果、同じ領域を対象に同じデータセットを用いても、多種多様な考え方を採り得ることが分かる。具体的には、すべての解析チームが、月吉断層及び堆積岩と花崗岩の不整合面等の地質構造がモデル化・解析領

表2 地下水流動のモデル化・解析の概要(1順目)

概念モデル	連続体モデル	連続体モデル	連続体モデル	ハイブリッドモデル	チャンネルネットワークモデル	
コード名	TOUGH2	POR SALSALSA	EQUIV_FLO	Frac Affinity	Don-Chan	
解析領域	尾根線と河川で囲まれた4km×6km領域	解析領域に対応した直方体	尾根線と河川で囲まれた4km×6km領域	尾根線と河川で囲まれた4km×6km領域	解析領域に対応した直方体	
解法	体積差分法	有限要素法	有限要素法	差分法	差分法	
格子間隔	ブロック数: 39,400 水平方向: 100m 鉛直方向: 50m (> 0 m) 100m (-1,000 < z < 0 m) > 100m (-3,000 < z < -1,000m)	40m×40m×40m 要素数: 937,500 節点数: 967,176	要素数: 87,811 節点数: 16,548	節点数: 397,059	チャンネル数: 278,046 岩盤部: 3方向チャンネル間隔100m	
地形	考慮	考慮せず (上面は不整合面)	考慮	考慮	考慮せず (上面は不整合面)	
堆積岩	考慮	モデル対象外	考慮	考慮	モデル対象外	
主要モデル構造	・月吉断層 ・2リニアメント ・堆積岩層序 ・不整合面	・月吉断層 ・複数のリニアメント ・不整合面 (堆積岩は対象外)	・月吉断層 ・月吉断層周辺割れ目帯 ・堆積岩 ・不整合面 ・花崗岩 (割れ目低密度帯, 割れ目高密度帯, 風化花崗岩)	・月吉断層 ・リニアメント ・断層周辺割れ目帯 ・堆積岩地層構造 ・不整合面 ・花崗岩 (割れ目低密度帯, 割れ目高密度帯, 風化花崗岩)	・月吉断層 ・月吉派生断層 ・リニアメント ・不整合面 (堆積岩は対象外) ・割れ目 (EW・NW方向, 低角度)	
母岩の不均質性	・均質ケース ・不均質ケース	均質	不均質異方性 (割れ目構造から透水テンソル算定)	均質	均質異方性 (割れ目方向考慮; EW, NW, 低角度)	
感度解析ケースの着眼点	母岩の不均質性 月吉断層の透水性	断層及びリニアメントのモデル化数 月吉断層の透水性 地表からの涵養量	東濃鉱山の有無 亀裂大きさ分布 堆積岩の透水性	断層及びリニアメントの透水性 側方境界条件	1ケースのみ	
境界条件	上方: 固定水頭 下方: 不透水 側方: 固定水頭 東濃鉱山: 固定流量 ($5.8 \times 10^{-4} \text{m}^3/\text{s}$)	上方: 涵養量 (233mm/y) 下方: 不透水 側方: 不透水(河川境界のみ固定水頭)	上方: 涵養量 (50mm/y) 下方: 不透水 側方: 固定水頭(静水圧; 水位は文献 ²³⁾ を参考に設定) 東濃鉱山: 圧力水頭 0 m	上方: 固定水頭 下方: 不透水 側方: 固定水頭(地下水面からの静水圧) 東濃鉱山: 固定フラックス ($4.56 \times 10^{-9} \text{m}^3/\text{s}$)	上方: 不透水 下方: 不透水 側方: 固定水頭(静水圧; 水位は文献 ²³⁾ を参考に設定)	
解析結果のバラツキ*	移行時間	4.2倍程度	4.2倍程度	2.5倍程度	4.4倍程度	-
	移行距離	1.3倍程度	1.7倍程度	1.2倍程度	3.1倍程度	-

* 指定点11からの移行時間及び移行距離

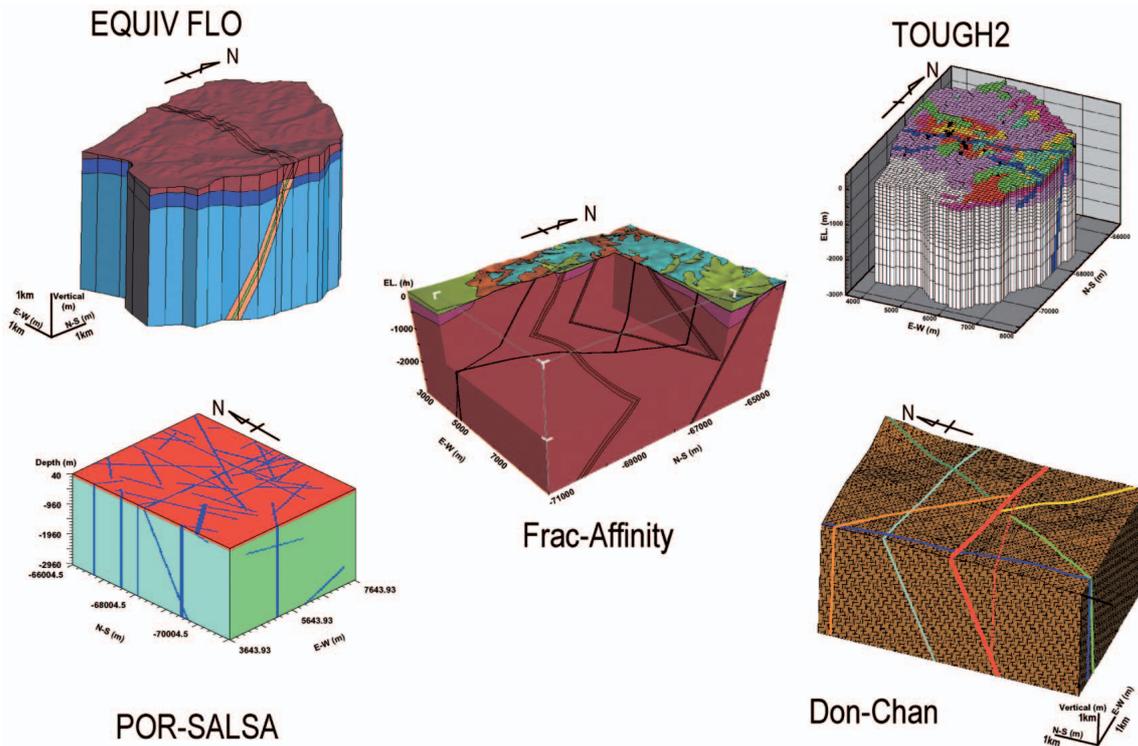


図8 水理地質構造のモデル化結果の一例

域内の地下水流動に影響を及ぼしていると判断し、調査データと矛盾しない範囲でモデル化した。一方、これらの地質構造より小さいスケールのリニアメント分布や岩相区分、割れ目分布等の情報に基づく不均質性に関するモデル化については、各解析チームで差異が認められた。特に、リニアメント分布に基づく不連続構造の設定については、解析チーム間の違いが顕著に現れた。

複数のモデルから推定された地下水の大局的な流動方向は、全て、モデル化・解析領域の北から南もしくは南南東方向であった。

地下水流動解析結果から得られた移行経路の出発点からモデル境界までの地下水の移行時間と移行距離の分布についてモデル間の差異を検討した。図9に一例として、出発点11(月吉断層北側、領域中央部、標高1,000m)の結果を示す。この結果から、各モデルで実施した感度解析によるバラツキより、解析チーム間によるバラツキ(概念モデル及び水理地質構造モデルの違いによるバラツキ)が大きいことが明らかとなった。具体的には、地下水の移行距離は、2 km程度のグループと6 km程度のグループに、移行時間は、数年から数10年のグループと数100年から数1,000年のグループに分かれた。

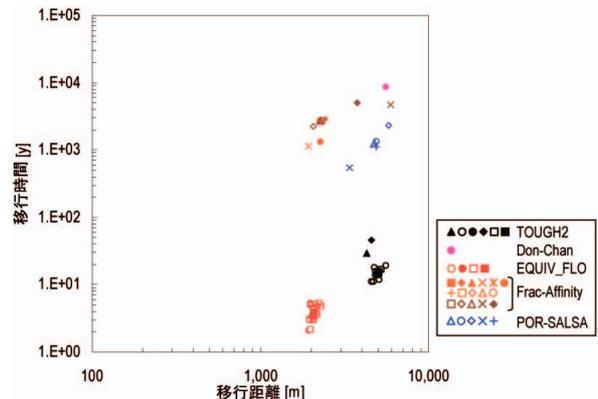


図9 出発点11からの地下水移行距離と移行時間(1順目)

(3) モデル化・解析結果に対する不確実性要因の抽出

各解析チームにより構築された概念モデルや水理地質構造モデルの違いに基づき、地下水の移行時間と移行距離について、考察することにより、モデル化・解析結果に対する主な不確実性要因の抽出を試みた。

地下水の移行距離の違いについては、主にモデル化・解析領域の中央部に存在し、地下水の大局的な流動方向に直交する走向を有する月吉断層のモデル化方法や境界条件設定方法の違いに起因し

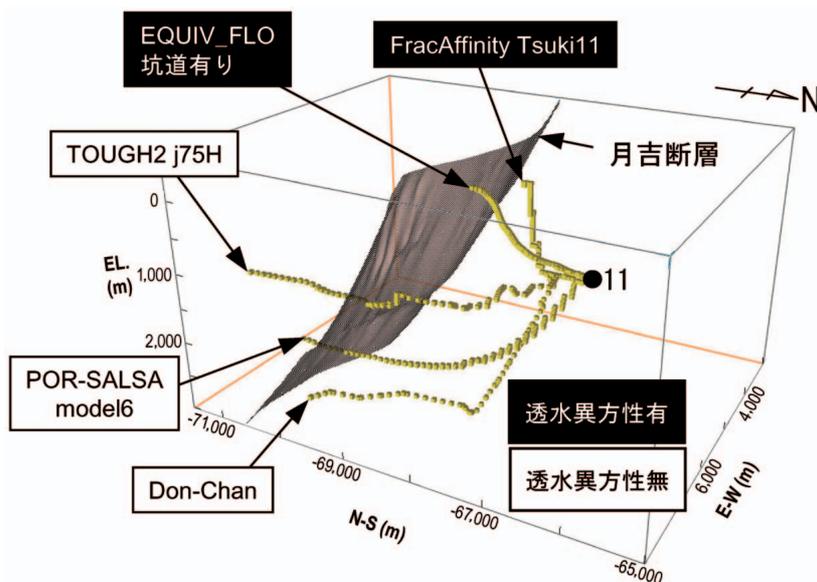


図10 出発点11からの地下水の移行経路（1順目）

ていると考えられる。

図10に出発点11からの地下水の移行経路を示す。図より、出発点11から地表方向へ流れる場合、水平に流れる場合、及びより深部へ流れる場合の3パターンに区分され、これにより移行距離が数倍程度異なる。これは、月吉断層の透水異方性のモデル化方法と境界条件の設定方法の違いによるものと考えられる。EQUIV_FLOとFrac Affinityは月吉断層の遮水性を強調する際に、透水異方性もしくは断層周辺の高透水性の割れ目帯をモデル化しているために、月吉断層の北側（上流側）で断層や断層周辺の高透水性の割れ目帯に沿った地表方向への流れが生じたと考えられる。Don Chanも月吉断層について同様のモデル化を行っているものの、上部境界面を不透水境界としているために断層に沿った地表方向への流れは生じなかったと考えられる。TOUGH2及びPOR SALSAは周辺岩盤よりも低い透水係数を月吉断層に与えているものの、透水異方性や断層周辺の高透水性の割れ目帯をモデル化していないために、EQUIV_FLOやFrac Affinityと比較して月吉断層周辺の透水コントラストが小さく、地表方向ではなく、水平方向への流れとなったと考えられる。

地下水の移行時間の違いが、数桁に渡って異なっている主な原因は、それぞれのモデルで設定した有効空隙率が数桁に渡って異なっているためであるとされる。広域地下水流動研究や超深地層研究所計画では、これまでトレーサー試験等を

活用した有効空隙率に関わるデータを取得していないため、移行時間が数100年から数1,000年のグループ（POR SALSA, Frac Affinity, Don Chan）では、一般的な岩石の空隙率に関する文献情報から任意に一律の値もしくはそれぞれの岩相ごとに一定の値（0.01~0.3）を設定した。一方で、移行時間が数年から数10年のグループ（TOUGH2, EQUIV_FLO）では、個々の要素ごとに亀裂密度と亀裂開口幅（EQUIV_FLO）、もしくは亀裂密度と透水係数（TOUGH2）から有効空隙率を算出しており、その値は 10^{-3} ~ 10^{-5} 程度に分布する。そこで、有効空隙率の影響を排除するため、有効空隙率で規格化した移行時間（距離/ダルシー流速）を用いて比較検討した。移行時間の規格化には、それぞれのモデルの代表的な有効空隙率（TOUGH2:0.0001, POR SALSA:0.01, EQUIV_FLO:0.0001, Frac Affinity:0.035, Don Chan:0.01）を用いた。図9に示す移行時間を代表的な有効空隙率で規格化した結果を図11に示す。この結果より、数年から数10年のグループと数100年から数1,000年のグループに分かれた移行時間の違いが大きく低減した。

以上のことから、モデル化・解析結果に対する主な不確実性要因として以下の要因を抽出した。

- モデル化する不連続構造（断層やリニアメント）の幾何学的情報や水理学的特性
- 断層の透水異方性
- 境界条件
- 有効空隙率

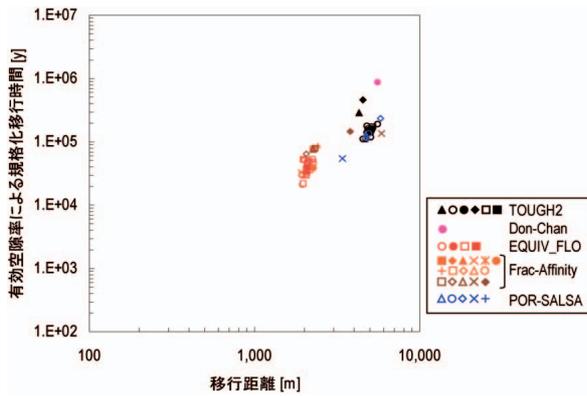


図11 出発点11からの地下水移行距離と規格化移行時間（1順目）

5.3 1順目の追加検討におけるモデル化・解析

(1) モデル化手法及び概要

1順目の検討においては、5.2(3)に示す不確実性要因の影響が大きいことが明らかとなったが、それら以外の要因の影響については検討が困難であった。そこで、追加検討として、地質構造として月吉断層以外のリニアメント構造をモデルから取り除くとともに、境界条件を絞り込むことで、5.2(3)での不確実性要因を排除した条件で再度モデル化・解析を実施することとした。また、については、1順目の検討と同様に有効空隙率を必要としないダルシー流速による移行時間を用いることにより、5.2(3)の影響を排除して評価することとした。

1順目の追加検討においては、TOUGH2、EQUIV_FLO、Don Chan、Frac Affinity、及びMODFLOW⁽³⁴⁾が採用された。Don Chanについて

は、複雑な境界面形状の取り込みを可能とするようにコードの改良がなされ、堆積岩も含めて地表面形状並びに側面の複雑な境界面形状がモデル化された。MODFLOWは、解析条件等を考慮した上での解析チームの判断により、1順目のPOR-SALSAから変更されたものである。表3にそれぞれのモデル化・解析⁽³⁵⁾⁽³⁷⁾の概要をまとめる。

(2) モデル化・解析結果

解析結果から得られた各出発点からの地下水移行距離と移行時間（ダルシー流速に基づく）の分布が、それぞれのモデルによってどのように異なるかについて検討した。図12に一例として、出発点11の結果を示す。全体的には移行距離のパラツキが1順目の検討より狭まった一方で、ダルシー流速に基づく移行時間はモデル間のパラツキが大きくなる結果となった。表4に1順目の検討と追

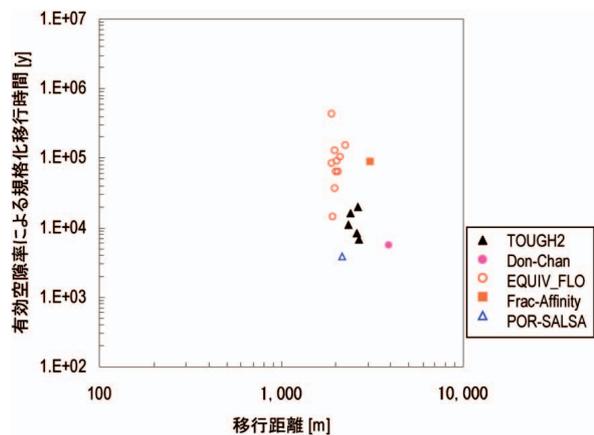


図12 出発点11からの地下水移行距離と移行時間(追加検討)

表3 各モデルの概念モデルと透水係数設定値（追加検討）

コード名	TOUGH2	Don-Chan	EQUIV_FLO	FracAffinity	MODFLOW	
概念モデル	不均質連続体	チャンネルネットワーク	不均質連続体	均質連続体 + 割れ目モデル	均質連続体	
花崗岩割れ目低密度帯の透水係数	$8.5 \times 10^{-9} \text{ m/s}$ (対数平均値) ^{*1}	$3.2 \times 10^{-9} \text{ m/s}$ ^{*2}	$4.5 \times 10^{-9} \text{ m/s}$ (対数平均値) ^{*3}	$5.0 \times 10^{-8} \text{ m/s}$	$4.9 \times 10^{-6} \text{ m/s}$	
月吉断層	断層コア部の透水係数(層厚)	$7.1 \times 10^{-9} \text{ m/s}$ (100m)	$1.0 \times 10^{-10} \text{ m/s}$ (9 m)	$1.0 \times 10^{-10} \text{ m/s}$ (50m)	$1.0 \times 10^{-12} \text{ m/s}$ (1 m)	$4.9 \times 10^{-10} \text{ m/s}$ (74.4m)
	断層に沿った割れ目帯の透水係数(層厚)	$7.2 \times 10^{-7} \text{ m/s}$ (片側100m)	上盤： $7.0 \times 10^{-9} \text{ m/s}$ (34.2m) 下盤： $1.0 \times 10^{-6} \text{ m/s}$ (34.2m)	$3.0 \times 10^{-8} \text{ m/s}$ (片側100m)	$2.0 \times 10^{-7} \text{ m/s}$ (上盤：78.9m, 下盤：52.7m)	なし

* 1 : 透水係数データを岩相ごとに整理してその統計値からランダムサンプリングによりモデル化(透水係数(対数値)の標準偏差:1.6)

* 2 : 6パターンの主要割れ目群の個々の透水係数から算出

* 3 : 透水係数データを岩相ごとに整理してその統計値に対してキャリブレーションした値

表4 1 順目と追加検討のモデル化・解析結果

	主 な 解 析 条 件				解 析 結 果 の バ ラ ッ キ*		
	地質構造	境界条件	透水係数分	有効空隙率	移行経路	移行時間	移行距離
1 順目	任意	任意	任意	任意	大	4,000倍程度	3.1倍程度
追加検討	共通条件	共通条件	任意	考慮なし	小	110倍程度	2.8倍程度

* 指定点11からの移行経路, 移行時間, 移行距離

加検討の解析条件及び解析結果の比較を示す。

(3) モデル化・解析結果に対する不確実性要因の抽出

移行距離のバラツキが1 順目の検討より狭まった理由については、境界条件や主要断層を月吉断層に限定するなどの解析条件に制限を設けることにより、地下水の移行経路が各モデル間でほぼ同様の結果となったためと考えられる。図13は出発点11からの移行経路の様子を示したものである。月吉断層の北側で地表方向へ移行するとともに、河川（日吉川）に沿った谷地形方向へ湧出していることがわかる。Don Chanについては月吉断層に沿って地表付近に移行した後、地表付近で月吉断層を越えて谷地形に沿って下流側へ移行しているため、他のモデルに比べて移行距離が長い。移行時間の違いについては、ダルシー流速が異なるためと考えられる。図13には移行経路に沿ったダ

ルシー流速を示しているが、MODFLOWやDon Chanは他に比べてダルシー流速が大きく、TOUGH2も部分的にダルシー流速の大きな部分が見られる。このようなダルシー流速の違いが、移行時間の違いとして現れていると考えられる。このダルシー流速の違いは、岩盤中の透水特性の設定値の違いに起因していると考えられる。表3には各モデルの花崗岩健岩部の透水係数、月吉断層コア部と月吉断層に沿った割れ目帯の透水係数と厚さを示しているが、透水係数設定に関しては、10孔以上の試錐孔で実施された水理試験結果から算定された透水係数について、それぞれの解析チームにおいて異なる解釈がなされた。解釈の違いは大きく二分され、岩相ごとに整理して各々の対数平均値を均質モデルへ適用したもの（Frac Affinity, MODFLOW）や、確率密度関数を求めてその分布をモデルに適用したもの（TOUGH2,

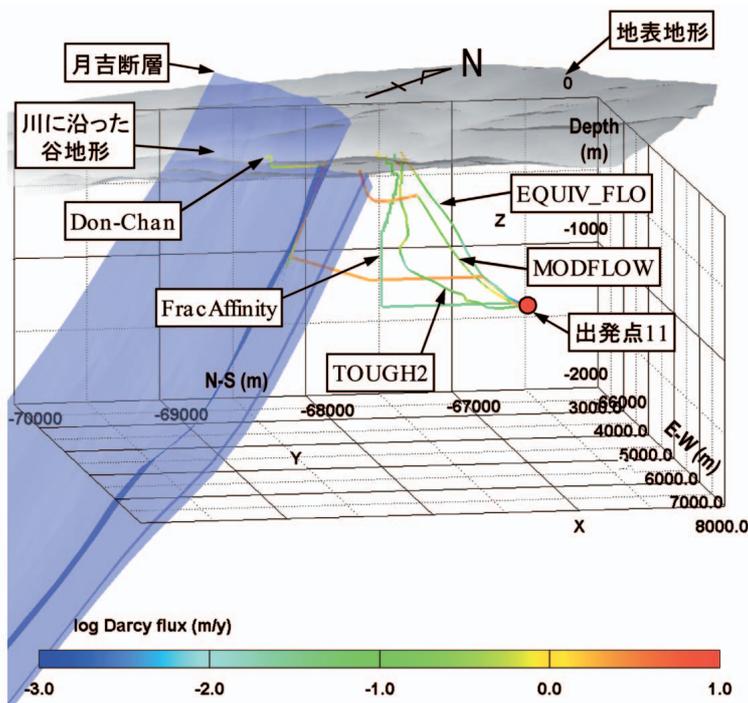


図13 出发点11からの地下水の移行経路と経路沿いのダルシー流速（追加検討）

EQUIV_FLO)である。また、様々な試験目的や試験区間長で取得された透水係数について、解析チームによって、その取捨選択方法が異なっている。

一方、月吉断層においても、要素やグリッドの形状やサイズといった解析コード等の制約によりモデル上の層厚が一定でない場合が生じるため、モデル上の層厚を考慮した透水係数の設定が必要であった。

これらのことから、5.2.3) ~ に示す不確実性要因の他に、以下の点がモデル化に必要なデータ整理の過程で生じる不確実性の低減に有効であると考えられる。

これまでに取得されたデータについては、各データ取得時の調査目的や調査対象、試験区間、試験方法等の背景情報と共に保管することにより、調査とモデル化のコミュニケーションを図ること。

今後の調査計画においては、モデル化手法に応じて「どこの水理特性を把握するためにどのような試験を実施していくか」という調査・モデル化方針を明確にすること。

断層の水理学的特性の定量的評価に加えて、断層の層厚などの幾何学的性状を定量的に評価すること。

6. 次期調査研究計画への反映

1 順目の検討及びその追加検討により、抽出されたモデル化・解析結果に対する主な不確実性要因に基づき、広域地下水流動研究及び超深地層研究所計画での調査研究計画に以下のように反映した。

リニアメントのような間接的な情報のみに基づいて不連続構造(断層等)をモデル化する際には、解析者の解釈の自由度が大きくなる。したがって、リニアメントの地質学的意味を確認することを目的とした地上物理探査を実施した³⁸⁾。不連続構造については、「遮水性」といった定性的な評価のみならず、その幾何学的性状や透水異方性、周辺岩盤との透水コントラスト等の定量的評価が必要である。したがって、地上物理探査等によって、分布が推定された断層について、これらの特性の定量的な評価を目的とした試錐調査を計画した。

境界条件については、より広域的な空間スケ-

ールでの地下水流動場を考慮して設定すること(側方境界条件)及び評価対象の空間スケールに応じた地表での水収支データを取得すること(上部境界条件)が必要である。したがって、側方境界条件では、より広域的な空間スケールにおけるモデル化・解析を実施し、後背地地形が地下水流動場に与える影響を評価することにより、適切なモデル化・解析領域及び境界条件の設定を行った³⁹⁾。上部境界条件では、モデル化・解析領域の空間スケールに応じた地表での水収支観測を実施するための検討を開始した。

地下水の実流速を求めるための有効空隙率については、既に計画している孔間水理試験にトレーサー試験等の調査を盛り込むことを検討している。

調査・モデル化方針を明確にするために、調査担当者及びモデル化担当者による調査計画の策定を実施した。

これまでに取得されたデータについて、データ取得時の調査方針等の背景情報の保管を含めたデータ管理方法について検討している。

7. まとめ

本研究では、統合化データフローを利用した繰り返しアプローチにより、効率的に地下水流動特性を把握するための調査・モデル化・解析・評価の体系化に資することを主な目的として、数km四方の空間スケールを有する領域において、複数の解析者の経験に基づくデータ解釈や概念モデルの構築、モデル化・解析を実施した。また、これらのモデル化・解析結果を比較検討することにより、モデル化・解析結果に対する不確実性要因の評価及び抽出を試みた。

その結果、データ解釈や概念モデルの構築、水理地質構造のモデル化等における解析者の考え方の共通点と相違点を明らかにするとともに、その相違点に起因した地下水流動解析結果における地下水の移行経路や移行時間、移行距離のパラツキを示すことができた。また、この相違点を生じさせる不確実性要因から、特に地下水流動解析結果に与える影響の大きい要因を抽出することができた。さらに、この結果に基づき、不確実性を低減するための調査項目を提言し、広域地下水流動研究及び超深地層研究所計画での調査研究計画に反映した。

以上のことから、複数の解析者の経験に基づくデータ解釈や概念モデルの構築、モデル化・解析を実施し、その結果を比較検討することは、地下水流動特性を把握するための効率的な調査研究計画策定に有効な手段であると考えられる。

8. 今後の進め方

本報告では、地下水流動特性評価に関する調査モデル化・解析評価の繰り返しアプローチの1順目の結果について報告した。このモデル化・解析では、モデル化プロセスにおける解析者の経験に基づく判断の自由度を制限した上で実施されたAMPに対し、この経験に基づく判断を積極的に取り入れることにより、調査データやデータ解釈、概念化、モデル化・解析等の各作業段階における不確実性を包括的に取り扱った。しかしながら、この各作業段階における個々の不確実性がモデル化・解析結果に与える影響の評価には至っていない。したがって、各調査段階におけるモデル化・解析に対する不確実性要因に関する評価においては、これら各作業段階における個々の不確実性の影響について定量的に評価するとともに、この不確実性の影響が、調査モデル化・解析評価のデータの流れにおいてどのように伝播するかについて検討する必要がある。具体的には、これまで実施してきたモデル化・解析を対象として、それらの解析に至る作業を、「調査」「生データ」「解釈/データセット」「概念化/モデル化/解析」「アウトプット」までのデータの流れとそれに介在する作業や仮定を統合化データフローに準じて整理する。また、このデータの流れの整理結果に基づき、調査データやデータ解釈、概念化、モデル化・解析等の各作業段階における個々の不確実性がモデル化・解析結果の不確実性に与える影響について、モデル化手法ごと及びモデルの更新ごとに比較、分析する予定である。さらに、これらの分析結果に基づいて、地下水流動解析結果に大きな影響を与える不確実性要因を抽出するとともに、それを解決するために必要な調査データ・手法やモデル化・解析手法について検討する予定である。

一方で、地下水の同位体組成等の情報によるモデル化・解析結果のそのものの信頼性向上に関する検討を平行して実施し、モデル化・解析結果のバラツキの低減を試みる予定である。

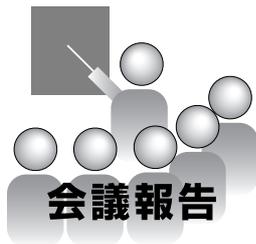
謝辞

本研究の実施にあたり、それぞれのモデル化・解析は以下の諸氏により実施されました。ここに記して感謝の意を表します。EQUIV FLO:下茂道人氏,西 篤望氏,文村賢一氏(大成建設株式会社),Don Chan:森田豊氏(Package D),渡辺邦夫氏(埼玉大学),TOUGH2:Christine Doughty氏,Kenzi Karasaki氏(Lawrence Berkeley National Laboratory),PORSALSA及びMODFLOW:Sean A .McKenna氏,Mehdi Eliassi氏(Sandia National Laboratories)。また、モデル化・解析結果の取りまとめについては、井尻裕二氏,鈴木俊一氏(大成建設株式会社)に御協力いただきましたことをお礼申し上げます。

参考文献

- 1) 核燃料サイクル開発機構:“わが国における高レベル放射性廃棄物地層処分の技術的信頼性,地層処分研究開発第2次取りまとめ 総論レポート”,サイクル機構技術資料,JNC TN 1400 99 020(1999)。
- 2) 核燃料サイクル開発機構:“高レベル放射性廃棄物の地層処分に関する研究報告-平成13年度報告-”,サイクル機構技術資料,JNC TN1400 2002 003(2002)。
- 3) 官報:“特定放射性廃棄物の最終処分に関する法律”(2000)。
- 4) 核燃料サイクル開発機構:“超深地層研究所 地層科学研究基本計画”,サイクル機構技術資料,JNC TN7410 2001 018(2002)。
- 5) 動燃事業団:“広域地下水流動研究基本計画書”,動燃事業団技術資料,PNC TN7020 98 001(1997)。
- 6) 核燃料サイクル開発機構:“超深地層研究所計画 年度報告書(平成12年度)”,サイクル機構技術資料,JNC TN7400 2001 011(2001)。
- 7) 大澤英昭,中野勝志,他:“不確実性を考慮した地質環境特性評価の基本的考え方について”土木学会第57回年次学術講演会論文集,平成14年CS10 002,pp.385-386(2002)。
- 8) 澤田 淳,三枝博光,他:“水理地質構造モデル化概念の違いによる深部地下水流動への影響評価(その1)-複数の概念モデル化手法による不確実性の検討-”亀裂性岩盤における浸透問題に関するシンポジウム論文集,pp.249-258(2001)。
- 9) 三枝博光,澤田 淳:“地質環境特性調査における地下水流動の不確実性評価に対する取り組み”第18回バックエンド夏期セミナー資料集,pp.15-21(2002)。
- 10) 澤田 淳:“地表からの調査段階における地下水流動評価について”,第19回岩盤システム工学セミナー「放射性廃棄物の地層処分特集(その2)」,システム総合研究所,pp.131-150(2002)。
- 11) 澤田 淳,三枝博光,他:“複数のモデル化手法を用いた地下水流動評価の不確実性について”,第32回岩盤力学に関するシンポジウム論文集,pp.161-166

- (2002).
- 12) Anderson, M P and Woessner, W M. :“ Applied groundwater modeling Simulation of flow and advective transport ”, Academic press, Inc (1992).
 - 13) OECD/NEA :“ Review of safety assessment methods ” (1991).
 - 14) Sahimi, M :“ Flow and Transport in Porous Media and Fractured Rock ”, VCH Verlagsgesellschaft mbH (1995).
 - 15) Andersson, J and Grundteknik, G. :“ Data and data uncertainties Compilation of data and data uncertainties for radionuclide transport calculations ” SKB Technical Report, TR 99 09 (1999).
 - 16) SKB :“ Deep repository for spent nuclear fuel, SR97 Post closure safety ”, SKB Technical Report, TR 99 06 (1999).
 - 17) Selroos, J., Walker, D D et al. :“ Comparison of alternative modeling approaches for ground water flow in fractured rock ”, Journal of Hydrology, vol. 257, pp. 174 188 (2002).
 - 18) 糸魚川淳二 :“ 瑞浪地域の地質 ”, 瑞浪市化学博物館専報, No. 1, pp. 1 50 (1980).
 - 19) 核燃料サイクル開発機構 :“ 超深地層研究所計画の現状 - 平成 8 年度 ~ 11 年度 - ”, サイクル機構技術資料, JNC TN7400 2001 001 (2001).
 - 20) 核燃料サイクル開発機構 :“ 広域地下水流動研究の現状 - 平成 4 年度 ~ 11 年度 - ”, サイクル機構技術資料, JNC TN7400 2001 001 (2001).
 - 21) 斎藤 庸, 坂森計則 :“ 広域地下水流動解析対象地域における地下水位データ整理業務 ”, サイクル機構技術資料 (契約業務報告書; 日本工営), JNC TJ7440 2000 010 (2000).
 - 22) 竹内真司, 下茂道人, 他 :“ 1000m ボーリング孔を用いた圧力干渉試験による断層近傍の透水性調査 ”, 第31回岩盤力学に関するシンポジウム講演論文集, pp. 296 300 (2001).
 - 23) 須山泰宏, 三枝博光 :“ 広域地下水流動研究における地質構造モデルの構築と地下水流動解析 ”, サイクル機構研究報告, JNC TJ7400 2000 012 (2000).
 - 24) Pruess, K. :“ TOUGH2 A general purpose numerical simulator for multiphase fluid and heat flow ”, Rep LBL 29400, Lawrence Berkeley Laboratory, Berkeley, CA (1991).
 - 25) 下茂道人, 山本 肇 :“ 等価不均質連続体モデルによる亀裂性岩盤の浸透流解析手法 ”, 大成建設技術研究所報, pp. 257 262 (1996).
 - 26) 田中達也, 渡辺邦夫, 他 :“ 地質構造を基礎としたフラクチャーネットワークモデルの開発 その1 - 解析の考え方 - ”, 応用地質, 35巻, 3号, pp. 22 33 (1994).
 - 27) Martinez, J. P., Hopkins et al. :“ LDRD Final report: Physical simulation of nonisothermal multiphase multicomponent flow in porous media ”, SAND97 1766, Sandia National Laboratories, Albuquerque, New Mexico (1997).
 - 28) 稲葉 薫, 三枝博光 他 :“ 地下水流動の予測解析統合システム (GEOMASS システム) の概要と東濃地域への適用事例 ”, 地下水学会誌, 第44巻第2号, pp. 105 123 (2002).
 - 29) Doughty, C., Karasaki, K. :“ Evaluation of Uncertainties due to Hydrogeological Modeling and Groundwater Flow Analysis (2) LBNL Effective Continuum Model Using TOUGH2 ”, 亀裂性岩盤における浸透問題に関するシンポジウム論文集, pp. 259 268 (2001).
 - 30) Shimo, M., Nishijima, N. et al. :“ Evaluation of Uncertainty due to Hydrogeological Modeling and Groundwater Flow Analysis (3) - Taisei Equivalent Heterogeneous Continuum Model using EQUIV_FLO - ”, 亀裂性岩盤における浸透問題に関するシンポジウム論文集, pp. 269 278 (2001).
 - 31) 森田 豊, 渡辺邦夫 :“ 水理地質構造モデル化概念の違いによる深部地下水流動への影響評価 (その4) - 大断層の地下水流動と物質移動に与える影響に着目したフラクチャー・ネットワーク解析 - ”, 亀裂性岩盤における浸透問題に関するシンポジウム論文集, pp. 279 288 (2001).
 - 32) McKenna, S., Eliassi, M. et al. :“ Evaluation of Uncertainties due to Hydrogeological Modeling and Groundwater Flow Analysis (5) ”, 亀裂性岩盤における浸透問題に関するシンポジウム論文集, pp. 289 298 (2001).
 - 33) 三枝博光, 前田勝彦, 他 :“ 水理地質構造モデル化概念の違いによる深部地下水流動への影響評価 (その6) - 不連続構造及び水理学的境界条件に着目した地質構造・水理地質構造のモデル化及び地下水流動解析 - ”, 亀裂性岩盤における浸透問題に関するシンポジウム論文集, pp. 299 308 (2001).
 - 34) McDonald, M G and Harbaugh, A W. :“ A Modular Three dimensional finite difference ground water flow model ”, Book 6, Modeling Techniques, Scientific Software Group, Washington, D C., (1988).
 - 35) 井尻裕二, 鈴木俊一, 他 :“ 水理地質構造の不確実性を考慮した水理地質構造のモデル化及び地下水流動解析 ”, サイクル機構技術資料 (契約業務報告書; 大成建設), JNC TJ7400 2002 003 (2002).
 - 36) Eliassi, M and McKenna, S. :“ Long term Pumping Test at MIU Site, Toki, Japan: Hydrogeological Modeling and Groundwater Flow Simulation ”, SAND REPORT, SAND 2003 0698 (2003).
 - 37) 三枝博光, 稲葉 薫, 他 :“ 断層の透水異方性に着目した水理地質構造のモデル化・地下水流動解析 - 東濃地域を例として - ”, 第32回岩盤力学に関するシンポジウム論文講演集, pp. 371 376 (2001).
 - 38) 松岡稔幸, 上原大二郎, 他 :“ 花崗岩地域を対象とした反射法弾性波探査の適用 ”, 日本応用地質学会 中部支部 平成14年度支部研究発表会・講演会予稿集, pp. 31 36 (2002).
 - 39) 稲葉 薫, 三枝博光, 他 :“ 深部地下水の流動系を把握するためのモデル化領域とその境界条件の設定に関する検討 ”, 第32回岩盤力学に関するシンポジウム論文集, pp. 359 364 (2002).



会議報告

東京工業大学 / 核燃料サイクル開発機構 連携大学院方式記念講演会 - 2003年5月16日開催 -

小井 衛

大洗工学センター 開発調整室

1. 概要

2003年5月16日に大洗工学センターで「東京工業大学 / 核燃料サイクル開発機構 連携大学院方式記念講演会」を開催した。この講演会は、この4月に東京工業大学と使用済燃料のリサイクル技術や廃棄物処分といったバックエンド分野で連携大学院による協力を開始したことを記念して、原子力の人材育成と地域に根ざした教育機関の在り方をテーマに開催され、地元自治体、教育機関並びに研究機関の関係者など約100名の方が参加した。

東京工業大学の藤井靖彦原子炉工学研究所長からは「原子力の人材育成、現状と将来展望」と題し、国内外の原子力の人材育成の現状や新法人に期待する産官学連携教育・研究の姿についてご講演いただいた。大洗町の加藤一五教育長からは「地域に根ざす、地域の期待する教育機関の姿 - 創造性を培う教育活動を目指して - 」と題し、教職員の子供達の体験活動を例に大洗町の教育の取り組みについてご講演いただいた。

また、東京工業大学の鳥井教授と大洗工学センター可児副所長がそれぞれ連携大学院による協力への期待を報告し、大洗町の小谷隆亮町長から大洗工学センターの新たな展開への期待について来賓の挨拶をいただいた。

2. 講演内容

開会挨拶

大洗工学センター所長 柳澤 務

この4月にサイクル機構は東京工業大学と連携大学院による協力を開始した。核燃料サイクルの中でも重要な分野である核燃料のリサイクル技術や廃棄物処分といった原子力と地球環境のかかわり合いに重点をおいたバックエンド分野の協力で

あり、大洗工学センターが拠点となる。

最近では、米国も廃棄物処理処分の環境問題と資源の有効利用の観点からリサイクルを模索しており、原子力を責任もって進めるには長期的な視野が必要であり、世代をまたいだ人材育成と魂のこもった技術の継承が重要な課題である。

日本原子力研究所との統合では、人材育成に関して、連携大学院のより一層の活用及び「常陽」をはじめとした研究施設の開放、共同利用を図ることで、大学との緊密な交流により研究や教育に対する新鮮味のある取組みが期待されている。今回の連携大学院の導入は、このような新法人の機能を先取りして実施するものである。またサイクル機構と大学の連携が地域の産業界の活性化にもつながるよう努力していきたい。

ここ大洗の地を町民憲章に謳われている「原子の火を育て」のモットーに沿ってアジアそして世界屈指の原子力研究センターにしたい。

講演 1

「原子力の人材育成、現状と将来展望」

東京工業大学 原子炉工学研究所長

藤井 靖彦 氏

現在、世界的に大学における総合的で高度な原子力教育プログラムが少なくなり、我が国においても、大学では原子力研究施設の維持が困難となり原子力教育が縮小するとともに、企業においても単独で人材育成することが困難な状況であり、原子力の人材確保が問題となっている。

日本原子力産業会議においても人材確保方策について検討されており、大学と研究機関が連携して基幹技術者を養成し、また企業においても各社の施設を共用して作業者を教育、認定する原子力教育システムネットワーク (NES Net) が提案された。日本学術会議、日本原子力学会においても

表1 プログラム

日 時：2003年5月16日(金)14:00～16:30	
場 所：大洗工学センター FBRサイクル国際研究開発センター（Fセルボ）	
主 催：東京工業大学 原子炉工学研究所 核燃料サイクル開発機構 大洗工学センター	
14:00～14:10	開会挨拶 核燃料サイクル開発機構 大洗工学センター所長 柳澤 務
14:10～14:50	講演1 「原子力の人材育成，現状と将来展望」 東京工業大学 原子炉工学研究所長 藤井 靖彦
14:50～15:10	報告 東京工業大学 原子炉工学研究所教授 鳥井 弘之 核燃料サイクル開発機構 大洗工学センター副所長 可児 吉男
15:10～16:00	講演2 「地域に根ざす，地域の期待する教育機関の姿」 - 創造性を培う教育活動を目指して - 大洗町教育長 加藤 一五
16:00～16:20	来賓挨拶 大洗町長 小谷 隆亮
16:20～16:30	閉会挨拶 東京工業大学 原子炉工学研究所教授 吉澤 善男

原子力教育体系の維持発展が議論されている。

一方米国では原子力教育が復活し，原子力卒業生が引っ張りだこの状況である。東京工業大学とサイクル機構の連携をはじめとする産学の連携により，大洗が原子力教育研究の中核となり，国際的に活躍できる人材や革新技術を生み出すことを期待する。

報 告

東京工業大学 原子炉工学研究所教授

鳥井 弘之 氏

現在，環境問題，事故，技術の悪用など，科学技術を担う集団の価値観や規範が社会のそれと乖離している。科学技術を担う者は，社会を知り社会と規範を揃える必要がある。

科学技術，特に原子力は，持続可能な発展に科学技術がどう役立つのか，人間の誤りや悪意を持った人間に対しどのように対応するか，誰にでも理解できる安全などの様々な問題に答えなければならないという課題がある。

この課題の解決には技術社会学が必要であり，人材の教育においてしっかりした専門を身につける一方で社会を見る目を育てる，いわゆる 型人間の 人材教育が必要である。

サイクル機構との連携大学院の協力を通して，

サイクル機構の経験と東京工業大学の連携を深めてほしい。

報 告

大洗工学センター副所長 可児 吉男

サイクル機構は，高速増殖炉を用いた核燃料サイクルの技術開発を進めており，高速増殖炉サイクルの実現こそ，21世紀以降の人類の持続的な発展に必要なエネルギーを確保しつつ，環境問題への貢献が可能になると考えている。一方海外では，国際的な枠組みによる次世代原子炉（Generation - IV）の技術開発計画等が進められており，サイクル機構もこれらに積極的に参画している。

サイクル機構と日本原子力研究所は2005年度に統合し，大洗地区は高速増殖炉を代表とする新型炉サイクル研究の中核的な拠点となる。新法人の新たな機能として，産学連携の推進が検討されている。

東京工業大学との連携大学院の協力が，産学と協力して様々な情報，国内外の優秀な人材，施設を集約して，既存の原子力施設の共同利用等としての活用を含め，最先端の原子力研究と人材育成の拠点となる「インキュベーションセンター」機能の核となることを期待し，またここで生み出される研究開発成果や特許を広く公開し，地域振興

や地域活性化の役割を担う「リエゾンセンター」機能を整備することも必要と考えている。

ここ「大洗の地」で生み出される革新技术や人材が、地域産業の活性化やベンチャー企業の育成に貢献して、地域から信頼されるエネルギー開発の拠点となり、将来的にはアジア、そして世界の原子力研究開発の拠点となるよう努力していく。

講演 2

「地域に根ざす、地域の期待する教育機関の姿」
- 創造性を培う教育活動を目指して -

大洗町教育長 加藤 一五 氏

大洗町は町民憲章に「原子の火を育て」と謳われているように、40年にわたり原子力と共存共栄してきた。特に「常陽」の初臨界については関係者のみならず住民がこぞってお祝いをした。

大洗町の原子力教育に関する取り組みでは、日本原子力研究所、サイクル機構の協力を得て地域の教職員を対象とした原子力体験セミナーを開催しており、今年8月には全国の教職員を対象としたセミナーを大洗町で開催する予定である。また、県等の研修に参加しており、県が作成した原子力ブックを活用している。子供の教育については、大洗町は体験活動を通じた教育を重視しており、「大洗わくわく科学館」等の各種博物館や自然を活用した活動を進めている。

「常陽」、「もんじゅ」、「ふげん」の命名にもあるように、原子力の開発には「智と情の調和」の願いが込められている。原子力災害に対する住民の不安を解決し住民の信頼感を構築するために、大洗町では「情」の広報を重視していく。

将来の科学者を夢見て健やかに育つ子供の教育へのご理解、ご協力をお願いしたい。

来賓挨拶

大洗町長 小谷 隆亮 氏

大洗町の歴史は国策である原子力の推進を誘致するところからスタートし、原子力を支えるという精神、熱い想いが町民全体にある。そして、40年経過し大洗の地で新たな歩みが始まり、地元として大なる将来の希望がもてる環境が生まれることに期待している。

原子力の安全や信頼確保は、規制面に加え、信頼できる人材がどれだけ携わっているかが重要である。世界に存在感を示せる人材育成の場が大洗



講演会風景

にできることは地元として大変うれしく、また心強く思う。

大洗町の「サイエンスパーク構想」や茨城県の「サイエンスフロンティア21構想」に取り組んでおり、2005年のサイクル機構と日本原子力研究所の統合による産官学連携や「常陽」の新たな展開に期待している。大洗はJMTR、「常陽」、HTTRの三つの研究用原子炉をもつ町であり、その特性を十分活かした世界の原子力教育研究センターとしての存在を示すとともに地域の新たな企業の創出を期待する。

一方、原子力教育研究センターとして活動しやすい環境をいかに作り上げていくかが大洗町としての課題であり、原子力の信頼を構築して支えていくために近隣市町村のご協力を得るとともに、大洗町としても努力していきたい。

大洗工学センターから、世界に向けて明るいニュースが多く発信されることを期待する。

閉会挨拶

東京工業大学 原子炉工学研究所教授

吉澤 善男 氏

東京工業大学とサイクル機構は、以前より研究協力、サイクル機構の施設を利用した実習やサイクル機構の研究者による講義など、研究及び教育の両面での協力が進められてきた。

これらの協力を制度として確立し発展させるため、研究面については4年ほど前に研究協力協定を、教育面での協力については今年連携講座の協定を締結した。今後、これらの制度を基礎にますます協力関係を深め、研究や教育に資したい。

将来、サイクル機構と日本原子力研究所の統合や、大学の独立行政法人化に伴い様々な制約が減ることが期待されるので、東京工業大学は大洗での拠点を確保し、協力を発展させていきたい。

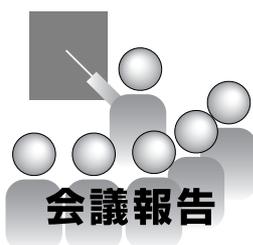
3. おわりに

講演会では、大洗工学センターに対する産学連携の強化や原子力教育研究センターとしての期待

について述べられた。

日本原子力研究所との統合を契機に、今後ますます大洗が国際的に活躍できる人材や革新技術を生み出す原子力教育研究の中核となるように努力していきたい。

最後に、記念講演会開催にあたり、ご参加とご協力を頂いた関係者に感謝いたします。



高速炉サイクル技術のためのシミュレーション コード開発に関するCEA JNCセミナー - 2003年5月28～30日開催 -

岩田 耕司 深野 義隆*

本社 社内公募型研究推進室
*大洗工学センター 開発調整室

1. はじめに

2003年5月28日から30日にかけて、大洗工学センターにおいて標記セミナーが開催された。

本セミナーは、昨年10月末に開催されたCEA JNC先進技術協力協定に基づく調整会議において、次世代のシミュレーションコード開発の考え方や方向性について共同で検討することが合意されたことを受け、仏国原子力庁(以下CEA)とサイクル機構(以下JNC)双方に編成された専門家グループによる共同検討作業の一環として開催されたものである。セミナーには、CEAからプロジェクトリーダーや専門家7名、JNCから専門家グループの12名のほか、日本原子力研究所(以下JAERI)からも10名の専門家が参加した。(写真1参照)

2. セミナー概要

セミナーでは、表1のプログラムに従い、CEAとJNCの双方よりシミュレーションコード開発の現状と将来計画、先進的なシステム構築、複雑現象のシミュレーションや統合システムへの取組みの経験や計画を紹介し合い、活発な議論が行われた。

以下、発表と議論の概要を紹介する。

[1] シミュレーションコード開発の総括報告

(1) CEA原子力エネルギー部におけるシミュレーションプロジェクト

CEAよりCEAと仏国電力公社(以下EdF)のシミュレーションコード開発プロジェクトの全体の枠組みが報告された。これに対して、ガス冷却炉の開発ステップ、この大きなプロジェクトを始めた理由、既存のコード群の改良ではなくまったく新しいアーキテクチャが必要となった理由、開発者と利用者それぞれにとってのSALOMEプラットフォームの有用性などについて議論があった。

(2) JNCにおけるシミュレーションコード開発の概要

JNCより高速炉と高レベル廃棄物処分研究の分野の解析コードの現況を紹介し、続いて、主として炉物理分野の次世代解析コードシステムを開発するために大洗に組織された作業チームの活動及びシミュレーションコードのCEA JNC協力を検討するために設置されたJNC専門家グループの検



写真1 セミナー出席者

表1 セミナープログラム

5月28日(水) 10:15 - 11:00 11:15 - 11:40 11:40 - 12:00	[1] シミュレーションコード開発の総括報告 (1) CEA原子力エネルギー部におけるシミュレーションプロジェクト (2) JNCにおけるシミュレーションコード開発の概要 (3) JAERIにおける数値シミュレーションの現況
13:15 - 13:45 13:45 - 14:15 14:15 - 14:45 14:45 - 15:15 15:30 - 16:00 16:00 - 16:20	[2] 基盤研究分野におけるシミュレーションコード：現況，必要性，将来計画 [2.1] 核，遮蔽，臨界安全コード (1) CEAの現況 (2) JNCの核計算コード [2.2] 熱流動コード (1) CEAの現況 (2) JNCの現状と将来計画 [2.3] 燃料要素及び燃料集合体コード (1) CEAの燃料要素コード (2) JNCにおける燃料シミュレーションコード開発
16:20 - 17:00	[3] 統合・結合シミュレーションコードシステム [3.1] ソフトウェア，コード構造，結合，GUIなど (1) ソフトウェア構造とSALOMEプロジェクト
5月29日(木) 9:00 - 9:45 9:45 - 10:30 10:45 - 11:40 11:40 - 12:00 13:15 - 13:45 13:45 - 14:05 14:05 - 14:25 14:25 - 14:45	[3] 統合・結合シミュレーションコードシステム (続き) [3.2] 統合シミュレーションコードシステム (1) DESCARTESプロジェクト (2) 炉物理分野におけるJNCの開発計画 (3) NEPTUNEプロジェクト (4) PLEIADESプロジェクト [3.3] 複雑現象に対するシミュレーションコードシステム (1) 高レベル廃棄物処分に対するシミュレーションの適用：ALLIANCES (2) 核-熱流動-構造結合解析システム (3) 熱過渡応力実時間シミュレーションコード (4) ナトリウム燃焼とエアロゾル挙動とカップリングしたCFDコードにおけるマルチスケールモデリング
15:00 - 17:00	[4] 次世代解析コードに関する必要性と概念，共通する研究分野，及び協力可能性についての議論 (1) 意見交換，提案，及び議論
5月30日(金) 9:00 - 10:30	[4] 次世代解析コードに関する必要性と概念，共通する研究分野，及び協力可能性についての議論 (前日からの続き) 続きの議論
10:45 - 12:00	[5] 今後の作業と予定に関する議論 (1) 共同報告書と次回会合に関する議論
13:15 - 13:30	[6] 議事録確認 (1) 議事録確認 (写真2)

討状況を紹介した。またCEAに対して、文科省により行われている類似のシミュレーションコード開発プロジェクト(ITプロジェクト)についても紹介した。

(3) JAERIにおける数値シミュレーションの現況
JAERIより、この分野のCEAとの協力の交渉経緯と現状が紹介された。炉物理コードの検証におけるFCA(高速炉臨界実験装置)の役割等について質疑応答がなされた。

[2] 基盤研究分野におけるシミュレーションコード：現況，必要性，将来計画

[2.1] 核，遮蔽，臨界安全コード

(1) CEAの現況

CEAより核計算コードシステム, ERANOS, SA-PHYR, CRISTAL, 及びモンテカルロコードTORIP-

OLIについて現況が説明された。現ERANOSシステムの改良の動機や今後の改良の予定等について



写真2 議事録の合意

議論があった。

(2) JNCの核計算コード

JNCよりJNCの核計算コードシステムの現況と、その実験解析精度を、種々の臨界実験装置、小型炉等に対して検証した結果を報告した。また、JNCシステムにおいて、炉物理的観点から今後改良が必要な項目についても紹介した。CEAから、超微細群エネルギーシステムの検証方法と、そのエネルギー群数について質問があった。

[2.2] 熱流動コード

(1) CEAの現況

CEAより熱流動解析コードの概要説明があった。PWR, BWR, 熱流動試験などに多くの適用実績がある二相流解析コードFLICA 4コードについて、解析例としてPWR主蒸気管破断事故, BWRタービントリップなどが示された。また、CASTEM, CATHARE, TRIO Uコード等の熱流動解析コードについて紹介があり、TRIO Uコードについてはエルボ内混合、バンドル内流れ、PTS(加圧熱衝撃)等の解析結果が示された。これらについて、解析の境界条件の取り扱い、メッシュサイズなどについて質疑応答がなされた。

(2) JNCの現状と将来計画

JNCより熱流動解析コードの現状と将来計画を概説した。開発目的として、解析による設計を行うこと、数値実験により詳細な情報を得て現象解明を行うこと、及び、解析の助けによってより良い実験計画を策定し有効な計測が可能になること等が述べられた。解析コードの検証方法、実験との比較などが議論された。

[2.3] 燃料要素及び燃料集合体コード

(1) CEAの燃料要素コード

CEAより、燃料要素挙動解析コードのMETEOR(軽水炉用)とGERMINAL(高速炉用)の開発状況が紹介された。また、有限要素法解析を適用したPWR燃料棒のPCMI(燃料被覆管機械的相互作用)詳細解析コードTOUTATISが紹介された。METEORコードとGERMINALコードの違い等について議論があった。

(2) JNCにおける燃料シミュレーションコード開発

JNCより、高速炉用の燃料ピン挙動解析コードCEDARとバンドル変形解析コードBAMBOOの開発状況、BAMBOOと熱流動解析コードASFREとの連成について説明した。BAMBOOとASFREの連成解析におけるコード間のデータの受け渡し方

法等について質疑応答があった。

[3] 統合・結合シミュレーションコードシステム

[3.1] ソフトウェア、コード構造、結合、GUIなど

(1) ソフトウェア構造とSALOMEプロジェクト

CEAよりSALOMEシステムについてパソコンの動画を用いたデモンストレーション、CEAのシミュレーションコードのシステム設計の最重要部である内部構造と全体構造の考え方の説明があった。

[3.2] 統合シミュレーションコードシステム

(1) DESCARTESプロジェクト

CEAより炉物理分野のプロジェクトであるDESCARTES計画の目的や経緯、目標、組織構成、今後の計画などについて総括的な紹介があった。

現状精度と目標精度の具体的な数値、データ構造とツールを共有化するための設計作業におけるCEAとEdFの体制等について議論があった。

(2) 炉物理分野におけるJNCの開発計画

JNCより炉物理解析コードのソフトウェア構造の現状と今後採用しようとしているソフトウェア構造の案について紹介した。

炉物理の次世代解析システムの開発体制、プラットフォーム等について質疑応答がなされた。

(3) NEPTUNEプロジェクト

CEAより二相流の次世代コードNEPTUNEの開発についての概要説明とともに、コード検証のためのベンチマーク解析のメニューが提示された。基礎的な実験体系と実際的で複雑な体系との関連性(外挿性)や、ベンチマーク解析を行う上での優先度付け、メニューの完全性(検証すべき項目が網羅されているか)過去の実験による検証と今後の検証計画との違い等が議論された。

(4) PLEIADESプロジェクト

CEAより燃料分野の解析コード開発プロジェクトPLEIADESの概要説明があった。PLEIADESには、燃料関係の解析コードをSALOMEプラットフォーム上に導入または新たに開発することにより、燃料と関係が深い分野(核物理、流体、構造、化学)の解析コードとの連成を合理的に行えるようにするものである。

燃料分野の高度なシミュレーション手法を開発していく上での実験データの系統的な取得の重要性等が議論された。

[3.3] 複雑現象に対するシミュレーションコードシステム

(1) 高レベル廃棄物処分に対するシミュレーションの適用: ALLIANCES

CEAより、高レベル廃棄物処分のシミュレーションコードALLIANCESの目的、内容、適用例、開発計画の説明があった。ALLIANCESは開発途上ではあるが、現在、SALOMEプラットフォーム上の完全な移行が終了し利用に供されている唯一のシミュレーションコードである。既存のコードをSALOMEプラットフォームに適合させるための改造方法等について質疑応答がなされた。

(2) 核 - 熱流動 - 構造結合解析システム

JNCが開発した核 - 熱流動 - 構造結合解析システムFANTASIについて、その開発目的、システム構成、サンプル解析結果を紹介した。FANTASIを構成するコード間の時間ステップや結合方法等について議論があった。

(3) 熱過渡応力実時間シミュレーションコード

JNCより、熱過渡応力実時間シミュレーションコードPARTSに関して、開発目的、プログラム手法、ユーザーインターフェースについて説明した。またPARTSコード開発を通して得た経験と、その経験に基づき開発を開始した次世代コードPARTS.NETの紹介を行った。

(4) ナトリウム燃焼及びエアロゾル挙動とのカップリングを組み込んだCFDコードにおけるマルチスケールモデリング

JNCより、ナトリウム燃焼の安全評価に対するアプローチの紹介があった。CEAより、このようなマルチスケール解析はCEAのアプローチとも類似しており、良い方法であること、有益な情報交換ができるとの期待が表明された。また、数値解析により相関式を求める部分について、求めた相関式の検証、相関式としてどのような変数を用いてどのようにモデル化するかについて質疑応答があった。

[4] 次世代シミュレーションコードに対するニーズと概念、共通の関心分野、及び協力可能性についての議論（意見交換、提案、及び議論）

JNCより、これまでのCEA JNC協力の枠組みを簡単にレビューしたのち、JNC専門家グループにおける次世代シミュレーションコードに対する検討状況を説明した。解析コード開発のニーズは、大部分が各研究分野のモデル開発、手法開発、コードの統合、実験検証であること、現時点ではJNC

には次世代解析コードを共通プラットフォーム上で統一的に開発していく強いニーズはないものの、炉物理の分野はコードの整理・統合のニーズが強く、先行的に開発を進める価値があること等のJNCの暫定的な方針を説明した。

この認識の下に、JNCは協力の第一ステップとして、まず核計算の分野から協力を開始するのが適当であるとの考えを提示した。CEAは、この提案に賛同し、JNCへの技術情報の提供を約束するとともに、ツールボックスの共同開発等も歓迎すると回答した。

一方、CEAからは、双方にとって有益であるマルチスケール熱流動解析分野で協力を進めたいとの提案があり、JNCは基本的に合意する旨の回答を行った。NEPTUNEの対象とする二相流解析と、JNCで取り組んでいる混相流解析は共通点が多く、JNCとしては、次世代解析コードに関する協力の枠組みでマルチスケールアプローチに関する協力の協議を継続したい旨をCEA側に伝えた。

CEAはまた、高レベル廃棄物処分の分野での協力の可能性とALLIANCESシステムの提供を申し出たのに対し、JNCは、可能性の検討を続けると回答した。

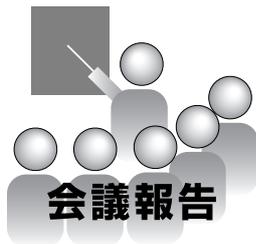
[5] 今後の作業と予定について

本年9月末までに作成予定のCEA JNC共同報告書について議論し、含めるべき内容と分担並びに作業工程を決定した。なお、CEA JNC共同報告書と今回合意された提案を、次回のCEA JNC協力コーディネーション会議に提出することを確認した。

3. おわりに

本セミナーでは、CEAとJNCのシミュレーションコード開発の現状と将来計画について議論するとともに、今後の開発の方向性や協力の可能性についても意見交換した。その結果、双方の開発の方向性が一致する部分や、共通の関心領域が見出され、協力の可能性に関しても一定の合意が得られたことは有意義であった。今後は、本年9月末頃に仏で専門家会合を持ち、CEA JNC共同報告書を取りまとめしていく予定である。

最後に、JNC専門家グループのメンバーを始めセミナー出席者並びに開催にご協力いただいた方々に深く感謝します。



原研・サイクル機構合同報告会

- 統合と新展開に向けて -

2003年 6月13日開催

秋山 莞爾

本社 広報部

1. はじめに

2003年6月13日、東京の有楽町朝日ホールにおいて、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）は合同で「原研・サイクル機構合同報告会 - 統合と新展開に向けて -」を開催した。

サイクル機構と原研は、我が国の原子力分野における中核的な研究開発機関として、それぞれの目的を達成するために着実に事業を進め、多くの成果を挙げてきたが、2001年12月の閣議決定において、両法人を統合し、新たに原子力研究開発を総合的に行う我が国唯一の独立行政法人とする方向が示され、現在統合に向けた準備に取り組んでいる。

本報告会は、両法人の先行的取り組みとして、毎年個別に開催してきた研究成果等の報告会を合同で開催することとしたものであり、今回は「統合と新展開に向けて」をテーマに、研究開発の現状と将来の展望及び特定テーマの最近の研究成果の報告並びに(財)エネルギー総合工学研究所理事長秋山守氏による特別講演を内容としたものである。

2. 報告会

2.1 開会挨拶 原研 齋藤伸三理事長

原研、サイクル機構のこれまでの業績及び国の「原子力二法人統合準備会議」の検討状況の紹介を行うとともに、原研、サイクル機構が、統合準備室を設け統合に向けた準備を着実に進めているところであるとの挨拶があった。

2.2 報告

(1) 研究開発の現状と将来展望

①原研 岡崎俊雄副理事長

新法人の目指す研究開発は、原子力の基礎・基盤研究、核燃料サイクル確立を目指した研究開発、

原子力安全研究、放射線利用研究、核不拡散技術開発、原子力人材育成、原子力防災である。

原研は、原子力施設の安全性評価へ貢献し、高い経済性とプルトニウムの柔軟な利用を可能とする革新的な水冷却炉開発を進展させ、ITER計画を中心とする核融合エネルギー実現に向けた取り組みを行うとともに、幅広い産業応用を目指す放射線利用研究を行い、原子力の可能性の更なる開拓を目指す基礎・基盤研究を着実に進展させた。

今後、原子力二法人統合準備会議の最終報告を受けて新法人設立準備作業を行うが、既に融合研究等幾つかの統合に向けた先行的取り組みを行っている。

②サイクル機構 中神靖雄副理事長

サイクル機構は、将来のエネルギー確保と環境問題解決への有力な方策である高速増殖炉(FBR)の実用化と核燃料サイクル技術の確立を目指し、発電用原型炉「もんじゅ」や実験炉「常陽」を活用したFBRシステム、そして、使用済燃料の再処理、プルトニウム利用技術、高レベル放射性廃棄物処理処分等、核燃料サイクルの要となる研究開発を行い、幾多の成果を挙げてきた。

また、その成果や技術は、我が国の民間事業者への技術移転により事業化に貢献するとともに、国際的な安全管理や核軍縮分野への貢献にも積極的に努めている。

このように、サイクル機構は、環境負荷とエネルギー安定供給及び経済性向上に貢献し、「安全・安心」「社会受容性」につながるシステムの構築を行ってきた。

(2) 特定テーマ報告

①「動き出した水素社会と高温ガス炉」

原研 早田邦久理事

地球温暖化を解決する有力な手段として、水素をエネルギー源として利用する水素社会実現に向

けての動きが、世界的にも急速に高まってきている。水素社会を実現するためには、水素は自然界には単独で存在しないため、水素を大量に製造する必要がある。高温のガスを直接炉外へ取り出せる高温ガス炉は、その熱を利用して二酸化炭素を排出せずに水素を製造できる原子炉として、世界の期待を集めている。原研では、高温ガス炉による水素製造を実現するため、高温ガス炉と水素製造施設の接続に関する技術開発、原料の水から高温のガスを用いて炭酸ガスを排出しないで水素を製造する技術（ISプロセス）に関する技術開発、等を進め、高温工学試験研究炉（HTTR）による世界初の原子炉からの水素製造の実現を目指している。

②「放射線利用の今、そして未来へ」

原研 田中俊一理事

放射線利用は、エネルギー利用と並ぶ原子力のもう一つの顔として、原研では、発足当初から原子炉、原子炉で製造したラジオアイソトープ、加速器を利用し、我が国の放射線利用研究を先導してきた。

放射線は、現在、工業、医療、診断、農業、学術研究等の広範な分野で、我が国の産業と私たちの生活において大変重要な役割を果たしており、さらに21世紀の科学技術の特徴である「ナノサイズの科学技術」の発展の確かな礎となるものと考えられる。

Spring 8、TIARA、X線レーザー、JRR 3、PARCといった世界的に誇る放射線施設が21世紀の科学技術の発展に如何なる役割を果たすか、放射線利用の今を振りかえり、放射線利用の未来を展望した。

③「「ふげん」から「もんじゅ」へ」

サイクル機構 菊池三郎理事

エネルギー資源に乏しい我が国として、核燃料サイクルを確立し、プルトニウム及びウランを有効利用することは原子力政策の基本的な考え方である。

その第一歩として、自主技術により新型転換炉原型炉「ふげん」を開発し、25年間の安定・安全運転を行い、本年3月に運転を終了した。

「ふげん」は発電プラントとしての技術的成立性を実証するとともに、国産炉としてプルトニウム利用の先駆的役割を果たした。また、それを支えるプルトニウム燃料開発・製造技術、再処理技術

などの核燃料サイクル技術を前進させ、次の高速増殖炉開発の礎を築いてきた。

今後は、我が国の核燃料サイクル技術開発の中核施設である高速増殖原型炉「もんじゅ」開発を推進する必要があり、事前了解後の改造工事、運転、実用化に向けた対応を進めていきたい。

④「高レベル放射性廃棄物地層処分技術に関する研究開発の新たな展開」

サイクル機構 大和愛司理事

高レベル放射性廃棄物の地層処分に関しては、2002年12月に実施主体である原子力発電環境整備機構によって「最終処分施設の設置可能性を調査する区域」の公募が開始され、我が国の地層処分計画は事業化に向けた新たな段階へと踏み出した。このような状況の中で、我が国における地層処分技術の信頼性をさらに高め、もって処分事業と安全規制の双方の技術基盤をより堅固なものとし、社会の不安や疑問を払拭していくことが、今後の研究開発における大きな課題である。

サイクル機構では、岐阜県瑞浪市及び北海道幌延町で進めている2つの深地層の研究施設やエントリー、クオリティなどの室内試験施設を活用し、また国内外の関係機関と協力しながら、事業と規制の両面で進められる我が国の地層処分計画に先行して、基盤となる技術や情報を提供していく。あわせて長期にわたる地層処分の事業や国の施策を支えていくための研究者の育成や技術の継承、並びに国民各層の地層処分に対する理解の増進に努めていく。

(3) 質疑対応

上記報告に対し会場から、水素社会の二酸化炭素発生量、自然エネルギー依存性等2件の質問があり、それぞれ報告者から回答した。

2.3 特別講演

(1) (財)エネルギー総合工学研究所理事長秋山守氏から「原子力研究開発新法人への期待」とのテーマで特別講演を頂いた。(写真1参照)

講演の項目は、二法人統合計画の経緯及び統合準備会議の検討状況、両法人の近年の実績と社会の評価、原子力を巡る内外の動向、原子力新法人のミッション、新法人への期待である。

新法人のミッションについては、統合準備会議の方向として7項目が示されている。すなわち、原子力の基礎・基盤研究等を総合的に推進



写真1 秋山守先生による特別講演

核燃料サイクルの確立を目指した研究開発を実施

安全研究，核不拡散研究等の実施を通じた国の核不拡散や安全規制，原子力防災対策への協力

教育研究への協力等を通じた原子力人材の育成

原子力基盤施設の共用

研究成果の普及

原子力研究に関する情報の収集，分析及び提供

である。

新法人に対しては，次の5項目を期待する。

統合準備会議に代表される社会からの意見と期待を受け，鋭意研究開発事業を進める。

基本を維持しつつも，極力自由で創意のある

取組みを進める。

内部で議論を重ね，意を尽くしつつ，重点的かつ先行的に事業に挑戦する。

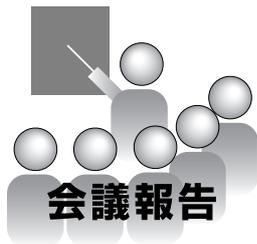
戦略的プラットフォームたる「ペンタゴン」もベースに，交流と協力の輪を広げる。

人こそが原動力であり，人のネットワークの充実と強化に一層力を注ぐ。

(2) 参加者との対話（秋山守氏，原研 早田邦久理事，原研 田中俊一理事，サイクル機構 岸本洋一郎理事，サイクル機構 相澤清人理事）参加者から，新法人としての人材育成の方策はどうか，1つの巨大な研究機関になることにより研究の目を潰すことはないか，新法人は従来の法体系のみで問題ないか等の6件の質問があり，それぞれ担当役員が回答した。また，もんじゅの早期運転再開を望むとの要望も出された。

さらに，特別講演者の秋山守氏から全体感想として，新法人の統合が若人の関心を集めることを願い，それが人材育成に役立つと考えられること及び新法人のメリットを最大限生かすように期待する等の要望があった。

2.4 閉会挨拶 サイクル機構 都甲泰正理事長
新法人に期待される原子力の基礎・基盤研究等の総合的な推進や核燃料サイクルの確立を目指した研究開発の実施等を進めたい。特に「もんじゅ」については，関係方面の理解を得た上で工事着工を目指し全力を傾けるとの挨拶があった。



大学等との研究協力制度にかかわる 2003年度研究成果報告会 2003年7月18, 24日開催

亀田 昭二

本社 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、研究分野ごとに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(2003年7月18日:大洗工学センター及び2003年7月24日:テクノ交流館リコッテイ)。

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、研究分野ごとに2回に分けて開催した（写真1及び2参照）。

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。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、平成14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12件（内訳：高速増殖炉関係；5件、核燃料サイクル関係；3件、放射線安全関係1件、地層処分・地層科学関係；3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；3件、核燃料サイクル関係；2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3件の研究成果の合計23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 高速増殖炉関係及び核燃料サイクル関係

【表1】

(1) 低放射性廃液中のMo、Te等の蒸発挙動の評価

Pd、Mo、Te等の核分裂収率は大きいですが、放射能の低い核種について、過剰設計を回避できる、より精度の高いプラント設計に資するため、低放射線廃液の蒸発缶内での移行に着目した試験を行い、移行率のデータを収集した。

(2) ガラス融液の酸化還元状態とルテニウム化合物の電気伝導度に関する研究

高燃焼度燃料等の再処理に伴う白金元素の増加を考慮し、高レベル放射性廃液のガラス固化の際に廃液中に含まれる白金元素、特にルテニウム化合物のガラス溶液炉内での挙動を把握し、電気伝導性の制御につながる基礎データを取得した。

(3) センサフュージョンによる三次元測距の研究

遠隔によりセル内据付を実施する上で、セル内での機器取り付け境界の三次元位置を必要とされる精度で測定し、かつそれによる機器の位置決めを行うため、レーザー光とカメラを主として用い、機器取り付け境界位置への移動、取り付け間に設置する機器のレイアウト位置決め制御法を検討した。

(4) ゾルゲル法を用いたCERMET燃料・固化体製造に関する研究

余剰プルトニウム及びマイナーアクチノイド含有燃料として、その第一候補材料であるジルコニウム酸化物球の製造にゾルゲル法を適用するため、製造条件の決定及びジルコニウム酸化物と種々の金属との反応について実験的に調査した。

(5) 消滅処理用アクチノイド水素化物の開発

アクチノイド水素化物を用いた消滅処理方法の実用化に必要なアクチノイド水素化物ターゲットの開発を行うとともに、「常陽」を用いた照射試験の許認可に必要な物性データの取得及び炉内での照射挙動の予測と燃料設計に必要な水素化物燃料挙動解析コードの開発を行った。

(6) ナトリウム燃焼の化学熱力学に関する研究

ナトリウム燃焼生成物による鉄基材料の腐食に



写真1 報告会風景



写真2 参加者風景

表1 大学等との研究協力制度に係わる平成15年度研究成果報告会
【高速増殖炉関係及び核燃料サイクル関係】

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> 核燃料リサイクルプラントの設計に関する基礎研究 低放射性廃液中のMo, Te等の蒸発挙動の評価	共同研究	大洗工学センター システム部 再処理Gr	東北大学 多元物質科学研究所 助手 伊藤 勝雄
2	<先行> 溶融廃棄物ガラス中のルテニウム化合物の電気伝導度に関する研究 ガラス融液の酸化還元状態とルテニウム化合物の電気伝導度に関する研究	共同研究	東海事業所 再処理センター 環境保全部 処理第三課	産業技術総合研究所 関西センター 生活環境系特別研究体 主任研究員 山下 勝
3	<先行> セル内三次元測距に関する研究 センサフュージョンによる三次元測距の研究	共同研究	東海事業所 環境センター 先進リサイクル部 機器開発Gr	茨城大学 工学部 システム工学科 教授 白石 昌武
4	<公募> ゾルゲル法を用いたCERMET燃料・固化体製造に関する研究	共同研究	東海事業所 環境センター 先進リサイクル部 ブル開Gr	九州大学 大学院工学研究院 環境システム科学研究センター 教授 出光 一哉
5	<公募> 消滅処理用アクチノイド水素化物の開発	共同研究	東海事業所 環境センター 先進リサイクル部 ブル開Gr 【協力箇所】 大洗工学センター 照射センター 照射課	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 山脇 道夫
6	<博士> ナトリウム燃焼の化学熱力学に関する研究	博士 研究員	大洗工学センター 技開部 材料研Gr	黄 锦涛 博士研究員 (注)
7	<先行> 高速炉心用フェライト鋼の微細組織と靱性に関する研究 フェライト鋼の長時間使用劣化を予測するための微細組織学	共同研究	大洗工学センター 照射センター 燃材部 MMS	北海道大学 大学院工学研究科 物質工学専攻 教授 大貫 惣明
8	<先行> 先進的高速炉構造材料の開発に関する研究 高純度鉄基合金開発に関する研究(2) - 高純度鉄基合金試料の作製・極微量分析・特性試験 -	客員 研究員	大洗工学センター 技開部 材料研Gr	東北大学 金属材料研究所 高純度金属材料科学研究部門 助教授 安彦 兼次
9	<先行> ナトリウム燃焼時の輻射伝熱に関する研究 同上 - モデル化とその検証及び輻射物性値測定法検討 -	共同研究	大洗工学センター 技開部 流体Gr	北海道大学 大学院工学研究科 機械科学専攻 教授 工藤 一彦
10	<先行> ナトリウム冷却FBR用熱電発電システムに関する研究 (1) 熱電素子およびシステム化技術の開発に関する研究	客員 研究員	敦賀本部 国際センター システム開発Gr	京都大学 大学院エネルギー科学研究科 工ネルギー応用科学専攻 助教授 鈴木 亮輔
11	<先行> ナトリウム冷却FBR用熱電発電システムに関する研究 (2) ナトリウムFBR用Bi Te/Zn Sb系熱電発電マルチモジュール技術の開発とその検証	客員 研究員	敦賀本部 国際センター システム開発Gr	東京大学 先端科学技術研究センター 教授 相澤 龍彦
12	<公募> マルチレベルモデリングによる微細組織変化を考慮した高温変形解析法の開発	共同研究	大洗工学センター 技開部 材料研Gr	東京大学 先端科学技術研究センター 教授 相澤 龍彦
13	<公募> 9Cr ODS マルテンサイト鋼の重照射下における損傷組織発達機構の解明	共同研究	大洗工学センター システム部 核燃料Gr 【協力箇所】 大洗工学センター 照射センター 燃材部 MMS	京都大学 エネルギー理工学研究所 教授 木村 晃彦
14	<公募> 高燃焼度燃料および革新型燃料の熱流動設計評価における数値実験法の開発	共同研究	大洗工学センター 技開部 流体Gr	東京工業大学 原子炉工学研究所 教授 二ノ方 壽

(注) 現在：(財)かがわ産業支援財団 高温高压流体技術研究所の主任研究員

{ <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 }

ついて化学熱力学的及び化学量論的な検討を行うために必要な信頼性の高い熱力学データを、ナトリウム化合物の熱力学特性を雰囲気制御可能な条件下で直接測定し、取得するとともに、腐食機構の解明を行った。

(7) フェライト鋼の長時間使用劣化を予測するための微細組織学

改良型フェライト鋼に関し、長時間時効や照射に伴う材料組織変化（析出、転位、照射欠陥、粒界偏析等）と靱性の相関性について、電子線照射材と中性子照射材との比較検討結果も踏まえて明確にするとともに、材料の特性向上の指針を得ることができた。

(8) 高純度鉄基合金開発に関する研究

- 高純度鉄基合金試料の作製・極微量分析・特性試験 -

高速炉の最適材料設計・実用材開発に資するため、超高純度鉄基合金により、高速炉特化構造材料（鉄鋼材料）としての開発の見通しを得るとともに、構造材料の実用的な製造見通しを把握することができた。

(9) ナトリウム燃焼時の輻射伝熱に関する研究

- モデル化とその検証及び輻射物性値測定法検討 -

ナトリウム燃焼時の輻射伝熱量を評価するため、エアロゾル粒子群の光学物性値と寸法、個数密度、発熱量の統計的・空間的分布に基づき、モデルを構築するとともに、輻射に関する実験結果に基づき、輻射伝熱量に関するデータ分析、輻射伝熱に関連する物性値評価手法に関する研究を行った。

(10) 熱電素子およびシステム化技術の開発に関する研究

熱電発電システムをナトリウム冷却FBRに適用する場合の技術的可能性の見通しを得るため、熱電変換素子の開発、モジュール化技術の開発並びに基礎実験装置と小型試験装置による確認実験を行い、モジュール熱電変換効率の評価さらにはシステム熱電変換効率評価のための基礎資料を得ることができた。

(11) ナトリウムFBR用Bi Te/Zn Sb系熱電発電マルチモジュール技術の開発とその検証

Bi Te系の熱電発電ユニットをサイクル機構の施設に設置し、温度挙動・排熱量に対する発電特性変化を実測するとともに、発電ユニットを構成

する低温側/高温側バッファ材の耐久性等を評価した。

(12) マルチレベルモデリングによる微細組織変化を考慮した高温変形解析法の開発

高速炉構造材料における健全性の保証と高速炉構造体の高温変形解析とを結合する新しい方法論の提案を目標として、マクロ-ミクロ解析手法を展開し、SEM中材料試験等により、その妥当性を検証した。

(13) 9Cr ODSマルテンサイト鋼の重照射下における損傷組織発達機構の解明

低放射化フェライト鋼の重照射研究で得られている照射効果機構及び照射相関の基礎的知見並びに材料評価の手法を最大限に活用して、ODSフェライト・マルテンサイト鋼の重照射下における耐照射性、耐ヘリウム脆化特性及び相安定性の評価を行った。

(14) 高燃焼度燃料および革新型燃料の熱流動設計評価における数値実験法の開発

ナトリウム冷却高速増殖炉の炉心燃料熱流動設計の観点から、炉心設計の自由度を大幅に増大させることを目的として、高燃焼度化や長寿命化を念頭に置いた通常の燃料形状に対し、これまで培ってきた計算科学的手法をベースとする高度な熱流動評価手法を確立するとともに、超長寿命炉心に装荷する燃料集合体を念頭に、任意の新型高性能被覆管形状を考慮に入れた熱流動の観点から、最適な燃料被覆管形状及び配置を検討した。

3.1.2 地層処分・地層科学関係及び放射線安全関係
【表2】

(1) マグマの固結・定置プロセスにおけるき裂形成メカニズムと透水性き裂の評価

き裂性岩盤、特にその代表的岩種の一つである花崗岩を主な研究対象として、岩盤の地質学的安定性及び岩盤中の水理・物質移行特性を的確かつ合理的に調査・解析する技術の開発・実用化を行った。

(2) 沿岸部および沿岸海底地下水の水理・地球化学環境の評価に関する研究

沿岸海底地域の廃棄物隔離性・安定性を評価する上で非常に重要な問題として捉えられる氷河性海水準変動に関し、地質学的・地形学的・地下水学的・地球化学的・数値解析手法を融合した評価システムの開発・構築を行った。

表2 大学等との研究協力制度に係わる平成15年度研究成果報告会
【地層処分・地層科学関係及び放射線安全関係】

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	<公募> マグマの固結・定置プロセスにおけるき裂形成メカニ ズムと透水性き裂の評価	共同研究	東濃地科学センター 地質環境Gr	東北大学 大学院工学研究科 地球工学専攻 助教授 土屋 範芳
2	<公募> 沿岸部および沿岸海底地下水の水理・地球化学環境の 評価に関する研究	共同研究	東濃地科学センター 地質環境Gr	東京大学 大学院工学系研究科 地球システム工学専攻 助教授 徳永 朋祥
3	<先行> 深部地質環境に対する微生物の影響に関する研究 地下微生物群集の種組成と代謝の多様性に関する研究	共同研究	東濃地科学センター 地質環境Gr	広島大学 生物生産学部 生物生産学科 助教授 長沼 毅
4	<先行> 地下水流動特性評価に関する研究 地下水総合モニタリング情報を用いた水理地質構造モ デル化手法の開発に関する研究	客 員 研 究 員	東濃地科学センター 地質環境Gr	埼玉大学 地圏科学研究センター 教授 渡辺 邦夫
5	<博士> 海水準変動と海岸浸食の将来予測に関する基礎研究： 化石、堆積相そして堆積年代からの高精度地層形成メ カニズムの解明	博 士 研 究 員	東濃地科学センター 地質環境Gr	鎌滝 孝信 博士研究員 (注1)
6	<博士> コロイドの固相表面への付着現象を考慮した多孔質媒 体中でのコロイドの移行メカニズムの解明および核種 移行評価モデルの開発	博 士 研 究 員	東海事業所 環境センター 処分研究部 処分バリアGr	鎮守 浩史 博士研究員 (注2)
7	<公募> 固液界面におけるアクチノイドイオンの酸化還元反応メ カニズム	共同研究	東海事業所 環境センター 処分研究部 放射化学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 田中 知
8	<先行> 地球化学用マイクロPIXE測定システムの高度化研究 PIXEによる鉱物と流体包有物の微量元素定量法の開発	共同研究	東海事業所 環境センター 処分研究部処分 バリアGr 研究計画Gr	筑波大学 地球科学系 講師 黒澤 正紀
9	<先行> 最新の放射線計測技術を用いた再処理施設の放射線計 測システムの高度化研究 光ファイバーを用いた高信頼性・高機能放射線モニタ の開発研究	共同研究	東海事業所 放射線安全部 線量計測課	名古屋大学 大学院工学研究科 原子核工学専攻 助手 河原林 順

(注1) 現在：(独)産業技術総合研究所 活断層研究センターの特別研究員

(注2) 現在：トヨタ自動車(株) 東富士研究所勤務

{ <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 }

(3) 地下微生物群集の種組成と代謝の多様性に関する研究

微生物の代謝活動による酸化還元反応や物質移動(溶解・沈殿)への影響評価を行うための基礎的知見を得るため、地下深部の微生物の存在量・多様性・機能等について調査研究を行った。

(4) 地下水総合モニタリング情報を用いた水理地質構造モデル化手法の開発に関する研究

東濃地科学センターで実施している超深地層研究所計画等で取得しているモニタリングデータを用いて、モニタリングデータ間の相関関係の把握、モニタリングデータに影響を及ぼしている人為的

な影響の定量的評価及び地下水流動場の評価を行うための地下水総合モニタリングデータ解析・評価システムの開発を行った。

(5) 海水準変動と海岸浸食の将来予測に関する基礎研究：化石、堆積相そして堆積年代からの高精度地層形成メカニズムの解明

データの豊富な南関東の海岸堆積物を例に、気候や海面変動に対応した侵食・堆積のプロセスを具体的かつ正確に復元する手法を開発するとともに、侵食と堆積による地形発達を予測するモデルの構築を行った。

(6) コロイドの固相表面への付着現象を考慮した多孔質媒体中でのコロイドの移行メカニズムの解明および核種移行評価モデルの開発

核種の形成する真性コロイドや地下水コロイドに核種が収着して形成される擬似コロイドの核種移行評価モデルの開発に資するため、多孔質媒体中におけるコロイドの移行挙動について、特に系の諸条件から受ける影響が大きいと考えられる、移行コロイドの固相表面への付着現象メカニズムの解明を行った。

(7) 固液界面におけるアクチノイドイオンの酸化還元反応メカニズム

バッチ試験やレーザ分光法等のin situ試験とXPSやSEM等のex-situ試験及び第一原理に基づいた分子軌道法を組み合わせることにより固液界面におけるアクチノイドイオン、特にNp(V)のFe(II)含有鉱物界面での酸化還元メカニズムの解明を行った。

(8) PIXEによる鉱物と流体包有物の微量元素定量法の開発

処分環境下における岩石中の核種移行挙動メカニズムの理解に役立てるため、地球科学用マイクロPIXE測定システムにより岩石を構成する鉱物並びにその流体包含物を対象とした微細領域の微量元素挙動を正確に測定する技術を確立した。

(9) 光ファイバーを用いた高信頼性・高機能放射線モニタの開発研究

狭隘空間、特殊環境(セル等)下での放射線計測や放射線の空間分布の連続的な計測が行えるとともに、簡素化、高信頼性化した放射線計測システムを構築するため、原理的な検証実験のほか、位置分解能、検出感度、測定可能長さ等について特性の把握及び性能の向上を重視し、放射線測定システムとして実用化できる可能性の検討を行った。

報告会のまとめとして、本日の研究成果の報告を聞くにつけ、大学とサイクル機構との研究協力がうまく有効的に進んでいるとの印象を受けるとともに、専門的な内容を分かり易く説明していく努力を今後とも更に進めていくことが必要ではないかとの認識を強くした。

また、本日のような基礎的研究を積み上げていくことは必要であり、その成果は将来的にはいろいろな意味で役に立つと考えるので、今後とも大学と

の連携・協力の下、積極的に研究を進め、収束させていくことが必要と考えます。

更に、報告会では多領域にわたる報告がなされており、今後とも継続していき、すばらしい成果が出ることを期待したい旨の講評がなされた。

4. おわりに

本年度は、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を研究分野毎に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、研究内容の更なる充実を期待したい。

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、既に発行している報告書を以下に示しますのでご利用下さい。

- ① JNC TN1400 2003-007 先行基礎工学研究に関する平成14年度研究概要報告
- ② JNC TN1400 2003-008 核燃料サイクル公募型研究に関する平成14年度研究概要報告
- ③ JNC TN1400 2003-009 博士研究員による平成14年度研究概要報告
- ④ 表1のNo.1関係
 - ・ JNCレポート(登録中) 低放射性廃液中のMo、Te等の蒸発挙動の評価
- ⑤ 表1のNo.2関係
 - ・ JNC TY8400 2003-004 溶融廃棄物ガラス中のルテニウム化合物の電気伝導度に関する研究 - 高レベル放射性廃液固化研究報告 -
- ⑥ 表1のNo.3関係
 - ・ JNC TY8400 2003-007 セル内三次元測距に関する研究
- ⑦ 表1のNo.4関係
 - ・ JNC TY8400 2003-001 ソルゲル法を用いたCERMET燃料・固化体製造に関する研究(公募型研究に関する共同研究報告書)
- ⑧ 表1のNo.5関係
 - ・ JNC TY8400 2003-006 消滅処理用アクチノイ

ド水素化物の開発（公募型研究に関する共同研究報告書）

⑨表1のNo.6関係

- i) JNC TN9400 2000-101 System Assessment and Calibrations of the Knudsen Effusion Quadrupole Mass Spectrometer
- ii) JNC TN9400 2001-046 Quantum Mechanic Study of Electron Impact Ionization Cross Sections of Sodium-containing Molecules
- iii) JNC TW9400 2001-095 Determination of Gibbs Energy of Formation of Na_3FeO_3 by High Temperature Mass Spectrometer
- iv) JNC TW9400 2002-006 Assessment of Thermochemical Data of Ternary Na-Fe Oxides and Calculation of Na-Fe-O Phase Diagram
- v) JNC TY9400 2002-069 Physical and Chemical Properties sodium ferrates and equilibrium calculations in $\text{H}_2\text{O}/\text{CO}_2$ environment
- vi) JNC TY9400 2002-077 Thermochemical investigation of sodium combustion

⑩表1のNo.7関係

- ・JNCレポート(登録中) フェライト鋼の長時間使用劣化を予測するための微細組織学(先行基礎工学研究に係わる共同研究報告書)

⑪表1のNo.8関係

- ・JNC TY9400 2003-034 高純度鉄基合金開発に関する研究(2) - 高純度鉄基合金材料の作成・極微量分析・特性試験 - 「先行基礎工学分野に関する報告書」

⑫表1のNo.9関係

- i) JNC TY9400 2001-007 ナトリウム燃焼時の輻射伝熱に関する研究 - モデル化とその検証及び輻射物性値測定方法検討 - 先行基礎工学分野に関する平成12年度報告書(共同研究報告書)
- ii) JNC TY9400 2003-004 ナトリウム燃焼時の輻射伝熱に関する研究 - モデル化とその検証及び輻射物性値測定方法検討 - 先行基礎工学分野に関する最終詳細報告書(共同研究報告書)

⑬表1のNo.10関係

- ・JNC TY4400 2003-004 ナトリウム冷却FBR用熱電発電システムに関する研究 - 熱電素子およびシステム化技術の開発に関する研究 -

⑭表1のNo.11関係

- ・JNC TY4400 2003-003 ナトリウム冷却FBR用熱電発電システムに関する研究 - ナトリウムFBR用Bi-Te/Zn-Sb系熱電発電マルチモジュール技術の開発とその確証 -

⑮表1のNo.12関係

- ・JNC TY9400 2003-006 マルチレベルモデリングによる微細組織変化を考慮した高温変形解析法の開発(核燃料サイクル公募型研究に係わる共同研究報告書)

⑯表1のNo.13関係

- ・JNC TY9400 2002-073 SVIR-1照射ODSフェライト/マルテンサイト鋼被覆管のリング引張特性評価

⑰表1のNo.14関係

- ・JNC TY9400 2003-010 高燃焼度燃料および革新型燃料の熱流動設計評価における数値実験法の開発

⑱表2のNo.1関係

- ・JNCレポート(登録中) マグマの固結・定置プロセスにおけるき裂形成メカニズムと透水性き裂の評価

⑲表2のNo.2関係

- ・JNCレポート(登録中) 沿岸部および沿岸海底地下水の水理・地球化学環境の評価に関する研究

⑳表2のNo.3関係

- ・JNC TY 7400 2003-001 深部地質環境に対する微生物の影響に関する研究 - 地下微生物群集の種組成と代謝の多様性に関する研究 -

㉑表2のNo.4関係

- ・JNCレポート(登録中) ニューラルネットワークモデルを用いた地下水モニタリング解析に関する研究

㉒表2のNo.5関係

- ・JNCレポート(登録中) 海水準変動と海岸地形発達将来予測に関する基礎研究:化石、堆積相そして堆積年代からの高精度地層形成メカニズムの解明

㉓表2のNo.6関係

- ・JNCレポート(登録中) コロイドの固相表面への付着現象を考慮した多孔質媒体中でのコロイドの移行メカニズムの解明および核種移行評価モデルの開発

⑭表2のNo.7関係

- JNC TY8400 2003-008 固液界面におけるアクチニドイオンの酸化還元反応メカニズム

⑮表2のNo.8関係

- JNC TY8400 2003-005 地球化学用マイクロPIXE測定システムの高度化研究 - PIXEによる鉱物と流体包有物の微量元素定量法の開発 -

⑯表2のNo.9関係

- i) JNC TW8408 2002-005 通常光ファイバーを用いた強放射線分布センシング法の開発

(サイクル機構技報 No17,2002)

- ii) JNCレポート(登録中)光ファイバーを用いた高信頼性・高機能モニタの開発研究

問合せ先

技術展開部 技術協力課 亀田

T E L 029 - 282 - 1122 (内線41111)

F A X 029 - 282 - 7980

E mail daigaku@jnc.go.jp



- 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」

2003年度設備点検が2003年5月6日より開始さ

れた。設備点検実績を表1に示す。

ナトリウム漏えい対策等に係る原子炉設置変更

表1 2003年度設備点検主要工程

□ : 計画 ■ : 実績

項 目	2003年度												備 考
	4月	5月	6月	7月	8月	9月	10月	11月	12月	1月	2月	3月	
1次主冷却系設備													1次主冷却系循環ポンプ(A)メカニカルシール部等 □
2次主冷却系設備													2次主冷却系循環ポンプ(B)ボニーモータ等 □
補助冷却設備													補助冷却設備(A)送風機等 □
2次メンテナンス冷却系設備													2次メンテナンス冷却系電磁ポンプ等 □
原子炉補機冷却水設備													原子炉補機冷却水熱交換器, 冷却水ポンプ ■(A) □(B) □(C)
原子炉補機冷却海水設備													原子炉補機冷却海水ポンプ等 ■(A) □(B) □(C)
1次アルゴンガス系設備													1次アルゴンガス系圧縮機(B)等 □
機器冷却系設備													機器冷却系冷凍機(C)等 □ ボニーモータ冷却ユニット 電磁ポンプ冷却ユニット(A)等 □
制御用圧縮空気設備													制御用空気圧縮機等 ■(A) □(B)
ディーゼル発電機設備													非常用ディーゼル発電機, 内燃機関等 ■(A) □(B) □(C)
所内電源設備													Bメタクラ, パワーセンタ等 □
無停電電源一般計装電源設備													交流, 直流無停電電源, 計算機用電源, 一般計装用電源等 □
屋外開閉所主要変圧器設備													275kV 特高開閉所設備等 ■ □ 77kV特高開閉所設備, 主要変圧器等 □
燃料交換設備													燃料出入孔・燃料交換孔ドアバルブ等 ■

注：状況によって工程の変更はあり得る。

許可申請について、2002年12月27日にナトリウム漏えい対策工事等の設計及び工事の方法の変更に係る認可申請書を提出したことを受けて、原子力安全・保安院とのヒアリングを継続中である。

東京電力自主点検の不適切な対応に係る水平展開について、原子力安全規制の見直しが全面的に行われており、現在電気事業法（電事法）の工事計画の認可・届出範囲を定める省令内容の見直し、電事法省令62号の性能規定化について新型炉等規制課から要請を受けており、その対応を実施中である。

福井県のもんじゅ安全性調査検討専門委員会は、もんじゅ行政訴訟控訴審判決の内容について技術的論点の検討を行った。2003年5月9日にナトリウム漏えい及び蒸気発生器伝熱管破損の安全性の議論を、6月9日に炉心崩壊事故の検討をそれぞれ実施し、技術的には問題ない旨の見解を表明した。今後、原子力に批判的な方を招聘し説明会を実施する予定である。

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こと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、現時点で約220回、約6,600人の方々々と交流を図った。

「もんじゅ」現場見学会を継続的に開催し、本期間中に1,308名（累積70,632名）の方々々に直接現場を見学していただくとともに、ご意見を頂戴した。

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、国際協力及び敦賀地区の技術情報管理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
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、運転再開後に当初の安全・安定運転を達成した後の新しい炉心体系への移行計画やそれと同時に開始するマイナーアクチニド照射試験計画などについて検討を実施した。「もんじゅ」制御棒の長寿命化については、ダブルポーラスプラグ（多孔質金属製の端

栓）型ナトリウムボンド・ピンの成立性を見通しを確認するためのナトリウム洗浄試験を終了した。

(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、検査装置に搭載を検討しているEMAT（電磁超音波探傷器）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た。Halbach構造のEMATを試作し、超音波強度、超音波指向性等の基本性能を調べ、解析結果に良く一致することを確認した。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、欠陥検査の阻害要因となる溶接信号やサポート信号を分離除去し欠陥信号だけ抽出できることを試験により確認した。

(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並びに予防保全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」作業票・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、地震時速報システムの検討を実施した。また高速炉維持基準の検討については、開発計画案を作成した。

(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、1次主冷却系、2次主冷却系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。

高温用蒸気発生器体積検査技術の開発については、伝熱管の外側にNaが存在する環境下で試験が行える装置を製作するための検討を行った。また、ナトリウム中目視検査技術の開発については、数個の圧電素子を用いてセンサーブロック要素を試作するための検討を行った。

2.2 教育訓練

運転員、保守員の教育訓練を目的に、2003年度FBRサイクル総合研修計画を新たに策定し、4月から6月にかけての3ヵ月分の研修として4コースのナトリウム取扱研修を8回、2コースの保守研修を2回、シミュレータ研修を11コース計14回実施した。また、FBR技術の継承を目的に「FBR基礎講座」を開催したほか、海外からの初の研修生の受け入れとして、カザフスタン技術者のナトリウム取扱研修を5月に1週間かけて実施した。

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。特に運転前試験においては、その計画について、2003年1月から3月にかけて国際レビューを実施し、現在その評価結果についてのフォローを行っている。また、「もんじゅ」PHENIX（仏原子力庁）の協力においては、上記3重点課題を含む20課題の提案を「もんじゅ」から行っていたが、このうち、今年の3月までに13課題についての協力内容について合意が得られたため、これに基づき協力、共同研究を進めている。

2.4 技術情報管理

「もんじゅ」プラントの性能評価などの科学技術

計算及びプラント運転支援に必要な情報処理計算機システムの運用・管理、一般業務・FBR研究開発業務に必要な計算機・ネットワーク等の情報環境の整備・高度化を進めている。

本期においては敦賀本部イントラネット更新作業、Linux情報サーバ等ITシステムの安定運用、共有科学技術計算機の保守作業などを実施した。

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「B₂C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」や「ナトリウム取扱い技術にかかわる社会的受容性研究」について2003年度実施の準備を進めている。

福井大学と4件の共同研究（蒸気発生器ヘリカルコイル内気液二相流の多次元解析、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、FBRプラントにおけるき裂進展評価手法の高度化に関する研究、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）について2003年度分を開始又は準備を進めている。

京都大学との先行基礎工学研究協力に基づき実施しているナトリウム冷却FBR用熱電発電システムに係る共同研究の2003年度分実施の準備を進めている。

大阪大学との共同研究として、原子炉容器廻り検査装置に搭載を検討しているEMAT（電磁超音波探傷器）に用いる高性能磁石配置の検討を進めており、EMATを試作し基本特性を調べている。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等の検討を実施している。

九州大学との公募型研究として、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、プローブと信号ケーブルの間にバネを用いた振動抑制機構を取付けて振動ノイズの抑制効果の確認を行っている。

（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、安全性を大前提とした上で、軽水炉サイクル及びその他の基幹電源と比肩する経済性を達成し得るよう、FBRサイクルが本来有する資源有効利用、環境負荷低減等の長所を最大限に活用した実用化像を提案する。併せて将来の社会の多様なニーズに柔軟に対応できる開発戦略を提示することにより、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ための技術体系を整備することを目的としている。

本研究は、フェーズⅠ（1999年度、2000年度）及びフェーズⅡ（2001年度から5年間）と、段階を踏んで実施することとし、1999年7月から、サイクル機構、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）などからなるオールジャパン体制で研究開発を開始した。さらに、その後の研究開発については5年程度ごとにチェック・アンド・レビューを受け、ローリングプランで進め、競争力のあるFBRサイクル技術を2015年頃までに提示することを目標としている。

フェーズⅡでは、フェーズⅠで抽出したFBRシステム及び燃料サイクルシステムに関する有望概念について、候補概念相互の可能な限りの定量的な比較評価が実施できるレベルまで設計研究を深めるとともに、技術的選択の根拠を示す上で必要となる要素技術開発（データを取得する試験の実施、設計評価のための解析技術の整備等）を実施し、これらの成果を基にFBRサイクル全体の整合性に配慮しながら、実用化候補概念として有望な2～3の候補を選定し、併せて必要な研究開発計画（ロードマップ）を提示することとしている。

フェーズⅡの中間とりまとめを実施する2003年度第1四半期では、2002年度の研究成果を報告書として取りまとめた。それに基づいて、サイクル

機構内の各事業所（東海、敦賀、大洗）で報告会を実施し、関係部署との情報共有を図るとともに、プロジェクトの推進状況を確認した。また、フェーズⅢ以降の研究開発計画の検討を進めている。

2. 高速増殖炉システム

2003年度第1四半期は、2002年度の成果の取りまとめを行うとともに、2003年度の中間とりまとめに向けて今年度の計画を具体化した。

ナトリウム（Na）冷却炉

2002年度は中型モジュール炉の概念の具体化を行い、経済性及びシステムの成立性を見通しを得た。

2003年度は、これまでの研究成果を基に大型炉及び中型モジュール炉のシステム設計と炉心設計をさらに進める。また、Na冷却炉固有の課題克服に向けた研究開発を続ける。要素技術開発についても、縮尺モデル試験によるガス巻込み防止策の提案や、合体機器の振動伝達特性の把握等に努める。

設計研究では、大型炉及び中型モジュール炉について、要素技術開発試験結果の予備的な反映（原子炉容器上部プレナムの流動安定化、高流速大口径配管での流動状況・流力振動、合体機器等）を行うとともに、炉心とプラントとの整合性（高内部転換型炉心と整合するプラント概念等）を図り、プラント概念を固めて、安全性、構造健全性等の成立性を確認する。炉心概念については、炉心の柔軟性を示すための種々の概念を整理・具体化し、炉心損傷事象の影響緩和対策を含めた成立性を確認する。また、炉心性能、燃料サイクルに係る諸量、プラント物量、廃棄物発生量等に係るデータを取りまとめ、開発目標への適合性を評価する。

Na冷却炉固有の課題への対応に関連して、2重管蒸気発生器の概念を具体化することにより、Na漏えい対策の課題を明確にする。また、Na冷却炉の特徴を反映しつつ軽水炉と同等の運転・保守性

を確保するための供用期間中検査及び補修(ISI & R)方針を提案し、プラント設計への反映策を検討する。第1四半期では、炉心設計として2003年中間とりまとめの対象炉心の絞込みを行い、MOX大型炉心、金属大型炉心などの解析作業に着手した。システム設計として、中間とりまとめに必要な炉型との組み合わせを検討するとともに、評価作業に着手した。

要素技術開発については、原子炉容器上部プレナムの縮尺モデル水流動試験を継続実施し、設計研究と連携して、ガス巻き込み現象を適切に抑制する方策を提案する。第1四半期では炉内流動の適正化に向け、大型炉の原子炉容器上部プレナムの液面近傍を模擬した部分縮尺装置を用いた流動試験を開始した。今後、液面でのガス巻き込み現象の発生条件やディッププレートの構造がガス巻き込み現象に及ぼす影響を把握する予定である。また、高流速大口径配管における流動状況及び流力振動を調べる縮尺モデル水流動試験装置の製作を完了させ、流動状況確認試験を開始する。第1四半期では、大型炉のホットレグ配管を模擬した1/3縮尺水流動・振動試験設備の製作・据付、及び今年度後半に実施するエルボ部可視化試験の準備を実施した。1次冷却系ポンプと中間熱交換器との合体機器における伝熱管単体の振動特性を調べる縮尺モデル試験については、加振機で振動を励起する試験を実施し、伝熱管への振動伝達の基本特性を把握して暫定的な設計評価を行う。第1四半期では試験準備として、振動伝達や流体連成の効果を把握するため、試験パラメーターとして径の異なるシールリングや内筒の製作等を実施した。自己作動型炉停止機構(SASS)の開発では、炉外試験でのNa中耐久性確認を完了し、「常陽」で試験片を照射するための試験体を完成させる予定である。

鉛ビスマス冷却炉

2002年度の設計研究では、鉛ビスマス炉固有の枢要課題についての検討を実施し、耐震成立性及び自然循環炉の運転成立性の概略見通しを得た。また、炉心関連では燃料集合体ダクト間の相互作用(DDI)防止の観点からダクト肉厚等の炉心仕様見直しを実施した。

2003年度の設計研究では、保守補修性向上の観点からプラント概念の見直しを行うとともに、総合評価に必要なデータを整備し、開発目標へ

の適合性を評価する。また、ドイツ・カールスルーエ研究所(FZK)を中心に進めている腐食特性に関する試験を継続して実施する。

システム設計では、主要機器の引き抜き補修の考慮等、保守補修性向上の観点からプラント概念の見直しを実施し、ユーザ要求への適合性向上を図る。また、炉心性能、燃料サイクルに係る諸量、プラント物量、廃棄物発生量等に係るデータを取りまとめる。第1四半期においては、システム設計としては運転保守・補修性も考慮した検討を行い、どこまで補修可能と設計しておくかという補修性の考え方を取りまとめた。また、炉心設計として腐食を考慮して被覆管温度制約条件をより厳しくした場合の影響評価に着手した。

要素技術開発では、FZKとの協力で実施してきた停留(流れの無い)環境における腐食特性試験結果を取りまとめる。また、2002年度から開始した流動条件下での腐食特性試験をはじめ、腐食に係る研究を継続して実施し、鉛ビスマス冷却炉の基本的な成立見通しを得るための知見の整備を進める。

ガス冷却炉

2002年度は、被覆粒子燃料型ヘリウムガス冷却炉についての設計研究を継続して進めた。炉心概念としては2001年度から進めてきた横方向流冷却概念(被覆層表面直接冷却型)について継続して検討を行った。また、この炉心概念では製造時欠陥等による燃料被覆層の初期欠陥等の割合を十分に低く抑制することができなければ、1次冷却系内部の汚染が問題となる可能性がある。このため、燃料被覆層の外側にさらにもう1層のパウダリを備えた2重包蔵構造とすることが可能な炉心概念(六角ブロック概念)の検討も併せて実施した。

2003年度は、中間取りまとめに向けてリファレンスとなる炉心・プラント概念の構築を進め、評価のための定量的データの整備を図る。

設計研究では、炉心形態として横方向流冷却概念を暫定的な代表概念と位置づけ、本炉心概念に適合するシステム、設備、機器などの仕様設定及び系統設備配置設定を行う。また、設計基準事象や設計基準外事象を対象として、安全上重要な事象の評価及び被ばく評価等を実施する。炉心設計では、2002年度に引き続き横方向流冷却概念炉心の高燃焼度化の検討を進めるとともに、導入シナリオ上でのFBR平衡期に対応する炉心概念の構築や超ウラン元素(TRU)組成対応の柔軟性の評価、

炉心周りの遮蔽設計を含めた炉心構成要素の設計等を進める。オプションとして位置づけられる六角ブロック概念については、安全特性の向上等を主眼に検討を行う。これらの成果を基に、炉心性能、燃料サイクルに係る諸量、プラント物量、廃棄物発生量等に係るデータを取りまとめて、開発目標への適合性を評価する。第1四半期では、炉心設計として横方向流冷却概念について取出平均燃焼度を120GWd/tとする炉心仕様の検討に着手した。システム設計としては研究開発計画の検討を開始するとともに、高温ライナーに係わる熱過渡の影響、計装設備の考え方、運転保守性等の検討を開始した。

要素技術開発については、被覆粒子燃料の被覆層候補材の一つであるTiNを対象に、これまでに強度特性、高温特性及び厚膜形成技術等に着手してTiNの基礎特性調査を勧めている。これらの結果の整理を通じて、今後の被覆層材の材料研究開発計画、スケジュールを再検討する。

小型炉

2002年度は、Na冷却炉と鉛ビスマス冷却炉の概念検討を進めるとともに、小型炉の多目的利用に関する調査として、水素製造システムの付加に関する検討を行った。

2003年度は、2002年度までに実施してきた種々の概念検討結果を踏まえ、FBRの特長である増殖性及び装荷燃料に対する柔軟性、受動的安全性、他の小型炉に比肩する経済性、10年以上の長期連続運転、運転・保守の簡素化等のFBR小型炉概念の魅力を持つNa冷却炉と鉛ビスマス冷却炉の概念を実用化戦略調査研究として提案する。

Na冷却炉では、2002年度に抽出した1次系電磁ポンプのフローコストダウン時間の延伸等の有望な受動的安全機構を取り込んだ金属燃料炉心、制御棒制御、強制循環方式の炉心及びプラント概念を構築し、安全解析を行う。また、小型炉の特長を活かした運転保守の考え方を整理する。

鉛ビスマス冷却炉では、優れた核特性や自然循環能力を活用して構築した窒化物燃料炉心の自然循環方式のプラント概念（5万kWe）に対して、一層の経済性向上等を目標に、出力増加によるスケール効果を活用したプラント概念並びに燃料交換間隔を10年間としたプラント概念を構築する。

小型炉の多目的利用として、2002年度に水素製造システムを付加したプラント概念を構築してお

り、2003年度は水素製造設備の安全性を更に高める検討を実施する。また、水素製造以外の多目的利用についても整理し、小型炉のニーズ対応への柔軟性についての検討方策を取りまとめる。

第1四半期では、Na冷却小型炉の魅力アピールするための検討を開始した。炉心設計として、金属燃料で出口温度550℃を達成するとともにコンパクト化と長寿命化（20～30年燃料無交換）を両立させる炉心のパラメータサーベイに着手した。システム設計として、長寿命炉心、簡素な運転保守・補修、水素製造を小型炉の三大魅力として検討を進めるとの方向性を定めた。

炉型に共通な技術開発課題

FBRシステムに係わる炉型に共通な要素技術開発については、炉内試験等を必要とする比較的長期の開発期間を要するものが多いが、フェーズⅡの最終とりまとめ（2005年度末）に焦点を合わせ、順次成果を出すことに留意しながら進めている。

高性能被覆管（ODS鋼）の開発では、2002年度の成果に基づいて改良したプロセスによる中空キャプセル大型素管製造と実用規模長尺被覆管製造試験を行い、その成果を中間評価として取りまとめる。また、2003年度までに取得した炉外試験データ等に基づき、溶接部の強度特性及びNa環境効果を評価して材料強度基準（案）を取りまとめる。ロシアBOR 60炉でのODS鋼燃料ピン先行照射試験については、2003年6月26日から照射を開始した。

再臨界回避概念の成立性を見通すためにカザフスタンで実施している試験研究（EAGLEプロジェクト）においては、Naを用いた炉外試験並びにIGR（黒鉛減速パルス出力炉）を用いた中規模炉内試験、Naを用いない大規模炉内試験を実施する。第1四半期では、今年度下期実施予定のNaを用いた試験準備の一環として、カザフスタンの技術者を招き、試験後の解体洗浄技術を含むNa取扱い技術に関する研修及び技術検討を実施した。また、炉外、炉内の両試験シリーズについて試験施設の調整、部材調達等次の試験実施に向けての準備を進めた。

構造設計手法については、実用化構造設計基準（FDS）策定に向けた破損クライテリア、非弾性設計解析指針及び熱荷重設定指針の検討を進めるとともに、システム化規格体系の構築を引き続き行う。第1四半期ではFDS策定に関する作業として、ラチェット疲労試験の試験条件の決定、軽水炉と共通のサーマルストライピング評価体系の提案及

び原子炉容器の下部構造に非弾性設計解析指針案を適用するための解析準備を開始した。また、システム化規格に関して多数の設計要因に対する安全裕度の新しい定量化手法の提案を行った。

高クロム鋼（12Cr鋼）の開発では、材料試験、溶接技術開発等を継続するとともに、2003年度までに得られる成果に基づき、高速炉用候補材の仕様を暫定的に定め材料強度基準の試案の提示を行う。また、破損前漏えい検出（LBB）の成立性に関する概略の見通しを示す。第1四半期では前期から開始したクリープ疲労試験を継続して実施するとともに、引張試験、衝撃試験等の準備を行った。

3次元免震技術の開発では、「建屋全体3次元免震方式」及び「建屋水平免震+機器上下免震組合せ方式」の開発を継続する。「建屋全体3次元免震方式」の開発では、有望3概念の縮小試験体による性能試験を行い、開発候補の絞込みの準備を行う。「建屋水平免震+機器上下免震組合せ方式」の開発では、1/2縮小試験体による皿ばねの力学特性試験及び減衰装置の静的試験を行い、2004年度の皿ばねと減衰装置の組合せ試験、2005年度の振動台での確認試験に向けた単体データを取得する。

3. 燃料サイクルシステム

再処理システム及び燃料製造システムの概念ごとのシステム設計研究及び要素技術開発については、フェーズⅠにおいて選定した検討対象システムについて、これを合理化・詳細化し基本的なシステム設計結果として中間とりまとめを実施する予定である。また、要素技術開発では、設計に欠かせない重要な技術的知見の取得を進めている。

(1) 再処理システム

先進湿式法

システム技術開発では、再処理コストに大きく影響する施設操業費に着目し、運転操作・保守・補修等に係る検討を実施している。また、FBR導入期に要求される経済性や軽水炉からのマイナーアクチニド（MA）のリサイクル等、システムの運用シナリオに係る検討を実施している。さらに、中間評価に向けてフェーズⅡでの設計検討に係る技術情報を整理している。

高レベル放射性物質研究施設（CPF）においては、実使用済燃料を用いた直接抽出試験及び未照射MOXを用いた晶析試験等を実施し、プロセス条件の確認等を実施している。また、実使用済燃料

を用いた粉化溶解試験、晶析試験、単サイクル共抽出試験等の準備を進めている。

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、概要技術であるMOX燃料電解共析に関して、国内では、今年度開始する予定の模擬の核分裂生成物（FP）を添加したウランによる電解試験の準備を進めている。また海外機関を利用した研究開発では、ロシア・原子炉科学研究所（RIAR）において、実際の使用済燃料の処理を想定して複数のFPイオンを溶融塩中に添加して実施する電共研試験の試験条件設定への協力を行った。今年度の試験では、昨年度までのデータの評価結果を踏まえ、最適な電解条件の把握を進める。

金属電解法については、電中研との共同研究に基づきCPFに設置したプルトニウム試験用設備における放射性物質を用いないコールド試験を継続し、試験装置の性能を確認した。また、アクチニドを用いる実験のための安全作業基準を作成し、承認を受けた。電中研と原研との共同研究においては、原研大洗研究所のアルゴン雰囲気グローブボックス内に設置した小規模電解槽及び蒸留試験装置で、Pu、U及びAmを含むCd陰極インゴットの蒸留処理試験を行った。

(2) 燃料製造システム

簡素化ペレット法

システム技術開発に関しては、量産・遠隔操作に対応した機器・設備概念及び製造ラインの構成検討結果に基づき、機器の運転・保守・補修性や安全性の評価を実施している。さらに、中間とりまとめに向けてフェーズⅡでの設計検討に係る技術情報を整理している。

ショートプロセス製造技術については、基礎試験の結果について外部評価（研究開発課題評価委員会）を受けた。また、「常陽」でのODS鋼ピン照射試験に供するショートプロセス燃料の製造に向けた準備を開始した。低除染TRU燃料開発については、Amを含有する高除染MOX燃料ペレット照射条件と燃料仕様を検討するとともに、Am/Npと模擬FPを添加したペレット燃料について、焼結特性の評価を実施している。

振動充てん法

今後の振動充てん法の評価に向けたゲル化試験や振動充てんに関する小規模ウラン試験を実施するため、東海事業所の応用試験棟に設置したウラン試験設備の調整と規定類の整備を行い、試験の

準備を進めている。

また、スイス・ポールシェラー研究所 (PSI) との共同研究において、オランダ HFR 炉で今年度から振動充てん燃料照射試験を実施する計画である。今期は PSI において照射燃料ピンの製造を終了し、近日 輸送許可を取得できる見通しとなった。

鑄造法

電中研 原研共同研究で、原研大洗研究所に設置する U-Pu-Zr ピン製造試験装置については、設計を完了し、製作を発注した。また、製造したピンを用いた「常陽」照射及び照射後試験に関して、JNC 電中研の共同研究計画案を作成した。

(3) その他

新リサイクル技術 (ORIENT cycle)³⁾ については、昨年度の検討の詳細化及び革新プロセスの創成に向けての分離技術開発に関するアクションプラン策定をワーキング・グループ形式で検討している。ORIENT cycle は核燃料サイクル全体を見渡して分離スキームを最適化する概念であるので、ワーキング・グループは分離技術者のみならず廃棄物等幅広い分野のメンバーが集まっているのが特徴である。今期は、ORIENT cycle に適合する革新的な分離技術の調査を行った。

4. 総合評価

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、2002年度活動報告と2003年度計画書をコーディネータ会議で審議し、承認された。環境負荷低減の目標設定とシステム候補概念の具体化に関する情報交換を行い、候補となるシステム・技術について、環境負荷低減効果と工学的実現性の観点から分析・検討する。

FBRサイクルの導入シナリオの検討の一環として21世紀の世界及び日本の情勢分析を行い、社会的ニーズを満足しうる選択肢としてのFBRサイクルの必要性について資料として取りまとめた。

国内の原子力発電の設備容量の時間推移の再計算を実施し、中間とりまとめに向けてFBRサイクル導入シナリオの詳細解析の条件整備を行った。

FBRサイクル総合評価支援システムについては、解析コードとのインターフェースの強化及び解析者のエンジニアリング検討支援機能の改良に着手した。FBRサイクルデータベースについては、各データベースの連携策を検討するとともに、データベースの情報登録を継続的に実施した。諸

量解析コードについては、MA回収機能、再処理施設規模設定機能、炉心特性データ変更機能などの改良を行っている。

FBRサイクル候補概念の多面的評価に関して、予備的な評価を実施することとし、4ケースについてデータを収集し、FBRサイクル総合評価支援システムに登録した。これらのデータに基づき、経済性、資源有効利用性、環境負荷低減性の定量的な評価指標について多面的評価を実施した。また、中間評価に向けて核拡散抵抗性、技術的实现性などの定性的な評価手法の評価構造の見直し、評価方法の検討を行っている。さらに、他エネルギー源との比較評価手法についても、検討を行っている。

FBRサイクルの社会的受容性向上の検討については、電気事業者との協力のもとに社会的受容性検討準備会において意識調査に基づく社会的認知レベルの現状分析を行い、社会的受容性向上に係る課題、受容性向上のためのコミュニケーション素材などをまとめた。今年度は将来社会の外部要因の不確実さを考慮したシナリオ分析に沿ってFBRサイクルの強み・弱みの分析を掘り下げるとともに、課題解決に向けて具体策の検討を行うこととした。

燃料サイクル施設を対象とした安全性のリスク特性把握については、設計要求に対する充足性を見通しを判断するため、施設外への放射性物質放出リスク及び放出放射能による公衆の健康影響リスクの推定を行っている。中間とりまとめに向けて代表的な湿式再処理システムと乾式再処理システムを対象とした放射性物質放出リスクの試算を実施した。なお、乾式再処理システムにおいては、通常時及び異常時の放射性物質の移行挙動や、臨界事故時の核分裂総数、周辺設備に及ぼす損傷の程度等を評価するための知見が不足しているため、異常の影響を湿式再処理システムと同様とみなす場合をリファレンスとした感度解析に留め、効果的なリスク低減に向けた異常発生防止策の検討を進めている。

参考文献

- 1) 野田 宏, 山下英俊, 他: “高速増殖炉サイクルの実用化戦略調査研究 フェーズⅡの2001年度成果”, サイクル機構技報, No. 16, 16-1 (2002)。

(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、安全確保を前提に、「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が目指している。

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、液体金属等を冷却材として利用) を踏まえて、「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、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研究成果を反映することを目的に重点化を図って進めている。

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、FBR の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「常陽」、「もんじゅ」の許認可及び安全性維持・向上に主体的に貢献を果たすことを目的に研究の重点化を図り進めている。

確率論的安全評価に関する研究

確率論的安全評価に関する研究は、FBR の安全性を包括的に評価するための確率論的安全評価 (PSA) 手法及び FBR 機器の信頼性データベースを開発・整備するとともに、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。

確率論的安全評価 (PSA) 手法については、ガス冷却炉の種々の設計オプションに対する炉心損傷の年間発生頻度を算出するとともに、リスク低減方策の検討を行った。また、FBR 機器の信頼性データベースについては、機器信頼性データベース “CORDS” の最新データベースに基づき、故障率データハンドブックの作成に着手した。

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を開発し、FBR 燃料 (主として MOX 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 ODS 鋼 (酸化物分散型強化鋼) の照射材短時間強度データ評価を実施した。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) との共同研究の中で、炉内試験計画の候補燃料となる ODS 被覆 MOX 燃料及び金属燃料の照射後試験データを収集し、外観、燃料ピン外径、組織等の有意な変化、劣化はなく、試験候補燃料としての基本的妥当性を確認した。

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 (溶融した燃料が再集合し、即発臨界に達すること) 排除可視化基礎試験 (図 1) については、融体プール / 冷却材流路隣接型試験を 6 試験実施し、本試験シリーズを完了した。また、試

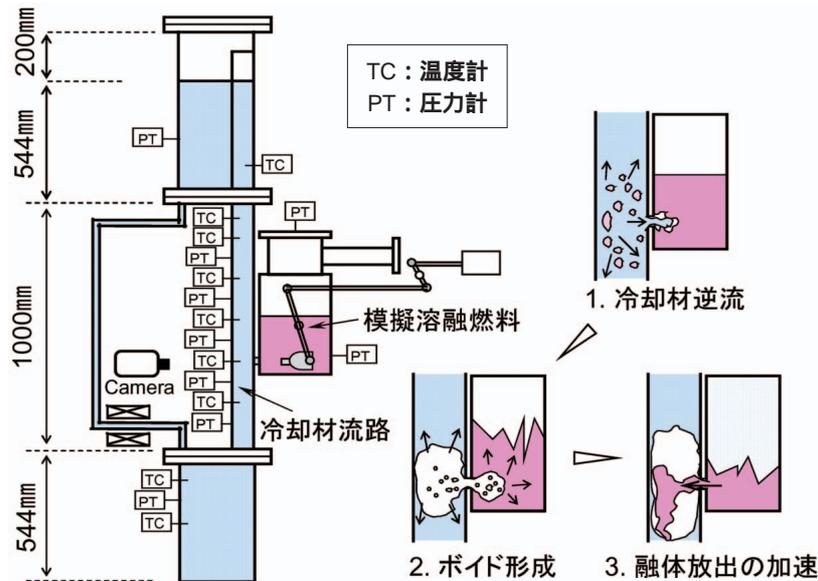


図1 試験装置の概略図と融体放出挙動

験データ分析を継続し、冷却材逆流挙動及び逆流を伴う場合の融体放出挙動を把握した。

カザフスタン共和国国立原子力センター(NNC)の試験炉IGRを用いた再臨界回避に向けた試験研究(EAGLEプロジェクト)においては、融体の排出経路の壁破損挙動について調べる試験(WF)の試験体製作や計測系の準備を進めるとともに、炉外試験ではナトリウムを用いた試験の準備を進めた。

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。

高燃焼炉心内での変形燃料ピンバンドルに対する熱流動現象の評価については、局所詳細熱流動解析用有限要素コードへの熱乱流モデルの組み込みを開始した。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、これまでの試験及び解析結果をまとめ、日本原子力学会秋の大会に2件投稿した。また、混相流シミュレーション技術に関連した査読付論文を日本原子力学会に投稿

した。

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。

ソースターム評価手法の開発については、炉内ソースターム総合解析コード“TRACER”コードについて、気泡モデルの整備と試計算を行った。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)による12Cr鋼のウェステージ(損耗)試験を実施するとともに、蒸気発生器水リーク試験装置(SWAT 3R)ではナトリウム系機能確認試験の準備を行った。また、破損伝播解析コード“LEAP BLOW”による蒸気発生器水リーク試験の予備解析を実施した。

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。

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、露国臨界実験装置(BFS)実験解析成果に基づく、BN 600ハイブリッド炉心の解析精度評価結果をまとめた。また、マイナーアクチニド(MA)核種生成・消滅量評価に関する検討として、核データライブラリー依存性の調査結果を報告書にまとめた。

熱流動評価技術の開発では、高燃焼度変形燃料ピンバンドル内熱流動評価手法の整備を実施しており、局所詳細解析手法について、熱乱流モデルの組み込みを継続実施した。

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、混合酸化物燃料(MOX)ペレット燃料を中心に、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高燃焼度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、振動充てん燃料、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、MOX燃料を照射すると、Puが再分布し再分布領域がホットスポットとなり、燃料温度が上昇する等の課題がある。そこで、MOX燃料ペレットにおけるPu再分布挙動の評価を実施するため、燃料挙動解析コード“CEDAR”の化学的挙動モデルの高度化を図る。その解析コードの高度化に対応するための物性試験として行う拡散係数測定試験の準備を開始した。

炉心材料開発では、酸化物分散強化型(ODS)フェライト鋼を被覆管として用いた燃料ピンの製造をロシア原子炉科学研究所(RIAR)で行い、6月下旬よりロシア高速実験炉BOR 60で、第1回目の照射試験を開始した。

照射技術開発及び照射後試験技術開発

高速実験炉「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を評価する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照射後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。ここでは、「常陽」1次主冷却系機器・配管サポート部にプラント各部で発生する電磁ノイズに強い光ファイバーブラッググレーティング(FBG)センサの取り付け方法を改良し、原子炉起動前の振動データを取得した。

照射後試験技術開発では、燃料被覆管の欠陥を検知する渦電流探傷技術について、被覆管がフェライト鋼(強磁性体)の場合の適用評価を前年度実施し、磁気飽和機能を有した装置を付加することが有効であることを確認した。本年度は、磁気飽和機能を有する装置を付加して、モックアップ試験に着手する予定である。当該四半期においては、磁気飽和装置の設計及び製作の準備を開始した。

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。

本年度は、分離変換技術開発では分離変換を行うことによる地層処分の負荷低減を実際の高速炉サイクルを例にとって定量評価する予定である。

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、最高温度529℃)でかつ機械的荷重や熱応力の厳しい条件下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。

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、クリーブ

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”の機能改良として、大型三次元構造モデルの開発を終了し、実用化戦略調査研究等における種々の解析ニーズに反映した。構造健全性評価に係る解析・評価技術の開発では、SUS304試験体の周波数応答特性を確認するために、高サイクル熱疲労試験装置を用いた熱疲労強度試験を開始した。システム化規格技術の開発については、構造健全性の定量的評価論として、新たな裕度交換（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）手法の開発に着手した。

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（12Cr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（HCM12A）の大気中長時間材料試験、熱時効試験及びナトリウム中材料試験を継続した。Pb-Bi腐食特性評価及び腐食制御基礎技術の開発では、独国カールスルーエ研究所（FZK）と共同で実施している主要国産FBR材料（316FR、HCM12A、ODS）を対象とした停留Pb-Bi共晶合金（LBE）中腐食性確認試験における酸素濃度をパラメータとし腐食試験を継続するとともに、10,000時間を達成した腐食試験片に対する材料分析に着手した。また、これまでの知見をまとめ、

原子力国際会議（ICONE 11）に報告した。溶解度特性評価においては、LBE中における鉄（Fe）、酸素（O₂）溶解度特性評価試験を継続して実施した。漏えいナトリウムの活性抑制技術の開発においては、過酸化ナトリウムによる鉄基材料の長時間腐食挙動に関する研究成果を米国原子力学学会に発表した。

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、水平荷重支持構造の皿バネ材料クリープ試験を継続して実施した。3次元免震構造とその評価技術については、建屋3次元免震（3候補）に関する絞り込みの評価項目、クライテリアの具体的検討に着手した。

2. 高速実験炉「常陽」

「常陽」は、液体金属ナトリウム冷却の高速増殖炉（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（MKⅠ炉心）による運転を経て、1983年から照射用炉心（MKⅡ炉心）として、熱出力100MWでの照射運転を開始し、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、MKⅡ炉心としての運転を終了した。

その後、高性能燃料・材料の開発をより効率的に進めること及び外部からの幅広いニーズに即した照射試験を行うために、「常陽」高度化計画（MKⅢ計画）を進めている。MKⅢ計画では、MKⅡ炉心より高速中性子束を高める（約1.3倍）とともに、炉心燃料領域を拡大し、制御棒の配置を変更して照射用集合体装荷数を増加（約2倍）及び燃料取扱設備の自動化等により照射運転時間の増大（約1.5倍）を図る。これら炉心の高中性子束化と炉心領域の拡大に伴い原子炉定格出力が100MWから140MWに増大することにより、冷却系の機器（主中間熱交換器2基、主冷却機4基及び2次主循環ポンプ用モータ2台）の交換が必要

となり、2000年6月より改造工事を進め、2001年9月に交換を終了した。その後、機器・設備の機能を確認するための試験を2003年6月まで行い、

2003年7月2日、MK III炉心での初臨界を達成した。表1工程表参照。

(大洗：開発調整室)

表1 工程表

年度	2000年度	2001年度	2002年度	2003年度	2004年度	2005年度
運転工程	MK 運転 (100MW)	第13回定期検査		性能試験	MK 運転 (140MW) / 第14回定期検査	MK 運転 (140MW)
M K 計 画	炉心冷却系機器据付工事・総合機能試験・性能試験			合格		



- 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

本業務は、高速増殖炉燃料サイクルのトータルコストの大幅低減を可能にする燃料の開発を目的としている。第1段階として加工、再処理コストが低く、高燃焼度化が可能な太径中空燃料を用いた高経済性炉心について研究し、燃料概念の絞りこみを実施している。

当該四半期においては、高速増殖炉を利用してプルトニウム (Pu) と共にネプツニウム (Np)、アメリシウム (Am) 等のマイナーアクチノイド (MA) をリサイクルするための燃料製造設備の概念検討を継続し、成型、焼結等の枢要設備の概念を固めた。

2. 燃料製造技術の開発

中空ペレット製造技術開発は、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必要燃料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ている。

今年度は、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継続する。

当該四半期においては、前年度に実施した造粒設備の試験結果を整理した。

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おり、前年度までの試験により本プロセス要素技術の技術的成立性を確認している。

今年度は、簡素化プロセス技術の開発の内、乾式ダイ潤滑型成型技術の確証試験及び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

認するために2007年度から「常陽」で実施する照射試験に向けて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、乾式ダイ潤滑型成型技術の確証試験を実施するための準備を開始するとともに、上記試験燃料製造の準備を開始した。

スフェアパック燃料の開発は、模擬粒子を用いたコールドの充てん試験を継続するとともに、 UO_2 を用いた粒子燃料製造及び振動充てんの試験を実施するため、応用試験棟に振動充てん燃料製造試験装置の内装機器等の調整を進めている。(写真1 フード内に設置した粒子燃料製造試験装置)

スフェアパック燃料の照射試験をスイスPSI(ポールシェラー研究所)及びオランダNRGとの共同研究により準備している。スフェアパックに加えて比較参照用のペレット、パイパックの各燃料製造試験を実施し、最適条件を決定した。この条件に基づき、PSIにおける照射試験用燃料の製造を完了し、オランダのHFR炉への輸送準備を実施している。



写真1 粒子燃料製造試験装置

*マイナーアクチノイド：ウランやプルトニウムからの核変換により生成する放射性元素のうち、Np, Am, Cmの総称

スフェアパック燃料の設計コードの開発を進めており、既存のペレット用の設計コードに粒子燃料を評価するためのモデルを整備して追加する。熱伝導度を評価するためのモデルについては、微焼結 UO_2 粒子を用いた測定手法の開発及びFP、TRUを模擬した低除染 UO_2 ペレットを用いた熱伝導度測定準備を実施している。機械強度を評価するためのモデルについては、粒子充てん体の実効弾性率モデルの改良を継続している。

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)中の放射性物質を短寿命核種や非放射性核種に核反応を利用して変換し、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。

MA中性子断面積に関して、 $Np\ 237$ 、 $Np\ 238$ の熱中性子捕獲断面積測定データを解析し、日本原子力学会欧文誌に論文投稿した。

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、 $Zr\ 93$ の熱中性子捕獲断面積に関する情報を得るため、 $Zr\ 93$ が中性子捕獲する際に 10^{-14} 秒という瞬時に放出される即発ガンマ線の測定データの解析を実施した。

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進めた。即発ガンマ線

分光法については、検出器の性能向上を目指した設計研究を実施した。飛行時間測定法については、BGO検出器とデジタル波形処理技術を用いた核断面積測定システムの特性データについて論文発表用資料に取りまとめた。

核データ測定精度のさらなる信頼性向上を目指して、文部科学省公募型研究制度の一環として「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である全立体角Ge検出器開発の技術要素である、反同時計測用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継続した。

4. 燃料製造

今年度から製造する「常陽」MK III第一次取替燃料集合体(85体)の製造を4月から開始した。

5. 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、今年度も焼却設備等の実証試験を行う計画である。

当該四半期においては、試験計画に従って、4月から焼却設備の実証試験運転を開始した。

(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、2002年12月11日より、使用済燃料ピン等を用いたホット試験を継続している。CPFのホットセルでは、使用済燃料粉を用いた直接抽出法(硝酸に装荷したTBP溶媒に使用済燃料を接触させ、ウラン及びプルトニウムをTBPに溶解・抽出させる技術)試験を行うとともに、グローブボックスでは、晶析法(使用済燃料の溶解液の温度を下げることによりウランを晶析させて分離する技術)に関するウラン・プルトニウム基礎試験を継続している(写真1参照)。

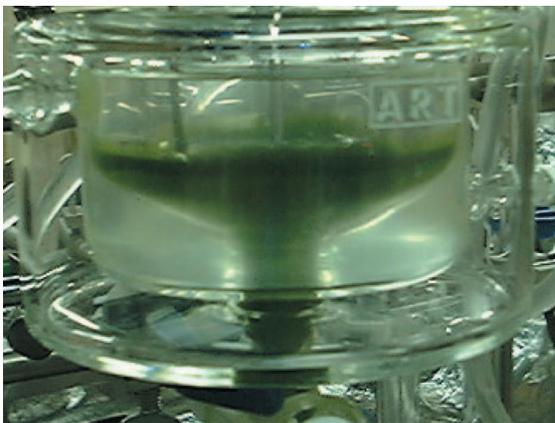


写真1 晶析試験の状況

また、CPFのホットセルにおいて、昨年度12月から2月までに実施した使用済燃料ピンを用いた先進的な再処理プロセスに関する溶解、清澄、U/Pu/Npの共抽出に係るホット試験等のデータ解析を継続している。

(2) マイナーアクチニド等の湿式分離研究

マイナーアクチニド(MA)回収技術開発の一環として、アメリシウム(Am)等を分離するTRUEX法、SETFICS法等の技術開発を継続している。

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のコールド試験等の調整試運転を継続した。コールド試験では模擬物質(チタン等)を使用した還元、電解、蒸留、酸化の試験を実施した。また、ウラン試験の準備作業を継続した。

酸化物電解法については、電流密度を変化させた条件で二酸化ウラン顆粒電析試験を実施した。また、分析技術開発のため溶融塩(NaCl CsCl塩、温度約650℃)中での希土類元素(Sm, Pr, Nd)の吸光度測定試験を継続した。

2. 機器・材料開発

2.1 前処理工程機器開発

YAGレーザーによる燃料集合体の切断性能を把握するため、YAGレーザーによる模擬燃料ピン及びラッパ管の切断試験を計画し、試験準備を開始した。また、使用済燃料粉砕化技術開発としては、昨年度に改良を行った機械式粉砕要素試験機について、回転刃、スクリーンの耐久性を評価する試

験の準備を実施した。さらに、粉碎燃料粉と粉碎金属粉を分離する磁気分離技術については、昨年度に製作した磁気分離要素機について、磁束密度、ドラム周速等の影響を評価する分離試験の準備を実施した。

2.2 分離工程機器開発

乾式再処理機器開発としては、誘導加熱（CCIM）を採用した形状管理型溶融塩電解槽の加熱特性及び電解特性を把握するため、昨年度、第二応用試験棟に設置したCCIM型電解試験装置についての加熱・電解試験の準備を実施した。また、塩蒸留試験装置の開発として、模擬析出物の有無、温度、圧力等の影響を把握するための塩蒸留基礎試験を実施している。

湿式再処理機器開発としては、遠心抽出器の耐

久性評価を目的として、セラミック軸受等を用いた遠心抽出器の試験を実施中である。また、更なる耐久性の向上が期待できる磁気軸受型遠心抽出器の試作機を製作し、流動性評価試験を実施した。

2.3 材料技術開発

高温環境下での乾式再処理機器用材料の検討として、溶射セラミックスコーティング材の耐久性試験を計画中であり、試験片の製作を開始した。

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RETF利用計画についての検討を継続した。

（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概略モデル構築の一環として、その構成要素である熱水応力連成モデル、物質移行モデル、地球化学モデルの解析コードの開発をそれぞれ継続して実施した。また、2002年度に化学反応も考慮した試験が可能な改良を行った熱水応力連成試験設備(COUPLE)について、連成モデルの検証・確認に必要となるデータ取得を目的に試験を開始した。

(2) 緩衝材の長期力学的変形挙動

緩衝材の流出に関する研究では、人工海水条件下での試験により亀裂への侵入距離が降水系よりも小さいという結果を得た。また、CTスキャンを用いた亀裂内侵入ベントナイトの密度分布測定や幌延地下水を用いた静水試験を継続した。腐食膨張模擬試験については、試料の飽和作業を終了し、変位速度1.5mm/日の載荷条件で試験を行った。さらに、緩衝材クリープ試験の継続、人工海水条件下におけるガス移行試験のための試料の飽和作業の開始、並びに緩衝材の基本特性に関するデータベースの構築を開始した。

(3) 緩衝材の化学的相互作用による変化

鉄型化ベントナイトの変質シナリオに関わるデータ取得のため、6年間静置していた試料の固相及び液相の分析を終了し、現在、分析結果を取りまとめている。また、鉄型化加速試験の予備実験で抽出された課題を踏まえ、試験計画の再検討を行った。コンクリートを処分場に使用することを想定し、高pH溶液によるベントナイトの変質挙動評価のため、アルカリ溶液中でのモンモリロナイト溶解速度把握試験を継続した。

(4) オーバーパック材料の腐食評価に関する研究 炭素鋼のマグネタイト共存下での腐食挙動を把

握するための腐食試験を継続した。また、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し、2年間浸漬した試料の取り出し、分析を実施した。さらに、銅について、酸化性環境における腐食局在化に関する試験及び還元性環境における硫化物の影響試験を実施した。

(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]

数百年から千年にわたって土中に埋没していた鉄製遺物の出土した遺跡について、埋没環境等を把握する目的で、土壌や地下水の分析を継続している。

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)を用いた塩水浸入試験の境界条件を、可動堰を用いて種々設定し、塩水楔侵入に関する予備的データを取得した。亀裂状媒体水理試験装置(LABROCK)では、装置配管内の分散や希釈効果が最小限になるように改良し、単一の天然亀裂を有する岩体(1辺10cmのブロック岩体)について、透水トレーサ試験を実施し、改良した装置で適切にデータが取得できるか否かの検討を行った。また、人工的に割裂した単一亀裂を有する10cm角のブロック岩体について、X線CT装置を用いて非破壊状態で亀裂開口幅を計測し、画像差分法を用いた計測データ(CT値)の開口幅との相関関係についての検討に着手した。亀裂ネットワーク水理試験装置(NETBLOCK)では、2002年度に実施した高粘性流体を使用した透水試験結果を取りまとめ、技術資料を作成した。また、2002年度にレジンを注入を行った単一亀裂を有する10cm岩体を研削・写真撮

影することによる亀裂開口幅の計測に着手した。

(2) 不確実性評価に関する研究

掘削影響領域での核種移行についてのモデル化について、これまでに提案されているパラメーションを整理し、その違いが評価結果に与える影響を検討した。また、検討結果を原子力学会バックエンド研究への投稿論文としてまとめた。

(3) 生物圏評価に関する研究

既存の生物圏評価モデルを対象として、全入力パラメータについて感度解析を行った結果をまとめ、第37回保健物理学会（2003年6月16～17日）にて報告した。

(4) 統合解析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システム機能に関して、ユーザーとなる研究者のニーズ等をヒアリングし、システムの設計に反映した。

(5) 性能評価研究

性能評価研究に関しては、核種の収着現象に関する研究と間隙水化学モデルの高度化に関する研究を行った。核種の収着現象に関する研究では、OECD/NEA収着プロジェクトにおいて例題としてあげられたU, Ni, Npのモデル化に関する技術資料の作成を行っている。緩衝材間隙水の研究に関しては、緩衝材と間隙水pH, 組成等の時間空間変化を捉えるために実施した、蒸留水系, 人工海水系, 低アルカリ性セメント浸出液系での試験結果について、技術資料を継続して作成している。また、補完データ取得のための追加試験計画の検討を行うとともに、中国産ベントナイトを用いた試験を実施し、国産ベントナイト（クニゲルV1）との比較検討を継続している。データベースの公開に関しては、地層処分安全評価への利用を目的として開発を進めてきた熱力学データベース及び収着データベースをホームページ上にて一般公開するための作業を継続し、英語版のホームページ作成作業も開始した。

(6) 地層処分放射化学研究施設（QUALITY）における核種移行研究

還元条件における炭酸共存系でのNpの溶解度試験及びNpのスメクタイトへの収着試験、並びにベントナイト及び凝灰岩中のC, Clの透過拡散試験を継続した。また、Npのベントナイトコロイドへの収着試験を実施した。現在までに得られた、還元条件での鉄セレン化合物の溶解度に関する成果を取りまとめ、MRS国際会議（2003年6月15～

18日）において報告を行った。

(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、幌延地域のボーリング孔で採取された地下水の組成分析を行い、実験に用いる模擬海水系地下水の組成を検討している。

先行基礎工学研究で実施している「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」においては、QUALITYにおけるNpを用いた拡散試験を継続するとともに、これまでの成果を国際会議Euroclay（2003年6月22～26日）で報告した。また、「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、LGA法を用いた解析コードを、複雑な亀裂形状を境界条件に適用するための基本性能の検証に着手した。

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実施した。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計画の検討を進めた。

火山活動に関する研究では、地殻構造調査手法の整備を行なうための、鳴子火山地域を事例研究の対象とした電磁探査計画の検討を行った。火山活動の長期予測モデルの開発については、第四紀火山を対象とした確率モデルの高度化に関する検討を進めた。また、坑井温度データベースの公開準備及び坑井温度を用いた熱流束解析手法の検討を行った。

地震・断層に関する研究では、地下の震源断層等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、リニアメントの判断基準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等を把握する手法の開発を目的として、断層周辺岩盤の断層岩（断層粘土や断層角レキ等）、小断層、割れ目等の分布に関するデータを収集・整理し、水理地質構造モデル等の検討を進めた。

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データベースの整備を行った。また、地殻変動の将来予測の信頼性の向上を目指すため、地殻変動をシミュレーションする有限要素法プログラムの開発を進めた。

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、弾性波アクリスの東濃鉦山内での観測試験を継続し、送受信のルーチン化を進めると共に、正馬様用地内での地震観測アレーによるアクリス信号観測点を整備した。電磁アクリスについては、東濃鉦山から連続送信したEM（電磁アクリス）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、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中である。

2.2 地質環境特性に関する調査研究

(1) 東濃鉦山における試験研究

岩盤の長期挙動に関する研究については、東濃鉦山の坑道周辺岩盤長期観測を継続実施するとともに、坑道クリープ解析の取りまとめを実施した。試験孔の劣化調査については、月1回の定期観察を実施した。

坑道周辺の地質環境特性に関する研究については、間隙水圧のモニタリングの継続及び不飽和領域の原位置計測の実施計画を策定した。

ナチュラルアナログ研究については、東濃ウラン鉦床の地質変遷の解明の一環として、ウラン鉦床の形成時期を明らかにするための年代測定用試料を採取した。また、月吉断層を対象として、試験孔及び岩芯試料採取を実施した。

(2) 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した。深層を対象とした調査では、新規試験孔調査2孔（予定掘削長各約1,000m）の掘削のための準備作業及び既存の試験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。また、地表のリニアメントと地下深部の不連続構造並びに比抵抗構造との関係の把握を目的とした試験孔掘削及びVSP（Vertical Seismic Profiling）探査の準備作業を実施した。

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、瑞浪超深地層研究用地の地質環境を把握するための調査研究を継続した。

2003年3月より開始した深層試験孔調査（予定掘削長約1,350m）は基盤である花崗岩に到達し、6月末日現在、深度約220m付近を掘削中である。これまでに、同試験孔を利用した堆積岩及び花崗岩上部の物理検層並びにボアホールテレビ（BTV）観察を実施した。また、花崗岩上部の透水性割れ目を対象に水理試験（1点）を実施した。浅層試験孔4孔を利用した地下水の水圧及び水質に関する長期観測は、昨年度に引き続き継続中である。これらの試験孔調査及び観測で得られる岩石及び地下水の試料を対象とした各種室内試験・分析に関する仕様を検討し、作業を開始した。

地質環境のモデル化・解析については、解析作業の実実施計画及び解析仕様の検討を行うと共に、作業に必要な調査データの整備を開始した。

また、昨年度実施した各調査研究の成果をとりまとめた速報や技術報告書を作成中である。さらに、2003年度の年度計画書及び2002年度の年度報告書・年報を作成した。

調査技術開発については、第2段階の調査研究で必要となる立坑・坑道壁面調査手法、差圧対応調査機器、試験掘削工法、物理探査技術の開発に関する仕様を検討した。

工学技術の基礎の開発に関しては、情報化施工、品質保証、突発湧水対策、地震動評価に関する委託研究の仕様を検討した。

正馬様用地

既存試験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の工事契約が2003年3月に締結された（契約期間：2003年3月12日から2006年3月15日まで）。

研究坑道掘削工事契約後、施工計画、品質保証計画、安全衛生管理体制などについて検討した。

現在、用地内においては請負業者の仮設事務所建方作業を実施しており、掘削の準備を進めてい



写真1 研究坑道掘削準備状況

る（写真1：瑞浪超深地層研究所；研究坑道掘削準備状況）。

2.4 幌延深地層研究計画

2003年度第1四半期においては、2003年度調査研究計画及び2002年度調査研究成果に関する説明会などを中心に行った（写真2：2003年度調査研究計画説明会）。

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

2002年度に実施した物理探査、地質調査、表層水理調査、試錐調査結果の取りまとめを行った。2003年度における各種調査計画の検討を行った。

表層水理調査については、2002年度に設置した河川流量観測システムによる観測を、研究所設置



写真2 2003年度調査研究計画説明会

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。

地質環境モニタリング技術の開発

2002年度までに掘削した試錐孔について、地下水の水圧・水質長期モニタリング装置の設置計画を検討した。

深地層の工学的技術の基礎の開発

地下施設の基本設計に関する仕様の検討を実施した。

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、2002年度調査結果の取りまとめを行うとともに、2003年度の実施計画について検討を開始した。

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

2002年度調査結果の取りまとめを行うとともに、2003年度春季環境調査を実施した。

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に関し、第7回国際管理委員会（5

月13～14日、スイス)にて、各試験の進捗状況や運営などに関する協議・確認を行うとともに、CRR(コロイドと放射性核種の遅延評価)プロジェクトに関するモデル解析を継続、引き続き計画しているCFM(コロイド形成・移行試験)計画に関する調整を進めている。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てアルカリによる変質試験を東海ENTRYにて継続している。瑞浪及び幌延の深地層の研究施設計画の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試錐調査や地下水流動に関するモデル化・解析に関する技術的検討を継続している。また、5月22～23日にスイスにてバイラテラル会議を開催し、共同研究の進捗状況及び本年度計画等について確認、調整を行った。

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、2002年7月より開始したフェーズ8における間隙水の地球化学的評価試験に継続参加中。

(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(5月19～21日)にて、各共同研究の進捗状況について確認した。同地下研において実施中の50～100m規模の亀裂性結晶質岩中の放射性核種移行・遅延の原位置試験/モデル化/解析(TRUE Block Scale試験)に関する共同研究では、6月2日に開催されたSteering Committeeにおいて新たなトレーサ試験の実施が合意された。プロトタイプ処分場プロジェクト(PRPP)に関しては、人工バリア及び周辺岩盤の挙動のデータ取得を継続するとともに、予測解析を実施した。SKBの年度報告書の担当部分に関して、2002年度に実施した予測解析の成果を基にして原稿を作成した。

(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に関しては、LBNLとの水理・物質移行についてサイト特性調査及び予測技術に関する共同研究として、幌延及びエスポ地下研究所HRLで取得されたデータを用いたモデル構築及び解析の成果についての取りまとめを行った。PNNLとは、今年度はホウケイ酸ガラス中のトリウム溶解度制限固層の把握、シリカ系での4価のアクチニド元素の挙動に関わる熱力学データの開発を実施するため、

内容を検討するとともに共同研究起案手続きを実施した。SNL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、モデル開発についての共同研究を継続している。また、東濃にて取得されたデータを用いた水理地質構造モデルの更新と地下水流動解析を実施し、その結果を取りまとめた。さらに、地質環境の調査と性能評価の連携について、講演と例題に対する解析演習を行うワークショップ形式の打合せ(2003年5月12～13日)を、SNLの専門家を交えて幌延で開催した。

(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)においてデータ取得を継続するとともに、シーリング性能への温度の影響を調査するための試験システムへの加熱を継続した。また、今年度実施予定のトレーサ試験の計画を検討した。

(5) その他の共同研究

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明モデル高度化のための国際共同研究)について、予測解析及びベンチマークテスト解析を継続して実施した。また、次期フェーズの解析対象となる試験を提案した。

4. 関係機関との協力

電力中央研究所(電中研)との協力については、幌延における2002年度分の共同研究を実施した。

5. 研究成果の公的資源化

IAEAの放射性廃棄物研究データベースへ、JNCの地層処分技術に関する研究開発の実施状況について登録するため、20テーマを超える英文要旨を作成した。

2002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「平成14年度報告」のドラフトを作成した。

地層処分技術に関する研究開発第2次取りまとめに関しては、報告書本体及び報告書の内容を一般向けに解説したパンフレット等の希望者への配布、サイクル機構ホームページへの掲載(和文・英文)等を通じて、国内外への情報提供を継続した。

(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、2002年12月中旬から第4回計画停止期間を設け2003年秋頃までの予定で、再処理施設ユーティリティ施設への既設設備切替及び設備機器の点検整備を実施中である。主な作業内容は以下のとおり。

- ・電気設備等の定期点検（計画停電）
- ・第二変電所切替工事（準備工事）
- ・セル内点検及び整備作業
- ・海中放出設備の点検
- ・法規制に基づく各種設備の定期点検及び整備作業
- ・計装類自主点検及び施設定期自主検査
- ・各設備の主な点検整備（せん断機等）

再処理施設ユーティリティ施設への切替えについては、内装設備の不具合が発生したことに伴い、その措置対策等を実施する必要があることから、当初計画より遅延する見込みである。これに伴い、再処理運転計画の一部について見直しを実施中である。

使用済燃料の受入については表1に示す。

再処理施設は、2003年6月3日に第16回施設定期検査の受検を開始し、警報装置及び安全保護回路の作動試験等の「施設停止中の検査」を受けている。2003年9月中旬からは、製品の回収率及び高放射性廃液蒸発缶の処理量等の「施設運転中の検査」を受検し、2003年10月7日に終了する予定である。

施設定期検査の性能の技術上の基準に基づく検

査項目は、以下のとおりである。

- ・警報装置、非常用動力装置その他の非常用装置、安全保護回路及び連動装置の作動
- ・放射性廃棄物の廃棄施設の処理能力
- ・主要な放射線管理施設の性能
- ・放射線管理を必要とする場所における線量率及び空気中の放射性物質濃度
- ・核燃料物質が臨界に達することを防ぐ能力及び使用済燃料等を限定された区域に閉じ込める能力
- ・製品中の原子核分裂生成物の含有率
- ・製品の回収率
- ・火災及び爆発を防止する能力その他の性能

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、4月から6月にかけて、工程設備の調整及び作動確認等を実施した。なお、2003年6月末現在における累積転換量は約13.5tMOX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実施していないため、2003年3月末までのガラス固化体の累積製造本数は前期同様130本である。

1.3 ガラス溶融炉の更新

現溶融炉から炉底部等の形状を変更した改良型溶融炉へ更新するため、2002年9月24日から更新工事に係る現溶融炉撤去のための準備作業を行い、現溶融炉の撤去に必要な治工具類の搬入、当該セル内の整理、現溶融炉の付属品取り外し等を行い、2003年5月に現溶融炉を設置場所から撤去した。

今後は、2003年9月頃から改良型溶融炉のセル内への搬入と据付を実施する予定である。

表1 使用済燃料の受入量

原子炉名称	受入量 (t)	受入日
美浜発電所	5.6	2003年4月17日
ふげん発電所	5.2	2003年6月30日

2. 技術開発

2.1 軽水炉燃料の再処理技術開発

(1) 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

回収クリプトンを固定化した固化体（固定化容器）からのクリプトンの再放出量を測定する固化体評価試験として、固定化容器内のバックグラウンドを測定した。固定化コールド試験においては、ターゲット電極の冷却性能を評価するための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、高圧ガス保安法に基づく保安検査の一環として、気密検査等を実施した。

3. 関連施設の設計・建設

3.1 低放射性濃縮廃液貯蔵施設（LWSF）

本施設は、再処理施設における低放射性濃縮廃液等の貯蔵裕度を確保し、廃液の貯蔵管理を確実なものとするを目的とし、貯蔵能力約1,520m³の施設建設を2001年12月より開始し、2002年11月末に竣工した。

本施設に係わる使用前検査については、2003年3月末までに終了し、同年6月13日に使用前検査合格証の交付を受け、施設の供用を開始した。

3.2 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、低放射性濃縮廃液貯蔵施設と第三低放射性廃液蒸発処理施設間の配管トレンチで接続する。

発電機棟の地上1階には発電機室、高圧配電盤室等を、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、直接ドラム缶へ充てん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) 工事

技術開発棟建設工事は、地下階躯体工事を継続した。

発電機棟建設工事は、準備工事を終了し、掘削工事を開始した。

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



環境保全対策

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、合理的に廃棄体を製作する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実施している。

合理的に廃棄体を製作する方法の1つとして、MOX系廃棄物、再処理系廃棄物を対象とした廃棄体化処理施設の概念検討を開始した。また、廃棄物データの精度向上に向けた取り組みとして、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。図1に基本的な廃棄物処理処分フローを示す。

1.2 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。

この水蒸気改質処理法は、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、次に空気と反応させて酸化させ、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。

図2に水蒸気改質処理装置の概念図を示す。

廃棄物は約650℃に加熱したガス化装置内で水蒸気と接触し、低分子の有機化合物に分解し、ガス化する。ウラン等の放射性物質のうち固体のもの

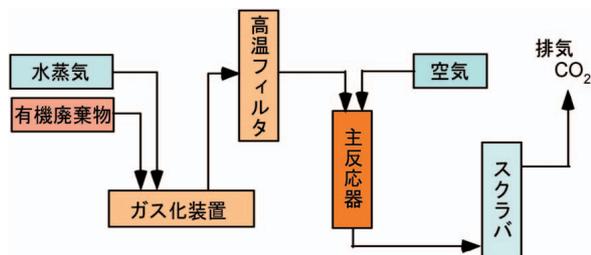


図2 水蒸気改質処理装置の概念図

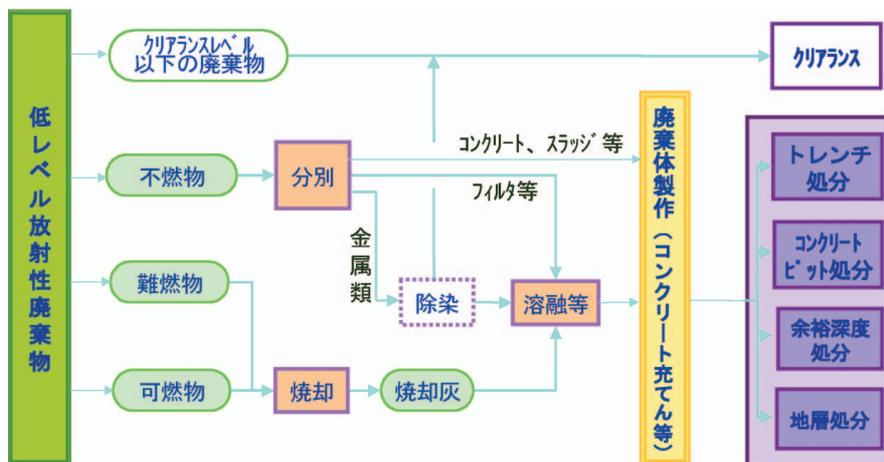


図1 基本的な廃棄物処理処分フロー



写真1 水蒸気改質処理試験装置

のはガス化装置において残渣として除去される。粒子状のものは高温フィルタにより除去される。分解ガスと気体状の放射性物質は高温フィルタを通過し、主反応器に導かれる。分解ガスは主反応器において高温の空気と反応し(約1,000℃),水、二酸化炭素、ハロゲン化水素等になる。分解ガス成分のうち、水、ハロゲン化水素等はスクラバにより除去され、二酸化炭素は大気に放出される。

また、気体状の放射性物質はスクラバにより除去される。2003年度は、2002年度に設置したコールド実証試験装置によりコールド分解処理試験を実施し、処理温度、フィルタ、スクラバ等の特性について評価する(写真1参照)。

また、実廃棄物処理試験等のホット試験を行うため本装置を改造し、管理区域に移設する。これまでに、コールド実証試験の準備及び本装置の改造の仕様を検討した。

2004年度以降は、改造後のホット実証試験装置を用いて、模擬廃棄物及び実廃棄物処理試験を実施していく予定である。

1.3 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
セメント系材料の硝酸塩や硝酸塩変遷生成物による変質、硝酸塩やセメント系材料由来の高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2003年度の研究に着手した。2003年度は処分システムに及ぼす硝酸塩の影響に関する研究成果を取りまとめるとともに、セメント系材料に起因する高pHブルームのベントナイト/岩盤への影響については、モデルの検証研究を行う。

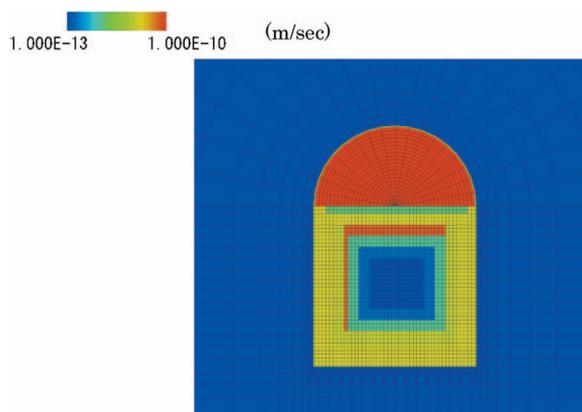


図3 透水係数の分布(任意の化学的変質条件下)

(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する2003年度の研究に着手した。本研究は、低レベル放射性廃棄物処分システムの安全性に対して最も影響度の高いニアフィールド水理場の長期的変化を評価するためのものである。この評価のためには、時間空間的に変化するバリア材料の化学/力学的状態に基づくニアフィールド状態の解析が必要となる。2002年度までの研究により、水理場の変遷の解析が可能な評価システムのプロトタイプを作成した。

図3に任意の時間のバリア材料の化学的状態を与条件とし、それに基づくバリア材料の力学特性を用いて解析したニアフィールドの透水係数の分布を示す。

2003年度は、これまで実施してきた化学的変遷及び力学的変遷に関する試験結果等を用いたモデルの検証/高度化を行い、プロトタイプシステムの信頼性/精度の向上を図る。

(3) システム性能評価

処分システムの性能に関連するパラメータの相対的重要度及び処分システムが安全に成立するための十分条件の網羅的抽出に関する2003年度の研究(包括的感度解析)に着手した。本研究は、放射性廃棄物の処分に係わる様々な環境/条件下において、処分が安全に成立するための条件を抽出することを目的とした研究で、処分のセイフティーケースの構築に資するものである。本年度は、結晶質岩盤にTRU廃棄物を地層処分する場合の一連の評価を行い、処分システムが安全に成立するための十分条件の網羅的抽出を行い、地質環境条件、設計条件に基づくスクリーニングにより、

現実的な条件下において処分が安全に成立する条件の抽出を試みる。

(4) 処分材料の高度化

我が国では、TRU 廃棄物処分における支配核種のひとつである放射性ヨウ素について、長期保持性能を有する固化体の開発が行われており、その一つとして、サイクル機構の自主技術である、銅マトリックス固化体が提案されている。これまで淡水系模擬地下水におけるこの銅マトリックス固化体の浸出特性の評価を行ってきた。2003年度は、海水系模擬地下水における浸出挙動について評価する。

1.4 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、配管等が排出されるとともに、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、機器等のクレビス部（すき間）を対象としたナトリウム洗浄処理試験を継続して実施した。ナトリウム処理技術開発においては、苛性ソーダ水溶液中にナトリウムを連続注入するための準備作業を継続して実施した。

1.5 放射性廃棄物管理

大洗工学センター内の核燃料物質使用施設（照射燃料集合体試験施設、照射燃料試験室、照射材料試験施設）で発生する大型固体廃棄物及び高線量固体廃棄物は、日本原子力研究所と共同で設立した廃棄物管理施設に送られ、安全に処理・保管されている。そこに送られる廃棄物のうち、廃棄物管理施設で直接処理することが困難な、大型の固体廃棄物（TRU 元素等で汚染された試験機器や遠隔操作作用設備等）については、固体廃棄物前処理施設（WDF）を用いて、廃棄物の取り扱いを容易にするための除染、解体、切断等による減容化処理を行っている。また、高速実験炉「常陽」とその附属施設及び核燃料物質使用施設から発生する放射性廃液については、原研の廃棄物管理施設への移送基準を適合させるために、「常陽」廃棄物処理施設（JWTF）を用いて蒸発濃縮処理等により放射性物質濃度を低減している。

固体廃棄物前処理施設（WDF）については、核燃料物質使用施設から受け入れた高及び低固体廃棄物の処理を行い、廃棄物管理施設へ搬出した。また、消火設備及び換排気設備の定期自主検査を実施した。「常陽」廃棄物処理施設（JWTF）については、「常陽」及び核燃料物質使用施設から受入れた放射性廃液の処理を行い、移送基準を満足させ、廃棄物管理施設へ搬出した。

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

「新型転換炉の研究開発」の章に記載。

2.2 製錬転換施設の廃止措置

乾式設備のうちウラン転換試験設備について本年度予定分（F2転換・精製工程等）の解体工事に着手した。

2.3 遠心機処理技術開発

パイロットプラント遠心機の汚染部分を分離除去するための試験を実施した。

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進めた。

また、センターのウラン系施設廃止措置計画について設備・機器等の物量、廃止措置費用などの検討を継続した。

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が予定されている施設・設備（主に重水臨界実験装置、旧廃棄物処理建家）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、放射線量等）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“DECAMAN”を開発している。

解体技術開発については、旧廃棄物処理建家の運転形態や廃液成分を調査し、コールド試験における汚染状態を模擬する方法を検討した。また、配管等の放射能インベントリの試算を実施した。デコミッションング評価システムについては、パーソナルコンピュータ化された“DECAMAN”の検証試験を実施し、その不具合状況や改善点をまとめている。

2.6 DCA廃止措置

DCA（重水臨界実験装置）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「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）に分けて実施することを計画している（表1参照）。また、廃止措置の概略を図4に示す。

現在、第2段階作業に着手し、燃料棒分解洗浄設備等の解体に係わる核燃料物質使用施設の変更許可を4月25日付けで受けた。

表1 DCA廃止措置計画

	2001年度	2002年度	2003年度	2004年度	2005年度	2006年度
DCA廃止措置		第1段階（原子炉の機能停止）				
			第2段階（燃料棒分解洗浄設備等を解体撤去）			
			燃料棒分解洗浄設備の解体			
					解体工法解析評価	

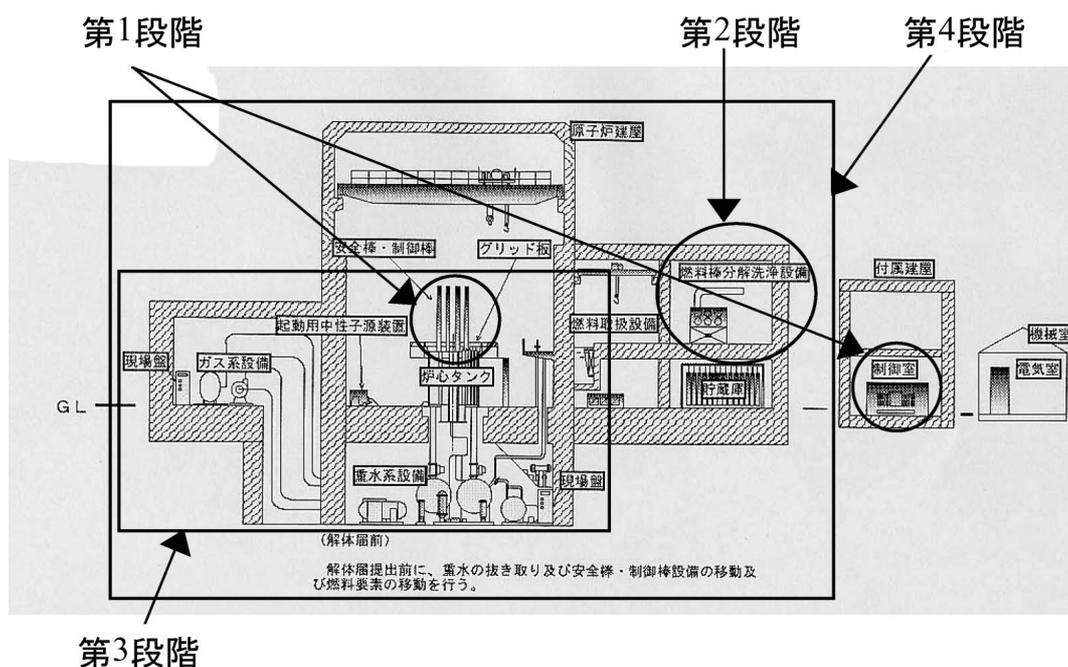


図4 DCA廃止措置概略図

表2 固体廃棄物処理技術開発施設 (LEDF) 設計工程

	2001年度	2002年度	2003年度	2004年度
固体廃棄物処理技術開発施設 (LEDF)	合理化設計	基本設計	基本設計	詳細設計
(1) 内装設計		(内装基本設計)	(内装設備選定)	
(2) 建家設計			基本設計	実施設計

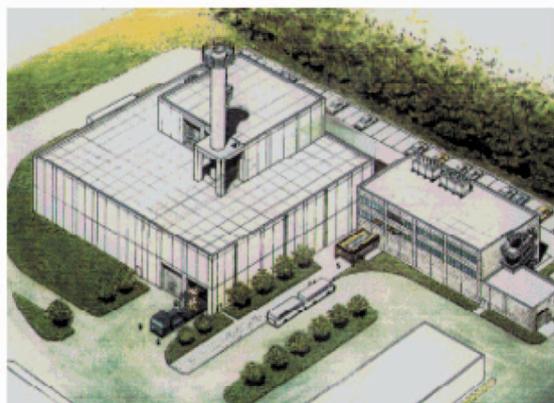


図5 LEDFの処理フロー及び建家概念

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。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の検討を実施した。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 低放射性濃縮廃液貯蔵施設 (LWSF)

「軽水炉燃料再処理技術の研究開発」の章に記載。

4.2 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。

4.3 固体廃棄物処理技術開発施設 (LEDF)

大洗工学センターの高速実験炉「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。しかし、研究開発の進展等に伴い、廃棄物発生量の増大等の課題が顕在化している。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。

2003年度は、表2の計画に基づき、2002年度までに実施した内装設備 (部屋配置、処理プロセス、物流計画等) 及び建屋の基本設計Ⅰをより具体化するための基本設計Ⅱを実施する。当該四半期においては、基本設計Ⅰで明らかとなった課題及び問題点について整理し、基本設計Ⅱの検討を開始した。

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



ウラン濃縮

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。

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、滞留ウラン除去・回収試験を実施している。

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

（人形：環境保全技術開発部）



新型転換炉の研究開発

1. 新型転換炉「ふげん」

新型転換炉ふげん発電所は、2003年3月29日をもって初臨界（1978年3月20日）以来約25年にわたる運転を終了した。

2003年4月7日から燃料取出実施計画に基づき、炉心の全燃料集合体を使用済燃料貯蔵プールに取り出す作業を実施してきたが、4月19日原子炉建屋内の燃料交換プールと燃料貯蔵プール建屋の使用済燃料貯蔵プールを結ぶトランスファースユートの外隔離弁（燃料貯蔵プール側）に不具合が発生し作業を一時中断した。原因は外隔離弁を駆動させるユニバーサルジョイントを支持するボールベアリングの一つが破損したことによる外隔離弁の動作不能であった。対策として同ベアリングを新品と交換し、5月22日作業を再開した。

また、2003年5月26日には電気関係報告規則に基づく自家用電気工作物廃止報告（発電所の廃止）及び電気工作物保安規程の変更届を経済産業省北陸支局に提出した。これにより電気事業法上発電所であった「ふげん」は、需要設備及び電圧10万ボルト以上の部分は変電所に準じた扱いとなり、今後は、原子炉等規制法に基づいて原子炉施設の設工認、使用前検査、溶接検査及び定期検査等の手続きを実施することとなった。

6月27日には第18回定期検査を開始し、今後は廃止措置準備作業等を実施していく予定である。

2. 「ふげん」用燃料

2.1 燃料の取出、搬出、輸送等

2003年4月から8月にかけて、燃料取出実施計画に基づき炉心内にある燃料集合体224体を使用済燃料貯蔵プールに取り出し中であり、2003年6月30日までに105体の燃料を取り出した。

使用済燃料の輸送については、2003年度使用済燃料輸送計画に基づき6月26日に使用済MOX燃

料34体を東海事業所再処理センターに搬出した。

3. 技術開発

3.1 照射後試験

「ふげん」で高燃焼度を達成したMOX燃料の照射特性を把握するため、日本原子力研究所東海研究所燃料試験棟、及び核燃料サイクル開発機構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、大洗工学センターへの試験試料輸送を行うと共に、破壊試験として、マイクロ スキャン、マイクロ燃焼度測定、残留FPガス分析、被覆管内面観察を実施し、燃料ペレットのふるまいに関するデータを採取した。

3.2 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、将来の核燃料サイクルに必要な燃焼が進んだ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。本期間中は、今年度を実施する溶解特性試験に必要なパラメータ調査を実施した。

3.3 課題評価

新型転換炉原型炉「ふげん」の開発について機構外の専門家から研究開発課題評価（事後評価）を受けた。結果は、後日インターネット等で公開される。

4. 国際貢献

4.1 文部科学省原子力研究交流制度

2002年度同制度の計画に基づき、2003年1月から2002年度の後期受入分となる6名（中国5名、インドネシア1名）が来日し、研修を行っている。そのうち3名（中国）については予定していた研修の全てを終了し帰国した。また残りの3名につ

いては帰国予定の7月まで引き続き研修を実施している。

これまでの同制度に基づく研修生の受け入れ実績は2003年6月末現在累計で62名となる。

5. 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。

また，ノルウェー国立エネルギー技術研究所(OECD/NEA ハルデン炉プロジェクト)の協力を得て，仮想現実・可視化技術等を適用した解体作業シミュレーションシステムの開発を継続しており，表示装置(VENUS)とともに，システムの更新を行った。

5月には，スウェーデンで開催されたOECD/NEA 廃止措置協力計画・技術交換会議に出席し，原子炉解体及び廃棄物処理計画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。

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

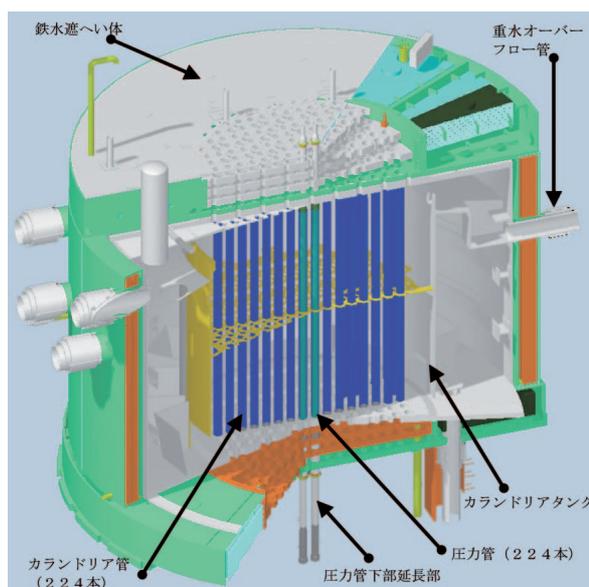


図1 解体方法検討中の「ふげん」炉心断面

している。特に，運転停止後，構造物に含まれる放射エネルギーを評価するため，原子炉廻りやタービン建屋に取付けた放射化箔の一部を回収し，測定を実施した。図1に現在解体方法を検討している炉心断面図を示す。

(敦賀本部)



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

日米核物質防護協議及び米国核物質防護調査団対応を行った。(5月6日～16日)

1.2 核物質の輸送

(1) 次の輸送を実施した。

ふげん使用済燃料の輸送(ふげん 東海)

照射済燃料の輸送(原研東海 大洗)

常陽用熱遮蔽劣化ウランペレットの輸送(ベルギー 東海)

1.3 核物質利用

2002年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

(1) 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(2003年)
在庫変動報告書(ICR)	63	4/15, 5/9, 5/15, 6/13
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)	96	4/10, 4/25, 5/30, 6/27

2. 核不拡散・保障措置

2.1 核不拡散

(1) 核不拡散抵抗性及び核物質防護・透明性研究に関する会合に参加し、米国サンディア国立研究所との意見交換を行った。(5月1日, 2日)

(2) ESARDAにて、遠隔監視技術の核不拡散分野への応用に関する発表を行った。(5月13日～15日)

(3) GenIV核拡散抵抗性・核物質防護ワーキンググループに参加した。(6月11日～13日)

(4) サンディア国立研究所との共同研究の一環で、大洗工学センターの実験炉「常陽」で遠隔監視装置へのVPNの導入、無線LAN適用試験を実施した。(6月16日～20日)

2.2 保障措置研究・技術開発

(1) CPF, PCDFに対するIAEAの技術訪問の対応を行った。(6月16日, 19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

TLDを内蔵した中性子線量計について、臨界事故時の線量評価への利用を検討している。現在、 ^{252}Cf 及びその減速場における実験及びMCNP4Cを用いた計算により評価を進めているが、今四半期では中性子線量計の表面に設置した線量計についてより詳細な計算を行うために、計算体系の再検討を行っている。

ファントムや線量基準の違いによる末端部用線量計のレスポンスの変化を確認するための実験及び計算を行った(図1,2参照)。実験では、指を模擬したファントム、腕を模擬したファントム及び体幹部用のファントムに、末端部用線量計を設置してX線及び ^{137}Cs の線を照射し、それぞれの部位に対応した線量基準に対するレスポンスを調べた。計算では、MCNP4Cを使用し同様の体系で10keV～2MeVの光子に対して計算を行った。その結果、末端部用個人線量計のレスポンスはファントム及び線量基準の組合せによって大きく変化することが判明した。末端部用線量計の校正等を行う場合には注意が必要である。この結果につい

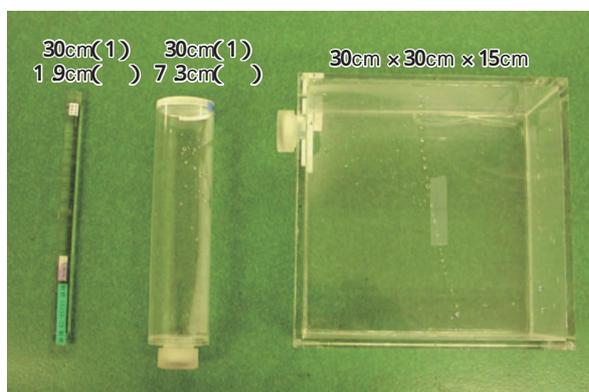


図1 実験に使用したファントム。左から指用、腕用及び体幹部用である。

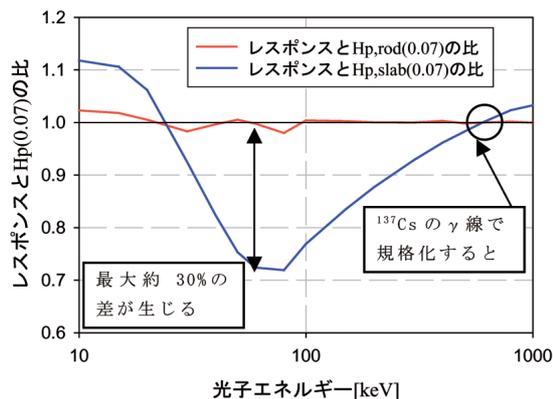


図2 指用のファントムに設置した末端部用線量計に対して、指用の線量基準を組み合わせさせた場合(赤の実線)と、体幹部用の線量基準を組み合わせさせた場合(青の実線)。前者は、線量計のレスポンスは線量基準とほぼ一致するが、後者では最大約30%の過小評価を生じる。

て、日本保健物理学会第37回研究発表会(2003年6月：千葉)において口頭発表した。

1.2 内部被ばく線量測定・評価技術の高度化研究

プルトニウム内部被ばく事故時において、キレート剤による治療を検討している。既に諸外国では数多くの適用事例が報告されており、線量低減に著しい効果が得られた事例も多い。しかしながら、現状ではキレート剤に伴い複雑に変化する代謝特性並びに線量低減効果について定量的な評価を与えるモデルは皆無であり、本研究の主題の一つとなっている。

キレート剤の一種であるDTPAについては、J. W. Stather (1983)らによるボランティア実験により、数時間以内にほとんどが排泄されることが確認されている。よって、DTPAによるPuの排泄促進作用は、DTPAによるPuのキレート作用と自身の代謝特性に帰するものであると示唆される。このような知見に基づき、DTPAによるプルトニ

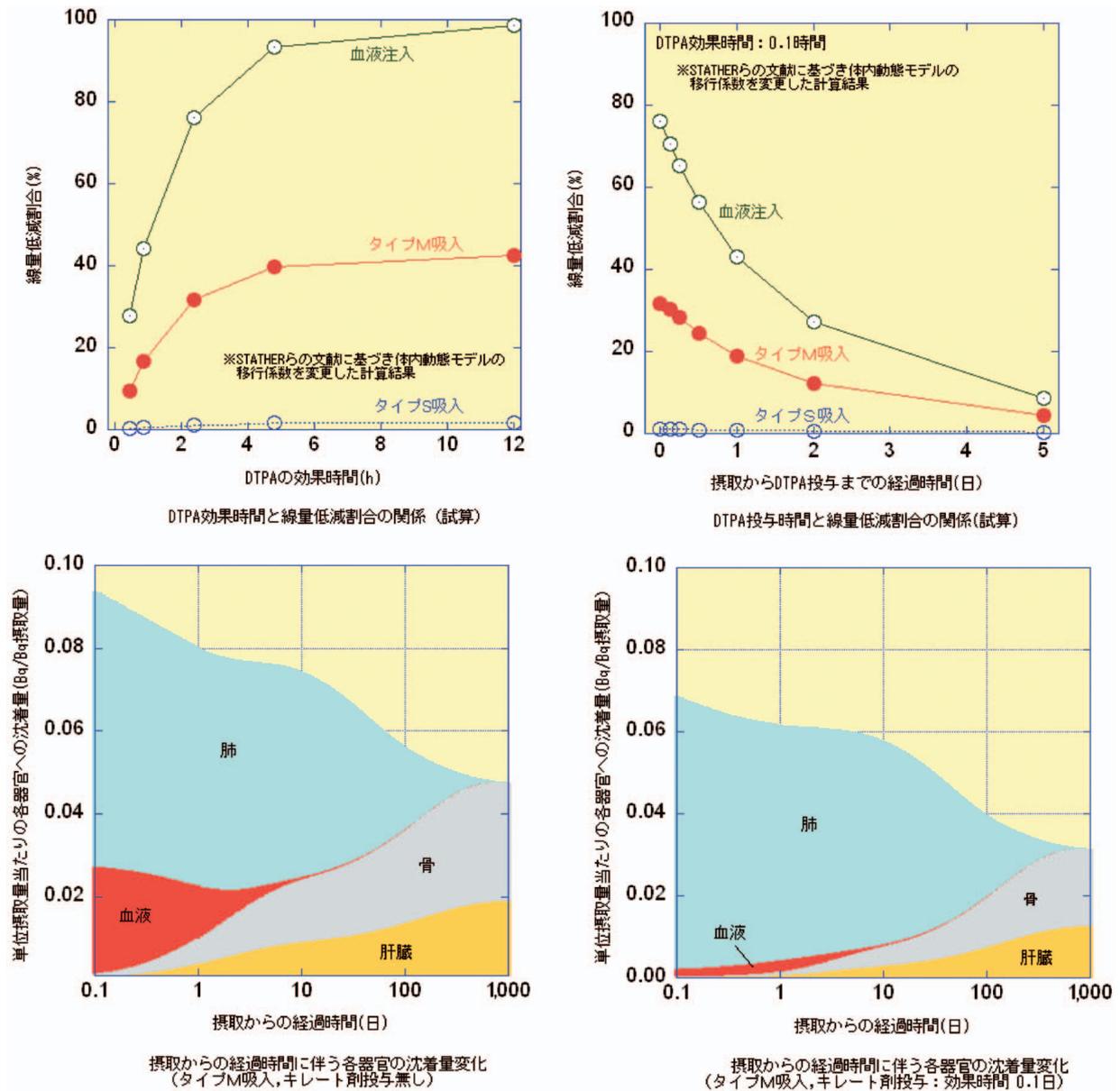


図3 DTPAによるプルトニウム内部被ばく線量効果の計算結果

ウム内部被ばく線量効果に関して、これまでに開発してきたプルトニウム内部被ばく線量評価コード(RAPUTA)を用いて試算を実施し、その結果について日本保健物理学会第37回研究発表会(2003年6月:千葉)において口頭発表した。試算の結果、DTPAは酸化プルトニウムにはほとんど効果がないこと、DTPAは事故の経過時間とともに効果が減少すること等、これまで定性的に言われていた事象を模擬することができた(図3参照)。

スキャニング型全身カウンタについては、体格補正及び放射性物質の体内分布を反映した体内量定量技術の実用化に向けた検討を実施した。また、2003年8月には、IAEAが主催する全身カウンタ国

際相互比較のためのファントムを受け入れる予定となっている。

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

^{137}Cs 校正場において空気による減弱(out scatter)及びビルドアップ(in scatter)の影響をMCNP 4Bによる計算で光子スペクトル、照射距離による空気カーマ率の変化について評価した。空気カーマ率の変化は実測値と傾向が一致したが、近距離について偏差が大きい。今後、照射装置構造体を幾何形状に含め、更に詳細に評価する。減速中性子校正場では、従来の中空円筒アクリ

ル減速材に、更に鉄減速材を付け加え、平均エネルギーの低い校正場を構築するため、検討を進めている。また、中性子個人線量計の校正時における室内散乱線影響の補正方法について、日本保健物理学会第37回研究発表会（2003年6月：千葉）において口頭発表した。

2.2 臨界監視技術の高度化に関する研究

臨界安全監視システムの開発の一環として、ORIGEN2コード及び実験で得られた検出効率等から、 HgI_2 検出器による測定時に想定される線スペクトルを評価した。これにより臨界事故後の希ガス元素起源の線スペクトルの経時変化を推定することができた。

また、既設臨界警報装置（プラスチックシンチレータ）について、線並びに中性子に対する応答をMCNPで計算した。線に対する応答特性は実験値並びにEGS4で計算した値に一致した。一方、中性子についてであるが、プラスチックシンチレータの場合、シンチレータ中の水素並びに装置の筐体（鋼板）から生じる捕獲線も検出する。熱中性子から10 MeVまでの中性子を入射させ、捕獲線による応答を計算した結果、熱中性子に対してかなり高い感度を有することが分かった。

2.3 走行式放射線モニタの高度化に関する研究

前年度まで、走行式台車に搭載する放射線管理用機器等の種類や仕様等を検討してきており、今期は、これら搭載機器の事故時における耐久性を確認するため、その試験方法を調査・検討した。

今後は、上記の調査・検討結果を踏まえた試験計画を作成し、耐熱、耐湿、耐煙、耐放射線に関する試験を行う予定である。

2.4 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について、減速材の厚さの評価や検出感度の指向性の評価などを行った。

減速材については、厚くなるに従い高速中性子検出反応（Hの反跳反応）の低下が進み、また熱中性子検出反応（ 3He の吸収反応）の計数も減速材の厚さが2 cmを超えると低下が始まること

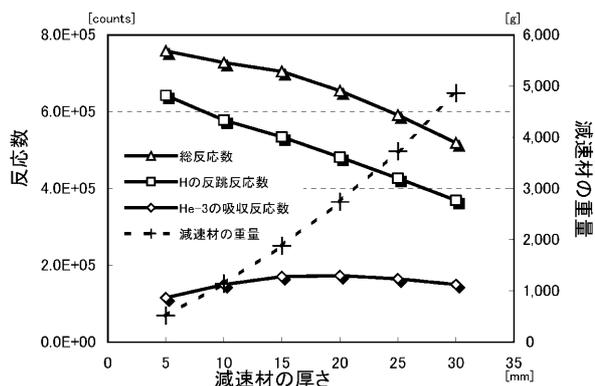


図4 球形計数管の減速材厚さ評価

示された。総計数の傾向、及び全減速材の重量の傾向も考慮し、減速材の厚さは1 cm程度が適切と判断できた（図4参照、直径10 cmの球形計数管に対するC/Lethargy一定の中性子の均一入射を条件とした）。

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、気象研究所が開発した近海モデルの計算結果から、沿岸モデルの計算に必要な近海域との境界データを抽出した。

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Cs拡散モデルのテストランを行い、物質収支（降水量 + 流入量 = 海水中存在量 + 海底土中存在量 + 流出量 + 壊変量）が成立していることを確認した。

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

時間間隔解析を用いたプルトニウムの迅速定量法の開発に関しては、実用化に向けた検討のため、ウラン 232 (^{232}U)を1インチステンレス板に電着し、マイラ膜にて覆った標準線源を製作した。既存の方法では、マイラ膜による線の自己吸収を考慮せずに各補正を実施していたが、本線源を用いることで実環境に近い条件でのエネルギー校正及び計数効率の校正が可能となった。

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しては、セレン 79 (^{79}Se)を質量分析装置により定量するために、文献収集を実施した結果、高速液体クロマトグラフ及び水素化物発生

装置を併用する手法や硝酸を用いた水素化物発生装置を用いる手法が有効であることが確認できた。

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、各種測定器の比較試験を実施した。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。

また日本保健物理学会第37回研究発表会（2003年6月：千葉）において、国内比較試験結果及び大気拡散評価コード開発に関する発表を行った。

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、主に米国にて検討中のMOX施設（MFFF）に関する建設許可申請書（CAR）の調査を実施した。

また、グローブボックス内火災等の異常時における換気系の温度分布、圧力変動等の挙動を詳細に評価するため、市販の熱流動解析コード（CFD）の調査を実施した。

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を実施し、臨界事故時の対応のために米国オークリッジ国立研究所で整備されたNuclear Criticality Slide Ruleの評価結果との比較・検討を行った。

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評価を行った。また、ISO TC85/SC5 / WG 5 Meetingに参加し、MOX取扱施設の規格作成に関する情報収集を行った。

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、モデルプラントの設定検討のため、主に米国にて検討中のMOX施設（MFFF）に関する安全解析書（DRAFT SAFETY EVALUATION REPORT）の調査を引き続き実施するとともに、化学プラントの安全解析手法として汎用性の高いHAZOPのソフトウェアについて調査を実施した。

（本社：安全推進本部）



国際会議 海外派遣・留学 主要外国人の来訪 国際協力協定 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
2003年 4月24, 25日	大 洗	「JNC/FZK (独国カールスルーエ国立研究所) 鉛ビスマス中鉄鋼材料耐食性評価会合」
5月7, 8日	大 洗	「JNC/SNL (米国エネルギー省サンディア国立研究所) 地層処分システムの性能評価及び実験的研究に関する会合」
5月19～27日	大 洗	「JNC/NNC (カザフスタン共和国国立原子力センター) との IGR 炉を用いた試験技術会議」
5月27, 28日	東 海	「JNC/LBNL (米国エネルギー省ローレンスパークレー国立研究所) 放射性廃棄物の地層処分に関する会合」
5月28～30日	大 洗	「JNC/CEA (仏国原子力庁) 次世代コード開発に関する会合」

1.2 国外

期 間	開 催 場 所	会 議 名 及 び 内 容
2003年 4月29日	露 国 クルチャトフ	「JNC/NNC (カザフスタン国立原子力センター) FBR 安全性に関するプロジェクト会議」
6月2～5日	仏 国 パリ エクサンプロバンス	「JNC/CEA 構造健全性と免震技術に関する専門家会合」
6月24～26日	露 国 デミトロフグラード	「JNC/RIAR (露国原子炉研究所) BOR 60照射試験に関する技術会合」
6月25～27日	仏 国 エクサンプロバンス	「JNC/CEA 革新的な炉心及びプラント設計に関する専門家会合」
6月29～7月1日	露 国 セントピーターズブルグ	「JNC/KRI (露国フロービンラジウム研究所) アクチニド及び核分裂生成物分離・利用に関する情報交換会合」

2. 海外派遣・留学

派 遣 ・ 留 学 先	期 間	目 的
仏 国 世界原子力発電事業者協会 (WANO) パリセンター	2003年4月～2005年4月	運転者経験情報交換に関するプログラムの運営
仏 国 カダラッシュ研究所	2003年5月～2004年6月	高速炉概念検討の研究
仏 国 カダラッシュ研究所	2003年6月～2004年6月	長寿命核分裂生成物核変換に関する研究
米 国 ローレンスパークレー国立研究所	2003年6月～2004年6月	放射性廃棄物処分に係る水理地質構造モデルの信頼性確認手法の研究

3. 主要外国人の来訪

訪 問 日	訪 問 場 所	訪 問 者
2003年 5月21日	大 洗	カザフスタン国立原子力センター（NNC） トゥクパトゥーリン総裁
5月28～30日	大 洗	仏国原子力庁（CEA）ゴージェ原子力技術開発副本部長

4. 国際協力協定 特になし

5. 余剰兵器解体プルトニウム（解体プル）処分 協力

- (1) 余剰核兵器解体プルトニウム処分のための
BN600用 MOX 振動充てん燃料集合体 3 体の製
造及び照射実証試験に関する共同研究
ロシア原子炉科学研究所（RIAR）との共同研究
契約に基づき、4月から1体の燃料集合体の照射
後試験を実施している。外観検査の後、解体し、
現在燃料ピンの非破壊試験を実施している。

(2) 振動充てん MOX 燃料を装荷した BN600ハイ ブリッド炉心の安全解析に関する共同研究

ロシア物理エネルギー研究所（IPPE）との共同
研究契約に基づき、BN600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) ロシア余剰核兵器解体プルトニウムを用いた 振動充てん燃料製造に関する共同研究

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の改造を実施して
いる。

（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の前提となる原子力開発業務の「質」を確保するため、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

2002年度終了に伴い、各事業所等から提出された2002年度業務実施計画に係る実施結果の報告書の取りまとめを行い、理事長へ報告した。

2．指導会

2003年度は、各事業所において指導会を行う計画であり、2002年度と同様、各事業所が主体的に指導会に取り組み、改善成果を挙げられるように、品質保証の専門家による指導を受け開始した。

3．安全・品質監査

2003年度の安全・品質監査実施計画について、品質保証委員会、中央安全委員会における審議を経て、5月に理事会議に報告した。2003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、昨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、理事長の諮問に応じて審議を行い、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、2003年度安全・品質監査実施計画について審議したほか、各事業所等の2002年度業務品質保証活動実績と2003年度活動計画、自主点検信頼性調査結果に対する対応、経営管理サイクルの運用改善等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ISO9001内部監査員リフレッシュ研修を5月に、EMS/OHS内部監査員研修を6月に、人形峠環境技術センターにおいてISO推進員研修を5月に、東京事務所において環境法基礎研修を6月に実施した。

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研修を実施している。

2003年度は、2002年度の未受講者、2003年度の新任者に加えて、新たに教育対象を一般職、に拡げ、全職員を対象とする教育計画（17回開催予定）を策定した。この計画に基づき、主務、主務を対象として、業務品質保証に関する階層別教育を6月に3回実施した。

（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

2003年1月から3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
高速増殖炉関係(18件)		
1	Numerical simulation of aerosol behavior in turbulent Natural convection Verification for the advanced model	Journal of Nuclear Science Technology V39 N.7 2002年7月
2	ヘリウムイオン照射した炭化ホウ素の析出と非晶質化	若狭湾エネルギー研究センター 研究成果報告集 2002年10月7日
3	Comparisons of Non Stationally Convective Mixing Process between Turbulence Models	原子炉と格納系安全解析に対する数値流体力学解析コードの利用 (Pisa Italy) 2002年11月11日
4	異常高温時の内圧負荷を受ける伝熱管の破裂挙動に関する研究	日本原子力学会和文論文誌 Vol.2 2003年3月
5	Once Through vs. Recycle: Fundamentals of Long term Perspectives	第2回燃料サイクル国際セミナー (青森原燃テクノロジーセンター) 2003年3月24日
6	レーザ共鳴イオン化質量分析法を用いた高速炉用FFDLの開発	平成14年度弥生研究会「研究炉等の運転・管理及び改良に関する研究会」 (東京大学大学院) 2003年3月24日
7	クリープ変形によるSUS304鋼の磁化分布変化	MAGDA コンファレンス (大分大学) 2003年3月28日
8	Conceptual Design of a Medium Scale Lead Bismuth Cooled Fast Reactor	ICONE 11 (京王プラザホテル) 2003年4月20日
9	Replacement of the Drain System of Secondary Circuit at Monju Plant	ICONE 11 (京王プラザホテル) 2003年4月20日
10	もんじゅ判決の技術的争点について	原子力講演会 (大阪科学技術センター) 2003年4月22日
11	Characteristic Features of the Feed Water Control System of the Prototype FBR "Monju" and Improvement its System as a Preparation of Restart	ICONE 11 (京王プラザホテル) 2003年4月23日
12	Evaluation of the Effect of Sodium in Steam Generator Tubes using Remote Field	The 9th International Workshop on Electromagnetic Nondestructive Evaluation (サクレール・パリ, フランス) 2003年5月
13	シミュレータ訓練体験コーステキスト	シミュレータ訓練体験コーステキスト 2003年5月
14	Advanced Metal Fuel Core Design Study of Sodium Cooled Reactors in Current Feasibility Study on Commercialized Fast Reactor Cycle Systems in Japan	ICAPP2003 (スペイン) 2003年5月7日
15	粒子法によるクリープ変形モデルの開発	第8回日本計算工学講演会 (東京・法政大学) 2003年5月19日
16	ワイヤラップ燃料ピンのリウエット特性	第40回日本伝熱シンポジウム (広島国際会議場) 2003年5月28日
17	「もんじゅ」の果たしていく役割	原子力eye 2003年6月
18	In situ Corrosion Observation of Iron Base Material under Sodium Peroxide	ANS Annual Meeting (サンディエゴ) 2003年6月1日
核燃料関係(5件)		
1	イオン交換法による窒素同位体分離の理論解析(2) Theoretical Analysis of Separating Nitrogen Isotopes by Ion Exchange 2	6th Workshop on Separation of Nuclear Science Journal of Nuclear Science and Technology (名古屋大学) 1998年10月20日
2	原子力年鑑(H10/11年版) 核燃料サイクル Pu利用と回収ウラン	原子力年鑑98/99 1998年11月
3	MOX燃料の開発と利用について	第四回サイクル機構シンポジウム(東京) 2002年10月11日
4	Present Status and Prospects in the FR Fuel Cycle System in Japan	JSME/ASME 11th International Conference on Nuclear Engineering (ICONE 11/2003) (東京) 2003年4月20日
5	Prepared and Physical Properties of (Pu, U, Np, Am, Simulated FP) O sub 2 X	High Temperature Materials Chemistry XI(HTXC XI) (東京大学) 2003年5月22日
先進リサイクル技術関係(1件)		
1	Innovative Technologies on Reprocessing and Refabrication of Nuclear Fuel	IAEA INPROプロジェクト燃料サイクル技術専門家会議 2003年4月2日

発表内容		発表先及び発表年月日	
廃棄物処理・処分関係 (12件)			
1	Large Scale Laboratory Test on Coupled Thermo Hydro Mechanical Processes in the Near Field	International Workshop on Geometrics (ECOLE DES MINES DE PARIS)	2000年10月11日
2	高レベル放射性廃棄物の地層処分におけるベントナイト緩衝材継目部の力学および浸潤特性	土木学会論文集 673号	2001年 3月
3	バックエンド事業の最適化をめざして	RANDEC ニュース 52巻	2002年 2月
4	ボゾランを高含有した低アルカリコンクリートの開発	平成14年度第1回研究発表会 (虎ノ門パストラル)	2002年 7月17日
5	The Practical Application of a Reference Biospheres Methodology to Derive Flux to Dose Conversion Factors for the Japanese H12 Performance Assessment	International Conference on Radioactivity in the Environment (モナコ)	2002年 9月 1日
6	地層処分：安全確保の考え方と研究開発の現状 「地層処分研究開発第2次取りまとめ」における安全評価を中心に	日本物理学会 原子核研究「加速器駆動型未臨界炉と原子核物理」特集号	2003年 3月
7	JNC'S R&D on HLW Disposal to Enhance Technical Reliability and Confidence in the Implementation Phase	2003 International High Level Radioactive Waste Management Conference (ラスベガス)	2003年 4月 2日
8	ナチュラルフラックス評価の方法論の検討	地球惑星科学関連学会2003年合同大会 (幕張メッセ国際会議場)	2003年 5月
9	Kinetics of Long Term Illitization of Montmorillonite A Natural Analogue of Thermal Alteration of Bentonite in the Radioactive Waste Disposal System	International Conference, High Temperature Materials Chemistry (東京大学)	2003年 5月19日
10	Diffusion and Migration of Ions in Sedimentary Rock Matrix: Effects of Ionic Strength and Tracer Concentration on Diffusion of Cs and I in Sandstone	MRS2003 Scientific Basis for Nuclear Waste Management XXVII (カルマー, スウェーデン)	2003年 6月15日
11	Solubility Measurement of Iron Selenium Compounds under Reducing Conditions	MRS2003 Scientific Basis for Radioactive Waste Management XXVII (カルマー, スウェーデン)	2003年 6月16日
12	地層処分生物圏評価パラメータの相対的重要度に関する感度解析的検討	日本保健物理学会第37回研究発表会 (千葉・幕張)	2003年 6月16日
地層科学研究関係 (13件)			
1	Database Development of Glass Dissolution and Radionuclide Migration for Performance Analysis of HLW Repository in Japan	International Topical Workshop on Glass in its Disposal Environment (ブルージュ, ベルギー)	2000年 4月11日
2	Thermistor Technique Measuring Thermophysical Properties Assisted with Numerical Analysis	第37回日本伝熱シンポジウム (神戸市)	2000年 5月28日
3	ボゾランを高含有した低アルカリ性コンクリートの開発	(株)大林組技術研究所報 No.66	2003年 2月
4	深地層の研究施設における研究について - 超深地層研究所計画の現状 -	平成14年度「放射性廃棄物管理専門研究会」報告書	2003年 3月
5	三次元広域応力場の解析手法に関する研究	平成15年度資源・素材学会春季大会 (早稲田大学)	2003年 3月27日
6	不均一岩体の広域応力場評価法に関する研究	平成15年度資源・素材学会春季大会 (早稲田大学)	2003年 3月27日
7	Influence of the Mode of Matrix Porosity Determination on Matrix Diffusion Calculations Laboratory Data Relevant to in Situ Conditions?	Journal of Contaminant Hydrology v61	2003年 4月
8	幌延深地層研究計画 平成15年度調査研究計画	サイクル機構ホームページ	2003年 4月
9	Utilizing Point Processes to Model Vent Alignments and Shifts in the Higashi Izu Monogenetic Volcano Group, Japan	EGS AGU EUG Joint Assembly 2003 (ニース, フランス)	2003年 4月 6日
10	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 -	地球惑星科学関連学会合同大会 (幕張メッセ国際会議場)	2003年 5月
11	幌延深地層研究計画の概要と調査研究の現状	電力土木305号	2003年 5月
12	高レベル放射性廃棄物の地層処分に関する研究開発への取り組み	平成15年度 第一回原子力関係者マネージメントセミナー (原産)	2003年 5月21日
13	ganban net.com 物性データベースへの掲載について	http://ganban net.com/	2003年 6月
軽水炉再処理関係 (8件)			
1	エアバージ計測システムにおける計測用配管詰まり診断装置を開発	日本原子力学会誌 43巻7号	2001年11月
2	The Effect of NO sub X Gases on Corrosion of Stainless Steel in Hot Nitric Acid Solutions	British Corrosion Journal V37N3	2002年
3	Calculation of HNO sub 2 Concentration from REDOX Potential in HNO sub 3 H sub 2 O System as an Aid to Understanding the Cathodic Reaction of Nitric Acid Corrosion	材料と環境 51巻12号	2002年 7月
4	プルトニウムの現状と利用について	日本原子力学会誌ホームページ	2002年10月
5	核燃料サイクル施設における爆風の伝播過程に関する研究	第6回 NUCEF セミナー (日本原子力研究所)	2003年 2月20日
6	Computer Simulation of Transport and Maintenance Methods in a Pyrochemical Reprocessing Plant Design	ICONE 11 (京王プラザホテル)	2003年 4月20日
7	Conceptual Design Study on Advanced Aqueous Reprocessing System for FR Fuel Cycle	ICONE 11 (京王プラザホテル)	2003年 4月20日
8	Development of the Materials Transfer Capability Evaluation System in a Pyrochemical Reprocessing Plant	ICONE 11 (京王プラザホテル)	2003年 4月20日

発表内容		発表先及び発表年月日	
環境保全関係(1件)			
1	人形峠鉱山における蛍光ガラス線量計によるモニタリングシステム	全国鉱山製錬所現場担当者会議 (機械振興会館) 2003年6月11日	
濃縮関係(4件)			
1	Visualization of Unsteady Flow in Nozzle Using 2D Dissection Color Schlierenmethod	International Conference on Optical Technology and Image Processing in Fluid, Thermal and Combustion (横浜シンポジウム) 1998年6月17日	
2	分子レーザー法ウラン濃縮の反応プロセス系の数値シミュレーション	学位論文 東京工業大学 1999年3月17日	
3	Numerical Calculation of Flow and Isotope Separation for SF6 Gas Centrifuge	Journal of nuclear science and Technology 2000年	
4	核燃料工学短期講座参考資料 ウラン濃縮	日本原子力研究所・東海研修センター主催第33回核燃料工学講座 (日本原子力研究所東海研修センター) 2002年10月25日	
新型転換炉(14件)			
1	「ふげん」における水化学の経験と成果の総括	第2回水化学サマーセミナーイン宮津 (関西電力 宮津エネルギー研究所) 2002年8月21日	
2	ふげんの廃止措置	原子力年鑑2002 2003 2002年9月	
3	「ふげん」の運転実績と国産炉の自主開発成果	原子力eye 48巻 11号 2002年11月	
4	「ふげん」におけるMOX燃料利用実績とその成果	原子力eye 48巻 12号 2002年12月	
5	ふげんのデコミッショニング	日本原子力学会中部支部研究講演会 (日本原子力学会中部支部) 2003年1月	
6	「ふげん」の開発実績と技術成果	原子力講演会 (関電会館) 2003年3月	
7	新型転換炉ふげん発電所 廃止措置に向けた技術開発の現状と今後の事業計画	日本計画研究所 第709回 JPI特別研究フォーラム (JPIカンファレンススクエア) 2003年3月	
8	「ふげん」における廃止措置システムエンジニアリング - COSMARDによる廃止措置計画の検討 -	原子力デコミッショニング研究会 (航空会館) 2003年3月25日	
9	ふげん発電所の廃止措置費用の試算について	原子力デコミッショニング研究会 (航空会館) 2003年3月25日	
10	Development of a Decommissioning Engineering Support System of the Fugen NPS	ICONE 11 (京王プラザホテル) 2003年4月20日	
11	Long Term Optimization of Fuel Loading Pattern Using Genetic Algorithms and Simulated Annealing	ICONE 11 (京王プラザホテル) 2003年4月20日	
12	Radiation Activity Evaluation for Decommissioning of Fugen Nuclear Power Station	11th International Conference On Nuclear Engineering(ICONE 11) (京王プラザホテル) 2003年4月20日	
13	Leak Detection in the Reactor Primary Coolant Piping of NPP by the Improved Analysis Method of the Microphone System and a Beam Microphone	11th International Conference on Nuclear Engineering(ICONE 11/2003) (京王プラザホテル) 2003年4月21日	
14	「ふげん」の廃止措置について	原子動力研究会 (ふげん発電所PR室) 2003年5月20日	
核物質管理関係(2件)			
1	PFPFにおける非立会い非破壊測定システム用遠隔監視システムのフィールド試験により得られた知見	核物質管理学会日本支部年次大会 (学士会館本館) 2002年9月30日	
2	JNC's Complementary Access Experiences(JNCにおける追加議定書に基づく補完的なアクセスの経験)	第5回アジア・太平洋地域国内計量管理制度トレーニングコース (日本原子力研究所 東海研究所) 2002年11月25日	
安全管理関係(8件)			
1	Construction of OHJEK the Data Shating System for Radiation Monitoring	The First Asian and Oceanic Congress for Radiation Protection (ソウル, 韓国) 2002年10月22日	
2	サイクル機構における中性子校正技術開発	第3回最近の外部被ばく線量測定・評価に関するワークショップ (日本原子力研究所 東海研究所) 2002年11月29日	
3	無線伝送環境放射線モニタリングシステム	日本保健物理学会誌(放射線管理コーナー) 38巻1号 2003年3月	
4	核実験フォールアウトを用いた全球海洋移流拡散シミュレーション	放医研シンポジウム「海洋環境における放射能研究の現状と未来」 (放医研) 2003年3月25日	
5	サイクル機構大洗におけるリスクアセスメントの概要	平成15年度第1回リスクアセスメント導入事業所発表会 (水戸労働基準署) 2003年5月28日	
6	位置検出型ファイバーエリアモニタの開発	日本保健物理学会第37回研究発表会 (幕張プリンスホテル) 2003年6月16日	
7	中性子個人線量計の校正時における室内散乱線影響の補正方法	日本保健物理学会第37回研究発表会 (千葉・幕張) 2003年6月16日	
8	サイクル機構大洗におけるリスクアセスメントの実施	OSHMSセミナー (安全衛生総合会館) 2003年6月25日	
その他(9件)			
1	金属フラーレン類の製造と物性	エアロゾル研究 13巻3号 1998年9月	
2	天然ゴム系積層ゴムアイソレーターの引張特性試験(その4 積層ゴムの引張試験の概要)	2002年度日本建築学会大会(北陸) 2002年8月2日	
3	天然ゴム系積層ゴムアイソレーターの引張特性試験(その5 積層ゴムの引張力学特性)	2002年度日本建築学会大会(北陸) 2002年8月2日	

発表内容		発表先及び発表年月日	
その他(9件)			
4	天然ゴム系積層ゴムアイソレーターの引張特性試験(その6 単層ゴムと積層ゴムの比較における考察)	2002年度日本建築学会大会(北陸)	2002年8月2日
5	リスクコミュニケーションの手段としての「インターネットフォーラム」の活用 - 地層処分をテーマとした事例を通じて -	安全工学 安全工学リスク評価とリスク対策特集号(2)	2003年2月
6	A New Structure of SH Wave Electromagnetic Acoustic Transducer(EMAT)	27th International Symposium on Acoustical Imaging (Saarbrücken City)	2003年3月
7	Halbach磁石配置を用いたSH波用EMATセンサーの開発	日本非破壊検査協会 平成15年度春季大会(日本非破壊検査協会)	2003年5月
8	サイクル機構東海事業所のリスクコミュニケーションの取り組み	日本保健物理学会第37回研究発表会(千葉・幕張)	2003年6月16日
9	JCO臨界事故時の技術支援経験と原子力緊急時支援・研修センターの整備	最新医療情報誌「アニムス」31号	2003年7月

1.2 2003年の日本原子力学会春の大会における口頭発表

2003年の日本原子力学会春の年会における口頭発表の件数及び標題をプロジェクト分類別に以下に示す。

発表内容	
高速増殖炉関係(18件)	
1	「もんじゅ」プラント異常診断へのマハラノビス・タグチ・システムの適用
2	「もんじゅ」高度化炉心概念の検討() - 長期運転サイクル・高燃焼度炉心概念 -
3	「もんじゅ」長寿命制御棒の開発(4)シュラウド管の構造健全性及び製作・検査性の評価
4	「もんじゅ」長寿命制御棒の開発(6)ダブルボラスプラグナトリウムボンディング実証試験
5	「もんじゅ」分散型監視診断システムプラットフォームの開発(5) - PDAを用いた現場情報収集・表示のコピキタ環境の開発 -
6	「もんじゅ」用ISI装置の開発 -(1)全体計画 -
7	「もんじゅ」用ISI装置の開発(6)高磁場配置型EMATの室温におけるSH波伝搬特性
8	「常陽」MK III冷却系改造工事(1)工事の概要と管理ポイント
9	「常陽」原子炉構造材サーベイランス試験と中性子照射量評価
10	3次元輸送計算コードTORTの「もんじゅ」しゃへい解析への適用性検討(その4) - 原子炉まわり -
11	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
12	ODSフェライト/マルテンサイト鋼被覆管の照射後リング引張特性
13	ガス冷却高速炉プラントの検討
14	パソコン版対話型「もんじゅ」炉心特性解析システムMEISTERの開発(その6) - 制御棒体系非均質モデルによる中性子束空間分布への影響 -
15	高速炉炉心用PNC FMS鋼及びODSマルテンサイト鋼の照射後シャルピー衝撃特性評価
16	重金属冷却炉プラントの検討(5)
17	重金属冷却炉プラントの検討(8)
18	蒸気発生器下降管部熱流動解析
核燃料関係(11件)	
1	MOX原料粉末の酸化挙動(1) - 酸化プロセス -
2	MOX原料粉末の酸化挙動(2) - 酸化速度の評価 -
3	MOX燃料簡素化プロセス(ショートプロセス)の基礎試験 - MOX粉末の高温焙焼・還元試験() -
4	MOX燃料簡素化プロセス(ショートプロセス)の基礎試験 - Pu富化度調整試験 -
5	MOX燃料簡素化プロセス(ショートプロセス)の基礎試験 - 粉末流動性評価試験() -

発表内容	
核燃料関係(11件)	
6	MOX燃料製造簡素化プロセス(ショートプロセス)の基礎試験 - 造粒による流動性改良() -
7	我が国のMOX利用の実績と今後の展望
8	外部ゲル化法による大径粒子製造技術開発
9	高燃焼度MOX燃料集合体の照射試験(3) - 燃料要素非破壊試験・パンクチャ試験 -
10	酸化物分散強化型鋼の溶接技術開発(その8) - BOR 60照射用マルテンサイト系ODS鋼被覆管の端栓接合 -
11	酸化物分散強化型鋼の溶接技術開発(その9) - 超音波探傷法による溶接部品質保証の検討() -
先進リサイクル技術関係(15件)	
1	CPFにおける金属電解法乾式再処理プロセス試験(3) - 陰極処理装置の開発と蒸留試験 -
2	Study on UO sub 2 Electrochemical Deposition Process in Molten Salts Production Experience of Granular UO ₂ and Modification Study for Commercial Application
3	Super DIREX再処理法による使用済燃料からのU, Pu直接抽出に関する技術開発(5) - 分配係数・速度データの測定2ウラン測定試験結果 -
4	Super DIREX再処理法による使用済燃料からのU, Pu直接抽出に関する技術開発(6) - 高圧配管破断による超臨界流体流出を想定したセル内圧力計算コードの検討と試験による検証 -
5	円環型晶析装置によるウラン晶析挙動把握試験
6	乾式プロセス開発の展開と試験基盤の整備
7	共晶析法による再処理プロセスの開発
8	酸化物電解法ウラン試験における白金族元素の析出挙動
9	振動充填燃料の軸方向密度分布検査体系の検討 - ガンマスキャン体系評価法の考案 -
10	振動充填燃料設計コードの開発(10) - スフェアバック燃料の実効弾性率モデルの改良 -
11	先進的溶融塩電解槽の開発(4) - コールドクルーシブル技術による腐食低減効果 -
12	先進的溶融塩電解槽の開発(5) - コールドクルーシブル用円環型 Hastelloy 製坩堝の加熱特性 -
13	先進的溶融塩電解槽の開発(6) - 円環型 Hastelloy 坩堝のガス冷却性検討 -
14	単段遠心抽出器におけるウラン逆抽出効率の評価
15	粉化燃料抽出法における各種溶媒への溶解性の検討

発 表 内 容	
廃棄物処理・処分関係（17件）	
1	JNC 収着ベータベースシステムの開発
2	TVF ガラス固化体除染装置の改良
3	コロイドの移行過程における付着係数の評価手法
4	セメント浸出液及び地下水中での岩石に対するヨウ素の透過拡散実験
5	ナチュラルフラックス評価の方法論の検討
6	核種移行解析結果に対する感度分析の方法論の検討
7	還元条件・炭酸共存下におけるスメクタイトに対するネプツニウムの収着挙動
8	還元条件下における鉄セレン化合物の溶解度測定
9	高アルカリ低酸素雰囲気下における TRU 廃棄物に含まれる有機物の分解挙動
10	収着試験結果に対するモデルの適用性検討
11	水蒸気改質法を用いた低レベル放射性有機廃棄物の処理
12	地層処分研究の技術情報統合システムの構築（その1） - 研究開発の連携支援への取り組み -
13	廃棄物コンテナ用非破壊測定装置(WCAS)の特性試験
14	普通ポルトランドセメントペースト硬化体の水理・力学特性に及ぼす硝酸ナトリウムの影響
15	放射性金属廃棄物の溶融除染試験(4) - ウランを用いた工学規模装置による溶融除染実証試験 -
16	泡沫浮遊法によるMOX燃料施設から発生する放射性固体廃棄物の除染技術開発
17	2次元核種移行解析モデルによる掘削影響領域の遅延効果に関する検討
地層化学研究関係（1件）	
1	緩衝材の弾塑性挙動評価モデルに関する検討
軽水炉再処理関係（14件）	
1	遠心抽出器システム試験(2) - 1段停止時における運転評価 -
2	遠心抽出器耐久性試験(3) - セラミック軸受5,000時間運転結果 -
3	再処理工程への磁気分離の適用技術に関する研究()
4	東海再処理施設における確率論的安全評価の適用() - 評価手法 -
5	東海再処理施設における確率論的安全評価の適用() - 人間信頼性解析 -
6	東海再処理施設における確率論的安全評価の適用() - 機器故障率データ -
7	東海再処理施設における確率論的安全評価の適用() - 重要度評価 -

発 表 内 容	
軽水炉再処理関係（14件）	
8	東海再処理施設酸回収工程のスチームジェット腐食故障の調査結果(1) 欠陥箇所の観察結果と調査計画
9	東海再処理施設酸回収工程のスチームジェット腐食故障の調査結果() - 金属組織観察結果 -
10	東海再処理施設酸回収工程のスチームジェット腐食故障の調査結果() - スチームジェット温度分布の数値解析及び測定試験
11	東海再処理施設酸回収工程のスチームジェット腐食故障の調査結果() - 腐食試験結果及び腐食要因のまとめ -
12	閉空間内爆風に関する基礎的研究
13	閉空間内爆風に関する基礎的研究()
14	溶融塩移送試験 - 真空移送技術の検討 -
新 型 転 換 炉 関 係 (4 件)	
1	「ふげん」プロジェクトの歩みとその意義
2	「ふげん」放射能インベントリ評価(8) - 原子炉軸方向中性子束分布の評価 -
3	圧力管型炉「ふげん」における SHIPPING 経験(1)
4	圧力管型炉「ふげん」における SHIPPING 経験(2)
安 全 管 理 関 係 (4 件)	
1	「常陽」MK III冷却系改造工事(4注 IHX 交換に係る放射線管理
2	MCNP4及びANISNの接続計算を用いた臨界事故時線量評価
3	使用済みNaFの乾式除染に関する検討 - Fundamental Study on Decontamination of NaF by Dry Process -
4	臨界事故時の被ばく線量評価に関する相互比較試験
そ の 他 (6 件)	
1	「もんじゅ」用ISI装置の開発(その5) - EMAT用高磁場配置型磁石構造に関する検討 -
2	FBRサイクルと他エネルギー源の比較研究
3	リアルオプション評価手法のFBRサイクル研究開発戦略への適用
4	高速炉サイクルにおいて燃焼度が経済性に与える影響の評価
5	社内におけるリスクコミュニケーション(1)概要 - 地域住民の意見の共有化と従業員の意識調査 -
6	社内におけるリスクコミュニケーション(2)分析 - 地域住民の意見の共有化と従業員の意識調査 -



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機構作成技術報告書，委託研究報告書，共同研究報告書，受託研究報告書等を効果的に活用するため，データベース化するとともに，データベースの利便性の向上を図るため，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）による社内運用を行っている。

また，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，2003年2月14日より公開の技術資料，外部発表資料，サイクル機構技報，特許情報等に関するデータベースの検索・閲覧サービスを行っている。技術資料と外部発表資料については日本語検索に加え，英語検索ができる。

さらに，情報公開の一環として，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に掲載している。

四半期ごとに編集発行する技術広報誌であるサイクル機構技報第19号を2003年6月20日に社外に広く配布するとともに，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，安定な運用継続を図った。また，科学技術計算用スーパーコンピュータシステムを2003年度末に更新するための仕様書原案説明会を行った。業務処理用コンピュータについては，機器構成の更新を行い，コストパフォーマンスの向上を図った。

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するとともに，新東京事務所移転のためのLAN作業を行った。また，2003年8月切替え予定のSINETへの接続作業の準備作業を行った。

セキュリティ対策としては，不正アクセス，コンピュータウィルスの被害はなく，安定運用を行った。

（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。2003年度は、43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、2004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。

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。2003年度は、12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。2003年度は、17名の博士研究員により研究を実施している。また、2004年度の博士研究員の募集を行うため、準備作業を進めている（表4参照）。

1.4 その他

サイクル機構は、東京工業大学大学院理工学研究科における教育研究と学術及び科学技術の発展に寄与するため、2003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（原子核工学専攻「バックエンド工学講座」）。

（本社：技術展開部）

表1 2003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】（8件）				
1	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
2	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
3	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

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】(8件)				
4	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 助教授 安彦 兼次
5	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
6	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 惣明
7	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
8	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
【核燃料サイクル関係】(1件)				
9	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)				
10	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】(3件)				
11	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 大津 宏康
12	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 地質環境研究Gr	共同 研究	早稲田大学 教授 高木 秀雄
13	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 研究調整Gr	共同 研究	静岡大学 教授 加藤 憲二

表2 2003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	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】(15件)				
1	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	大洗 照射センター 照射材料試験室	共同 研究	東北大学 助教授 栗下 裕明
2	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	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 高橋平七郎
3	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	大洗 流体計算工学研究Gr	共同 研究	東京大学 助教授 越塚 誠一
4	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	大洗 流体計算工学研究Gr	共同 研究	東京大学 助教授 岡本 孝司
5	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	大洗 流体計算工学研究Gr	共同 研究	同志社大学 教授 千田 衛
6	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	大洗 核燃料工学Gr	共同 研究	九州大学 助教授 中島 英治
7	高密度比気液二相流の界面積輸送モデルに関する研究 溶融金属二相流の界面積濃度の計測	大洗 リスク評価研究Gr	共同 研究	京都大学 教授 三島嘉一郎
8	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

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】(15件)				
9	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
10	低温作動型アルカリ金属熱電発電システムの開発 低温作動型アルカリ金属熱電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
11	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
12	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
13	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
14	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
15	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
【核燃料サイクル関係】(12件)				
16	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	東海 環境センター システム設計評価Gr	共同 研究	甲南大学 教授 宇都宮弘章
17	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	人形峠 管理課	共同 研究	信州大学 教授 富安 博
18	(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	横浜国立大学 講師 相原 雅彦
19	爆発時の施設安全性に関する基礎的研究 (1)高エネルギー放出・伝播評価のための解析手法開発	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
20	(2)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	東北大学 センター長 高山 和喜
21	核変換技術開発のための核データに関する研究 長寿命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
22	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 教授 岩瀬 正則
23	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
24	(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ニド元素の抽出		共同 研究	東京工業大学 助教授 竹下 健二
25	放射性Cs及びSrの放射化学的利用に関する基礎的研究 放射性Cs及び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
26	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
27	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
【放射線安全関係】(1件)				
28	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	東海 環境監視課	客員 研究員	新潟大学 教授 橋本 哲夫
【地層処分・地層科学関係】(2件)				
29	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	東海 環境センター 放射化学研究Gr	共同 研究	九州大学 助手 有馬 立身

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
【地層処分・地層科学関係】(2件)				
30	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 地質環境研究Gr	共同 研究	岡山大学 教授 西垣 誠

表3 2003年度 核燃料サイクル公募型研究テーマ一覧(継続分)

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	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	大洗 照射センター 技術課	共同 研究	東京大学 教授 中澤 正治
2	MA含有燃料の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	「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	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
4	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	大洗 照射センター 照射材料試験室 核燃料工学Gr	共同 研究	東京工業大学 教授 矢野 豊彦
5	流体力学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)				
6	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】(2件)				
7	ラドン濃度測定におけるトレーサビリティの確立	人形峠安全管理課	共同 研究	東海大学 非常勤講師 阪元 重康
8	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	東京商船大学 教授 賞雅 寛而
【地層処分・地層科学関係】(4件)				
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	東濃 地質環境研究Gr 【協力箇所】 東海 環境センター システム解析Gr	共同 研究	北海道大学 教授 石島 洋二
10	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	東濃 地質環境研究Gr	共同 研究	筑波大学 講師 小室 光世
11	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	東濃 地質環境研究Gr	共同 研究	東京大学 教授 長尾 敬介
12	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2003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	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	大洗 構造信頼性研究Gr
2	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	大洗 炉心・燃料システムGr
3	「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	敦賀 国際センター ISI システム開発Gr

No.	研 究 テ ー マ	サイクル機構 受 入 箇 所
4	ウラン化合物磁性材料実用化のための基礎的研究	人形峠 濃縮工場処理課
5	単成火山活動の時空分布と確率論的将来予測	東濃 地質環境研究Gr
6	岩石の電磁気物性解明と電磁アクロス観測への応用	東濃 地質環境研究Gr
7	コロイドの固相表面への付着現象を考慮した多孔質媒体中でのコロイドの移行メカニズムの解明および核種移行評価モデルの開発	東海 環境センター 処分バリア性能研究Gr
8	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
9	「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
10	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
11	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
12	中性子照射セラミックスの微構造及び物理的特性変化と結晶結合様式の相関	大洗 照射センター 照射材料試験室
13	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
14	長寿命核中性子捕獲断面積の即発 線測定法の開発	東海 環境センター システム設計評価Gr
15	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吸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
16	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
17	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や火山活動の規模との関係の解明	東濃 地質環境研究Gr

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）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、2002年12月に行われた中間評価の結果を受けて研究計画の一部見直しを行った上で、最終年度の研究に入った。研究テーマは、それぞれ、再処理工程へ

の磁気分離技術の適用性研究、高レベル放射性廃棄物の地層処分における核種拡散移行挙動のモデル化研究、金属組織の磁性変化に着目した新しい損傷検出法の研究、雷雲中の放射線発生機構の研究である。

第2期（2002年度）の採択研究2件（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、熔融塩元素濃度の電気化学的測定手法の研究）については、当該期間においては、試験装置の稼働準備を進めつつ、サイクル機構内の装置や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）として、2003年4月から下記2件の研究を新たに開始した（カッコ内は実施場所）。

- (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（大洗工学センター）
- (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（大洗工学センター）

当該期間においては、それぞれ3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2期の研究テーマは、2003年度内に社

内公募型研究評価委員会による中間評価を受ける予定である。また、第4期（2004年度）の研究テーマ募集は2003年7月から開始される予定である。

（本社・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(株)に対する従来の技術協力・技術移転を進めるとともに、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(株)再処理技術者の東海事業所での研修及び日本原燃(株)委託会社社員への研修を継続実施した。

(2) ウラン濃縮

ウラン濃縮技術については、技術情報の提供等を実施するとともに、ウラン濃縮プラントの運転経験に基づくコンサルティング等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ている。

(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(株)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3)」の受託契約を締結実施した。

(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(株)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を締結

実施した。

(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。

2003年度新規実施分の募集に対して10件の応募があり、審査の結果、4件の採択が決定した。

2003年度は、この4件と前年度からの継続分5件の、合計9件の実用化共同研究開発を実施している。

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もの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2,660件、外国で約990件(このうち、2003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980件、外国約480件)である。2003年4月から6月における登録件数は国内3件、外国4件である。(表1参照)。2003年度6月末における出願件数は国内22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34件であり、

表1 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	2003.4.18	3420989	ライニング型貯槽	サイクル機構
	2003.5.30	3434790	高速炉用非均質燃料集合体	サイクル機構
	2003.6.6	3437534	高速炉の燃料集合体	サイクル機構
外国特許	2003.1.30	4123145 ドイツ	放射性廃棄物の消滅処理方法	サイクル機構
	2003.5.13	6561265 アメリカ	中間熱媒体を有する熱交換器	サイクル機構
	2003.5.14	2375879 イギリス	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
	2003.5.27	6568467 アメリカ	中間熱媒体を有するヘリカル型熱交換器	サイクル機構

現在は18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17件で、現在は12件を許諾している。

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。2003年度は、東濃地科学センターの第2立坑(目的:無重量研究)新型転換炉ふげん発電所廃棄物処分建

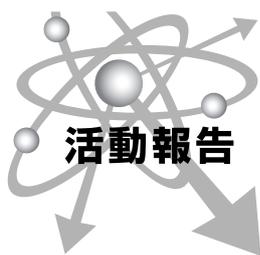
屋の一部(目的:デコミショニング研究)、人形峠環境技術センターの環境工学施設の一部(目的:デコミショニング研究)を継続実施している。

4. 国内技術協力研修

日本原燃(株)再処理技術者の研修員(3名)の研修を実施した。東電環境エンジニアリング(株)技術者(1名)、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)技術者(36名)及び検査開発(株)技術者(2名)の再処理分析研修を実施した。

(本社:技術展開部)



特許・実用新案紹介

廃棄モニタリング方法

出願番号：特願2001 544

出願日：平成13年1月5日

特許番号：特許第3343247号

登録日：平成14年8月23日

特許権者：核燃料サイクル開発機構

本発明は、廃棄モニタのバックグラウンドを低減でき、自然放射能の濃度が高い施設であっても、排気中放射性物質濃度の評価をより正確に、かつ排気ダクトの排気系統の異常・正常を容易に判別できるものである。

1. 目的・効果

核燃料物質使用施設、放射性同位元素使用施設、あるいは再処理施設など、放射性物質を取り扱う

施設においては、気体廃棄物の管理として排気モニタにより排気中の放射性物質濃度を監視することが行われている。

しかし、各種の放射性物質取扱施設からの排気中には、ラドン、トロンなどの天然の放射性物質が含まれており、その影響によって施設内で取扱う放射性物質が施設外に放出されていないにもかかわらず排気モニタの指示値が数cpm^{*}を示していることがあり、この影響を排除することが求められていた。

本発明は、排気モニタのバックグラウンドを低減し、バックグラウンドが高い施設であっても、排気中の放射性物質濃度の評価を正確に行える排気モニタリング方法である。

2. 技術の概要

図1に示すように、放射性物質取り扱い施設内

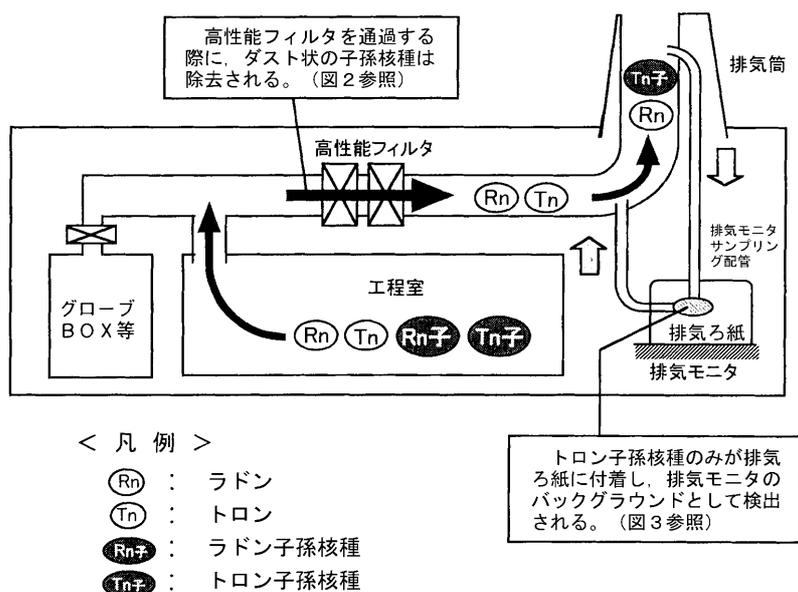


図1 施設内における自然放射能の挙動

*計数率：排気筒内の検出器の計数（カウント）が1分間当たりどのくらいあるかを測定する（単位：cpm）。

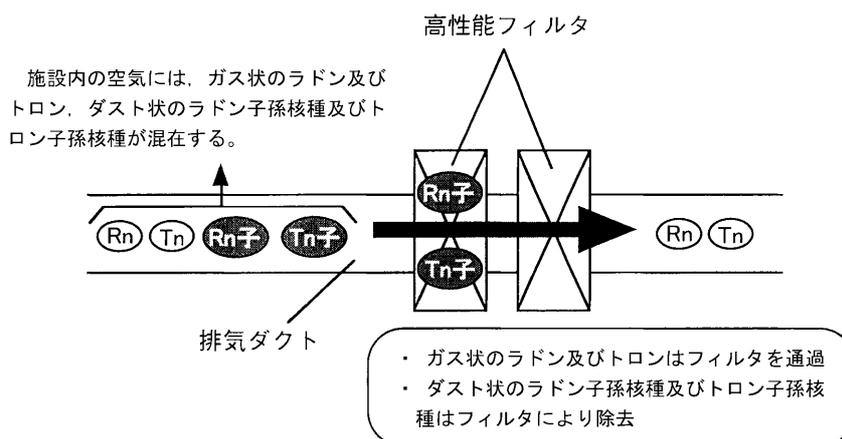


図2 高性能フィルタ通過による自然放射能の除去

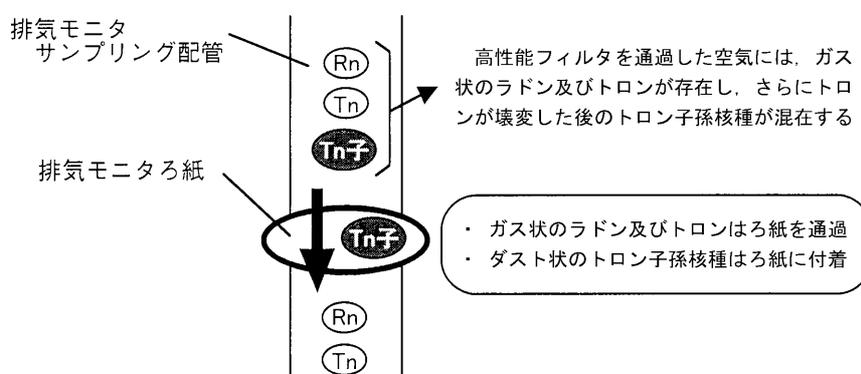


図3 排気モニタろ紙への自然放射能の付着

の空気には、自然放射能としてガス状のラドン (Rn 222) 及びトロン (Rn 220)、ダスト状のラドン子孫核種及びトロン子孫核種が混在している。この混在した施設内空気を排気ダクトを通して施設外へ排気する際に、通常、高性能フィルタを通過させることによってダスト状の子孫核種を除去し、排気中にはガス状のラドン及びトロンのみとなる。このラドン及びトロンは時間を経るにつれて壊変し、子孫核種となる。しかし、表1からも分かるようにフィルタ通過後から施設外に放出されるまでの時間内に半減期の短いトロンが壊変し

て子孫核種となる。このトロン子孫核種が排気ろ紙で捕集され排気モニタのバックグラウンドとして検出されることになる。

このことから、排気モニタのバックグラウンドを低減させるには、排気サンプリングをトロンが壊変し子孫核種にならない間、即ち、高性能フィルタ直後に行うことにより可能となる。また、正常時にはラドン子孫核種は捕集されないことから、排気ろ紙の核種分析を行うことにより、高性能フィルタから排気ろ材までの排気系統のリーク、高性能フィルタの装着不良等を検知することが可能となる。

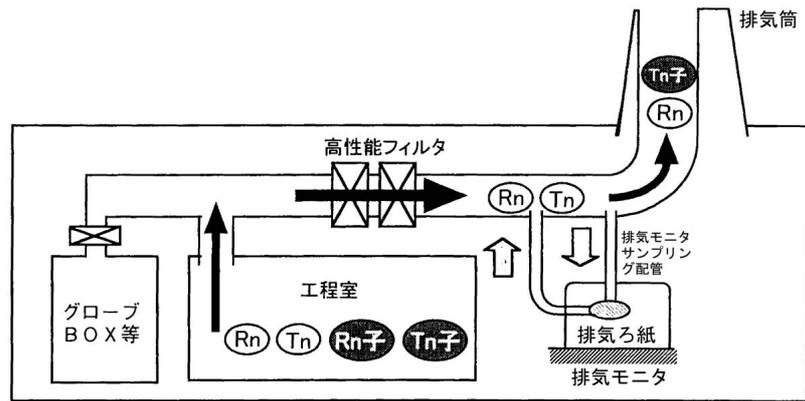
図4に排気モニタリング方法の実施例を示す。

核燃料物質使用施設では、工程室あるいはグローブボックスからの気体廃棄物は高性能フィルタを通して排気ダクトから排気筒を経て大気中に放出されている。本発明は高性能フィルタ直後で排気モニタによる排気サンプリングを行い、サンプリングした排気が高性能フィルタ通過後からト

表1 自然放射能の性質

	半減期	状態
ラドン (Rn 222)	3.8日	ガス状
トロン (Rn 220)	55.6秒	
ラドン子孫核種	約35分	ダスト状
トロン子孫核種	約11時間	

子孫核種の半減期については混合核種の平均値を示す。



< 凡例 >

- ⊙_{Rn} : ラドン
- ⊙_{Tn} : トロン
- ⊙_{Rn子} : ラドン子孫核種
- ⊙_{Tn子} : トロン子孫核種

図4 排気モニタリング方法の実施例

ロンの半減期の1/3程度の20秒以内に排気ろ紙に至るように排気を取り込むサンプリング配管と排気ろ紙と排気戻し配管を設定した。このように、十分に短い時間内に排気サンプリングを行うことによりバックグラウンドを大幅に低減することが

できる。既に稼動している施設においては、排気ダクトの構造などにより制限を受けることがあり、排気サンプリングの位置変更のほか、もう一段高性能フィルタを設置したり、排気流速を高める方策も有効である。

お知らせ



2003年度 先端原子力関連技術成果展開事業における開発テーマの採択結果について

1. 概要

サイクル機構では、これまでに研究開発した成果を広く一般社会に還元していくことを、方針にしています。この一環として、サイクル機構が取得している特許・実用新案を企業に提供し、企業と「実用化共同研究開発」を実施することにより、企業の新製品開発を支援しています。

この制度は、「先端原子力関連技術成果展開事業」として、1998年度から開始され、これまでに29社の開発を支援してきました。

2. 2003年度の開発テーマの採択結果

2003年度の募集に対して、企業から応募のあったテーマを審査の結果、下記の4件が採択されました。

- ① SiC/SiC 複合材料の高機能化と高速製造法の開発に関するもの
(茨城県 (株)アート科学)
- ② C/C コンポジット表面に金属皮膜を形成した高機能素材の開発に関するもの
(埼玉県 (株)アクロス)
- ③ 液体の異物混入検査装置の開発に関するもの
(東京都 (株)エム・アイ・エル)
- ④ 廃アルミ缶を利用した構造用パネルの開発に関するもの
(東京都 (株)サーマル)

3. 開発の成果

上記4テーマの開発が行われていますが、その成果は、次のように取り扱われます。

- ① 開発成果は、技術委員会で評価されます。
- ② 開発の過程で新しい特許が生まれた場合は、企業とサイクル機構の共有となります。
- ③ 開発に成功して製品が売れた場合は、サイクル機構は、売上高の一部を受け取ります。

問合せ先

核燃料サイクル開発機構
技術展開部
佐々木
電話 029-282-1122(代表)
(内線41103)
FAX 029-282-7980
E mail sasaki@t-hq.jnc.go.jp



平成16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 14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 2004年4月1日（予定：ただし、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 2003年11月14日(金)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、佐藤
 電話 029-282-1122
 (内線41111, 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



核燃料サイクル開発機構・日本原子力研究所
合同報告会
 - 統合と新展開に向けて -
 の開催について

日本原子力研究所との合同報告会を下記のとおり開催いたします。なお、サイクル機構ホームページ (<http://www.jnc.go.jp/>) からお申し込みいただけます。

詳細につきましては、広報部までお問い合わせください。

1. 日 時 2003年10月10日(金) 13:30~17:05 (開場12:30)

2. 場 所 東海文化センター(茨城県那珂郡東海村船場768)

3. プログラム

(1) 開会挨拶

核燃料サイクル開発機構 理事長 都甲 泰正

(2) 原子力二法人統合について

文部科学省 大臣官房審議官 丸山 剛司氏

(3) 活動の現状と将来展望

核燃料サイクル開発機構 副理事長 中神 靖雄
 日本原子力研究所 副理事長 岡崎 俊雄

(4) 特定テーマ報告

「これからの先端的・先導的原子力研究の姿」

- 陽子加速器・放射線利用・水素製造 -

日本原子力研究所 東海研究所副所長 野田 健治

「高速増殖炉(FBR)サイクルの研究開発の展望」

核燃料サイクル開発機構 大洗工学センター所長 柳澤 務

「核燃料サイクル・バックエンド研究開発の新たな展開」

核燃料サイクル開発機構 東海事業所副所長 野村 茂雄

「原子力の安全確保のために」

日本原子力研究所 東海研究所 安全性試験研究センター長 阿部 清治

(5) 特別講演

「生態系をよみがえらせる」

東京大学大学院農学生命科学研究科教授 鷲谷いづみ氏

(6) 閉会挨拶

日本原子力研究所 理事長 齋藤 伸三

問 合 せ 先

核燃料サイクル開発機構

広報部 郡司

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/>)

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6-5-20	TEL (0770) 23-3021
新型転換炉ふげん発電所	〒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-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) 3597-9497
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駸字沖付	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.20 2003.9

2003年9月20日発行

©2003 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/

©2003 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