

JNC Technical Review No.16 2002.9





サイクル機構技報

No.16 2002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 2001 年度成果 野田 宏 山下 英俊 野田 宏 山下 英俊 佐藤和二郎 家田 芳明	前田二三男 船坂 英之
プラグ周辺部の掘削影響領域への粘土グラウト注入の適用性(TSX プロジェクト)	······ 13 杉田 裕
設備更新時のグローブボックス内在庫検認における保障措置技術開発 一ホールドアップ監視システム(HMOS)の開発—	······ 27
甲村 仁亘 細馬 隆 低レベル放射性廃棄物管理プログラムと環境保全対策	田中 泉 ····································
山下 照雄 米谷 雅之小环 正之	田辺 務 宮本 泰明
人形峠環境技術センターにおける鉱山跡の措置に関する基本計画 ― 捨石たい積場及び鉱さいたい積場を中心に―	
	時澤 孝之
ふりん発電所の廃止指置のための放射化量評価 白鳥 芳武 川越 慎司 松井 祐二 東浦 則和	53 岩崎 誠司
中性子校正場における室内散乱線の詳細評価 吉田 忠義 辻村 憲雄	·····73 大柳 勝美
研究報告	
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 笠原 直人 神保 雅一	81 細貝 広視
FBRサイクル研究開発に関する投資対効果評価手法の開発	······ 93 小野 清
ラマン分光法を用いた高温ナトリウム化合物分析法の研究 上野 文義	······10 大鳥 範和
即発ガンマ線分光法を用いた核データ測定技術開発 中村 詔司 古高 和禎	
圧縮ベントナイト中の拡散移行経路の異方性に関する基礎的研究	······ 12 佐藤 治夫
広域地下水流動研究実施領域における水収支観測結果と地下水流動スケールの検討… 宮原 智哉 稲葉 薫 三枝 博光	······13 竹内 真司

JNC Technical Review

No.16 2002.9

CONTENTS

云、譲、牧、古			
わが国の地質環境の長期安定性について 一天然事象研究シンポジウム ー	前川	 恵輔	149
英国BNFLとの先進湿式プロセス技術開発に関する第1回技術情報交換会議	野村	和則	155
仏国原子力庁(CEA)との湿式分離技術に関する第11回情報交換会議			158
大学等との研究協力制度にかかわる2002年度研究成果報告会	亀田	昭二	160
分離核変換技術開発に関する東工大/サイクル機構共催セミナー ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・	····· 池田	泰久	169

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	′3
高速増殖炉サイクル実用化戦略調査研究 17	'8
高速増殖炉の研究開発 18	31
高速増殖炉燃料の研究開発 18	36
高速増殖炉燃料再処理技術の研究開発 18	38
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 18	39
圣水炉燃料再処理技術の研究開発 19	<i>)</i> 5
環境保全対策)8
ケラン探鉱・ウラン濃縮技術の開発 20)3
新型転換炉の研究開発)4
亥物質管理と核不拡散対応)7
安全管理と安全研究)8

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,余剰兵器解体ブルトニウム処分協力	国際会議,	・留学、主要外国人の来	5, 国際協力協定	, 余剰兵器解体プルトニウム処分協力	
---	-------	-------------	-----------	--------------------	--

活動報告

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

お知らせ

平成14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	231
平成15年度「先行基礎工学研究」についてのご案内	232
東海総合交流館(仮称)が着工	233
瑞浪超深地層研究所が着工	234
「幌延深地層研究計画」研究所設置地区を選定	235
第4回サイクル機構シンポジウムの開催について	236

サイクル機構技報

No.16 2002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

「ふげん」での放射化箔による放射化量測定値と解析値の比較例の図

新型転換炉ふげん発電所では,運転終了後における廃止措置の 事前準備として,炉心構造材等の放射化量を評価するため,運転中 において,生体遮蔽体コンクリートの内側に三種類の放射化箔を 複数箇所設置し,中性子束密度を評価している。

約半年間照射した後,これらの放射化箔を回収しゲルマニウム 検出器で放射化量を測定したところ,測定値と解析値が良く一致 したことから,中性子束密度をあらかじめ解析により,精度よく評 価できることが確認できた。

この中性子束密度をもとに、炉心構造材等の放射化量を評価す ることにより、合理的な解体方法、手順を策定し、解体作業時の被 ばく線量や放射性廃棄物発生量の低減に役立てる。



関連する技術報告タイトル:ふげん発電所の廃止措置のための放射化量評価

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://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 2002

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 © 2002 JAPAN NUCLEAR CYCLE DEVELOPMENT INSTITUTE



Results of FY 2001 Feasibility Studies on Commercialized Fast Reactor Cycle System Phase

Hiroshi NODA Hidetoshi YAMASHITA Fumio MAEDA Kazujiro SATO 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FBRシステムと燃料サイクル システムの候補概念を複数の実用化候補概念に絞込むこと、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年度から五ヵ年計画で開始した。フェーズ 初年度の2001年度には、フェーズ の成果及びフェー ズ 計画について研究開発課題評価委員会に諮り、目的・意義、開発目標、実施体制を含め適切との評価を受け た。FBRシステムに関しては、ナトリウム冷却中型モジュール炉及び鉛ビスマス冷却モジュール炉について、経 済性目標を達成できる見通しを得ると共に、ガス冷却炉については、ヘリウム冷却炉(被覆粒子型・分散型燃料) を選定した。再処理システムに関しては、先進湿式法について、晶析技術等のプロセス成立性を確認した。また、 酸化物電解法ではMOX電解共析の技術的成立性を確認すると共に、金属電解法では、液体Cd陰極へのPu回収 試験によりシステム合理化の可能性を確認した。燃料製造システムに関しては、ペレット法について、低除染TRU 燃料製造の遠隔操作性を確認すると共に、振動充てん法では、設計要求を満たす充てん密度を達成できる見通し を得た。また、鋳造法では、工学規模の試験により製品スラグの要求仕様を満足するための射出成型技術の操業 パラメータを把握した。

Feasibility Studies on Commercialized Fast Reactor(FR) Cycle System Phasewere commenced on April 1, 2001, in order to select a few promising candidate concepts for commercialization from the candidate concepts of the FR system and fuel cycle system which were screened in Phase-, and to present an outline plan for Phaseonward. In FY 2001, which was the first year of Phase-, the results of Phaseand the plan for Phasewere evaluated as appropriate by The R&D Project Evaluation Committee. With regard to the sodium-cooled medium-scale modular reactor and lead-bismuth cooled modular reactor; economical targets are expected to be achieved. In terms of the gascooled reactor, the helium gas-cooled reactor (coated particle fuel type and dispersion fuel type) was screened as a candidate concept. For the reprocessing system, a feasibility of the process for the crystallization method on the advanced aqueous method was confirmed. With regard to the oxide electrowinning method, the technological feasibility of MOX electrowinning co-precipitation was confirmed. In terms of the metal electrowinning method, the possibility of



2

system rationalization was confirmed by Pu recovery testing at liquid Cd cathode. For the fuel fabrication system, in terms of the pelletizing method, the ease of remote-controlled fabrication of low-decontamination TRU fuels was confirmed, and in terms of the vibration compaction method, the packing density is expected to be satisfied as regards the design requirement. With regard to the casting method, the operation parameters of the injection casting technology, which were satisfied to slug specification requirements, were grasped by engineering- scale testing.

キーワード

FBRサイクル,実用化戦略調査研究,開発目標,FBRシステム,燃料サイクルシステム,再処理システム,燃料 製造システム,実用化候補概念,開発ロードマップ,新リサイクル概念(ORIENT Cycle)

FR Cycle System, Feasibility Studies on Commercialized FR Cycle System, Development Target, FR System, Fuel Cycle System, Reprocessing System, Fuel Fabrication System, Promising FR Cycle Candidate Concepts for Commercialization, Development Plan_(Road-Map), New Recycle Concepts_(ORIENT Cycle)

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,FBRサイクルを将来の主要なエネル ギー供給源として確立する技術体系を整備するこ とを目的とする。

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、電力中央研究所及び原研な どから成るオールジャパン体制で研究開発を開始 した。更に、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 を深めると共に、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、設計評価技術の整備)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 に絞込み、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(図1)。

フェーズ 初年度の2001年度には,フェーズ の成果とフェーズ の計画について研究開発課題 評価委員会の評価を受け,おおむね妥当との答申 を得ると共に,フェーズの計画に沿って,設計 研究及び要素技術開発に着手した。以下に2001年 度の主な成果を示す。

2.開発目標及び設計要求

フェーズの開発目標として,フェーズで設定した五つの開発目標(安全性,経済性,環境負荷低減性,資源有効利用性,核拡散抵抗性)について,フェーズの進展及び国内外の原子力開発の動向を踏まえて,より高い目標を視野に入れ, 経済性,環境負荷の低減及び21世紀の多様なニーズに応える多目的な利用について一部見直しを行った(図2)。

なお,開発目標は,目指す方向やねらうレベル を示すこととし,定量的な数値目標については, 開発目標を受けた設計要求としてまとめた。

3.高速増殖炉システム

FBRシステムについてのフェーズ での検討で 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共に,主要技術 の成立見通し及び絞込み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た(図3)。

3.1 ナトリウム冷却炉(図4)

ナトリウム冷却大型炉については,基本的な技 術成立性が高く,将来の軽水炉に比肩できる経済 性を達成しうる有望な概念であることから,主要 革新技術の成立性を確認することが重要となる。

このため,2ループ化に伴う大口径配管の高流 速条件での配管振動挙動,炉容器内の熱流動特性 把握とガス巻き込み防止,合体機器の中間熱交換 器(IHX)伝熱管の健全性などの成立性について



* 2001 年度の検討により, He 冷却を抽出した

図1 実用化戦略調査研究のフェーズ の展開



(注)下線はフェーズ I からの変更点

図2 実用化戦略調査研究フェーズ の開発目標



図3 フェーズ における FBR システムの研究開発



図4 ナトリウム冷却炉の主な技術開発

設計検討を進めると共に,試験準備を行った。 中型モジュール炉については,大型炉に比べ出

中空モジュールがについては、大空がににへ面 力当たりの建設コストは高いが、直管型蒸気発生 器(SG)の採用やBOP施設(原子炉及び主冷却 設備以外の設備)の共用化拡大による物量削減を 行い,経済性目標を達成できる見通しを得た。また,ナトリウム冷却炉の魅力追求の方策として, 内部転換比を向上させ,運転サイクルの長期化を 目指した炉心概念を検討し,燃料サイクルコスト の低減の見通しを得た。

32 鉛ビスマス冷却炉(図5)

鉛ビスマス冷却モジュール炉については,フェー ズ の研究により,流速が低く炉心材料の腐食対 策が比較的とりやすい自然循環方式を採用した40 万kWeのプラント概念を構築したが,経済性目標 は達成できなかった。このため,2001年度には, 経済性目標達成のため、炉心性能の向上やスケー ルメリットの活用について検討した。その結果, 自然循環方式においては,重金属燃料装荷量を削 減し,燃料サイクルコストを低減すると共に,出 力を55万kWeへ増大したプラント概念を構築し た。また,強制循環方式による経済性の向上を目 指して,ロシアの知見に基づく腐食防止のための 流速制限(2m/s以下)の条件下で,原子炉容器 径の製作上の目安(約10m)を維持しつつ,炉内 配置の工夫を図り、出力を75万kWeへ増大したプ ラント概念を構築した。この結果,自然循環,強 制循環のいずれの概念も経済性目標をほぼ達成で きる見通しを得た。

鉛ビスマス冷却炉においては冷却材中の材料腐 食の抑制が重要であることから,材料腐食の抑制 限界を見極めるために,国内外の試験機関の中で 適切な腐食試験設備と実績を有する独国カールス ルーエ研究所(FZK)及び東工大との共同研究に より炉心材料等の耐食性確認試験を開始した。こ の試験結果や設計研究に基づき,自然循環方式か 強制循環方式かを選択することとしている。

33 ガス冷却炉(図6)

2001年度には、炭酸ガス冷却炉とヘリウム冷却 炉(被覆粒子燃料型及び耐熱ピン燃料型)につい て、フェーズ に引き続いて、経済性の向上、炉 心性能の向上及び安全性の向上を更に図るための 検討を行い、有望な候補概念の評価を行った。

この結果,炭酸ガス炉について経済性の更なる 向上のためにプラント熱効率向上方策を検討し, 熱効率を約42%まで改善できる見通しを得たが, 送電端出力で見た場合の発電単価としては大きな 所内負荷率(約14%)を相殺するまでには至らず, 出口温度高温化(約850)の追求による高熱効率 化(約46%)の特性を有するヘリウム炉のほうが 経済性に優れるとの結論に至った。次に,ヘリウ ムガス炉の燃料形態としては,被覆粒子型と耐熱 ピン型の比較評価を行い,炉心特性に優れ,固有 安全特性による炉心損傷防止対策が採り得る可能 性がある被覆粒子型を選択した。また,FP 障壁の 観点から分散型燃料についても検討することとし た。

燃料の要素技術開発として被覆層候補材である TiN について,高温加熱特性試験,高温強度特性 試験を実施し,TiNの基礎的特性に関するデータ を取得した。

3.4 水冷却炉

超臨界圧水冷却高速増殖炉(SCFBR)の炉心安 全性については,高速炉の炉心損傷研究に豊富な



図5 鉛ビスマス冷却炉の主な技術開発

6



図6 ガス冷却炉の主な技術開発

実績を有するドイツFZKとの間で共同研究を実施 している。

低減速スペクトル炉については日本原子力研究 所と情報交換を行っており、そこで得られた炉心 特性情報を基に、ウラン需要量、プルトニウム量 等を検討した。その結果 軽水炉のワンス・スルー に比べて使用済み燃料の低減効果は大きいもの の、水冷却炉はプルトニウム装荷量が大きく増殖 比も小さいことから、ナトリウム冷却炉等に比べ 軽水炉との共存期間が長期化すること、再処理設 備の必要容量が大きくなることなどが分かった。

35 小型炉

小型炉の検討においては,エネルギー源として の多様なニーズに対応して多目的用途(分散電源, 水素製造,熱供給など)への利用を図るため,燃 料交換頻度が大幅に少ない長期運転サイクル(10 年以上)の炉心と高い受動的安全性を実現し,か つ経済的な競争力を備えたシステムを確立するこ とが重要となる。このため,ナトリウム炉と鉛ビ スマス炉を対象としてフェーズ において検討し た出力5万kWeをベースに,ナトリウム炉につい て15万kWeへの出力増大及び合理化設計等を検 討し,長期運転サイクルと高い受動的安全性を備 えた上で,経済性目標達成の可能性があることを 示した。

一方,鉛ビスマス炉については,経済性を中心

に検討を行ったが,現状では,経済性目標の達成 を見通すまでには至っていない。また,多目的利 用として原子力水素製造プラント等の検討を行っ た。

3.6 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,コ スト低減を目的とした大型素管製造に関する技術 開発を進めているが,2001年度においては,実用 規模での製造技術条件を確認すると共に,加工性 改善や強度向上に関する新たな技術を考案した。 さらに,長時間クリープ試験,ナトリウム中腐食 試験等の基礎試験を継続しており,ロシアBOR 60炉での照射に向けての準備も行った。

カザフスタンで燃料溶融後の再臨界回避の見通 しを得るため行っているEAGLE試験については, 2001年度に燃料を炉外で溶融させ,その移動挙動 を分析すると共に,次年度以降の試験の準備を行 った。

三次元免震技術の開発では,建屋全体三次元免 震方式と建屋水平免震/機器上下免震組合せ方式 の二つの方式に対して,ナトリウム冷却大型炉建 屋を対象として,要求される免震性能を明らかに した。この免震性能要求に基づき,前者について は,経済産業省から日本原子力発電㈱が受託し実 施している「発電用新型炉技術確証試験」におい て,有望概念として抽出された免震装置概念(油

7

圧方式と空気ばね方式)をナトリウム冷却大型炉 建屋に適用した場合の課題を抽出した。後者につ いても、「発電用新型炉技術確証試験」の成果を活 用しつつ、上下免震要素である皿ばねの設計法を 検討すると共に、製造方法について調査し、製作 限界寸法を明らかにした。また、機器上下免震方 式に必要なコモンデッキの設計の考え方を整理 し、実機を対象に試設計を行い、所要の免震性能 が得られることを確認した。

4.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共に,主要技 術の成立見通し及び絞込み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た(図 7)。

4.1 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。2001年度は、システム設計については フェーズ で摘出した課題のうち機器レベルで解 決可能なものを実施し、また、システム設計に反 映するための要素技術開発を開始した。

(1)先進湿式法(図8)

フェーズ において実施した設計の中のセル容 量について,セル内機器の配置と保守・補修設備 (インセルクレーン,パワーマニピュレータ)の操 作性の観点から評価を施し,設計したセル容量で 問題ないことを確認すると共に,実際の燃料溶解 処理手順を想定した設計を行うことにより,セル 内機器仕様の最適化を行った。また,フェーズ で摘出された主要課題の中の晶析技術やMA回収 技術のプロセス成立性を確認した。

晶析法に関しては,英国AEA Technology (AEA T)におけるホット試験により共存元素の挙動を 把握し,プロセス成立性を確認すると共に,課題 を摘出した。U/Pu/Np共抽出に関してもAEA Tで のホット試験により最適な抽出条件を設定できる 見通しを得た。MA 回収のための SETFICS 法につ



図7 フェーズ における燃料サイクルシステムの研究開発



図8 先進湿式法の技術開発状況

いては,コールド試験によりソルトフリー試薬の 適用可能性を評価し,プロセスのソルトフリー化 の見通しを得た。

また,湿式法の代替・補完技術である超臨界流体直接抽出法,アミン抽出法,イオン交換法について,コールド試験によりプロセス成立性の見通しを得た。さらに,抽出器等の高度化を検討し, 実用機器への適用の見通しを得た。また,ホット プロセス試験実施のための高レベル放射性物質研 究施設(CPF)の改造工事が完了した。

(2) 酸化物電解法(図9)

酸化物電解法については,廃棄物プロセスの合理化,電解装置に関する事故対策の摘出等の安全設計の検討を進めると共に,主要課題の中のMOX 電解共析や塩素化溶解技術について要素技術試験 を実施した。

MOX電解共析については、電力共通研究として ロシアRIARにおいて処理効率に影響を与える可 能性があるCe共存下での電解共析試験を実施し、 高濃度Ce条件下でも大きな影響を受けることな くU,Puを回収できることを確認し、技術的成立 性の見通しを得た。塩素化溶解についても溶解を 阻害する元素や白金族元素としてFe Rh等を用い た塩素化溶解基礎試験により、適切な溶解条件等 を見出した。

(3) 金属電解法(図10)

金属電解法については,Li還元法を採用することによる塩素ガス系統の削除,1基当たりの電極数の増加による処理容量の増大等により,機器設備のより一層の合理化を進めると共に,主要課題



図9 酸化物電解法の技術開発状況



図10 金属電解法の技術開発状況

の中の電解析出やCd陰極処理について要素技術 試験を実施した。

電中研がEUの超ウラン研究所(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 において、MA含有U Pu Zr三元合金燃料(未照射) の電解精製試験を行い、回収率等の基礎的データ を取得した。また、塩中のU/Pu比をパラメータと した液体Cd陰極へのPu回収試験を実施し、重金属 を設計値(10wt%)以上の濃度で回収できること を確認し、システムの合理化の可能性を見出した。

また,CPFへのPu**試験用のグローブボックスの** 設置を行っている。

42 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

との整合をとりつつ,簡素化ペレット法,振動充 てん法及び鋳造法について,高発熱,高放射線量 の低除染TRU燃料を考慮した主要設備機器等の概 念設計を進めると共に要素技術試験を実施した。 (1)簡素化ペレット法(図11)

湿式再処理に対応する簡素化ペレット法につい ては、低除染TRU燃料の取扱いに伴う発熱の影響 が厳しい箇所としてMOX粉末貯留ホッパを摘出 し、ホッパ内部にフィンを設けることにより除熱 し得ることを明らかにした。また、ターンテーブ ル型脱硝設備等の主要機器の設計検討を進めると 共に、主要課題である成型、粉末搬送技術につい て要素試験を実施した。

MOX 粉末を使用したダイ潤滑型成型機の潤滑 性能試験を実施し,工学的規模での成型技術の成



図11 簡素化ペレット法の技術開発状況

立性見通しを得た。また,粉末気流搬送方式の選定に向けコールド試験を実施し,種々の気流搬送 法と搬送前後の搬送物の形状変化や成形性との関係を明らかにした。

低除染TRU燃料の製造に関して,セル内遠隔製造設備でのAm入りMOXペレット製造試験に着手し,まず,遠隔操作性に問題がないことを確認した。また,Np入りMOXの物性測定によりNpの MOX中での均一性等を確認した。

(2)振動充てん法(図12)

振動充てん法については、低除染TRU燃料への 対応としてセル内での遠隔自動化を図った設計検 討を実施し、滴下原料溶液の劣化や燃料粒子の再 酸化を防止できることを明らかにした。また、主 要課題である充てん率の向上のため、粒子形状因 子等のパラメータと充てん密度の関係について、 模擬顆粒や電解法UO₂顆粒を用いた模擬試験を行 い,設計要求である充てん密度80%を達成できる 見通しを得た。

スイスポールシェラー研究所 (PSI) との共同 研究では,振動充てん燃料(湿式対応内部ゲル化 法による顆粒製造)の燃料挙動確認のための照射 試験の準備を進めている。外部ゲル化法について は,模擬原料溶液の耐熱・耐酸・耐放射線性試験 により,適切な滴下のために維持すべき原料硝酸 液の温度・濃度条件を把握した。

(3) 鋳造法(図13)

燃料の処理手順の合理化により射出成型装置の 機器数を5基から4基に削減すると共に,低除染 TRU燃料への対応としてセル内遠隔操作に適し た射出成形装置等の設計を進めた。

射出成型技術については (財)電力中央研究所



図12 振動充てん法の技術開発状況



図13 鋳造法の技術開発状況

11

において約20kgの工学規模のU Zr射出試験(約50 スラグ/射出)を実施し,製品スラグの要求仕様 を満足するための操業パラメータを把握した。

4.3 新リサイクル技術の検討

従来の核燃料リサイクルの考え方から「リサイ クルの障害となる不要な物質を取り除く」という 考え方に発想を転換した新しいリサイクル概念 (ORIENT Cycle: Optimization by Removing Impedimental Elements Cycle)を検討した(図14)。 その結果,FPの6割以上を占める安定元素・準安 定元素を分離することが効果的であることが分か った。更に,この概念に基づくプロセスは多重リ サイクル時においても成立することを確認し,高 レベル廃棄物の発生量を従来技術と比較して大幅 に削減できる可能性があることを示した。

5.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,五つの開発目標に「技術的実現性」と「社会 的受容性」を加えた七つの視点から多面的な評価 を行い,FBRサイクル概念の絞込みのための判断 情報を提供する。なお,「社会的受容性」はフェー ズ で新たに追加した視点である。

2001年度は,フェーズ における六つの視点の 評価指標の適用性検討結果を踏まえ,基幹電源と してのFBRサイクル概念を対象とした総合的な評 価手法の指標構造及び判定基準の見直しを行った。「社会的受容性」については,社会的ニーズへの適応度及び個人・地域的恩恵などによる受益感と,安全性などの科学的リスク及び恐怖性や未知性などの心理要因による損失感の評価因子を抽出した。

6.まとめ

2001年度には、実用化戦略調査研究フェーズの初年度として以下の事項を実施した。

① フェーズ の成果と主として2002年度以降の フェーズ の計画について研究開発課題評価委員 会の評価を受けた。

② FBRシステムについては、フェーズ で抽出したナトリウム冷却炉や鉛ビスマス冷却炉などの候補概念について、革新的技術を取り入れ、それぞれの魅力を最大限に引き出すとの観点から設計研究を進めた。なお、1年間検討を継続したガス冷却炉については、候補概念としてヘリウム冷却炉(被覆粒子型燃料・分散型燃料)を選定した。

また,燃料サイクルシステムの候補概念につい ても,同様の観点から設計研究を進めた。

③ 革新的技術の開発に努めると共に,主要技術の成立性見通し及び候補概念の絞込みに必要な定量的なデータ取得のための要素技術開発に着手した。



図14 新サイクル技術の概念 (ORIENT Cycle)

今後,FBRの実用化に向けて,革新的技術の導入に常に心掛け,オリジナリティの発揮を基本に 置きつつ研究に取り組むこととし,要素技術開発 試験データを活用して設計を深める。この結果に ついては,FBRサイクル全体の整合性に配慮しな がら総合的に評価を行い,中間取りまとめに取り 組んでいく。

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20日発行

13

資料番号:16-2



プラグ周辺部の掘削影響領域への粘土 グラウト注入の適用性(TSX プロジェクト)

杉田 裕

東海事業所 環境保全・研究開発センター 処分研究部

Study on Applicability of Clay-Based Grout I nj ection in the Excavated extraction around the Plug (TSX project)

Yutaka SUGITA

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

カナダの地下研究施設においてカナダ原子力公社との共同研究として実施している TS Xプロジェクトでは,実 規模の処分坑道を模擬した試験坑道内に,処分概念で検討されている埋め戻し技術(埋め戻し,プラグ,グラウ ト)のうち,プラグを中心にその性能を研究している。ここで,粘土プラグの機能を補完する粘土グラウトに関 して,粘土プラグ設置部の周辺岩盤を対象として注入試験を実施し,その適用性を確認した。予備注入試験では, 粘土グラウトの注入方法について確認し,本注入試験では,坑道周辺に発現する掘削影響領域の透水性の改善に ついて確認した。両試験結果を総合して,本試験の注入圧力及びベントナイト濃度の範囲では,圧力5 OOk Pa ベントナイト濃度が4.0から6.0wt%が多くのベントナイトを岩盤内に注入できることがわかった。また,その 注入効果は透水性の低下により確認できた。

JNC has joined the international joint project, the TSX project, with AECL at the Underground Research Laboratory (URL) in Canada. Full-scale sealing technologies are applied to an underground tunnel in the TSX project. Regarding clay grouting, which supports the performance of the clay plug, a grouting experiment in the Excavated Damaged Zone around the tunnel was performed in the TSX project. A pre-injection test was the trial for the development of the grouting procedure, and the injection test was to evaluate the grouting effectiveness of the grouting in the EDZ around the tunnel. The results of the experiments showed the efficiency injection concentration of the grout slurry was between 4.0 and 6.0wt%. Grouted EDZ had lower hydraulic conductivity than that before grouting.

キーワード

粘土グラウト,ベントナイト,原位置試験,掘削影響領域,粘土プラグ,TSXプロジェクト,透水試験,透水係数 Clay Grout, Bentonite, In Situ Experiment, EDZ, Clay Plug, TSX Project, Hydraulic Test, Hydraulic Conductivity

1.はじめに

高レベル放射性廃棄物地層処分場における廃棄 体(高レベル放射性廃棄物をガラス原料で溶融固 化したガラス固化体をオーバーパックに封入した もの)定置後の埋め戻し段階においては,廃棄体



及び緩衝材を地下深部の処分場に運び込む時に利 用した坑道や立坑が放射性廃棄物の人間の生活圏 への通路とならないように適切に埋め戻しておく 必要がある。現在の埋め戻し概念としては,適切 な埋め戻し材(坑道内に充てんされる充てん材)を 坑道内に充てんし,坑道周辺の岩盤や割れ目の状 況に応じてプラグ(坑道をふさぐ栓のような機能 を持たせたもの)やグラウト(岩盤中に注入する ペースト状のもので,注入した領域の透水性等を 改良する)を組み合わせることが考えられてい る¹⁾。核燃料サイクル開発機構(以下,サイクル機 構)は,このような埋め戻し技術にかかわる技術 的課題を明らかにするため,カナダの地下研究施 14

設(Underground Research Laboratory,以下,URL) においてカナダ原子力公社(Atomic Energy of Canada Limited,以下,AECL)との共同研究とし てトンネルシーリング性能試験(Tunnel Sealing Experiment,以下,TSXプロジェクト)を実施し ている²³⁰。

TSX プロジェクトでは,実規模の処分坑道を模 擬した試験坑道内に,処分概念で検討されている 埋め戻し技術を適用している。埋め戻し技術の要 素は,埋め戻し,プラグ,グラウトなどであるが, TSX プロジェクトではプラグの機能の検証を中心 に,プラグの機能を補完するグラウトに関しても 効果の確認を行っている。

ここでは,TSX プロジェクトにおいてプラグ設 置部の周辺岩盤を対象とした粘土グラウト単独の 注入試験(予備注入試験(5)及び本注入試験(5))結 果について報告する。

2.粘土グラウト試験の概要

2.1 背景

TSX プロジェクトは,カナダ,マニトバ州の州 都ウィニペグの北東約100kmに位置するURLの 420mレベル(地下420m)で実施している。URL はカナダにおける放射性廃棄物地層処分の安全評 価研究を目的として,処分地の候補岩体の一つで あるカナダ盾状地中に建設された地下研究施設で あり,花崗閃緑岩を母岩とする(図1)。TSX プロ ジェクトは,国際共同プロジェクトとしてサイク ル機構,AECLに加えて,フランスから放射性廃 棄物管理機関(ANDRA),アメリカからサンディ ア国立研究所(Sandia National Laboratory)が参 加している。

TSX プロジェクトでは、図1,2に示すように試 験坑道Room425に粘土プラグとコンクリートプ ラグの2種類のプラグを実スケールで施工した。 粘土プラグは、圧縮機械により高圧縮した乾燥密 度1.900 kg/m³のベントナイトブロック【配合比: ベントナイト(膨潤性の粘土材料で,低透水性, 核種の収着といった機能を有している)70%,ケ イ砂30%】を積上げて作成し,コンクリートプラ グは,型枠内に低発熱高流動コンクリートを打設 して作製した。両プラグ間には注水システムを組 込んだ注水区間11mの圧力チャンバーが設置され ており,そこから高圧水を注入し,粘土プラグ, コンクリートプラグそれぞれのプラグのシーリン グ性能を把握する(図3)。シーリング性能の評価 のため,各プラグの両側でプラグや周辺岩盤を通 過してきた湧水量の計測と共に,プラグ内や周辺 岩盤内に設置した700個を越えるセンサーにより 水分量,間隙水圧,膨潤圧,温度,変位,ひずみ



図1 カナダURLのレイアウト

サイクル機構技報 No.16 2002.9



図中矢印に添えた数字は北から右回りの方位を示す

図2 TSX プロジェクトのレイアウト



図3 TSX プロジェクトの断面図

を計測している。

TSX プロジェクトを実施するURL の420m レベ ル(地下420m)における地圧は,最大主応力 (60 MPa)が試験トンネルにほぼ平行で,最小主 応力(11 MPa)である鉛直方向の約6倍と計測さ れている⁷⁾。地下にトンネルを掘削すると,トンネ ル周辺には掘削影響領域(Excavated Damaged Zone; EDZ)と呼ばれる岩盤のゆるみが発生する。 TSX プロジェクトの実施場所のような偏圧下でト ンネルを掘削すると、トンネル周辺岩盤内の応力 再配分により主応力方向で岩盤のゆるみが顕著に 発生することがわかっている³⁰。この掘削影響領域 は、健岩部に比べ透水係数が増大し、地下水に溶 出した放射性核種の移行経路になる可能性があ る。このため、掘削影響領域の発生を極力小さく するため、高さ3 5m、幅4 375mの楕円形の形状

22 目 的

掘削影響領域に対して,プラグのシーリング性 能を補完するために,プラグ周辺部の掘削影響領 域への粘土グラウト(ベントナイトを溶かした水 溶液)注入試験を実施した。この試験の目的は以 下の2項目である。

- プラグ周辺の掘削影響領域に粘土グラウトを 注入し,その止水性能を確認する。
- ② 釜石原位置試験場で実施した,粘土グラウト 注入方式のURLでの適用性を確認する。

23 試験構成

試験は,予備注入試験と本注入試験で構成した。 粘土グラウトの個別のシーリング性能を把握する ためには前もって粘土グラウト単独の試験を実施 し,注入方法や評価手法を選定する必要がある。 予備注入試験では,釜石原位置試験⁽⁾⁾と同じ濃度 設定による粘土グラウトの注入試験を行った。こ れは,亀裂の発生頻度,強度等の物性が異なるも のの,日本で適用できた粘土グラウトの注入方法 が,同じ花崗閃緑岩であるURLの岩盤において適 用できるかを確認するものである。釜石原位置試 験場の試験結果では,ベントナイト濃度4 wt%の 粘土グラウトがもっとも注入効率がいいことが確 認されている。この予備注入試験結果に基づき, 本注入試験での注入方法を確認した。

本注入試験は,予備注入試験で確認した注入方 法によって本試験坑道においてプラグ周辺部の掘 削影響領域を対象として粘土グラウト注入試験を 行った。本注入試験結果からプラグ周辺の掘削影 響領域に対する粘土グラウトの適用性および止水 性能を確認した。

3. 予備注入試験

予備注入試験は, TSX プロジェクト試験坑道で あるRoom425の25mほぼ直上に掘削された Room419において実施した(図1参照)。Room419 は、TSX プロジェクトにおけるさまざまな技術的 課題の検証を行うために掘削された坑道である。 Room419は試験坑道であるRoom425よりも一回 リ小さい坑道(坑道断面の長軸で3 5m)であるが, 抗道の

掘削方向は

Room425と同じである。 Room419は図4に示すようにプラグ設置のため の拡幅部の掘削(Room425と同じ深さ1.0m,幅 20m) がラインドリリングとRock Splittingの併 用により行われており、プラグ設置前の状態が再 現されている。Room419の方向がRoom425と同じ であることから,坑道の上下端部には掘削影響領 域が発生していると考えられるため,坑道下端部 周辺で予備注入試験を行った。

3.1 予備注入試験レイアウト

最小主応力の方向は,図4に示すように坑道鉛 直から8度傾斜している。これより,坑道下端部



図4 予備注入試験のレイアウト

における掘削影響領域の発生も8度傾斜した最小 主応力方向を中心に分布していると考えられる。 グラウト注入孔は,坑道拡幅部に露呈した切欠部 表面に配置した。グラウト注入孔(試験孔)は5 本で,坑道床盤近傍にGt1,Gt2,Gt3を配し,そ の下側にGt4, Gt5を配した。試験孔Gt1, Gt2, Gt3は20度の下向き傾斜ボーリング孔で,長さ 1.0m, 試験孔Gt4, Gt5は10度の下向き傾斜ボー リング孔で長さ0.7mである。Gt4,Gt5の孔口と 岩盤拡幅部端部との距離は30cmである。試験孔の 直径は76mmである。最小主応力方向に中心孔で ある注入孔Gt2を配置した。傾斜試験孔を適用し たのは,掘削影響領域との接触面を長くし,グラ ウトの注入効果を増大させるためである。グラウ トの注入効果を判断するため,拡幅部近傍の坑道 床盤に貯水槽を設け,貯水槽から拡幅部への湧水 量の変化をその効果の判断材料とした。

貯水槽はコンクリートを打設して作製した。貯 水槽壁面は20cmの厚みで貯水槽の奥行きは1 0m とした。貯水槽の水位は1 0mの一定水位とした。 拡幅部側のコンクリート壁の底部と岩盤の間に は、コンクリートと岩盤の隙間を直接流れてくる 湧水を遮断するため、棒状に延ばしたベントナイ トストリプス(膨潤性のベントナイトを含有した シール用粘土)を境界部に2列敷設した。これに より、コンクリートと岩盤の隙間からの直接の湧 水は、ベントナイトストリプスの膨潤により隙間 が充てんされ遮断することができる。

貯水槽から切欠き部表面への湧水を集積して計 測するため、L字の集水樋を岩盤に切り込みを入 れて設置した。集水樋の下には集水瓶を置き、集 水樋を流れた湧水はそれに集めた。透水係数の概 算から湧水量は微量と考えられたことから、集め られた湧水の蒸発による測定精度への影響を抑制 するため、測定対象となる切欠き部表面を覆うよ うにビニルシートカパーを設置した。

32 予備注入試験手順

予備注入試験は,釜石原位置試験で適用した粘 土グラウト注入手法が割れ目頻度,強度等の物性 は異なるものの同じ花崗閃緑岩において適用でき るかどうかを確認するため,以下の手順で行った。 (1) 湧水量試験1(透水試験)

貯水槽に水を供給し,切欠き部表面への湧水量 を計測する。 (2) 試験孔の削孔

試験孔5本を削孔する。

(3)透水試験(パルス試験)

試験孔における透水係数を各孔ずつパッカーを 用い計測する。

(4) 湧水量試験2(透水試験)

試験孔削孔後の湧水量の変化を計測する。

(5) グラウト注入試験

釜石原位置試験結果に基づき,ペントナイト濃度02wt%から80wt%まで(02,05,10,20,40,60,80wt%)の粘土グラウトを段階的に注入する。

(6) 湧水量試験3(透水試験)

粘土グラウト注入後の湧水量の変化を計測する。 (7)注入孔埋め戻し

ベントナイトブロックを試験孔に充てんする。 (8) 湧水量試験4(透水試験)

注入孔閉鎖後の湧水量の変化を計測する。

湧水量試験は,貯水槽に規定の水位で水を注入 し,集水瓶に集められる湧水を1日(24時間)ご とに計測した。湧水量試験2,3,4は同様の手 法を用いた。パルス試験は,15cm長のメカニカ ルパッカーを孔口にセットし,それ以深を試験区 間として100kPaのパルス圧を作用させ,Ramey 式^{∞)}にフィッティングさせることにより透水係数 を算出した。試験孔Gt3では,透水試験区間を2 段階に設定した。一つは全孔を試験区間とし,も う一つは試験孔中間にパッカーを移設し,試験孔 奥部を試験区間とした。前者からは掘削影響領域 から健岩部にかけての平均値,後者からは健岩部 により近い領域のみを対象とした透水係数が算出 できると考えた。

粘土グラウトの注入は図5に示す低振動型のグ ラウト注入装置を用い,注入圧一定で注入した。 粘土グラウトの注入は5本の試験孔で同時に行 い,注入圧は最大500kPaとした。釜石原位置試験 で設定した注入圧である10MPaよりも小さくし た理由は,試験孔が底盤に近い配置となっている ことから,高圧で注入することによる床盤表面へ の直接のリークを避けるためである。粘土グラウ トの注入は,低濃度である02wt%から開始した。 注入量は注入装置のホッパの目盛りで読み取り, 湧水量は集水瓶にたまった量で測定した。注入シ ステム内(試験孔内,注入パイプ等)の粘土グラ ウトの切り替えは,パッカーに取り付けられた排



図5 グラウト注入装置

出バルブを開放して,次の濃度の粘土グラウトを 100kPaで注入し,排出バルブからの排出溶液の電 気伝導度が注入のものとほぼ同じ値になった時点 で切り替えが十分行われたと判断した。グラウト 溶液が準備できた時点で,注入を再開した。

33 予備注入試験結果

1)試験工程

予備注入試験は,1997年7月(日時はすべて現 地時間)から開始した。各項目の工程は以下の通 りである。

- (1) 湧水量試験1(透水試験)
 - 7月29日
- (2) 試験孔の削孔
 - 7月30日 7月31日
- (3) 湧水量試験2(透水試験)
- 8月1日 8月5日
- (4) 透水試験 (パルス試験)
- 8月6日-8月11日
- (5) グラウト注入試験

0 2wt% 8月13日

- **0 5**wt% 8月14日
- 2 Øwt% 8月15日
- 4.0wt% 8月15日
- 6 Øwt% 8月18日
- 8 Øwt% 8月18日
- (6) 湧水量試験3 (透水試験)
 - 8月18日 8月22日(8月25日)
- (7) 湧水量試験4(透水試験)

8月25日 - 8月29日(9月1日)

* 湧水量はグラウト注入試験中も連続計測した。

2)パルス試験結果

パルス試験の結果を表1に示す。割れ目の少な い均質な岩盤であるため、いずれの透水係数も低 い値となっている。坑道壁面近傍となるGt1から Gt3にかけては透水係数は10¹³m/sオーダーまで であるが、岩盤の健岩部まで達すると考えられる 部分ではGt4,Gt5では10¹⁴m/sオーダーと特に低 いものとなっている。このことは、坑道掘削に伴 う掘削影響領域が坑道近傍に限られていることを 示している。試験区間を変えたGt3でもその傾向 は示されており、岩盤内部のみの場合(0.69m) よりも坑道壁面近傍までも含めた場合(0.78m)の 方が透水係数は1オーダー程度大きくなっている。 3)粘土グラウト注入結果

粘土グラウト溶液は,所定の注入濃度に調整し

試験孔 試験区間 (m) 透水係数(m/s) 0.85 6.63E 13 Gt1 Gt2 0.64 2.06E 12 0.78 2.40F 11 Gt3 0.69 1.95E 12 0.50 Gt4 4.56E 14 0.57 Gt5 3.86E 14







技術報告

技術報告

た後,電気伝導度によって濃度の確認を行い,注 入ポンプに供給した。圧力は20分ほどかけて徐々 に500kPaまで上昇させた。500kPaまで圧力を上 昇させた後,最大4時間注入した。各濃度におけ る注入時間,総注入量の一覧を表2に示す。

図6に濃度ごとの注入量と時間の関係を示す。 図6から,注入濃度02wt%での注入速度と比較 すると05wt%では注入速度は増加し,20wt%ま でほぼ同じ傾向となっている。注入濃度がそれ以 上となると,濃度の増加にともない,注入速度は 小さくなっている。高濃度の粘土グラウトの注入 では前段階の濃度の注入速度を下回っており,こ れは,割れ目内の目詰まりの進展を示すものと考 えられる。

図7に注入速度及び粘土グラウト注入時に集水 瓶に集められる水の速度(湧水速度)と注入濃度 との関係を示す。図から,グラウト溶液の注入速 度と湧水速度はほぼ同じであり,見掛け上,注入 した粘土グラウトがそのまま流出したように捉え られる。

しかしながら、この水が掘削影響領域を通過し てきたものか、岩盤と貯水槽の間を通過してきた ものかこのままでは判断できなかった。そこで、 貯水槽のダムと岩盤の間に取り付けた変位計 (LVDTs:Linear Variable Displacement Transformers)の変位によって境界部の挙動を確認した。図 8は、変位計の変位の経時変化を示したものであ る。変位計はベントナイト濃度05wt%の粘土グ ラウト注入後に設置した。マイナス表示がダムと 岩盤間の隙間が大きくなることを示している。図 から、粘土グラウトの注入中はダムと岩盤の間隔 が増加の傾向であり、集水瓶には貯水槽と岩盤と の隙間を通って直接流れ込んだ貯水槽の水が含ま れていることを示唆している。この変位は、グラ ウト注入後、パッカーを除去した時点で回復した。 4) グラウト注入効率の確認

グラウトの注入効率は,ベントナイト単体が掘 削影響領域にどれだけ充てんされたかにより判断 されると考えられる。ベントナイトの注入速度は, グラウト溶液の注入速度にベントナイトの濃度を



図6 濃度ごとの粘土グラウト注入量と時間の関係



図7 注入速度及び湧水速度と注入濃度との関係

		粘土グラウトの注入	電気伝導度 (mS/cm)		
濃度(wt%)	500 kPaまでの 時間 (min.)	500kPaでの注入 時間 (min.)	総注入量(L)	注 入	湧 出
02	47	240	53 2	0 .823	0.800
05	20	200	60 5	0.836	0 .807
1.0	16	93	29 .8	0.886	0 .848
2.0	12	102	30 .4	1 .002	0.966
4.0	16	99	17 .6	1 206	1 .142
0. 6	20	110	12 5	1 .388	-
0.8	16	112	4.1	1 587	0.977

表2 グラウト注入濃度の関係

貯水槽の水 電気伝導度0.235(mS/cm)



掛け合わせることで求められ,これをグラウト注入の効果の指標に用いることができる。しかし, この方法はすべてのグラウト溶液が岩盤内に注入 される場合に有効な手段である。この予備注入試験では注入したグラウト溶液の量に相当するほど の湧水が計測用集水瓶に集められており,グラウ ト溶液の注入速度からグラウト注入の効果を直接 評価することが出来なかった。

そこで,別の評価方法を試みた。注入したグラ ウト溶液と湧水の電気伝導度を比較すると,湧水 の方が電気伝導度が低くなっている。これは,電 気伝導度の高いグラウト溶液と電気伝導度の低い 貯水槽に供給している地下水が混入して計測用集 水瓶に湧水しているためと考えられる(図9参 照)。注入した粘土グラウト量 岩盤への浸透量 貯 水槽からの浸透量,集水瓶への湧水量の関係は,

「集水瓶への湧水量」

=「注入した粘土グラウト量」

- 「岩盤への浸透量」

+「貯水槽からの浸透量」

となる。ここで,岩盤への浸透量にペントナイト の濃度を掛け合わせることで粘土グラウトの注入 効果を評価することができる。

はじめに,貯水槽からの湧水量を評価する。貯 水槽に供給している地下水の電気伝導度は,粘土



図9 湧水の模式図

グラウトや湧水と比較すると非常に小さいもので ある(表2参照)。そして、ベントナイトの濃度と 電気伝導度の間には図10に示すように線形関係が ある。これより、どれくらいの割合で貯留槽から の湧水が混入しているか電気伝導度の低下比率か ら求められる。

これで、「集水瓶への湧水量」、「注入した粘土グ ラウト量」、「貯水槽からの浸透量」が求められる ことから、「岩盤への浸透量」を導き出せる。岩盤 への浸透にベントナイト濃度を考慮したベントナ イトの注入効率を図11に示す。

粘土グラウトの注入効率は,ベントナイトの濃 度の増加にともなって大きくなり,濃度を上げる



ベントナイト濃度 図11 粘土グラウト注入効率

(wt%)

ことで注入効率を上げられることがわかった。一 方,濃度が4.0wt %のところでピーク値をとり, それ以上濃度が増加すると 注入効率は低下した。 これは、濃度を適切に保つことにより、より効率 よく粘土グラウト溶液を注入できることを示して いる。予備注入試験の設定濃度範囲でもっとも注 入効率の良かった濃度は4 0wt %であり,この結 果は、釜石原位置試験でのグラウト試験結果。シと一 致する。これは,本試験で用いた注入濃度の範囲 では、亀裂性岩盤である花崗岩を対象とした場合, 岩種によらず注入効率における最適濃度があるこ とを示していると考えられる。なお,濃度6 0wt %に関しては,電気伝導度の計測に不備があった ことから本検討でははずした。 5) グラウト効果の確認

粘土グラウトの注入が坑道周辺の掘削影響領域 を対象として可能であることがグラウト注入試験 で明らかになったが,これらの透水性の改善に対



図12 試験期間中の湧水量(速度)変化

する効果について湧水量の変化によって確認を 行った。図12は,予備注入試験期間にわたる湧水 **量の速度の経時変化を示したものである。図には**, 各作業をあわせて示した。

貯水槽用のダム設置後, 湧水速度は上昇してい るが,測定開始から4日目から湧水速度は減少に 転じている。これは,ダムの打設だけでは岩盤と の密着が不十分であり、ダムと岩盤との間に隙間 が残存していると考えられることから,ダムへの 貯水直後はそこからの湧水が多いためと考えられ る。しかしながら、岩盤とダムの間に設置したべ ントナイトストリプスが時間の経過とともに水を 含んで膨張することにより,その隙間を埋めるた め,本来の掘削影響領域を通過してくる湧水量 (67[mL/min.]) に近づくと考えられる。

粘土グラウト注入用の試験孔を掘削すると,掘 削に伴う擾乱の影響により湧水速度は上昇に転ず る。このとき,Gt2およびGt3の試験孔の掘削時に 手前側のペントナイトストリプスを切ってしまっ たために予想以上に湧水速度が増加している(20 [mL/min.]以上)。その後 ベントナイトストリプ スの効果の回復とともに掘削による擾乱が収まる に連れて, 湧水速度は減少する(65[mL/min.])。

透水試験の実施時には一時的に湧水速度は上昇 するが, さらに湧水速度は低下し, 試験孔掘削前 の状態まで回復している。グラウト注入時には再 び岩盤状態が乱されるため 湧水速度は増加する。 しかしながら,高濃度のグラウトの注入へと移行 するとともに, 湧水速度も減少に転じ, グラウト 注入終了時には試験孔掘削前の状態まで湧水速度 は低下している(53[mL/min.])。さらに,試験 孔にペントナイトブロックを充てんしてグラウト 注入用の試験孔そのものを閉塞することによりさ らに湧水速度は減少する(10[mL/min.])。

本予備注入試験の結果から、グラウトの注入に ベントナイトブロックの充てんまで加味すると, 坑道周辺に発生する掘削影響領域の透水性を効果 的に低下させることが可能であると考えられる。

4. 本注入試験

本注入試験は, TSX プロジェクトを実施する Room425の粘土プラグ設置箇所に拡幅された拡 幅部において実施した(図2,3参照)。拡幅部は 深さ1 0m,幅2 0mで,ラインドリリングとRock-Splitting で拡幅した。予備注入試験で確認した粘 土グラウトの注入濃度,注入圧を考慮して注入し た。

4.1 本注入試験レイアウト

本試験のレイアウトを図13に示す。坑道周囲に 発生する掘削影響領域は、図に示すように、周辺 岩盤の応力状態から坑道の天端部,下端部,左右 端部に発生すると考えられる。最小主応力軸が鉛 直方向から8度傾斜していることから,掘削影響 領域もそれに応じて傾斜すると考えられる。各掘 削影響領域に1本ずつグラウトの注入孔を配置し (Gd1,Gd2,Gd3,Gd4),下端部であるGd3孔に は30cm離れた地点に観測孔1本OBを配置した。 各試錐孔は,直径が76mmで,注入孔の長さは 10m 観測孔の長さは07mとした。各試験孔は, 拡幅部先端部から15cmの地点が孔の中心となる ように孔口を設定し,半径軸に平行に坑道壁面か ら岩盤内へ傾斜角10度で削孔した。

4.2 本注入試験手順

本注入試験は,予備注入試験で適用した粘土グ ラウト注入手法をプラグ設置前の拡幅部に適用し た。本注入試験は,以下の手順で行った。

(1) 試験孔の削孔

注入孔4本,観測孔1本を削孔する。

(2)透水試験(パルス試験1)

注入孔における透水係数を各孔ずつパッカーを 用い計測する。

(3) グラウト注入試験

予備注入試験結果に基づき,濃度02wt%から 8 Dwt% **\$ C(0 2 0 5 ,1 0 2 0 A 0 6 0 8 D**wt%) の粘土グラウトを段階的に注入する。

(4)透水試験(パルス試験2)

粘土グラウト注入後の湧水量の変化を計測する。 パルス試験は、予備注入試験と同様に15cm長の メカニカルパッカーを孔口にセットし,それ以深 を試験区間として100kPaのパルス圧を作用させた。

グラウト溶液の注入は,予備注入試験で使用し たグラウト注入装置(図5参照)を用い,注入圧 一定の静的注入方法を採用した。グラウトの注入 は4本の注入孔で同時に行い,注入圧は最大 500 kPa とした。注入圧の設定は,予備注入試験結 果を考慮して,低濃度の注入では低圧力,濃度が 高くなるに連れて注入圧も上げることとした。つ



図13 本注入試験のレイアウト

22

まり,予備注入試験よりは岩盤側へ孔口が設定されてはいるものの(予備注入試験では坑道拡幅部端部直近であったが,本注入試験では試験孔中心までの距離が15cm),掘削影響領域に集中した試験配置となっていることから,岩盤内部への確実なグラウト液の注入を行うことと,高圧で注入することによる床盤表面への直接のリークを避けるためである。設定した注入圧は濃度が020550kPa,40,60,80wt%の時500kPa,40,

粘土グラウトの注入は,予備注入試験と同様に 低濃度である02wt%から開始した。注入濃度は 一日一濃度あるいは二濃度とした。

- 4.3 本注入試験結果
- 1)試験工程

本注入試験の各項目の工程は以下の通りである。 (1)パルス試験

(2) グラウト注入

0 2wt% 10月20 21日

- 0 5wt%
 10月21 22日

 1 0wt%
 10月22日

 2 0wt%
 10月23日

 4 0wt%
 10月23日

 6 0wt%
 10月24日
- 8 Dwt% 10月24日
- (3)パルス試験
- 2)粘土グラウト注入結果

表3に各濃度における試験孔全体での粘土グラ ウト注入圧,注入時間,注入量の一覧を示す。ま た,各ベントナイト濃度ごとの注入量と時間の関 係を図14に示す。200kPaでの予備注入時間とは, 試験期間の効率化のために,200kPaで粘土グラウ トを供給した状態で図5の注入システムのバルブ を閉鎖し,試験孔内の残圧でグラウトを注入し続 けるというものである。このため,時間の経過と ともに圧力は減少している。図14ではこの部分は 帯状の塗りつぶしで示している。同日に濃度の交 換を行った注入濃度のグラフには予備注入時間の 記述はない。注入量の計算に関しては,予備注入

表3 本注入試験粘土グラウト注入結果

ベントナイト濃度 (wt%)	注入(kPa)	200 kPaでの予備注入時間 (min .)	設定注入圧での注入時間 (min.)	注入量(mL)
0 2	200	1 ,025	240	3 ,377
0.5	200	1 ,107	65	2 ,599
1.0	300	-	120	2 ,480
2.0	300	1 ,092	115	1 ,763
4.0	500	-	120	2 ,941
0. 6	500	1 ,047	110	7,392
0. 8	500	-	130	2 ,724



図14 各ペントナイト濃度における注入圧力,注入量の経時変化

サイクル機構技報 No.16 2002.9

時間のある濃度の場合、設定濃度以外での注入と いうことになるが,ここでは総注入量として合計 量を表中に示した。

図14から,設定した注入圧力においてそれぞれ の濃度における粘土グラウトの注入が可能であっ たことがわかる。予備注入試験の結果と同様に, 圧力設定のためにグラウト注入圧力を増加させる と,注入量は圧力とともに増加する。圧力が設定 値に達した後は,いずれの濃度の場合でもほぼ同 じ注入量で推移している。注入開始直後に注入速 度が最大値を示す理由として,注入孔のGd1,Gd2 が上向きであることが考えられる。つまり,配合 の切り替えごとに圧力を低下させるため、一度岩 盤内に押し込まれた粘土グラウトの一部が逆流し て流出したものと考えられる。本注入試験では岩 盤側へのリークは観察されず,注入したベントナ イト全量が岩盤内に注入されたと考えられる。

図15に注入濃度と注入量及びペントナイト注入 量の関係を示す。ペントナイト注入量は,粘土グ ラウトの注入量(mL)にベントナイト濃度(wt%) の1/100)を掛け合わせたもので,岩盤内に注入 したベントナイトそのものの量(g)を表すもので ある。図15から0 2wt%から2 0wt%まで注入量は 減少しており、亀裂の目詰まりが進行していると 考えられる。この時,同じ注入圧である02wt%, 0 5wt%(注入圧200kPa)及び1 0wt%, 2 0wt% (注入圧300 kPa)では注入流量の低下がほぼ同じ ように低下しているが, 圧力の変化する0 5wt% -1 0wt%間では注入量の低下は余り見られず, 圧力の上昇による注入量の増大効果が現れている と考えられる。

しかしながら,注入圧力が500 kPa に上昇する

10,000





と,40wt%のグラウトの注入量は増加に転じ, ベントナイト注入量も上昇する。これは,圧力が 増加したことによりこれまでに注入した低濃度の グラウトを押し流したためと考えられる。この傾 向は濃度6 0wt%でもっとも顕著であり、これま での濃度の上昇に伴うグラウト注入速度の低下が ここでは見られていない。予備注入試験で明らか になったように粘土グラウトの最適な注入圧力が あるとするならば,同じ岩種である本注入試験の 岩盤条件では,同じく4.0wt%にピークが現れる と予想される。しかしながら,図14の4.0wt%の 図からもわかるように,この濃度では注入速度が 上昇傾向にあったが,注入を中断してしまった。 このため,十分に4 0wt%濃度のグラウトが入り きっていなかったものと考えられる。図14の濃度 6 Dwt%ではグラウトの注入速度は一定であり, 同じく8 Dwt%においてグラウトの注入流量が大 きく減少していることから濃度の増加による目詰 まり効果が進行したものと考えられる。これらの 結果,注入が完全に行われなかったことを考慮し ても,40wt%から60wt%にグラウト注入の最適 濃度があると考えられる。

本注入試験では, グラウト注入時に岩盤表面へ の湧水は見られなかったが,注入孔周辺の半径 10 20 cm の領域で岩盤の表面が濡れているのが観 察できた。この濡れはGd1孔において顕著であり、 トンネル天盤に沿っても観察された。また、グラ ウト注入中, Gd3孔の孔口付近で小さな水泡が観 察された。この水泡は,40wt%,60wt%のグラ ウトを500 kPaで注入しているときに観察された が,60wt%の注入中に無くなっている。このこ とは,60wt%において目詰まりが進行したこと を示すものと考えられる。

一方,Gd3孔から30cm離れたところに掘削した 観測孔OBへのグラウトの浸透は確認されなかっ た。これより,坑道下端部ではグラウトの浸透範 囲は30cm以内であると考えられる。

3)粘土グラウトの注入効果確認

粘土グラウトによる透水性の改良効果確認のた め,試験孔Gd1 Gd4を用いてグラウトの前後で透 水試験を実施した。試験はパルス試験で パッカー にはグラウト注入に用いたものと同じメカニカル パッカーのものを使用した。試験結果を表4に示 す。パルス圧は最大で100 kPaで実施した。透水試 験中の岩盤表面へのグラウトの流出は観察されな

24

表4 透水試験結果

	透 水 係 数 (m/s)			
試験孔	グラウト前	グラウト後		
Gd1	7.36E 13	3.34E 13		
Gd2	1.75E 13	3.50E 13		
Gd3	1.54E 11	1.31E 11		
Gd4	3.22E 11	7.53E 12		

かった。10 "m/sオーダーであったGd4孔では透水 計数が1オーダー小さくなった。しかしながら, ほぼ同じ透水係数であったGd3孔は顕著な改良効 果は見られなかった。一方,10 "m/sオーダーと 非常に小さい透水係数であったGd1,Gd2孔の結 果は,Gd1孔では透水係数がわずかではあるが小 さくなったが,Gd2孔では反対に透水係数は大き くなった。しかし,いずれも10 "m/sオーダーと 非常に小さい値のままであった。

透水係数の改良の観点からは,試験孔で測定されたもとの透水係数が小さく,透水係数の改良は 確認されたものの顕著な効果は得られなかった。 これは,母岩の透水性が極端に低い岩盤であり EDZの幅も小さかったことから試験孔の配置が 健岩部に近かったためと考えられる。しかしなが ら,口元に設置するパッカーの固定性等を考慮す ると,これ以上のEDZ側への配置は難しいと判断 した結果である。

ここで,注入濃度02,05,20,60wt%の予 備注入保持におけるグラウト材注入時の200kPa からの圧力低下量を透水係数を反映する指標とし て整理した。つまり,予備注入保持の供給弁閉鎖 状態はいずれも17時間以上であることから,この 時の圧力低下量は,相対的な各注入孔の透水性に 依存すると考えられる。各予備注入保持時の注入 孔内の圧力低下を図16に示す。Gd1,Gd2孔はGd3, Gd4孔と比べて透水係数が小さく,これに対応す るように予備注入保持における圧力の低下が小さ い。また,図からGd1,Gd2,Gd4孔では20wt% までは予備注入保持における圧力低下度が徐々に 大きくなっているが,60wt%の時にはもとの圧 力低下量程度に圧力の維持能力が回復している。

一方,Gd3孔では全体において圧力の低下が著し い。その中でも05wt%で圧力の低下量が小さい が,他の濃度では圧力の低下量が大きく測定限界 値まで下がっており,他の孔では保持圧力が回復 している60wt%においても測定限界値以下のま



図16 各予備注入保持時の注入孔内の圧力低下

まである。透水係数の大小と圧力低下量の大小を 比較すると、グラウト注入前は、透水係数Gd4 Gd3 > Gd1 > Gd2, 圧力低下量Gd3 > Gd4 > Gd1 > Gd2, グラウト注入後は、透水係数Gd3 > Gd4 > Gd2 Gd1, 圧力低下量Gd3 > Gd4 > Gd1 > Gd2, で あり,ほぼ相関がある結果となっている。とくに、 Gd3孔では圧力低下量が大きく、グラウト注入前 と同様に保持圧力が測定限界値まで下がってお り、透水係数がほとんど変化していない結果とも 一致する。

5.まとめ

カナダのAECL との共同研究として実施してい るトンネルシーリング性能試験においてプラグ周 辺部に発生すると考えられる掘削影響領域を対象 にした粘土グラウトの注入試験を実施した。実施 した試験は本注入試験を行う坑道と同スケールの 試験区域において実施した予備注入試験,及び本 注入試験である。予備注入試験では,釜石原位置 試験で確認された粘土グラウトの注入手法がカナ ダの岩盤において適用できることを確認し,本注 入試験において粘土グラウトの注入効果及びそれ による透水係数の改善状況を把握した。

試験の結果,グラウトの注入性に関しては,予 備注入試験及び本注入試験の結果を総合して,本 試験の圧力及びベントナイト濃度の範囲では,圧 力500kPa,ベントナイト濃度が4.0から6.0wt%が 多くのベントナイトを岩盤内に注入できることが わかった。また,透水係数の改良としては,岩盤 が健全であったことから効果は小さかったものの グラウトの注入により透水係数が低下することを

確認できた。

今後,抽出された課題を改良して,国内の地下 研究施設等における適用性を確認し,高レベル放 射性廃棄物処分場における粘土グラウト技術の確 立に資していく予定である。

謝辞

本試験を実施するに当たって,カナダAECLの Neil Chandler 氏には試験実施のための人員確保, 試験工程の調整等ご協力いただいた。同じくPaul Thompson 氏にはカナダの岩盤におけるグラウト 注入の実績等についてご指導いただいた。また, Edo Kozak 氏にはパルス試験を実施していただき 透水係数のデータを取得していただいた。鹿島建 設株式会社の升元一彦氏には試験の実施をサポー トしていただき,戸井田克氏には試験結果の解釈 について助言をいただいた。藤田朝雄氏(現在, 原子力発電環境整備機構に出向中)には,試験の 実施に当たり助言をいただいた。ここに記して感 謝の意を表する。

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 分冊2", JNC TN1400 99 022(1999)
- 2)藤田朝雄 杉田裕: "JNC/AECL共同研究 トンネ

ルシーリング性能試験の現況について - ",サイクル 機構技報, No.1, p.79 84(1998)

- 3) N.Chandler, D.Dixon et al. : "An in situ Demonstration of Technologies for Vault Sealing ", Proc. 19th Annual Conference of Canadian Nuclear Society (1998)
- 4) K.Masumoto, Y.Sugita, et al. : "Trial of Bentonite Grouting into the EDZ at AECL's Underground Research Laboratory ", Proceedings of 29th Symposium on Rock Mechanics, pp.36 42(1999)
- 5) Y.Sugita, T.Fujita, et al. : "Clay-based grouting into the EDZ for the vault sealing ", MRS 1999 fall meeting, pp.331-336(1999)
- 6) 升元一彦,藤田朝雄,他:"埋め戻し技術における プラグ周辺への粘土グラウトの適用試験",平成11年 度日本応用地質学会研究発表会,pp.231 234(1999)
- 7) N.Chandler, R.Read et al. : "In situ Stress Measurement for Nuclear Fuel Waste Repository Design ", in Aubertin, M., Hassani, F. and Mitri, H (eds.), Rock Mechanics Tools and Techniques, pp.929 936, Balkema (1996)
- 8) R.Read : "Characterization Excavation Damage in Highly-Stressed Granite at AECL's Underground Research Laboratory ", Proc. EDZ Workshop, Int. Conf. Deep Geological Disposal of Radioactive Waste, Canadian Nuclear Society, pp.35 46 (1996)
- 9) 杉田裕 藤田朝雄: "原位置における粘土グラウト試 験",第27回岩盤力学に関するシンポジウム, pp.276 280(1996)
- 10) H.Ramey, R.Agarwal, et al. : "Analysis of 'Slug Test' or DTS Flow Period Data ", Jour. Can. Petroleum Technology, vol. 14, pp. 37 45(1975)



Dev elop ment of Safeg uard Technolog y for Plutonium I nv entory Verification in a Glove Box during Facility Maintenance - Dev elop ment of Holdup Monitor System (HMOS) -

Hironobu NAKAMURA Takashi HOSOMA Izumi TANAKA

Reprocessing Division, Tokai Reprocessing Center, Tokai Works

JNCOMOX製造施設では、グローブボックス(GB)に残留するPu及びU(ホールドアップ)に対し、大型の中性子測定装置をGB側面に配置して計量管理及び査察が行われている。しかしながら、設備更新期間中は汚染防止エリアをGB周囲に設置するため、測定に代えて高感度の監視ができるよう、ホールドアップ監視システム(HMOS)を開発した。本システムでは、GBの上下外側に小型の[®]He検出器を配置して全中性子数を常時モニターするが、バックグラウンド中性子への対策を行い、GB中央で30gP(u)の感度を得た。199年から1年間、実際に査察で使用され、中性子数の直線的な増加傾向、工程室の湿度による12%の変動、Pu付着物のGB内移動に対する鋭敏な反応等が明らかになった。

In MOX facilities in JNC, Pu & U residue in the glove box(called" Holdup") has been measured and verified by an inspector by setting large neutron detectors beside the glove box(GB). However, it is difficult to apply such methods during plant maintenance, because the contamination control area is set up around the GB. JNC developed the "Holdup Monitor System(HMOS)" to enable sensitive monitoring instead of measurement. It has ³He detectors up and down the GB and counts the total neutron rate. The detectors are shielded from neutrons by the background and the sensitivity is 30g() for Pu in the middle of GB. From 1998, this system was used for inspection for about one year. As a result, a linear increase in count rate, fluctuation(1 2%) due to humidity in a room and sensitive change of count rate occurred by movement of Pu material in the GB were obtained.

キーワード

グローブボックス , MOX , ホールドアップ , 検認 , 設備更新 , 中性子 , 連続監視装置 , 保障措置 , 査察 , プル トニウム , C/S

Glove Box, MOX, Holdup, Verification, Facility Maintenance, Neutron, Continuous Monitoring System, Safeguard, Inspection, Plutonium, C/S Containment and Surveillance)



*現在:日本原燃株式会社 再処理事業部 建設試運転事務所 技術支援部 混合脱硝支援グルーフ

1.はじめに

プルトニウム転換技術開発施設(以下,転換施 設)では,東海再処理工場で分離精製された硝酸 プルトニウム溶液を 硝酸ウラニル溶液とPu/U比 が約1になるように混合し,マイクロ波加熱直接 脱硝法によって「もんじゅ」及び「常陽」用 MOX 原料粉末に転換している。

転換に用いる設備・機器はグローブボックス内 に設置され,グローブボックス間では,気流輸送 方式を用いて MOX 粉末を移送する。このため, 搬送容器から気流輸送装置に粉末を送り込む際, また気流輸送装置から次のグローブボックス内の 搬送容器に粉末を落とし込む際に, 少量ながら, グローブボックス内に粉末が飛散する。搬送容器 内にも少量の粉末が滞留する。

これら飛散・滞留粉末 (ホールドアップ)には プルトニウムが含まれるため, GBAS (Glove Box Assay System) X & HBAS (Holdup Blender Assay System)と呼ばれる定量装置を用いて計量管理を 実施し,国とIAEAによる査察(在庫検認)を毎 月受けている。

GBAS(HBAS)の検出器は平板状幅1,000mm × 高さ1,700mm × 厚さ80mm)であり,2枚の検出 器でグローブボックスを挟み込むように設置す る。飛散・滞留粉末から発生する中性子はこの検 出器に入射し,同時計数装置によってプルトニウ ムの自発核分裂による中性子のみが選択的に計数 されいプルトニウム量が定量される。毎月の査察 の都度、この大型検出器をグローブボックスの脇 に設置するために, グローブボックスの周囲に2 m程度のスペースを確保しなければならない。

転換施設ではグローブボックス内の設備の老朽 化に伴い,1998年6月~1999年7月にかけて設備 更新工事を行うことになったが,作業安全と汚染 コントロールの為にはグリーンハウスと呼ばれる 大きなビニール製のテントが不可欠であり,図1 (設備更新時)に示すように、グローブボックスの 周囲には、測定に必要なスペースが残らない。

転換施設のホールドアップ検認対象グローブ ボックスは図1のようにすべて同じ工程室に設置



設備更新時(工事中)

図 1 転換施設の工程室内グローブボックス配置図及びグリーンハウス設置状態図 されていることから,グリーンハウスがグローブ ボックス表面まで接近せざるを得ない状況であ り,従来の方法による在庫検認の実施ができない ことが分かった。グリーンハウスの縮小及びグ リーンハウスの設計変更は,作業安全上十分な広 さを取ることが必要であることから不可能であ り,プルトニウム在庫に対しては月1回の在庫検 認の実施も保障措置上必要であることから,設備 更新と両立しうる在庫検認手法の考案が必要であ った。

そこで, グローブボックス内のプルトニウム量 が工事期間中は一定である(工程運転がないため) ことに着目し, 工事直前に従来の方法で査察を受 けると同時に, その時点から小型・高感度の中性 子連続監視装置を作動させ, 査察を継続する方法 を考案した。この方法により, 工事前に定量され たプルトニウム量が, 工事期間中も変化していな いことを証明できる。

更新工事には,粉末が少量付着した古い設備を グローブボックス外に搬出し低放射性固体廃棄物 とする作業も含まれるが,このような作業が予定 されておらずプルトニウム量が全く変化しないグ ローブボックスが3基あった。そこで,設備更新 と保障措置を両立させるため,これらのグローブ ボックスに対するホールドアップ監視システム (HMOS: Holdup Monitor System)を開発・設置 した。更新対象グローブボックスについては,工 事前のクリーンアップによって,ホールドアップ を可能な限り低減した。

本技術報告では,ホールドアップ監視システム の設計から査察への適用,データの解析結果まで をまとめた。

2.装置の概要

2.1 検出器の設計概念

ホールドアップ監視システム(HMOS)の開発 に際して,以下の4つの項目に重点を置いて設計 を行った。

① 工事開始前にGBASで定量したプルトニウム 量が工事中も一定に維持されていることを証明 するため、同時計数法ではなく、全中性子測定 法を採用した。同時計数法では、高い中性子検 出効率が必要で、大型検出器が必要となるのに 対し、全中性子測定法では、検出器が小型化で き、グロープボックス上の狭いスペースに組み 込んで連続監視が可能となるからである。

- ② 核物質の転用やグローブボックスからの抜き 取りに対し、感度よく検知できるようにするため、中性子検出器をグローブボックスの上下に 設置し、グローブボックスのあらゆる場所からの核物質の抜き取りや転用に際し感度よく検知 できるようにした。
- ③ 連続監視装置・査察機器としての機能を果た すために,無停電電源装置を設置し,検出器及 びキャビネットに査察用封印が取付けられるよ うにした。
- ④ 開発コストを抑えるために、ハードは既存の ものを改造し、ソフトは実際に査察現場で使用 されているものをそのまま用いた。

以上の設計概念を反映させて,ホールドアップ 監視システム(HMOS)を開発した。その概念図 を図2に示す。P14B01と表されているものがグ ロープボックスであり,その上下を中性子の検出 器で挟み込むようなシステム構造で,3基のグ ロープボックスにそれぞれHMOSを1セットず つ設置した。

2.2 中性子検出器

写真1にグローブボックス天井に設置した中性 子検出器(Type A)を,写真2にグローブボック ス下部に設置した中性子検出器(Type B)をそれ ぞれ示した。Type A検出器は,燃料集合体用に市 販されている中性子検出器の一部を利用し,工程 室の高いバックグラウンド中性子を低減するため に,高密度ポリエチレンとCdで遮蔽を施した。

Type B検出器は,図2に示したようなグローブ ボックス下部の,グローブボックス遮蔽体との間 の非常に狭いスペースに設置するために,特別に 設計・製作したものである。Type Aと同様に,バ ックグラウンド中性子を低減化するためにポリエ チレンとCdの遮蔽体を設置した。Type A中性子検 出器は6本の³He気体充てん管,Type B検出器は 1本の³He気体充てん管で構成されており, 1kgPuのホールドアップからの全中性子数の変 動を計測するには十分な検出効率を有している。 本検出器は,JNCが基本設計を行い,米国キャン ベラ社が詳細設計及び製作を実施したものである。

表1には,従来の測定装置(GBAS)とホール ドアップ監視システム(HMOS)の比較を一覧表



写真1 Type A 検出器【天井設置タイプ】



写真2 Type B 検出器【GB 下部設置タイプ】



図2 ホールドアップ監視システム (HMOS) の概念図

	GBAS	HMOS		
測定方法	同時計数法	全中性子法		
按出器处形式法	170 cm(H)×100 cm(L)	50 cm(L) × 33 cm(W) × 20 cm(H)(Type A)		
快山岙外形门法	× 8 cm(W) 二枚一組	70 cm(L) × 9 cm(H) × 5 cm(W)(TypeB)		
(, n) 反応の影響	原理的になし	大きい		
BG中性子の影響	有り	高密度ポリエチレンにより遮蔽		
中性子検出効率	約5%	1 2%(Type A)及び0 .12%(Type B)		
質量	約200kg/ 1 枚	Type A:約12kg,Type B:約 2 kg		

表1 GBASとホールドアップ監視システム(HMOS)の比較

にしてある。GBASがプルトニウムの定量を目的 としたものに対し、HMOSは定性的にプルトニウ ム量を監視すること、小型かつ軽量で工事に影響 を与えないことを目的としていることから効率は 低いものになっている。

23 計数装置及び解析コンピューター等

検出器と計数装置及び解析コンピューターの接 続状態は図2の概念図に示したとおりである。計 数装置は,同時計数法によるプルトニウムの定量 に用いられていたキャンベラ社製のJSR 12シフ トレジスターの計数回路を用いた。JSR 12は2つ の信号入力ポートを有しており, Type A検出器か らのパルスを主端子に入力し, Type B検出器から の入力を副端子にそれぞれ入力し,全中性子の連 続測定に適用した。高圧電源(1,700∨)・増幅回 路用電源(+5∨)及び出力信号用ケーブルの3 線でJSR 12と検出器間は接続されている。ケーブ ル長は12m程度であり信号の減衰を考慮するとこ れ以上長くできない。ノイズ影響防止対策として, 出力信号ラインケーブル等は,コンジットパイプ **中に収納した。解析コンピューターは**JSR 12とRS 232C 端子間で接続し、ソフトウェアによる JSR 12 の制御等を実施している。機種は, Toshiba製B5 サイズノート型のものを採用し, OSはWindows3.1である(DOSベースで連続データ収集ソ フトを稼動させるため)。周辺機器を含めたキャビ ネット内の構成を写真3に示した。

2.4 データ収集・解析ソフトウェア

連続モニタリングを実施するソフトウェアとし て実績のある LANL製SR COLLECTを用いた。解 析用ソフトウェアは, LANL製SR GRAPHをそれ ぞれ用いた。

25 周辺機器

電源喪失時のシステムダウン,データ喪失を防 止するために,施設の準重要系からの電源供給及 び無停電電源装置による瞬停時のバックアップを 構築している。その他,印字装置を付属させたほ か,キャビネット及び検出器は,人為的な改造や, 機器変更を防止するため,査察側の封印が取付け られる構造になっている。



写真3 制御キャビネット内構成

- 3. HMOSの性能
- 3.1 測定値のばらつき

HMOSを設置したグローブボックスは,図2の 概念図に示したようにP14B01(HMOS 1),P14B02 (HMOS 2),P15B01 (HMOS 3)の3基である。 図3にHMOS 3から得られた計数値を規格化し たものを示してある。計数値のばらつきはHMOS 1のもので±0.16%(1)程度,HMOS 3のも ので±0.18%(1)程度である。計数値がわず かに上昇しているのは,Pu 241の崩壊によりAm 241が生成し,中性子の放出数が増加するためであ り,定性的に説明できる。また,計測器のゆらぎ や湿度変化により変動中心のずれが観測されるも



5つき 5つき

のの一定した計数値のばらつきがあることが分かった。このばらつきは,本システムの感度(プルトニウム量の変化の検出感度)を大きく決定する。

32 感度

ホールドアップ監視システム (HMOS) がどの 程度の感度を有しているのかを調査するために、 グローブボックス内に既知量のプルトニウム粉末 を配置し, Type A(天井)及びType B(下部)検 出器の測定値の変化から,プルトニウム量の変化 に対する検出限界を計算により算出した。図4に 示したようにHMOS 1において位置を1~5ま でそれぞれ MOX 粉末 (MOX 中の Pu: 126g) を配 置した。そのときの計数値の増加をType A及び Type B についてそれぞれ表2 に示した。感度は, 通常の計数値のばらつきを正規分布とした場合, その3 限界以上の計数値の変動が検出された場 合として評価した。その量は表2中の検出限界値 で示した。これによれば,3 でHMOS 1は16 90gPu ,HMOS 2113 29gPu ,HMOS 3118 66gPu の感度をそれぞれ有していることが分かった。 HMOS 2,3については, グローブボックスの高さ



図4 感度測定用試料配置図(番号はサンプルの位置)

がHMOS 1に比べて低いことから,より良好な感 度を有している。表2によれば,下方向に粉末を 移動させた場合, Type A検出器の計数値は減少 し, Type B検出器の計数値が上昇するのが分か る。この場合,中心付近の感度が上下端の約2割 と最も低下するが,上下方向を検出器で挟むよう なシステムをとり、グローブボックス全体での感 度低下を補っている。表中のcps/gPuは,計数値 の増加分(粉末を入れたときの計数値 - 何も入れ ていないときの計数値)を粉末中のPu量(126gPu) で除したものである。つまり,1gPuあたり何力 ウント計数するかを示している。何も入れていな い状態で,1点データ(cps)を採取するのに300 秒測定実施した場合,そのデータのばらつき(標 準偏差)は±484cps(Type A)であるから,そ の誤差範囲を超える(3)プルトニウム量は, 例えば4 84cps/0 81(cps/gPu) = 18gPuとなり, 1番目の位置における感度が, 18gPuとなる。グ ローブボックスにより異なるがシステムとして は,両検出器を合わせたもので評価するため, 16 gPu ~ 90 gPu の感度を有することが分かり,核 物質の移動に対し敏感に検知することが技術的に 可能となった。

4.測定データ解析

4.1 連続測定データ

図5は,1998年6月の実在庫検認時から1999年 7月の工事終了時までのホールドアップ監視シス テム(HMOS)の連続測定記録を初期値を1とし て規格化したグラフを示した。これによれば,脱 硝体を測定しているHMOS1(TypeA)検出器 の計数値がおよそ1年間で35%,HMOS1(Type B)では15%それぞれ上昇傾向が観測されている のに対し,他の検出器は10ヵ月でおよそ5~8% 程度の上昇であった。

表2 感度測定結果

	Type A検出器				Type B検出器					
サンプル の位置	全中性子 計数値 (cps)	標準 偏差 (± cps)	1 gPu当たり の計数値 (cps/gPu)	検出限界 値(3) (gPu)	全中性子 計数値 (cps)	標準 偏差 (± cps)	1 gPu 当たり の計数値 (cps/gPu)	検出限界 値(3) (gPu)	6B当たりの 検出限界値 (3;gPu)	
なし	3 ,129 .35	4.84			1 ,072 .96	2 .11				
1	3 ,231 ,50	3 28	0.81	18	1 ,065 .40	1.88	- 0 .06	NA	18	
2	3 ,181 .60	3 26	0 41	35	1 ,076 .70	1.89	0.03	211	35	
3	3 ,149 .90	3 24	0 .16	91	1 ,082 .20	1 .90	0.07	90	90	
4	3 ,138 .00	3 23	0.07	207	1 ,093 .60	1.91	0 .16	40	40	
5	3 ,139 .00	3 23	80. 0	182	1 ,123 20	1.93	0 40	16	16	

技術報告


図5 HMOS連続測定データ(1998年6月~1999年7月)

この測定期間中,計数値の著しい減少は観測さ れておらず,バッグアウト作業等による核物質の グロープボックス外への移動又は転用がなかった ことを示すことができた。モニターである以上, 計数値は一定で推移することが望ましいが,MOX 粉末中への不純物(水分等)の影響や,核的崩壊 により,計数値は必ず上昇傾向を示す。また,実 際は,グロープボックス内の湿度変化により計数 値がなだらかに変化(変化後はもとに戻る)した り,グロープボックス内の容器の移動等により段 階的に変化したりすることが観測されている。こ れらの計数値の変化は,以下の4つの要因に基づ くことを明確にすることで,ホールドアップ量が 一定であることを査察側に示すことができた。

4.2 グローブボックス内の湿度変化による計数 値の変動

転換施設内は常時空調管理を行っているが,季 節の変化,空調設備のメンテナンス及び工程室内 に大勢の人間が居る場合,工程室の湿度や温度が 上昇し,その空気を直接取り入れているグローブ ボックス内の湿度や温度が変化する。図6は,あ る期間におけるグローブボックス近傍の温度と相 対湿度の経時変化を示したものである。湿度は 21%~62%まで大きく変化しており,温度は25 付近で安定していることが分かる。転換施設は年 間を通じて温度がほぼ一定のため,空気中に含ま れている水蒸気の重量は,相対湿度値に比例して いるとみなすことができる。

一方,図7には温度・湿度変化のグラフと同時 期における、グローブボックス内のホールドアッ プ監視システム(Type A検出器)による計数値の 経時変化を規格化して示した。これによれば,図 6の湿度変化とは対照的に,湿度が上昇すると計 数値が減少し、湿度が下降すると計数値が増加し, もとの値になることが観察できる。Type B検出器 の計数値の変動がわずかなことから、これは湿度 増加に伴い,ホールドアップ粉末と検出器間(1~ 4m)の空気中に軽元素(水分)がより多く含ま れたことによる中性子との散乱もしくは吸収によ る相互作用によるものと考えられる²⁾。湿度変化 40%で計数値の変動はおよそ2%程度である。湿 度変化による計数値の変化は段階的ではなくなだ らかな変化であることから、通常のグローブ作業 におけるプルトニウムの移動等による有意な変化 ではないことが確認できる。

4.3 グローブボックス内機器・粉末の移動による 計数値の変動

グローブボックス内のホールドアップ量を変化 させない場合でも,一時的な保守作業により,グ ローブボックス内でプルトニウムが付着している 固体廃棄物や機器を移動させることがある。こう いった作業を行った場合,検出器からプルトニウ



図6 ある期間における温度及び湿度の経時変化



図7 図6と同期間におけるホールドアップ監視システムの計数値の変動(Type A検出器)

ムが付着した廃棄物等までの距離が短時間のうち に変化するため,計数値に段階的な変化を観測す ることができる。湿度変化によるなだらかな変化 とは異なり,段階的な変化が表れる。図8は,グ ローブボックス内でプルトニウムが付着している 機器を移動させたときの時間に対する計数値の変 化を示したものである。これによれば,段階的 (階段状)の変化が数箇所観測でき,グローブボッ クス内の物の移動であることが分かる。ホールド アップ監視モニターの感度に満たない量の移動に ついては検出することができない。検認を行う上 では,これらの作業が何を実施した結果によるも のかを,作業内容・日時・移動であれば方向を詳 細に記入した作業記録を検認の前に査察官に申告 する必要がある。



図8 グローブボックス内機器・粉末の移動による計数値の変動グラフ

4.4 脱硝粉末の吸湿による計数値の変動及び核 的崩壊による計数値の変動

P14B01のホールドアップ粉末は,脱硝後の粉末 であり,吸湿性が還元熱処理の粉末に比べより高 い性状をもっている。これに対しP14B02,P15B01 の粉末は還元熱処理を行っていることから,比較 的流動性がよく,ほとんど水分含有率も変化しな い。図5に示したようにHMOS1(P14B01)の計数 値はおよそ387日間でType Aが32 4%,Type Bが 15 5%それぞれ上昇した。またHMOS2(P14B02) の計数値はおよそ321日間でType Aが5 3%,Type Bが8 4%,HMOS3(P15B01)の計数値は321日 間でType Aが6 3%,Type Bが5 5%の上昇傾向が みられた。全体的に共通して主に崩壊(²⁴¹Pu ²⁴¹Am)による線放出増加による¹⁸Oの(,n)

反応の確率が増加したことによる中性子数の増加で,解析した結果,およそ1年間で5%未満と考えられる。

HMOS 2及びHMOS 3においては,含水率及び 吸湿性の低い粉末であることから,吸湿による影響はほとんどなく,計数値の増加の主要因が核的 崩壊によるものであることが分かった。HMOS 1 については核的崩壊分約5 5%(387日)を差し引 いても Type A で26 9%及び Type B で10 0%の増 加が確認できる。この増加の主要因は,脱硝粉末 の吸湿特性によるもので,乾燥状態のPuO2 (25%²⁴⁰Pu)に6 wt %の水分が付加された場合, 24%の(,n)反応に関する中性子が発生する ことが報告されている³⁾。よって 脱硝後のホール ドアップに水分等が付加し,結果的に24%程度の 計数値の上昇が生じたものと考えられる。

一方, Type A と Type B の計数値上昇率の違い は,ホールドアップ粉末のグローブボックス内の 分散状態及び検出器の位置等に依存したものと推 察される。

5.総括

ホールドアップ監視システム(HMOS)を開発, 設置,運用することにより,設備更新工事の安全 確保ならびにホールドアップの在庫検認を両立す ることができた。HMOSは,一般的にプルトニウ ムを定量するために使用している同時計数法を採 用するのではなく,全中性子法を新たに採用した。 全中性子法は,中性子のバランスが変化すると敏 感に計数値が変化するので,この種のモニターに は最適な選択であると考えられる。

ホールドアップからの中性子は,グローブボッ クス内の湿度変化により計数値が連続的に,グ ローブボックス内プルトニウム付着物の移動によ り,計数値が段階的に変動することが分かった。 その他,計数値が連続的に上昇している傾向が観 測され,これらは,脱硝粉の吸湿効果による粉末 中の不純物としての水分含有率が上昇したこと, 主に²⁴¹Puの核的崩壊による(,n)反応による 中性子発生数の増加によることが分かった。ホー ルドアップ監視システムの中性子検出器の効率は 1%程度ではあるが &~90gPuの有為なプルトニ ウム粉末のグローブボックス外移動に関する高い 感度を有しており,およそ1年間の更新工事期間 中の一定量プルトニウム在庫を問題なく監視する ことに成功した。

HMOSは,固体廃棄物の移動を伴わない程度の 範囲でグローブ作業及び連続操業を可能とするほか,HMOSでグローブボックス中のプルトニウム 量を連続的に把握するとともに,機構が開発した GBASで定期的にプルトニウムを定量することに より, グローブボックス内プルトニウム在庫に対 する保障措置を効率的に強化できると考えられる。

6.謝辞

本装置を査察機器として運用するにあたり,貴 重な技術的助言を頂いたロスアラモス国立研究所 (LANL)のDr. H.O.Menlove氏に深く感謝致します。

参考文献

- 1) D. Reilly, et al.," Passive Nondestructive Assay of Nuclear Materials ", 457 491(1991)
- 2) D. Reilly, et al.," Passive Nondestructive Assay of Nuclear Materials ", 357 377(1991)
- **3**) D. Reilly, et al." Passive Nondestructive Assay of Nuclear Materials ", 407 418(1991)

技術報告



Planning of Low Level Radioactive Waste Management Program

Teruo YAMASHITA Masayuki YONEYA Tsutomu TANABE Masayuki KOAKUTSU Yasuaki MIYAMOTO

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

低レベル放射性廃棄物管理プログラムは,サイクル機構において発生する低レベル放射性廃棄物を今後,安全 かつ合理的に処理処分していくため,その発生から処理,保管,処分に至るまでの総合的な管理計画を取りまと めたものである。

内容としては,処分の制度化等の検討状況を調査整理するとともに対象とした低レベル放射性廃棄物の種類,物量,放射能濃度等のデータを整備し,これらの廃棄物の適切な処理処分方策案を検討し設定した。また,それらの処理処分方策を実現するための課題と基本的な計画を示した。

今後は 廃棄物管理プログラムに従って低レベル放射性廃棄物の処分に向けての具体的な作業を進めていくが, その際,技術開発の成果や国による制度化の進ちょく等に応じて適宜計画を見直すなど柔軟に対応していく必要 がある。

In order to treat and dispose of the low level radioactive waste generated from JNC sites safely and rationally, a comprehensive plan managing the generation, treatment, storage and disposal of waste, was formulated. The plan is called" Low Level Radioactive Waste Management Program."

Taking into consideration an institutionalization of disposal and based on an investigation of waste properties (type, amount, activity concentration), the appropriate treatment method for disposal was studied, and a fundamental plan for conducting the Low Level Radioactive Waste Management Program was presented.

To achieve disposal of low level radioactive waste, concrete measures will be taken according to the Low Level Radioactive Wastes Management Program.

The plan will be improved suitably by the result of technical development, and will be reconsidered flexibly after institutionalization by the government.



キーワード

低レベル放射性廃棄物管理プログラム,低レベル放射性廃棄物,廃棄物処理,廃棄物処分,基本実行計画,発電 所廃棄物,超ウラン核種を含む放射性廃棄物,焼却,圧縮,溶融

Low Level Radioactive Waste Management Program ,Low Level Radioactive Waste ,Waste Treatment, Waste Disposal, Action Plan ,Power Plant Waste, TRU(transuranic)waste, Incineration, Compaction, Melting

1.はじめに

核燃料サイクル開発機構(以下,サイクル機構) においては,原子力発電所からの使用済燃料の再 処理に伴って発生する高レベル放射性廃棄物とそ れ以外の多種多様な低レベル放射性廃棄物が発生 する。これらの放射性廃棄物は,関連する法律や 各事業所において定められた規則に従い安全に保 管している。

高レベル放射性廃棄物については,2000年6月 に「特定放射性廃棄物の最終処分に関する法律」 が公布され,処分への道筋が示されたところで, 低レベル放射性廃棄物についても,今後,これを 処分に適した形態に処理し,安全に処分するため の道筋を示していく必要がある。

本「低レベル放射性廃棄物管理プログラム」(以下,廃棄物管理プログラム)は,サイクル機構に おいて発生する低レベル放射性廃棄物を今後,安 全かつ合理的に処理処分していくため,その発生 から処理,保管,処分に至るまでの総合的な管理 計画を取りまとめたものである。

なお,廃棄物管理プログラムが対象とした低レ ベル放射性廃棄物は,サイクル機構の原子炉施設 や核燃料サイクル関連施設などから発生する放射 性廃棄物であり,「高レベル放射性廃棄物」,「鉱山 保安法適用の鉱業不要物」,「廃棄物処理法適用の 一般廃棄物や産業廃棄物」は対象外にしている。

「放射性廃棄物の安全な処理処分は、これを発生させた者の責任において行われることが基本である。」という国の方針の下、サイクル機構では、中長期事業計画において、「サイクル機構が保有し、また今後発生する放射性廃棄物等については、安全性の確保を前提に、有効利用も考慮しつつ、コストミニマムの処理処分方策を追求する。」との方針を定め、低レベル放射性廃棄物について処理処分方策の本格的な検討に取り組み、外部評価を受けながら、本計画を取りまとめてきた。

廃棄物管理プログラムの取りまとめにあたって は,国による安全規制・基準等の策定や処分制度 の整備(以下,制度化)の進ちょく等を踏まえつ つ,安全性の確保を前提にコストミニマムが図ら れるよう留意した。また,取りまとめの過程で見 出された課題についても整理し,今後それらを解 決していくため,サイクル機構の全体事業計画へ 反映しながら段階的に進めていく計画とした。

今後は,廃棄物管理プログラムに従って低レベ ル放射性廃棄物の処分に向けての具体的な作業を 進めていくとともに,技術開発の成果や国による 制度化の進ちょく等に応じて適宜計画を見直すな ど柔軟に対応していく。

なお,この廃棄物管理プログラムは,研究開発 課題評価委員会における外部の有識者による評価 結果を踏まえて取りまとめ,2002年3月に原子力 委員会に報告し公開しているものである。

2.処理処分に向けたわが国の取り組み状況

2.1 放射性廃棄物の区分

放射性廃棄物は,原子力発電所や核燃料サイク ル関連施設から発生するものが大部分を占める が,教育,研究,医療,産業等の広範な活動から も発生する。

原子力委員会は,これらの放射性廃棄物を次の ように発生源により区分し(図1参照)²,それぞ れの処理処分の基本的考え方を順次取りまとめて きた。これを受けて,原子力安全委員会は,安全 規制・基準等の審議を進めている。

① 「**発電所廃棄物」**:

原子力発電所等から発生する低レベル廃棄物 ② 「サイクル廃棄物」:

再処理施設や燃料加工施設などの核燃料サイク ル関連施設から発生する放射性廃棄物

- ・使用済燃料の再処理に伴い発生する「高レベル 放射性廃棄物」
- ・再処理施設及びMOX燃料加工施設から発生す る「超ウラン核種を含む放射性廃棄物」
- ・ウラン燃料加工施設やウラン濃縮施設から発生 する「ウラン廃棄物」



図1 わが国の核燃料サイクル等から発生する放射性廃棄物

③ 「RI·研究所等廃棄物」:

RI(放射性同位元素)の使用や原子力の研究開 発等に伴い発生する放射性廃棄物(発電所廃棄物 やサイクル廃棄物に相当するものは各々の処分方 策に準じて処分を行うことを基本とするとされて いる)

なお,上記のうちの「高レベル放射性廃棄物」 以外は,すべて低レベル放射性廃棄物に分類され ている。

22 制度化の状況

低レベル放射性廃棄物については,発電所廃棄 物の処理処分方策の検討が先行して進められ,安 全規制・基準等にかかわる関係法令等が整備され ており,既に,日本原燃(株)による埋設の事業が 青森県六ヶ所村において進められている。

原子力委員会は,発電所廃棄物に引き続き,順次,「RI・研究所等廃棄物」²⁾,「超ウラン核種を含む放射性廃棄物」³⁾及び「ウラン廃棄物」⁴⁾の処理処分の基本的考え方を取りまとめ,これらの廃棄物については,放射能レベルに応じて既存の処分方法を適用し「トレンチ処分」、「コンクリートピット処分」、「一般的な地下利用に対して十分余裕を持った深度への処分(50~100m)(以下,「余裕深

度処分」という)」³⁾及び,「地層処分」に区分して 処分することが適切との考え方を示した。これを 受け,現在,原子力安全委員会は,各種廃棄物に 共通の安全規制の考え方について審議しており, 今後,指針,基準等の策定及び関係法令等の整備 が順次進められていくと思われる(表1参照)。

低レベル放射性廃棄物の処分対策については, 原子力長計⁽²⁾において,「放射能レベルの高低,含 まれる放射性物質の種類等が多種多様であること から,発生源にとらわれず処分方法に応じて区分 し,具体的な対応を図る」こととされている。

サイクル機構の研究開発に伴い発生する低レベ ル放射性廃棄物を含むRI・研究所等廃棄物の処理 処分については,処分地の立地調査等を進めるた め,2000年12月に「(財)原子力研究パックエンド 推進センター」が設立され,その事業化に対して, サイクル機構,日本原子力研究所(社)日本アイソ トープ協会が密接に連携して,積極的に協力・支 援していくこととしている。同センターでは2010 年代の処分場の操業開始を目指して立地調査等を 進めている。なお,高レベル放射性廃棄物につい ては,地下数百メートル以深の安定な地層に処分 (地層処分)するという原子力委員会の方針に基づ き,研究開発が進められてきた。2000年6月には,

			原子力委員会			原子力安全委員会		安全規制に係る関係法令等			
廃棄物の区分			処 分 方 策	実施体制 責任分担	安 全 規 制 の 基本的考え方	放射能濃度の上限値等 具体的基準	安全審査 指 針	政 令	規則	技 術 的 細目告示	
高レベル放射性廃棄物			検討済		検討済	- 今後検討		今後整備			
	原子炉	放 射 能 レ ベ ル の 比 較 的 高 い も の (炉 内 構 造 物 等)	ベ ル の い も の 検討済 造 物 等)		検討済	検討済	検討中	整備済	今後	整備	
低レベル放射	施設から	放射能レベルの低いもの (均質固化体、雑固体等)				検討済	検討済	整備済	整備済		
	発 生 す る	放射能レベルの 極めて低いもの (コンクリート等廃棄物)	検討済	検討済	検討済	検討済	検討済	整備済	整備済		
	廃 棄 物	放 射 能 レ ベ ル の 極 め て 低 い も の (金 属 等 廃 棄 物)	: レベ ル の 低 い も の 等 廃 棄 物)		検討済	検討中	整備済	今後整備			
生 発 棄	超ウ	ラン核種を含む廃棄物	検言	讨済	検討中	今後検討			今後整備	1	
沕	ゥ	ウ ラ ン 廃 棄 物 検討済		讨済	検討中	今後検討			今後整備		
	RI	・研究所等廃棄物	検言	讨済	検討中	今後検討			今後整備		
钓身	寸性物	クリアランスレベルの値				検討中			今後整備		
質 扱 の な	として う必要 いも	クリアランスレベル検認	検討済			検討中			今後整備		
D		放射性物質によっ			r		1 /			/	

検討済

表1 国による放射性廃棄物の処分方策の検討及び制度化の現状

「特定放射性廃棄物の最終処分に関する法律」"が 公布され,処分の実施主体である「原子力発電環 境整備機構」が同年10月に設立され,2030年代中 頃の操業開始を目指して活動が進められている。

て汚染された可能

性が全くないもの

3.サイクル機構の低レベル放射性廃棄物の種類 と量

3.1 低レベル放射性廃棄物の種類

低レベル放射性廃棄物は,施設の運転・保守に 伴い発生するもの(以下,「操業廃棄物」という。) と施設の解体・廃止措置に伴い発生するもの(以 下,「解体廃棄物」という。)に大別される。

サイクル機構の東海事業所,大洗工学センター, 人形峠環境技術センター,新型転換炉ふげん発電 所,高速増殖炉もんじゅ建設所の各施設からは, 様々な種類の操業廃棄物及び解体廃棄物が発生す る。 操業廃棄物としては,各施設の運転・保守に伴 い発生する放射性の気体,液体及び固体の廃棄物 があるが,気体はフィルタ等により,液体は凝集 沈殿や蒸発濃縮等により放射性物質を除去し,法 令に基づく排出基準に適合していることを確認し た後,環境に排出される。この処理の過程で,フ ィルタ等の固体状の放射性廃棄物が発生する。 また,施設の運転・保守の過程で,紙,木材,難 燃性のゴム手袋やビニールシート,金属製配管等 様々な固体廃棄物が発生する。

固体状の廃棄物は,一部,焼却・圧縮等により 減容を図り,液体状の廃棄物は,セメント,アス ファルト,プラスチックなどにより固形化して安 定化するなどの中間的な処理(以下「中間処理」と いう)をして,既存の保管施設を有効に活用しな がら,安全に保管している。 解体廃棄物としては,不燃性の金属製機器・配 管・ケーブル類,コンクリートや解体作業で出て くる紙,ビニールシート等の二次的な可燃・難燃

これらの低レベル放射性廃棄物は,減容・安定 化した後,最終的にはセメント等で固形化するな ど,処分に適した形態(以下,「廃棄体」という。) に処理される。

32 低レベル放射性廃棄物の発生量

(1) 現在保管している廃棄物の量

物がその主なものである。

2001年3月末時点でのサイクル機構の低レベル 放射性廃棄物の保管量(サイクル機構の大洗工学 センターで発生し日本原子力研究所大洗研究所で 保管している廃棄物も含む)は,固体廃棄物が約 18万本(200% ドラム缶換算),液体廃棄物が約 2,900m³となっている(図2参照)。

これまでに焼却,溶融,固形化等の中間処理を 行った固体廃棄物は約4万本(固体廃棄物の約 23%)で,残りは未処理の状態で保管されている。 液体廃棄物(廃棄体換算で約4千本)については, これまで貯槽等における保管管理を行うととも に,一部の低レベル濃縮廃液や廃溶媒については アスファルトやプラスチック等による固型化など の処理を進めてきた。今後は,これらの処理方法 やセメント(今後の計画)等による固形化を進め るとともに,再処理施設から発生する低レベル濃 縮廃液については,アスファルト固化に替えて蒸 発固化による安定化処理を進めることとしている。 以上の固体廃棄物及び液体廃棄物の物量は,最 終的な廃棄体に換算して,約10万本に相当する。 (2)今後発生が見込まれる廃棄物の量

廃棄物管理プログラムでは,放射性物質を取扱 う施設の使用目的が終了した時点で順次,解体・ 撤去すると仮定して,操業廃棄物及び解体廃棄物 の発生量を推定した。

① 操業廃棄物の発生量

現在運用している施設は適宜停止していくこと になるが、今後50年程度を見通して2048年までに 発生が見込まれる操業廃棄物は、現在のデータを もとに推計すると、廃棄体に換算して約16万本と なる。これまでに発生した操業廃棄物(廃棄体換 算で約10万本)と合計すると約26万本となる(図 3参照)。

② 解体廃棄物の発生量

サイクル機構の施設の運用停止後は,適宜解体 撤去(デコミッショニング)を行うことになる。 廃棄物管理プログラムでは,便宜上運転停止した 施設はすべて解体撤去し,更地化することを前提 として,解体物量をコンクリート,鉄筋,鉄骨等 に分類して推計している。

放射性廃棄物を含むすべての解体物量を種々の 条件を設定して試算すると,約306万トンとなる。 これは,標準的な原子力発電所(100万kW級)の 約6基分の解体物量に相当する(図4参照)。

このうち,放射性廃棄物として扱う必要のない レベル(クリアランスレベル)以下のものを除く と放射性廃棄物は,全体の約2.6%にあたる約8万



(ほかに液体廃棄物約2,900m³を保管)

図2 現在保管されている操業廃棄物量(2001年3月末現在)



図3 現在保管分と今後発生する操業廃棄物量合計(2048年度末まで)







トンと推定され,これは廃棄体に換算すると約14 万本となる。

(3) 廃棄物の総量

これまでに発生した廃棄物と今後50年程度を見 通して2048年度までに発生が見込まれる操業廃棄 物及び解体廃棄物の総量は,廃棄体に換算して, 約40万本と試算される(図5参照)。

なお,これらの物量については,今後,先行解 体施設の実績データ等を取り込み,評価の精度を 高めていく必要がある。

(4) 廃棄物データベースの整備

廃棄物管理プログラムの取りまとめにあたり, 廃棄物の物量,性状,含まれる放射性核種濃度等 の情報をデータベース化してきた。これらの情報 は,廃棄体化処理の合理化,処分時の検認並びに, 廃棄物を放射能レベル等に応じて適切に区分し, 安全かつ合理的に処分していく上で重要であり, 今後とも,廃棄物のサンプル分析等により,デー タの精度の向上を図っていく。

33 廃棄物中の放射能濃度と処分区分

サイクル機構の低レベル放射性廃棄物は,多種 多様であり,含まれる放射性核種の組成も異なっ ている。廃棄物中の放射能濃度を,施設の運転デー タや廃棄物の表面線量率などのデータから推定す ると,濃度の高いものから低いものまで幅広く分 布している(図6参照)。

東海事業所,人形峠環境技術センターのウラン 関連施設等から発生する廃棄物については,含ま れるウラン(核種)濃度は1GBq/t以下のもの が大半となっている。ふげん,もんじゅ等から発 生する廃棄物は,原子力発電所から発生する廃棄 物と同様,主に 核種を含み,再処理施設及び プルトニウム取扱い施設等から発生する廃棄物 は,核種及び 核種を含み,その濃度は高い ものから低いものまで幅広く分布している。

これらのデータに基づき,サイクル機構の放射 性廃棄物に適した処分方法の区分(以下,「処分区 分」という)について,発電所廃棄物の基準等に 準じて評価し,各処分区分に該当する処分物量を 推定した。これによれば,濃度が比較的低く浅地 中処分(コンクリートピット処分及びトレンチ処 分)が可能なものは約75%,余裕深度処分(一般 的であると考えられる地下利用に対して十分余裕 をもった深度「例えば,地表から50~100m程度」) 相当分が約16%,地層処分相当分が約9%と見込

まれる (図7参照)。

なお,これら処分区分については,今後の原子 力安全委員会における基準等の策定を踏まえて見 直していくことになる。



図7 今後発生すると想定される処分区分別の廃棄 体量 (2048年度末まで操業廃棄物分+施設解体廃 棄物分)



サイクル機構技報 No.16 2002.9

4.低レベル放射性廃棄物管理の基本方策

わが国の低レベル放射性廃棄物に対する処分の 規制動向や処分の事業化の時期及びサイクル機構 の中長期事業計画に示した低レベル放射性廃棄物 に対する取り組み方針,サイクル機構の今後の事 業計画に基づく低レベル放射性廃棄物の発生状況 を踏まえ,今後の処理・保管・処分の管理を全体 としてコストミニマムの達成を目指し,以下に示 す基本方策に従って進めることとする。

4.1 基本的考え方

(1) 安全の確保と環境の保全

サイクル機構における放射性廃棄物の管理のす べての段階において,原子力関係法令はもとより 環境保全関係法令を遵守して,安全の確保と環境 の保全に努める。さらに核燃料サイクル全般の研 究開発を推進してきたフロントランナーとして, 管理プログラムを実行していく過程で,廃棄物の 再利用,環境負荷の低減等,環境の保全と開発の 調和を目指す新たな課題にも積極的に対応する。 (2)資源活用の適正化と効率性の追求

放射性廃棄物管理は発生元である事業所が主体 的に取り組む。その際,全社的に放射性廃棄物管 理の合理化に取り組み,資金,人員,施設等の資 源の投入を適正化し,その効率性を追求する。こ の目的を達成するため,関係機関との分担・協力 の可能性も追求する。

(3) 放射性廃棄物発生量の低減

放射性物質を取り扱う原子力施設では,放射性 廃棄物の発生は不可避だが,より一層,廃棄物の 発生を抑制するように,全社的な廃棄物発生量低 減運動を推進する。その際,放射性廃棄物発生の 原因や性状を分析し,発生量管理の各段階におい て低減目標を設定する等の手法を導入して,発生 量の低減に取り組む。

(4) 透明性の確保と社会の信頼の醸成

廃棄物管理プログラムの遂行に当たっては,計 画の目的,内容,進ちょく状況等について,広く 情報提供を行い,廃棄物管理に係わる透明性の確 保と社会の信頼の醸成に努める。また,各事業所 においては,計画の遂行に関し地域社会の理解と 協力の増進に努める。

(5)国及び関係機関との連携・協力

国及び関係機関との連携又は協力を進め,処理 処分の適正化及び効率化を推進するとともに,国 による制度化等に柔軟かつ積極的に対応してい く。また,サイクル機構の成果が国全体の廃棄物 処理処分対策に活用されるよう,成果の移転や提 供に努める。

42 処理,保管,処分の方策

サイクル機構の低レベル放射性廃棄物について は、今後、国による安全規制・基準等の策定や処 分の事業化の進ちょく並びに、サイクル機構の全 体事業計画の進展などを踏まえながら、処分に適 した形態に処理し(以下、「廃棄体化処理」とい う。),放射能レベル等に応じて、「トレンチ処分」、 「コンクリートピット処分」、「余裕深度処分」及び、 「地層処分」に区分して安全に処分する(図8参 照)。

廃棄体化処理にあたっては,サイクル機構の低 レベル放射性廃棄物は,含まれる放射能濃度が比 較的高いものが多いことから,効果的な除染を行 うとともに,焼却・圧縮・溶融等により極力減容 し,環境負荷の低減を図ると同時に処分コストを 低減することなどにより全体としてコストミニマ ムの達成を目指す。これらの検討に際しては,減 容方策や除染適用の違いによる処理処分コストを 比較評価し,圧縮処理や溶融処理により減容する ことによって処理処分コストが低減できるなどの 結果を基に各廃棄物の処理処分方策を設定した (図9参照)。

具体的には,既存の設備及び新たな設備により 可燃性の廃棄物や難燃性の廃棄物は基本的に焼 却,溶融して減容する。種々雑多な不燃性の廃棄 物は溶融又は圧縮による減容を行う。減容した廃 棄物は,さらに処分に適した廃棄体にするために, セメントなどと混ぜて容器に充てん固化する。特 に廃棄物の放射能濃度が高く「余裕深度処分」や 「地層処分」が必要になるものについては,廃棄物 の減容を積極的に適用する。

また,容易に除染が行える簡単な形状の金属性 の廃棄物や,施設の解体時に発生する大量の金属 廃棄物は除染することにより,廃棄体の放射能レ ベルを下げ,処分区分を軽減するとともに,放射 性物質として扱う必要がない物として区分できる クリアランスレベル以下にすることにより,処分 コストの低減を図る(図10参照)。



図8 放射性廃棄物の処理処分の概念



図9 減容方法の違いによる処理処分コストの比較例(東海事業所)

5.低レベル放射性廃棄物管理の基本計画

処理,保管,処分の基本方策に基づく処理処分 フローを実現するためには,

- 「サイクル機構の全体事業計画への反映と今後の技術開発」及び
- ② 「国による安全規制・基準等の策定などの進ち ょく」

を踏まえる必要があることから,全体を以下に示

す3段階に分けて進める(図11参照)。

<第1段階:2001~2005年>

2005年頃までの今後の5年間は,国による処分 の安全規制・基準等の検討及び関係法令等の整備 が進むものと考えられ,この時期には,廃棄物デー タの精度向上や処分事の適合性や信頼性の評価結 果,処理技術開発の成果や処理処分コストの合理 化方策などの検討結果を反映して,廃棄体化処理 技術報告

45



図10 廃棄物の処理処分基本フロー



図11 基本計画

設備の概念設計の準備等を行う。この結果を全体 事業計画や資金計画に反映させる。

<第2段階:2006~2013年>

今後整備される国による安全規制・基準等を踏 まえて,各事業所で必要となる廃棄体化処理設備 の設計建設を行い,廃棄体化に着手する。この時 期の後半には,ふげんをはじめとする大型施設の 廃止措置が始まると想定され,これに伴う廃棄物 対策にも対応していく。

<第3段階:2013年~>

処分場の整備状況に応じて,廃棄体化処理を進め,廃棄体を適宜処分場へ搬出し,廃棄物の保管 量を低減していく。また,必要に応じて,施設の 改良・更新を行う。

5.1 当面5年間の計画

第1段階の今後5年間を技術基盤の整備段階とし,廃棄物データの精度の向上と発生量低減に向けた廃棄物管理の改善,廃棄体化処理設備の合理化・詳細化,処分技術の合理化・信頼性の向上,及び品質保証システムの確立等に向けた取り組みを進める。これらの成果は,廃棄体化処理設備の設計や国による制度化等に適宜反映させていく。 (1)放射性廃棄物の発生量の低減と管理方法の改善

サイクル機構から発生する放射性廃棄物の発生 量の低減を図るため,各発生元にて廃棄物発生の 低減目標を設定し,

① 管理区域へ持ち込む物品を極力少なくする。

② 管理区域内で使用する物品は再使用を図る。 など使用期間を極力長くする等の具体策を継続す るとともに,さらなる工夫改善を加える。

また,施設の運転に伴い発生する放射性廃棄物 の発生量低減に向け,各施設においてプロセスの 改善,運転方法の改善等の検討を行い,実行可能 なものから実施に移していく。さらに,クリアラ ンスレベル以下の廃棄物の再利用及び極低レベル の放射性廃棄物の限定再利用について検討する。

また,放射性廃棄物の発生段階において管理す べき項目について,その後の保管管理,廃棄体を 製作するための処理,処分を見据えた検討を行い, 分別管理の徹底や保管容器の改善等,放射性廃棄 物の管理要領に反映させる。

(2) 廃棄体化処理に向けた取り組み

① 廃棄物データの信頼性向上

これまでの検討では 既存の情報に基づき 足り

ない部分は推定し廃棄物データを整備した。今後, 実際の廃棄物からの試料の採取や分析を行うな ど,これらの廃棄物データの精度の向上を目指す。

さらに,今後の国の安全規制・基準等の検討や 処理設備の設計,廃棄体の品質保証などに幅広く 使えるようにするため,このようにして得られた 情報を基に廃棄物データベースの充実を図ってい く。

② 採用技術の評価・選定・開発

焼却,溶融,圧縮などの処理設備について,こ れまでの調査,評価データ等を基に,より詳細な 評価を行い,サイクル機構から発生する放射性廃 棄物に適した技術の選定を行っていく。

一方,サイクル機構から発生する放射性廃棄物 の中には,フッ素系の廃油など,量は少ないもの の既存の焼却技術では処理することが困難な廃棄 物もある。これら難処理廃棄物を安全に安定な廃 棄体にする処理技術の開発や選定技術の実廃棄物 への適用性の評価検討等を進めていく。

また,発生した放射性廃棄物のうち放射能濃度 の低い廃棄物を放射性廃棄物として管理しなくて よいレベル(クリアランスレベル)以下にするた めに,酸などを使った除染技術や溶融除染技術の 試験・評価を進める。さらに,除染して放射性廃 棄物として管理しなくてもよいレベルになったこ とを確認するための技術や再利用技術の確立にも 取り組んでいく。

③ 廃棄体化処理設備の具体化

サイクル機構から発生する放射性廃棄物を処分 可能な廃棄体に処理するために,将来,新たに廃 棄体化処理設備を整備する必要がある。これにつ いては,合理的な廃棄体化処理設備と効率的な設 備の運転を図るために,処分区分が同じ廃棄物を ひとつの設備で処理することや,廃棄体の処分場 への払い出しを考慮して,最適な設備規模や運転 期間の設定などの検討を行う。また,関係機関と の共用処理の可能性についても検討を行っていく。 第2段階における廃棄体化処理設備の整備につ いては,当面5年間の計画推進の中で,設備・施 設の仕様,整備の時期等を具体化していく。 (3)処分技術の合理化,信頼性の向上

処分技術については,人工パリアの最適化,安 全性評価の信頼性向上に向けた研究開発を進め, 合理的な処分システムの検討を行う。また,研究 開発を進めるに当たっては,関係機関との適切な 役割分担の下,高レベル放射性廃棄物の地層処分 研究開発の最新の知見を活用しながら,超ウラン 核種を含む放射性廃棄物に特有な課題を中心に研 究開発を効率的に進める。また,ウラン廃棄物に ついては,他の放射性廃棄物と異なる特徴を考慮 し,安全性を損なうことなく経済性にも配慮した 処分方策の確立に向け,検討を進める。

また,サイクル機構の廃棄体の中には,サイク ル機構に特有なアスファルト固化体などの廃棄体 もある。このため,処分区分の評価,処分の安全 性について個別に評価を行う必要があり,それら の評価手法等の開発を進める。さらに,収納効率 の大きい廃棄体の検討等を行う。これらにより, 処分可能な廃棄体の仕様を決定するとともに,処 分の技術的基礎を確立する。

(4)総合的な品質保証システム確立に向けた取り 組み

処分する際の廃棄体確認に必要となる廃棄物の 発生から廃棄体製作までの履歴を管理する廃棄物 品質保証システムを確立する。また,廃棄体化処 理,処分時の検認等を念頭において,廃棄物の分 別及び記録等の廃棄物管理要領を標準化する。

特に,廃棄物のデータ整備で得られる分析値等 を解析評価し,廃棄体確認に利用できるように検 討する。また,クリアランスレベルの検認や廃棄 体の確認に必要な放射能濃度の決定システム等の 信頼性向上を図る。

(5) 処分制度整備に向けた対応

廃棄物管理プログラムの実施成果は,国による 安全規制・基準等の策定,関連法令等の整備など に適宜反映するよう努めるとともに,RI・研究所 等廃棄物の処理処分事業の推進や,民間のサイク ル事業の円滑な推進に反映させていく。

保障措置に関する IAEA (International Atomic Energy Agency)のガイドラインなどの一般事項を踏まえ,保障措置対象として保管されている放射性廃棄物を処分可能な廃棄体とするため,保障措置対象から除外するための措置を検討する。 (6)各事業所における廃棄物管理計画

事業計画に従って放射性廃棄物の減容・安定化 処理を継続するとともに,計画中の施設の整備を 着実に進める。また,各事業所において保管管理 している放射性廃棄物については,保管施設の管 理を継続し,保管中の適切な環境を保持する。

今後5年間の各事業所の廃棄物管理計画の概要

は以下の通り。

東海事業所

再処理施設から発生する放射性廃棄物について は,既存の減容処理施設,貯蔵施設の運転を継続 し,処理・保管管理を継続する。さらに,低レベ ル放射性廃液の濃縮廃液貯蔵施設(LWSF)と, 濃縮廃液および難燃物の処理等のための低レベル 放射性廃棄物処理施設(LWTF)の建設を計画的 に進める。

MOX 燃料にかかわるプルトニウム取扱い施設 については、プルトニウム廃棄物処理開発施設 (PWTF)等の既存の減容処理施設、貯蔵施設の運 転を継続し、処理・保管管理を継続する。

ウラン取扱い施設については、ウラン廃棄物処 理施設(UWTF)等の既存の減容処理施設、貯蔵 施設の運転を継続し、処理・保管管理を継続する。

さらに,現在建設中の貯蔵施設について,2002 年度末の完工を目指す。

② 大洗工学センター

常陽廃棄物処理施設(JWTF)等の既存の減容 処理施設等の運転を継続する。また,新規の減容 処理施設(LEDF)の2005年度の建設開始を目指 し,検討を進める。

ふげん発電所

既存の処理設備,貯蔵施設の運用を継続し,処 理・保管管理を継続する。さらに,運転終了後の 廃止措置が円滑に行えるよう,廃棄物の性状調査, 使用済イオン交換樹脂の減容安定化を含めた処理 設備の設計検討等を行う。

4 もんじゅ建設所

既存の処理施設を維持管理するとともに,発生 した廃棄物については貯蔵施設において,保管管 理を継続する。

⑤ 人形峠環境技術センター

製錬転換施設の内装設備,ウラン濃縮原型プラ ントの設備の解体撤去を進め,建物は廃棄物貯蔵 施設として利用する。また,使用済遠心機等の処 理についての検討を行う。さらに,既存の廃棄物 焼却施設,貯蔵施設において,処理・保管管理を 継続するとともに,老朽化した廃棄物焼却施設更 新の検討を進める。

52 長期的な展開

今後5年間に実施する技術基盤整備の進展を基 に,国の安全規制・基準の整備の状況,処分事業 の状況などの動向を考慮しつつ,廃棄体化処理施 設の設計・整備を進める。

放射性廃棄物の発生量低減への努力を継続する とともに,発生した廃棄物については,既存の処 理施設と新たな処理施設による減容・廃棄体化処 理を進めるとともに,貯蔵施設による保管管理を 行う。

RI・研究所等廃棄物の処理処分の事業化については,2010年代を目途に,放射能濃度の比較的低い放射性廃棄物の浅地中処分(トレンチ処分及びコンクリートピット処分)の操業開始を目指している。従って,各事業所の貯蔵容量や事業計画を考慮しながら,2010年代には比較的放射能濃度の

低い放射性廃棄物を対象にした廃棄体化処理設備・施設の整備に向けた取り組みを事業所ごとに 行う(図12参照)。

6.おわりに

廃棄物管理プログラムは,サイクル機構が低レ ベル放射性廃棄物について対処していくための基 本方策として取りまとめた。今後国による処分の 安全規制・基準等の検討や技術開発等の進ちょく, 文部科学省のRI・研究所等廃棄物の懇談会におけ る検討,原研との統合,全体事業計画や資金計画 等に応じて柔軟に対応することとしている。



図12 各事業所の廃棄体化処理の進ちょく

謝辞

「低レベル放射性廃棄物管理プログラム」作成に あたっては,多方面にわたる関係者の方々に多大 な協力とご指導を賜りました。

ここに心より深く感謝いたします。

参考文献

- **1)原子力委員会編:"原子力白書 平成10年度版 "** p.215(1998年8月)
- 2)原子力委員会編: "RI·研究所等廃棄物処理処分の基本的考え方について"(1998年5月)

- 3)原子力委員会編:"超ウラン核種を含む放射性廃棄 物処理処分の基本的考え方について"(2000年3月)
- 4)原子力委員会編: "ウラン廃棄物処理処分の基本的 考え方について"(2000年12月)
- 5)原子力委員会編:"現行の政令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につい て"(1998年10月)
- 6)原子力委員会編:"原子力の研究,開発及び利用に関する長期計画"(2000年11月)
- 7)特定放射性廃棄物の最終処分に関する法律(法律第 百十七号)
- 8) 原子力安全委員会編: "主な原子炉施設におけるク リアランスレベルについて"(1999年3月)



The Reclamation Plan for Uranium Mine Facilities in Ning yoT og e Environmental Engineering Center, J NC - mainly concerning waste rock yards and a mill tailing pond

Toshihiro MATSUMURA Kazuhiko SATO Takayuki TOKIZ AWA

Environmental Research and Development Division, Ningyo T oge Environmental Engineering Center

人形峠及びその周辺には,1950年代から行われてきたウラン鉱山の探鉱・採鉱活動で発生した捨石たい積場及 び鉱さいたい積場等の鉱山関連施設・設備が存在する。これらの鉱山施設の跡措置について,鉱害防止及び国内 に例がない核原料物質鉱山の跡措置の観点から,海外におけるウラン鉱山などの措置の事例や国際的な措置の考 え方などを参考とし,措置の基本的な考え方,措置の安全性の予察的見通し及び今後のアクションプラン等をま とめた。

本計画を技術的かつ客観的な観点での助言・指導・評価を得るために,人形峠環境技術センター所長の諮問に より「鉱山跡措置技術委員会」(委員長:中野政詩東京大学名誉教授,原子力,放射線,鉱山,土木工学などの 分野の専門家10名で組織)を設置した。本計画は,委員会による助言や指導を仰ぎながら2001年1月から検討 がなされ,2002年4月11日の第4回鉱山跡措置技術委員会において,その技術的内容が妥当と確認された。 本稿では,特に捨石たい積場及び鉱さいたい積場に重点をおいて措置方策について報告する。

The JNC conducted R&D projects on uranium exploration in Japan from 1956 to 1987. Several mine facilities, such as waste rock yards and a mill tailing pond, were retained around Ningyo Toge after the projects ended. Thus, JNC's Ningyo Toge Environmental Engineering Center proposed a reclamation plan for these facilities with fundamental policy, an example of safety analysis and timetables. Although the plan is primarily based on the Japanese Mine Safety Law, it also refers to ICRP recommendations, IAEA reports, measures implemented overseas, etc. because this is the first such case in Japan.

This plan was evaluated and validated from the technological viewpoint by the Technological Advisory Board on the Reclamation of the Ningyo Toge uranium mining and milling facilities, in the 4th Meeting on April 11, 2002. The Board was established on January 29, 2001 and composes 10 experts regarding nuclear energy, radiology, mining, civil engineering, etc.; its chairperson is Dr. M. Nakano, a professor emeritus of Univ. of Tokyo.

This report illustrates the reclamation plan mainly concerning waste rock yards and a mill tailing pond.

キーワード

捨石,鉱さい,たい積場,鉱山,跡措置計画,ウラン,人形峠,安全性,環境

Waste Rock, Mill Tailings, Pile, Mine, Reclamation Plan, Uranium, Ningyo-Toge, Safety, Environment



技術報告

1.はじめに

1955年地質調査所により,国内ではじめて岡山 県と鳥取県の県境に位置する人形峠で有望なウラ ン鉱床の露頭が発見された。これを契機に,人形 峠地区及びその周辺地域において,1956年から 1965年頃までにウラン鉱床の探鉱が,1965年頃か らは採鉱,製錬活動が盛んに行われてきた。1975 年以降は,鉱山開発は縮小され,露天採掘とヒー プリーチング法による低品位鉱石の処理,捨石た い積場や鉱さいたい積場,坑水処理施設などの鉱 山施設の維持管理が中心となった。

1989年度、ウラン鉱山跡地の管理の概念として、 鉱山保安法にICRP勧告に基づく管理区域や周辺 監視区域及び周辺監視区域の外側における1 mSv/年以下の管理の考え方が新たに導入され、こ れに準じ捨石たい積場などは敷地境界において1 mSv/年以下となるよう現在も敷地境界に柵など を設けて維持管理が継続されている。

人形峠環境技術センターでは, サイクル機構の 中長期事業計画に基づき,安全確保を大前提に鉱 業活動を終了したウラン鉱山の閉山措置を確実に 行うことが求められている。

ウラン鉱山の措置にあたっては,他の金属鉱山

と異なり、ウランの半減期の長期性や天然放射線 源としての特徴を考慮する必要があるが、国内に はウラン鉱山全体を閉山措置した事例はない。そ のため,参考となる海外措置事例や国際的な基準 や考え方を元に、本措置計画を取りまとめた。な お、取りまとめに際し以下の点に配慮した。

- (1) 鉱山保安法に周辺監視区域などの考え方が導 入される以前に既にあった捨石たい積場などに ついても,現行の鉱山保安法のもとで,長期的 な安全確保方策を構築する。
- (2) 鉱山跡措置の放射線防護にかかわる安全性に 関しては,安全解析による安全性の見通しをつ け,その見通しをより確かにするための対策を 強化する。
- (3) 将来にわたり想定可能な範囲での災害・危害 に対して,鉱害防止及び放射線防護両者の観点 からの長期的な安全性を考慮した対策とする。
- 2.鉱山跡などの管理の現状
- 2.1 跡措置の対象

センターが所管する鉱害防止などの管理の対象 となる施設には次の施設があり、これらが鉱山跡 の措置対象となる(写真1)。



捨石たい積場(麻畑地区)



鉱さいたい積場

ヒープリーチング施設

写真1 主な措置対象物

サイクル機構技報 No.16 2002.9

- (1) 採鉱, 探鉱跡
 - ・ 坑口: 22ヵ所(貫通坑を含めると45ヵ所)
- 通気立坑口:2ヵ所
- 見学坑道:1ヵ所(センター構内)
- ・ 露天採掘場跡地:1ヵ所(センター構内)
- (2)たい積場
- ・ 捨石たい積場: 17 ヵ所,センター構内の表
 土たい積場を含むと18 ヵ所(図1)
- ・ 鉱さいたい積場:1ヵ所(センター構内)
- (3) 坑水処理施設
- 坑水処理施設:1ヵ所(センター構内)
- (4) その他の施設
- ・ ヒープリーチング施設:1ヵ所(センター構内)
- 資材倉庫:1ヵ所(センター構内)
- 開発試験棟:1ヵ所(センター構内)
 なお,捨石たい積場は上記以外にも旧倉吉鉱山

に鳥取県が管理する5ヵ所が存在する*。

22 捨石たい積場等の管理の現状

サイクル機構の前身である原子燃料公社は,人 形峠地区及びその周辺地域で鉱業活動を行った。 その結果,人形峠鉱山,東郷鉱山及び旧倉吉鉱山 の3鉱山では,発生した「捨石」を坑道入口付近 の傾斜した斜面に設けた捨石たい積場に投下たい 積した¹⁾。現在は,鉱山保安法に基づき危害,鉱害 及び放射線管理の観点で以下のように安全に管理 を行っている。

(1) 捨石たい積場及び坑道跡の管理

たい積場の下流部にはかん止堤,周囲には山腹 水路などを設置し,定期的な巡視と放射線量,水 質測定を実施している。また,敷地境界に柵など を設け,立ち入りを制限している。

(2) 鉱さいたい積場の管理

鉱山保安法に基づき山腹水路の管理,鉱さいた い積場内の水位管理,貯留水の処理などを実施し ている。



^{*} 旧倉吉鉱山は,既に鉱業権が放棄されており,またサイクル機構が最終鉱業権者でないことから,サイクル機構に法的管理義務はないため,措置対象に 含めていない。現在,地方自治体からの依頼によりサイクル機構が管理している。これら旧倉吉鉱山の捨石たい積場も,本計画の検討成果を反映させる ことにより措置することは可能と考えられる。

(3) ヒープリーチング施設の管理

ヒープリーチング施設は,露天採掘された鉱石 約5万tを用いて浸出試験を行い,約40tのウラン を回収した。現在は,捨石の試験に用いるため維 持管理している。

(4) 坑水処理施設の管理

坑水処理施設は,ダムからの配管,低濃度ウラ ン回収設備,試薬添加設備,沈殿池,サンドフィ ルター,放流水槽などから構成されている。現在, 老朽化に伴う施設設備更新により発生した送水ポ ンプや配管類などの不要物は整理し,屋外で管理 している。

(5) その他の鉱業活動に伴う不要物の管理

このほかに,坑内で使用した支保材(鉄柱),鉱 石を運搬したトラックの荷台に設置していた鉄製 の内張り,重機のキャタピラなどの鉱業廃棄物を 保管している。また,ヒープリーチング施設,坑 水処理施設でウランの吸着に用いたイオン交換樹 脂がある。これらについては資材倉庫や屋外にお いて管理しており,日常的な巡視点検による維持 管理を行っている。

たい積場による周辺への放射線の影響は,たい 積場ごとに設定したバックグランドを除く空間 線による外部被ばく線量,空気中(ラドンを含む) 又は水中の放射性物質の吸入摂取,経口摂取によ る内部被ばく線量の総計で評価している。この被 ばく線量は,捨石たい積場の敷地境界の外側にお いて,鉱山保安法に定められた線量限度である1 mSv/年以下を担保している(表1)。なお,赤和 瀬1号坑捨石たい積場のように,たい積場内にお

	ラドン実		実効線量 空間 線線量(2000年度測定		年度測定)	敷地合算*)	
評価対象敷地	評価対象捨石たい積場	実効線量	敷地合算*)	測定最大値	バックグランド値	実効線量	評価結果
		mSv/年	mSv/年	µ Gy/h	μ Gy/h	mSv/年	mSv/#
	峠4号坑捨石たい積場	0 .000	0 .125	0 .12			
	峠5号坑捨石たい積場	0 .002					
	夜次1号坑捨石たい積場	0 .004					
人形峠環境技術センター	夜次北1号坑捨石たい積場	0 .004			0 .078	0 295	0 42
	夜次露天採掘場跡地	800. 0					
	夜次表土たい積場	0 .001					
	夜次鉱さいたい積場	0 .106					
中津河大切坑捨石たい積場	中津河大切坑捨石たい積場	0 .010	0 .010	0 .10	0 .096	0 .028	0.04
赤和瀬1号坑捨石たい積場	赤和瀬1号坑捨石たい積場	0 **)	0 **)	80. 0	0 .061	0 .013	0.01
長者捨石たい積場	長者捨石たい積場	0 .015	0.015	0 .15	0 .070	0 .561	0 58
神倉1号坑捨石たい積場	神倉1号坑捨石たい積場	0.051	0.051	0 .13	0 .052	0.547	0.0
神倉2号坑捨石たい積場	神倉2号坑捨石たい積場	0 .030	0 .030	0 .13	0 .070	0 .421	0.45
	方面1号捨石たい積場	0 .030	0 .130	0 .12	0 .070	0 .351	
	方面2号坑捨石たい積場	0 .030					
方面1号・2号坑捨石たい積場	貯鉱場跡地	0 .001					0 48
	保管場	0.000					
	方面下1号坑口	0 .069					
方面下2号捨石たい積場	方面下2号捨石たい積場	0.011	0.011	0 .16	0 .104	0.393	0 40
方面3号捨石たい積場	方面3号捨石たい積場	0 .004	0 .004	0.11	0 .061	0 344	0.35
· · · · · · · · · · · · · · · · · · ·	上流側捨石たい積場	0 .028	0.045				0.45
林畑1 亏坑活石たい積場	下流側捨石たい積場	0 .017	0.045	0.17	0.113	0.400	0.45
麻畑2号坑捨石たい積場	麻畑2号坑捨石たい積場	0 .034	0.034	0 .17	0 .157	0 .091	0 .13
麻畑2号坑捨石たい積場(B)	麻畑2号坑捨石たい積場(B)	0 .005	0 .005	0 .10	0 .061	0 273	0 28
麻畑3号捨石たい積場	麻畑3号捨石たい積場	0 .015	0.015	0 .18***)	0 .078	0 .715	0 .73

表1 敷地境界における線量評価

ラドン実効線量はプルームモデルを用いて,風速1.0m,大気安定度Dによりたい積物(ラドン発生源)に最も近い敷地境界上で評価した。

*): 敷地合算については, 安全側の評価を目的として評価場所が異なる値を全て合算した。

**):赤和瀬1号坑捨石たい積場内のラドン散逸率は周辺環境と同程度であり,一般的な土壌からの散逸率と差異が認められないため,実効線量を0mSv/年とした。

***): 天然露頭による影響箇所を除く最大値を用いた。

いても常時1 mSv/年以下のたい積場もある。

環境監視は、岡山県、鳥取県との環境保全協定 に管理目標値を設定し、年4回,放射線量,空気 中・河川水中・土壌中・植物中の放射能濃度の測定 を行っている^{2,3)}。測定の結果は、岡山県の「環境 放射線など測定技術委員会」及び鳥取県の「放射 能調査専門家会議」で、それぞれの県が行った測 定結果と共に検討・評価が行われ、公表され、毎 年「自然放射能レベルの分布・変動の範囲内」で あると評価されている^{4,5)}。

3.跡措置対象物の特徴及び物量

跡措置対象物の特徴は,インベントリ的かつ放 射線的な観点から見ると下記のように考えられ る。跡措置対象物量は,捨石が約20万m³,表土が 約24万m³,鉱さいが約3万m³,ヒープリーチング 残渣の捨石が約3万m³ある。ヒープリーチング等 の施設の解体時にドラム缶換算で約1万本強の発 生量が予測される。現在定常的に発生している措 置対象物は,廃水処理施設からろ過砂及び殿物な ど(年平均50~60m³)である(表2)。

- (1) インベントリ的特徴
- 捨石の多くは周辺の岩石と同じで,花崗岩, 礫岩及び頁岩などより構成される。
- ② ウラン,ラジウムの化学形態は,ウラン鉱床の鉱石の化学形態とほぼ同じと想定される¹⁾。
- ③ 捨石の平均的なウラン含有率は、0.004% U₃O₈(約0.42Bq/g:U 238)以下と推定される。 捨石のウラン濃度(U 238)と日本における花 崗岩類の値⁶³と比較すると、ほぼ同程度のレベル である(表3)。また、鉱さいたい積場で管理し ているものは鉱石を処理した後の鉱さいや坑水 処理からのろ過砂や沈殿物で、これらについて は、平均的にウラン約3Bq/g:U 238、ラジウ ム約16Bq/g:Ra 226(鉱さいのみでは22Bq/g) と推定される(表4)。
- ④ 人形峠周辺のウラン鉱床には、カドミウム、 鉛、クロム水銀等はほとんど含まれていない²。
 一方、砒素は、鉱石起源のものが鉱さいに含まれる²ものの 鉱さいたい積場内水や地下水から は検出されていない。また、そこから発生する 坑水等は規制値を十分下回っている。

	種類	内容	皇	今後の発生予測
1	捨石 (探鉱・採掘に伴う捨石)	ウラン鉱床にたどり着くまでに掘り出された岩石及び土砂	約20万 m ³	-
2	表土	露天採掘を行うために剥土した岩石及び土砂	約23.6万m ³	-
3	鉱さい	製錬において発生した残渣 (石灰中和による硫酸カルシウムを含む廃砂,廃泥)	約3万m ³	50~60m ³ /年 (ろ過砂及び殿物)
4	ヒープリーチング残渣の 捨石	選鉱において発生した捨石 (硫酸浸出,石灰中和処理)	約3万m ³	-
5	ヒープリーチング関連施 設解体物	金属類:タンク,反応塔,配管,バルブ,架台 (約1,500本:ドラム缶) 難燃物:FRPタンク,塩ビ配管,バルブ,イオン交換樹脂, 活性炭 (約500本:ドラム缶) コンクリート (約8,000本:ドラム缶)	約10 ,000本 (解体時予測 ,ド ラム缶換算)	-
6	採鉱・廃水配管解体物	採鉱資材,廃水配管	約600本 (解体時予測 ,ド ラム缶換算)	-
7	廃水処理関連施設解体物	金属類:配管,バルブ,架台,鉄骨 (約220本:ドラム缶) 難燃物:FRPタンク,塩ビ配管,バルブ (約50本:ドラム缶) コンクリート:腰壁,床,基礎 (約600本:ドラム缶)	約870本 (解体時予測 ,ド ラム缶換算)	-
8	廃水処理資材(消耗品)	廃樹脂,廃活性炭(約25本,約45本:ドラム缶)	約70本 (ドラム缶換算)	廃樹脂:約100本/10年 廃活性炭:約45本/10年 (ドラム缶換算)

表2 鉱業に伴う跡措置対象物の量

(2) 放射線的特徵

- 捨石等は、ウランと子孫核種の比が天然の存 在比か、ウランが取り除かれウランと比較して ラジウム等の子孫核種が多い状態にあり、将来 においても放射性核種濃度はほとんど変化しな いか元の鉱石より低い状態にある。
- ② ウラン鉱山周辺の河川水中のウラン,ラジウム濃度や大気中のラドン濃度等は,一般的なレベルである。
- ③ 鉱さいたい積場のたい積物は,捨石と比較してラジウム濃度が高いが,貯留水が鉱さいを覆い湿潤させた状態にあることから,その遮蔽効果により,ラドン散逸率は抑えられ,鉱さいたい積場のラドン散逸率は捨石たい積場と同程度である。

4.周辺の地質環境

人形峠鉱山及び東郷鉱山周辺の特徴について

	U 238 (Bq/g)	
捨石	< 0 .09 ~ 0 .42*1)	
鉱さい	約2 4	
日本の花崗岩類 山陰の花崗岩類	0 D13~0 23 0 D13~0 D92	
日本の土壌	0 .005 ~ 0 .030	
日本のマンガン鉱床の一例	0 21~100	
日本のリン鉱床の一例	1 .6 ~ 14	
放射性温泉沈殿物	5 .6 ~ 15	
化学肥料(熔燐)	2 3	
日本の花崗岩類 山陰の花崗岩類 日本の土壌 日本のマンガン鉱床の一例 日本のリン鉱床の一例 放射性温泉沈殿物 化学肥料(熔燐)	0 013~0 23 0 013~0 092 0 005~0 030 0 21~100 1 6~14 5 6~15 2 3	

表3 捨石と周辺岩石等の U 238の平均的含有量

*1) 捨石たい積場ごとの推定ウラン濃度の平均値 (<0.0009~0.004%U₃O₈)より計算 は,大まかにみて地形的には,中国山地一帯にみ られる早壮年期の山容を呈している。

地質的には,基盤の花崗岩類と,それを不整合 に覆う礫岩,砂岩及び泥岩の一部もしくは凝灰岩 類が分布し,ウラン鉱床はこれを母岩としてチャ ンネル構造中に胚胎している。

センター構内で計測された露天採掘場跡地内の 捨石,泥岩,礫岩,風化花崗岩及び花崗岩の透水 係数は,捨石:1×10⁻⁶m/sオーダ,泥岩:1× 10⁻⁷m/sオーダ,礫岩:1×10⁻⁷m/sオーダ,風 化花崗岩:1×10⁻⁷m/sオーダ 花崗岩:1×10⁻⁶m/s オーダであり,一般的に示されている泥岩:10⁻⁴~ 10⁻⁶m/sオーダ,結晶質岩:10⁻⁶~10⁻¹⁰m/sオー ダ[®]と同程度である。

5.跡措置にかかわる国際的な考え方等

国内には核原料物質鉱山の跡措置事例はないこ とから,わが国の金属鉱山及び海外のウラン鉱山 の事例が跡措置を考える上で参考となる。海外に おける捨石の措置は,整形・覆土・植栽を基本と し,捨石の一部は露天採掘場及び貯留池の埋め戻 し,貯留池の堤防の補強,鉱さいたい積場の覆土 材などとしての利用を基本としており,道路の敷 石に使用されている例もある。また,鉱さいの措 置については,ドライアップ・整形・透水性の異 なる複数の層による覆土・植栽,もしくは水没を 基本としている(写真2)。

また,ICRP における放射線防護の考え方⁽⁾や原 子力委員会の報告⁽⁾,さらには,ウラン鉱山廃棄物 措置にかかわるガイドライン(IAEA案)⁽⁰⁾につい

表4	鉱さいたい積場たい積物の種類と濃度	

н	÷□		U 238	Ra 226	
	司人	(万m³)	Bq/g	Bq/g	
 たい積物 旧製錬所からの鉱さ 旧製錬所からの中和 ヒーブリーチング施 坑水処理施設からの 坑水処理施設からの 	い(廃砂,廃泥) 沈殿物 設からの中和沈殿物 沈殿物 ろ過砂	23 07 04 合計 34	約2 A 約4 .6 平均 約3 .0	約22 2 約4 4×10 ⁻² 平均 約16	
 2.流入水 露天採掘場跡地 見学坑道 大排水溝(旧峠2号 ダム漏湧水 雨水 	沆)	19~29 }(年間流 入間)	約1 2×10 ⁻³ (Bq/cm ³)	約3 .7 × 10 ^{- 4} (Bq/cm ³)	

ては,措置の基準を考える上で参考となる。その ポイントは下記のとおりである。

- (1)制度的管理に関しては,受動的管理と能動的 管理の組合せを基本とし,長期的には受動的管 理に期待する。
- (2)現存する廃棄物管理施設に対してなんらかの 措置(介入)が正当化される判断基準としては、 ICRP勧告を踏まえ10mSv/年を推奨する(図 2)。
- (3) 放射線防護の側面のみならず化学的毒性につ

いても対策が必要である。

(4) 採鉱・製錬施設から発生した廃棄物の管理方法を決定するには、職業被ばく、公衆被ばく、 環境への影響を見積もるための安全解析が必要である。

6.跡措置の基本的考え方

鉱山施設全体の跡措置の検討にあたり,ここで は,鉱山施設の中でも特に量と数が多い捨石たい 積場及び鉱さいたい積場に重点を置いて考える。



写真2 海外の鉱さいたい積場の措置事例(フランス・レカルピエール鉱山)



10mSvよりも低いレベルの現存年間数量は,一般的に容認しうるものであるが,介入すべきある いは対策を行うべきレベル(10~100mSv)を事前に決めて最適の防護活動を選択すべきである。 介入については,一般のものでも約1mSv/年が介入免除レベルである。

図2 ICRP による線量の考え方 (ICRP Publ. 82,1999)

なお,たい積場以外の鉱山施設である通気立坑等 は土砂やコンクリート充てんを基本とした措置を 行う。ヒープリーチング施設及び坑水処理施設は ウランと接触した資材の表面洗浄等を施して再利 用を模索するとともに再利用できないものは鉱業 廃棄物として放射線防護上の安全性を担保した上 で措置する。

現在,柵などで立ち入りを制限して管理しているたい積場を措置し,たい積物からの影響をどこにおいても,鉱山保安法で定められた線量限度である1mSv/年を下回るようにすることで,管理の低減を図る(図3)。

このためには,海外ウラン鉱山の措置事例や IAEA(国際原子力機関)のガイドライン(案)⁰など の考え方を参考にしつつ,活動を終了した鉱山と して鉱山保安法に基づいた措置を進める。本計画 では,鉱さいたい積場を例に,鉱害防止及び放射 線障害防止の安全確保を大前提に,以下の点に着 目して工学的な検討を行った。

- ① たい積場の構造安定化
- ② たい積物からの溶出量低減
- ③ たい積物からの溶出成分の流出抑制
- ④ 放射線の遮蔽及びラドンの散逸抑制
- ⑤ 動植物の侵入及び毛管上昇の抑制

この結果,措置の形態として,現状維持タイプ, 覆土埋設タイプ,地下ピット埋設タイプ,整形覆 土充てん材タイプ,立坑タイプ,トンネル斜坑タ イプの6つの形態が候補に挙がった(図4)。これ らの措置形態について,構造の安定性,ウラン・ ラジウム等溶出量の低減機能,放射線の遮蔽及び ラドン散逸抑制,工事及び修復の容易さ,制度的 管理の必要性,人間侵入の可能性,工事期間及び 工費等について比較検討した結果,整形,覆土, 植栽などの工学的な措置を施す覆土埋設タイプで 現在の場所において安全かつ合理的に措置できる ものと考えられた(図5)。

7.跡措置の安全性の見通し

捨石たい積場及び鉱さいたい積場の措置の安全 性の見通しについて,放射性廃棄物の処分で考慮 されている安全評価の方法を用いて検討した結果 を参考として示す。土木的な構造の安定性,ラド ンや放射線の閉じ込め・遮蔽,地下水の遮水性な どを考慮し,現在の位置で整形,覆土,植栽を行 う場合を対象とした。措置中,措置後の人間への 被ばくに影響を及ぼすと考えられる事象に対し, 予察的に安全性評価を以下の仮定で行った。

- ① 措置では,整形・覆土・植栽を基本とする。
- ② 捨石や鉱さいは,核種濃度を均質とする。
- ③ 覆土層の厚さを捨石で2.0m,鉱さいで3.0m とする。
- ④ 各たい積場の場所及び敷地境界は現在の位置 と同じとする。
- ⑤ たい積場の立地条件(地形,水理・水文,住



図3 跡措置の考え方

サイクル機構技報 No.16 2002.9

技術報告

民の生活形態)に応じて評価する。

- ⑥ たい積場内での核種の溶出及びたい積場から 帯水層への移行は,地下水面下とする。
- ⑦ 帯水層中での地下水移行では希釈・混合は考慮しないが,河川水による希釈は考慮する。
- ⑧ 評価点は現在の敷地境界の外側と設定する。
- ⑨ 評価値は自然バックグランドを除いた値で評価するため,覆土や帯水層中の放射性核種濃度を考慮しない。

なお,大気中のラドンの評価は,地形によるラ ドンガスの滞留,自然バックグランドのばらつき 及び変動等の周辺環境からの影響の考え方などの 課題がある。このため,捨石や鉱さいを起源とす るラドン散逸率は周辺環境と同程度となるように 覆土厚を設定することにより,措置後に捨石や鉱 さいによる大気中のラドン濃度への寄与分は無い (自然バックグランドの範囲内)と仮定した。それ ゆえ,今回の評価に捨石や鉱さいから発生する大



図4 措置方法のイメージ



図5 鉱さいたい積場の安定化措置方法の概念図(履土埋設タイプ)

評価結果は,適切な管理のもとで,将来におい ても一般人の被ばく線量限度1mSv/年を大きく 下回るものであった(図6)。計算には,核種評価 コードORIGEN 2, 線遮蔽評価コードQAD CGGP2,スカイシャイン線量計算コードG33 GP2,サイクル機構東海事業所処分研究部で開発 した浅地中処分評価用核種移行解析コード NESTORを用いた。

8.今後の課題

「7.跡措置の安全性の見通し」を踏まえ,技術 的には次のような観点から課題を整理した。 (1)データ整理の観点

- ① 地質環境の長期的な安定性にかかわるデータ
- ② 周辺地質環境データ
- ③ 解体物にかかわるデータ
- ④ 土木構造物の安定性にかかわるデータ

- (2) 個別技術的課題の観点
- ① 被ばく評価技術
- ② 鉱さい等の安定化技術
- (3)管理・評価の観点
- ① モニタリング技術
- ② 管理システムや記録保存システム
- ③ 長期間を対象とした評価手法

また,それぞれの課題についてのポイントは下 記のように示される。

- (1) データ整理の観点
- 広域的な地質環境の長期的安定性にかかわる,火山,地震・断層,隆起・侵食などにかかわる地質環境データを取得し,評価する。
- ② 周辺の地質環境に関する比較的広域の地質構 造に関する既存データについて,妥当性の評価 を行う。
- ③ 水理地質モデルを作成する。
- ④ 解体物については,種類ごとの量,鉱石付着





図6 評価経路概念図と試算結果

量,洗浄効果等,必要なデータ類の代表値及び その変動を整備する。

- (2) 個別技術的課題の観点
- たい積場ごとにその周辺の地質環境データに ついて、鉱山探鉱、採鉱時等の過去のデータの 整備、国内外の類似データの収集を行う。
- ② 実証試験として,捨石の措置方法に関する設計や安全評価解析用のデータ取得ならびに解析 モデルの検証を行うために,基礎試験,中規模 実証試験によりデータを取得していく(図7)。
- ③ 鉱さいの安定化手法に関する必要性を検討し,技術比較を行う。
- (3)管理・評価の観点
- 他の放射性廃棄物の動向や他の産業分野の状況を勘案し、モニタリング等の関連する既存情報を整理する。
- ② たい積場や鉱さいたい積場の物理化学的特性,法的位置付け,柵などを撤去する際に付与される制限事例等,管理・評価を検討する際に必要となる前提条件を明確にする。

9.跡措置方策実現に向けて(アクションプラン) 跡措置のスケジュールは,全体計画の策定(第 1フェーズ),技術基盤の確立(第2フェーズ)及 び措置の実施(第3フェーズ)とした(図8)

この全体計画に基づき,抽出した技術課題の解

決を図り,その成果に基づいて,対象物の特性に 応じて恒久的な対策を実施することとなる。

なお,捨石たい積場の措置については,社会的 な背景を考慮し,まず方面捨石たい積場を優先的 に行い,その他のたい積場についても早期に完了 できるよう取り組む。鉱さいたい積場については, 流入水低減,坑排水処理対策,溶出防止・安定化 などの措置を行う。

10. 鉱山跡措置技術委員会による評価・確認

本計画は,鉱山跡措置技術委員会の委員からの 助言や指導を仰ぎながら取りまとめを行った。 2002年4月11日に開催された第4回鉱山跡措置技 術委員会において,本計画について技術的な観点 から,以下のように評価・確認された。

- 法律などに基づく現状の管理状態に問題はない。
- ② 既に海外で行われているウラン鉱山を安全に 跡措置するための仕組みや措置事例,関連する 国際的な基準やガイドラインなどについての情 報を十分参考としている。
- ③ 検討された跡措置の方法によって,措置後も 今と同様に安全であることの見通しが得られ る。
- ④ 必要なデータや情報を得るための課題が整理 され、その方法や具体的な項目が示されている。





図8 鉱山跡措置の進め方

⑤ 現在の場所で,基本的には整形・覆土・植栽 を行うことで,跡措置後も鉱山施設からの影響 を1mSv/年を下回るようにしておくことが可 能であり,措置の設計や安全評価解析を行う上 で課題となるデータについては,現地調査や実 証試験で取得できる。

11.おわりに

人形峠鉱山の跡措置問題は,単に地域の個別問 題として取り組むだけでなく,金属鉱山として, また,天然起源の線源を有した核原料物質鉱山と して,関連する広い範囲の中で解決すべきものと して,今後も積極的に取り組んでいく。

参考文献

- 1)動力炉・核燃料開発事業団 中部事業所:"日本のウ ラン資源", PNC TN 7420 94 - 006 (1994)
- 2) 核燃料サイクル開発機構:"人形峠周辺環境の監視測 定結果(平成12年)(岡山県内)", JNC TN 6440 2001 - 001 (2001)

- 3)核燃料サイクル開発機構:"捨石たい積場周辺環境の 監視測定結果(平成12年)(鳥取県内)", JNC TN 6420 2001 - 001 (2001)
- 4)岡山県環境調整課:"平成12年度人形峠周辺の環境放 射線等測定結果(2001)"
- 5)鳥取県放射能調査専門会議:"平成12年度放射能調査 の検討結果(2001)"
- 6)原子力委員会 原子カバックエンド対策専門部会:
 "ウラン廃棄物処理処分の基本的考え方について"
 (2000)
- 7)日本学術振興会:"ウラン その資源と鉱物",朝倉 書店(1964)
- 8)岩田進午,喜田大三:"土の環境圏",(株)フジテク ノシステム(1997)
- 9) ICRP : "Protection of Public in Situations of Prolonged Radiation Exposure ICRP publ . 82 " Annals of the ICRP , 29 , Nos .1 - 2(1999)
- 10) IAEA :" Draft Safety Guide Management of Radioactive Waste from the Mining and Milling of Ores ", DS 277 (2001)
- 11) 核燃料サイクル開発機構:"人形峠環境技術センター における鉱山跡の措置に関する基本計画", JNC TN 6410 2002 - 001 (2002)



Yoshitake SHIRATORI Shin ji KAWAGOE Yuji MATSUI* Norikazu HIGASHIURA Seiji IWASAKI*1

Planning Division, T suruga Head Office * Fugen Nuclear Power Station, T suruga Head Office *1Nuclear Energy System I nc.

廃止措置においては,炉心構造材を含めすべての機器,コンクリート等に含まれる放射化及び汚染による放射 性核種の濃度及び量を評価する必要がある。ふげん発電所の廃止措置の事前準備として,原子炉の運転中でなけ れば実施できない中性子束密度の測定,評価を優先的に行い,その結果より放射化量の評価を行ってきた。

放射化量の評価では,解析による評価を基本とし,解析の妥当性を少数試料のサンプリングによる測定によっ て確認するという手法を適用した。評価にあたっては,炉心構造材領域,その周囲にある遮蔽体領域及び遮蔽体 外側領域の3領域に分類した。前者の二つの領域は解析によって中性子束密度を評価することができるが,遮蔽 体外側領域はそれができないので,放射化箔による中性子束密度測定を多数点について行い,その結果をもとに 放射化計算を行った。これらの評価手法の妥当性を少数試料の測定によって確認した。

The density and amount of radioactive nuclides in equipment or concrete including the reactor core need to be evaluated for the decommissioning of the Fugen Nuclear Power Station. To prepare for decommissioning, measurement and evaluation of the neutron flux density have been executed mainly during the reactor operation, because neutron flux density is measured under that condition.

Activation evaluation is mainly executed by the calculation method, and the results are checked by the sampling measurements. All of the equipments is divided into three parts, inner core part, shielding part, outer shielding part. The neutron flux distribution of two former parts can be evaluated by calculation, but the last part cannot; it is evaluated by measuring the activation foil for many points. These evaluation methods are checked by a small number of sampling measurements.

キーワード

ふげん発電所,廃止措置,放射性核種濃度,放射化量解析,中性子束密度,放射化箔,低レベル放射性廃棄物, クリアランスレベル,コバルト60,コンクリート

Fugen Nuclear Power Station, Decommissioning, Radioactive Nuclide Density, Activation Analysis, Neutron Flux Density, Activation Foil, Low Level Radioactive Waste, Clearance Level, Cobalt 60, Concrete



サイクル機構技報 No.16 2002.9

63

1.はじめに

新型転換炉ふげん発電所(以下,「ふげん」)は, 重水減速沸騰軽水冷却型の動力炉として自主開発 され,1979年に本格運転を開始した。2002年3月 末現在,これまでの約23年間に748体のMOX燃料 を使用し 熱中性子炉1基あたりのMOX燃料使用 規模として世界最大の実績を有するなど,我が国 におけるプルトニウム利用技術を先導的に牽引し てきた。

「ふげん」は,2003年3月に運転を終了し,その 後の廃止措置準備期間に廃止措置計画の具体化に 向けた準備を進めていく予定である。

「ふげん」では,廃止措置を円滑に進めていくた めの諸準備を進めており,放射性核種濃度の評価, エンジニアリング支援システムの開発,解体手法 の検討,廃棄物処理技術の開発等を運転計画に合 わせて計画的に進めている¹⁾(図1参照)。

放射性核種濃度の評価結果は,放射性廃棄物量 の評価,解体作業時の被ばく評価,経済性評価等 のための基礎データとなることから,可能な限り 精度よく評価しておくことが重要である。ここで は,運転期間中から実施しておく必要がある放射 化量の評価について「ふげん」の現状を報告する。

2.放射化量の評価

放射性核種濃度の評価には,中性子による放射

化量の評価のほかに腐食生成物による汚染量の評価がある。

放射化量の評価については,放射化した部材を 多数サンプリング測定して評価するのではなく, 多くの部分を解析によって評価することが可能で ある。各種構造材の放射化量を解析し,その解析 の妥当性を少数のサンプリング測定によって確認 するという方法が最も合理的である。放射化量の 解析には,中性子束密度の評価が必要であること から,原子炉の運転中に実施しなければならず, 「ふげん」では,中性子束密度の解析,測定及び評 価を,汚染評価よりも優先して実施している。

なお,汚染量の評価については,汚染状態が運転中に変化する可能性があること,サンプリングによる測定を中心に行うことから,運転停止後において本格的に実施することを計画している。

2.1 放射化量の解析手順

放射化量の解析については,解析,測定等によって評価した中性子束密度を用いて放射化計算 コード(ORIGEN²⁾)で放射性核種濃度を求める手 法が一般的に用いられている。

放射化量の解析に必要な入力データとしては, 中性子束密度のほかに,材料の元素組成,原子炉 の運転履歴等のデータがある。材料の元素組成に ついては,ミルシート等の材料データを使用する



図1 「ふげん」廃止措置に向けた準備作業

技術報告

が,材料に含まれる不純物については,試料をサ ンプリングして詳細測定を行う等のプラント調査 を行うこともある。なお,コンクリート中に含ま れる水分については,中性子束密度の解析に影響 があることから,その含有量を測定した。

サンプリングによる放射化量の測定結果については、放射化量解析の妥当性評価に使用される(図

2の放射化量解析・評価手順参照)。

原子炉廻りの中性子束密度を解析する場合,「ふ げん」では,炉心構造材のうち,燃料のある炉心 構造材領域,その周囲にある遮蔽体領域(鉄水遮 蔽体及び生体遮蔽体コンクリート)遮蔽体外側領 域の3つの領域に分けて行った(図3の炉心概略 断面図を参照)。これらの領域にある構造材の中性



図2 放射化量解析·評価手順



図3 炉心概略断面図

サイクル機構技報 No.16 2002.9

特に, 圧力管のような炉心内部の構造材につい ては, 長年にわたり炉心管理において使用してき た実績のある炉心管理コード等を使用して中性子 束密度分布の詳細な計算を行った。その周囲に位 置している鉄水遮蔽体や生体遮蔽体コンクリート については,遮蔽計算等で使用実績のある中性子

	方	放射化量評価部位	中性子束密度計算手法	測定・評価手段
	(1) 炉心構造材領域 (圧力管 ,カランド リア管等)		炉心計算コード + (POLESTAR) 格子計算コード (WIMS ATR)	 ・圧力管監 視試験片 の放射化 量測定
原	(2))遮蔽体領域(鉄水遮		ンクリート)
子炉廻		鉄水遮蔽体 (鉄水遮蔽体外側 表面等)	****	 ・放射化箔 による中 性子束密 度測定
IJ		生体遮蔽体コンク リート	翔区計算コード (DOT 3 5)	 ・生体遮蔽 体コンク リートの 放射化量 測定
原子炉廻り以外	 (3) 遮蔽体外側領域 (生体遮蔽体コン クリート外側にあ る機器及びコンク リート等) 構造が複雑である ・中性子線源が複数存 在する ・散乱中性子の影響が 		大型金箔の放射化 量測定 + モンテカルロコー ド (MCNP)	・ に 性 度 遮 側 あ ク の 量 化 る 束 定 体 域 コ ー 射 定

表1 原子炉格納容器内における放射化量評価手法

輸送計算コードを使用した。また,生体遮蔽体コ ンクリートの外側の部分については,中性子束密 度の評価に解析的な手法を適用することが難しい ので,金箔を機器,コンクリート等の近くに多数 設置し,その放射化量を測定することにより中性 子束密度を評価した。

22 炉心構造材の放射化量評価³⁾

(1)解析

炉心内構造材のうち主要な部材として,圧力管 とカランドリア管がある。炉心内の中性子束密度 解析については,通常運転時の炉心管理において 行われており,炉心計算コード(POLESTAR⁴)) が使用されている。炉心構造材部分の中性子束密 度を材料別に細かく解析するためには,構造材の 形状を詳細に取り扱うことのできる格子計算コー ド(WIMS ATR⁵⁾)を使用する必要があるので, 上記の二つのコードを組合せて解析した。

(2) 測定及び評価

炉心構造材放射化量の解析の妥当性を確認する ために,炉心内で約10.7年間照射された圧力管監 視試験片(図4参照,供用期間中の圧力管の健全 性を確認するために定期的に取り出し,機械的な 強度試験を行うための照射試験片。運転開始より 特殊燃料集合体に組込んで炉心内で継続照射して いる)の一部について,試料を採取し,その放射 化量を測定した。

その結果,解析値と測定値は良く一致すること を確認し(表2参照),本解析手法の妥当性を確認



図4 圧力管監視試験片の照射位置

表2 圧力管監視試験片の放射性核種濃度の評価結果

			単位 Bq/t
		核種	核種
核種	Co 60	Nb 94	Cm 244
測定値	1 &E + 12	4 &E + 12	2 2E + 10
解析值	4 8E + 12	4 .7E + 12	2.0E + 10

圧力管監視試験片:Zr 2 5%Nb

した。なお、コバルト60(Co 60)は不純物とし て圧力管監視試験片に混入していたコバルト(Co 59)が放射化したもの、ニオブ94(Nb 94)はあ らかじめ材料に約2 5%添加されたニオブ(Nb 93)が放射化したもの、キュリウム244(Cm 244) は材料中に不純物として含まれた天然ウラン(U 238)が長期間にわたる中性子照射による高次化で 生成したものである。

23 遮蔽体領域の放射化量評価⁽⁾

(1)解析

原子炉廻りのうち,炉心構造材から生体遮蔽体 コンクリートまでの範囲は,中性子束密度が高く, 比較的単純な形状であるため,中性子束密度分布 を解析によって精度よく求めることができる。使 用するコードは一般的に使用されている中性子輸送計算コード (DOT 3 5⁷⁾) である (中性子束密度分布の解析例を図5に示す)。

(2) 測定及び評価

鉄水遮蔽体外側と生体遮蔽体コンクリート内面 との間には,約1m程度の隙間があるため,原子 炉停止中に放射化箔を設置して,中性子束密度を 測定することが可能である。また,原子炉の上下 部についても,鉄水遮蔽体外側であれば放射化箔 による測定が可能であるので,この部分に多数設 置した(放射化箔の設置場所については図6参 照)

設置した放射化箔は,専用の取り付けホルダに 収められており,主に3種類の放射化箔(金,コ バルト,ニッケルの3種類,及び金とコバルトに はカドミウムのカバーを被せたものもあり合計5 種類の組合わせがある)を組込み(放射化箔は写 真1参照),約半年間の照射を行った後に回収し て,ゲルマニウム検出器で線測定を行う方法で 放射化量を測定した。このように炉心構造材廻り の遮蔽体領域において,放射化箔による測定結果 と解析結果を比較したところ,良く一致すること を確認した(図7参照)。





サイクル機構技報 No.16 2002.9



図6 放射化箔による中性子束密度測定箇所の例



- Au : 0. 1mmt \times 12mm ϕ Ni : 1. 0mmt \times 12mm ϕ Co : 1. 0mmt \times 12mm ϕ
- (1) 小型放射化箔

(原子炉廻りの測定に使用)



Au: 0.1mmt \times 46mm ϕ

(2)大型金箔

(原子炉廻り以外の測定に使用)





図7 「ふげん」での放射化箔による放射化量測定値と解析値の比較例
(1)解析

生体遮蔽体コンクリート内の中性子束密度分布 の解析は、炉心構造材廻りの遮蔽体領域の解析と 同様に(上記23)、中性子輸送計算コードを使用 した。コンクリート中の放射性核種濃度は、この 解析で得られた中性子束密度と放射化計算コード とを組合せて解析した。

(2) 測定及び評価

解析の妥当性を評価するために,生体遮蔽体コ ンクリートの一部をコアボーリングによって採取 し,その放射性核種を直接測定した(図8参照)。 合わせて,中性子束密度解析の入力データとして 必要な水分量及び放射化解析の入力データとして 必要な元素組成についても可能な限り測定した。

なお、「ふげん」のコンクリートの元素組成を一般的に公開されている元素組成(NUREG/CR

3474に示されている値³⁾)と比較したところ,放射 化の観点で重要な核種であるコバルトやユーロピ ウムの元素組成についてほぼ一致したことから, NUREG 値を放射化計算に使用して評価できると 考えられる(図9に「ふげん」のコンクリート測定 値とNUREG 値との比較を示す)。

生体遮蔽体コンクリート中のコバルト60等の分 布について,解析値と測定値はほぼ一致したこと から、本手法による解析の妥当性が確認できた(図 10にCo 60の濃度分布の比較を示す)。

また,例えば運転終了後6年におけるクリアラ ンスレベル*領域を一例として試算したところ,内 表面から約40cm程度までが放射能レベルが極め て低い低レベル放射性廃棄物に分類され,それ以 外はクリアランスレベル以下*に分類されるもの と推定された(図11参照)。



	(単位:Bq/g)
放射性核種	クリアランスレベルの濃度(C)
Н 3	200
Mn 54	1
Co 60	0 4
Sr 90	1
Cs 134	0 5
Cs 137	1
Eu 152	0 4
Eu 154	0 4
全 核種	0 2

* 出典:「重水炉,高速炉等におけるクリアランスレ ベルについて(2001年7月,原子力安全委員会)」よ り抜粋

25 遮蔽体外側領域の放射化量評価¹⁰⁾

(1) 中性子束密度の測定及び評価

原子炉格納容器内において,生体遮蔽体コンク リートの外側にある機器,配管等の金属やコンク リート等については,原子炉から離れた位置にあ リ中性子束密度のレベルが低いこと,複雑な形状 をしていること,周辺機器等の中性子散乱の影響 を受けることから,解析によって中性子束密度を 精度良く求めることは難しい。このため,測定感 度の高い金箔(直径46mm,厚さ0.1mm,以下 「大型金箔」という)を多数設置し,金箔の放射化 量をもとに中性子束密度分布を評価した(これま での設置数を表4に示す)。なお、金箔の放射化量

表4 大型金箔設置数

\square	大型金箔設置数(枚数)					
	1999年 後期	2000年 前期	2000年 後期	2001年 前期		
格納容器内	98	42	43	28		
その他	2	14	4	14		
小計	100	56	47	37		
			合計	240枚測定		

から中性子束密度を求めるのに必要な中性子スペ クトルは,モンテカルロコード(MCNP¹¹⁾)によ って算出したものを使用した。

遮蔽体外側領域の機器等のある場所は,測定す る中性子束密度のレベルが低いので金箔の放射化 の程度が少ないこと,金の半減期が長くない(約 2.7日)ことから,原子炉停止後において迅速に金 箔を回収し,高精度の測定を短時間に行うことが 重要である。

原子炉格納容器内全体の中性子束密度分布を測 定した結果については,以下のようにまとめられ る(測定結果の例を図12,図13に示す)。

- ホットスポットになるような中性子のスト リーミングは測定されなかった。
- ② 中性子の散乱等のために,現場での中性子は 比較的一様に広がっており,小さな機器等によ る遮蔽効果は小さい。従って,代表的と思われ る場所を適当な間隔で数点程度測定すれば,そ



図12 大型金箔による中性子束密度測定結果(例1)



図13 大型金箔による中性子束密度測定結果(例2)

れ以上詳細に測定する必要はない。

③ 運転サイクルにより原子炉廻りの中性子束密 度分布が変動することはない。

(2) 放射化量の測定及び評価

大型金箔を使用した放射化量解析の妥当性を評価するために,試料採取可能な部分で,最も中性子束密度の高い場所(重水ダンプタンク付近のコンクリート表面,中性子束密度は約1×10^{cn/cm²} sec)でのコンクリート試料を採取し, コバルト60,ユーロピウム152の濃度を,ゲルマニウム検出器を使用して精密に測定したところ,クリアランスレベル(Co 60,Eu 152とも0 ABq/g)より1桁低いレベルで解析値と一致することを確認した(表5参照)。

以上のことから,原子炉の運転中に中性子束密 度を測定しておけば,機器,コンクリート等の放 射化量を精度よく評価することが可能であり,試 料を多数サンプリングして測定する必要のないこ とを確認した。この手法により,放射化の観点に おいて,クリアランスレベルを超える廃棄物とな るか否かの分類が容易に可能である。

格納容器内の機器,配管等の金属やコンクリー ト等について放射化量を評価したところ,原子炉 及び原子炉廻りの一部の構造材を除き,ほとんど がクリアランスレベル以下の廃棄物に分類される

表5 遮蔽体外側領域での放射性核種濃度の測定値 と解析値の比較(例)

	Co 60 (Bq/g)	Eu 152 (Bq/g)
測定値 (コンクリート試科)	13E2	2.1E 2
解析値 (金箔による放射化量より算出)	13E2	2.1E 2

対象:重水ダンプタンク付近のコンクリート

ものと推定できた。なお,廃棄物に含まれる放射 性核種の濃度によってレベルごとに分類する際に は,放射化量の評価結果に汚染量の評価結果を加 えて評価することになる。

3.まとめ

原子炉の運転中においては,サンプリング測定 によって放射化量を直接評価できる部分は限られ ている。しかし,炉心内構造材領域,その周囲に ある遮蔽体領域,遮蔽体外側領域の各領域につい て,中性子束密度の評価結果をもとに放射化解析 を行い,少数のサンプリング測定によって評価の 妥当性を確認することができた。

今後,放射化量の評価精度を高めるために,運 転停止後にサンプリングによる追加測定を行う予 定があるが,これまでに述べた手法を適用するこ

表6 廃止措置に伴い発生する廃棄物等の発生量(推定)

〔単位:万トン〕

\square	炉型			参考 [実用発電用原子炉	施設*1〕	
	, , , , , , , , , , , , , , , , , , ,				BWR〔110万kw級],PWR〔110万kw級] , GCR [16万kw]
X	分	金属	コンクリート	合 計	金属	コンクリート	合 計
低レベコ	レベル (炉心構造材の一 部)	0.02以下	0	0.02以下	0 .01 ~ 0 .02	0~03	0.01~0.3
ル 放 射	レベル	0.1	0	0.1	0 2	0.1以下~1.0	0 2~1 2
臣廃棄物	レベル (放射能レベルの 極めて低いもの)	0 2	0.1	0.3	0 2~ 1 以下	0.1~1以下	0 3~ 1
放射		1 <i>A</i> (1)	35 (32)	36 <i>A</i> (33)	1以下~4 (1以下~3)	13 ~ 50 (12 ~ 49)	13 ~ 53 (12 ~ 50)
	合 計	2	35	37	1 ~ 4	14 ~ 50	16 ~ 55

*1:実用発電用原子炉施設のデータは「重水炉,高速炉等におけるクリアランスレベルについて(2001年7月,原子力 安全委員会)」より引用

*2:括弧内の数値は放射性廃棄物でない廃棄物の量

とで,その数を最小限とすることができると考えている。

なお、これまでに実施した汚染調査の結果を加 味し、各種の建屋、機器、配管等の重量データ等 をもとに廃棄物量を試算したところ、全体重量約 37万トンのうち、放射性廃棄物として処理処分が 必要な廃棄物は、約04万トン程度になるものと推 定している(表6参照)。

参考文献

- 1) 柳澤務 ,"「ふげん」の廃止措置への取り組み"(デコ ミッショニング技報第21号) 2000年3月
- 2) M.J.Bell, "ORIGEN The ORNL Isotope Generation and Depletion Code", ORNL 4628(May 1973).
- 3) 白鳥芳武,清田史功,他,"「ふげん」放射能インペントリ評価(2)"原子力学会2000年秋の年会予稿集, し2
- 4) Shiratori ,Y ., "Operating Experience with MOX Fuel Loaded Heavy Water Reactor", J. Nucl. Sci.

Tech ., 30 , 78 (1993).

- 5) Wakabayashi , A . , " Characteristic of plutonium utilization in ATR ", NEACPRP A744 (1985).
- 6) 白鳥芳武,清田史功,他,"「ふげん」放射能インペントリ評価",原子力学会2000年春の年会予稿集, G38
- 7) F.R. Mynatt "THE DOT III Two Dimensional Discrete Ordinates Transport Code ", ORNL TM 4280 (September 1973)
- 8) 白鳥芳武,清田史功,他,"「ふげん」放射能インペントリ評価(3)"原子力学会2001年春の年会予稿集, K31
- 9) J. C. Evans, "Long Lived Activation Products in Reactor Materials", NUREG/CR 3474 (August 1984).
- 10) 白鳥芳武,清田史功,他,"「ふげん」放射能インペントリ評価(4)"原子力学会2001年秋の年会予稿集, N53
- 11) J.F. Briesmeister, "MCNP A General Monte Carlo N Particle Transport Code Version 4 B", LA 12625 M, (March 1997)



Evaluation of Room Scattered Neutrons at the JNC Tokai Neutron Reference Field

Tadayoshi YOSHIDA Norio TSUJIMURA Katsumi OYANAGI*

Radiation Protection Division, Tokai Works * Japan Radiation Engineering Co.,Ltd.

東海事業所計測機器校正施設には,中性子線サーベイメータや中性子線エリアモニタ等の校正を行うため に,²⁴¹Am Be及び²⁵℃fの中性子校正場を整備している。この校正場は,直接線と併せて,線源周辺の構造材や, 壁,床及び天井等からの散乱線が含まれている。したがって,校正位置における室内散乱線の分布とエネルギー スペクトルについて評価する必要がある。そこで球形多減速材付き³He比例計数管式スペクトロメータを用いて それらを評価した。その結果,直接線成分を精度よく測定し,室内散乱線成分との相対関係を把握することがで きた。さらに,IS O106471996で示されているシャドーコーン法(Shadcownetechniowど)の項式 フィット法(Polynomialfit roを用いてd外性子線サーベイメータの室内散乱線の補正方法について評価 を行った。その結果,両者の方法によって与えられる補正結果の差は3.3%以内であった。本手法を適用するこ とによって,定期的な校正作業において簡便に中性子サーベイメータ等の室内散乱線補正を実施できることが実 証された。

Neutron reference fields for calibrating neutron-measuring devices in JNC Tokai Works are produced by using radionuclide neutron sources, ²⁴¹Am Be and ²⁵²Cf sources. The reference field for calibration includes scattered neutrons from the material surrounding sources, wall, floor and ceiling of the irradiation room. It is, therefore, necessary to evaluate the scattered neutrons contribution and their energy spectra at reference points. Spectral measurements were performed with a set of Bonner multi sphere spectrometers and the reference fields were characterized in terms of spectral composition and the fractions of room-scattered neutrons.

In addition, two techniques stated in ISO 10647, the shadow cone method and the polynomial fit method, for correcting the contributions from the room-scattered neutrons to the readings of neutron survey instruments were compared. It was found that the two methods gave an equivalent result within a deviation of 3.3% at a source-to-detector distance from 50cm to 500cm.

キーワード

中性子校正場,中性子サーベイメータ,室内散乱線,シャドーコーン法,多項式フィット法,中性子スペクトル, 校正,球形多減速材付きスペクトロメータ,²⁵²Cf,²⁴¹Am Be

Neutron Reference Field, Neutron Survey Instruments, Room-Scattered Neutrons, Shadow Cone Technique, Polynomial Fit Method, Neutron Spectra, Calibration, Bonner Sphere Spectrometer, ²⁵²Cf, ²⁴¹Am Be

辻村 憲雄 善志田 忠義 大柳 勝美 線量計測課 標準·校正 線量計測課 標準·校正 線量計測課 標準·校正 チーム所属 - ム所属 チーム所属 研究員 チームリーダ,副主任研究 放射線測定器等の校正に用 放射線測定器等の校正に用 いる放射線(能)標準の維 持業務に従事 いる放射線(能)標準の維 放射線測定器等の校正に用 持 開発業務に従事 いる放射線(能)標準の維 第1種放射線取扱主任者 持,開発業務に従事

技術報告

1.はじめに

MOX 燃料施設の放射線管理では,(,n)反応や自発核分裂により発生する中性子による被ば く管理が重要であり,その測定には,携帯型の中 性子サーベイメータや固定型の中性子エリアモニ タが使用されている。

これらの中性子モニタの校正には,当事業所で は²⁴¹Am Beや²⁵²Cfといった中性子線源が使用され ており,国家標準とのトレーサビリティは単位時 間あたりの中性子放出数で確保されている。線源 からの直接成分による線量当量率は,中性子放出 率から校正地点における中性子フルエンス率を計 算し,その値にISO 8529 3¹等で与えられている中 性子フルエンス - 線量当量換算係数を乗じること で,比較的容易に得ることができる。

しかし,現実の校正業務においては,照射室が 有限のサイズであるため,照射室の床,壁,天井, さらに周辺の構造物等からの散乱線寄与があり, 直接線に対するその割合は照射室の幾何学的条件 や構造によって大きく変化する。このため,中性 子モニタを校正する事業者は,こうした散乱線寄 与をあらかじめ正確に把握し,照射室の幾何学的 条件などに応じた適切な補正を行う必要がある²)。

しかし,現状としては,国内規格(JIS)におい て中性子測定器の校正方法についての規定もな く,実務レベルにおいて中性子の散乱線の補正を 行っている旨の報告や実例もあまり見当たらな い。 本稿では,東海事業所計測機器校正施設の中性 子校正場における室内散乱線の状況を精度良く評 価し,室内散乱線の影響に左右されない中性子 サーベイメータ等の校正方法について検討した結 果について述べる。

2.中性子校正場の概要

(1) 線源及び中性子照射装置

東海事業所の中性子校正場では,²⁴¹Am Be と²⁵²Cfの2種類のRI中性子源を中性子モニタ等の 校正に使用している。前者は,米国NEUMEC社 製で旧電子技術総合研究所(現在,産業技術総合 研究所)によって,同研究所の所有する基準中性 子源との比較測定によって中性子放出率が定量さ れている。2002年4月1日の中性子放出率は2.33 (±5%)×10°[s⁻¹]である。一方,後者の²⁵²Cf は,英国AEA Technology社製のもので,中性子 放出率は英国National Physical Laboratory にてマ ンガンバス法で定量されている。2002年4月1日 の中性子放出率は1.000(±0.6%)×10°[s⁻¹]で ある。両線源共に二重構造のステンレスカプセル に封入されている。

これらの中性子線源は,照射室の地下約4mに 設置された線源格納容器に保管されており,使用 時には,圧縮空気によって線源案内管に沿って地 上高12mまで線源を射出し照射筒上端の電磁石 で線源を固定する方式を採用している。図1に照 射装置の外観写真を示す。



図1 中性子照射装置の照射筒の外観

技術報告

75

(2) 照射室の幾何学的配置

中性子照射装置を設置している照射室の平面図 並びに断面図を図2に示す。照射室は,床面積が 13×13m,天井高53mであり,部屋の中央に深 さ2mの地下ピットを配している。中性子照射装 置の本体は,このピットからさらに深さ2mの場 所に設置している。線源案内管,照射筒は室内の ほぼ中央に配置している。

この照射室は,隣接する別の照射室との境界壁 が厚さ60cmの普通コンクリート製であるが,建屋 の外に面した壁(2面)は厚さ10cmの軽量発泡 コンクリート製,天井は断熱材であるグラスウー ル及び軽量発泡コンクリート製であり,中性子を 建屋外に逃がすことによって室内散乱線を極力低 減させる設計になっている。このため,建屋の外 側も管理区域とし,建屋を取り囲むよう配置され た周囲の土手で放射線を遮蔽するという極めて特 徴的な構造を有している。 3.中性子校正場における中性子スペクトル

中性子校正場における室内散乱線の状況を調べ るため,中性子サーベイメータの校正位置におけ る中性子スペクトル,中性子フルエンス(率),周 辺線量当量(率)[JISにおける場所にかかわる1 cm 線量当量(率)]について中性子スペクトロメータ を用いて評価した。

(1) 中性子スペクトロメータ

使用した中性子スペクトロメータは,旧東京大 学原子核研究所で開発された球形多減速材付 き³He比例計数管³⁾とほぼ同一の型式のものであ り,4種類の球形ポリエチレン減速材(直径 231mm,151mm,111mm及び81mm)とその中 心に設置する直径51mmの米国LND社製球形³He 比例計数管(50気圧)からなる。本中性子スペク トロメータの応答関数はANISNのAdjoint計算に よるほか,単色中性子場での照射実験によって検 証されている。

2493 3473 ШЩ. 10-2-0 中性子照射装置 外壁 照射室(A) 照射室(B) (軽量発泡コンクリート) ET MO Ey HOU 2910 遮蔽壁 線派 保管室 (普通コンクリート) 低レベル 照射室 何榮 検査室 準備室 服下 12,500 13,000 ,300 -13 unit:mm

図2 照射室(B)の平面図及び断面図

²⁴¹Am Be 及び²⁵²Cf 中性子線源について, それぞ

れ線源から10,15,20,30,40及び50mの 6地点において中性子を測定し、³He比例計数管 の計数率並びに応答関数からアンフォールディン グ法を用いて中性子スペクトルを求めた。測定に あたっては、線源とスペクトロメータの間に鉄と ホウ素入りポリエチレンからなる円錐形のシャ ドーコーンを設置し、直接線と散乱線とを分離し た測定も行った。つまり散乱線はシャドーコーン を設置した時の測定値から得られ、直接線はシャ ドーコーンがない時の測定値からある時の測定値 を差し引いた値から得られる。アンフォールディ ング計算にはSAND ⁴⁾、初期推定スペクトルに は室内構造を模擬したモンテカルロ計算による結 果を用いた。

(2)中性子スペクトルの変化

図3に,10m地点における²⁴¹Am Beの中性子ス ペクトル測定結果を示す。図には,室内散乱成分 を含んだスペクトル,直接成分(ただし照射筒に よる減速含む)のスペクトル,さらに減速や散乱 線寄与などの全く無い理想化された条件でのスペ クトルを示している。直接成分のスペクトルは, 照射筒によるわずかなスペクトル変化が見られる ものの理想的なスペクトルに良く一致している。 一方,室内散乱線を含んだものについては,理想 的なスペクトルに比べエネルギーが下がるにした がってフラックスが増えていることが分かる。

図4に,10~50mの範囲の6地点における ²⁴¹Am Beの室内散乱線寄与を含んだ中性子スペク トル測定結果を示す。線源からの距離が離れるに つれて,高エネルギー成分はほぼ逆二乗に比例し て減少するのに対し,室内散乱線による低エネル ギー成分については距離にあまり依存していない ことが分かる。

また ,⁵²Cf については ,²⁴¹Am Be とスペクトル形 状は異なるものの,室内散乱線による寄与は同様 の傾向であった。

(3) 平均エネルギー,フルエンス率及び周辺線量 当量率の変化

表1に,²⁴¹Am Beについて,平均エネルギー, 中性子フルエンス率及び周辺線量当量率の距離依 存性を取りまとめた結果を示す。ここでは,中性 子フルエンス率と周辺線量当量率に距離の二乗を 乗じた値として示している。

散乱線を含まない成分については,平均エネル ギーは距離にほとんど依存せず,また中性子フル エンス率,周辺線量当量率共に逆二乗にほぼ比例 していることが分かる。一方,室内散乱線を含ん だ成分については,距離による平均エネルギーの



実線は室内散乱線を含んだスペクトル,点線は直接線によるスペクトルである。また,赤実線は散乱のない理想的条件下におけるスペクトル(IS08529から引用)である。

図3 10m地点における241Am Beの中性子スペクトル



技術報告



図4 距離10~15mにおける²⁴¹Am Beのスペクトル(室内散乱線を含む)

表1 ²⁴¹Am Be中性子校正場における平均エネルギー,中性子フルエンス率及び周辺線量当量率の,線源-被校正器間距離による変化

距離		室内散乱線含	む	室内散乱線含まず			
ℓ [m]	MeV	(ℓ)× ℓ ² (m ² .cm ⁻² s ⁻¹)	<i>H</i> *(ℓ)×ℓ² (m².μSv.h ⁻¹)	MeV	(ℓ)x ℓ ² (m².cm ²s ¹)	H*(ℓ)× ℓ ² (m². μ Sv.h ⁻¹)	
1.0	G. E	23.6(1.00)	30.5(1.00)	3.8	19.9(1.00)	26.9(1.00)	
15	3 <i>A</i>	25 9 (1.10)	32 .4 (1 .06)	3.9	20 .4 (1 .02)	27.7(1.03)	
2.0	3 .1	28 9 (1 23)	34.3 (1.13)	3.9	20.7(1.04)	28.1(1.04)	
3.0	2.6	35 & (1 52)	38.3 (1.25)	3.9	20.9(1.05)	27.9(1.04)	
4.0	22	42.7 (1.81)	41.9(1.37)	3.9	20.7(1.04)	28 4 (1 .05)	
5.0	1.9	493(2.09)	45.3 (1.48)	4.0	20.8(1.05)	28.1(1.04)	

中性子放出率 = 2.33E + 6 [s⁻¹]

変化が著しく,またフルエンス率,周辺線量当量 率共に逆二乗則から大きく外れることが分かる。 線源からの距離1m地点における全フルエンスに 対する室内散乱フルエンスの割合は約16%,全線 量当量に対する室内散乱線による周辺線量当量は 約12%であった。また,距離5mの場合は,それ ぞれ約60%,約40%であった。

中性子サーベイメータ等の校正は一般に次のよ うな手順で行われる。 校正対象とするサーベイメータ(以下,被校正器と記す)を線源から適当な距離 ℓ に設置し,中 性子を照射する。被校正器の指示値をM,基準と する線量をHとしたとき 校正定数Kは次式で与え られる。

このとき,室内散乱線の寄与が全く無視できる ほど広い校正場であれば,線量Hは,線源の中性 子放出率 B とフルエンス - 線量当量換算係数 h を用いて次式から計算できる。

$$H(\ell) = h \frac{B}{4 \ell^2}$$
(2)

しかし,実際の校正場は有限のサイズであるた め、散乱線による寄与を無視することはできない。 前節でも示したように,線源からの距離が離れる につれ,スペクトル形状(平均エネルギー)が大 きく変化するため,線源のスペクトル形状が変わ らない条件のもとで算出されたかを用いて,中性 子サーベイメータを校正する任意の距離における 線量基準値を(2)式から算出することは不可能で ある。

このため、通常、中性子サーベイメータの校正 においては、被校正器について、まず室内散乱線 による寄与分を補正し、次にその補正した指示値 と(2)式から算出した線量基準値とを比較すると いう手法がとられる。こうした室内散乱線の補正 については幾つかの方法が提案されており、 ISO 10647⁵⁾ にはShadow cone technique (以下 「シャドーコーン法」と示す)とPolynomial fit method (以下「多項式フィット法」と示す)等が 推奨されている。

(1) シャドーコーン法

シャドーコーン法は,シャドーコーンと呼ばれ る主に鉄鋼とホウ素入りポリエチレンからなる円 錐形の中性子遮蔽材を用いて,室内散乱線の影響 を評価する方法である。

シャドーコーンのない状態での被校正器の指示 値を*M_T*,シャドーコーンを線源 - 被校正器間の直 線上に設置した状態での指示値を*M_s*,空気による 減衰補正を*F_s*とすると,次式が成り立つ。

$$[M_{1}(\ell) - M_{2}(\ell)]F_{2}(\ell) = R \qquad \dots (3)$$

R は被校正器のフルエンスレスポンスであり、 は中性子フルエンスである。通常、空気による減 衰の影響は小さいのでFaは1として取り扱っても 差し支えない。

シャドーコーン法の利点は,室内散乱線による 影響を実験的に直接的に測定できる点にある。一 方,適用できる線源-被校正器間距離に制約があ ること,被校正器や線源の体積が大きいと適用で きないといった制約がある。

(2) 多項式フィット法

多項式フィット法は,任意の距離で室内散乱線 も含んだ状態で測定を行い,そのデータをもとに 距離と指示値との関係について,2次の多項式に よるフィット関数により得るものである。以下に 2次多項式を示す。

$$\frac{M(\ell)}{F(\ell)} = R \left(1 + x\ell + y\ell^2 \right) \qquad \dots \qquad (4)$$

ここで, x, yはフィッティングパラメータであ る。 F_1 は線源及び被校正器の検出器の体積による ジオメトリ補正であるが, 被校正器が線源から十 分に離れた場合, あるいは線源が点線源とみなせ る場合は無視 ($F(\ell) \cong 1$) しても良い。

多項式フィット法の利点は,制約条件が最も少 なく,被校正器の形状(大体積の検出器や数種で 組合せた検出器,ファントムを用いた個人線量計 の校正等)によらず適用できる点にある。また, あらかじめ校正対象とする機器について,距離の 関数としてフィッティングカーブを得ておけば, シャドーコーンのような特別な機材を用いること なく室内散乱線の補正ができる。

一方,多項式フィット法で得られるパラメータ x,yには,厳密には物理的意義が含まれていない ため,得られた関数に測定に伴う系統的な誤差を 含んでしまう可能性がある。

5.中性子サーベイメータの校正における室内散 乱線の補正

東海事業所で使用している2種類の中性子サー ベイメータについて,前述した2種類の手法を用 いた散乱線補正方法の適用の是非並びにその効果 について検討した。使用したサーベイメータは, Studsvik 製2202 Dと富士電機製NSNであり,いず れも東海事業所で中性子モニタリングに使用され ているものである。

(1) 実験方法

実験では,中性子線源に²⁴¹Am Be (37GBq) 及び²⁸²Cf (999 MBq)を使用し,シャドーコーン を設置した場合と設置しない場合について,線源 からの距離50 cm ~ 5 mの範囲でそれぞれのサー ベイメータの計数率を調べた。なお,⁵⁹²Cfを使用し た場合,NSN型は線源近傍で高計数率に伴う数え 落としが見られたため , 3 7MBqのチェッキング 線源を用いて ,1 5mの地点で規格化したデータを 用いた。

(2) 実験結果

2202 D型中性子サーベイメータについて,計数 率と線源-検出器間の距離との関係を調べた結果 を図5(²⁴¹Am Be),図6(²⁵²Cf)に示す。同様に, NSN型について図7(²⁴¹Am Be),図8(²⁵²Cf)に 示す。ここで縦軸は計数率に距離の二乗を乗じ, 中性子放出率で規格化した値である。ディメン ジョンとしては,フルエンス当たりの計数率に相当 し,y切片は(3)式及び(4)式のパラメータR (直接入射フルエンス当たりの計数率 いわゆるフ ルエンスレスポンス)に対応している。

室内散乱線の寄与が完全に無視できる場合,計 数率は距離の逆二乗に比例するので距離に依存し ない一定の値が得られるはずであり,シャドー コーン法による測定結果は,その傾向が見られる。 一方,室内散乱線による寄与を含んだ場合,図か らも明らかなように線源からの距離が離れるにつ れ指示値に距離の二乗を乗じた値は単調に増加し ている。これは,室内散乱線による計数寄与が相 対的に増加することを示している。

また,図には,シャドーコーン法の有効範囲で の平均値及び多項式フィットの結果も実線で示し た。実験データとフィッティングカーブは良く合 致している。

(3) 室内散乱線の補正効果の検討

シャドーコーン法及び多項式フィット法によっ て得られた,2種類の中性子サーベイメータの直 接入射フルエンスに対するレスポンスR,を比較 した結果を表2に示す。両手法から得られたRの



図5 2202D (²⁴¹Am Be) における距離とレスポ ンスの関係





16 22020(****)における距離とレスホノスの関係



サイクル機構技報 No.16 2002.9

手	法	シャドーコーン法(S) (cpm・mm²・sec [(counts/cm ⁻²)]	多項式フィット法(P) [cpm・mm²・sec 【(counts/cm ⁻²)]	P/S 1
ם במכב	²⁴¹ Am Be	3010 [0 502]	3040 [0 .507]	+1.00%
2202 D	²⁵² Cf	3140 [0 524]	3150 [0 525]	+0.32%
NON	²⁴¹ Am Be	28700 [4 .78]	28300 [4 .72]	- 1 .39%
INSIN	²⁵² Cf	32900 [5 48]	34000 [5 .66]	+3.34%

表2 各手法によって求めたフルエンスレスポンス R の比較結果

値は - 1 4~ +3 3%以内で一致した。

したがって,本実験から得られた多項式フィットの結果を適用することで,任意の距離における中性子サーベイメータの指示値に対し,室内散乱線による寄与分を補正することが可能であることが実証できた。

6.おわりに

中性子校正場における室内散乱線による影響 を、中性子スペクトロメータによる実測によって 評価した。さらに、代表的な中性子サーベイメー タについて、本校正場における室内散乱線による 計数率への影響を調べ、その補正方法について検 討した。シャドーコーン法及び多項式フィット法 を用いた室内散乱線の補正方法を比較した結果、 両方法によって補正された中性子サーベイメータ の指示値は - 1 4%~3 3%の範囲で一致すること が分かった。後者の多項式フィット法は、あらか じめ被校正器あるいは線源の種類ごとに指示値を 距離の関数として表しておくことで、任意の位置 においても室内散乱線の影響を除外した指示値を 得ることができるため、定型化された校正作業に おいて簡便に中性子サーベイメータ等の室内散乱

線補正を行うことができる。

なお,今回,実験により得られた室内散乱線補 正のフィッティングカーブは,あくまでも校正場 に特有のものであり,東海事業所の中性子校正場 でしか適用できない。今後は,異なる構造の校正 場に対しても同様の室内散乱線補正法を適用し, 事業所あるいは事業者間で,系統的な誤差が生じ ない中性子サーベイメータの校正方法を展開して いく必要がある。そしてそれらの知見を元に国内 規格制定への提言を行っていく必要がある。

参考文献

- ISO 8529 3 : "Reference neutron radiations Part 3 : Calibration of area and personal dosimeters and determination of their response as a function of neutron energy and angle of incidence ", (1998)
- 2)例えば,原子力安全技術センター:被ばく線量の測定・評価マニュアル,(2000)
- 3) Y. Uwamino, T. Nakamura et al.: Nucl. Instr. Meth., A 239 pp 299 309, (1985)
- 4) W . N . Mcelroy et al ., AWFL TR 67 41 , (1969)
- 5) ISO 10647:" Procedures for calibrating and determining the response of neutron measuring devices used for radiation protection purposes ", (1996)



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

笠原 直人 神保 雅一* 細貝 広視*1

大洗工学センター 要素技術開発部 ^{*}株式会社 東芝 電力システム社 ¹常陽産業株式会社

Mitig ation Method of Thermal Transient Stress by a Total Analysis of Thermal Hydraulic and Structural Phenomena

Naoto KASAHARA Masakazu J INBO Hiromi HOSOGAI*1

Advanced Technology Division, O-arai Engineering Center * Toshiba Corporation * Joyo Industries Limited

高速炉の機器に生じる系統熱過渡荷重を,プラント設計条件と発生熱応力の関係を把握することにより緩和す る方法を提案した。

現状の機器設計は、プラントのシステムパラメータの変動を考慮して保守的となる熱過渡条件を熱流動解析に より設定し、その条件の下で発生熱応力が許容値以下となる形状を構造解析により求めるという手順を踏む。こ こで、熱流動解析と構造解析を統合すると、プラント設計条件と発生熱応力の関係を直接把握することができる ようになる。この関係を用いると、システムパラメータから合理的に熱過渡条件を決定できる。実証炉へ適用し た例では予測熱応力が従来に比べて9%小さくなった。さらに、システムパラメータの中には安全性・性能より も熱荷重に対する影響が大きいものが存在することから、前者へ影響を及ぼさない範囲で系統熱過渡荷重の感度 が大きいシステムパラメータを調整することで、系統熱過渡荷重を緩和することができる。実証炉の例では他の 制約条件を考えなければ最大35%の応力低減の可能性があることが分かった。

This study proposes a mitigation method of thermal transient loads in fast reactor components by utilizing relationships among plant system parameters and resulting thermal stresses. Conventional design procedure against thermal transient loads has two independent steps: thermal hydraulic analysis to determine conservative thermal transient conditions considering variation of the system parameters and structural analysis to check structural integrity under given conditions. On the other hand, a total analysis procedure of thermal hydraulic and structural phenomena can grasp the relationship among system parameters and thermal stresses. It enables the mitigation of thermal transient loads by adjusting system parameters.

キーワード

高速炉,機器設計,系統熱過渡,流体温度,熱応力,熱流動,構造,統合解析,実験計画法,オブジェクト指向

Fast Reactor, Component Design, Thermal Transient, Fluid Temperature, Thermal Stress, Thermal Hydraulic, Structure, Total Analysis, Design of Experiments, Object-Oriented



資料番号:16-8

1.緒 言

高速炉の運転状態に伴い変化する冷却材温度に よって生じる熱応力は系統熱過渡荷重と呼ばれ, プラント機器にとって主要な荷重であることか ら,その緩和方法を提案する。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。プラント機器は これらの中でも最も厳しい荷重に耐え得るように 設計する必要がある。

従来の機器設計では,熱流動設計と構造設計と を個別に実施していた。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,熱過渡条件と呼ぶ。)の傾向を熱流動解析 から把握し,パラメータが変動しても保守的とな る熱過渡条件を設定していた。次に,この熱過渡 条件を構造設計側に受け渡し,その条件を前提と して発生熱応力が許容値以下となる形状を構造解 析によって求めるという手順を踏んでいた。

これに対して,本研究では熱流動-構造統合解 析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を提案する。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 組合せから客観的に熱過渡条件を決定することが できる。さらに,安全性や性能へ影響を及ぼさな い範囲で,系統熱過渡荷重に感度が大きいシステムパラメータを調整することによって,系統熱過 渡荷重を緩和することができるようになる。

熱流動 - 構造統合解析を設計へ適用する上での 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 析コードを使用してこの問題の解決を図った。こ れらの手法の有効性を,実証炉の中間熱交換器の 系統熱過渡荷重解析への適用を通して示す。

2. 高速炉の系統熱過渡荷重

2.1 系統熱過渡荷重の発生要因と種類

原子力プラントに負荷される荷重には,圧力, 自重及び地震力に加えて,冷却材の温度変化によって生じる荷重がある。冷却材温度変化が構造材 に伝わり内部に温度差が生じると,膨張と収縮す る部材のせめぎ合いで熱応力が発生する。

高速炉では、冷却材として使用されるナトリウ ムの比熱が水の1/3以下であるため軽水炉に比べ て炉心出入口温度差が200 程度拡大され、系統の 温度変化幅が大きくなると共に運転温度が高くな る。さらに、ナトリウムの構造材への熱伝達特性 が良いことから、系統温度変化が機器に与える熱 応力すなわち系統熱過渡荷重が厳しくなる。

系統熱過渡荷重には運転中に生じる事象の数だ け種類がある。図1に示す高速炉の系統図により それらを説明する。高速炉は,炉心で発生する熱



図1 高速炉の系統構成とシステムパラメータの例

研究報告

を安全に蒸気タービンに伝えるために燃料棒の隙 間に熱伝導の良い液体ナトリウム(1次ナトリウ ムと呼んでいる。)を流して熱を取り出し、その熱 を中間熱交換器で別の液体ナトリウム(2次ナト リウムと呼んでいる)に受け渡し,2次ナトリウ ムの熱が蒸気発生器内を流れる水を加熱する構成 となっている。ここで,起動又は停止により炉心 の発熱量が変化すると、1次と2次のナトリウム の温度が順次変化するため、プラント内に温度差 ができる。このため,それぞれの事象で系統熱過 渡荷重が発生する。仮に何らかの原因によって, 原子炉を緊急停止した場合、炉心の発熱は急激に 低下するため、より厳しい系統熱過渡荷重が発生 する。このように運転中には通常時から故障時ま で様々の事象があり,それらによる熱過渡条件も 種々に想定される。

22 系統熱過渡荷重の大きさに影響する因子

系統熱過渡荷重の発生機構は冷却材温度変化に 対する構造の温度と応力の応答であることから, その大きさは,冷却材温度変化の要因と構造応答 側の要因との両者の影響を受ける。

まず冷却材温度の要因について説明する。冷却 材の温度はプラント中の単位時間当たりの発熱量 と除熱量のバランスで決まる。発熱と除熱に関与 する因子を取り上げると,図1の例ではA~Hに 示すシステムパラメータである。したがって,こ れらはすべて系統熱過渡荷重の大きさに影響を与 える。これらのシステムパラメータは製作誤差や 評価誤差により変動する可能性があることから, プラントの基本的な系統と運用を決めるシステム 設計からはアウトプットとしてその変動範囲が示 される。

次は構造応答側の要因であり,これには温度の 応答と応力の応答の2種類がある。構造の温度応 答は部材の熱容量と熱伝達係数に依存する。熱容 量は主として材料と板厚に依存し,熱伝達係数は 冷却材の流速の関数である。その流速は図1中の A,C,D,E,Fの因子の影響を受ける。構造 の応力の応答は,温度応答の違いによって部材間 に生じた温度差と熱膨張変形の拘束の程度に応じ て生じるものである。したがって応力応答特性は 形状に依存する。

これらの結果,冷却材温度変化が同じであって も,応力の応答特性は構造ごとに大きく異なるこ とになる。図2にその例として,炉心出口の冷却 材温度変化に対する配管構造とYピース構造の応 答の違いを示す。配管は板厚の内面と外面の応答 の差に起因する板厚方向温度差が熱応力の要因と なる。この場合,温度変化速度が大きいほど,温 度差がつきやすいことから,冷却材の温度変化速 度に敏感な応答特性を有する。一方,Yピース構 造では冷却材に接する容器壁と接しない支持部の 温度差が応力の要因である。時間が経過すると容



図2 形状に依存する熱応力の応答特性

器壁の温度は冷却材の温度に追従することから, 冷却材の温度変化速度よりは温度変化巾に敏感な 応答特性を有することになる。

3. 従来の熱流動・構造個別設計法

系統熱過渡荷重に対する機器構造設計の目的 は,系統設計側から運転中に考慮するべき事象と システムパラメータの変動範囲を受け取り,これ に耐えうる構造形状を設計することである。従来 の設計は,図3に示すようにシステムパラメータ の変動を考慮して厳し目になる熱過渡条件を設定 する熱流動設計と,設定した熱過渡条件の下で成 立する形状を求めるという,熱流動と構造の個別 の設計手順が採られていた。

熱流動設計の目的である厳し目の熱過渡条件設 定には二つの課題がある。一つは、冷却材の温度 変化は発熱と除熱に係るシステムパラメータの複 雑な相互関係で決まるため、システムパラメータ の値を比較しただけでは熱過渡条件への影響度が 予想できないことである。もう一つは、同一温度 に対する各機器ごとの応力の応答が異なることか ら、プラント全体に対して安全側となる熱過渡条 件を設定することが難しい点である。そこで、前 者に対してはシステムパラメータの変動による流 体温度の振れ幅を把握するため、パラメトリック な熱流動解析が実施される。後者に関しては、熱



流動解析の結果に対して安全係数を考慮した多直 線処理を施し,実際より厳しい熱過渡条件を設定 するようにしている。具体的には,図4に示すよ うに,熱流動解析の結果を時間領域でプレークポ



図4 従来の熱流動・構造個別設計法で得られた実証炉中間熱交換器の熱過渡条件

サイクル機構技報 No.16 2002.9

研究報告

85

イントを設けて区分し,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 分に温度変化幅を拡幅する係数と温度変化速度を 速くする係数を掛け,接続することによって最終 的な熱過渡条件をつくる。ここで,温度変化幅と 勾配に対する係数は熱流動解析によって得られた 流体温度の振れ幅に工学的判断を加えて設定する。

次の段階の構造設計では,冷却材温度変化を前 提条件として,その条件の下での健全性の確認作 業が行われる。つまり,形状を設定して与えられ た熱過渡条件に対する構造解析を実施して熱応力 を求める。応力が制限値を超えている場合は,そ れが許容値以下となるまで形状の変更と構造解析 を繰り返す。ここでの課題は,発生応力が厳しい 場合でも原則として熱過渡条件を決めている設計 の上流には戻れないことである。

例として,実証炉の中間熱交換器の内部構造で ある水平多孔板の手動トリップに対する熱過渡荷 重評価(図1)を取り上げると,冷却材の温度変 化に影響するシステムパラメータとその変動範囲 が表1のように与えられた場合の水平多孔板の手 動トリップに対する熱応力を評価することが課題 である。表中のノミナル条件(NOM)に対する熱 流動解析の結果と多直線化によって得られた熱過 渡条件を図4に示す。設定した熱過渡条件に対す る中間熱交換器水平多孔板に生じる最大熱応力は 462 MPa であった。

- 4.熱流動-構造統合解析によるシステムパラ メータと発生熱応力の関係把握
- 4.1 膨大な計算量 本章では,システムパラメータの組合せに対す る冷却材温度と熱応力の両者の応答を解析するこ

とによって,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熱流動 - 構造統合設計法(図 5)を提案する¹⁾。この方法により,次章以降で述 べる系統熱過渡荷重の緩和設計が可能となる。

図5のフローを実現させる上での課題は,すべ てのシステムパラメータの組合せに対して熱流動 解析と構造解析を実施するとなると,膨大な計算 量が発生することである。

これを現実的な計算時間内で実効的に達成する ための方法として,実験計画法と熱流動-構造統 合解析コードとを組合せた方法を提案する。



図5 提案する熱流動・構造統合設計法

	Л	ラメー	タ
	MIN*	NOM * *	MAX * * *
A.ポンプトリップ遅れ時間		0.3秒	2 秒
B.炉心崩壊熱	- 44%	NOM	+ 12%
C.1次ポンプ流量半減時間	5 5秒	6 5秒	7.1秒
D . 2次ポンプ流量半減時間	5 5秒	6 5秒	7.5秒
E . 1次ポンプポニーモータ流量	13%	15%	17%
F . 2次ポンプポニーモータ流量	7 %	8 %	9 %
G.トリップ後のSG給水流量	22%	25%	25%
H.トリップ後のSG給水温度	- 3	トリップ時温度	+ 3

表1 実証炉中間熱交換器の熱過渡条件に影響するシステムパラメータ

*設計最小值 **設計最確值 ***設計最大值

42 実験計画法による解析ケースの削減と感度 評価

品質管理の著名な手法である田口メソッド²に 採用されている直交表を用いた実験計画法を適用 すると、システムパラメータの組合せによって生 じる膨大な解析ケースを大幅に削減した上で、パ ラメータに対する感度を得ることができる。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 的に評価する手法である。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。ここでは、その考え方を簡単に述 べる。

最小構成の例として 結果に影響する因子がA, B, Cの三つの問題を考える。実験計画法ではそ れぞれの因子の変動範囲を水準と呼ばれる離散値 で表す必要があるため,ここでは水準が最小の2 つの場合を考える。これらすべての因子の組合せ について実験を行うとすると,2³=8通りの実験 が必要だが,表2に示す直交表L4を用いると,表 中に示す4通りで済む。たとえば実験1はA1(A が水準1), B1, C1という組合せで実施する。こ こで,2つの列を見ると,いずれも1と2という 水準の組合せであり,4通りの組合せは(1,1), (1,2),(2,1),(2,2)が同じ回数で現れ ている。この2列を「直交」していると呼ぶ。直 交表ではすべての列が直交している。直交表を見 ると, Aが1の実験(上2段)では, Bは1と2 が1回ずつ, Aが2の時の実験(下2段)でもB は1と2が1回ずつである。上2段と下2段を比 べると,上2段も下2段もBは1,2が1回ずつ 出てきており,相違点はAが1か2であるかとい う点だけである。したがって,上2段と下2段の 平均を比べると, Bの影響は等しく入っており, Aの効果だけを評価できる。厳密な説明は文献²⁾を 参照いただきたい。

表1に示した実証炉中間熱交換器の熱過渡条件 に影響するシステムパラメータは,因子が8種類

表2	直交表	L4 ((2³)	の例
----	-----	------	------	----

	A	В	С
実験 1	水準 1	水準 1	水準 1
実験 2	水準 1	水準 2	水準 2
実験 3	水準 2	水準 1	水準 2
実験 4	水準 2	水準 2	水準 1

で水準は3又は2であるため,これに対応するに はL18の直交表を利用する。表1のパラメータの すべての組合せは4,374通りとなるが,L18の直交 表によってこれを18通りに削減できる。

4.3 熱流動 - 構造統合解析コードによる計算時 間の削減

熱流動 - 構造統合解析コードPARTS (Program for Arbitrary Real Time Simulation)を開発³⁾ する ことにより,種々のシステムパラメータの入力か ら熱応力の応答計算を短時間で実行できるように した。

系統熱過渡は熱流動と構造の複合現象であるこ とから,その解析には現象ごとに以下の手順を踏 んだ作業が必要である。

- 系統の動特性モデルの作成とシステムパラ メータの入力
- ② 動特性解析による系統の冷却材温度変化の予 測(必要に応じて多次元熱流動解析による機器 内部の局所的温度変化の予測を実施)
- ③ 構造温度応答解析モデルの作成と冷却材温度 変化と流速から評価される熱伝達係数の入力
- ④ 非定常熱伝導解析による構造温度応答の予測
- ⑤ 構造熱応力解析モデルの作成と構造温度応答 の入力
- ⑥ 熱弾性解析による熱応力応答の予測
 上記の解析を個別の計算コードを逐次起動して
 実行すると、主として以下の三つの理由によって、
 1ケース当たり月オーダの時間がかる。
- (a) コード間でのデータの受け渡しに必要な中間 データの蓄積と様式変換に時間がかかる。例え ば 動特性解析からはプラント全体の温度変化, 流速等が時刻歴として得られるが,これを次の 段階の構造温度応答解析モデルに受け渡すに は、場所ごとに全時刻歴データを記憶しておき, 流速から熱伝達係数への変換等の,構造解析 コードに適合する形式への変換が必要である。
- (b) プラントの動特性モデルとシステムパラ メータの設定には,ループ数や機器のレイアウ トといった系統全体のレベルから,機器ごとの 熱容量等の局所的なものまで,入力データの種 類と数が多いため,システムパラメータの組合 せを変更しつつ解析を実施する場合に入力に時 間がかかる。

(c)熱応力の解析に通常の有限要素法を使用する

と計算時間がかかる。なお,動特性解析は一般 に1次元のフローネットワークコードが使用さ れるため,応力解析に比較すると時間がかから ない。

これらの課題を解決するため, PARTS コード に以下の機能を実装した。

- (A) コード間のデータの受け渡しを省くため,必要な熱流動と構造コードを統合した。内部では計算モデル間のデータ変換と転送は自動的に行われ,中間データは特に指定しない限り記憶されない。
- (B) コードを統合すると,初期に必要な入力データの数が増え上記(b)の課題を助長することになる。そこでオブジェクト指向技術によって計算コードを大きく流体計算部品^(b)と構造計算部品^(b)に分けた上で,それぞれのグループをさらに配管や熱交換器といった機器単位の自律計算部品で構成し,それらをビジュアルに扱えるようにした。このようにして実現したコードの入力画面を図6に示す。ユーザはあらかじめカタログに用意された機器単位の標準部品を中央のシミュレーション台に載せマウスで連結することで解析モデルを構築できる。システムパラメー

タ等の局所的なデータは部品をクリックすると その場で入力できる。

(C)熱応力計算時間は、計算法を有限要素法から Green関数法(%RL(#))に変更することで短縮した。 Green関数法は図7下に示すように、単位ステ ップ入力に対する応答をあらかじめ用意してお き、時々刻々の入力データに対してこれを畳込 積分することによって、任意波形に対する応答 を得るものである。流体温度の単位ステップ入 力に対して構造の温度応答と応力の応答を直接 計算することができる。Green関数法の課題は 単位ステップ入力に対する応答を評価する方法 であり、有限要素法によって計算することも可 能であるが、時間短縮に反する。そこで、ここ では典型的な形状に対する応答特性をニューラ ルネットワーク(NN)^{%RL(T)}に記憶させ、類似の 形状に対する応答を推論させるようにした⁶⁾。

4.4 実証炉の水平多孔板設計の例

実験計画法と熱流動 - 構造統合解析コードによ る解析法を,図1で述べた実証炉の水平多孔板の 手動トリップに対する熱過渡設計に適用した 例⁹⁰⁰¹¹を示す。表1のパラメータを実験計画法に



図6 オブジェクト指向によってモデル化が容易なPARTS コードの入力画面



畳込積分による熱応力応答 σ(t)の計算

図7 NN と Green 関数法による高速計算

-								
ケース	A .ポンプトリ	B 岩博教	C .1 次主ポン	D.2次主ポン	E.1次ポンプ	F.2次ポンプ	G.トリップ後	H.トリップ後
No.	ップ遅れ時間		プ流量半減時間	プ流量半減時間	ポニーモータ流	ポニーモータ流	のSG給水温度	のSG給水流量
1	1 NOM	1 MIN	1 MIN	1 MIN	1 MIN	1 MIN	1 MIN	1 MIN
2	1 NOM	1 MIN	2 NOM	2 NOM	2 NOM	2 NOM	2 NOM	2 NOM
3	1 NOM	1 MIN	3 MAX	3 MAX	3 MAX	3 MAX	3 MAX	3 MAX
4	1 NOM	2 NOM	1 MIN	1 MIN	2 NOM	2 NOM	3 MAX	3 MAX
5	1 NOM	2 NOM	2 NOM	2 NOM	3 MAX	3 MAX	1 MIN	1 MIN
6	1 NOM	2 NOM	3 MAX	3 MAX	1 MIN	1 MIN	2 NOM	2 NOM
7	1 NOM	3 MAX	1 MIN	2 NOM	1 MIN	3 MAX	2 NOM	3 MAX
8	1 NOM	3 MAX	2 NOM	3 MAX	2 NOM	1 MIN	3 MAX	1 MIN
9	1 NOM	3 MAX	3 MAX	1 MIN	3 MAX	2 NOM	1 MIN	2 NOM
10	2 MAX	1 MIN	1 MIN	3 MAX	3 MAX	2 NOM	2 NOM	1 MIN
11	2 MAX	1 MIN	2 NOM	1 MIN	1 MIN	3 MAX	3 MAX	2 NOM
12	2 MAX	1 MIN	3 MAX	2 NOM	2 NOM	1 MIN	1 MIN	3 MAX
13	2 MAX	2 NOM	1 MIN	2 NOM	3 MAX	1 MIN	3 MAX	2 NOM
14	2 MAX	2 NOM	2 NOM	3 MAX	1 MIN	2 NOM	1 MIN	3 MAX
15	2 MAX	2 NOM	3 MAX	1 MIN	2 NOM	3 MAX	2 NOM	1 MIN
16	2 MAX	3 MAX	1 MIN	3 MAX	2 NOM	3 MAX	1 MIN	2 NOM
17	2 MAX	3 MAX	2 NOM	1 MIN	3 MAX	1 MIN	2 NOM	3 MAX
18	2 MAX	3 MAX	3 MAX	2 NOM	1 MIN	2 NOM	3 MAX	1 MIN

表3 システムパラメータの実験計画法による直交表L18への割り付け

よる直交表L18へ割り付けると表3のようにな る。PARTSコードで実証炉モデルを構築し,表3 に示された18ケースのシステムパラメータの組合 せに対する手動トリップ時の中間熱交換器水平多 孔部の冷却材温度変化と熱応力の応答を計算し た。PARTSコードの出力結果を図8及び図9に示 す。システムパラメータによって,温度と応力の 応答に変化が生じることが分かる。

次に実験計画法の要因効果分析の機能により評価された熱応力の最大値と最小値を与えるシステムパラメータの組合せとその時の発生応力を予測した結果を表4に示す。これらの組合せは18ケースの解析には含まれておらず,応力は推定値である。これを確かめるため,実際に最大値と最小値







図9 PARTS コードによって計算した熱応力変化

サイクル機構技報 No.16 2002.9

90

システムパラメータ	最小	最大
ポンプトリップ遅れ時間	MIN	NOM
崩壊熱	MAX	MIN
1次ポンプ流量半減時間	MAX	MIN
2 次ポンプ流量半減時間	MIN	NOM
1 次ポンプポニーモータ流量	MAX	MIN
2 次ポンプポニーモータ流量	MIN	MAX
トリップ後のSG給水温度	MAX	NOM
トリップ後のSG給水流量	MIN	MAX
実験計画法による予想応力	277 .8	420 .9
パラメータ入力計算による確認	298 .1	413 .6
従来法によって評価した応力	-	462 .0

(単位MPa)

を与えるシステムパラメータをPARTSコードに 入力して計算を実行したところ,図8及び図9に 太線に示す応答と表4下段の応力値が得られた。 PARTSコードの計算結果413.6MPaは実験計画法 の推定値420.9MPaとほぼ近い値であったことか ら,実験計画法が妥当な応力推定を行うことが確 認できた。

最後に,実験計画法の要因効果分析機能で評価 した熱応力のシステムパラメータに対する感度を 図10に示す。この結果から,最も感度の高いシス テムパラメータは熱応力を約60 MPa変動させる 2次ポニーモータ流量であることが分かる。 5.系統熱過渡荷重の緩和

5.1 系統熱過渡荷重の合理的設定

システムパラメータと発生熱応力の関係が把握 されると、発生熱応力が最大となる熱過渡条件を システムパラメータの組合せから客観的に決定す ることができる。このようにして求めた熱過渡条 件の例である図8の流体温度変化を、同じ問題に 対して従来の熱流動・構造個別評価法で得られた 熱過渡条件である図4と比較すると、温度変化率 が緩和されていることが分かる。さらに、発生応 力を比較すると表4に示すように、従来法による 462 0MPaから提案法による応力は420 9MPaに 割合にして約9%緩和されている。このことから、 従来法の工学的判断で決められた安全係数には過 剰な裕度が含まれていたものと考えられる。

52 システムパラメータ調整による系統熱過渡 荷重の緩和

表4中の予想応力の最小値277 8MPaは,シス テムパラメータを与えられた変動巾の中で組合せ た場合に実現される最小の発生応力を意味してい る。これは割合にすると35%の応力低減となる。 したがって,システムパラメータの誤差を小さく して応力最小となる値に近づけることによって, 理想的にはこのレベルまでの荷重緩和が可能であ る。



図10 実験計画法で評価した熱応力のシステムパラメータに対する感度

91

また,システムパラメータの中にはプラントの 性能への影響よりも熱荷重に対する影響が大きい ものが存在する。したがって,安全性や性能へ影 響を与えない範囲で系統熱過渡荷重に感度が大き いシステムパラメータを積極的に調整すること で,系統熱過渡荷重を緩和することができる。

例えば,ポンプコーストダウン特性やポニー モータ流量は,プラントの性能を左右する定常運 転には無関係であることから,安全性に影響のな い範囲で調整可能である。実際に, Super Phenix 等では,建設後にトリップ後のポンプ流量が変更 された例がある。実証炉の水平多孔板の例では、 図10に示すように発生熱応力に最も大きな影響を 与えるのは2次ポンプポニーモータ流量であり, これを調整することで発生応力を約60MPa(約 18%)変化させることができる。ポニーモータ流 量は原子炉停止時に補助的に使用するモータによ る流量であり,発熱部と冷却部の熱の仲立ちに間 接的に関与する。炉心の崩壊熱の除去性能に影響 するため,安全性の観点からの許容範囲を定めた 上で調整することによって応力を低減することが 可能である。

6.結論

実験計画法と熱流動 - 構造統合解析コードを組合 せること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を提案した。

本方法により,従来の熱流動・構造個別設計法 による条件より緩和された系統熱過渡条件をシス テムパラメータの組合せから客観的に決定するこ とができる。さらに,安全性や性能への影響の無 い範囲で,系統熱過渡荷重に感度が大きいシステ ムパラメータを調整することで,系統熱過渡荷重 を緩和することも可能である。

7.おわりに

系統熱荷重を与える事象には運転状態に応じた 多くの種類があり,最も厳しい条件を与える事象 が構造部位によって異なることから,プラント全 体を評価するには,相当数の事象に対する熱過渡 解析が必要となる。そのすべてに対してここで提 案した方法を適用することは現実的ではないこと から,プラント設計上クリティカルとなる熱過渡 条件と構造部位の組合せを絞る必要がでてくる。 もんじゅと実証炉で熱過渡荷重が設計上クリティ カルとなったのは,起動時の原子炉容器液面の応 力,1次主循環ポンプ軸固着時の中間熱交換器管 板等の限られた組合せであったことから,絞り込 みは可能と考えられる。現在そのためのスクリー ニング手法の開発に着手しており,ここでは考え 方だけを述べる。流体温度変化に対する構造の応 答はある時定数を持っており,流体温度の変化速 度が時定数に近いと発生応力は温度変化に敏感と なり,温度変化が時定数より遅いと発生応力は小 さくなる。この性質を定量化して,発生応力が熱 過渡条件に敏感になる組合せを選定する方法を研 究している。

概念設計用に開発した熱流動解析 - 構造統合解 析コードPARTSは,詳細設計に適用するには解析 精度の改善が必要である。機器の内部熱流動を考 慮するための多次元熱流動解析モジュールとの接 続,Green関数の精度が低下する複雑境界条件問 題へのFEM解析の部分使用等を,改善策の候補と して考えている。

謝辞

本研究を進めるに当たり,株式会社東芝の井上 正明氏にはPARTSコードを使用した解析モデル 作成でご助力頂きましたことに 謝意を表します。 また,日本原子力発電(株)の田中良彦氏,CRC ソ リューションズ(株)の古橋一郎氏には有益な助言 を頂きましたことを御礼申し上げます。

さらに,電力9社,電源開発(株)及び日本原子 力発電(株)による電力共研「高速増殖実証炉の開 発に関する研究」の成果を引用させて頂きました。 ここに深く感謝の意を表します。

参考文献

- N.Kasahara, M.Inoue," Object Oriented Design Procedure for Nuclear Components Against Thermal Transient Stress ", ASME, PVP Vol.360, Pressure Vessel and Piping Codes and Standards (1998)
- 2) W.Y.Fowlkes, C.M.Creveling," Engineering Methods for Robust Product Design: Using Taguchi Methods in Technology and Product Development ", Prentice Hall PTR(1995)
- 3) 笠原直人,井上正明, オプジェクト指向過渡熱応力 リアルタイムシミュレーションコードPARTS(1)プ ロトタイプの設計 機械学会,第8回計算力学講演会 講演論文集",516(1995)
- 4)井上正明、笠原直人、オブジェクト指向過渡熱応力 リアルタイムシミュレーションコードPARTSの開 発(2)熱流動計算サブシステムの開発 機械学会"第

サイクル機構技報 No.16 2002.9

- 9回熱工学シンポジウム講演論文集(1996)
- 5) 笠原直人 井上正明 (オプジェクト指向過渡熱カリ アルタイムシミュレーションコードPARTSの開発 (3)構造計算サプシステムの開発 "機械学会 第9回 熱工学シンポジウム講演論文集(1996)
- 6) G.L.Steeevens, S.Ranganath," Use on on line fatigue monitoring of nuclear reactor components as atool for plant life extension ", PVP Vol.171, ASME (1989)
- 7) 吉村 忍 ; 材料・構造問題におけるニューラルネッ トアプローチ ", 機会学会材力講演会論文集 500, (1993)
- 8) 笠原直人,吉川信治, ニューラルネットワークと Green 関数法による過渡熱応力高速計算法"機械学 会計算力学講演会講演論文集,114 (1996)
- 9) 井上正明 平山 浩 他 "系統熱過渡荷重への影響因子の調査" JNC TJ9440 99 017(1999)
- 10) 井上正明,神保雅一.他;熱流動-構造統合解析コー ドの系統熱過渡解析への適用性調査",JNC TJ1420 2001 001(1999)
- 11) 神保雅一,井上正明,他;統計的手法を用いた熱流動 - 構造統合設計手法の開発"原子力学会 秋の大会, J28(2001)



Development of the CostBenefit Analysis Methodology for FR Cycle Research and Development

Hiroki SHIOTANI Naoto YASUMATSU Yoshihiko SHINODA Kivoshi ONO

System Engineering Technology Development Division, O arai Engineering Center * Nuclear Energy System Inc.

発電コスト削減効果に加え,環境負荷低減効果,生命リスク低減効果,エネルギーセキュリティ向上効果,資 源枯渇抑制効果,燃料輸入減少といった効果を考慮し,投資額と比較してFBRサイクル研究開発の投資対効果を 評価するシステムを開発してきた。

上記システムを用いて FBR サイクル研究開発の投資対効果に関する感度解析を行なった。さらに,高速増殖炉 サイクル実用化戦略調査研究フェーズ における6つの核燃料サイクル概念について,候補概念の特性の違いに よる投資対効果の差を検討した。将来社会に関する条件 (電力需要 , CO2排出量削減価値等) は不確実性を有す るものの,研究開発投資に対して数倍以上の効果が得られることを示した。

A cost benefit analysis system for Fast Reactor (FR) cycle research and development (R&D) has been developed. The benefits derived from FR cycle research and development, which are compared with the cost for the FR cycle R&D in the system, are environmental burden reduction, risk reduction, contribution to energy security and resource import reduction, as well as power generation cost reduction. Cost benefit analyses for a typical FR cycle R&D and the sensitivity analyses for some parameters have confirmed the validity of the system and the effects of the parameters. Different cost benefit ratios were obtained from the analyses on the R&Ds for six FR cycle concepts in the first phase of the Feasibility Studies on commercialized FR cycle system. Those analyses showed that several fold benefit will be derived from FR cycle R&D investment but there remains uncertainty of the parameters on future society.

キーワード

投資対効果 (費用対効果), FBR サイクル,研究開発,実用化戦略調査研究,実用化候補概念,特殊法人改革, 高速増殖炉懇談会,外部性,経済性

Cost Benefit Analysis, FR Cycle System, Research and Development, Feasibility Studies on Commercialized FR Cycle System, FR Cycle Candidate Concepts for Commercialization, Special Public Institutions Reform, Advisory Committee for Fast Breeder Reactors, Externality, Economics

1.はじめに

本研究は, FBR サイクルの研究開発に関する投 資対効果 (費用対効果)を評価するために実施し



安松 直人 FBRサイクル解析グル-プ所属 核燃料サイクル解析に係る 作業に従事



たものである1)~3)。

篠田 佳彦 FBRサイクル解析グル-プ所属 副主任研究員 FBRサイクルの特性評価 に従事 第一種放射線取扱主任者



民間企業においては,事業の遂行に要する投資

(あるいは費用)とその効果の予想,分析が経営上

清 小野 FBRサイクル解析グルー プ所属 研究主幹 FBRサイクルの導入シナ リオ構築に従事 核燃料取扱主任者 第一種放射線取扱主任者

研究報告

国の科学技術関連事業においても,近年この観 点が重要視されている。原子力委員会高速増殖炉 懇談会(西澤潤一座長)報告書(1997年12月)^うに は,我が国の財政事情がひっ迫しているため,原 子力開発を含めた大型プロジェクト自体の研究開 発投資とその効果を定期的に評価して,研究開発 計画を見直す必要がある旨が述べられている。さ らに2001年以来の特殊法人改革において,研究開 発を含めた事業の費用対効果が注目され,その評 価手法を確立することが求められている。

本報告では,上記背景の下で開発されたFBRサ イクル研究開発の投資対効果評価手法の考え方と その試評価結果,並びに,FBRサイクル実用化戦 略調査研究[®]で検討されたFBRサイクル候補概念 間の特性の差による効果の違い等について紹介す る。

2.投資対効果評価手法

2.1 事業実施の判断

ある事業を実施すべきか否かをどのように判断 すべきであろうか。この問いは企業経営の根本的 な問題である。公的機関にとっても(政策に基づ く)事業を実施すべきか否かを判断することは, 同様に極めて重要な問題である。

事業を実施しても投資に見合う効果を得られる との見込みがなければ実施すべきではない。すな わち,事業の実施の是非を判断するためには,そ の事業を実施した場合と実施しない場合の効果を 比較評価する必要がある。

2.2 費用便益分析()~11)

「ある経済的変化を生じさせることが正当なも のか」、「ある公共事業を実施すべきか」といった 命題を検討するための手法として費用便益分析が ある。費用便益分析は,ある事業を実施するため に必要な費用とその変化から得られる便益とを比 較することに特徴がある。

ここで,事業の収益性を主たる関心とする民間 企業について考えてみる。その民間企業の事業採 否の決定は、簡単に言えば以下のとおりであろう。 まず,事業計画を設定し,計画を実施したときの 状況(結果)を推定する。次に事業に必要な経営 資源に要する価格(費用)と事業から得られる財 の価格(便益)を推定する。そして,費用と便益 のすべてを合計し,両者を比較して事業計画の採 否を決定する。

このとき,異なる時点の費用と便益を比較する ことが必要となる。通常将来の100万円は現在の 100万円よりもいくらか価値(効用,満足度)が低 いと考えられている。

この理由は,いろいろ挙げられているが,一般 に,民間企業や個人が100万円を受け取ったとき,1 年物の安全な資産に投資しておけば,1年後には 100万円以上(仮に102万円としよう)を入手でき る。そこで,その民間企業は,将来得られる102万 円はすぐに得られる100万円と同じくらいの価値 を持つと考えることとなる。

このように,将来得られる金銭の現在価値を求 めることを「割引」と呼び,1年当たりの割引割合 (上の例では2%)を「割引率」と呼ぶ。「割引」 によって,異なる時点の金銭の価値を比較するこ とができる。

23 サイクル機構における研究開発の投資対効
 果

サイクル機構のような公的機関においても,支 出した費用に対する便益を追求することは当然で ある。しかし,国民全体が費用を負担し,その便 益も国民全体が受け取る点が民間企業と異なると 考えられる。したがって,サイクル機構の事業に ついて投資対効果を評価する場合には,国民全体 への影響に着目することになる。さらに,公的機 関の場合には,金銭的利益(狭義の便益)だけで なく,広い範囲の効果を計測する必要がある。

FBRサイクルの研究開発について投資対効果を 評価する場合においても,他の電源に対して発電 コストを低減させる発電コスト削減効果だけでは なく,他の効果を考慮する必要がある。例えば, 生命へのリスクを低減する効果,ウラン資源枯渇 を抑制する効果,二酸化炭素等の環境影響物質の 排出を抑制する効果なども考えられる。投資対効 果を評価するときには,こうした効果をどのよう に評価するかについて検討する必要がある。

現在のところ,金銭的利益以外の広い範囲の効 果を定量的に評価するために最も有力な方法は, これを金銭価値に換算して広義の便益に含めて費 用便益分析を行うことである。しかし,この方法 は,金銭価値への換算にあたって市場価値を利用 できない場合も多く,一般には簡単ではない。そ こで次章では,FBRサイクル研究開発から得られ る効果を金銭価値に換算する手法について述べる。

- 3.FBR サイクル研究開発の投資対効果評価シス テム
- 3.1 投資対効果評価システムの概要

投資対効果評価システムは,汎用のデータベー スソフトにてプログラミングされている。 本システムでは、FBR サイクルの研究開発を実施し、FBRを導入して電力を供給する場合と、研究開発を行わず、FBR 以外の電源構成によって電力を供給する場合とを比較し、その便益の差を求めることによりFBR サイクル研究開発の投資対効果を評価する。本システムにおける評価で用いる代替電源構成と利益指数(費用対効果比と同義)の算出法について、図1及び図2に示す。

具体的には,まず研究開発成果としてFBRサイ クルが導入された場合の電源構成(図1中の電源



図1 FBR を代替する電源構成のイメージ



サイクル機構技報 No.16 2002.9

構成例A)を想定する。更にFBRサイクルが導入 されなかった場合として,FBR発電量分を他の電 源で発電した場合の電源構成(図1中の電源構成 例B)を想定する。

次に,FBR サイクルの研究開発投資額について 割引率を考慮して累積額(投資総額:図2中の①) を算出する。また,電源構成AとBにおける国民 全体への便益の差を現在価値換算したものの累積 額(効果総額:図2中の②)を算出する。

最後に、累積投資総額に対する累積効果総額(通 常,投資が行われた後に享受される効果の合計) の比である利益指数を算出する(図2中の右側)。

なお FBRサイクルから得られる効果について, 投資対効果評価システムでは,複数の将来シナリ オを作成し,それぞれのシナリオの発生確率を設 定することによって効果額の期待値を算出するこ とも可能となっている。

32 研究開発投資額の算出

研究開発投資額としては,FBR サイクル実用化 までに必要な研究開発費と実用化後の改良等の研 究開発費が考えられるが,今回の解析では,前者 のみを想定することとした。

33 FBR サイクル研究開発の効果

FBRサイクル導入の効果として,以下の(1)~ (6)を考慮することとした。これらの効果はいず れも一定の精度で数量的評価が可能と考えられる 直接的な効果であり,波及効果や不安感といった ような数量的に評価できない効果は対象としてい ない。

なお,内外の研究の進展に応じて,本システム に新たな効果を取り込むことも可能である。 (1)発電コスト削減効果

FBRの発電コストとFBRの代替として導入され る他電源(代替電源)の発電コストの差を計上す る。発電コスト削減効果は,

{(代替電源の発電コスト) - (FBRの発電コス ト)} × (FBR による発電量)

と表される。

発電コストは、別途計算して直接入力すること も、建設費、運転費、燃料費、諸金利等を入力し て本システム内で計算することもできる。特に FBR と軽水炉の発電コストに関しては、燃料費を 燃料サイクルの構成要素に分けて、詳しく設定で きるようになっている。

(2) 環境負荷低減効果

環境に負荷を与える効果については、環境に影響を与える物質の排出を考慮した。環境影響物質として、SOx、NOx、CO2を対象とした。代替電源とFBRサイクルからの発生量の差に削減価値を乗じて求める。これらの削減価値は、税あるいは排出権取引額等を参考として設定する。環境負荷低減効果は、

((代替電源の環境影響物質発生量) - (FBR サ イクルの環境影響物質発生量)) ×

(環境影響物質削減価値)×(FBR による発 電量)

と表される。

各環境影響物質の削減価値は,トン当たりの金額として入力する。別途年次データとして入力する各電源の単位発電量当たりの排出原単位と,発電規模や設備利用率を基に算出する発電量をこの削減価値に乗じて総排出量に対応する価値を算出する。

(3) 生命リスク低減効果

安全面に関しては,生命リスクを低減する効果 について考慮した。この効果は,代替電源とFBR による職業人及び公衆の死亡リスクの差に(その リスクを低減するために支払う金額に関するアン ケート結果や生命保険等を参考にした)統計的生 命の価値を乗じて求める。生命リスク低減効果は,

{(代替電源による死亡リスク) - (FBR サイク ルによる死亡リスク)} ×

(統計的生命の価値)×(FBR による発電量) と表される。

各種電源の死亡リスクは,単位発電量当たり, あるいは100万kWの発電所1基を1年運転した ときの死亡者数を基に算出する。

(4) エネルギーセキュリティ向上効果

エネルギーショックが発生して燃料価格が上昇 した場合,FBRサイクルの導入により燃料輸入量 を削減した結果,エネルギーショックによる影響 を回避できる効果,さらに石油火力が代替電源に 含まれるとき(注:今回の解析では,石油火力は 代替電源に含まれていない)には,FBR導入分だ け石油備蓄量を低減させることができる効果を計 上する。

(エネルギーショック発生確率)×(エネルギー ショック発生時の燃料価格上昇)×

研究報告

{(FBRサイクルを導入しない時の燃料輸入 量)-(FBRサイクル導入時の燃料輸入量)}+ {(FBRサイクルを導入しない時の石油備蓄 量)-(FBRサイクル導入時の石油備蓄量)}

×(石油備蓄に要する費用)

と表される。

エネルギーショック発生時の潜在的な燃料価格 上昇は,過去の実績などを基に設定した。

(5) 資源枯渇抑制効果

FBR サイクル導入によりLNG,ウランをはじめ とした輸入燃料の需給が緩和され,燃料価格を下 げる効果を計上する。資源枯渇抑制効果は,

{(FBR サイクルを導入しない時の燃料価格) -(FBR サイクル導入時の燃料価格)} ×

(FBRサイクルを導入しない時の燃料輸入量) と表される。

燃料価格を下げる効果は,エネルギー価格に対 するエネルギー需要の弾性値の逆数(エネルギー 需要が一単位増加したときに上昇するエネルギー 価格に相当)を基に算出する。

(6) 燃料輸入削減効果

FBR サイクル導入に伴い,輸入燃料に依存しな い発電が行われることにより,国民経済的な観点 から,輸入を減少させる分だけGDP(消費+投 資+政府支出+輸出-輸入)を引き上げる効果があ ると考え,これを燃料輸入削減効果として計上す る。燃料輸入削減効果は,

{(FBR サイクルを導入しない時の燃料輸入量)

- (FBR サイクル導入時の燃料輸入量)} ×

(FBR サイクル導入時の燃料価格)

と表される。

4.FBR サイクル研究開発の投資対効果評価

FBR サイクルの研究開発に関し,投資対効果評価システムを用いて評価した結果について以下で紹介する。

4.1 前提条件の設定

(1) FBR 導入開始年及び導入規模の設定

原子力発電設備容量については,2120年頃まで は上昇し,それ以降は70GWで一定として設定し た。これは,近年の長期的な低成長を反映して将 来の電力需要がそれほど増加しない概念に相当す る。

FBRの導入開始年については,リファレンス

ケースとして2030年,ほかに感度解析として2040 年と2050年を想定した。また,FBR導入のペース についてはLWRの建替え分及び増加容量分は, FBR用の燃料が確保できる限りFBRとした。原子 力発電設備容量70GWケースにおいて,FBRを 2030年,2040年,2050年に導入開始した場合の発 電量を図3に示す。

なお,電力需要が更に増大する可能性を考慮し て 2030年にFBRが導入されるケースに関しては, 120GWまで上昇するケースも想定して感度解析 を実施した。70GW及び120GWのケースについ て,FBR導入規模の推移を図4に示す。

(2)代替電源導入割合の設定

3.1で説明したように本システムにおける代替 電源とは、FBRサイクルを導入しない場合、FBR で発電するはずの電力を代わりに発電するために 導入する他電源のことである。投資対効果システ ムでは、代替電源として、LWR、LNG火力、石炭 火力、石油火力、太陽光、風力、燃料電池を選定





図4 原子力発電設備容量によるFBR導入量の違い

することが可能である。

代替電源は,将来シナリオに応じて様々な割合 で導入されると考えられる。今回の解析における リファレンスケースでは,代替電源として,LWR, LNG火力,石炭火力の三つを選定し,LWR,LNG 火力,石炭火力の導入割合は,7:2:1と仮定し た。感度解析では,新エネルギーも代替電源に含 めたケースも評価した。その場合の代替電源の導 入割合は,LWR:LNG火力:石炭火力:太陽光: 風力=55:2:1:1:05を想定した。なお, 太陽光と風力については,一定の限界導入量まで 導入するものと設定した。

(3)解析期間の設定

解析対象期間として,2001年~2200年とした。 2001年からFBR導入開始(2030年,2040年,2050 年)までは研究開発投資が計上され,FBR導入開 始から解析終了年までは,FBR導入による効果が 計上される。本来,FBR導入の効果が得られる全 期間について解析を行うべきであるが,非常に遠 い将来の状況にかかわる入力データの信頼性やシ ステム上の制約等を勘案して,今回はすべての FBR導入が終了する22世紀末までとした。リファ レンスケースの場合は図3の通り2150年前に導入 が完了するためには22世紀末まで要するFBRサイ クルシステムもある。

(4) FBR サイクル研究開発費

今回の試算では、従来の実績等から500億円/年 (解析開始時点に価値換算した金額であり、実際の 金額としては上昇していく。以下研究開発費につ いては、特記なければ同様)と設定し、2001年以 降の研究開発費のみを計上した。また、感度解析 では300億円/年の場合も解析を行った。なお、 FBR導入開始以降も研究開発は継続されることも 予想されるが、その研究開発によっていったん実 用化されたFBRサイクルの性能がどの程度向上す るのかについて推測できないため、導入開始後の 研究開発投資とその投資による効果については考 慮していない。

(5) 燃料価格条件の設定¹²⁾

LNG,天然ウランをはじめとした輸入燃料の価格は将来の資源事情のひっ迫により,徐々に上昇すると考えられている。

化石燃料のうち,石油とLNGの価格に関して は,現状の燃料価格¹³のうち,輸入価格部分は一 定の年率で上昇すると仮定し,その燃料価格上昇 率は,残存資源量と生産コスト⁽⁴⁾から推定した。 なお,LNGの現状価格は,輸入価格に石油税及び 再気化費などの諸経費⁽⁵⁾を加えて算出している。 また,石炭の現状価格については,LNGと同様に 輸入価格に揚炭費用及び諸経費を加えている。石 炭の価格上昇率は,石油に対しておよそ1/2で推 移するものと仮定した。

天然ウランの価格上昇率については, OECD/NEA及びIAEAにより報告されている天然 ウラン資源量とコストレンジの関係^(*)と世界エネ ルギー会議^(*)における将来の原子力導入予測(B ケース)において,すべて軽水炉ワンススルーに て消費した場合の天然ウラン消費量により推定し た値を用いた。

なお,これらの輸入燃料価格については,実際 には2200年までの超長期にわたって予測すること は困難であることも考慮して,将来の燃料価格上 昇率を0%と設定したケースについて感度解析を 実施した。

(6) 発電コストの設定

今回の試算では,別途算出した各種電源の発電 コストを直接入力した。FBR導入以降の火力発電 コストは,電力会社のプレス発表による現状最新 鋭プラントの建設費実績のうち,最も安いプラン トのデータを用いて算出した。また 新エネルギー については,総合エネルギー調査会新エネルギー 部会に提出された将来の新エネルギーによる発電 コスト⁽⁸⁾とした。LWR及びFBRの発電コストは実 用化戦略調査研究フェーズ における将来目標値 とした^{5),19})。なお,FBRの代替として将来導入さ れる化石燃料及びLWRプラントの設備利用率は ー律90%とし,新エネルギーである太陽光発電及 び風力発電の設備利用率はそれぞれ20%及び30% と設定した。

- (7) その他の諸設定
- 1)割引率

長期的な低成長・低インフレが継続すると予測 し,原子力発電設備容量も低位の伸びにとどまる と設定したことに整合させるため,割引率として 2%を基準とした。ただし,計算期間が超長期に わたるため,割引率が試算結果に大きな影響を与 えることが予測されることから,2%に加えて 1%及び総合エネルギー調査会原子力部会による 発電コスト試算¹⁹時に使用された3%のケースも 試算した。 過去数十年間の実績を基に,発生確率を1回/ 10年とし,エネルギーショック発生時の燃料価格 上昇率を過去のエネルギーショック時の燃料価格 上昇率から143%(2 43倍に上昇)と仮定した。 3)統計的生命価値

統計的な生命価値は,評価例によって大きな差 がある。今回の試算では,欧州委員会が各種発電 の外部コストを評価したExtern E プロジェクト²⁰⁾ において統計的生命価値として採用した値である 310万 ECU (EURO)を基にして,3億1千万円と 設定した。また,各電源の死亡リスクは,石炭: 4.76人/GW年,LNG:0.60人/GW年,LWR及び FBR:0.33人/GW年とした²¹⁾。

4) CO2削減価値

既往研究^{2),(0)}を参考として,2 A00円/t Cと設定 した。ただし,炭素税導入実績や各種評価値には, 国情や排出権取引形態,価値観などにより数ドル から数百ドルまで大きな幅があり,将来の技術進 歩や価値観により変化することが予想されるの で,適宜新たなデータを収集する必要がある。また,各種電源のCO2排出原単位は電力中央研究所による研究例²²より引用した。

5) SOx 及び NOx 削減価値

SOx 及び NOx の削減価値についても,既往研 究^{2),(0)23)}を参考としてそれぞれ192万円/t SOx 及 び60万円/t NOx と設定した。ただし,削減価値の 評価は,CO2削減価値と同様に将来の技術進歩や 価値観などにより変化しうるので,今後も新たな データを入手することが肝要である。

6)主要なパラメータの設定

以上に述べた点を踏まえて,設定した主要なパ ラメータを表1に示す。解析期間は2200年までと いう超長期にわたるため,入力条件の中には,不 確実性が大きい項目もある。

42 リファレンスケース評価結果

前述した条件により試算した結果を表2,表3 及び図5に示す。

リファレンスケース (2030年 FBR 導入,研究開

項	目	設	定	値	備考
解析期間				2001年~2200年	
社会的割引率				2 (1 ,3) %	
研究開発投資開始時期 FBR導入開始時期 FBR導入規模 FBR研究開発費	低位ケース 中位ケース		2030 500	2001年 (2040 2050) 年 70GW 120GW (300) 億円 / 年	導入量が70GWに達した後は一定 導入量が120GWに達した後は一定 割引後一定 FBR導入後なし
代替電源シナリオ	石炭 LNG LWR 太陽光 風力			10 (10) % 20 (20) % 70 (55) % 0 (10) % 0 (5) %	太陽光と風力は限界導入量まで導入さ れると設定
設備利用率	FBR 石炭火力 LNG火力 軽水炉 太陽光 風力			92 .7% 90% 90% 20% 30%	
エネルギーショック	発生確率 燃料価格上昇率			0 .1回/年 143%	10年に1回 燃料価格が平常時の2 43倍
燃料価格	石炭 LNG ウラン			5 <i>4</i> 4円/kg 23 .6円/kg 5 ,500円/kgU	年間0.30%上昇 年間0.61%上昇 年間1.85%上昇
CO₂削減価値				0 .0024円/gC	
SOx削減価値				0 .192円/gSOx	
NOx削減価値				0.6円/gNOx	
統計的人命価値				31 ,000万円/人	
	A 7/4				

表1 前提条件

()内は感度解析の条件

表2	リファ	レンスケ	ースの解析結果	(効果金額)
----	-----	------	---------	--------

	机资料用人	채田스늭		効	果の	内 訳(億	意円)	
ケース	(億円)	(億円)	コスト	環境	輸 入	エネルギー セキュリティ	安全	資源
リファレンス	14 ,500	292 ,404	152 ,145	13 ,343	105 ,810	15 ,131	1 205	4 ,770

表3 リファレンスケースの解析結果(利益指数)

			利	益 指	数の内	訳	
ケース	利益指数	コスト	環境	輸入	エネルギー セキュリティ	安全	資源
リファレンス	20 .17	10 .49	0.92	7 30	1 .04	80. 0	0.33



図5 リファレンスケースの投資対効果(各年)

発費500億円/年,割引率2%)の利益指数の内訳 を表3に示した。効果の内訳では,発電コスト削 減効果や輸入削減効果が大きく,資源枯渇抑制効 果や生命リスク低減効果は非常に小さい。資源枯 渇抑制効果は,日本のみのFBR導入により削減さ れた資源量が全世界の資源量に与える影響を表し ているため,その効果は小さい。また,生命リス ク低減効果は,各電源における1GW年当たりの 死亡リスクに統計的人命の価値を乗じて求めるた め,絶対額が小さく効果としてもほとんど計上さ れていない。

これらの試算結果から,輸入燃料に頼らない電源の導入,すなわちエネルギーの海外依存度の低下や,FBRサイクルの経済性目標達成(発電コス

ト削減)の重要性が大きいことが示唆される。

4.3 感度解析結果

投資対効果の試算は2200年までの長期間にわた るため、入力値には大きな不確定性がある。した がって、算出された利益指数の絶対値よりも、ど のパラメータの影響度が大きく、入力値の変動が 結果にどの程度の影響を与えるかを把握すること が重要であり、いくつかの入力値に対して感度解 析を行うことが望ましい。そこで、リファレンス ケースに対して表1に括弧で示した値を用いて感 度解析を実施した。

感度解析の結果を図6に示す。各パラメータが 試算結果に及ぼす影響は次のように考えることが

研究報告



できる。

(1)割引率

割引率が3%になると利益指数は著しく小さく なる。その一方,1%になると利益指数は著しく大 きくなる。今回の解析期間が超長期であるため, 割引率の影響が極めて大きいことが分かる。

(2)研究開発投資

研究開発投資300億円 / 年で FBR の実用化がで きる場合は,利益指数が1.7倍程度大きくなる。 (3) FBR 導入開始年

FBR 導入開始が遅れた場合,年間研究開発投資 を500億円一定としたため、効果の絶対額減少に加 えて研究開発費総額が増大するため,利益指数が 大きく減少する。逆に言えば,FBR サイクルシス テムを早期に導入できれば,利益指数は大きく増 加する。

(4)新エネルギーの導入

新エネルギーが代替電源に含まれる場合,FBR を導入することによる発電コスト削減効果が大き くなる。これは,新エネルギーの発電コストが高 いことが主な原因である。

(5) 環境プレミアム(将来の環境負荷低減価値の 増大)の考慮

2%の環境プレミアム(将来,環境負荷を低減 することの価値が増大し,その結果として将来の 環境負荷低減も現在の環境負荷低減と全く同様の 重要性を持つと考えられる場合)がある場合,環 境負荷低減効果が上昇するという当然の結果が得 られる。今回の条件においては,環境負荷低減効 果が発電コスト削減効果や燃料輸入削減効果と同 程度の大きさにまで増加した。

(6) 燃料価格上昇なし

燃料価格上昇がない場合には,発電コスト削減 効果と輸入削減効果が小さくなる。特に輸入削減 効果の減少が著しい。

4.4 実用化戦略調査研究の各候補概念を対象と した試算

現在サイクル機構が中心となって取組んでいる FBRサイクルに関する実用化戦略調査研究の フェーズの各候補概念(6概念)の研究開発につ いて投資対効果を評価した。以下に候補概念,設 定条件及び評価結果について述べる。

(1) 実用化戦略調査研究各候補概念(評価概念)

今回の解析では,6つのFBRサイクル候補概念 に対して,2040年にFBRを導入するとして評価を実施した。表4にこれら6つのFBRサイクル概念を 原子炉,再処理法,燃料製造法の組み合わせで示 す。また,A-1概念は,4.1で行った解析で用い たFBRサイクル概念と同一である(導入時期等の 計算条件は異なる)。

1) 各概念に対応した前提条件の設定

実用化戦略調査研究の候補概念は,原子炉の仕様,再処理方法,燃料製造方法の違いによって異なる特徴を持つことになる。投資対効果評価に反映される項目では,各候補概念の導入ペース(発電量)と発電コストが異なっており,以下で解析の前提条件について説明する。

2) 各概念における FBR 導入規模の設定

原子力発電設備容量については,70GWのケー スを想定した。また,FBRはプルトニウムの物質 収支が許す限り最大限に導入した。

今回解析した実用化戦略調査研究における核燃料サイクル候補概念は、炉を運転するために必要なプルトニウム量が異なり、さらに増殖比や炉外時間の差からシステム倍増時間に相違が生じるため、FBRの導入ペースがそれぞれ異なる。各概念のFBR導入量の推移を図7に示す。

投資対効果評価システムでは,導入されたFBR による発電電力量が,FBRを導入しないときには 他の電源によって代替されることを想定してお り,FBRによる発電電力量を想定することが解析 の前提として必要である。FBRによる発電電力量 (kWh)は,FBR発電電力量(kWh)=FBR導入 量(kW)×24×365×設備利用率×(1 - 所内率) の式で求められるので,設備利用率と所内率が結 果に影響を及ぼす。各概念による設備利用率及び 所内率を表5に,各概念によるFBR発電電力量の 推移を図8に示す。

3) 各FBR サイクルによる発電コスト

今回解析した FBR サイクルシステムは,原子炉 仕様,再処理方法,燃料製造方法が異なり,発電 コストも異なる。今回の解析で用いた発電コスト を相対値で図9に示す。

(2)実用化戦略調査研究の候補概念の投資対効果評価結果

今回の解析結果を図10に示す。投資対効果評価 システムを用いて解析を行うと,各概念によって 結果にかなり大きな差が生じる可能性があること が分かった。

また,発電コスト削減効果については,A-1 概念の利益指数はF-1概念の約25倍高くなっ ている。これは,上述のとおり,導入ペースにつ いてA-1概念の方が早く,2200年までの総発電 量が15倍程度多くなることに加えて,A-1概念 の発電コストもF-1概念に比べて約15円安い ことによるものである。

表4 実用化戦略調査研究フェーズ の候補概念

ケース名	炉心	再処理	燃料製造
A - 1	Na冷却大型MOX	先進湿式法	低除染簡素化ペレット法
D - 1	Na冷却大型MOX(MA装荷)	酸化物電解法	振動充てん法
E - 3	Na冷却中型金属	金属電解法	射出成型法
F - 1	鉛ビスマス冷却中型窒化物	先進湿式法	低除染簡素化ペレット法
G - 1	炭酸ガス冷却大型MOX	先進湿式法	低除染簡素化ペレット法
H - 1	ヘリウム冷却大型窒化物	先進湿式法	低除染簡素化ペレット法



図7 実用化戦略調査研究解析ケースのFBR 導入量

表5 設備利用率と所内率

ケース	設備利用率	所内率
A - 1	92.7%	4 .1%
D - 1	92.7%	4 .1%
E - 3	92 5%	4 5%
F - 1	91 2%	2.8%
G - 1	94 .1%	13 .8%
H - 1	94.3%	2.8%

102



設備利用率及び所内率を考慮したFBR発電

図 8

電力量



図9 実用化戦略調査研究解析ケースの発電コス ト(A-1を基準)



図10 実用化戦略調査研究フェーズ 候補概念の解析結果

発電コスト削減効果以外の効果について,特に 一番利益指数の高いA - 1概念に比べて利益指数 の最も低いF - 1概念の利益指数は,ほぼ半分強 となっている。これは,F - 1概念に設定されて いる鉛ビスマス冷却炉のインベントリが大きいた め,導入ペースが遅くなっていることが主な原因 である。前提条件から予想できるとおり,発電コ スト削減効果以外の効果に影響する要素について は,概念共通の値を入力したため,各概念の導入 量(設備利用率,所内率を考慮した発電電力量) の違いがそのまま各効果に比例して現れる結果と なっている。

今回の解析において(注:割引率等の前提条件 によって結果が大きく変化するので,一般論では ない)は,導入量が一定で割引率を2%とすると, 発電コストを1円削減すると効果は6兆円程度 (利益指数3程度)上昇する結果となった。

5.結論

今回,投資対効果評価システムを用いた解析に おいて設定した条件は,多くの部分が将来予測値 であったため不確実性を有するものの,解析結果 は,FBRサイクルの研究開発投資から数倍以上の 効果が得られることを示した。FBRサイクル研究 開発から得られる効果のうち,発電コスト削減効 果と輸入削減効果が大きな割合を占める。

また,入力パラメータの変更による影響も妥当 なものと考えられる。超長期の解析であるために 割引率の影響は非常に大きく,FBR導入開始年の 影響も大きかった。なお,将来の環境プレミアム を考慮する場合には,環境負荷低減効果も大きく なることが予測できる。

また,実用化戦略調査研究のFBRサイクル候補 概念について投資対効果を評価した結果,特性の 違いが投資対効果に反映されることも確認でき た。しかし,現時点では,環境負荷や生命リスク について,各FBRサイクル概念間の有意な違いを 示すデータがなく,発電コスト,導入ペース及び 所内率に関する各FBRサイクル概念間の違いが投 資対効果評価の結果に強く影響を及ぼしている。

6.今後の課題

今後の投資対効果評価に関する改良の方向性に ついては、以下の点が挙げられる。まず、より多 様な効果について金銭価値換算手法を用いて投資 対効果評価システムへ取り込むことが挙げられ る。それに加えて、現在投資対効果評価システム で計算している効果を検討し、入力データ及び評 価手法について改良することも課題である。特に エネルギーセキュリティー向上効果や環境負荷低 減効果については、現在様々な研究が行われてい るところなので、それらの成果を取り込むことが 可能か検討したい。また、研究開発投資について は、個別の概念に対する必要な投資額及び必要な 研究開発期間を推定することにより、実用化戦略 調査研究の候補概念について投資対効果を高い確 度で評価できる。

投資対効果評価の入力となる代替電源構成の恣 意性を減少させるため,投資対効果評価システム と将来の電源構成を予測するツールであるエネル ギー経済モデルを連携することも今後の課題であ る。

また,実用化戦略調査研究における多面的評価 手法等の他の評価手法との関連については,それ ぞれの得意な部分を活かして有効に利用すべきで あると考えられる。

なお,FBR サイクルの研究開発だけでなく,他 の事業の投資対効果を評価する場合にも,投資対 効果評価システムの基本的な考え方は適用可能で ある。しかし,事業への投資や効果の金銭価値換 算方法,さらに投資対効果に影響を及ぼす将来の 事業環境については,事業別に十分検討する必要 がある。 参考文献

- 1) 芝剛史他, FBR 研究開発に関する投資対効果評価シ ステム概念の構築, 三菱総合研究所, JNC TJ 9400 99 006, 1999年3月
- 2) 芝剛史他, FBR 研究開発の投資対効果評価システム の詳細検討,三菱総合研究所, JNC TJ 9440 2000 011, 2000年3月
- 3) 芝剛史他,投資対効果評価システムの開発,三菱総 合研究所, JNC TJ9400 2001 018, 2001年3月
- 第子力委員会 高速増殖炉懇談会,高速増殖炉研究開発の在り方,1997年12月
- 5) 篠田佳彦他,総合評価技術検討書 実用化戦略調査 研究(フェーズ)成果報告 - , JNC TN 9400 2001 061, 2001年3月
- 6) 岡敏弘,厚生経済学と環境政策,岩波書店,1997年 4月
- 7) N・グレゴリー・マンキュー,マンキュー経済学ミ クロ編,東洋経済新報社,2000年4月
- 8) J・E・スティグリッツ, スティグリッツ公共経済学
 (上), 東洋経済新報社, 1996年8月
- 9)大野栄治他,環境経済評価の実務,勁草書房,1992 年3月
- 10) 道路投資の評価に関する指針検討委員会編,道路投 資の評価に関する指針(案)第2版,1999年12月
- 11)道路投資の評価に関する指針検討委員会編,道路投 資の評価に関する指針(案)第2編総合評価,2000 年1月
- 12)小野清他, FBR 導入シナリオの検討, JNC TN 9400 2001 - 036, 2000年12月
- 13) エネルギー・経済統計要覧,日本エネルギー経済研 究所,1999年
- 14) 伊東慶四郎, 21世紀のエネルギー需給見通し, エネ ルギーフォーラム, 1996年7月
- 15)小松崎均,わが国電気事業のコスト構造分析と今後の課題,第311回定例研究報告会,1995年
- 16) Uranium, OECD/NEA IAEA, 1999年
- 17) Global Energy Perspective, WEC/IIASA, 1998年
- 18)総合エネルギー調査会新エネルギー部会,第2回, 資料2 2000年1月
- 19) 原子力発電の経済性について,総合エネルギー調査 会原子力部会,第70回,資料3,1999年12月
- 20) 欧州委員会, Extension of the Accounting Framework Final Report, 1997年12月
- 21) ウイリアム・D・ノードハウス, 原子力と環境の経済 学, 1998年
- 22) 大河原透他,「地球温暖化の解明と抑制」第4章「今後の温暖化抑制対策に向けて」,電中研レビュー第45 号,2001年
- 23) Electricity Generation and Environmental Externalities: Case Studies, Energy Information Administration, 1995年


Study of Raman Spectroscopic Analysis Method for Sodium Compounds at High Temperature

Fumiyoshi UENO Norikazu OHTORI*

Advanced Technology Division, Oarai Engineering Center * Visiting Research Fellow, Advanced Technology Division, Oarai Engineering Center

空気中にさらされた高温の金属ナトリウムは,酸素や水分と反応して酸化物(Na₂O₂, Na₂O)や水酸化物(NaOH)を含む高温高腐食性の溶融体を形成する。この溶融体は鉄鋼材料を腐食し,腐食生成物として種々の ナトリウム鉄複合酸化物を生成する。この腐食反応機構の解明に資するため,本研究では,ラマン分光法を用い た高腐食性のナトリウム化合物の分析技術開発を行い,化合物中に含まれる化学種の挙動を調べた。まず,Na₂O₂ 等の基本的なナトリウム化合物について,室温から1,073Kまでの基礎的なラマンスペクトルを測定した。次に, 腐食環境を模擬した過酸化物イオンを含む高温のNaOH溶媒の分析を行った結果,823Kまでの温度範囲で過酸 化物イオンの検出に成功し,安定に存在して腐食反応に寄与し得ることを示した。さらに,Na₄FeO₃等のナトリ ウム鉄複合酸化物の測定を行い,573K以下の温度において各々のラマンスペクトルの特徴に基づき種々の複合 酸化物が相互に識別可能であることを明らかにした。

High temperature sodium on exposure to air produces a corrosive melt including Na_2O , Na_2O_2 and NaOH after reaction with oxygen and moisture. If the melt contacts steel, several sodium iron complex oxides will be produced by the the corrosion reaction. To contribute to elucidation of the corrosion mechanism, the Raman spectroscopic technique for analysis of strongly corrosive sodium compounds was developed and the behavior of corrosive chemical species in the compounds was investigated. Several Raman spectra of a series of typical sodium compounds such as Na_2O_2 were measured in the range from room temperature to 1,073K. Subsequently, a simulated corrosive mixture of molten sodium hydroxide with peroxide was investigated, and peroxide ion was detected up to 823K. Thus, peroxide ion can be a corrosive chemical species in the melt at high temperature. Moreover, Raman spectra obtained for several sodium iron complex oxides, e.g. Na_4FeO_3 , indicate that each oxide can be identified up to 573K.

キーワード

ラマン分光法 , 高温 , ナトリウム化合物 , 溶融体 , 過酸化物 , 水酸化物 , イオン , 腐食 , ナトリウム 鉄複合酸化物

Raman Spectroscopy, High Temperature, Sodium Compounds, Melt, Peroxide, Hydroxide, Ion, Corrosion, Sodium Iron Complex Oxide





大鳥 範和 新材料研究グループ所属 客員研究員 新潟大学大学院 自然科学 研究科 情報理工学専攻 助教授 理学博士 1.はじめに

空気中にさらされた高温の金属ナトリウムは, 酸素や水分と反応して酸化ナトリウム(Na2O), 過酸化ナトリウム(Na2O2)及び水酸化ナトリウム ム(NaOH)等を発熱的に生成し,高温の溶融体 を形成することが知られている。このナトリウム 化合物溶融体(以下,Na化合物溶融体)が鉄基材

105

料と接触して高温下で腐食反応が起こるとき、生 成するナトリウム 鉄複合酸化物(以下, NaFe 複 合酸化物)の化学的組成が温度・塩基度・酸素ポ テンシャルに依存して変化することが知られてい る。すなわち,高塩基度・低酸素ポテンシャルの 場合には「NaFe 複合酸化型腐食」反応の結果,主 としてNa₄FeO₃が生成し、逆に低塩基度・高酸素 ポテンシャルの場合には「溶融塩型腐食」反応の 結果,主としてNa₅FeO₄やNa₃FeO₃などが生成す るい。特に,溶融塩型腐食は,高湿雰囲気により NaOH を溶媒とするNa化合物溶融体が形成され, かつ燃焼によって生じたナトリウム酸化物 (Na₂O₂を含む)に由来する過酸化物イオン(O₂²⁻) が溶融体中に存在する場合に起こると考えられ、 その腐食速度はNaFe 複合酸化型のそれと比べて 5倍程度高いとされている?)。

このようなNa化合物溶融体と鉄基材料との反応機構を解明するには,Na化合物溶融体が持つ化学的活性や腐食性によって生じる実験的困難を克服し,腐食反応に直接寄与するイオン等の化学種を検出する分析手法を開発する必要がある。

高温かつ高腐食性の溶融体の直接的な分析方法 としては、レーザーラマン分光分析法がある。こ の方法は、X線回折法と同様に、スペクトルや回 折パターンの照合に基づく物質同定法として一般 的に用いられる手法であるが、分子構造を有する 化学種の同定に優れていることや、液体への適用 や雰囲気制御が比較的容易であることが特徴であ る。ラマン分光法の高温領域への展開は比較的新 しく、最近では高温試料の分析²⁾や、高腐食性溶 融体の分析³⁾の報告例が知られているが、適用例は 多くない。Na化合物については、基本的な物質 (Na₂O、Na₂O₂、NaOH、Na₂CO₃、NaFeO₂)の室 温における数例の報告^{3 9)}がある程度で、高温での 測定例¹⁰⁾はNaOHとNa₂CO₃以外は見当たらない。

このような背景から,本研究では,高温のNa化 合物及びその溶融体中に含まれて,鉄基材料との 腐食反応に寄与するイオン等の化学種を直接検出 して分析することを目的に,ラマン分光法を用い た分析技術の開発及びラマンスペクトルデータの 取得を行った。

まず、高温高腐食性のNa化合物を分析するための観察容器を製作し種々のNa化合物の高温ラマン分光分析を行った。また、溶融塩型腐食を模擬した高温NaOH溶媒中において腐食性化学種とさ

れているO₂²の安定性について検討した。さらに 腐食生成物であるNaFe複合酸化物のラマン分光 法による識別性について検討を行った。本報告で は,以上の結果について述べる。

- 2.実験方法
- 2.1 試料調製方法

ラマンスペクトル測定に用いた試料を表1及び 表2にまとめた。表1に示した市販の試薬をその まま,あるいは表2に示す方法に基づいて調製し 実験に供した。これらの試料は空気や湿分による 変質を防ぐため,アルゴン(Ar)ガス雰囲気(通 常状態で露点-80,酸素濃度1ppm程度)のグ ローブボックス(以下,GB)中で取扱った。

NaOHとNa₂O₂ Na₂CO₃あるいは超酸化カリウム (KO₂)との混合試料の調製は,表2に示す方法に より行った。NaOHは一般に不純物としてH₂Oを

表1 供試試料

試 薬 名	化学式	純度		
水酸化ナトリウム	NaOH	99%		
過酸化ナトリウム	Na ₂ O ₂	95%		
無水炭酸ナトリウム	Na ₂ CO ₃	99.5%		
超酸化カリウム	KO ₂	96%		
ナトリウムフェライト	NaFeO₂	99%		

表2 混合試料及び合成試料の調製方法

測定試料	調整方法				
Na₄FeO₃合成試料	FeO+2Na₂O混合粉末から 反応合成				
Na₅FeO₄合成試料	5Na₂O+Fe₂O₃混合粉末か ら反応合成				
Na₃FeO₃合成試料	3Na ₂ O+Fe ₂ O ₃ 混合粉末か ら反応合成				
NaFeO₂合成試料	Na₂O+Fe₂O₃混合粉末から 反応合成				
NaOH Na ₂ O ₂ 系混合試料	加熱溶解したNaOHに, Na₂O₂を投入し混合				
NaOH Na₂CO₃系混合試料	加熱溶解したNaOHに, Na₂CO₃を添加し混合				
NaOH KO₂系混合試料	加熱溶解したNaOHに, KO₂投入し混合				
	 測 正 試 科 Na₄FeO₃合成試料 Na₅FeO₄合成試料 Na₅FeO₃合成試料 Na₅FeO₂合成試料 NaGH Na₂O₂系混合試料 NaOH Na₂CO₃系混合試料 NaOH KO₂系混合試料 				

注1) No.1~4に用いたNa₂Oは市販のものを真空加熱によ り高純度化した。

注2) No.5~7に用いたNaOHはArガス置換グローブボック ス中で573K×30分以上加熱溶解し水分を除去した。混合 もグローブボックス中で行った。 含んでいるので、ほかの試料との混合前にあらか じめGB中の開放系の電気炉内にて573K以上に30 分以上保持して脱水を行った。また、表2に示す NaFe複合酸化物は別途検討された合成方法⁽¹⁾に 基づき高純度の試料を調製した。

合成後の試料はGB中にて密閉容器中に保管し, 測定直前に取り出した。

2.2 ラマン分光分析実験方法

レーザーラマン分光システムの構成概要を図1 に,また各部の仕様を表3に示す。励起用光源で あるArレーザー光の波長は,高温での輻射の影響 を低減するため可視領域の中で比較的波長の短い 488nm(青色)を用い,出力は20~100mWとし た。レーザー光にノイズとして含まれるほかの波 長の光を排除するため,レーザー照射光学系に 488nmのパンドパスフィルタを用いた。試料の上



機器	仕	様
可視光レーザー 発振器	形式:NEC製CLG216 アルゴンガスレ 発振波長:514 5nm(8 488nm(700 発振モード:横方向単 ビーム直径(1/e ² の点	5型 シーザー 2 Wタイプ 200mW), mW),他 シー(TEM‰)):約1 2mm
分光器	形式:JOBIN YVON T64000型 トリプルモノク 焦点距離:640mm(名 グレーティング:1,80 PAC	製RAMANOR ロメーター È三段) 沙gr/mm Cコーティング
CCD検出器	形式: Instruments S J SPECTRUM O CCDチップ:1,024× 2,000×	A Jnc 製 NE液体窒素冷却型 256pixelsまたは 800pixels
ソフトウェア	形式:JOBIN YVON數 (MS DOS6 2) DILOR S A 製 (Windows95&	製 SpectraMax)または, LabSpec v3.01 98SE)

表3 ラマン分光分析装置の仕様

方から励起レーザー光を入射し,入射光に対して 後方散乱の幾何配置において,試料表面からのラ マン散乱光を観測した。散乱光は,三重回折格子 を備えたラマン分光器に導き,得られたスペクト ルの強度はCCD(電荷結合素子,Charge Coupled Device)検出器により測光した。測定時間は試料 からの散乱強度によって適宜決定した。個々の測 定条件は,測定結果の図中に示した。

高温下でNa化合物を安定に保持しつつラマン 分光分析実験を行うために設計・製作した高温試 料観察容器を図2に示す。これはGBに入れること ができる大きさの円筒形のステンレス製密閉容器 である。容器ふたの中央部には試料へのレーザー 光照射とラマン散乱光集光のための石英ガラス製 の窓を取り付けている。容器内には,小型電気抵 抗加熱炉を設置され,最高1,073Kまで試料を昇温 することが可能である。試料は金属ジルコニウム (Zr)製のるつぼ型のセルに入れ,高温試料観察容 器中の加熱炉内にセットした。この作業はGB中で 行い,試料容器内はGBと同じArガス雰囲気に保っ た。なお,高温試料観察容器はあらかじめGB中 で開放した状態で673Kに加熱保持して内部の断 熱材などの脱水を行った。

3.実験結果

3.1 Na化合物のラマン分光分析結果

初めに基本的なNa₂O₂, NaOH, Na₂CO₃単成分 系のラマンスペクトルの測定結果について述べる。



図3にNa₂O₂のラマンスペクトルの温度変化を 示す。図中 横軸はラマンシフト (単位はcm⁻¹), 縦軸はラマンスペクトルの強度(任意の単位)で あり、以下同様である。また、図中の鋭いピーク(ス パイクノイズ)は宇宙線に起因してCCD検出器が 発するノイズと考えられている。300 cm⁻¹ 以下の 複数のピークは格子振動によるピーク,室温(R. T.)~673Kにおいて見られる700~800cm⁻¹の二つ **のピーク(773~873Kでは一つに見える)は**O₂²⁻ のピークである。後者の二つのピークは結晶格子 中において環境の異なる二つの位置におけるO22-の伸縮振動モードに帰属されている。。本結果か **ら**, O₂²·は873KまでO₂²·の状態で存在し得ること がわかる。1,140 cm⁻¹付近に観測されるピークは 超酸化物イオン(O_2^{-1})に帰属される^{35,12})。 O_2^{-1} は Na₂O₂試料を用いた過去の実験においても検出され ており³⁾, NaO₂等の超酸化物として試料中に不純 物として含まれていると考えられる。温度の上昇 とともにピークの位置が若干ずれるが O2 のピー クは773Kまで明瞭に観測された。この温度までの 測定例はほかにもいくつか報告されており。13,14), 873Kにおいてもピークが確認できるので、この温 度まではO2 がある程度安定に存在すると考えら れる。

図4には, NaOHのラマンスペクトルの温度変 化を示す。400 cm⁻¹以下の複数のピークはNa₂O₂の 場合と同様に格子振動によるもので 573K以上(融 点以上)では融解によって消失した。水酸化物イ オン(OH⁻)の伸縮振動モードのピークは3 600~ 3 630cm⁻¹付近に現れる¹⁰⁾が,573~773KではOH⁻ の配向がランダム化するため,ピークは低波数側 にシフトし,かつ半値幅が拡幅化すると考えられ る。

図5には、Na₂CO₃のラマンスペクトルの温度変化 を示す。CO₃²⁻によるピークが1,050~1,080 cm⁻¹ 付近に現れ、1,073Kまで明瞭に存在する。この ピークは、全対称伸縮振動モードに帰属されてい る^{3,6}、このピークはNaOHにおいても検出された が、これはNaOH中に不純物として含まれている ものと考えられる。

Na2O2の測定において観測されたO2 のピーク について詳細に調べるため、KO2の測定を行った。 図 6 にKO2のラマンスペクトルの温度変化を示 す。O2 のピーク(1,140 cm⁻¹付近)は、673Kま で観察されたが723Kでは見られなくなった。ま た,不純物と見られるCO3²のピーク(1,050 cm⁻¹ 付近)が673Kまで認められたが、これも723Kで は消失した。同じく不純物と思われるOH のピー ク(3,600 cm⁻¹付近)も検出されたが、723Kのと きかろうじてピークが認められる程度であった。 以上のように723Kでピークがほとんど消失する 原因は、次に述べるように試料の黒変による光の



図3 Na₂O₂のラマンスペクトルの温度変化







吸収によるものと考えられる。

Na₂O₂は室温で淡黄色,KO₂は室温でやや薄い黄 色であるが,ともに673K付近から茶色に変色し始 め723Kでは黒色となった(写真1参照)。可視レー ザー光によるラマンスペクトルの測定では,高温 になるほどピークの減衰が著しく,Na₂O₂の場合 は873Kで,KO₂の場合は723Kでピークはほとんど



得られなくなった。この現象は,Na₂O₂の光吸収 スペクトルの測定において,温度上昇とともに吸 収ピークが紫外光領域の380nmから可視光領域 の450nmへと長波長側に移動する結果からも確 認されている¹⁵⁾。この原因を解明するには,今後 これら化合物の結晶構造や電子状態の温度変化に 関する検討が必要である。



写真1 NaOH KO₂系試料の加熱前後の色の変化 (Arガスグローブボックス中,773K加熱)

3 2 NaOH溶媒中の過酸化物イオンの分析結果 図 7 にはNaOH Na₂O₂混合系のラマンスペクト ルの温度変化を示す。O^{2⁻}の複数のピークは,室 温におけるNa₂O₂単成分系の場合(図3参照)と 異なり,730 cm⁻¹付近にピークは現れず780 cm⁻¹付 近のピークのみが現れた。しかし *4*73 K 以上では, 780 cm⁻¹付近のピークよりも強度が小さいものの 730 cm⁻¹付近にもピークが現れた。これらのピー クは673 K まで認められるが,773 K ではバックグ ラウンドの上昇とともに見えなくなった。NaOH Na₂O₂系のOH⁻のピークの温度変化は,単成分系 のNaOHの場合(図4参照)と同様であった。

図8にNa2O2とNaOHのそれぞれ単成分系と NaOH Na2O2系のラマンスペクトルを,同じ温度, 同じ波数領域ごとに比較して示す。O2²⁺ Q2⁺ CO3²⁺ のピークの温度変化を比較すると,O2²⁺ のピーク (700~800 cm⁻¹付近)が室温において上述のよう に混合系とNa2O2単成分系とで異なっている。こ の現象は,室温ではO2²⁺の一つの伸縮振動モード のみが生じ得る環境にあったが,昇温することに よって,Na2O2単独の場合(図3参照)のように,



ほかの環境に位置するO₂²の一つの伸縮振動モードが現れたものと考えられる。

O² のピーク(1,140 cm⁻¹付近)は,室温~473K では2本に分離した(図7参照)が573~773Kで は1本となり,773KまでO² の状態で存在するこ とがわかった。CO³ のピーク(1,050 cm⁻¹付近) はNaOH との混合によって現れることが明らかで あり,773Kまで確認できた。

以上のように,混合系で観測されたピークは, O^{2²⁻},O²⁻,CO²⁻のピークについておおむねNa₂O₂ 及びNaOH単成分系のピークを重ね合わせた形に



なっており,NaOH溶媒中でも比較的安定に存在 することがわかった。

図9にNaOH Na₂CO₃混合系のラマンスペクト ルの温度変化を示す。CO₃²⁻のピークは,NaOH Na₂O₂系の場合(図7及び8参照)と同様に773K まで明瞭に観測され,この温度までは安定して存 在することがわかった。このピークは O₂⁻のピー クに近い位置にあるが,ピークのシフトが少なく 安定して存在することがわかったので,両者を容 易に判別できるものと考えられる。

NaOH Na₂O₂混合系との比較のため,図10に NaOH KO,混合系のラマンスペクトルの温度変化 を示す。室温ではO2²⁻のピーク(700~800 cm⁻¹) が観測されたが473K以上では消滅した。このピー クはKO2単成分系の場合には観測されなかったの で NaOH KO2混合試料の調製の際にKO2のO2 が 一部分解してO2²⁻が生成したものと考えられる。 O2⁻のピークは室温では二つのピークとして現れ た。これはNaOH Na2O2混合系で観測された現象 と類似している(図7及び8参照)。O2 のピーク は773Kまで認められ,823Kでは消失した。しか しCO32 及びOH のピークは823K でも認められ た。この結果は,この温度付近での〇,の分解消 失を示唆するものと考えられる。673KのNaOH Na₂O₂混合系の場合には,O₂²⁻のピークはバックグ ラウンドの上昇によって隠れるものの, Na₂O₂単





図10 NaOH KO2系のラマンスペクトルの温度変化

成分系の場合に明瞭にピークが現れることから類 推すれば,O²・は存在している可能性は否定でき ない。一方,673KにおけるO²のピークは明瞭で あり,安定に存在していると考えられる。773Kの 場合にはO²の存否は不明であるが,O²のピーク は明瞭でありその存在を確認することができる。 KO²をNaOHと混合するとやはり強く着色するもの の,773KまではO²のピークは明瞭に観測できた。

33 NaFe **複合酸化物のラマンスペクトル** (1) Na,FeO₃の分析結果

図11に室温から573Kまで昇温した場合の Na₄FeO₃のラマンスペクトルの変化を示す。室温 において見られた600 cm⁻¹付近のピークは,373K において小さくなり,473K以上では670及び 1 *A*50 cm⁻¹付近にピークが現れた。573Kの場合に は,670 cm⁻¹付近のピークのほかに,1 *A*50 cm⁻¹付 近のピークが1,370 cm⁻¹付近にシフトする現象が 見られた。このシフトしたピークは,試料冷却後 も戻ることはなかった。

上記のような加熱によるピークのシフトが見られたため,確認のためレーザー出力の変化に対するスペクトルの変化を観測した。その結果を573Kに加熱した場合と比較して図12に示す。レーザー出力20mWの場合,Na₄FeO₃のピークは600 cm⁻¹付近に見られ,ほかには見られなかった。しかし,





レーザー出力を40mWあるいは100mWに増加す ると,600cm⁻¹のピークは消え,代わって670及び 1,370cm⁻¹付近にピークが現われた。このピーク のシフトは,573Kに加熱した場合とほぼ同じであ ることがわかった。また,レーザーを照射したス ポットのNa₄FeO₃は濃い褐色から白色に変色し た。これらのピークの変化はレーザー照射の前後 で不可逆的で,100mW出力のレーザーを照射した スポットを20mW出力で再度測定しても元に戻る ことはなかった。

この結果から, Na₄FeO₃の特徴的なラマンスペ クトルはレーザー出力20mWのときに得られ, そ この試料の構造変化を調べるため573Kまで加 熱する前とした後のX線回折分析を行って比較し たところ,両者の回折パターンに相違点はなく, 加熱後もNa、FeO。の結晶構造が維持されているこ とが明らかになった。

(2) Na₃FeO₃及びNa₅FeO₄の分析結果

図13にNa₃FeO₃のラマンスペクトルの温度変化 を示す。低波数側の220,280,350 cm⁻¹付近にほ ぼ同じ強さのピークが見られ,また650 cm⁻¹付近 を中心に強いピークが観測された。このピークを 細かく見ると,630及び670 cm⁻¹付近の二つのピー クが重なっているように見える。これらのピーク はほかとは異なるものであり,Na₃FeO₃の特徴的 なピークと考えられる。一方,1,100~1,500 cm⁻¹ 領域で観測されたピークは,温度により複雑な変 化を示した。

図14にはNa₆FeO₄のラマンスペクトルの温度変 化を示す。ピークは,240,380及び640 cm⁻¹付近 に認められた。ただし,レーザー出力100 mWの ときには640 cm⁻¹付近のピーク強度が著しく低下 した。また,1280 cm⁻¹にもピークが観測された が,温度上昇とともに変化した。

上記の Na₃FeO₃とNa₅FeO₄のスペクトルにおいては,室温~673Kにおいて500~700 cm⁻¹の範囲でスペクトルの大きな温度変化は認められなかった。

- 4.考察
- **4.1** NaOH 溶媒中での酸化物イオンの安定性の 検討

O²⁻及びO²⁻のNaOH溶媒中での安定性につい て検討する。O²⁻のピークは、Na₂O²単成分系の場 合には873Kまで(図3参照)、NaOH Na₂O₂混合 系の場合には773Kまで(図7参照)確認できた。ま た、NaOH KO²混合系では、823Kまで(図10参 照)確認できた。これらの試料は、各設定温度に 到達後最低20分以上保持した後に測定に供してお り、測定時間を加えると、各温度での測定終了ま でに30分程度保持していることになる。したがっ て、30分間程度の加熱保持条件下では、単成分系 の場合には873Kまで NaOH溶媒中では823Kまで の温度範囲でO²⁻は安定に存在すると考えられる。

一方, O2 のピークは, Na2O2単成分系の場合に は873Kまで(図3参照),KO2単独の場合には673K まで(図6参照)確認できた。これらとNaOHと の混合系の場合には773Kまで(図7及び10参照) 確認できたが 823Kでは消失した。これらの測定 においても測定終了までに各温度で30分程度保持 している点は上記と同様である。したがって,30 分間程度の加熱保持条件下では,単成分系の場合 には873Kまでの温度範囲,NaOH溶媒中では773K までの温度範囲では,O2 はある程度安定に存在





図14 Na₅FeO₄のラマンスペクトルの温度変化

すると考えられる。また,NaOH KO2混合系の測 定結果(図10)に着目すると,773Kでの測定から 823Kでの測定まで約30分間を要したが,その間に O2⁻のピークが消失したと考えられる。本実験で は酸素濃度を測定していないので,O2⁻が反応に よってO2に変化したか否かは不明である。一方, 823KにおいてO2²⁻ピーク強度の上昇は特に認め られなかったので,O2⁻がO2²⁻に変化する反応は生 じていないと考えられる。

融点や分解温度を調べると、KO2の融点は 653K^{16,17)}, KO2がKO +(1/2)O2に分解しO2を発生 する温度が753K¹⁶⁾あるいは698K¹⁷⁾と報告されて いる。またNa2O2の融点は約948Kである。これを 測定結果と比較すると、NaOH KO2混合試料の場 合に773KまでO2⁻が存在し 823Kではピークが消 失したが、これはKO2がKO +(1/2)O2に分解する 温度とほぼ一致する。一方、Na2O2単成分系の場 合には873KまでO2⁻の存在が認められたが、これ はNa2O2の融点がこの温度より高く固体で存在す るためと考えられる。

したがって,今回のような低酸素分圧下での実験 の範囲では,823K以上では,NaOH溶媒中にO2 は 優位な量として存在し得ず,また473K以上でO2 が分解してO2²を生成する現象は見られていない ので,O2 は823K以上では「溶融塩型腐食」に影 響を及ぼすことはなく,腐食を支配するO2²の供 給源になることはないと考えられる。

一方O22- については, 773~873Kまでは確認で き、この温度領域までは腐食性化学種としてNaOH 溶媒中に存在する可能性を実証できた。しかしなが ら、それ以上の温度での挙動は電気炉や加熱中の試 料セルなどからの輻射あるいは蛍光によるバック グラウンドの上昇によりピークが埋もれてしまい, これまでのところ測定不可能であった。今後、この 問題への対応策として、①観測可能な温度において O2²のラマンスペクトルの長時間にわたる時間変 化を調べる,②昇温前後でのO2²のラマンスペク トルの変化を調べる,③光吸収や加熱による輻射 の影響を避けるための装置の改良あるいは紫外線 レーザーを用いたラマンスペクトル測定を行うこ と,が考えられる。現在,上記のうち22及び3に ついて検討に着手し,より高温でのO22の検出を 試みている。

4 2 NaFe 複合酸化物のラマンスペクトルの比較 検討

合成した NaFeO₂及び市販の NaFeO₂を含 めた一連のNaFe複合酸化物の室温でのラマンス ペクトルの比較を図15に示す。すべてのNaFe複合 酸化物のスペクトルでは,共通して500~700 cm⁻¹ 付近にピークが観察された。 NaFeO₂では 560 cm⁻¹ 付近, NaFeO₂では600 cm⁻¹ と720 cm⁻¹

研究報告





付近, Na₄FeO₃の場合は600 cm⁻¹付近, Na₃FeO₃の 場合は630及び670 cm⁻¹付近の二つのピークの重 なりとして ,Na₅FeO₄の場合には640 cm⁻¹付近にそ れぞれピークが認められた。これらによって, 互 いに区別することが可能であるので, ラマンスペ クトルにおける各々の特徴的なピークと考えるこ とができる。さらに,1,100~1 500 cm⁻¹領域にお いては、 NaFeO₂ \mathcal{C} **i**t **1**,**150** cm⁻¹, NaFeO₂ \mathcal{C} は1 A40 cm⁻¹ 付近 , Na₄FeO₃の場合はピークが存在 せず, Na₃FeO₃の場合は1 300 cm⁻¹付近, Na₅FeO₄ では1 280 cm⁻¹付近にそれぞれ観測された。これ ら5種のNaFe複合酸化物のラマンスペクトルの 比較の結果,各々の特徴的なピークが見出され, ラマン分光分析によってこれらが互いに識別でき ることが明らかとなった。

レーザー照射及び加熱によってNa,FeO。のピー クのシフトが見られたが,この原因は,レーザー 照射及び加熱による摂動によりNa,FeO。の結晶構 造が何らかの変化を起こしたためと考えられる。 しかし,Na,FeO。の結晶構造に関する研究例¹⁰⁾は少 なく,このピークの変化を理解するには第一原理 計算等による詳細な解析が必要と考えられる。一 方,Na,FeO。及びNa,FeO,の場合には,レーザー出 力20~100mWの範囲ではピークのシフトが起こ らなかった。この違いは,これらNaFe 複合酸化 物の熱的安定性,結晶構造安定性等の差異に起因 すると考えられるが,現段階ではこの原因を特定 するには至っていない。上述のように第一原理計 算等の手法を用いて検討する必要があると考えて いる。

5.おわりに

ラマン分光法を用いた高温のNa化合物の分析 技術を開発し 種々のNa化合物及び溶融体の高温 ラマン分光分析及び鉄基材料の腐食反応に寄与す るイオン種の検出を行った。その結果,以下の結 論を得た。

- 高温のNa化合物のラマン分光分析技術を開 発し,Na₂O₂,NaOH,Na₂CO₃等の基本的なNa 化合物の最高1 073Kまでのラマンスペクトル データを取得した。
- ② 本実験の範囲において、過酸化物イオンは、 Na₂O₂単成分系の場合には873Kまで、NaOH溶 媒中では823Kまでの温度範囲で、ある程度安定 に存在することがわかった。超酸化物イオンは、 Na₂O₂単成分系の場合には873Kまで、NaOH溶 媒中では773Kまでの温度範囲である程度安定 に存在することが示された。
- ③ 「溶融塩型腐食」機構において,腐食性化学種 と推測されている過酸化物イオンのNaOH溶媒 中での安定性を873Kまで実証することができ た。また,低酸素分圧下の823K以上では超酸化

 ④ 種々のNaFe複合酸化物(NaFeO2, NaFeO2, Na4FeO3, Na5FeO4, Na3FeO2)
 NaFeO2, Na4FeO3, Na5FeO4, Na3FeO3)
 C 573Kまでの特徴的なピークを得ることができ、ラマン分光法によってNa化合物溶融体と鉄基材料との腐食生成物を各々識別できることがわかった。また、Na4FeO3では、レーザー出力増加または加熱によりピークがシフトすることがわかった。

参考文献

- 1)青砥紀身: "大気中ナトリウム漏洩流下部における 鉄系材料の腐食機構",動燃技報, No.103, pp 35 45(1997).
- 2) B Ø Mysen, J D Frantz : "Raman spectroscopy of silicate melts at magmatic temperatures : Na₂O SiO₂, K₂O SiO₂ and LiO₂ SiO₂ binary compositions in the Temperature range 25 1475 ", Chem Geol., Vol. 96, pp 321 332 (1992).
- 3) J.C. Evans: "The peroxide ion fundamental frequency", Chem Comm., pp 682 683 (1969).
- 4) F J Blunt , P J Hendra , et al .:" The Laser Raman Spectra of Salts containing the Anions O_2^- and $O_2^{2^-}$ ", Chem Comm ., pp **278 279 (1969)**.
- 5) J A Creighton , E R Lippincott :" Vibrational frequency and dissociation energy of the superoxide ion ", J Chem Phys., Vol 40, pp .1779 1780(1964).
- 6) F L .Whiting , G .Mamantov , et al .:" Raman spectra of solute species in molten fluorides ; O_2^{-} , CrO_4^{-2} and CO_3^{-2-} ", Inorg .Chem Acta , 5 : 2 , pp 260 262 (1971).
- 7) R L .Tallman ,J L .Margrave:" The Crystal Structure

of Sodium Peroxide ",J Amer Chem Soc.,Vol **70**, pp **2979 2980 (1957)**.

- 8) M .Bösch , W .Känzig : "Optische Eigenschaften und Electronische Struktur von Alkali Hyperoxid Kristallen ",Helvetica Physica Acta ,Vol 48 ,pp 743 785 (1975).
- 9) K F .McCarty ,J C Hamilton ,et al ..." In situ Raman spectroscopy of high temperature pyrite reactions related to deposit formation from coal ", J Electrochem Soc., Vol .136, No 4, pp .1223 1229 (1989).
- 10) N Ohtori, S Okazaki, et al .: "Cation dependence of the vibrational and rotational relaxation of OH ion in molten MOH (M = Li, Na, K, Rb, and Cs) by Raman scattering measurements ", J Chem. Phys., Vol 94, No 4, pp 3101 3106 (1991).
- 11) 古川智弘,青砥紀身: "NaFe複合酸化物合成方法標 準化の提案",サイクル機構研究成果報告書,JNC TN 9410 2001 025 (2001).
- 12) W Holzer , W F Murphy , et al .:" Raman Spectrum of O₂⁻ Ion in Alkali Halide Crystals ", J Mol Spectroscopy , Vol 26 , pp 543 545 (1968).
- 13) 大鳥範和,柳田昌宏,他:"溶融硝酸塩中の超酸化 物イオンのラマンスペクトル",第28回溶融塩化学 シンポジウム予稿集 pp.177 178 (1996).
- 14) 大鳥範和,柳田昌宏,他:"溶融水酸化物中の超酸 化物イオンのラマンスペクトル」,電気化学会第64回 大会予稿集(1997).
- 15) N Ohtori, N Umesaki, et al .: "Raman Study of Na₂O₂ at High Temperature ",Abstracts of EUCHEM 2000 Conf on Molten Salts, Poster Session, B 37 (2000).
- 16) 理化学辞典第5版, p 858, 岩波書店 (1998).
- 17) "Binary Alloy Phase Diagrams ", Second Edition, Volume 3, ASM Int., pp 2378 2379 (1990).
- 18) Von R Hoppe H Rieck: "Zur Kenntnis von Na[FeO₃]", Z anorg allg Chem., 437, p 95 ~ 104 (1977).

研究報告

資料番号:16-11

117

研究報告

即発ガンマ線分光法を用いた 核データ測定技術開発

中村 詔司 古高 和禎 原田 秀郎

東海事業所 環境保全・研究開発センター 先進リサイクル研究開発部

Development of the Measurement Technique for Nuclear Data with Prompt GamiRay Spectroscopy

Shoji NAKAMURA Kazuyoshi FURUTAKA Hideo HARADA

Advanced Fuel Recycle Technology Division, Waste Management and Fuel Cycle Research Center, Tok ai Work s

核変換研究の基盤データとして重要な放射性廃棄物核種の中性子捕獲断面積を測定するために,即発ガンマ線 核分光法を開発した。

中性子照射をして生成した核種が安定である場合,従来の放射化法では,その中性子捕獲断面積を求めること ができない。そこで,中性子断面積研究に使用できる新しい手法を開発した。本手法により,中性子照射の際に 放出される即発ガンマ線の情報からレベルスキームを組立て,そして即発ガンマ線の放出率から断面積を求める。 本手法のために測定システムの開発を行い,その有効性を示すことができた。また,レベルスキーム構築のた めに必要となるカスケード 線の情報を取得することが可能となった。更に,^{na}Pdの測定において,部分レベル スキームを構築し,1906keV2400keVの2つの新しいレベルを見出すことに成功した。

本技術開発により,従来の放射化法では測定不可能であった核種の中性子捕獲断面積を測定することが可能となる。

To obtain the thermal neutron capture cross sections of radioactive fission product nuclides as the basic data on transmutation study, a measurement technique with prompt gamma ray spectroscopy was developed.

When daughter nuclides after neutron irradiations are stable, measuring the neutron capture cross sections is impossible. Therefore, a new technique was developed to investigate these. With this, the level schemes from the information of the prompt rays emitted during neutron irradiation are constructed, and the cross section is deduced with the emission probabilities of prompt rays. The measurement system for this technique was developed, and was effective. The system enables obtaining information on the cascade rays necessary for constructing the level scheme. By measuring ^{net}Pd, the partial level scheme was constructed, and two new levels at 1906 keV and 2400 keV were identified.

By using this technique, the neutron capture cross sections of nuclides that can't be measured by an activation method can be measured.

キーワード

即発ガンマ線分光法,ガンマ ガンマ同時計測,ガンマ線放出率,レベルスキーム,長寿命 FP核種,ジルコニウム,パラジウム,核変換研究,中性子捕獲断面積,核データ

PromptRay Spectroscopy,Coincidence Measurement,Ray Emission Probability, Level Scheme, Long LivedFission Product, Zirconium, Paradium, Nuclear Transmutation Study, Neutron Capture Cross Section, Nuclear Data

中村 詔司 古高 和禎 原田 秀郎 システム設計評価グループ システム設計評価グループ システム設計評価グループ 核変換研究チーム所属 核変換研究チーム所属 核変換研究チーム所属 副主任研究員 副主任研究員 チームリーダ,主任研究員 核変換技術開発のための基 核変換技術開発のための基 核変換技術開発のための基 礎基盤データに関する研究 礎基盤データ及びその測定 礎基盤データに関する研究 に従事 技術の高度化に関する研究 に従事 X線取扱主任者 理学博士,第1種放射線取 に従事 理学博十 扱主任者

1.はじめに

原子力発電で生じる使用済み核燃料から発生す る放射性廃棄物核種を原子炉や加速器等を利用し て核反応を起こさせることにより,安定核種ある いは短寿命の核種に変換させる技術を核変換と呼 ぶ。処分すべき核廃棄物の量を減らし,環境への 負荷を低減することを目的として核変換研究が進 められている。核変換対象核種としては,核分裂 反応で生成する¹²⁹I,⁹⁹Tc,¹³⁷Cs,⁹⁰Sr 等の核種と核 燃料の中性子吸収反応で生成する²³⁷Np,²⁴¹Am等の 超ウラン元素がある。対象核種が、どのくらいの 割合で核変換されるかを知るためには核反応断面 積(熱中性子吸収断面積())及び共鳴積分())等) の精度の良いデータが必要である。しかしながら、 対象核種については,これらのデータが全く存在 しないか,あっても測定精度が低いという問題が ある。当該グループでは,核変換技術開発で必要 となる基礎データを整備する研究の一環として、 長寿命放射性核種の。及びしの測定実験を実施し てきているい。今までに実施して得られた成果を, 表1に過去のデータと共にまとめた。表1に示し たこれらの核種は放射化法により測定している。 放射化法の原理を図1に¹³⁵Csを例に取り上げて説 明する。¹³⁵Cs に中性子を照射して放射化させると, 生成された¹³⁶Cs核が短い半減期(13日)で崩壊し,

線を放出して安定な¹³⁶Ba核になる。¹³⁶Cs核1個 が崩壊した時に,放出される線の確率(放出率) は分かっているので,測定される線の強度から生 成された¹³⁶Csの量を求めることができる。更に,照 射に用いた¹³⁵Csの量はあらかじめ分かっているの で,照射した中性子の量をモニタすることにより, ¹³⁵Csの反応断面積を求めることができるのである。

表1 放射性核分裂生成核種の熱中性子吸収断面積 (^{0*1})と共鳴積分(¹²)

核種	半減期*3	過去のデータ (報告者及び報告年度)	サイクル機構 のデータ
¹³⁷ Cs	30年	_{eff} = 0 .11 ± 0 .03b ^{*4} (Stupegia 1960)	$_{0} = 0 25 \pm 0.02b$ $I_{0} = 0.36 \pm 0.07b$ (1990, 1993)
90Sr	29年	_{eff} = 0 8±0 5b (Zeisei 1966)	
99Tc	21万年	$_{0} = 20 \pm 2 b$ $I_{0} = 186 \pm 16b$ (Lucas 1977)	₀ = 22 9±1 3b l₀ = 398±38b (1995)
129	1600万年	$_{0} = 27 \pm 2 b$ $I_{0} = 36 \pm 4 b$ (Eastwood 1958)	$_{0} = 30 3 \pm 1 2b$ $l_{0} = 33 8 \pm 1 4b$ (1996)
127	(安定核)	$_{0} = 4.7 \pm 0.2b$ $I_{0} = 109 \pm 5.b$ (Friedmann 1983)	₀ = 6 40 ± 0 29b l₀ = 162 ± 8 b (1999)
¹³⁵ Cs	300万年	₀ = 8 .7 ± 0 5b I₀ = 61 .7 ± 2 3b (Baerg 1958)	$_{0} = 8 3 \pm 0 3b$ $I_{0} = 38 .1 \pm 2 .6b$ (1997)
¹³⁴ Cs	2年	_{eff} = 134 ± 12b (Bayly 1958)	_{eff} = 141 ± 9 b (1999)
¹³³ Cs	(安定核)	$_{0} = 30 \ 4 \pm 0 \ 8b$ $I_{0} = 461 \pm 25b$ (Baerg 1960)	$_{0} = 29 \text{ D} \pm 1 \text{ Db}$ $I_{0} = 298 \pm 16b$ (1999)
^{166m} Ho	1200年	$_{0} = 9140 \pm 650 \text{ b}$ $I_{0} = 1140 \pm 90 \text{ b}$ (Masyanov 1993)	_{eff} = 3 ± 1 kb (2000)

- * 1 熱中性子吸収断面積。速さ2200m/秒の中性子が原子核 に吸収されて,続いて 線が放出される核反応のおこる確 率を表す
- *2 熱量域から炉内での最高中性子エネルギーの範囲で,断 面積を積分した量を表す。
- * 3 半減期は,放射性核種の放射能が2分の1に減衰するの に要する時間である。
- *4 1bは,断面積の単位で1×10⁻²⁴cm²である。



図1 放射化法による 。, l。の測定

しかしながら、放射化法を用いた断面積測定は, 中性子吸収の後に生成される核種が崩壊し,放射 線を出す場合には有効であるが,中性子照射して 生成される核種が安定核種になる場合には断面積 を求めることができないという問題がある。

放射性廃棄物核種の中の¹⁰⁷Pd(半減期:65×10⁶ 年),³⁵Zf(153×10⁶年),⁷⁵Se(65×10⁶年)などは, 長寿命という点で重要な核種であるが,中性子吸 収の後で生成される核種が安定であるために放射 化法でそれらの断面積を測定することができな い。そこで,放射化法では測定できない核種の断 面積を測定することのできる方法の1つとして, 即発ガンマ線核分光法の適用を考案した。

本研究では,即発ガンマ線核分光法を用いた核 データ測定技術に関するR&Dの進捗状況を紹介 する。

2.即発ガンマ線核分光法

本章では、即発ガンマ線核分光法の原理と本研究のために構築した測定システムについて説明する。

2.1 測定原理

図2に断面積測定原理を示す。

原子核_z X^{A} (X:元素,Z:原子番号,A:質量数) が中性子による核反応で原子核が励起状態になっ た時,瞬時(10-14秒)に線(即発線)を放出 して基底状態₂X^{A+1}になる。この即発 線を測定す ることにより次のようにして断面積を測定するこ とができる。図2に示した様に,中性子導管実験 施設を用いて中性子を取出し,測定するターゲッ ト試料に照射する。2台のゲルマニウム(Ge)検 出器(ゲルマニウム結晶を用いた半導体 線検出 器であり,エネルギー分解能が良いという特徴が ある)を試料を両面より見込むように設置し,試 料から放出される即発 線の 同時計測を行 う。2台の検出器に同時に線が測定される事象 を測定することにより,即発 線の相関関係を求 めることができる。得られた相関関係からどの 線がどのようなレベルから放出されるかのレベル スキーム情報を得る。

レベルスキームと即発 線の強度から,即発 線が1核反応あたりに放出される割合(放出率)) の情報を引き出す。また,高純度AI箔(99.0%) をモニタとして用い、照射場の中性子束を求める。 更に、液体窒素ターゲット等を用いて"N(n,)反



図2 即発ガンマ線核分裂光法による断面積測定原理

応による 線を測定し 検出器効率を求めておく。 反応断面積()は,ターゲット試料の量(N₀), 即発 線放出率(!),中性子束(),検出効率 (),測定時間(T),測定された 線収量(Y) の情報から

Y = N。 I T により求めることができる。

22 同時計測システムの構築

今回断面積測定の目的のために開発した 同時計測システムについて説明する。

図3に計測システムの回路図を示す。図中の Ge 1,2と2台の大型(相対効率90%)の高純 度Ge検出器を用いている。図の赤ブロックの系統 は, 線のエネルギー情報を収集する回路系であ り,黄ブロックの系統は,タイミング情報を得る ための回路系である。2台の検出器からの信号を 同時計数ユニットに入れて,2台の検出器が同時 に 線を計数したという同時事象のタイミングパ ルスを作る。また,一方の信号を遅延させて,同 時事象との時間差を時間波高変換器(TAC)にて 電圧パルスに変換する。2系統のエネルギー情報 と1系統の時間情報,合わせて3つの情報をマル チパラメータインターフェースによって統合し, そのデータを逐次,大容量メモリモジュールに保 存する。3台あるメモリの1つが一杯になると,次 のメモリにデータを蓄積していき,その間,先に 一杯になったメモリは,コンピュータのメモリに データを転送する。3台のメモリを図3に示した ように,サイクリックに使用していくことで,デー タ収集に係るDead Timeを減らすようにしている。 本システムのポイントを以下にまとめる。

研究報告



図3 同時計測システムの回路図

- ① 大型の高純度Ge検出器(相対効率90%)を使 用している。
- 高速の回路を使用している。計数率10kcps
 で, Dead Time は約20%程度である。
- ③ エネルギー,タイミング情報を同時に収集することができる。
- ④ データ収集のDead Timeを減らすために 3台の大容量メモリを用いている。
- ⑤ タイミング情報を用いて,オフライン解析で 真の同時事象を引き出すことができる。

3.照射実験

3.1 実験配置

今回開発した測定システムの有効性を示すため に,京都大学原子炉実験所B 4中性子導管実験施 設において測定実験を実施した。

実験セットアップの様子を図4に示す。中性子 導管の前に2台のGe検出器を、試料を両面より見 込むように配置している。空気によって散乱され た中性子が、検出器に照射するのを防ぐために、 厚さ5mmの[®]LiF板を導管前及び、2台の検出器 の前面に置いた。これは、[®]Liの中性子吸収断面積 が900(b)と大きいことを利用して、中性子遮蔽 体として用いている。また、散乱された中性子に よる 線パックグランドを低減するために、検出 器全体を鉛ブッロクで遮蔽した。

32 効率測定試験

即発 線のエネルギー領域は,数百keV~ 10MeVに及ぶ。しかし,このような高エネルギー 領域の検出器効率を用意するにあたり,市販され ている標準 線線源では,せいぜい2 MeVまでし かカバーすることができない。そこで,窒素の¹⁴N (n,)反応によって放出される 線は,表2に 示すように326keV~10 8MeVのエネルギー領域 に及び,かつそれらの 線放出率も良く調べられ ているので,これを利用して検出器効率を求める こととした。窒素ターゲットとして,液体窒素を 用いることを試みた。窒素ターゲット及び照射に



図4 京都大学原子炉実験所B 4中性子導管施設に おける実験セットアップ

E(keV)	I,	/I (max)	I (%)	E(keV)	I	/I (max)	I (%)	E(keV)	I	/I (max)	I (%)
326 .00		9.96	2 99	2520 .64		22 .81	6 85	8568.98		0.54	0 .16
336 .90		3 20	0.96	2831 .09		7 23	2 .17	9048 .73		0.81	0 24
369 .10		3 83	1 .15	3013 .78		2.89	0.87	9149 39		5 52	1.66
473.30		7.43	2 23	3299 .70		0.67	0 20	9754 .15		0.67	0 20
479 .70		6.90	2.07	3532 .09		32.93	9 89	9920 .53		0.47	0.14
596 .80		14 .63	4 39	3677 .75		52.74	15 .84	10829 .19		47 .49	14 26
695 .60		9 .12	2.74	3855 .11		2.76	0.83				
865 .80		7.67	2.30	3884 .33		2.83	0.85				
1678 .29		24 .76	7.44	4508 .85		53 .08	15.94				
1681 .44		5 45	1.64	5269 22		100 .00	30.03				
1781 .85		2 35	0.71	5297 .96		70.70	21 23				
1853 .57		2 25	83. 0	5533 .37		62 .16	18 .67				
1884 .81		72.72	21 .84	5562 .06		33 .64	10 .10				
1988 .91		3 46	1.04	5619.10		3 .63	1.09				
1999 .67		13 99	4 20	6322 .39		59 .80	17.96				
2001 .85		4.04	1 21	6419 .40		3 .70	1.11				
2062.30		12 .48	3.75	6505 .40		2.86	0.86				
2157 .40		12 .18	3 .66	6759 <i>4</i> 0		3.06	0.92				
2174 .70		8 85	2 .66	7299 .08		30 27	9.09				
2356 .70		14 .83	4 45	7413 .60		4 .00	1 20				
2520 .64		22 81	6 .85	8310.37		12 .82	3 &5				

表2¹⁴N(n,)反応からの 線の絶対放出率



より得られた 線スペクトルを図5に示す。図5 から¹⁴N(n,)反応による8MeVまでの 線が 良い信号対雑音比で測定することができた。 線 ピークの収量から,相対検出器効率を求めた。結 果を図6に示す。この相対検出効率曲線を,放射 能が良く分かっている 線線源,例えば⁰⁰Coを用 いて校正することにより,絶対検出器効率を求め ることができる。

33 照射試験(^{nat}Zr)

将来的には、即発 線核分光法によって³⁰Zrの断 面積を求めることが目標である。そのために,ま ず¹⁰⁴Zr試料を用いて,本計測システムの有効性を 確かめるとともに、³⁰Zrをターゲットとして測定し た時に不純物として含まれているZr同位体のうち どの同位体が影響するかを調べることとした⁵⁰。

重量5gの高純度(99 99%)の[™]Zr 箔を,中性



図6 液体窒素ターゲットを用いて得られた相対検 出効率

子ビーム孔の大きさに合わせて,20mm×80mm ×05mm厚のものを用いた。試料は,図4に示す ターゲット位置に中性子ビームに対して45°の角 度を持たせて配置した。照射は,24時間行った。

3 A 照射試験(^{nat}Pd)

¹⁰⁷Pd ターゲットの測定を行う場合,ターゲット に不純物として含まれるPd 同位体の影響を調べ ておくことは重要である。そこで,高純度 (99 99%)の^{nat}Pd 箔を用いて,Pd 同位体のどの同 位体が影響を及ぼすかを調べるとともに,レベル スキームの構築を行うために照射試験を実施し た¹⁰⁾。

[™]Pd **箔 の 重 量43 2913**mg, 寸 法6 0mm × 0.125mm 厚のものを,図4のターゲット位置に置 いて照射した。

4.試験結果

4.1 ^{nat}Zr

測定中の計数率は,Ge 1 で12kcps,同時計数 率は,900cps程度であった。測定で得られた 線 スペクトルの例を図7に示す。図7から[®]Zr(n,

)反応による[®]Zrからの即発 線が主に現れてお り,良い信号対雑音比で測定することができた。 このことから,Zr同位体の中で[®]Zrの反応断面積 が大きいことが分かった。

タイミング情報として, TAC (時間波高変換)

スペクトルを図8に示す。TACスペクトルから時 間分解能(ピークの半値幅)は約500nsであった。 オフライン解析により,TACスペクトルのピー ク領域と片方のGeでの任意の 線ピーク領域と でゲートをかけることにより,そのゲートをかけ た 線と相関のある 線のスペクトルを得ること ができる。図9に[®]Zrからの934keV 線にゲート を掛ける前と掛けた後のスペクトルを示す。図9 に示すように 934keVと相関のある 線ピークが



図7 (n,)反応による[™]Zrからの 線スペクトル





現れている。このようなオフライン解析を,他の 線ピークに対して施すことにより,カスケード 線のどれとどれが相関するかを知ることができ る。測定された[®]Zrの線を用いて得られた部分的 なレベルスキームを図10に示す。

^{™Zr}を用いて,本測定システムがレベルスキー ム構築のために必要となるカスケード 線の相関 情報を取得することが可能となった。

4.2 ^{nat}Pd

図11に^{nat}Pdの照射で得られた 線スペクトルを 示す。¹⁰⁶Pd(n,)反応による¹⁰⁶Pdからの 線が観 測された。

今回の測定では42個の 線が同定された。これ らの 線について相関を調べることによりレベル スキームを組み立てた。今回求められた¹⁰⁶Pdの部 分的なレベルスキームを図12に示す。予備的な解 析の結果,1906keVと2400keVの2つの新しいレ ベルが見出された。今後,詳細な解析により新し いレベルを確定していく予定である。

5.おわりに

放射化法で測定できない核種の断面積を測定す ることのできる方法の1つとして,即発ガンマ線



図10 ⁹²Zrの部分的なレベルスキーム



図11 (n,)反応による^{nat}Pdからの 線スペクトル



106Pd 図12 ¹⁰⁶Pdの部分的なレベルスキーム

核分光法の適用を考案し、その測定技術に関する R&Dの状況を紹介した。

本研究において開発された測定システムを用い て、レベルスキーム構築のために必要となるカス ケード 線の相関情報を取得することが可能と なった。また、^{nai}Pdの測定において、予備的な解 析の段階であるが、新たに2つのレベルを見出す ことができた。今後、より詳細な解析を進めてい き、新しいレベルを確定するとともに¹⁰⁶Pd(n、) ¹⁰⁶Pd反応断面積を求めていく予定である。将来的 には、本研究で得られた知見、解析手法、測定技 術を⁵⁰Zr、¹⁰⁷Pdの本実験に反映させていく。

本測定では,検出器効率を求めるための窒素 ターゲットとして液体窒素を用いたが、液体であ るために取扱の困難さがあった。今後は,窒素を 組成にもつ固体試料をターゲットに用いることを 予定している。候補としては、メラミン(C₃H₆N₆) や5酸化2窒素(N₂O₅)が考えられる。また,図 5から分かるように,液体窒素ターゲットを薄い ビニール袋に入れたために袋に含まれる水素(H) の中性子反応による2 225 MeV 線ピークが強く 現れてしまっている。この 線ピークは,低エネ ルギー領域にコンプトンバックグランドを生じさ せてしまうために好ましくない。日の影響を排除 するために,メラミンの組成のHを重水素(D) で置換した,重水素置換メラミン(C3D6N6)をター ゲットとして用いることも今後の課題として取り 組んでいく予定である。

謝辞

本研究は,京都大学原子炉実験所共同利用研究 として行ったものである。

実験を行うにあたり,実験内容や中性子照射に ついての有益な助言を頂いた京都大学原子炉実験

所 山名助教授,藤井助手をはじめとする原子炉 実験所のスタッフに深く感謝の意を表したい。

参考文献

- T Sekine, Y Hastukawa et al ..." Measurement of Thermal Neutron Cross Section and Resonance Integral of the Reaction ¹³⁷Cs (n,)¹³⁸Cs ", J Nucl Sci . Technol ., Vol . 30, No .11, p .1099 1106 (1993).
- 2) H. Harada, T. Sekine et al .: "Measurement of the Thermal Neutron Capture Cross Section of the ⁹⁰Sr (n,)"Sr Reaction ", J. Nucl. Sci. Technol., Vol. 31, No. 3, p. 173 179 (1994).
- 3) S Nakamura , K Furutaka et al ..." Measurement of the Thermal Neutron Capture Cross Section and the Resonance Integral of the [∞]Sr (n,)[∞]Sr Reaction ", J Nucl Sci .Technol ., Vol 38, No .12, p .1029 1034 (2001).
- 4) H. Harada, S. Nakamura et al .:" Measurement of Thermal Neutron Cross Section and Resonance Integral of the Reaction ⁹⁹Tc (n,)¹⁰⁰Tc ", J. Nucl. Sci. Technol., Vol. 32, No. 5, p 395 403 (1995).
- 5) S Nakamura, H Harada et al ..." Measurement of Thermal Neutron Capture Cross Section and Resonance Integral of the ¹²⁹ (n,)³⁰ Reaction ", J Nucl. Sci. Technol., Vol 33, No. 4, p 283 289 (1996).
- 6) T. Katoh, S. Nakamura et al.:" Measurement of Thermal Neutron Cross Section and Resonance Integral of the Reaction ¹³⁵Cs (n,)¹³⁶Cs ", J. Nucl. Sci. Technol., Vol. 34, No. 5, p 431 438 (1997).
- 7) T Katoh S Nakamura et al ... "Measurement of the Effective Neutron Capture Cross Section of Cesium 134 by Triple Neutron Capture Reaction Method ", J. Nucl Sci Technol ., Vol 36, No. 8, p 635 640(1999).
- 8) H. Harada, H. Wada et al .: "Measurement of Effective Neutron Capture Cross Section of ^{166m}Ho using Two Step Irradiation Technique ", J Nucl Sci. Technol., Vol 37, No.9, p 821 823 (2000).
- 9) 中村詔司他:"(n,)反応による[™]Zrの 同時計 測",日本原子力学会2002年春の年会,E35
- 10) M H Miah et al .:" The Level Scheme of ¹⁰⁶Pd with (n,)Reaction ",日本原子力学会2002年春の年会", E36



Fundamental Study on Anisotropy of Diffusion and Migration Pathway in Compacted Bentonite

Haruo SATO

Innovative Research Promotion Office, Head Office

高レベル放射性廃棄物の地層処分において緩衝材として使用が検討されている圧縮ベントナイト中の核種の拡 散移行経路の異方性について評価することを目的として,走査型電子顕微鏡(SEM)による構造観察及び非収着 性核種のトリチウム(HTO)を用いた透過拡散実験を行った。SEM観察及び透過拡散実験は,ベントナイトの 乾燥密度をパラメータとして,圧縮成型方向に対して同軸方向及び直角方向について行った。ベントナイトは, スメクタイト含有率の異なるクニピアF®及びクニゲルV1®を使用した。スメクタイト含有率の低いクニゲルV1® では,両方向とも粘土粒子の構造に変化が見られなかったが,スメクタイト含有率がほぼ100wt%のクニピアF ®では,圧縮成型方向に対して直角方向に粘土粒子が配向する様子が観察された。この結果は,拡散実験より得 られたHTOの実効拡散係数の傾向とも調和的であり,ベントナイト中のスメクタイト含有率は粘土粒子の配向特 性に影響を及ぼすと共に,拡散移行経路にも影響を及ぼすことを示している。

SEM observations for micropore structure in compacted bentonite and through-diffusion experiments for non-sorptive tritiated water (HTO) were conducted to evaluate the anisotropy of diffusive pathway in compacted bentonite used as a buffer material in the geological disposal of high-level radioactive waste. The SEM observations and through-diffusion experiments were conducted for axial and perpendicular directions to the compacted direction of bentonite as a function of bentonite's dry density. Two types of Na-bentonites, Kunigel-V1® and Kunipia-F® with different smectite contents were used in both experiments. No orientation of clay particles was found for low-smectite content Kunigel-V1®, while layers of clay particles orientated in the perpendicular direction to compacted direction were observed for Kunipia-F® with approximately 100wt% smectite content. This tendency is in good agreement with that for HTO's effective diffusivities obtained from diffusion experiments, indicating that smectite content in bentonite affects the orientation properties of clay particles and diffusive pathway.

キーワード

高レベル放射性廃棄物,地層処分,緩衝材,ベントナイト,乾燥密度,異方性,スメクタイト含有率,拡散,実 効拡散係数,トリチウム

High level Radioactive Waste, Geological Disposal, Buffer Material, Bentonite, Dry Density, Anisotropy, Smectite Content, Diffusion, Effective Diffusivity, Tritium



佐藤治夫

東海事業新 環境保全・研究開発センター 処分研究部 放射化学研究グループ兼務 副主任研究員 高レベルやTRU原業物処分における緩 衝材としてのペントナイトや岩体など地 質媒体中での核種移行に関する研究に従 要

工学博士,第一種放射線取扱主任者

1.はじめに

原子力発電所より発生した使用済燃料は,再処 理工場においてプルトニウムとウランが分離除去 される。この分離除去された後の残留廃液は,核 分裂生成物,アクチニド元素,腐食生成物の放射 化生成物などを含み,放射能レベルが極めて高く, 高レベル放射性廃棄物と呼ばれる。この残留廃液 程度の地層中に埋設処分(地層処分)された場合 を想定してこれまで研究開発が進められてきた。 現在の国の計画では,地層処分の開始は平成40年 代後半を目処としている¹⁾。ちなみに,2000年末現 在で約14 A00本のガラス固化体に相当する廃棄物 が発生しており,2020年頃までには約40,000本に 達すると見込まれている²⁾。

1999年11月には,我が国における高レベル放射 性廃棄物の地層処分の技術的信頼性についての報 告書(以下,第2次取りまとめ)⁾が核燃料サイク ル開発機構によってまとめられ,公表されると共 に,国による評価が行われた。これを受けて, 2000年6月には,特定放射性廃棄物の最終処分に 関する法律(以下,処分事業法)⁾が制定され,同 年10月には,地層処分の実施主体である原子力発 電環境整備機構(NUMO)が設立され,一層,地 層処分の事業化に向けた研究開発が加速してい る。一方,それと並行して国側では,地層処分の 実施に向けた基準や指針等の策定に向けた検討が 進められつつある。

地層処分においては,廃棄物がそのままの状態 で地層中に埋設される訳ではなく,多重パリアシ ステム*が構成される。図1に多重パリアシステ



重バリアシステムの仕様例3)

ムの仕様例³⁾を示す。多重バリアシステムは,内 側からガラス固化体,オーバーパックと呼ばれる 金属容器,緩衝材のベントナイトと天然の岩石よ り構成される。本報では,これらの内,緩衝材, すなわち圧縮ベントナイト中の核種拡散移行問題 について取り上げる。

圧縮ベントナイトのバリア機能としての役割は 極めて重要であり、それ故ベントナイト中の核種 移行に関連した研究についてはこれまでにも多く の報告が行われてきた⁵⁰。特に圧縮ベントナイト中 の核種拡散移行特性は、ベントナイトから地質媒 体への放射性核種の放出率に直接的に影響を及ぼ すことから、安全評価上重要な課題である。

従来の研究から、ベントナイト中の核種拡散移 行特性は微細間隙構造と密接に関係する間隙率, ベントナイトの乾燥密度,屈曲度,ベントナイト への添加物の混合及び混合率,ベントナイトの粒 子径などの影響を受けることが知られており、こ れらの影響を見積る手段としてトリチウム水 (HTO)をトレーサとした研究が行われてきた⁵⁷⁾。 これまでの研究でHTOはベントナイトに対して 非収着性と見なせるほど収着しないこと及び圧縮 ベントナイト中の間隙水とスメクタイト層間水の 両方を拡散移行できることが知られており⁸⁾ 拡散 移行経路を調べるトレーサとして有効である。緩 衝材の有力な候補材であるNa型ベントナイト** は,シート構造を持つ主要粘土鉱物のスメクタイ ト積層体***より構成されることから ベントナイ トを特定の方向から圧縮した際にペントナイト中 で粘土粒子に方向性(配向性)が生じ,微細間隙 構造に影響を及ぼす可能性がある。しかしながら、 圧縮ベントナイト中の粘土粒子の配向特性や拡散 移行経路に及ぼす配向特性の影響に関する研究は これまでにほとんど行われておらず,定量的な データや知見についてはほとんど存在しない。

本報告では,走査型電子顕微鏡(SEM)による 圧縮ペントナイトの構造観察及びHTOの実効拡散 係数 Deを,圧縮成型方向に対して同軸方向及び直 角方向に対して調べることにより,圧縮ベントナイ ト中の拡散移行経路の異方性について議論する。

^{*}地層処分された高レベル放射性廃棄物中の放射性物質が,地下水によって生物圏へ移行することを抑制あるいは遅延させるための人工及び天 然の障壁システム。人工的に設けられる多層の安全防護系である人工パリアとその周囲を取り巻く地層である天然パリアより構成される。 **ベントナイトはスメクタイトを主成分とする粘土であり,スメクタイトの内,モンモリロナイトが代表的な粘土鉱物である。このモンモリロ ナイト結晶は全体的に負電荷を持っており,これを補うためにNa⁺やCa²⁺等の交換性陽イオンが結晶表面に吸着している。この交換性陽イオ ンがNa⁺の場合をNa型ペントナイトという。

^{* * *} スメクタイトはシート構造を持つ粘土鉱物であり,溶液中における分散状態では数枚程度の集合体を形成して存在する。このスメクタイト集合体をスメクタイト積層体という。

2. 実験

2.1 拡散実験

拡散実験は透過拡散法[®]により行った。表1に拡 散実験の実験条件,図2に透過拡散セルの断面と 試料ホルダーの拡大部分を示す。拡散セルはト レーサセルと測定セル及び試料ホルダーより構成 される。トレーサセルにはトレーサが添加された 溶液,測定セルにはトレーサが含まれていない溶 液が注入される。試料ホルダーは2つのパーツで 構成され,組合せた際に一辺が15mmの立方体状 のスペースができる。このスペースにベントナイ ト試料が圧縮充てんされる。この拡散セルを用い てHTOをトレーサとした透過拡散実験をベント ナイトの圧縮方向に対して同軸方向と直角方向に ついて行った。含水時にベントナイトが膨潤して 外側に流出するのを防止するため,試料ホルダー

項目	条件
方法	透過拡散法
ベント ナイト	クニゲルV1® (Na型スメクタイト含有率:46~49wt%) クニピアF® (Na型スメクタイト含有率: > 99wt%)
乾燥密度	1 Ω , 1 5Mg/m (試料サイズ:L15×W15×H15mm)
拡散方向	圧縮方向に対して同軸方向及び直角方向
含浸液	模擬間隙水(NaCl,Na₂CO₃,Na₂SO₄より調製)
トレーサ 溶 液	HTO(トレーサ源側濃度:1 5kBq/mℓ)
温 度	室温(約25)
雰囲気	大気下
拡散期間	12~36日
再現性	n = 2

表 1 透過拡散実験条件

の両側には焼結金属フィルタが配置されており, さらにその外側には焼結金属フィルタを支えるた めのフィルタホルダーが配置されている。また, 拡散期間を通してトレーサセル中のHTOの濃度 を一定とするため,容量の大きいトレーサタンク (容量:1²)と接続されており,必要に応じて チュービングポンプを通して循環できるように なっている。

実験は、スメクタイト含有率の異なった2種類のNa型ベントナイトのクニゲルV1®(Na型スメク タイト含有率:46~49wt%)及びクニピアF®(Na 型スメクタイト含有率:>99wt%)に対して行っ た。実験に供したベントナイトはクニミネ工業㈱ の市販品であり、原鉱は山形県月布鉱山より採取 されたものである。クニゲルV1®は、採掘された ベントナイト原鉱を粉砕して粒度を揃えた製品で あり、不純物として、玉髄、石英、斜長石、方解 石、苦灰石、方彿石、黄鉄鉱などが含まれている。 一方、クニピアF®は、クニゲルV1®を水簸精製 して不純物を除去した精製ベントナイトであり、

表2 ベントナイト(クニゲルV1®)の鉱物組成と含有率

鉱物	含有率(wt%)
Na型スメクタイト	46 ~ 49
石英+玉髄	29 ~ 38
斜長石	2.7~5
方解石	2 .1 ~ 2 .6
苦灰石	2.0~2.8
方彿石	3.0~3.5
黄鉄鉱	0 5~0.7



図2 透過拡散セル及び試料ホルダーの拡大図

サイクル機構技報 No.16 2002.9

実験では、まず105 で乾燥させたベントナイト 粉末を所定量秤量した後、試料ホルダーに、一辺 が15mmの立方体状に所定の密度となるように充 てんした。図3に試料ホルダーへのベントナイト の充てん概念を示す。ベントナイトの密度は乾燥 密度で1.0及び1.5Mg/m³とした。圧縮方向に対し て同軸方向への拡散実験については、図3に示す ようにベントナイトを圧縮充てん後、試料ホル ダーを図2に示すように組み立てた。その後、両 セルに模擬間隙水を注入して含水飽和させた後、 トレーサセルにHTOを添加(トレーサ濃度: 1.5kBq/ml)して実験を行った。一方、圧縮方向 に対して直角方向への拡散実験については、図2 に示すようにベントナイトを圧縮成型後、試料ホ ルダーより取り出して90 回転させた後、再び試料



ホルダーに戻し,その後は同軸方向への拡散実験 と同様に実験を行った。

表3にベントナイトの含水に用いた模擬間隙水 の化学組成と濃度を示す。模擬間隙水は,NaCl, Na2CO3,Na2SO4より調製した。この模擬間隙水組 成と濃度は様々な液固比に対するベントナイト 水反応実験の結果に基づいて,ベントナイトより 溶出したイオンの中から周囲の溶液のイオン強度 に影響を及ぼす主要なイオンを選定すると共に, ベントナイトの乾燥密度の液固比に外挿して決定 した。

ベントナイトの含水飽和後、トレーサセル中の模 擬間隙水とHTOを添加した模擬間隙水とを交換し て実験開始とした。定期的に低濃度側セル(測定セ ル)よりサンプリング(05m?)し、分析に供し た。サンプリングによる溶液体積の減少の影響を最 小限にするため、溶液の体積が95m?(初期体積: 100m?)まで減少した時点を目安に測定セル中の間 隙水を交換した。これによる液中のトレーサ濃度の 補正も分析濃度に基づいて行った。測定セル側の溶 液体積が減少することによりトレーサセル中の溶 液体積と液位差が生じるが、両セル間の圧力差は水 頭差にして2mm程度であり、ベントナイトの透水 係数を考えると無視できる程度である。

この方法による拡散実験では、実効拡散係数 De を算出する際にベントナイトの両側に配置した 焼結金属フィルタ中の濃度勾配を補正する必要が ある。このためベントナイト同様、フィルタに対 する透過拡散実験も行い、フィルタ中の実効拡散 係数 De,を求めた。HTOは放射線のエネルギーが非 常に弱いため、この種の分析に適している液体シ ンチレーションカウンタにより濃度を分析した。 この時の検出効率はほぼ100%であったことから、 得られた計数率はそのまま放射能に相当する。こ

表3 ベントナイトの含水に用いた模擬間隙水の化学組成と濃度

ベントナイト	密度(Mg/m³)	Na⁺(M)	Cl [.] (M)	SO4 ²⁻ (M)	CO3 ²⁻ (M)	IS
	1.0	0 23	0 .002	0 .024	0 .091	0.35
うニウルV1®	1 5	0 51	0 .0044	0 .052	0 20	0.76
クニピアF®	1.0	0.37	0 .021	0 .0052	0 .17	0.55
	1 5	0.77	0.045	0.011	0.35	1 .1

* 模擬間隙水の組成及び濃度は,液固比をパラメータに行ったベントナイトと水との反応実験での実測結果をベント ナイトの乾燥密度に相当する液固比に外挿して決定

IS:イオン強度

れらのことよりトレーサセルからベントナイト試料を介して測定セルへ透過したHTOの積算透過量の経時変化を分析データより求め,透過曲線を得た。拡散実験は積算透過量の経時変化が定常状態, すなわち増加割合が直線的となるまで継続した。

測定セル側へのトレーサの積算透過量は以下に 示す一般式から求めることができる。

Qn = Cn
$$\left\{ \mathbf{V} - \left(\mathbf{n} - \mathbf{1} \right) \mathbf{v} \right\} + \prod_{i=1}^{n-1} \left(C_i \cdot \mathbf{v} \right)$$
 (1)

- ここで, Qn:n回目のサンプリングまでにペント ナイト中を透過したトレーサの積 算透過量(cpm)
 - Cn:n回目のサンプルの分析濃度(cpm/ ml)
 - Ci:i回目のサンプルの分析濃度(cpm/ ml)
 - V:測定セル中の溶液の体積(m2)
 - v : サンプリング体積 (ml)

拡散がベントナイト中の濃度分布においても定 常状態であることを確認するため,拡散実験終了 後,試料ホルダー中のベントナイトブロックを押 し出し,1mmの厚さにスライスした。各スライス 片は,正確に試料の厚さを求めるため,重量を測 定した後,0.1MのHCIを2ml添加しスライス片 からHTOを回収した。これに18mlの液体シンチ レータを添加してHTOの濃度を分析し,ベント ナイト中の濃度分布を求めた。

22 走査型電子顕微鏡(SEM)による圧縮ペン トナイト断面の構造観察

圧縮状態での粘土粒子の配向状態を直接観察す る目的で,ベントナイトの圧縮方向に対して同軸 方向と直角方向からの試料断面のSEM観察を 行った。観察は,ベントナイト中のスメクタイト 含有率の影響を検討するため,含有率の異なるク ニゲルV1®とクニピアF®の両ベントナイトにつ いて行った。図4にSEM観察の手順を示す。

まずペントナイト粉末を50 にて24時間乾燥 させた後,ステンレス製のカラム内に設けられた

20×H20mmの円筒形空洞部に,乾燥密度 10,16,20Mg/m³となるように圧縮充てん し,拡散実験で用いたものと同じ模擬間隙水で含 水飽和させた。含水飽和後,カラムからベントナ イトを取り出し,試料を液体窒素で瞬間凍結させ た。その後,真空乾燥させ,乾燥した試料を図4



図4 走査型電子顕微鏡(SEM)による圧縮ペントナ イト試料の構造観察の手順

に示すように圧縮方向に対して同軸方向と直角方 向に切断し,試料表面を金蒸着した後,両方向か らの切断面を200倍で観察した。

2.3 拡散理論

DeはFickの法則に基づいて求めた¹¹)。核種の半 減期が拡散期間に比べて無視できる程長いかもし くは安定同位元素をトレーサとした場合における 一次元の非定常状態に対する拡散方程式は,一般 に次のように表される¹²)。

=	(<u>De</u>)	² C	(2)
t	()	X ²	(2)

ここで, C:ペントナイト中のトレーサの濃度 (cpm/m³)

t : 拡散時間 (s)

De: 実効拡散係数(有効拡散係数とも 言う)(m²/s)

- : 収着容量(= + 。·Kd)
- 。: 圧縮ペントナイトの間隙率
- *Kd*:分配係数(m³/Mg)
- X:拡散源からの距離(m)

De/ は見掛けの拡散係数Daとも呼ばれる。 (2)式について,任意の時間までにベントナイト 試料を介して透過したトレーサの透過積算量は, 以下に示す初期及び境界条件に基づいて次のよう に記述される。

初期条件

C(t,X)=0,t=0,0 X L

境界条件

C(t,X)=Co,t>0,X=0 C(t,X)=0,t>0,X=L

 $\frac{Q(t)}{ALCo} = \frac{De}{L}t - \frac{2}{6} - \frac{2}{\frac{2}{n-1}}\left(\frac{(-1)}{n^2}exp\left(-\frac{Den^{2-2}t}{L^2}\right)\right)$ (3)

ここで,Q(t):任意の時間までにペントナイト試 料を介して透過したトレーサの透

過積算量 (= Qn)(cpm)

A :ペントナイト試料の断面積 (m²)

L : ペントナイト試料の厚さ(m)

Co : トレーサセル中のトレーサの濃 度 (cpm/m³)

長期間経過し,拡散が定常状態に達した場合に おいては,(3)式における指数項は近似的に無視 することができる。従って(3)式は定常状態にお いては近似的に以下の式で表される。

$$\frac{Q(t)}{ALCo} = \frac{De}{L}t - \frac{1}{6}$$
 (4)

Deは(4)式に基づいて定常状態における透過 積算量の経時変化から求めることができる。ある いは測定セル中のトレーサ濃度の経時変化からも Deを求めることができる。拡散移行の過程で表面 拡散が起こっていないとすれば,Deは拡散移行 経路に関する幾何学パラメータを用いて以下のよ うに表される^{12,13})。

$$De = \left(-\frac{1}{2} \right) D^{o} = GD^{o} = FFD^{o}$$
 (5)

ここで, : 収斂度(圧縮性,収縮性とも言う) 2: 屈曲度

D^o:自由水中の拡散係数(m²/s)

G:幾何学因子(屈曲率とも言う)

FF:形状因子

上記の幾何学パラメータは経験的な物性値であ り,屈曲度を除いて独立して求めることができな い。屈曲度は,実際に拡散移行した経路長と最も 短い拡散移行距離(試料の厚さに相当)の比で表 され,HTOなど試料表面で相互作用を起こさない トレーサを用いて見積もることができる。収斂度 は,拡散移行経路の間隙形状や間隙径の大小の変 化に起因する溶質の遅延や加速の度合いを表すパ ラメータであり,化学反応などに起因する収着分 配による遅延とは本質的に異なる。幾何学因子は, 上記の屈曲度と収斂度を合わせたパラメータであ る。また,形状因子は,幾何学因子にさらに間隙 率を合わせたパラメータであり,拡散移行経路全体の幾何学因子に当たる。しかしながら,上記の パラメータは,もともと土壌などの比較的間隙径 が大きい媒体に対して適用されてきたものであ り,HTOのほか,IPやCIPなどの陰イオンを用い て実験的に測定されてきた。これは,間隙水が近 似的には自由水と見なせる条件であったためであ る。しかしながら,圧縮ベントナイトにおいては 水分子数個分と極めて狭いスメクタイト層間とス メクタイトが数枚程度集合して形成されたスメク タイト積層体間の間隙が存在しており,そこでの 間隙水も自由水の特性と異なる可能性が指摘され ているが,この間隙水の特性については,現在に おいても課題となっている。

D°は溶液中の化学種や温度などに依存することが知られている。イオンに対するD°は、 Nernstの式(Nernst Einsteinの式とも呼ばれる) に基づいて次のように求められる¹⁴)。

$D^{\circ} = \frac{RT}{F^2 Z }$	(5)

ここで, R:ガス定数(8 314J/mol/K)

T**:絶対温度(**K)

:限界当量イオン伝導率(m²・S/mol)

F: Faraday 定数 (96 493 Coulomb/mol)

Z: イオン電荷の絶対値

HTOは水分子の一部である'Hが'Hと交換され たものであり,中性種と考えることができる。そ れ故HTOに対する D^oは電気化学的な測定により 取得することができないが,トレーサを用いた拡 散実験から直接測定された D^oが報告されている。 この場合の拡散係数は,水分子が水中を拡散する ことから,自己拡散係数と呼ばれており,HTOに 対してはD^o = 2 28E - 9 m²/s(25))が報告され ている¹⁵。

(4)式に基づいて計算されたDeには、ベントナ イトの膨潤を抑えるために配置された焼結金属 フィルタ中のトレーサの濃度勾配も含まれること から、ベントナイト中のDeを求めるためにはこの 濃度勾配の補正が必要となる。この補正は、定常 状態に達した拡散に対しては以下の式を用いて行 うことができる¹⁰。

$$De = \frac{L}{\left(\frac{L+2L_{f}}{De_{t}}\right) - \left(\frac{2L_{f}}{De_{f}}\right)}$$
(7)

ここで, Det: 補正前のフィルタ中のトレーサの

- *De*_f:フィルタ中のトレーサの実効拡散 係数(m²/s)
- L_f : フィルタの厚さ(m)

Deの補正方法に関する導出過程の詳細については文献(17)を参照されたい。

- 3.実験結果及び考察
- 3.1 実効拡散係数に及ぼすペントナイトの圧縮 方向に対する拡散方向の影響及び圧縮ペン トナイトのSEMによる構造観察結果

測定セル側溶液へのHTOの積算透過量の経時変化は,過渡状態においては非線形のカーブを示し, 定常状態においては時間に対して直線的に増加した。また,拡散実験終了後に測定したペントナイト中のHTOの濃度分布は,すべてのケースに渡ってトレーサセル側から測定セル側に向かって直線的に減少した。このことは,すべてのケースについて拡散が定常状態であったことを示している。

図5にこれまでに報告されているHTOのDe データ^{17 19)}と共に,本研究で得られたDeのベント ナイト密度依存性,並びにHTOと同じく非収着性 の重水(HDO)に対するDeの密度依存性²⁰⁾を示 す。また,表4に本研究において得られたHTOの Deを補正に用いたDe,と共に示す。HDOのデー タ²⁰⁾を除きこれまでに報告されているDeデータ は,圧縮方向に対して同軸方向に拡散させた場合 の条件に相当し,本研究における圧縮方向に対し て同軸方向に拡散させた場合のDeと同程度の値 であった。また得られたDeは、ベントナイトの乾 燥密度の増加に伴って小さくなり,これまでに報 告されているデータと同様な傾向を示した。

スメクタイト含有率の異なる両ベントナイトを 比較すると、クニゲルV1®に対するDeは、すべて の密度を通して圧縮方向に対して両拡散方向とも 同程度の値が得られ、Deに異方性は見られないの に対して、クニピアF®では、圧縮方向に対して 直角方向へ拡散させた場合のDeの方が同軸方向 へ拡散させた場合よりも誤差を考慮しても明らか に大きく、乾燥密度1 0Mg/m³に対しては2倍程 度、また乾燥密度1 5Mg/m³に対しては2倍程度 大きい結果が得られている。クニピアF®と同様な 傾向はHDOに対するDeにおいても見られてお り²⁰⁾、拡散方向の異方性は明らかである。また、



図5 圧縮方向に対して同軸方向及び直角方向への HTO及びHDOの実効拡散係数とペントナイト の乾燥密度依存性

本研究において得られたHTOの実効拡散係数

実効拡散係数(m²/s) ベント 乾燥密度 圧縮方向に対 ナイト (Mg/m^3) する拡散方向 De,ª De 同軸方向 2.7E 10 3.9E 10 1.0 2.8E 10 4.1E 10 直角方向 クニゲル 2.1E 10 2.1E 10 V1® 同軸方向 2.1E 10 2.0E 10 15 首角方向 2.7E 10 2.6E 10 同軸方向 3.0E 10 1 2E 10 1.0 直角方向 3.1E 10 2.7F 10 クニピア F® 3.0E 10 3 3E 11 同軸方向 15 直角方向 2.5E 10 1 3E 10

Def[®]:フィルタ中の実効拡散係数

表4

のまとめ

De^b:ベントナイト中の実効拡散係数

*両実効拡散係数とも回帰直線の相関係数がどの場合についても0.99以上と良い直線性が得られており,フィルタ中の 実効拡散係数の誤差を考慮してもベントナイト中の実効拡 散係数の誤差は2%以内と推定

クニゲル∨1[®]に対する*De*の方がクニピアF[®]に対してよりも同じ密度では全体的に大きい。これは,

両ベントナイト中のスメクタイト含有率の違いに 起因するスメクタイト部分密度の差によるものと 考えられる。ベントナイト中の拡散に及ぼすスメ クタイト部分密度の影響については,この後に議 論することとする。クニピアF®のスメクタイト含 有率はほぼ100wt%であることから,一定の方向か ら圧縮されることにより,シート構造を持つスメ クタイト粒子がベントナイト中で一定方向に配向 した可能性が考えられる。

次に圧縮ベントナイトの構造観察結果について 説明する。写真1(a)~(d)に乾燥密度1.6Mg/m³ における両ベントナイトの試料断面に対する SEMによる構造観察の結果の例を示す。SEM写真 からも明らかなように,両ベントナイト間では微 細間隙構造に差が見られる。スメクタイト含有率 が50wt%程度のクニゲルV1®では,圧縮方向に対 して同軸方向及び直角方向とも粘土粒子の構造に 変化が見られないのに対して,スメクタイト含有 率がほぼ100wt%のクニピアF®では,圧縮方向に



SEM 写真(a)

対して直角方向に粘土粒子が配向する様子が観察 され,その程度は乾燥密度が増加するに伴って顕 著となる傾向であった。この結果はHTOやHDOの Deの傾向とも調和的であり,ベントナイト中の スメクタイト含有率は粘土粒子の配向特性に影響 を及ぼすと共に,拡散移行経路にも影響を及ぼす ことを示している。

32 実効拡散係数とスメクタイト部分密度及び 粘土粒子の配向性との関係

スメクタイト含有率が約50wt%のクニゲルV1® に対するDeの方がスメクタイト含有率がほぼ 100wt%のクニピアF®に対してよりも全体的に大 きい傾向であり,この原因は実際に拡散移行する スメクタイト部分の密度に起因する可能性のある ことは前項でも述べた通りである。

図6に不純物と添加物を伴うベントナイトに対 する間隙構造の概念を示す。スメクタイトはベン トナイトの主要構成粘土鉱物であり,含水した際



SEM **写真(**b)



SEM 写真(c)



SEM 写真(d)

- 写真1 乾燥密度1.6Mg/m³における両ベントナイト試料断面に対する走査型電子顕微鏡(SEM) による構造観察結果の例 スケール:100 um
 - (a): クニゲルV1®の圧縮方向に対して直角方向からのSEM写真
 (b): クニゲルV1®の圧縮方向に対して同軸方向からのSEM写真
 (c): クニピアF®の圧縮方向に対して直角方向からのSEM写真
 (d): クニピアF®の圧縮方向に対して同軸方向からのSEM写真





にベントナイトに不純物として含まれている鉱物 粒子間や珪砂などの添加物粒子間の隙間を膨潤し て埋めると考えられる。この場合,放射性核種は 鉱物中を拡散移行することは困難****であること から,鉱物粒子間を埋めているスメクタイトの層 間や積層体間の間隙中を主として拡散移行すると 考えられる。これまでの研究で,核種の拡散係数 はベントナイトやスメクタイトの密度に依存する ことが知られており⁵⁾,このことからスメクタイト 含有率が異なったベントナイト中の拡散を考えた 場合,主として拡散移行経路部分の密度,すなわ ちスメクタイト部分密度²¹⁾の影響を受けるものと 考えられる。

そこで,スメクタイト集合体部分のみに着目した密度,いわゆる"スメクタイト部分密度"¹⁾ と Deとの関係について検討した。このパラメータ は,黒田らによって報告されている"モンモリロ ナイト密度"²⁾と同等である。ここで示している"ス メクタイト部分密度"の計算式は,黒田らによっ て示されている計算式より一般化されており,ス メクタイト含有率が異なった様々な種類のベント ナイトに対して適用可能である。加えて珪砂など のように,任意の量の添加物をベントナイトへ混 合させた場合に対しても適用することができる。

任意のスメクタイト含有率を持つベントナイト に任意の量の添加物を混合させた場合におけるペ ントナイト中のスメクタイト部分密度は,以下の 式によって計算される^{21,23)}。

_		(1 - fa)fm∙ d	
dm 🗕	1 -	$\begin{cases} (1 - fa)(1 - fm) \\ \frac{1}{n} \\ k = 1 \end{cases} + \frac{fa}{n}$	- a d (8)

- **ここで**, m : スメクタイト部分密度 (Mg/m³) m_k: k 番目の不純物の真密度 (Mg/m³)
 - : ベントナイトへ混合した添加物の 真密度(Mg/m³)
 - 。: **圧縮ベントナイトの乾燥密度** (Mg/m³)
 - n : ベントナイトに含まれている不純 物の種類
 - fa :ペントナイトへ混合した添加物の 含有率(Mg/Mg)
 - fm :ペントナイト中のスメクタイト含 有率(Mg/Mg)

(8) 式の詳細な導出過程については文献(21) に記載されている。スメクタイト部分密度の計算 においては、クニピアF®のようにほぼ100wt%に 精製されている場合はそのままの乾燥密度を用い た。一方、クニゲルV1®に対しては、不純物の大 部分が石英と同じ化学式を持つ玉髄であったこと から、不純物の平均真密度を2.7Mg/m³とし、ベ ントナイト中のスメクタイト含有率は分析結果よ り05とした。

図7に図5で示したHTO及びHDOのDeのベン トナイト乾燥密度依存性を(8)式に基づいてスメ クタイト部分密度で整理した結果を示す。図7と SEM 観察結果からも明らかなように De はスメ クタイト粒子の層面方向への拡散、スメクタイト 粒子の配向性が認められないクニゲル V1® 試料中 の拡散,スメクタイト粒子の層面に対して法線方 向への拡散の順で小さくなる傾向が見られ,粘土 粒子の配向性の影響は明らかである。また、これ らのことから、クニピアF®のようにスメクタイト 含有率の高いベントナイトに対しては、粘土粒子 の配向性の影響が見られるものの,クニゲル V1® のようにスメクタイト含有率が余り高くないベン トナイトや珪砂などの添加物を混合したペントナ イトに対しては,粘土粒子の配向性の影響は無視 できると言える。

33 ベントナイト中の核種拡散移行特性に及ぼ す粘土粒子の配向の影響に関するモデル これまでにも述べてきたように,スメクタイト 粒子に配向性が観察されたクニピアF®では,層面 方向へのDeは層面方向に対して法線方向へのDe

**** 厳密には鉱物中を拡散移行するものの,固体内拡散となるため間隙水中の拡散と比較して桁違いに遅い。



図7 HTO及びHDOの実効拡散係数のスメクタイト 部分密度依存性

よりも大きい。一方,スメクタイト粒子に配向性が観察されなかったクニゲルV1®では,Deに異方性は見られない。これらのことから,ベントナイト中の拡散移行経路について考察した。

図8(a)及び(b)にベントナイト中の拡散移行経路

についてのモデルを示す。図8(a)は不純物や添加 物などを含む低スメクタイト含有率のペントナイ ト,図8(b)はほとんど不純物や添加物が含まれて いない高スメクタイト含有率のペントナイトにつ いて示す。本研究について考えた場合,前者はク ニゲルV1®,後者はクニピアF®の場合に相当す る。スメクタイト含有率が低い場合,スメクタイ ト積層体は単純に一方向から圧縮されるとは限ら ず不純物や添加物の外表面から力を受ける。この 場合 不純物や添加物がピストンの役目を果たし, 力が加えられている不純物や添加物の面と反対側 の面ではスメクタイト積層体が圧縮方向に対して 直角方向, すなわち不純物や添加物の外表面に 沿って配向すると考えられるが, ピストンの側面 に相当する部分ではスメクタイト積層体との摩擦 により側面に沿った方向に配向する。不純物や添 加物は一定の形状ではないこととベントナイト中 に分散していることを考えると,スメクタイト積 層体は不純物や添加物の外表面に沿って配向する ためランダムな方向に配向し,拡散移行経路がど の方向に対しても同程度となると考えられる。一 方,スメクタイト含有率が高い場合,スメクタイ ト積層体が圧縮方向に対して直角方向に配向する ため,積層体の層面方向への拡散移行経路は幾何 学的に短くなる一方で,層面方向に対して法線方 向への拡散移行経路は逆に長くなると考えられ る。すなわちベントナイト中の拡散移行経路の屈 曲度に異方性が生じたため De に異方性が生じた ものと解釈することができる。



4.結論

高レベル放射性廃棄物の地層処分において使用 が検討されている,緩衝材としての圧縮ベントナ イト中の粘土粒子の配向性とベントナイト中のス メクタイト含有率との関係及びDeと粘土粒子の 配向性との関係について,ベントナイトの圧縮方 向に対して同軸方向と直角方向からの試料断面に 対するSEMによる構造観察とHTOを用いた透過 拡散実験により調べた。その結論は以下のように まとめられる。

SEMによるベントナイト断面の構造観察で は、スメクタイト含有率の高いクニピアF®に対 しては、全密度に渡ってベントナイトの圧縮方向 に対して直角方向に粘土粒子が配向する様子が 観察されたが、スメクタイト含有率の低いクニゲ ルV1®に対しては配向性が見られなかった。すな わちスメクタイト含有率の高いベントナイトに 対しては、拡散移行経路に異方性が存在する。

拡散実験より得られたHTOのDeにおいても SEMによる観察結果と調和的な結果が得られ た。すなわち粘土粒子に配向性の見られたクニ ピアF®では,粘土粒子の層面方向へのDeの方 が粘土粒子の層面方向に対して法線方向よりも 大きく,拡散係数に異方性が見られるのに対し て,クニゲルV1®のようにランダムな方向に配 向している系では,両拡散方向ともほぼ同じDe となり,異方性は見られない。

SEM 観察及び拡散実験の結果を総括し,圧縮 ベントナイト中の拡散移行経路への影響につい て検討した。スメクタイト含有率の高いクニピ アF®では、圧縮方向に対して直角方向に粘土粒 子が配向し, それによって圧縮方向に対して同 軸方向に拡散移行する場合は拡散移行経路の屈 曲度が大きくなるのに対して,圧縮方向に対し て直角方向に拡散移行する場合は,粘土粒子の 層面方向に沿うため屈曲度は小さくなる。一方, スメクタイト含有率の低いクニゲル V1®では, 粘土粒子に配向は起こらず粘土粒子はランダム 方向を向く。このため屈曲度はどの方向に対し ても同じとなり De に圧縮方向に対する拡散 方向依存性は見られなかったものと考えられ た。従って安全評価解析においては、クニゲル V1®のようにスメクタイト含有率が余り高くな いベントナイトや不純物あるいは珪砂などの添 加物を含んだベントナイトに対しては,粘土粒 子の配向性の影響は無視できると結論される。

5.おわりに

本研究においては, 圧縮ペントナイト中の粘土 粒子の配向特性とスメクタイト含有率との関係及 び配向性の核種拡散移行特性に及ぼす影響につい て議論した。しかしながら,ペントナイト中の微 細間隙構造は,間隙水のイオン強度の影響も受け ることが指摘されつつある。また,圧縮ペントナ イト中の間隙径は極めて小さく,間隙水特性につ いても良く分かっていない。加えて粘土粒子の配 向性などの微細間隙構造を考慮した核種拡散移行 に関する研究は始まったばかりであり,それほど 多くのデータや知見は存在しない。

これらのことを踏まえて 粘土粒子の配向性など の間隙構造が核種拡散移行特性に及ぼす影響に関 して,HTOやHDOなどのトレーサを用いた乾燥密 度やベントナイト種(スメクタイト含有率)の多様 性,あるいはIn diffusion法など,他の拡散実験方 法による基礎データの取得を進め,より汎用性のあ るモデルを検討すると共に 粘土粒子の配向方向と 拡散移行に関する熱力学的検討やイオン強度など の間隙水化学と微細間隙構造との関係及び拡散移 行に及ぼす影響に関する熱力学的側面からの検討 を行い,間隙水特性に関する知見を得る必要があ る。さらに 収着性核種及び陰イオンに対する上記 の影響についても検討する予定である。

謝辞

本研究において,圧縮ペントナイトの微細間隙 構造及び拡散移行と粘土粒子の配向特性に関し て,独立行政法人 産業技術総合研究所の鈴木覚 博士には有益な助言とHDOに関する情報を提供 して頂いた。ここに記して敬意を表します。

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"(2000).
- 2)原子力発電環境整備機構:"高レベル放射性廃棄物 ~処分施設建設地の選定について~"(2001).
- 3)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",サイクル機構技術報告書, JNC TN 1400 99 020 (1999).
- 4)山内喜明:緊急特別講演会「特定放射性廃棄物処分の最終処分に関する法律」の解説~主要条文の解説 及び解釈,適用上の留意点~,日本原子力情報セン

ター,資料No .0008837 (2000).

- 5)例えば, H Sato, T Ashida et al ..." Effect of Dry Density on Diffusion of Some Radionuclides in Compacted Sodium Bentonite", J Nucl Sci .Technol 29 (9), p 873~882 (1992).
- 6) H Sato: "A Study on Pore Structure of Compacted Bentonite (Kunigel V1)", JNC TN 8400 99 064 (1999).
- 7) H Sato:" The Effect of Pore Structural Factors on Diffusion in Compacted Sodium Bentonite ", Proc. Int Symp on Scientific Basis for Nuclear Waste Management XXIV, Vol 663, p 605~615 (2001).
- 8) H Kato ,M Muroi et al .." Estimation of Effective Diffusivity in Compacted Bentonite ", Proc Jnt Symp . on Scientific Basis for Nuclear Waste Management XVIII , Vol 353 , Part 1 , p 277 ~ 284 (1995).
- 9)例えば, A. Muurinen, P. Pentilä Hiltunen, et al.: "Diffusion Mechanisms of Strontium and Cesium in Compacted Sodium Bentonite", Proc Int Symp on Scientific Basis for Nuclear Wäste Management X, Vol 84, p 803~811 (1987).
- 10) 伊藤雅和, 岡本真由実, 他:"ベントナイトの鉱物組 成分析", 動燃技術報告書, PNC TN 8430 93 003 (1993).
- 11) J Crank." The Mathematics of Diffusion ", 2 nd ed., Pergamon Press, Oxford (1975).
- 12) K Skagius, I Neretnieks :" Diffusion in Crystalline Rocks of Some Sorbing and Nonsorbing Species ", KBS TR 82 12 (1982).
- 13) H Sato ,T Shibutani et al ... Experimental and Modelling Studies on Diffusion of Cs , Ni and Sm in Granodiorite , Basalt and Mudstone ", J Contaminant Hydrology , 26 , p .119 ~ 133 (1997).
- 14) R A Robinson , R H Stokes:" Electrolyte Solutions ",

2 nd ed ., Butterworths , London , p 317 (1959).

- 15) 日本化学会編:"化学便覧",改定第4版,丸善,東 京,p.Ⅱ 61 (1993).
- 16) H Sato : "Diffusivity Database (DDB) for Major Rocks : Database for the Second Progress Report ", JNC TN 8400 99 065 (1999).
- 17) 佐藤治夫,渋谷朝紀:"緩衝材および岩石への核種の 吸着・拡散メカニズム",動燃技報,No 91,p.71~ 89 (1994).
- 18) 動力炉・核燃料開発事業団: "地層処分研究開発の現 状", 動燃技術報告書, PNC TN 1410 91 009, p 51 ~52 (1991).
- 19)加藤博康,八登唯夫:"砂/ベントナイト混合物中で の実効拡散係数の推定"原子力学会1997年秋の大会 予稿集,139,p 681 (1997).
- 20) 鈴木覚: "人工パリアにおける核種拡散過程に関する 研究",サイクル機構技術報告書, JNC TN 8400 2002 006 (2002).
- 21) H Sato , S .Miyamoto: "A Study on Diffusion and Migration of Lead in Compacted Bentonite", JNC TN 8400 2001 018 (2001).
- 22) Y Kuroda, K Jdemitsu et al .:" Diffusion of Technetium in Compacted Bentonites in the Reducing Condition with Corrosion Products of Iron ", Proc Jnt . Symp on Scientific Basis for Nuclear Waste Management XX, Vol 465, p 909~916 (1997).
- 23) H Sato S Miyamoto: "The Effect of Silica Sand Content and Temperature on Diffusion of Selenium in Compacted Bentonite Under Reducing Conditions ", Proc Jnt Symp on Scientific Basis for Criticality Safety, Separation Process and Waste Disposal, NUCEF 2001, JAERI Conf 2002 004, p 675~682 (2002).



E x amination of Groundwater Flow Scales and Results of Water Balance Observation in the Regional Hydrogeological Study Project Field.

Tomoya MIYAHARA Kaoru INABA Hiromitsu SAEGUSA Shin ji TAKEUCHI

T ono Geoscience Center

東濃地科学センターでは、表層水理研究の一環として199年度より水収支観測を実施し岩盤浸透量の検討を行っている。本報告では、水収支解析の重要な項目である面積雨量の適用性を検討し、既報の岩盤浸透量の見直しと、新たな流域での水収支解析を行った。

その結果,正馬川流域では,小さなスケールの観測流域である上・下流域では局所的な地下水流動系での地下 水の出入りが観測され,全流域ではより大きなスケールの地下水流動系での水収支が観測されている可能性が示 された。次に,算出された岩盤浸透量の平面分布と,地下水流動解析結果とを比較した結果,両解析で地下水の 浸透・湧出の分布や岩盤浸透量の傾向が整合することがわかった。

The Tono Geoscience center has been continuing water balance observation since fiscal 1998, and examining groundwater recharge into the basement rock. This report analyzes water balance at seven catchments in the regional hydrogeological study project field, and the applicability of area precipitation, an important item of water balance analysis, is examined.

The result of the examination is shown below. Values of groundwater recharge in the small-scale catchments, such as upstream and downstream of the Shobagawa, are influenced by the local groundwater flow system. But, those in the Shobagawa catchment are influenced by the larger groundwater flow system.

The plane distribution of groundwater recharge matches the result of the distribution of groundwater flow analysis.

キーワード

水収支観測,岩盤浸透量,面積雨量,地下水流動解析,地下水流動系スケール,流出,蒸発散,降水

Water Balance Observation, Groundwater Recharge, Area Precipitation, Groundwater Flow Analysis, Scale of Groundwater Flow System, Runoff, Evapo Transpiration, Precipitation.

1.はじめに

東濃地科学センター(以下,TGC)では,地層 処分技術開発の基盤的な研究である深地層の科学 的研究として広域地下水流動研究と超深地層研究 所計画を実施している。 両研究では,地下水流動場の把握を目的として 地下水流動解析を実施しているが,解析にあたっ ては,地表から地下深部への水の涵養機構の解明 と,涵養量が解析に与える影響を把握することが 重要である。









三枝 博光 瑞浪超深地層研究所 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・予測解析業 務に従事



竹内 真司 瑞浪超深地層研究所 研究 グループチームリーダ 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表層及 び深層水理調査業務に従事 研究報告

これらの課題の検討を目的として,TGCでは表層水理研究の一環として水収支観測を継続し,一部の流域の検討結果が報告されている(表1)。

本報告では,観測が実施されている7つの流域 の水収支解析結果を取りまとめ,未報告の流域を 含めて年度岩盤浸透量を検討する。また,岩盤浸 透量の算定上重要な要素である面積雨量の設定手 法の適用性を検討し,既存の報告算出結果の見直 しを行なう。次に,算出された岩盤浸透量の平面 分布の検討と,地下水流動解析結果との比較を実 施し,水収支観測流域のスケールと解析で対象と する地下水流動系のスケールとの関係について検 討を行なう。

2.これまでの成果の整理とその問題点 (1)これまでの水収支観測における成果

TGCでは,広域地下水流動研究の研究実施領域 (以下,研究実施領域という)において,1989年よ リ表層水理定数観測システム¹⁾を順次観測流域に 設置し,観測を続けている(各流域の観測期間の 詳細は,23項に示す)。これまでの研究では,正 馬川流域と東濃鉱山流域を中心として水収支計算 を行い,岩盤浸透量を算出してきた(表1)。これ らの研究結果から,以下のことが明らかになった。 ① 河川流量が降水量の変化に応じて増減する⁶⁾。

- ② 蒸発散量(原文では蒸発量)の年度による差が小さい⁶。
- 正馬川流域の中では,水収支計算上の岩盤浸 透量が,上流域は全流域に比べて有意に大きい 値を示し⁵⁾,流域内の岩盤浸透量に空間的,経年 的不均一が見られる⁵⁾。
- ④ 河川流量の補正・補完と気象観測データの補
 完が 岩盤浸透量の値に大きく影響をあたえる⁵⁰。
- (2)水収支法による岩盤浸透量推定手法の課題
 山内,他(2000)³では,水収支法による岩盤浸
 透量推定手法の課題を,
- ① 岩盤浸透量のばらつきの原因
- ② 観測流域における算出値の地下水流動解析領 域への適用方法
- ③ 人工ノイズの評価
- の3項目に整理した。また,これらの課題のうち ①のばらつきの原因については「(岩盤)浸透量の 経年変化」以外に,以下の点を指摘した。
- ア) 流域内の降水量の代表性
- イ) 蒸発散量推定手法の検討
- ウ) 流域外の地下水流入出
- エ)地下貯留量の変化

山内,他(2000)では,これら4項目のうち, ア)について検討を行い,個別の雨雪量計の観測 値と河川流出高との相関係数から流域を代表する

		岩盤浸透量									
		正馬川全流域			正馬川上流域			東濃鉱山流域			
研究報告名	観測期間	年度算出 (mm/yea	王度算出値 年度算出値 年度算出値 mm/year) 日平均 (mm/year)		值 ır)	日平均					
		最大・最小	平均	(mm/day)	最大・最小	平均	(mm/day)	最大・最小	平均	(mm/day)	
中野,他19911)	1989年 5 月 ~ 1990年 4 月	207 .5	-	0 57	-	-	-	-	-	-	
岡崎,他1997 ²⁾	1990年~1994年	19 ~ 153	69	0 .19	250 ~ 464	342	0.93	119 ~ 177	157	0 .43	
小田川・三枝,他 1999 ³⁾	1990年~1997年	19 ~ 265	101	0 28	250 ~ 464	341	0.93	119 ~ 315	214	0.58	
	1992年 9 月 ~ 1993年 9 月	149 .8	-	0 38	-	-	-	-	-	-	
小田川・竹内19994)	1994年 6 月 ~ 1995年 7 月	266	-	0 .62	-	-	-	-	-	-	
	1995年4月~ 1997年4月	405 .7	-	0 53	-	-	-	-	-	-	
山内,他2000⁵)	1990年~1998年	- 19~71	16	0.04	- 30 ~ 489	243	0.66	-	-	-	

表1 研究実施領域におけるこれまでの岩盤浸透量算定結果

:正馬川全流域の値は小林ほか1996⁶⁾と同じ。

降水量を検討した。本報告では,個別の観測値に 加え,観測雨量を面積加重平均して求める面積雨 量もあわせて検討し,既往の報告以降に観測した 水収支観測結果について見直しを行う。また,見 直した岩盤浸透量のばらつきについて再評価し, 今後の研究課題について整理する。

3.水収支法による岩盤浸透量推定手法

(1)研究実施領域の地形地質概要

本研究実施領域は岐阜県東部の東濃地域に位置 し,木曽川と庄内川水系の中流域にあたる土岐川 に挟まれる丘陵地である。

この地域には,後期白亜紀の貫入岩体である土 岐花崗岩,第三紀中新世の堆積岩である瑞浪層群, 鮮新世から前期更新世に堆積した未固結砂礫層の 瀬戸層群が分布する。

土岐花崗岩は,貫入以降の断層運動や隆起侵食 作用によりその上面高度は起伏を持つ。瑞浪層群 は,土岐花崗岩の谷を埋めるように堆積し,大局 的にはほぼ水平に分布するが,堆積以降の断層活 動や隆起により変位も見られる。瀬戸層群は,場 所によって谷埋状に湖成層の粘土層(土岐口粘土 層)が分布し,その上位に尾根線の連続性から推 定される堆積面が北西から南東に緩やかに傾斜し た扇状地性の砂礫層(土岐砂礫層)が分布する。 (2)水収支法の概念

水収支法による流域水収支の基本式は,いわゆ る質量の保存則であり,以下の式で与えられる¹⁰。

I - O = S(1)

I:流域への流入量(降水量,他流域からの河川 水,地下水等の流入量の総和)

O:流域からの流出量(河川流出,蒸発散量,地下水流出等の総和)

S:水文地域の水保有量の変化量(貯留変化量) 本稿では,上式を設定した流域特性や研究目的 である地下深部への涵養量を考慮し,次式のよう に変形した。

$G = P - ET - Q \qquad \dots (2)$)
-----------------------------------	---

P:降水量(mm)

ET: 蒸発散量 (mm)

Q:河川流出高(mm)

G:岩盤浸透量(mm)

ここでは,貯留変化量に関しては,年度ごとの 検討を行うことから,1年間を通してもとに戻る と仮定し,0とした。また,流域への流入量に関 しては,流域設定が地形的に閉じられているので 他流域からの河川水は無いものとした。ただし, 岩盤内での広域的な地下水流動系を考慮すると, 観測流域が広域的な流出域にあたる場合には,岩 盤からの地下水の湧出が考えられる。したがって, 流域の岩盤浸透量はマイナスの値(岩盤からの湧 出)も観測されうる。

(3) 観測流域と観測機器の概要

本研究の観測流域については 既往の報告³に詳 細が述べられているので,ここでは概要を述べる にとどめる。

河川流量の観測流域は土岐川の2つの支流,日 吉川(6流域)及び賎洞川(1流域)の流域内に 位置する(図1)。これらの流域は基盤地質,流域 の規模,それぞれの流域内の位置関係(上流・下 流)から設定されている。

気象観測装置は,正馬川流域下流側に位置する 正馬様コミュニティー気象観測装置,正馬川流域 と東濃鉱山流域の境界尾根上に位置する東濃鉱山 気象観測装置,柄石川流域の尾根上に位置する柄 石川気象観測装置が設置されている。

このうち,正馬様コミュニティー気象観測装置



図1 水収支観測流域位置図

は、ペンマン法に必要な観測項目を網羅していな いため、蒸発散量の推定には使用しなかった。ま た、正馬川モデル流域の尾根上にはペンマン法に よる蒸発散両推定を目的としたSMP気象観測装 置、樹冠部の蒸発散量推定を目的としたSMT気象 観測装置が設置されているが、SMPでは示差放射 データの欠測が大きかったため、本稿では使用し なかった。

したがって,本報告の蒸発散量推定は東濃鉱山 気象観測装置及び柄石川流域気象観測装置の2点 で実施した。

降水量観測のための雨雪量計は,正馬様コミュ ニティー雨雪量計,東濃鉱山雨雪量計,正馬川モ デル流域尾根部雨雪量計,正馬川モデル流域谷部 雨雪量計,正馬川モデル流域林内雨雪量計,柄石 川尾根部雨雪量計,柄石川谷部雨雪量計の7箇所 が設置されている。このうち,正馬川モデル流域 林内雨雪量計は,降雨の遮断量推定を目的とした 雨雪量計のため本報告では検討からは除外した。 また,正馬川モデル流域谷部雨雪量計は他の雨雪 量計観測結果と比較して異常な観測値を示してい るため,検討から除外した。

(4) データの補正・補完方法

山内,他(2000)²で指摘されたように水収支法 による岩盤浸透量推定にあたっては,実測値であ る河川流量,気象観測データの補正・補完が岩盤 浸透量の精度に大きく影響を与える。本稿におい ては,既往の報告以降に行った観測値の補正・補 完も含めて検討し,東濃鉱山及び正馬川流域の水 収支観測結果について見直しを行った。なお,補 正・補完方法の詳細については,「1989~2000年度 表層水理観測年報」²を参照されたい。

4. 検討結果

4.1 水収支観測結果

表2に水収支観測結果を示す。

(1) 年度降水量 (Py: 単位mm)

年度降水量は、正馬様コミュニティー雨雪量計, 東濃鉱山雨雪量計の2箇所で1990~2000年度の11 年間について算出した。また,正馬川モデル流域 尾根部雨雪量計,柄石川尾根部雨雪量計,柄石川 谷部雨雪量計の3箇所で,1999~2000年度の2年 間について算出した。

(2) 年度実蒸発散量 (Ey: 単位mm)

年度実蒸発散量は,東濃鉱山気象観測装置と柄 石川気象観測装置のそれぞれの観測値を用いて, Penman (1948)の算定式^{®)}に蒸発散係数=0.7を 乗じて算出した。東濃鉱山気象観測装置では,1990 ~2000年度の11年間,柄石川気象観測装置では 1999~2000年度の2年間について算出した。 (3)年度河川流出高(Ry:単位mm)

年度河川流出高は,以下の流域で河川流量計の 観測結果から年度総流出量を積算し,それぞれの 流域面積で除して算出した。

1)正馬川流域

正馬川流域では、正馬川下流河川流量計(SPD), 正馬川上流河川流量計(SPU),板取洞河川流量計 (IPU)の流量観測値から算出した。なお,正馬川 下流域の河川流出高は,SPD年度総流出量から SPU年度総流出量を差し引いた流量を正馬川下流 域の年度総流出量とした。正馬川全流域,上流域, 下流域では1990~2000年度の11年間,板取洞流域 では,1993~1999年度の7年間について算出した。 2)東濃鉱山流域

東濃鉱山流域では,東濃鉱山河川流量計(TPU) の流量観測値から算出した。本流域では1991~ 1999年度の観測期間のうち,1992~1993年度,1998 ~1999年度の4年間で欠測補完ができなかった。 したがって,算出した河川流出高は5年分である。 3)正馬川モデル流域

正馬川モデル流域では、正馬川モデル流域河川流 量計(SPM)の流量観測値から算出した。本流域 では1999~2000年度の2年間について算出した。

4)柄石川流域

柄石川流域では,柄石川下流河川流量計 (GPD),柄石川小流域河川流量計(GPU)の流量 観測値から算出した。柄石川流域では1999~2000 年度の2年間,柄石川小流域では,2000年度の1 年間について算出した。

(4) 降水量と河川流出高の関係

小林,他(1996)³⁾では,1990~1994年までの正 馬川流域のデータから河川流量は降水量に応じて 増減すると指摘した。本稿ではその後の観測デー タとその他流域のデータを加え,再検討した。

図2に年度ごとの総降水量と河川流出高の経年 変化を示す。総降水量の経年変化は,各観測地点 とも同じような傾向が読み取れ,1991,1993,1997 ~1998年度は相対的に降雨量が多く,1992,1994, 1996年度は相対的に降雨量が少ない。降水量に対
														単	单位:mm
		観	測 年	度	1990年度	1991年度	1992年度	1993年度	1994年度	1995年度	1996年度	1997年度	1998年度	1999年度	2000年度
	正馬	様コ	ミュニテ	ィー雨雪量計	1 ,535	1 ,890	1 ,342	1 ,655	1 ,042	1 ,573	1 ,284	1 ,743	1 ,989	1 ,521	1 ,522
	東濃	钀山	雨雪量計	-	1 ,528	1 814	1 ,178	1 ,616	1 ,030	1 /446	1 ,315	1 ,870	2 ,093	1 ,640	1 ,377
	正馬	川モ	デル流域尾	昆根部雨雪量計	-	-	-	-	-	-	-	-	-	1 ,498	1 <i>4</i> 59
	柄石川尾根部雨雪量計		-	-	-	-	-	-	-	-	-	1 ,404	1 <i>A</i> 33		
	柄石川谷部雨雪量計		-	-	-	-	-	-	-	-	-	1 ,407	1 ,759		
	算術平均法		1 ,531	1 ,852	1 ,260	1 ,636	1 ,036	1 ,510	1 ,299	1 ,806	2 ,041	1 ,580	1 /449		
Б./				ティーセン法	1 ,529	1 ,823	1 ,197	1 ,621	1 ,031	1 ,461	1 ,311	1 ,855	2 ,081	1 ,626	1 ,394
гу			止馬川 全流域	支配圏法①	1 ,529	1 ,826	1 ,204	1 ,623	1 ,032	1 ,467	1 ,310	1 849	2 ,076	1 ,620	1 ,400
	面	hΠ	ᆂᇭᅒ	支配圏法2	1 ,528	1 ,821	1 ,193	1 ,620	1 ,031	1 ,458	1 ,312	1 ,858	2 ,083	1 ,628	1 ,391
	積雨	加重平均法	正馬川 上流域	支配圏法①	1 ,528	1 ,815	1 ,180	1 ,617	1 ,030	1 ,448	1 ,315	1 ,868	2 ,092	1 ,638	1 ,379
	量			支配圏法2	1 ,528	1 ,817	1 ,185	1 ,618	1 ,030	1 <i>4</i> 52	1 ,314	1 ,865	2 ,089	1 ,634	1 ,383
				ティーセン法	1 ,529	1 ,825	1 ,202	1 ,622	1 ,032	1 ,465	1 ,310	1 ,851	2 ,078	1 ,622	1 ,398
			止馬川 下流域	支配圏法①	1 ,529	1 ,829	1 ,211	1 ,624	1 ,032	1 <i>A</i> 72	1 ,309	1 844	2 ,072	1 ,616	1 ,406
			1 7/10-50	支配圏法②	1 ,529	1 ,822	1 ,196	1 ,621	1 ,031	1 ,460	1 ,312	1 ,856	2 ,082	1 ,627	1 ,393
E 17	東濃	钀山	気象観測	装置	562	515	592	478	550	484	513	486	532	503	477
⊏у	柄石	司川気	象観測装	置	-	-	-	-	-	-	-	-	-	579	618
	正馬	川流	域		975	1 ,347	734	1 ,196	453	932	700	1 ,220	1 <i>A</i> 10	932	896
		正馬川上流域			662	937	557	805	389	734	543	957	1 ,072	745	658
Ry		正馬川下流域		1 ,102	1 ,514	805	1 ,356	478	1 ,012	764	1 ,328	1 ,547	1 ,009	994	
		板取洞流域		-	-	-	1 ,128	339	964	965	1 ,136	1 ,348	746	-	
	東濃	钀山	流域		-	1 ,249	-	-	413	934	695	1 ,193	-	-	-
	正馬	正馬川モデル流域			-	-	-	-	-	-	-	-	-	710	606
	柄石	训流	域		-	-	-	-	-	-	-	-	-	933	960
	柄石川小流域			-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	745	

Py:年度降水量 Ey:年度実蒸発散量

Ry:年度河川流出高 -: 観測機器設置前又は欠測補完ができなかった年度

支配圏法①:標高257mで分割 支配圏法②:谷底平地を分割



図2 年度ごとの総降水量と河川流出高の経年変化

する河川流出高は,大局的には正の相関関係が見 られ,小林,他(1996))の結論を支持する。ま た,正馬川,柄石川流域の上流部,下流部の河川 流出高を比較すると,両流域とも上流域が少なく, 下流域が大きい傾向を示す。しかし,板取洞流域 だけは,他の流域と違う変動が部分的に見られる。

42 正馬川流域における観測流域を代表する降 水量の検討

2.1 (2)で示した課題のうち,ここではア)流 域内の降水量の代表性について検討する。流域を 代表する降水量は一般的には「面積雨量」といわ れ,表3に示すようなさまざまな手法が提案され ている⁹⁾⁰⁾。それぞれの推定手法から得られる面積 雨量の適用性は,雨量観測点の配置や流域の地形 的特性等が降雨に与える影響,対象流域のスケー ルによって異なることが考えられる。

また,雨量の代表性の評価は,実測流量との比較が有効と考えられている¹¹⁾。ここでは,それぞれの面積降雨算定手法の適用性を河川流量と比較することによって検討した。検討は,長期間の観測結果が得られている正馬様コミュニティー雨雪量計,東濃鉱山雨雪量計の2箇所のデータを用い,比較する流域は正馬川流域と東濃鉱山流域を設定した。また,降雨 - 流出過程のタイムラグの影響を避けるために,年度降雨量と年度河川流出高を用いて比較を行った。

(1) 面積雨量設定手法の選択

表3に示した面積雨量設定手法のうち,雨量-標高法は対象流域の地形条件が適用の鍵と考えら れる。研究実施領域に分布する丘陵地の標高は約 200m~300mを示し,本格的な山岳地域と比較し て高低差が小さい。図3に研究実施領域周辺の雨 量観測点(サイクル機構,気象庁,瑞浪市,建設 省,その他機関)における1987年~1999年の年降

表3 面積雨量設定手法の一覧

	甬	面積雨量の設定手法	備考			
①代表値法			観測点の観測値で代表させる			
②算術平均法			単純に観測値を平均する			
(③加重	重平均法				
	a)	Thiessen (ティーセン)法				
	b)	等雨量線法	本研究で不採用			
	c)	雨量 - 高度法	本研究で不採用			
	d)	支配圈法				

水量の平均値と観測点標高の相関図を示す²²。図3 から,本領域周辺においては,雨量と標高の相関性 が低いことが指摘される。したがって,雨量 - 標高 法は適用性が低いと判断し,検討から除外した。

また,等雨量線法も,利用できる雨量観測点が 2箇所しかないこと,及び,年度ごとに等雨量線 面積の算出が必要であり,作業が煩雑になると判 断し,検討から除外した。

ティーセン法に関しては,雨量観測点2箇所の 位置関係から,正馬川上流域,板取洞流域,東濃 鉱山流域の3流域では設定ができなかった。

支配圏法に関しては,支配圏の区分方法で次の 2つの方法を検討した。

① 標高で支配圏を区分する方法

流域の支配圏を雨量観測点2箇所の平均標高で ある標高257mで区分し、257mより高い範囲を東 濃鉱山の支配圏、より低い範囲を正馬様の支配圏 とした。

② 地形で支配圏を区分する方法

流域を地形で区分し,谷底平地の範囲を正馬様 の支配圏,それ以外の斜面と尾根を東濃高山の支 配圏とした。

なお,板取洞流域と東濃鉱山流域の標高が標高 257m以上であること 板取洞流域には谷底平野が 分布しないこと,東濃鉱山流域は地形改変が観測 期間を通じて行われていることから支配圏法によ る検討から除外した。

各手法による年度面積雨量の算定値を表2に示 す。

(2)河川流出高と面積雨量の相関関係と各流域を 代表する降水量の設定

各流域の年度河川流出高と面積雨量の相関関係 を一次回帰直線の相関係数(R²)で比較した(表 4)。

各流域の相関係数は,板取洞流域を除いて087



図3 平均年降水量と標高との関係(1987~1999年)

			-			
	代表	值法	単純平均法		加重平均	法
面積雨量設定手法	正馬樣降水量	東濃鉱山降水量	正馬様・東濃鉱 山平均降水量	ティーセン法	支配圏法 (標高257mで分割)	支配圏法 (谷底平坦面を分割)
正馬川流域流出高	0 .9733	0 .9004	0 .9596	0 .9169	0 .9228	0 .9138
正馬川上流域流出高	0 .9550	0 .9546	0 .9811		0.9559	0 .9583
正馬川下流域流出高	0.9615	0 .8723	0 .9382	0 .8946	0 .9021	8888. 0
板取洞河川流出高	0 .8032	0 .7138	0 .7675			
東濃鉱山河川流出高	0 .9873	0 .9686	0 .9976			

表4 年度河川流出高と面積雨量の相関係数(R²)

は最も相関係数の高い組み合わせ

~0 99の範囲にあり面積雨量と年度河川流出高に は高い相関性がある。板取洞流域の相関係数も, 0.7~0 8と他の流域に比べて低いが相関性は高い といえる。

また,各観測流域で比較すると,正馬川全流域, 正馬川下流域,板取洞流域は代表値法の正馬様コ ミュニティー雨雪量計雨量が最も相関性が高く, 東濃鉱山流域と正馬川上流域は,算術平均法の雨 量が最も相関性が高いことがわかった。

したがって,本報告では以後の岩盤浸透量の検 討においては、最も相関の良い面積雨量を用いる。

43 岩盤浸透量の算出

以上の検討結果を考慮し,各観測流域における 岩盤浸透量を水収支法で算出した。

算出に使用した面積雨量,河川流出高,蒸発散 量の対照表を表5に示し,年度岩盤浸透量と面積 雨量に対する百分率を表6に示す。また,それぞ れの面積雨量と岩盤浸透量の相関関係を図4に示 す。なお,表5では,柄石川流域の面積雨量とし て柄石川谷部雨雪量計の値をとった。柄石川流域 の両観測点の年度降水量を比較すると,2000年度 の値に大きな違いが見られ,谷部雨雪量計が大き な値を示している。ここでは,尾根部雨雪量計で は欠測があると判断し,便宜的に谷部雨量計の値 を採用した。

図4から,観測流域を流域内での位置や東濃鉱 山の影響の有無で分類すると,以下に示す特性が 読み取れる。

- 正馬川と柄石川の全流域では,年度降水量と 岩盤浸透量の相関はほとんど見られず,それぞ れの上流域に比べて低い岩盤浸透量を示す。ま た,年度によってはマイナスの値(岩盤からの 地下水湧出)を示す。
- ② 各流域内で上流部に位置する正馬川上流域, 正馬川モデル流域,柄石川小流域では,岩盤浸 透量が大きく,正馬川上流域では,年度降水量 と岩盤浸透量の間に正の相関関係が見られる。
- ③ 流域の地下に東濃鉱山坑道を抱える東濃鉱山 流域と板取洞流域は流域の上流に位置するが, 他の上流域,小流域,モデル流域と比較して岩 盤浸透量は小さい。特に板取洞流域は,正馬川 上流域の内部に位置するにもかかわらず,ばら つきが大きく,正馬川上流域と異なる傾向を示 す。
- ④ 流域の下流部に位置する正馬川下流域では,

流域名	面積雨量	蒸発散量	河川流出高
正馬川全流域	正馬様コミュニティー降水量(代表値)	東濃鉱山ペンマン法	SPD河川流量
正馬川上流域	正馬・鉱山平均降水量(算術平均)	東濃鉱山ペンマン法	SPU河川流量
正馬川下流域	正馬様コミュニティー降水量(代表値)	東濃鉱山ペンマン法	SPD SPU
板取洞流域	正馬様コミュニティー降水量(代表値)	東濃鉱山ペンマン法	IPU河川流量
東濃鉱山流域	正馬・鉱山平均降水量(算術平均)	東濃鉱山ペンマン法	TPU河川流量
正馬川モデル流域	正馬川モデル流域尾根部降水量	東濃鉱山ペンマン法	SPM河川流量
柄石川全流域	柄石川谷部降水量	柄石川ペンマン法	GPD河川流量
柄石川小流域	柄石川谷部降水量	柄石川ペンマン法	GPU河川流量

表5 水収支解析に使用した面積雨量,河川流出高,蒸発散量の対照表

観	則年度	1990年度	1991年度	1992年度	1993年度	1994年度	1995年度	1996年度	1997年度	1998年度	1999年度	2000年度	平均	範囲
Chi	正馬川流域	- 2	28	16	- 18	40	158	71	36	47	86	148	55	- 18 ~ 158
	正馬川上流域	308	401	110	353	97	292	244	363	437	332	315	296	97 ~ 437
	正馬川下流域	- 129	- 139	- 56	- 178	14	77	7	- 71	- 90	9	51	- 46	- 178 ~ 77
年度岩盤	板取洞流域	-	-	-	49	153	126	- 194	121	109	272	-	91	- 194 ~ 272
浸透量	東濃鉱山流域	-	88	-	-	73	92	91	127	-	-	-	94	73 ~ 127
(mm/year)	正馬川モデル流域	-	-	-	-	-	-	-	-	-	285	376	330	285 ~ 376
	柄石川流域	-	-	-	-	-	-	-	-	-	- 105	180	38	- 105 ~ 180
	柄石川小流域	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	396	396	396
	正馬川流域	- 0	1	1	- 1	4	10	6	2	2	6	10	4	- 1 ~ 10
	正馬川上流域	20	22	9	22	9	19	19	20	21	21	22	19	9 ~ 22
降水量に	正馬川下流域	- 8	- 7	- 4	- 11	1	5	1	- 4	- 5	1	3	- 3	- 11 ~ 5
対する岩	板取洞流域	-	-	-	3	15	8	- 15	7	5	18	-	6	- 15 ~ 18
盛反逸重 の割合 (%)	東濃鉱山流域	-	5	-	-	7	6	7	7	-	-	-	6	5 ~ 7
	正馬川モデル流域	-	-	-	-	-	-	-	-	-	19	26	22	19 ~ 26
	柄石川流域	-	-	-	-	-	-	-	-	-	- 7	13	3	- 7 ~ 13
	柄石川小流域	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	28	28	28

表6 各観測流域の年度岩盤浸透量と面積雨量に対する百分率





岩盤浸透量が小さく,多くの年度でマイナスの 値を示す。また,面積雨量と岩盤浸透量の間に 弱い負の相関関係が見られる。

4.4 地下水流動解析による鉛直方向フラックス 分布

研究実施領域では観測と並行して水理地質構造 モデルの構築といくつかの地下水流動解析が行わ れている(三枝,他(2001)³⁾など)。本研究では, 地下水流動解析領域内のいくつかの流域で岩盤浸 透量の算出ができたことから,その分布と地下水 流動解析結果との比較を行うために,地下水流動 解析により算出された鉛直方向フラックスの平面 分布を検討した。

三枝,他(2001)³⁾の地下水流動解析結果から 得られた,瀬戸層群直下の接点(設定地下水面が 岩盤内にある場合には,地下水面直下の接点)に おける鉛直方向フラックスの平面分布図を図5に 示す。

本解析では複数ケースの定常解析が行われてい るが,今回は,そのうちの基本ケースを使用した。 基本ケースでは,地質構造を瀬戸層群,瑞浪層群,

145



図5 瀬戸層郡直下の接点における鉛直方向フラッ クスの平面分布

花崗岩風化部,花崗岩上部割れ目帯,花崗岩健岩 部,5つの断層(月吉+4つのリニアメント),月 吉断層破砕帯に区分し,モデル化した。

境界条件は,上部境界条件を

```
(Water Table E L .)=0 9924×(Surface E L .)
- 4 8986
```

で計算される固定地下水面かつ自由浸出面として 与えた。ただし,東濃鉱山周辺では東濃鉱山坑道 部の排水を考慮して,固定地下水面を鉱山周辺の 瑞浪層群を対象とした地下水観測孔の地下水位に あわせて低下させた。 側方境界は南側を不透水境界,南側以外を固定 静水圧圧分布とし,下部境界は不透水境界とした。 次に,水収支法による岩盤浸透量と比較するた めに,各流域内での鉛直方向フラックスの平均値 を算出し,流域の浸透区分を行った(表7)。

図5,表7から,以下の傾向が読み取れる。

- 柄石川流域では、小流域を含む上流側が浸透 域になり、下流側に湧出域が分布する。また、 流域の平均フラックスからみた浸透区分は両流 域とも浸透域を示し、フラックスから計算した 岩盤浸透量も上流域が大きく、下流域が小さい。 これらの結果は、水収支解析結果の浸透区分や 岩盤浸透量の傾向と整合する。
- ② 正馬川流域の鉛直方向フラックスの分布は、 東濃鉱山を中心にドーナツ状に浸出域がみられ正馬川流域の地形とはあっていない。また、 流域の平均フラックスからみた浸透区分も3流 域とも湧出域となり、正馬川下流域を除いて水 収支解析結果の傾向と一致しない。これは、上 部境界条件として東濃鉱山坑道の影響を地下水 面として低く設定しているため、地表面からの 岩盤浸透の影響が反映されていないことが原因 と考えられる。

5 考 察

(1) 面積雨量の設定手法の適用性

正馬川流域における面積雨量の検討結果から, 当流域では代表値法及び算術平均法による面積雨 量が河川流出高との相関性が高く,流域降雨を代 表していることがわかった。

一般的に,面積雨量の設定には加重平均法が用 いられることが多いが,本研究対象流域の相関関 係の解析結果からは,加重平均法による面積雨量 と河川流出高との相関性は低い。この原因として

表7 鉛直方向フラックスと岩盤浸透量の比較

	t	也下水流動解析約	水収支解析結果		
流域名	流域平均フラックス (m/sec)	流域浸透区分	フラックスから求めた 岩盤浸透量(mm)	平均年度岩盤浸透(mm)	流域浸透区分
正馬川全流域	7 34E 10	湧出域	- 23 .1	55 5	浸透域
正馬川上流域	1 53E 09	湧出域	- 48 3	295 5	浸透域
正馬川下流域	6.14E 10	湧出域	- 19 A	- 45 9	湧出域
柄石川全流域	- 5.02E 09 浸透域		158.3	37 &	浸透域
柄石川小流域	-1.07E 08	浸透域	337.0	395 &	浸透域

注)フラックスの値は解析のZ軸にあわせて,下向きがマイナス,上向きがプラスになっている。

また,岩盤浸透量の値は,湧出がマイナス,浸透がプラスになっている。

- は、以下の要因が考えられる。
- ① 本研究が0.01~0.5km²と狭い流域を対象と し,流域近傍に設置された雨雪量計の観測結果 が流域全体の降雨特性を代表していたこと。
- ② 設定した流域に対して雨雪量計の配置が偏っていること(正馬様コミュニティー雨雪量計が正馬川流域の外側にある)で,ティーセン分割の妥当性が低かったこと。
- ③ 本研究地域に分布する丘陵は,高低差が比較的小さく,雨量と観測地点標高の相関性が低いため,主に地形要素で区分した支配圏法の適用性が低かったこと。

本研究の結果からは,流域面積が0.01~0.5km² と比較的小さい流域を対象とする場合で流域内の 高低差が小さい流域では,流域内の位置的なバラ ンスや地形的な特性から流域内を代表する降雨観 測地点が設定できれば,その降水量を代表値とし て用いても良いことが示唆される。

ただし,地下水流動解析範囲を対象とする検討 を行う場合には,数10~100km²の流域での岩盤浸 透量を考える必要がある。このような広い流域を 対象とする場合には,雨量観測地点の代表値より も加重平均法による面積雨量の代表性が高く評価 される可能性も考えられる。したがって,地下水 流動解析範囲を対象とする水収支観測を行う場合 には,他機関の雨量観測点の配置も考慮して,よ りパランスの取れた降水量観測点の設置が必要と 考えられる。

(2) 正馬川流域内での岩盤浸透量の分布と観測流 域のスケールについて

正馬川流域内を上流域,下流域に分け,11年間 の平均で岩盤浸透量を比較すると,上流域では岩 盤浸透量が高くプラスの値(岩盤に浸透している) を示し,下流域ではマイナスの値(岩盤から湧出 している)を示した。

また 岩盤浸透量と年度降水量との相関関係は, 上流域で正の強い相関関係が見られ,下流域では 負の弱い相関関係が見られた。これは,降水量が 多い場合は上流域の岩盤への浸透量が増え,下流 域で岩盤からの湧出量が増えることを示し,降水 量が少ない場合は逆になることを示す。したがっ て,正馬川流域内では上流域で浸透した地下水の 一部は下流域で湧出していると考えられ,観測流 域スケールでの地形的影響を観測している可能性 を示唆する。 Toth (1963)⁴⁾ は,地形の起伏を反映した地下 水流動の概念を示し,地下水流動系のスケールに local system (局所的な地下水流動系), intermediate system (中間的な地下水流動系), regional system (広域的な地下水流動系)があることを示し た¹⁴⁾。この概念を参考に,正馬川流域での地下水 流動系の概念図と水収支解析で求める岩盤浸透の スケールを図6に示す。

正馬川上・下流域のスケールでは,流域内の地 形的な配置や年度降水量の増減が岩盤への浸透・ 湧出に大きく影響を与えていることから,ここで は局所的な地下水流動系での地下水の出入りを観 測しているものと考えられる。

これに対して,正馬川全流域の岩盤浸透量は, 降水量との相関性が低く,比較的少ない値で一定 している。また,正馬川全流域の岩盤浸透量は11 年間の観測の間に2回だけ,マイナスを示す年度 があるが,平均的にはプラスの岩盤浸透量を示し, 流域全体としては深部岩盤への地下水涵養域に位 置すると考えられる。

これは,正馬川全流域の観測スケールが,上・ 下流域よりも大きなスケールの地下水流動系での 水収支を観測している可能性を示し,このスケー ルでの地下深部への地下水浸透量が,降水量の増 減とは関係が低い可能性を示唆する。

(3) 流域の基盤地質と岩盤浸透量の比較

柄石川流域と正馬川流域は,水収支モデルの上 で,流域の基盤となる岩盤が違う地質環境(花崗 岩と瑞浪層群)で設定されている。柄石川流域の 観測期間が短いために,現状で正馬川流域と比較 することは難しいが,あえて観測期間の平均値で 比較すると,水収支観測で得られた岩盤浸透量の 傾向には大きな違いはみられなかった。

ただし、25項で述べたように、柄石川の岩盤浸 透量の計算で用いた面積雨量は便宜的に定めてい るため、今後の検討で面積雨量が変わった場合に は、岩盤浸透量の傾向も変化する可能性がある。 柄石流域では、今後とも観測を継続して流域を代 表する降水量の設定を見直す必要がある。

(4)水収支解析から地下水流動解析へのアウトプ ット

水収支解析及び地下水流動解析から求めた岩盤 浸透量の値が真値を表しているかどうかは,水収 支解析のもつ誤差や,地下水流動解析の手法の選 択と与えるパラメータの精度の問題から現段階で



図6 正馬川流域での地下水流動系と観測範囲の概念図

は議論できない。

しかし,2.6項で示したように,柄石川流域では 水収支解析による岩盤浸透量の分布と地下水流動 解析より算出された鉛直方向フラックスの平面分 布の傾向はよく合っている。

また,前項で述べたように,柄石川流域では今後の検討で岩盤浸透量の値は変化する可能性があるが,上流域と全流域の相対的な関係は,正馬川流域の例から見ても変化しないと考えられる。

したがって,水収支解析及び地下水流動解析結 果を相対的な岩盤浸透量の分布で比較検討するこ とは,それぞれの解析結果の妥当性を検討する上 で有効な手段と考えられる。

また,本研究では,水収支解析の観測流域の大 きさが地下水流動系のスケールに対応している可 能性が示唆された。これは,地下水流動解析で対 象とする地下水流動系のスケールをどこに置くか によって,上部境界条件である岩盤浸透量を検討 するスケールが異なってくることを示している。

したがって,水収支解析の流域スケールと地下 水流動系のスケールの関係を明らかにすること は,地下水流動解析の上部境界条件を検討する上 で重要な課題と考えられる。

(5) 東濃鉱山の人工的な影響

板取洞流域と東濃鉱山流域は,その地下に東濃 鉱山坑道を抱え,人工的な影響が流域の水収支に 影響を与えている可能性がある。東濃鉱山は東濃 鉱山流域に2本の立坑と板取洞流域に1本の換気 立坑をもち,両流域にまたがって坑道が配置され ている。坑道は,月吉断層を挟んで水収支解析で 岩盤と考えている瑞浪層群と土岐花崗岩の中に掘 削されている。

水収支解析結果から,板取洞流域は正馬川上流 域の一部を構成するが,岩盤浸透量の傾向は正馬 川上流域と異なっており,その他の小流域,モデ ル流域と比べても低い傾向がみられた。また,降 水量と河川流出高との関係の経時変化も他の流域 と違う傾向を示し,岩盤中の東濃鉱山坑道の影響 が考えられる。

東濃鉱山では,水収支観測期間中にも坑道の掘 削作業や道路敷設等による地形改変が行われてい る。したがって,東濃鉱山の人工的活動が両流域 に与える影響は経時的にも複雑であり,その水収 支解析への影響の除去は難しい。

6.おわりに

本稿では,研究実施領域で実施している水収支 解析結果を取りまとめ,各流域の年度岩盤浸透量 を算出すると共に,岩盤浸透量の算定上重要な面 積雨量設定手法の適用性の検討,岩盤浸透量の平 面分布と地下水流動解析との比較結果について報 告した。

本稿での検討の結果,岩盤浸透量の観測流域ス ケールへの依存性は,地下水流動解析の上部境界 条件を検討する上で重要な課題と考えられた。

現在,本研究実施領域では,本報告で検討した 観測流域しか設定されていないため,より大きな 流域での岩盤浸透量の特性は把握されていない。 今後は,地下水流動解析領域を含む日吉川流域ス ケールでの水収支観測を行ない,異なった流域ス ケールでの流出特性や面積雨量の設定方法,岩盤 浸透量の特性を検討する必要がある。

また,山内,他⁵⁾で指摘された,岩盤浸透量の 値のばらつきについては,観測流域のスケールの 違いにより,観測している地下水流動系が異なる ことで説明できる。しかし,岩盤浸透量の値の信 頼性については,水収支法の算出方法の欠点から, 常に観測誤差の影響をぬぐい去ることはできな い。したがって,今後も精度向上のための検討は 必要となるが,解析に用いる上部境界条件につい て,どの程度の誤差が許容されるかは,地下水流 動解析の目的によって決定される。

高レベル放射性廃棄物の地層処分研究における 地下水流動解析の重要な目的は,性能評価に用い られる地下深部での地下水流動フラックスを得る ことにある。解析におけるそれぞれの境界条件が 解析結果に与える影響については,感度解析等に よって評価することが重要である。不飽和浸透流 解析に必要な上部境界条件である岩盤浸透量につ いても,感度解析の結果を考慮して,必要な要求 精度を検討する必要がある。

参考文献

- 1)中野勝志,中島誠,他:"表層部における水収支の 調査研究",動燃技報,No.78,pp 46 53 (1991)
- 2) 岡崎彦哉,小林公一,他:"長期表層水理観測による水収支と立坑掘削影響の把握-東濃鉱山周辺流域 を対象として-",日本地下水学会1997年度春季講演 会 講演要旨,pp 24 29 (1997)
- 3)小田川信哉,三枝博光,他:"東濃鉱山周辺流域における水収支の算定とその今後の展望"岩盤地下水理に関するワークショップ論文集「スケールフリーな新技術の展開」,pp.13 18(1999)
- 4)小田川信哉,竹内真司:"東濃鉱山周辺流域における水収支観測について",日本応用地質学会 中部支部 平成11年度研究成果報告会 講演要旨集, pp 43 46 (1999)
- 5)山内大祐,宮原智哉,他:"「超深地層研究所計画用 地周辺の水収支観測結果」",サイクル機構技報,No. 9, pp.103 114 (2000)
- 6)小林公一,中野勝志,他:"表層水理観測システムに よる水収支の算定-岐阜県東濃鉱山におけるケースス タディー-",動燃技報,No 97,pp 145 150 (1996)
- 7)核燃料サイクル開発機構:"「1989~2000年度 表層 水理観測年報」",公開資料(技術資料登録中)(2002)
- 8) Penman , H L : "Natural evaporation from open water , bare soil and grass .", Proc . R . Soc . London , A 193 , pp .120 145 (1948)
- 9) 川畑幸夫 編:"水文気象学", 地人書館, pp 57 80 (1961)
- 10) 水村和正:"水圈水文学", (桃山海堂, pp .14 35 (1998)
- 11) 菅原正巳:"流出解析法", 共立出版, p.78(1972)
- 12)核燃料サイクル開発機構:"「東濃鉱山及び正馬川流 域等の気象観測データと他機関観測データの対比と 整理」",サイクル機構契約業務報告,JNC TJ 7440 2000 012 (2000)
- 13) 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)」",「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,(社)地盤工学会,pp(2001)
- 14) Toth : " A Theoretical Analysis of Groundwater Flow in Small Drainage Basins ", Journal of Geophysical Research, vol 68, No .16, pp 4795 4812 (1963)



我が国の地質環境の長期安定性について - 天然事象研究シンポジウム -

前川 恵輔 経営企画本部 バックエンド推進部

1.はじめに

2002年3月11日,虎ノ門パストラル(東京都港区)にて,「我が国の地質環境の長期安定性について-天然事象研究シンポジウム-」と題し,サイクル機構主催,日本火山学会後援のシンポジウムを開催した。

サイクル機構が進めている高レベル放射性廃棄 物の地層処分技術に関する研究開発のうち,地質 環境の長期安定性に関する研究は,安定大陸に比 べて火山活動や隆起・侵食などの天然事象が活発 な我が国においては,地層処分システムの長期に わたる安全性を評価する上で極めて重要である。

当機構は,これまでに多くの大学や研究機関の 研究者の方々からのご指導・ご協力を得て,火山 活動や隆起・侵食などの我が国における主要な天 然事象や,それらにともなう地質環境の変化に関 するデータベースの整備を進めてきた。その成果 として,「日本の第四紀火山カタログ^{1)」}」,「日本列 島地温勾配図²⁾」,「200万分の1日本列島活断層 図³⁾」,「日本周辺海域の第四紀地質構造図⁴⁾」,「日 本の海成段丘アトラス⁵⁾」などが編纂された。当機 構は,これらの成果を活用して,地質環境の長期 安定性に関する研究を取りまとめ,地層処分研究 開発第2次取りまとめ⁵⁾」に反映することができ た。

本シンポジウムは、こうした火山活動や隆起・ 侵食などの天然事象に関するこれまでの学術的な 研究成果を、大学や研究機関の研究者の方々から ご紹介いただくことにより、本シンポジウムに参 加される様々な分野の専門家の皆様に、天然事象 に関する研究についての知見を深めていただくと ともに、それらの研究成果を地層処分の観点から 取りまとめた地質環境の長期安定性に関する研究 への理解に資すること及び、サイクル機構の研究 開発についてのご助言をいただくことを目的とし て,大学や研究機関の研究者の方々及びサイクル 機構からの報告とポスターセッションを行った⁷⁾。 本稿では,本シンポジウムの概要を報告する。

2.シンポジウムの概要

(1) 開催周知

サイクル機構週報,サイクル機構ホームページ 及び日本原子力学会ホームページに開催案内文を 掲載することにより,開催の周知を図った。

(2) プログラム(表1)

大和愛司 サイクル機構理事からの開会挨拶に 引き続いて,以下のプログラムで進行した。

1)特別講演

平 朝彦 東京大学海洋研究所教授より 「地球シ ステム変動の理解と予測」と題した特別講演をい ただいた。

地球システム全体の挙動は,様々な時空間ス ケールの現象が重なり合って生じているものであ り,その理解及び予測にあたっては,基礎研究分 野と連携しつつ,学際的かつグローバルな研究活 動が求められるとの期待が示された。



会場風景

149

10:00	開会				
	開会挨拶		大和	愛司	核燃料サイクル開発機構理事
10:20~11:20	1.特別講演 「地球システム変動の理解と予測」		平	朝彦	東京大学海洋研究所教授
11:25~	2.セッション1:我が国における火成活動研究	座長	高橋	正樹	日本大学教授
	①わが国の火山の特徴:「火山カタログ」		林信	氢太郎	秋田大学教授
	②火山カタログを利用した気象庁の火山情報の改革計画		宇井	忠英	北海道大学教授
12:25 ~ 13:10	- 休 憩 -				
	③地下の温度構造:「日本列島地温勾配図」		笹田	政克	(独) 產業技術総合研究所総括研究員
14:00~	3.セッション2:我が国における地質構造研究	座長	小池	一之	駒澤大学教授
	④日本の活断層:「活断層詳細GISマップからわかること」		中田	高	広島大学教授
	⑤日本列島の生い立ち:「日本列島周辺海域の構造発達史」		徳山	英一	東京大学海洋研究所教授
	⑥日本列島の海岸線:「日本の海成段丘アトラス」		町田	洋	東京都立大学名誉教授
16:20~16:30	- 休 憩 -				
16:30~	4.セッション3:地質環境の長期安定性に関する研究	座長	小島	圭二	東京大学名誉教授
	「地質環境の長期安定性に関する将来予測研究の課題」		武田	精悦	核燃料サイクル開発機構
					東濃地科学センター次長
	閉会挨拶		河田朝	夏海夫	核燃料サイクル開発機構 パックエンド推進部長
17:20	閉会				

表1 天然事象研究シンポジウム・プログラム

2)セッション1:我が国における火成活動研究 高橋正樹 日本大学教授を座長に迎え、火山の特 徴,地下の温度構造についての最新の研究成果の 報告と意見交換を行った。

a)わが国の火山の特徴:「火山カタログ」

林 信太郎 秋田大学教授から,日本列島の第四 紀(約180万年前から現在に至る地質年代)におけ る火山活動を総括し,特にマグマが地表に噴出す る様子を時間的・空間的にできるだけ定量的に記 述することを目標としたデータベースである火山 カタログについて,その概要と,火山活動が個々 の地域で断続的に起こっていることが明らかにな ったことなどの成果が示された。

b)火山カタログを利用した気象庁の火山情報の 改革計画

宇井忠英 北海道大学教授から,活火山につい て,火山カタログに基づいて行った個別の火山に おける活火山の定義の検討,火山の監視観測計画 を効率的に行うとともに,災害予測図作成の優先 順位を付けることなどを目的とした新しい定義に 基づく重要度のランク付けを行う計画などが示さ れた。

c)地下の温度構造:「日本列島地温勾配図」

笹田政克 独立行政法人産業技術総合研究所総 括研究員から,日本列島の地温勾配分布を明らか にする目的で行った全国の坑井データのコンパイ ル化について,地球科学の基礎データとして,ま た日本列島の地熱資源の賦存量や火山活動の程度 等を評価する実用データとしての意義や成果,活 用方法が示された。

- 3) セッション2:我が国における地質構造研究 小池一之 駒澤大学教授を座長に迎え、活断層や 海域の地質構造,海成段丘についての最新の研究 成果の報告と意見交換を行った。
- a)日本の活断層:「活断層詳細GISマップからわ かること」

中田高 広島大学教授から,日本列島全域の活断 層の特性について,従来の活断層図を全国一斉に 見直すとともに,情報をデジタル化し,利用しや すい形で整備することにより,活断層の正確な位 置,分布特性,新たな活断層が出現する可能性に 関する知見などが示された。

b)日本列島の生い立ち:「日本列島周辺海域の構 造発達史」

徳山英一東京大学海洋研究所教授から,日本列 島周辺海域のネオテクトニクスを明らかにする目 的で,全海域にわたって実施された地質構造マッ ピングの概要が説明され,日本周辺海域が9つの 構造区に区分できることが示された。

c)日本列島の海岸線:「日本の海成段丘アトラス」

町田 洋 東京都立大学名誉教授から,日本列島 の海成段丘(過去の海岸,浅部の海底)について, 形成時代や過去の海岸線の高度,分布等のデータ ベースを構築するプロジェクトの目的や,段丘の 長期的な変位から地震の予測が考察できること や , 年代研究への利用が可能であることが示され

4) セッション3: 地質環境の長期安定性に関す る研究

小島圭二 東京大学名誉教授を座長に迎え、天然 事象に関する研究成果に基づいて,地層処分技術 に関する研究開発としてサイクル機構が取り組ん でいる研究の計画や課題等に関し,報告及び意見 交換を行った。

a) 地質環境の長期安定性に関する将来予測研究 の課題

武田精悦 サイクル機構東濃地科学センター次 長から,サイクル機構では,これまで事例研究等 に基づいて示した"長期的に安定とみなせる地質 環境がわが国にも存在しうる"という一般論的な 見通しを,より具体的・実証的に評価するための 研究を進めていることを報告した。また,その個 別の研究項目についての計画の報告を示した。

最後に 河田東海夫 サイクル機構バックエンド 推進部長による閉会挨拶で閉幕した。

(3)参加者

た。

- ① 総数:253名
- ② 性別:男性 96%(244名),女性 4%(9名)
- ③ 年代:10代 0 4%(1名),20代 2 %(5名), 30代 16%(40名),40代 19%(48名), 50代 20%(51名),60代 9 %(22名), 70代 3 %(8名), 無回答 31%(78 名)

事前申込者315名のうち およそ7割の方に参加 いただいた(参加者中,約2割(45名)の方が当 日参加)。

(4)展示・提供資料

会場ロビーにて,本シンポジウムのテーマに関 連した19件のポスターセッションを併設した(表 2)。このポスターセッションにおいて、参加者の 方々が研究者と直接対話することにより,研究成 果に対する理解をより深めてもらえることを期待 した。ポスターセッションの概要は、要旨集[?]に掲 載した。

また,ロビーには,関連研究成果等,論文の別 刷りや,冊子,CD ROM等を配置し,参加者の方々 に自由にお持ちいただけるようにした。これらの 資料提供を通じて,参加者の方々の理解促進のみ ならず,そうした資料がさらに多くの方々の目に



会場ロビー風景

留まることで,一層の情報普及につながることを 期待した。

- 3.参加者からの意見及びアンケート結果の概要 (図1)
- (1) 会場からの主な意見・質問
- ① 火山活動に関する将来予測の精度について
- ② 地下深部における温度のデータの質と量について
- ③ 断層が少ないと思われる大陸棚での地層処分の可能性について
- ④ 地質環境の長期安定性についての予測期間を 10万年に設定した根拠について
- ⑤ 今後の研究開発計画と処分事業のスケジュー ルとの関係について
- ⑥ 日本原子力研究所との原子力二法人統合を含めた今後の他機関等との研究協力について
- (2) アンケート・意見記入用紙
- 1)回収数
 - 77件(回収率:30%)
- 2)主な意見・質問
- 研究成果等の公開・公表について(シンポジ ウムや報告会,学会での公表の必要性,関連資 料の要望など)
- ② 運営について(スクリーンの位置,ポスター セッションの実施方法など)
- 3) アンケート結果(図1)
- ① アンケート回答者の属性

男性が96%,年代は40,50代がそれぞれ31%を 占めた。職業は,エネルギー関係が41%,建設関 係が34%を占め,原子力と関係する学科・業種へ の在籍経験者が74%を占めた。

地震・断層
1.活断層における空中物理探査 奥野孝晴・池田和隆・中山文也(応用地質(株)), 石丸恒存(核燃料サイクル開発機構)
2.200万分の1日本列島活断層図 200万分の1活断層図編纂ワーキンググループ:中田 高(広島大学),東郷正美(法政大学),千田 昇(大分大学),今泉俊文 (山梨大学),奥村晃史(広島大学),渡辺満久(東洋大学),宮内崇裕(千葉大学),鈴木康弘(愛知県立大学),堤 浩之(京都大 学),隅元 崇(東京都立大学),岡田篤正(京都大学),松田時彦(西南学院大学),松岡裕美(高知大学),佐々木達哉・三輪敦 志・高橋奈緒(応用地質(株)),野原 壯・郡谷順英(核燃料サイクル開発機構)
3.日本周辺海域の地質構造マッピング 海域地質構造マップワーキンググループ:徳山英一(主査,東京大学海洋研究所),芦 寿一郎(東京大学),荒戸裕之(帝国石油 (株)),伊藤康人(大阪府立大学),岡村行信((独)産業技術総合研究所),木村政昭(琉球大学),倉本真一(科学技術庁,現(独) 産業技術総合研究所),徐 垣(海洋科学技術センター),日野亮太(東北大学),本座栄一(熊本大学),安間 惠・半場康弘・向 山建二郎(川崎地質(株)),野原 壯・郡谷順英(核燃料サイクル開発機構)
4 . 断層活動に伴う周辺地下水流動系の変化に関する数値解析的検討 - 野島断層周辺の二次元浸透流解析 - 大澤英昭(核燃料サイクル開発機構), 佐藤 努((独)産業技術総合研究所), 古屋和夫・児玉利雄(佐藤工業(株)), 酒井隆太郎 (応用地質(株))
5.日本周辺海底地質図及び音波探査プロファイルデータベース 中尾征三・湯浅真人・倉本真一・長谷川 功((独)産業技術総合研究所),中司 昇(核燃料サイクル開発機構),高木俊男(核燃 料サイクル開発機構,現サンコーコンサルタント(株)),長谷川 正・畑山一人(総合地質調査(株))
6.野島断層3次元・2次元高分解能反射法地震探査 河村知徳(東京大学地震研究所),太田陽一((株)地球科学総合研究所),荒井良祐(川崎地質(株)),小先章三(大和探査技術 (株)),平田 直(東京大学地震研究所),伊藤谷生(千葉大学),井川 猛((株)地球科学総合研究所),石丸恒存(核燃料サイク ル開発機構)
7.間隙水圧の地震時動的挙動解析 黒瀬 歩(仏エコールボリテクニク), Brouard, B.(仏Brouard Consulting), 青木和弘・前川恵輔(核燃料サイクル開発機構), 川村 淳(三菱マテリアル資源開発(株))
火 山
8.日本の第四紀火山カタログ 第四紀火山カタログ委員会: 宇井忠英(代表者,北海道大学),荒牧重雄(東京大学名誉教授),河内晋平(信州大学,故人),小 林哲夫(鹿児島大学),小山真人(静岡大学),佐藤博明(神戸大学),高橋正樹(日本大学),千葉達郎(アジア航測(株)),津久 井雅志(千葉大学),林 信太郎(秋田大学),梅田浩司・湯佐泰久(核燃料サイクル開発機構)
9.第四紀火山地形解析 向山 栄・猪股隆行・槇田祐子(国際航業(株)),梅田浩司(核燃料サイクル開発機構)
10.全国地温勾配図の作成 伊達二郎((財)新エネルギー財団),高橋 洋(三菱マテリアル資源開発(株)),矢野雄策・田中明子・高橋正明・大久保泰邦・ 笹田政克((独)産業技術総合研究所),梅田浩司・中司 昇(核燃料サイクル開発機構),小松 亮(核燃料サイクル開発機構,現 地熱エンジニアリング(株))
10.全国地温勾配図の作成 伊達二郎((財)新エネルギー財団),高橋 洋(三菱マテリアル資源開発(株)),矢野雄策・田中明子・高橋正明・大久保泰邦・ 笹田政克((独)産業技術総合研究所),梅田浩司・中司 昇(核燃料サイクル開発機構),小松 亮(核燃料サイクル開発機構,現 地熱エンジニアリング(株)) 11.貫入岩体が地質環境へ与える熱的・力学的影響の調査-成果と今後の課題- 棚瀬充史・水落幸広(住鉱コンサルタント(株)),小松 亮(核燃料サイクル開発機構,現地熱エンジニアリング(株)),梅田浩 司(核燃料サイクル開発機構)
10.全国地温勾配図の作成 伊達二郎((財)新エネルギー財団),高橋 洋(三菱マテリアル資源開発(株)),矢野雄策・田中明子・高橋正明・大久保泰邦・ 笹田政克((独)産業技術総合研究所),梅田浩司・中司 昇(核燃料サイクル開発機構),小松 亮(核燃料サイクル開発機構,現 地熱エンジニアリング(株)) 11.貫入岩体が地質環境へ与える熱的・力学的影響の調査-成果と今後の課題- 棚瀬充史・水落幸広(住鉱コンサルタント(株)),小松 亮(核燃料サイクル開発機構,現地熱エンジニアリング(株)),梅田浩 司(核燃料サイクル開発機構) 12.温泉地化学データベースの作成 小松 亮(核燃料サイクル開発機構,現地熱エンジニアリング(株)),黒墨秀行・福田大輔・浅沼幹弘(地熱エンジニアリング (株)),梅田浩司(核燃料サイクル開発機構)
10.全国地温勾配図の作成 伊達二郎((財)新エネルギー財団),高橋 洋(三菱マテリアル資源開発(株)),矢野雄策・田中明子・高橋正明・大久保泰邦・ 笹田政克((独)産業技術総合研究所),梅田浩司・中司 昇(核燃料サイクル開発機構),小松 亮(核燃料サイクル開発機構,現 地熱エンジニアリング(株)) 11.貫入岩体が地質環境へ与える熱的・力学的影響の調査 - 成果と今後の課題 - 棚瀬充史・水落幸広(住鉱コンサルタント(株)),小松 亮(核燃料サイクル開発機構,現地熱エンジニアリング(株)),梅田浩 司(核燃料サイクル開発機構) 12.温泉地化学データベースの作成 小松 亮(核燃料サイクル開発機構,現地熱エンジニアリング(株)),黒墨秀行・福田大輔・浅沼幹弘(地熱エンジニアリング (株)),梅田浩司(核燃料サイクル開発機構) 隆起・沈降・侵食,気候・海水準変動
10.全国地温勾配図の作成 伊達二郎((財)新エネルギー財団),高橋 洋(三菱マテリアル資源開発(株)),矢野雄策・田中明子・高橋正明・大久保泰邦・ 笹田政克((独)産業技術総合研究所),梅田浩司・中司 昇(核燃料サイクル開発機構),小松 亮(核燃料サイクル開発機構,現 地熱エンジニアリング(株)) 11.貫入岩体が地質環境へ与える熱的・力学的影響の調査-成果と今後の課題- 棚瀬充史・水落幸広(住鉱コンサルタント(株)),小松 亮(核燃料サイクル開発機構,現地熱エンジニアリング(株)),梅田浩 司(核燃料サイクル開発機構) 12.温泉地化学データベースの作成 小松 亮(核燃料サイクル開発機構,現地熱エンジニアリング(株)),黒墨秀行・福田大輔・浅沼幹弘(地熱エンジニアリング (株)),梅田浩司(核燃料サイクル開発機構) 隆起・沈降・侵食,気候・海水準変動 13.河岸段丘から推定した河床高度変化の歴史 高木俊男(核燃料サイクル開発機構,現サンコーコンサルタント(株)),柳田 誠・小澤昭男(アイ・エヌ・エー(株)),藤原 治(核燃料サイクル開発機構)
10.全国地温勾配図の作成 伊達二郎((財)新エネルギー財団),高橋 洋(三菱マテリアル資源開発(株)),矢野雄策・田中明子・高橋正明・大久保泰邦・ 笹田政克((独)産業技術総合研究所),梅田浩司・中司 昇(核燃料サイクル開発機構),小松 亮(核燃料サイクル開発機構,現 地熱エンジニアリング(株)) 11.貫入岩体が地質環境へ与える熱的・力学的影響の調査 - 成果と今後の課題 - 棚瀬充史・水落幸広(住鉱コンサルタント(株)),小松 亮(核燃料サイクル開発機構,現地熱エンジニアリング(株)),梅田浩 司(核燃料サイクル開発機構) 12.温泉地化学データベースの作成 小松 亮(核燃料サイクル開発機構,現地熱エンジニアリング(株)),黒墨秀行・福田大輔・浅沼幹弘(地熱エンジニアリング (株)),梅田浩司(核燃料サイクル開発機構,現地熱エンジニアリング(株)),黒墨秀行・福田大輔・浅沼幹弘(地熱エンジニアリング (株)),梅田浩司(核燃料サイクル開発機構,現地熱エンジニアリング(株)),黒墨秀行・福田大輔・浅沼幹弘(地熱エンジニアリング (株)),梅田浩司(核燃料サイクル開発機構) 隆起・沈降・侵食,気候・海水準変動 13.河岸段丘から推定した河床高度変化の歴史 高木俊男(核燃料サイクル開発機構) 14.第四紀テフラ資料の高精度年代測定 - その試料評価と測定精度・トラック長解析を中心として - 檀原 徹・岩野英樹((株),京都フィッショントラック),藤原 治(核燃料サイクル開発機構)
 10.全国地温勾配図の作成 伊達二郎((財)新エネルギー財団),高橋 洋(三菱マテリアル資源開発(株)),矢野雄策・田中明子・高橋正明・大久保泰邦・ 笹田政克((独)産業技術総合研究所),梅田浩司・中司 昇(核燃料サイクル開発機構),小松 克(核燃料サイクル開発機構,現 地熱エンジニアリング(株)) 11.貫入岩体が地質環境へ与える熱的・力学的影響の調査・成果と今後の課題・ 棚瀬充史・水落幸広(住鉱コンサルタント(株)),小松 克(核燃料サイクル開発機構,現地熱エンジニアリング(株)),梅田浩 司(核燃料サイクル開発機構) 12.温泉地化学データベースの作成 小松 克(核燃料サイクル開発機構,現地熱エンジニアリング(株)),黒墨秀行・福田大輔・浅沼幹弘(地熱エンジニアリング (株)),梅田浩司(核燃料サイクル開発機構) 隆起・沈降・侵食,気候・海水準変動 13.河岸段丘から推定した河床高度変化の歴史 高木俊男(核燃料サイクル開発機構,現サンコーコンサルタント(株)),柳田 誠・小澤昭男(アイ・エヌ・エー(株)),藤原 治(核燃料サイクル開発機構) 14.第四紀テフラ資料の高精度年代測定・その試料評価と測定精度・トラック長解析を中心として・ 檀原 徹・岩野英樹(((株)京都フィッショントラック),藤原 治(核燃料サイクル開発機構) 15.日本列島周辺における第四紀後期の気候及び海水準の変遷 ※田茂夫・伊勢明広(((株)ダイヤコンサルタント),藤原 治・松末和之(核燃料サイクル開発機構))
10.全国地温勾配図の作成 伊達二郎((財)新エネルギー財団),高橋 洋(三菱マテリアル資源開発(株)),矢野雄策・田中明子・高橋正明・大久保泰邦・ 笹田政克((独)産業技術総合研究所),梅田浩司・中司 昇(核燃料サイクル開発機構),小松 亮(核燃料サイクル開発機構,現 地熱エンジニアリング(株)) 11.貫入岩体が地質環へ与える熱的・力学的影響の調査・成果と今後の課題・ 棚瀬充史・水落幸広(住鉱コンサルタント(株)),小松 亮(核燃料サイクル開発機構,現地熱エンジニアリング(株)),梅田浩 司(核燃料サイクル開発機構) 12.温泉地化学データベースの作成 小松 亮(核燃料サイクル開発機構,現地熱エンジニアリング(株)),黒墨秀行・福田大輔・浅沼幹弘(地熱エンジニアリング (株)),梅田浩司(核燃料サイクル開発機構,現地熱エンジニアリング(株)),黒墨秀行・福田大輔・浅沼幹弘(地熱エンジニアリング (株)),梅田浩司(核燃料サイクル開発機構,現地熱エンジニアリング(株)),無墨秀行・福田大輔・浅沼幹弘(地熱エンジニアリング (株)),梅田浩司(核燃料サイクル開発機構,現地熱エンジーアリング(株)),無墨秀行・福田大輔・浅沼幹弘(地熱エンジニアリング (株)),梅田浩司(核燃料サイクル開発機構) 13.河岸段丘から推定した河床高度変化の歴史 高木俊男(核燃料サイクル開発機構,現サンコーコンサルタント(株)),柳田 誠・小澤昭男(アイ・エヌ・エー(株)),藤原 治(核燃料サイクル開発機構) 14.第四紀テフラ資料の高精度年代測定・その試料評価と測定精度・トラック長解析を中心として・ 檀原 徹・岩野英樹((株)京都フィッショントラック),藤原 治(核燃料サイクル開発機構) 15.日本列島周辺における第四紀後期の気候及び海水準の変遷 米田茂夫・伊勢明広((株)ダイヤコンサルタント),藤原 治・松末和之(核燃料サイクル開発機構) 16.海岸移動調査のためのジオスライサー地層採取法 原口 強(復建調査設計(株)),藤原 治(核燃料サイクル開発機構),高田圭太((独)産業技術総合研究所活断層研究センター)
 10.全国地温勾配図の作成 伊達二郎((射)新エネルギー財団),高橋 洋(三菱マテリアル資源開発(株)),矢野雄策・田中明子・高橋正明・大久保泰邦・ 笹田政克((独) 産業技術総合研究所),梅田浩司・中司 昇(核燃料サイクル開発機構),小松 亮(核燃料サイクル開発機構,現 地熱エンジニアリング(株)) 11.貫入岩体が地質環境へ与える熱的・力学的影響の調査・成果と今後の課題・ 棚瀬充史・水落幸広(住鉱コンサルタント(株)),小松 亮(核燃料サイクル開発機構,現地熱エンジニアリング(株)),梅田浩 司(核燃料サイクル開発機構) 12.温泉地化学データベースの作成 小松 亮(核燃料サイクル開発機構) 12.温泉地化学データベースの作成 小松 亮(核燃料サイクル開発機構) 運起・沈降・侵食,気候、海水準変動 13.河岸段丘から推定した河床高度変化の歴史 高木俊男(核燃料サイクル開発機構,現サンコーコンサルタント(株)),柳田 誠・小澤昭男(アイ・エヌ・エー(株)),藤原 治(核燃料サイクル開発機構) 14.第四紀テフラ資料の高精度年代測定 - その試料評価と測定精度・トラック長解析を中心として - 檀原 徹・岩野英樹((株)京都フィッショントラック),藤原 治(核燃料サイクル開発機構) 15.日本列島周辺における第四紀後期の気候及び海水準の変遷 米田茂夫・伊勢明広((株)ダイヤコンサルタント),藤原 治・核索和之(核燃料サイクル開発機構) 16.海岸移動調査のためのジオスライサー地層採取法 原口 強(復連調査設計(株)),藤原 治(核燃料サイクル開発機構),高田圭太((独)産業技術総合研究所活断層研究センター) 17.沈降量分布図 高木俊男(核燃料サイクル開発機構,現サンコーコンサルタント(株)),藤原 治(核燃料サイクル開発機構),佐々木勝司・川崎 輝雄(サンコーコンサルタント(株))
10.全国地温勾配図の作成 伊達二郎((財)新工ネルギー財団),高橋 洋(三菱マテリアル資源開発(株)),矢野雄策・田中明子・高橋正明・大久保泰邦・ 笹田政克((独) 産業技術総合研究所),梅田浩司・中司 昇(核燃料サイクル開発機構),小松 克(核燃料サイクル開発機構,現 地熱エンジニアリング(株)) 11. 貴入岩体が地質環境へ与える熱的・力学的影響の調査・成果と今後の課題・ 欄瀬充史・水落幸広(住鉱コンサルタント(株)),小松 克(核燃料サイクル開発機構,現地熱エンジニアリング(株)),梅田浩 司(核燃料サイクル開発機構) 12. 温泉地化学データベースの作成 小松 克(核燃料サイクル開発機構,現地熱エンジニアリング(株)),黒墨秀行・福田大輔・浅沼幹弘(地熱エンジニアリング (株)),梅田浩司(核燃料サイクル開発機構) 隆起・沈降・侵食,気候・海水準変動 13. 河岸段丘から推定した河床高度変化の歴史 高木俊男(核燃料サイクル開発機構,現サンコーコンサルタント(株)),柳田 誠・小澤昭男(アイ・エヌ・エー(株)),藤原 治(核燃料サイクル開発機構) 14. 第四紀テフラ資料の高精度年代測定・その試料評価と測定精度・トラック長解析を中心として・ 擅原 徹・岩野美樹((体)京都フィッショントラック),藤原 治(核燃料サイクル開発機構) 15. 日本列島周辺における第四紀後期の気候及び海水準の変遷 米田茂夫・伊勢明広((体)ダイヤコンサルタント),藤原 治(核燃料サイクル開発機構) 16. 海岸移動調査のためのジオスライサー地層採取法 原口 強(復建調査設計(株)),藤原 治(核燃料サイクル開発機構),高田圭太((独)産業技術総合研究所活断層研究センター) 17. 沈降量分布図 高木俊男(核燃料サイクル開発機構,現サンコーコンサルタント(株)),藤原 治(核燃料サイクル開発機構),佐々木勝司・川崎 輝雄(サンコーコンサルタント(株)) 18.段丘アトラス 段丘アトラス 段丘アトラス 段丘アトラス 段丘アトラス 段丘アトラス 段丘アトラス 段丘アトラス 段丘アトラス 段丘アトラス 日本ジス 第二次、第二次、第二次、第二次、第二次、第二次、第二次、第二次、第二次、第二次、

(1) アンケート回答者の属性



(2) シンポジウムの内容についての感想



図1 天然事象研究シンポジウムアンケート集計結果

参加者からの意見,アンケート結果から,シン ポジウムの内容(わかりやすい,ちょうど良い: 84%),時間配分(ちょうど良い:84%),講演者 の人選(良い:70%)及び進行(このままで良い: 71%)などは,おおむね好意的に受け取られてい る。一方,内容がわかりにくい(13%),運営方法 を改善すべき(6%)といった意見があった。

4.おわりに

開催当日は 250名を超える参加者にご来場いた だき,天然事象に関する研究成果についての報告 に熱心に耳を傾けるとともに,活発な意見交換が 行われた。本シンポジウムのテーマが,高レベル 放射性廃棄物の地層処分技術に関する研究開発の 基盤的な研究であり,原子力の分野においても一 見馴染みの薄いテーマであったが,活断層などが 地震として生活に身近であることなどが,関心を 持ってお集まりいただくきっかけとなったのでは ないかと考える。

また,会場の参加者からいただいたサイクル機構の研究開発に対するご意見やご助言については,今後,研究開発を進めていく上での参考とさ

せていただくこととした。

今後も,こうしたシンポジウムや報告会などの 機会を設けることにより,サイクル機構の研究開 発に関する情報提供を行っていきたいと考えてい る。

参考文献

- 1)第四紀火山カタログ委員会: "日本の第四紀火山カ タログ",日本火山学会(1999).
- 2) 矢野雄策,田中明子ほか:"日本列島地温勾配図", 地質調査所(1999).
- 3)200万分の1活断層図編纂ワーキンググループ: "200万分の1日本列島活断層図",活断層研究 No. 19付図(2000).
- 4)海域地質構造マップワーキンググループ:"日本周辺海域の第四紀地質構造図",海洋調査技術 第13巻 第1号付図(2001).
- 5)小池一之,町田 洋:"日本の海成段丘アトラス", 東京大学出版会(2001).
- 6)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 - ",サイクル機構技術資 料, JNC TN 1410 99 020~24(1999).
- 7)核燃料サイクル開発機構:"我が国の地質環境の長期安定性について-天然事象研究シンポジウム-要 旨集",サイクル機構技術資料, JNC TN 1400 2001 018 (2002).



英国BNFLとの先進湿式プロセス技術開発 に関する第1回技術情報交換会議

野村 和則 東海事業所 環境保全・研究開発センター 先進リサイクル研究開発部

1.はじめに

日英原子力平和利用協定の下,2001年4月23日 に英国原子燃料公社(BNFL)と核燃料サイクル 開発機構(JNC)の間で結ばれた先進技術協力協 定に基づき,先進湿式プロセスに関する第1回情 報交換会議を,2002年6月10,11日に英国BNFL セラフィールドにて開催した。表1に会議プログ ラムを示す。

本会議では,両機関における先進湿式プロセス 開発に関する技術情報交換を行うとともに,今後 の協力に関する議論を行った。

2.会議の概要

本会議では、最近の両機関のR&D概要について 紹介するとともに,各論としてヒドロキサム酸の 適用,Np挙動及び抽出計算コード開発について BNFLから,晶析法によるU回収,UNpPu共回 収及び遠心抽出器の開発についてJNCから,これ までの成果及び今後の開発計画を中心に紹介し た。また,本会議をもって本格的にスタートする 技術協力の今後の方向性について議論した。

以下に会議概要をまとめる。

2.1 最近のR&D概要

BNFLにおける先進湿式再処理技術開発では, 軽水炉燃料再処理及び高速炉燃料再処理のニーズ 及び開発段階に応じた研究を行っている。高速炉 燃料を対象としたAdvanced PUREX(従来の PUREXよりも工程数を減らすことにより簡素化 させることを目指した先進PUREX)については,

2002年6月10	日(月)BNFL Technology Centre会議室	
セッション 1	· 402 ===	
ビッショント		
1.1.	BNFLにおける先進湿式プロセス開発の概要	BNFL/R. J. Taylor
12.	JNCにおける先進湿式プロセス開発の概要	JNC / 青嶋 厚
セッション2	:各一論	
2.1.	高速炉燃料再処理へのXHAの適用	BNFL/D. Fox
22.	照射済MOX燃料溶解液からのU晶析	JNC / 駒 義和
23.	PUREX再処理におけるNp挙動	BNFL/R. J. Taylor
24.	簡素化 PUREX における U ,Np,Pu共回収	JNC / 野村 和則
2002年6月11	日(火)BNFL Technology Centre 会議室	
セッション2	:各 論(続き)	
25.	JNCにおける遠心抽出器の開発	JNC / 野村 和則
2.6.	ミニ遠心抽出器を用いた物質移動及びPUREXフローシート	BNFL/M. Carrott,
	モデリング	E. Gaubert
セッション3	:まとめ	
3.1	JNC/BNFL協力の今後	BNFL/R. J. Taylor
5.1.		JNC / 青嶋 厚

表1 技術情報交換会議プログラム

JNCと同様の単サイクルプロセスを基本としてお り、この中でNpの回収を考慮している点及び遠心 抽出器をベースとしている点でJNCと共通してい る。異なる点は、UとPuを分離する工程を有して いる点である。また、BNFLではUとNp、Puの分 離試薬としてHydroxamic Acids(ヒドロキサム酸: XHA)を利用する方法の研究を進めている。英国 内協力として、マンチェスター大学と放射化学の 分野で基礎的な研究協力を積極的に行っている。

一方JNC 側からは,東海事業所の概要に続き, JNC における先進再処理技術開発の技術的内容 (リファレンスプロセス及び代替補完プロセス)及 び先進再処理技術開発の主要ホット試験フィール ドとして整備した高レベル放射性物質研究施設 (CPF)の概要について紹介した。CPF 用小型遠心 抽出器の仕様(容量,供給流量等),遠心抽出器の 操作可能流量範囲等についての質問があり,遠心 抽出器をベースとしたプロセスへの関心の高さが うかがわれた。

22 各 論

22.1 両機関の特徴的開発項目

(1) 新規逆抽出剤の開発(BNFL)

BNFLから, U/Np Pu分離を行う分離試薬(還 元剤,錯化剤)として,ソルト・フリー試薬であ るXHAの利用に関する報告があった。XHAは,還 元剤及び錯化剤の両方の性質を有しており,Np (6価 5価)及びPu(6価 4価)の還元や4 価Np,Puとの錯形成により,これらアクチニド 元素のTBP相からの逆抽出に寄与する。現在,基 本的な溶液化学研究(各原子価ごとのXHAとの反 応,XHA存在下における分配比測定等)を実施中 である。

(2) U 晶析法の開発 (JNC)

続いてJNCから, Uの晶析法による粗分離研究 について,昨年度実施した照射済MOX燃料溶解液 を用いた晶析ホット基礎試験を中心に,現在まで のアクティビティ及び今後の予定(技術開発課題) の紹介を行った。晶析条件下におけるNp挙動等に ついての質問があった。

222 両機関の共通的開発項目

(1) Npの回収

Npの回収について,両機関から報告があった。 BNFLの先進湿式再処理技術開発におけるNp回収 の方策について,一般的に知られているNpの化学 的性質及びTHORP (英国の軽水炉燃料再処理工 場:Thermal Oxide Reprocessing Plant)等におけ る知見を背景とした考え方及び今後の技術開発計 画が報告された。上記XHAとして,現在はアセト ヒドロキサム酸及びホルムヒドロキサム酸を中心 に検討しているが,その他の試薬についても視野 に入れて研究を進めている。またNpの挙動に関す る基礎化学的知見(XHAとの相互作用を含む)を 深め,先進フローシート開発への適用を目指した 研究を進めており,具体的にはNOX(窒素酸化物) やDBP(PUREXで使用する抽出剤リン酸トリプチ ルの劣化生成物のひとつ:Di Butyl Phosphate)の 影響,Npと他のカチオンとの相互作用,各原子価 のNpとXHAとの反応などに関する研究に着手し ている。

JNCからは、6価Puによる亜硝酸分解反応を利 用したNp回収試験(CPF連続ホット試験)の結 果を中心に、U、Np、Pu共回収技術開発の現状及 び今後の技術開発計画について紹介した。UNp、 Puの共回収での洗浄、ウラン装荷率等についての 質問が行われた。両報告と議論をとおして、Npの 回収に係る基本的な知見及び回収原理のベース は、両機関とも共通する認識を有しているとの印 象を受けた。

(2) 遠心抽出系における化学フローシート開発

東海事業所のリサイクル機器試験設備(RETF) 型遠心抽出器開発及びCPF用小型遠心抽出試験装 置の開発概要を紹介した。BNFLにおいても,サ イズの異なる遠心抽出器を試験装置とした基礎研 究を行っており,本報告に対しても,抽出器の詳 細寸法,動力学的な解析コード,耐久性試験時の ペアリング不具合,一段故障時の対応,抽出器の 計装設備,抽出器のサンプリング設備等,活発な 質問があり,強い関心が寄せられた。

一方BNFLからは、遠心抽出器を用いた抽出反応機構について、BNFLで開発中のプロセスシミュレーション計算コード「SPEEDUP」による計算結果と小型抽出試験器(1 cm : 20~40cc/min)を用いた実験結果との基礎的な比較評価による検討結果が紹介された。コールド試験、RI(放射性同位元素:ここではNp)試験を実施し、流量、回転数、DBP量等による物質移動率の変化を評価し、同コードの改良を実施している。今後は、ヒドロキサム酸の影響評価、Pu試験、Tc、Zrの評価、2cm装置での試験等を実施してい

く予定である。なおBNFLでの遠心抽出器の開発 については、まずはプロセス開発を優先しており、 現在のところ特に具体的な適応(例えばTHORPへ の適用)の予定はないとのことであった。

2.3 今後の協力に関する議論

上述の技術情報交換による相互の更なる理解を 背景に、今後本格的にスタートする技術協力の方 向性について改めて議論した。結果として、両機 関の共通課題である遠心抽出系における化学フ ローシート開発及びNp回収技術開発の枠組みを 中心に、定期的な情報交換会議の開催、研究員の 相互派遣、成果レポートの交換及び共同執筆によ る研究成果の公開を実施していくことで合意した。

3.おわりに

JNC/BNFL先進技術協力協定に基づく第1回 技術情報交換会議を開催した。両機関における先 進湿式再処理技術開発に関する情報交換により相 互理解を深めるとともに,今後本格的にスタート する技術協力の方向性について議論・合意できた ことは,第1回会議として満足のいく成果であっ た。

次回(第2回)の情報交換会議は,2003年6月 頃,日本で開催する予定である。

157



仏国原子力庁(CEA)との湿式分離 技術に関する第11回情報交換会議

駒 義和 東海事業所 環境保全・研究開発センター 先進リサイクル研究開発部

1.はじめに

1991年6月に調印されたPNC/CEA(フランス) 原子力庁)間の協力協定(2001年6月に改訂)に 基づき,過去10回にわたり長半減期放射性核種の 分離研究に関する専門家会議が開催され,有益な 成果をあげてきた。今回,第11回目となる専門家 会議を2002年6月13日及び14日に仏国CEAのVal-Rho (Marcoule) にて開催した。表1に会議プロ

グラムを示す。

本会議では,主に長半減期のアクチニド核種の 湿式及び乾式分離技術の研究開発に関する情報交 換を行った。

2. 会議の概要

本会議では,(1)研究開発の状況,(2)湿式法 による3価アクチニド(An())とランタニド

表1	会議プ	ログラ	4

2002年6月13日	2002年 6 月13日 (木) CEA ValRho (Marcoule), ATALANTE Cézanne会議室							
セッション1	: 分離技術に関する研究計画の概要							
1.1.	CEAの分離変換計画の概要	CEA/D .Warin						
12.	CEAの長半減期放射性核種の分離に関する研究開発の概要	CEA/Ch .Rostaing						
13.	JNCにおける湿式分離プロセス開発の概要	サイクル機構 / 青嶋	厚					
14.	PARTNEW:マイナーアクチニド分離に関するヨーロッパの研究計画	CEA/C Madic						
セッション 2	: 湿式プロセスに関する基礎研究と研究開発							
2.1.	SETFICS プロセスの開発	サイクル機構 / 駒	義和					
22.	BTPによるAm()及びLn()抽出と錯形成の熱力学	CEA/M .C .Charbonne	əl					
23.	SETFICS プロセスのクロマトグラフィーへの応用	サイクル機構 / 駒	義和					
24.	ADPTZによるLn()とAm()の錯形成に関する熱力学的研究	CEA/M .Miguirditchia	n					
25.	アクチニド()とランタニド()錯体の量子化学研究	CEA/D .Guillaumont						
26.	SANEX BTP:ホット試験	CEA/C .Hill						
2.7.	Am/Cm分離のための陽イオン交換体	サイクル機構 / 野村	和則					
28.	照射MOXの溶解液からのU晶析	サイクル機構 / 野村	和則					
2002年6月14日	日(金)CEA ValRho(Marcoule), ATALANTE Cézanne会議室							
セッション3	:乾式プロセスに関する基礎研究と研究開発							
3.1.	JNCにおける乾式プロセス開発の概要	サイクル機構 / 駒	義和					
32.	溶融塩中のLnの分光スペシエーション	CEA/S Bourg						
33.	溶融塩中における液体カドミウム陰極を用いた電解によるAn/Ln分離	CEA/A Laplace						
34.	溶融フッ化物からのAnの還元抽出	CEA/O .Conocar						

^{*1} octyl (phenyl) N, N diisobutylcarbamoylmethyl phosphine oxide

^{*2 2,6} bis (5,6 di iso propyl 1,2,4 triazin 3 yl) pyridine *3 ジエチレントリアミン五酢酸 *4 (2 ヒドロキシエチル)エチレンジアミン三酢酸

(Ln) 元素の分離, Uの晶析分離, (3) 乾式法に よるU・Pu回収, An()とLn元素の分離に関 する最近の成果を相互に報告した。以下に双方の 発表概要をまとめる。

2.1 湿式分離技術

高レベル廃液からマイナーアクチニド(MA: 主にAmとCm)を分離・回収するため,サイクル 機構,CEAとも溶媒抽出による方法を開発してい る。サイクル機構側からは有機リン系抽出剤であ るCMPO^{*1}を用いたSETFICS法の研究成果が, CEA側からは窒素系抽出剤であるiPr BTP^{*2}を用 いたSANEX法に関する研究成果等がそれぞれ報 告された。

CEAはAn()/Lnの相互分離技術として,新 抽出剤であるiPr BTPを用いるSANEX法とDIA-MEX法を改良した手法を並行して検討している。 SANEX法については,抽出機構を主に熱力学的に 解析する研究を精力的に行っている。また,ホッ ト試験による分離性能の確認,抽出剤の劣化や相 互分離係数の向上の観点から分子構造の最適化を 進めている。

サイクル機構側からは CMPO抽出剤とDTPA*3 を用いたAr()/Lnの相互分離法であるSETFICS 法について報告した。向流多段抽出における希土 類元素の相互分離挙動,HEDTA*4の適用性,抽出 クロマトグラフィーへの応用について紹介した。

その他の技術として,サイクル機構から陽イオン交換クロマトグラフィーによるAn()/Ln分

離,PUREXプロセスの前処理としての晶析法に関 する最近の成果を示した。

2.2 乾式分離技術

サイクル機構は酸化物燃料の再処理法に関する 試験設備の整備状況,並びに電解析出における共 存イオンの影響,溶融塩の再生技術に関する報告 を行った。CEAは塩化物及びフッ化物溶融塩系で のAn()/Lnの相互分離に係わる成果として, 溶融塩中の元素の分光分析,An()の選択的な 還元技術等について報告した。

3.おわりに

分離技術の研究開発についてCEAはEUの中で 主導的な役割を担っている。彼らの最新の技術情 報は我々のプロセス開発においても参考となるこ とが多く,また,サイクル機構の研究員の意欲を かき立てる良い刺激となっている。

CEAは2005年に大方の試験を終了するよう予定を組んでおり,これまで並行して進めていた研究テーマにも優先順位を付けているなど,プロジェクトの取りまとめを本格的に行っている様子がうかがえた。

会議を終えるに当たって,今後も技術情報の交換,相互の研究者派遣,共同での研究成果の公開 を推進していくことで合意した。

次回は,2003年6月に日本において開催する予 定である。



1.はじめに

大学等との研究協力制度にかかわる 2002年度研究成果報告会

:(||·····(||·····(||·····(||·····(||·····

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・基盤的研究にかか 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,本制度にかか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3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。(平成14 年6月26日:大洗工学センター,2002年7月1日 及び2002年7月8日:東海事業所)

亀田昭二 本社技術展開部

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、アイディア等を研究協力課題として募集する。協力形態としては、共同研究の形態又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〕

22 核燃料サイクル公募型研究推進制度

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。

23 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

会議報告

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 題等が多かったため研究分野ごとに3回に分けて 開催した。

3.1 報告会概要

本制度に関係している大学等の研究者及びサイ クル機構の研究者を合わせて延べ約150名の参加 者があり,先生方をはじめ参加者同士の忌憚のな い意見交換の場になった。報告された研究協力課 題等を表1~3に示す。

本報告会では,2001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17件(内訳: 高速増殖炉関係;8件,核燃料サイクル関係;6 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11件 (内訳:高速増殖炉関係;2件,核燃料サイクル関 係;5件,地層処分・地層科学関係;4件)及び 博士研究員による研究テーマ2件の研究成果(合 計30件)について概要報告がなされた。表1~3 に従い,その概要を以下に示す。

3.1.1 高速増殖炉関係【表1】

(1) ナトリウムの沸騰伝熱特性に関する研究

高速炉の受動的安全特性を強化するための研究 の一環として,冷却材であるナトリウムの伝熱特 性が大きく変化する沸騰及び沸騰遷移現象に至る までの熱伝達特性を系統的に求め,データベース を確立するとともに膜沸騰への遷移機構の解明を 行った。

= 1	十尚笠しの研究協力制度にわかれて2002年度研究式用起生み	「古法悌姑始朋友」
ৰহে ।	人子守とり切九曲ノ則反にかかりる2002年反切九戍未牧百云	【同还垣俎》(川於】

No.	研究協力テーマ 研究 研究協力課題 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> 液体金属二相流の熱流動特性に関する基礎研究() ナトリウムの沸騰伝熱特性に関する研究	共同研究	大洗工学センター 技開部 流体 Gr	京都大学エネルギー科学研究科 エネルギー応用科学専攻 教授 塩津 正博					
2	<先行>複雑形状流路に対する可視化画像を用いた熱流動特性計測に関する研究 屈折率の調整による可視化計測手法の適用	共同研究	大洗工学センター 技開部 開発Gr	筑波大学 機能工学系 教授 松井 剛一					
3	<先行> 配管系サーマルストライピングの乱流特性に関する基礎研究 (1)配管合流領域における複雑乱流場の流動特性に関する研 究	共同研究	大洗工学センター 技開部 流体 Gr	広島大学 工学部第一類 助手 檜原 秀樹 (注1)					
4	<先行> 配管系サーマルストライピングの乱流特性に関する基礎研究 (2)配管合流領域における乱流混合メカニズムの基礎研究	共同研究	大洗工学センター 技開部 流体 Gr	東北大学工学研究科 量子エネルギー工学専攻 教授 戸田 三朗					
5	<先行> 形状記憶合金を利用した炉心変形模擬試験法の研究 形状記憶合金の機械的特性モデル化	共同研究	大洗工学センター 技開部 構造Gr	法政大学工学部機械工学科 教授 直井 久					
6	<先行>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 相変化を伴う多成分多相流のモデル化手法の開発	共同研究	大洗工学センター 技開部 リスク Gr	九州大学工学研究院 附属環境システム科学研究センター 教授 福田 研二					
7	<先行> 中性子照射したオーステナイト鋼の基礎物性に関する研究 合金元素のスエリング挙動に及ぼす影響	共同研究	大洗工学センター 照射センター 燃材部 MMS	東北大学 金属材料研究所 教授 松井 秀樹					
8	<先行> 不活性母材用セラミック材料の照射効果に関する研究 核変換ガス原子の効果に関する研究	共同研究	大洗工学センター システム部 核燃料Gr 燃材部 MMS	東北大学金属材料研究所 附属材料試験利用施設 教授 四竈 樹男					
9	<公募> 電磁超音波による非接触型流体速度・温度計測の高度化	共同研究	敦賀本部 国際センター ISIシステム Gr 【協力箇所】 大洗工学センター 技開部 機器研 Gr	大阪大学 工学研究科 電子情報エネルギー工学専攻 教授 西川 雅弘					
10	< 公募 > 高速増殖炉の照射環境計測のための温度履歴記憶 素子の開発研究	共同研究	大洗工学センター 照射センター 照射課	東北大学工学研究科 教授 阿部 勝憲					
11	<博士> レーザー法による微量希ガス検出技術の「常陽」への適用	博 - 士 - 研 究 員	大洗工学センター照射セ ンター実験炉部 技術課	原野 英樹 博士研究員(注2)					
(注1) (注2)	現在:愛媛大学工学部機械工学科助教授(<先行>.	先行基礎工 博士研究員	[学研究協力制度 < 公募 >核	怒料サイクル公募型研究推進制度					

(注2)現住:サイクル懱愽の開発励力員

(< 傳工 > … 傳工 丗 九貝 利 凒

(2) 屈折率の調整による可視化計測手法の適用

高燃焼度を達成できる高性能燃料集合体を開発 する上で重要な燃料ピンバンドルや集合体ダクト の変形あるいは異物による部分閉塞による熱流動 特性の計測に関する基礎的な特性を評価した。

(3) 配管合流領域における複雑乱流場の流動特性 に関する研究

高温と低温のナトリウムが混合する領域におい て機器や配管に高サイクルの熱疲労が生じる現象 (サ-マルストライピング)の流動上の特徴を解明 するため,主管と枝管とが結合する配管系合流部 において空気及び水を作動流体として実験的に確 認し,等温場での流体の乱流混合メカニズムに影響 を与える主要因子を摘出するとともに,それらの一 般化を通じてプラント設計の合理化検討を行った。 (4)配管合流領域における乱流混合メカニズムの

基礎研究

異なる温度を持つ流体が混合する領域において 流体の不安定混合に伴う非定常の温度変動(サー マルストライピング)による配管系での熱疲労挙 動に関する研究解明を行うため,エルボを含む配 管系合流部において主に実験により非等温場での サーマルストライピング現象に対する主要因子を 摘出するとともに,それらを一般化することで新 型炉等のプラント設計の合理化検討を行った。 (5)形状記憶合金の機械的特性モデル化

高速炉炉心の安全性,経済性を追求するための 炉心変形挙動の解析評価手法開発において,炉外 における検証試験として,形状記憶合金を利用し た炉心の変形挙動の模擬試験を実現するために必 要となる形状記憶合金の熱的,機械的挙動の把握 及びそのモデル化の検討を行った。

(6)相変化を伴う多成分多相流のモデル化手法の 開発

原子炉の炉心崩壊事故時に炉心内で生ずる多 相・多成分の流動・伝熱・相変化の複合現象に対 する数値計算手法の高度化を図るため,損傷炉心 の熱流動現象を支配するミクロな挙動に着目した 機構論的モデルの提案・開発を行い,炉心損傷事 故の安全解析コードにおける多成分多相流による 熱流動現象の数値シミュレーション技術の高度化 を図った。

(7) 合金元素のスエリング挙動に及ぼす影響

オーステナイト鋼被覆管のスエリング挙動に及 ぼす影響を把握するため、供試材として用いる「常 陽」照射材のオーステナイトモデル合金(Ni,Cr 量を系統的に変化させたもの)及び純金属に関し, 透過型電子顕微鏡(TEM)観察による組織の定量 的計測を実施し,臨界バブル径,照射下拡散係数, 自由点欠陥生成率,表面効果などの合金元素に対 する依存性を把握した。

(8) 核変換ガス原子の効果に関する研究

プルトニウムやマイナーアクチニド(MA)の 消滅処理のための不活性母材としては,熱伝導性 に優れ,耐熱性やNaとの両立性が良好なAINセラ ミックスが有望であるため,AINに着目してその 照射効果の評価を行った。

(9) 電磁超音波による非接触型流体速度・温度計 測の高度化

配管外から流体の速度や温度を測定するため, 電磁超音波の発生/検出による中間媒体を必要と しない非接触型の計測システムを開発した。

(10) 高速増殖炉の照射環境計測のための温度履 歴記憶素子の開発研究

炉内構造材料の中性子照射下でのミクロ組織の 照射欠陥の挙動は照射温度に依存している。照射 後に素子の寸法変化を解析することにより該当部 材の照射中の温度履歴に関する情報を得るため, 原子炉内の照射環境下で使用可能な温度履歴記憶 素子の開発を行った。

(11) レーザー法による微量希ガス検出技術の「常 陽」への適用

プラントの安全性,信頼性向上を図る上で重要 な高速炉の微量希ガス検出による破損燃料検出 (FFD)及び破損燃料位置同定(FFDL)技術の高 度化を図るため,超高感度微量元素分析手法であ るレーザー共鳴イオン化質量分析(RIMS)法を高 速実験炉「常陽」に導入し,実機におけるRIMS 法のFFD/FFDLシステムとしての性能実証を行っ た。

3.1.2 核燃料サイクル関係【表2】

(1) 白色光レーザーによる粒子のリアルタイム3次元計測と評価

経済性向上に加え,環境負荷低減及び核不拡散 性向上の観点より注目されているスフィアパック 燃料(振動充てん燃料)の燃料粒子形状管理の高 度化を図るため,特に粒子径の小さな粒子(サブ mm領域)を対象として,レーザーを用いた真球 度測定手法の技術開発を実施した。

会議報告

(2) 超臨界水による難分解性廃棄物処理に関す る研究

フッ素系潤滑油等のハロゲン化炭化水素類を含 む廃油の処理技術として高温高圧の水を用いて有 機物を分解する超臨界水処理法の適用性の評価を 行うとともに,フッ素系潤滑油以外の難分解性有 機廃棄物への適用性評価を行った。

(3) 光核反応における中性子計測法の開発

将来的に重要なMA等の中性子放出数データを 測定するため,安定原子核を対象に 線(又は電 子線)により原子核を励起し,励起状態から放出 される中性子の測定方法の開発を行った。

(4) ランタニド・アクチニド化合物における電子 状態の第一原理計算

既存の再処理工程の高度化・最適化や将来の再 処理技術の確立のため,ランタニド・アクチニド 化合物の物性計算にむけて,スピン分極の効果を 取り入れた,より正確な相対論DVX 法計算プ ログラムを新たに開発し,理論計算に基づく解析 手法を確立した。 (5) 乾式分離プロセスの研究

使用済み核燃料の再処理技術として適用可能な 新たな乾式分離法を開発するため,乾式再処理法 のうち溶融塩電解法及び液体金属法を取り上げ, 実験的及び理論的検討を行い,ANL法,RIAR法 等での欠点を克服できる経済的に優れたプロセス を構築した。

(6) 先進的再処理プロセスに整合する溶媒抽出分 離プロセスの検討

経済性の革新的向上と廃棄物発生量の大幅低減 を実現するため,さまざまな変動の及ぼす影響を プロセス試験及び理論・計算解析により把握し, より経済性の向上と廃棄物発生量の低減を実現す るプロセスの検討を行った。

(7)超臨界流体を利用する金属酸化物の溶解抽出 法の研究

核燃料再処理や放射性廃棄物の除染への将来に おける適用を想定し、トリプチルリン酸の硝酸錯 体を超臨界二酸化炭素に溶解して用い、ランタニ ド酸化物と他の金属酸化物の混合物からランタニ

No.	研究協力テーマ 研究 研究協力課題 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> パイパック燃料の粒子評価方法に関する基礎研究 白色光レーザーによる粒子のリアルタイム3次元計測と評価	共同研究	東海事業所 環境センター 先進リサイクル部 プル開 Gr	茨城大学工学部 メディア通信工学科 教授 藤井 寛一
2	<先行> 難分解性廃棄物の超臨界水酸化分解に関する基礎研究 超臨界水による難分解性廃棄物処理に関する研究	共同研究	東海事業所 環境センター 環境保全部 技術開発Gr	東北大学工学研究科 化学工学専攻 教授 新井 邦夫
3	<先行> 加速器を利用した核特性に関する研究 光核反応における中性子計測法の開発	共同研究	東海事業所 環境センター 先進リサイクル部 解析評価Gr	東北大学理学研究科 附属原子核理学研究施設 教授 笠木治郎太
4	<先行> 先進的再処理技術開発における量子化学的研究 ランタニド・アクチニド化合物における電子状態の第一原理 計算	共同研究	東海事業所 環境センター 先進リサイクル部 再処理Gr	京都大学工学研究科 材料工学専攻 教授 足立 裕彦
5	<先行> 統括型乾式再処理プロセス研究 乾式分離プロセスの研究	共同研究	東海事業所 環境センター 先進リサイクル部 乾式Gr	京都大学エネルギー科学研究科 エネルギー応用科学専攻 教授 岩瀬 正則
6	<先行> 先進的再処理プロセスの安定性に関する研究 先進的再処理プロセスに整合する溶媒抽出分離プロセスの検討	共同研究	東海事業所 環境センター 先進リサイクル部再処理 Gr	名古屋大学工学研究科 原子核工学専攻 教授 山本 一良
7	<公募> 超臨界流体を利用する金属酸化物の溶解抽出法の研究	共同研究	東海事業所 環境センター 先進リサイクル部再処理 Gr	名古屋大学 環境量子リサイクル研究センター 教授 榎田 洋一
8	< 公募 > 計算化学の援用による高度分離材料の創製 - 高レベル放射性廃棄物の高度処理を目指して -	共同研究	東海事業所 環境センター 先進リサイクル部再処理Gr	九州大学工学研究院 教授 後藤 雅宏
9	<公募> TRU廃棄物からのアクチナイド分離回収法の開発	共同研究	東海事業所 環境センター 先進リサイクル部再処理Gr	東北大学金属材料研究所 教授 塩川 佳伸
10	< 公募>乾式再処理工程溶媒中での放射性核種の化学状態 分析に関わる研究	共同研究	東海事業所 環境センター 先進リサイクル部乾式Gr	京都大学原子炉実験所 教授 山名 元
11	< 公募> 酸素プラズマによる塩廃棄物の直接ガラス固化	共同研究	東海事業所 環境保全部 技術開発Gr	東京工業大学理工学研究科 教授 鈴木 正昭

表2 大学等との研究協力制度にかかわる2002年度研究成果報告会 【核燃料サイクル関係】

(< 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)

ドだけを選択的に,また,二次廃棄物発生量を最 小化し,かつ,大きな処理速度で回収することが 可能であることを示した。

(8)計算化学の援用による高度分離材料の創製

- 高レベル放射性廃棄物の高度処理を目指して -

計算化学の手法を駆使した新しい分離材料(抽 出剤及び吸着剤)の創製を,抽出法並びに吸着法 といった核燃料リサイクルで中核をなす分離操作 を例として実証した。

(9) TRU 廃棄物からのアクチナイド分離回収法の 開発

高レベル廃棄物に準じる扱いとされている TRU 廃棄物の処理法として,水溶液の電位窓外部 領域でアクチナイドや希土類元素などを水銀陰極 にアマルガムとして析出させ,分離回収する電気 化学的方法を開発した。

(10) 乾式再処理工程溶媒中での放射性核種の化 学状態分析に関わる研究

アクチニド元素及び一部の重要なFP元素に関 して,溶融塩及び液体金属中におけるそれらの溶 存状態(原子価状態や溶媒との相互作用の状態: 化学的状態)を適切な分析手法を用いて分析し, 乾式再処理のための定量的な基礎データベースと

して構築した。

(11)酸素プラズマによる塩廃棄物の直接ガラス 固化

乾式再処理法により発生する高レベル廃棄物 を,酸素プラズマを用いて直接溶融・固化する方 法の実用化する上での問題点を抽出し,同問題点 を解決するために,実験室規模の小型溶融炉を作 製し、ガラス固化体の特性を調べるとともに、ス ケールアップに必要なデータベースの作製を行っ た。

3.1.3 地層処分·地層科学関係【表3】

(1) 固体 - 水相互作用の下での金属含水酸化物の 沈殿・結晶化の速度機構

放射性廃棄物の地層処分における放射性核種の 溶出に関し,いくつかの金属イオンの沈殿及び結 晶化速度を,溶液条件と温度を変えて検討して, 非晶質含水酸化物の安定性とその結晶性の酸化物 への変化速度に関する系統的理解を行った。

(2) 地下空洞変位計測用デジタル写真測量技術の 開発

地層処分において,建設された地下空間等を維 持・管理する際の変位・変形を高精度に計測する

No. 研究協力示으マ 研究協力課題 テママ 研究 協力形態 研究協力 研究協力 協力形態 研究協力 研究協力 研究協力 協力形態 研究協力 研究協力 構構側実施箇所 研究協力者 研究協力 研究協力構問 研究協力者 1					
1<公募>固体 · 水相互作用の下での金属含水酸化物の沈殿 · 結晶化の速度機構共同研究東海事業所 環境センタ - 処分研究部処分バリアG東北大学工学研究科 量子ネルギー工学専攻 助教授 析山 修2<	No.	研究協力テーマ 研究 研究協力課題 テーマ	研 究 協力形態	機構側実施箇所 研 究 協 力 者	研究協力機関 研 究 協 力 者
2 <	1	< 公募 > 固体 - 水相互作用の下での金属含水酸化物の沈殿・ 結晶化の速度機構	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	東北大学工学研究科 量子エネルギー工学専攻 助教授 杤山 修
3	2	<公募> 地下空洞変位計測用デジタル写真測量技術の開発	共同研究	東濃地科学センター 長期予測研究 Gr	京都大学工学研究科 土木システム工学専攻 教授 大西 有三
4<公募> 亀裂性岩盤の不飽和領域における水の流動とそれに伴う微生 物パイオフィルムの形成及び物質の移動に関する研究共同研究 中 第東濃地科学センター 長期予測研究Gr広島大学生物生産学部 助教授 長沼 毅5< < 人工・天然パリアにおける核種拡散過程に関する研究博 中 究 員東海事業所 環境センター 処分研究部放射化学Gr鈴木 約覚 博士研究員(注)6 </td <td>3</td> <td>< 公募 > 沿岸部帯水層内の古海水の地球化学的分析とその挙動に関す る調査研究</td> <td>共同研究</td> <td>東海事業所 環境センター 処分研究部システム解析Gr 【協力箇所】 東濃地科学センター 環境特性研究Gr</td> <td>九州大学工学研究院 附属環境システム科学研究セン ター 教授 神野 健二</td>	3	< 公募 > 沿岸部帯水層内の古海水の地球化学的分析とその挙動に関す る調査研究	共同研究	東海事業所 環境センター 処分研究部システム解析Gr 【協力箇所】 東濃地科学センター 環境特性研究Gr	九州大学工学研究院 附属環境システム科学研究セン ター 教授 神野 健二
5 <	4	< 公募 > 亀裂性岩盤の不飽和領域における水の流動とそれに伴う微生 物バイオフィルムの形成及び物質の移動に関する研究	共同研究	東濃地科学センター 長期予測研究Gr	広島大学生物生産学部 助教授 長沼 毅
<td>5</td> <td><博士> 人工・天然バリアにおける核種拡散過程に関する研究</td> <td>博 士 研 究 員</td> <td>東海事業所 環境センター 処分研究部放射化学Gr</td> <td>鈴木 覚博士研究員(注)</td>	5	<博士> 人工・天然バリアにおける核種拡散過程に関する研究	博 士 研 究 員	東海事業所 環境センター 処分研究部放射化学Gr	鈴木 覚博士研究員(注)
7 <先行>緩衝材特性評価モデルの高度化に関する基礎研究 共同研究 東海事業所 環境センター 東京工業大学理工学研究科 (1)分子動力学法による緩衝材のミクロ挙動解析 大行>緩衝材特性評価モデルの高度化に関する基礎研究 東海事業所 環境センター 教授 河村 雄行 8 (1) <td>6</td> <td><先行>単一割れ目中の水理・物質移行に関する研究 岩盤不連続面の力学・透水メカニズムの実験的・解析的研究</td> <td>共同研究</td> <td>東海事業所 環境センター 処分研究部システム解析Gr</td> <td>九州大学工学研究院 教授 江崎 哲郎</td>	6	<先行>単一割れ目中の水理・物質移行に関する研究 岩盤不連続面の力学・透水メカニズムの実験的・解析的研究	共同研究	東海事業所 環境センター 処分研究部システム解析Gr	九州大学工学研究院 教授 江崎 哲郎
(1) がす動力手法による認識面積のシンロ手動解析	7	<先行>緩衝材特性評価モデルの高度化に関する基礎研究	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 放射化学Gr	東京工業大学理工学研究科 地球惑星科学専攻 教授 河村 雄行
(2)均質化法による緩衝材のミクロ・マクロ解析 加利化学 Gr 助教授 市川 康明	8	<先行>緩衝材特性評価モデルの高度化に関する基礎研究	共同研究	東海事業所 環境センター 処分研究部処分パリアGr	名古屋大学環境学研究科 都市環境学専攻
		(2)均質化法による緩衝材のミクロ・マクロ解析		放射化字 Gr	助教授 巾川 康明

表3 大学等との研究協力制度に係わる2002年度研究成果報告会 【地層処分・地層科学関係】

(注)現在:産業技術総合研究所 深部地質環境研究センターの博士研究員

(<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)

技術システムとしてデジタル写真測量技術を用い た簡便なモニタリングシステムの開発を行った。 (3)沿岸部帯水層内の古海水の地球化学的分析と

その挙動に関する調査研究

高レベル放射性廃棄物の地層処分の一つとして の塩水環境下にある地層中へ処分する上で必要に なる,塩水化に伴う多成分化学種の地球化学的変 動特性及びその輸送特性の2面から総合的な環境 評価を行うとともに,塩水環境下にある地層中に 放射性廃棄物処分場が検討される際の,移流速度 よりも拡散が卓越する場における遮蔽機能につい て検討を行った。

(4) 亀裂性岩盤の不飽和領域における水の流動と それに伴う微生物バイオフィルムの形成及び物 質の移動に関する研究

亀裂性岩盤の不飽和領域における地下水移動の 予測に向けての高精度計測と岩盤亀裂内の微生物 相の観察に関し,水分移動特性,バイオフィルム の形成,物質移動(沈殿・溶解)特性等に関する 知見を得た。

(5)人工・天然パリアにおける核種拡散過程に関 する研究

高レベル放射性廃棄物の地層処分において,圧 縮ベントナイト中の実効拡散係数のイオン強度依 存性と温度依存性を取得し,そのメカニズムを解 明するとともに,実効拡散係数とベントナイトの 微細構造及び間隙水の構造・物性の関係について 検討した。

(6) 岩盤不連続面の力学・透水メカニズムの実験 的・解析的研究

高レベル放射性廃棄物を亀裂性媒体に処分する 場合に, せん断応力下における透水試験の実施, 亀裂開口幅の測定手法の確立,及び岩盤不連続面の力学的モデルと亀裂内流れを対象とした水理学的モデルを連成した解析を実施することにより, せん断亀裂内のチャンネリングに関するデータを取得し,天然バリアの性能評価を行った。

(7)分子動力学法による緩衝材のミクロ挙動解析 高レベル放射性廃棄物の地層処分における人工 バリアのひとつである緩衝材に対し,緩衝材中の

ハリアのひとうである綾園材に対し, 綾園材中の 水や物質の動きを評価するモデルを検討し, 分子 動力学法を用いて緩衝材性能に対する理論的裏付 けを与えるとともに, 環境条件の変化に伴う緩衝 材性能の変化や長期の時間にわたる緩衝材挙動を 予測した。

(8) 均質化法による緩衝材のミクロ・マクロ解析

高レベル放射性廃棄物の地層処分における人工 パリアのひとつである緩衝材に対し,緩衝材中の 水や物質の動きを評価するモデルを検討し,均質 化法を用いて緩衝材性能に対する理論的裏付けを 与えるとともに,環境条件の変化に伴う緩衝材性 能の変化や長期の時間にわたる緩衝材挙動を予測 した。

報告会のまとめとして,研究成果を更に有意義 なものとするためには,大学側の研究者には,サ イクル機構が直面している課題を十分に理解して 頂くとともに,サイクル機構側の研究者には,大 学側の研究者から積極的に基礎知識,解析手法等 を修得することが必要である。

また,これまでは基礎的研究としての新しい知 見,成果は得られているが,個々の基礎的な研究 成果を今後,どのように実用化研究に有機的に結 びつけていくかという課題は残されている。



参加者風景



報告会風景

更に,報告会では多領域にわたる報告がされて 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。

おわりに

本年度は,先行基礎工学研究協力制度,博士研 究員制度による研究成果に加え,核燃料サイクル 公募型研究推進制度に関する研究成果の報告を研 究分野ごとに3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るとともに,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,今回の報告会にかかわる研究成果で既に 発行した報告書を以下に示しますのでご利用下さい。

- ① JNC TN 1400 2002 05 先行基礎工学研究に 関する平成13年度研究概要報告
- JNC TN 1400 2002 06 核燃料サイクル公募
 型研究に関する平成13年度研究概要報告
- ③ JNC TN 1400 2002 07 博士研究員による平 成13年度研究概要報告
- ④ 表1のNo.1関係
 - JNC TY 9400 2002 004 液体金属二相流の
 熱流動特性に関する基礎研究() ナトリ
 ウムの沸騰伝熱特性 -
- ⑤ 表1のNo.2関係
- i) JNC TY 9400 2001 019 複雑形状流路に対す る可視化画像を用いた熱流動特性計測に関する 研究(平成12年度共同研究報告書)
- ii) JNC TY 9400 2002 003 複雑形状流路に対す
 る可視化画像を用いた熱流動特性計測に関する
 研究(平成13年度共同研究報告書)
- ⑥ 表1のNo.3関係
 - JNC TY 9400 2002 001 配管合流領域にお
 ける複雑乱流場の流動特性に関する研究
- ⑦ 表1のNo.4関係
- JNC TY 9400 2002 002 配管系サーマルス
 トライピングの乱流特性に関する基礎研究
- ⑧ 表1のNo.5関係

- JNC TY 9400 2002 012 形状記憶合金の機
 械的特性モデル化
- ③ 表1のNo.6関係
- i) JNC TN 9400 2001 041 画像処理を用いた拡 散律速型蒸発 / 凝縮モデルの検証
- ii) JNC TN 9400 2001 127 溶融炉心物質の多相 流挙動に関する研究(博士研究員研究詳細報告 書) Fundamental Research of Multiphase Flows in Disrupted Cores
- iii)JNC TW 9401 2001 055 Advanced Modeling of Multicomponent Vaporization/Condensation Phenomena for a Reactor Safety Analysis Code SIMMER 3
- iv) JNC TW 9404 2001 053 非凝縮性ガスを含む 気泡群の凝縮挙動に関する研究
- v) JNC TY 9400 2001 016 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
 相変化を伴う多成分多相流のモデル化手法の
 開発 -
- vi) JNC TY 9400 2002 014 Study on a Numerical Simulation for Thermal Hydraulic Phenomena of Multiphase , Multicomponent Flows - Modeling of Multiphase , Multicomponent Flows with Phase Transition -
- ① 表1のNo.7関係
 - JNC TY 9400 2002 013 中性子照射した
 オーステナイト鋼の基礎物性に関する研究
- 表1のNo.8関係
 - JNC TY 9400 2002 011 不活性母材用セラ
 ミックス材料の照射効果に関する研究 核
 変換ガス原子の効果に関する研究 -
- ② 表1のNo.9関係
 ・ JNC TY 4400 2002 002 電磁超音波による 非接触型流体速度・温度計測の高度化(核燃 料サイクル公募型研究 最終詳細報告書)
- 表1のNo.10関係
- i) JNC TW 9404 2000 071 He イオンビームに よる SiC の表面微細隆起とその照射後焼鈍挙動
- ii) JNC TY 9400 2002 010 高速増殖炉の照射環 境計測のための温度履歴素子の開発研究(共同 研究報告)
- ④ 表1のNo .11関係
- i) JNC TY 9400 2000 019 レーザ共鳴イオン化
 分光を用いた FP ガスモニタリングの基礎研究
 先行基礎工学分野に関する研究報告書 -

- ii) JNC TN 9400 2000 076 レーザ共鳴イオン化 質量分析法 (RIMS)を用いた Na 冷却型高速炉 用破損燃料位置検出システムの開発 -「常陽」 RIMS システムの設計 -
- iii) JNC TN 9400 2002 003 レーザ法による微量
 希ガス検出技術の「常陽」への適用
- 15 表2のNo.1関係
- i) JNC TW 8405 99 014 レーザー回折による 小粒子充てん物の評価
- ii) JNC TW 8405 2000 033 白色光レーザーに
 よるアラゴ点の構造解析
- iii) JNC TW 8405 2000 034 白色光レーザーに
 よる色分解 3 次元形状判定
- iv) JNC TY 8400 2002 008 白色光レーザーによ る粒子のリアルタイム 3 次元計測と評価
- 16 表2のNo.2関係
 - ・ JNC TY 8400 2002 012 超臨界水による難 分解性廃棄物処理に関する研究
- ⑦ 表2のNo.3関係
- i) JNC TW 8406 2002 005 Development of Neutron Multiplicity Measurement Method in (, xn) Reactions
- ii) JNC TW 8400 2002 002 光核反応における
 中性子計測法の開発
- 18 表2のNo.4関係
 - JNC TY 8400 2002 009 ランタニド・アク
 チニド化合物における電子状態の第一原理計算
- 19 表2のNo.5関係
 - JNC TY **8400 2002 007** Study on Advanced Pyrochemical Separation Process
- ② 表2のNo.6関係
 - JNC TY 8400 2002 003 先進的再処理プロ セスの安定性に関する研究 - 先進的再処理 プロセスに整合する溶媒抽出分離プロセスの 検討 - (先行基礎工学研究に関する共同研究 報告書)
- ② 表2のNo.7関係
- i) JNC TY 8400 2002 004 超臨界流体を利用す る金属酸化物の溶解抽出法の研究
- ii) JNC TW 8404 2000 043 超臨界二酸化炭素
 抽出法における混合された金属酸化物からのランタニドの選択的回収
- ② 表2のNo.8関係
 - ・ JNC TY 8400 2002 010 計算化学の援用に

よる高度分離材料の創製 - 高レベル放射性 廃棄物の高度処理を目指して -

- ② 表2のNo.9関係
 - JNC TY 8400 2002 005 TRU 廃棄物からの
 アクチナイド分離回収法の開発
- ② 表2のNo .10関係
 - JNC TY 8400 2002 013 乾式再処理工程溶 媒中での放射性核種の化学状態分析に関わる 研究
- ② 表2のNo .11関係
 - JNC TY 8400 2002 016 酸素プラズマによる な協業物の直接ガラス固化(核燃料サイク ル公募型研究)
- ③ 表3のNo.1関係
 ・ JNC TY 8400 2002 014 固体 水相互作用
 の下での金属含水酸化物の沈澱・結晶化の速度機構
- ② 表3のNo.2関係
 - JNC TY 7400 2002 001 地下空洞変位計測
 用デジタル写真測量技術の開発
- ※ 表3のNo.3関係
 ・ JNC TY 8400 2002 011 沿岸部帯水層内の
 古海水の地球化学的分析とその挙動に関する
- ② 表3のNo.4関係

調査研究

- JNC TY 7400 2002 002 亀裂性岩盤の不飽
 和領域における水の流動とそれに伴う微生物
 バイオフィルムの形成及び物質の移動に関する研究
- ③ 表3のNo.5関係
- i) JNC TN **8400 2000 020** ペントナイト間隙水 のラマン測定
- ii **)** JNC TN**8200 2001 002** NAGRA JNC QUAL-ITY and Migration Workshop
- iii) JNC TY 8400 2001 003 圧縮ベントナイトの 微細構造のモデル化とMD - HA 結合解析法の 拡散問題への応用 - 先行基礎工学研究に関連 した共同研究の研究開発状況 -
- iv) JNC TN 8400 2001 005 分子動力学法による Na型スメクタイトの層間水の振動スペクトル の研究
- v) JNC TN 8410 2001 028 循環型透過拡散試験 システムの製作と透過拡散試験方法の改良
- vi) JNC TN 8400 2002 002 圧縮ペントナイト中 のストロンチウムイオン,ヨウ化物イオン,重

水の実効拡散係数の塩濃度依存性

- vii) JNC TN 8400 2002 006 人工パリアにおける 核種拡散過程に関する研究
- viii) JNC TN 8410 2001 003 圧縮ペントナイトに
 おける重水の実効拡散係数の活性化エネルギー
 透過拡散試験と分子動力学シミュレーションの
 比較
- ix) JNC TY 8400 2002 015 緩衝材特性評価モデ ルの高度化に関する基礎研究 - 分子動力学法 による緩衝材のミクロ挙動解析及び均質化法に よる緩衝材のミクロ・マクロ解析 - (先行基礎 工学研究による共同研究報告書)
- ③ 表3のNo.6関係
- i) JNC TY 8400 2000 004 岩盤不連続面の力 学・透水メカニズムの実験的・解析的研究 -先行基礎工学分野に関する平成11年度報告書 -
- ii) JNC TY 8400 2001 005 岩盤不連続面の力
 学・透水メカニズムの実験的・解析的研究
 先行基礎工学分野に関する平成12年度報告書 -
- iii) JNC TY 8400 2002 006 岩盤不連続面の力
 学・透水メカニズムの実験的・解析的研究 先行基礎工学分野に関する平成13年度報告書 -
- ③ 表3のNo.7及びNo.8関係

- i) JNC TY 8400 2001 003 圧縮ペントナイトの
 微細構造のモデル化とMD HA 結合解析法の
 拡散問題への応用 先行基礎工学研究に関連
 した共同研究の研究開発状況
- ii) JNC TN 8400 2001 005 分子動力学法による
 Na型スメクタイトの層間水の振動スペクトルの研究
- iii) JNC TN 8410 2001 003 圧縮ペントナイトに おける重水の実効拡散係数の活性化エネルギー 透過拡散試験と分子動力学シミュレーションの 比較
- iv) JNC TY 8400 2002 015 緩衝材材料評価モデ ルの高度化に関する基礎研究 - 分子動力学法 による緩衝材のミクロ挙動解析及び均質化法に よる緩衝材のミクロ・マクロ解析 - (先行基礎 工学研究による共同研究報告書)

問合せ先

技術展開部 技術協力課 亀田 TEL 029 - 282 - 1122 (内線41111) FAX 029 - 282 - 7980 E mail daigaku@jnc.go.jp

会議報告



- 新世紀の核燃料サイクルの開発を目指して -分離核変換技術開発に関する 東工大 / サイクル機構共催セミナー

> 小澤 正基 池田 泰久* 大洗工学センター システム技術開発部 *東京工業大学 原子炉工学研究所

1.はじめに

「新世紀の核燃料サイクルの開発を目指して」を 基調テーマとして,東京工業大学原子炉工学研究 所と核燃料サイクル開発機構の共催(日本原子力 学会後援)による初のセミナーを2002年7月4日 (木)午後,東京工業大学大岡山キャンパス百年記 念館において開催した。当日は主催両機関をはじ め,民間研究機関,官庁,マスコミ,特殊法人な どから総勢約100名の参加を頂いた。

セミナーの趣旨は、いわゆる「革新的な核燃料 サイクル概念」と整合をとり、そのなかで環境負 荷の低減や資源の有効利用性の向上を達成するた めに、今後「分離核変換技術」の研究開発を如何 に進めるべきかを討議することであり、主催側か ら当該技術の現状、開発課題及び計画を報告し、 それに対し、幅広い分野及び視点からの意見ある いは提言を得る形式で進めた。表1にセミナープ ログラムを示す。セミナーは二つのセッションか ら構成され、セッション では今後の核燃料サイ クル開発を進める上での理念と方向性が、セッシ ョン では具体的な開発計画や核変換特性に関連 する解析・評価の現状が報告された。

開会に先立ち,東工大・原子炉工学研究所 藤 井靖彦所長より,原子力二法人統合準備会議にお ける相澤学長の資料の紹介があり,ついで話題提 供として原子力賛成/反対の意志決定に対するマ スコミの影響度に関する調査結果が紹介された。

以下に各講演における要点を記す。

2.セッション

- (1) ロックインしない視点から考える核燃料サイ クル
- 生物進化と技術発展の相似性から論を展開した。「ロックイン(中に閉じ込めて外に出さない)」しがちな技術開発の傾向,原子力技術は軽

水炉にロックインされ,FBR開発は「もんじゅ」 にロックインされている。今後,ITER^{*1},高レ ベル処分及び実用化戦略調査研究もロックイン の心配がある。

- ② ロックインを打破するには,異なる価値観での再出発という意味での脱電力が,技術的には異なる用途の開拓,多額の資金を要しない研究開発,競争導入による多様性の確保が必要である。
- ③ 革新的原子力技術として小型高速炉(または 高燃焼度炉)とモジュール型再処理等が望まし い。
- (2)新再処理法開発の視点 核燃料サイクルの整 合性を考える
- 新しい再処理法の開発視点として,自主技術 開発,固有安全性及び社会のニーズ(価値観) の変化の三つを重視すべきである。
- ② 固有安全性では硝酸系よりも塩酸系が優れ る。
- ③ 社会のニーズでは軽水炉使用済み燃料だけで なく,研究炉の使用済み燃料の後始末も忘れて はならない。
- ④ いまこそ資源論に立脚した路線を環境論主導型に転換し,再処理を原子力の「後始末工程」すなわち,解体と清掃工場と再定義すべきである。核のゴミ処理の観点から再処理の有効性を論ずると,多少の経済的コストアップは社会的に受容されるのではないか。プルサーマルの意義もでてくると示唆した。
- (3) 新リサイクル概念 " ORIENT Cycle " の検討
- 現実用化戦略調査研究から少し拡張したアプ ローチ(必要なものを分離するのではなく、サ イクルから邪魔なものを取り除く)から生み出 された新リサイクル概念の検討状況(システム 構成,分離システムの検討,炉心燃料としての

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
後援	日本原子力学会
会期	2002年7月4日(木) 13:30~18:35
会場	東京工業大学百年記念館フェライト記念会議室(東京都目黒区大岡山)
定員	70名程度(先着順)
13:30	開会挨拶 藤井 靖彦(東京工業大学)
13:35	セッション 【 座長:池田泰久(東京工業大学)】
13:35	ロックインしない視点から考える核燃料サイクル 鳥井 弘之(東京工業大学)
14:15	新再処理法開発の視点 - 核燃料サイクルの整合性を考える - 藤井 靖彦(東京工業大学)
14:55	新リサイクル概念"ORIENT Cycle"の検討 船坂 英之(核燃料サイクル開発機構)
15 : 35	休憩
15 : 50	セッション 【座長:小澤正基(核燃料サイクル開発機構)】
15 : 50	サイクル機構での分離核変換研究計画 池上 哲雄(核燃料サイクル開発機構)
16 : 30	MA及びFPの核種変換に適した炉について 加藤 恭義(東京工業大学)
17:10	高速炉におけるLLFP核変換の検討 高木 直行(核燃料サイクル開発機構)
17:50	MAはゴミか宝か 齋藤 正樹(東京工業大学)
18:30	閉会挨拶 柳澤 務 (核燃料サイクル開発機構)

表1 セミナープログラム

成立性の評価など)を報告した。

- ② 実用化戦略調査研究にどのように反映してい くのか、もし体系が低除染になるのであれば、 再処理プロセスは安くなる可能性があるが、燃 料製造等 (メンテナンス,輸送,原子炉におけ るハンドリング)への新たな負荷の評価,高燃 焼度燃料に対する安全性の検討も必要ではない か。分離技術については今できるもの,10年後 にできるものの検討が必要,また軽水炉サイク ルの検討もしてほしい,等の意見があった。
- 3.セッション
- (1) サイクル機構での分離核変換研究計画
- ① サイクル機構の分離核変換技術の研究は第1 段階(現在の技術及びその延長上で可能性が見 通せる目標),第2段階(現時点では工学的成立) 性は十分に見通せないが,科学技術の進歩によ り将来的に工学的成立性を有し得る目標)と段 階を踏んで進めていく開発目標を設定,そのシ ナリオで対象核種と開発計画を定めた旨を報告 した。
- ② 分離核変換に伴う処分場の面積減少の建設コ スト低減へのインパクト,リサイクル時の回収

率の評価,究極目標の位置付け,FP*2ターゲッ トリサイクルの是非,等についての質疑があっ た。

- (2) MA^{*} 及びFPの核変換に適した炉について
- 高レベル廃棄物中の主要 FP の内 ,[®]Tc 及び¹² については炉内(軽水炉,高速炉)消滅の実現 性の高いFP核種と指摘した。
- ② MA核変換に最適な炉として硬いスペクトル を有した炭酸ガス冷却小型高速炉を提唱。炭酸 ガス冷却小型高速炉は廃熱コジェネレーション 利用, MA/LLFP核変換,長期燃料無交換の可 能な分散エネルギー源となり得ると示唆した。
- ③ 比較対象としてのADS^{*}については, ADSで は核破砕生成物による毒性増加とその収支に留 意すべし、との意見があった。
- (3) 高速炉における LLFP *5 核変換の検討
- ① 実用化戦略調査研究で実施している FPの核 変換の検討状況について報告した。元素分離で 回収したTc([®]Tc)及び(1²⁹)については商用 高速炉での効率的核変換の可能性を,一方Cs (¹³⁵Cs)については核変換は困難と評価した。 ターゲット化合物としてCul 及びTc 金属を一次 選定したが,工学的設計の観点からのヨウ素化

注) *1ITER (International Thermonuclear Experimental Reactor) 国際熱核融合実験炉

^{*&}lt;sup>2</sup>FP(Fission Product)核分裂生成物 *³MA(Minor Actinide)マイナーアクチニド

^{*&}lt;sup>4</sup>ADS(Accelerator Driven Transmutation System)加速器駆動未臨界システム *⁵LLFP(Long Lived Fission Product)長寿命核分裂生成物

合物の再選定が必要であり今後の課題の一つと 報告した。

- ② 多重サイクルと回収率のバランス,分離核変換技術の経済性と目標値,実用化の目標時期, 具体的な開発計画の有無,ブレークスルーが必要な技術について質疑があった。また,ロック インしないよう,柔軟に進めるようにとの意見があった。
- (4) MAはゴミか宝か
- 高レベル廃液中のMAを回収してウラン燃料 やMOX燃料に添加し軽水炉を用いて燃焼する ことによって、例えば²³⁷Npは²³⁸Puに変換し、それにより²³⁸Pu(高崩壊熱及び高自発的核分裂性 を有す)の存在比が高まるので、炉心の反応度 係数を損なうことなしに高い核拡散抵抗性と炉 心高燃焼度化(寿命化)を達成できると提唱した。
- ② 軽水炉の更なる高燃焼度化についての検討を 求める意見があった。
- 4.おわりに

セミナー閉会に当たりサイクル機構の森研究主 席より,セミナーは当初参加募集を40名に設定し たが即日定員に達したため,さらに70名に増員し, 結局は100名を越える参加者規模となった。本テー マ,本セミナーに対する関心の高さ,期待の大き さを強く感じた次第で,今後定期的にセミナーを 開催したい,旨の挨拶があった。

討議では自由闊達で,忌憚のない,ある意味で 辛口の本質をついた意見,あるいは技術の核心に 踏み込んだ具体的質問を数多く頂いた。分離核変 換技術はいまだ創生期の技術であり,必ずしも明 快な答えが用意されていないものもあったが,今 後の技術開発を計画するに当たり,大いに意義深 いものであった。今回,セッションのテーマは 核変換が主体であったが,今後定期的に開催する に当たっては分離化学,環境インパクト,材料科 学等,順次論議を深める必要があろう。「FP はや はりゴミか,それとも宝になりうるか」という視 点についても議論を進めたいものである。

本セミナーは藤井原子炉工学研究所長 / 柳澤大 洗工学センター所長の発案で「東工大 / サイクル 機構の連携強化,大洗工学センターの研究開発の 活性化及び成果の発信」という目的も併せ持って いたが,それらの目的を十分に達成することがで きた充実したセミナーとなった。

参考文献

1)分離核変換技術開発に関する東工大/サイクル機構
 共催セミナー 要旨集(2002)



- 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」

2001・2002年度設備点検が2001年9月8日より 継続実施されている。設備点検計画及び実績を表 1に示す。

ナトリウム漏えい対策に係る原子炉設置変更許 可申請書添付書類について,参考文献として記載 している蒸気発生器伝熱管破損時評価報告書を最 新の報告書へ変更するなどの申請書添付書類の一 部補正を2002年4月12日に行った。5月8日に原 子力安全・保安院より,原子力安全委員会及び原 子力委員会へ諮問され,安全審査第二次審査が開 始された。

				•										計画	111	猆稹
тар	4		2001年度								2002	2年度			ノ世	≠
項 F	4	9月	10月	11月	12月	1月	2月	3月	4月	5月	6月	7月	8月	9月	1/19	与
制御棒駆動機構		粗調整棒	,後備炉	。 亭止棒駆重	」 機構 -					粗調整	_ 棒,後備炸	, 沪停止棒,	微調整棒!	枢動機構		
計測制御設備						安	全保護系言	器類の点	検,校正領	<u>Ş</u>						
1次主冷却系設備						-	弁等の点樹	ŧ	- - - - - - - - - - - - - - - - - - -							
2 次主冷却系設備								 	. 循珥	最ポンプ()	A)メカシ	ール交換等	-			
1 次アルゴンガス系	、設備					圧約	諸機(B)の	点検等			- - - - - -					
原子炉補機冷却水設	足備					熱交換器	(B)の点村	_ 	冷却水力	ペンプ(C)	')の点検等 -	冷却水ボ	ンプ(A)(D点検等		
原子炉補機冷却海水	く設備				j	海水ポンフ	(B,C2)	の点検等	海水ポン	: ノプ(C3)0	: D点検等	: 海水ポンフ	(A,C1)	の点検等 		
燃料取扱及び貯蔵設	足備	燃料出入	櫼(A,B)のドアバ	ルプ点検領	等 	- 				-	- - - - -				
機器冷却系設備		冷	東機(B)0	D点検等					- - - - - -	冷凍	機(A)の;	点検等				
制御用圧縮空気設備	± Ħ			圧縮機	(A)の点	検等						1				
放射性廃棄物処理設	足備		廃ガス圧結	宿機(A)0.	D点検等	液廃系周	麾液蒸発濃	縮器(B)	の点検等			廃ガス	王縮機(B	の点検等		
換気空調設備					空調用〉	令媒冷凍機	(A,C),	空調用冷	水設備冷凍	i機(A,	A)の点	検等				
所内電源供給設備							1E M.	/Cの点検	等 1C M	1/Cの点材) 	1 1 1 1				
ディーゼル発電機設	足備		,	AD/GO	D点検等	-			с	D/Gの点	検等	E	3 D/Gの	点検等		
放射線管理設備				モニタリ	ングポス	ト , 排気筒	「モニタ類	の点検等		- - - - - - - - - - - - - - - - - - -	1	- - - - - - - - - - - - - - - - - - -				

表1 2001,2002年度設備点検計画・実績工程

温度計交換及び過熱器入口分配管等の復旧に係 る設計及び工事の方法の認可申請に対して,審査 が継続されている。2002年5月31日に,温度計設 工認の補正を提出し,6月28日に認可された。

安全性総点検指摘事項については,ナトリウム 漏えい対策設備の改善,品質保証体系・活動の改 善について,原子力安全・保安院の確認を受けて いる。2002年6月19日には「高速増殖原型炉もん じゅ安全性総点検に係る対処及び報告」の第2回 報告書を原子力安全・保安院へ提出した。

もんじゅ全体の安全性の確認状況及び概要図を 図1及び図2に,安全性総点検指摘事項への対応







図2 「もんじゅ」全体の安全確認概要図

サイクル機構技報 No.16 2002.9

項日			19	98年周	ŧ		1999	9年度			2000)年度			2001	年度		2002年度				
番号	安全性総点検指摘事項	4		7 10	1	4	7	10	1	4	7	10	1	4	7	10	1	4	7	10	1	2003年度以降
	1)設備改善		-				-	-			-											
	(1)ナトリウム漏えい対策設備の改善		ł		;		-		-		-				安全	全審查						
1	(i)ナトリウム漏えいの早期検知	基	本	士様の	検討		-	-							_		>					
2	(ii)ナトリウム漏えいの抑制	基	本	土様の	検討			-				· · ·			_		\rightarrow					
3	(iii)ナトリウム漏えいの影響緩和	基	本	土様の	検討		-								_		\rightarrow					
	(2)信頼性向上等を目的とした設備改善 (Na漏えい対策以外の設備の改善)										, , ,											
4	(i)プラント信頼性の向上	(1	7件	中月	能完	了4作	牛,改	」 善不	要11	件)						: :						
5	(ii)プラント機能の向上	(9	9件	中耳	『施完	了5作	牛,改	女善不	要11	件)						: ;						
6	(iii)運転操作性の向上	(1	9件	中耳	能完	了5作	牛,改	」 善不	要 2 (件)												
7	(iv)作業安全性の向上	(]	7件	中耳	〔施完	了7作	#)															
8	(v)保守性の向上	((。 6 件	中国	『施完	了3作	牛,改		要11	件)						: :				: :		
	2)品質保証体系・活動の改善		-				-															
	(1)品質保証体制 , 体系の見直し		-				-															
9	(i)品質保証体制の強化	19	974	羊度完	ſ		-								_		\rightarrow					
10	(ii)品質保証体系の見直し , 整備		-		1		-				1				_		\rightarrow					
	(2)品質保証活動の改善						-															
11	(i 設計審査の充実		;	-	:		-								—	; ; ; ;	\rightarrow		1			
12	(ii)最新技術情報の反映機能の強化		;		:		1	-							—		→					
13	(iii)品質保証関連事項等の教育の充実	•	1		1																	
14	(iv)保修票発行基準の明確化		1		-																	
15	(v)不適合管理の適性化		1		:			:														
16	(vi)内部監査等の充実				-		-											-				
17	(vii)メーカー品質保証監査の実施	-	1	-																		
18	(viii)確実な保守の実施							:														
19	(ix))文書合議基準等の見直し					-	!															
	3)運転手順書,運転管理体制等の改善	-			:																	
	(1)運転手順書類の体系化,改正手続きの改善		1																			
20	(i)運転手順書類の体系化		ł		1																	
21	(ii)運転手順書類改正手続きの改善		1		-		1	-														
	(2)運転手順書記載方法,内容等の改善				1		1															
22	(i)異常時運転手順書記載内容の充実		;																			
23	(ii)手順書間の記載の整合性		-		-											: :						
24	(iii)微候ベースの運転手順書の導入計画															: :						
	(3)運転員教育,運転体制等の充実強化						-	-														
25	(i)運転員教育・訓練の改善							:								: :						
26	(ii)運転体制の充実・強化		:					:														
27	(4)事故時対応体制の改善		-				-															
	4)安全性研究等の反映		-			1	1															
	(1)蒸気発生器伝熱管破損対策		-		-		-	1														
28	(:)評価手法検証		1				-								_		\rightarrow					
29	(ii 設備改善						1															
30	(2)燃料温度評価の高度化 最新評価手法を用いた燃料温度評価		1				1	1		評	価手	去高度	Ē化									
31	(3)制御棒の長寿命化 制御棒の長寿命化研究開発					 (研究	- 2開発 -	- \$状況; -	: - を踏ま		, ŧ	んじ	ゅでの	 D対応 	; ;計画	jを定め	5る)					

表2 高速増殖原型炉もんじゅ安全性総点検指摘事項への対応実績と計画

: 改造工事実施状況,工事管理状況等の国による確認

^{:2001}年 7 月27日報告 :2001年 5 月31日改定報告 :2002年 6 月19日報告 :次回以降報告予定

実績と計画を表2に記す。

福井県においては、「もんじゅ安全性調査検討専 門委員会」が2001年7月に設置され、本期間中、第 7回委員会(高速増殖炉の安全性)が2002年4月16 日に、第8回委員会(安全審査第一次審査結果)が 5月21日に、第9回委員会(ナトリウム及びプルト ニウムの安全性)が6月26日にそれぞれ開催され た。4月26日には、同委員会の中間取りまとめに基 づき、福井県知事より、国及びサイクル機構に対し て、同委員会の意見を十分参酌し、もんじゅ全体の 安全性確認に万全を期す要請があった。

地域の皆様にサイクル機構の業務や原子力の安 全性,必要性等につい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。

第3回敦賀国際エネルギーフォーラムが2002年 4月25日,26日に若狭湾エネルギー研究センター で開催された。今回は「もんじゅの国際的役割と 地域との連携」と題し,加納文部科学大臣政務官 の特別講演,石原東京都知事のビデオメッセージ, 広部福井県県民生活部長及び河瀨敦賀市長挨拶等 を頂き,女性広報チーム「あっぷる」が中心とな った原子力熱中塾も実施された。中高生約300名を 含め,両日で約1,100名の参加を得た。

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。 (1)研究開発

 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,実用炉 で想定される燃料集合体を「もんじゅ」で試験す る際の技術的な成立性の見通しや現在の炉心体系 から新しい炉心体系への移行計画について検討を 継続した(図3)。「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 製端)型ピンの成立性の見通しを確認するため, ナトリウム洗浄試験計画の検討を行った。

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,蒸気発生器 伝熱管検査器に採用するセンサー候補を選定する ために,センサーの解析・試作・試験を行った。 原子炉容器検査装置については,新型機の設計に 向け検査器を構成する各種要素の概念検討を実施 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



サイクル機構技報 No.16 2002.9

概況報告

の異常診断技術の開発,プラントの重要な構造物 の検査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 ゆ」作業票・保修票管理システムの開発,CADデー 夕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,プラント主要系統 代表機器のクリープ疲労損傷を計算する構造健全 性モニタリングシステムの開発を進めており, 2001年度末よりプロトタイプシステムの試験運用 を開始した。現在,計画運転評価プログラムの作 成を進めている。被ばく低減化を目的とした放射 性物質の評価・抑制法の検討については,高速炉 補修線量予測システム(DORE)のもんじゅ建設 所への移管と利用促進を目的にOJTによる要員育 成に着手した。

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進めている。

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エ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た。また,2次主冷却系を 中心にスクラムフォルトツリーの検討・評価を進 めている。

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 稼動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。

2001年度に実施したナトリウム中目視検査装置 のシミュレーションと高温用蒸気発生器検査装置 のシミュレーションと耐熱試験を踏まえ,検査性 能を検討すると共に実用化に向けた課題の摘出と 今後の開発計画を検討した。

(2)教育訓練

運転員,保守員の教育訓練を目的に,もんじゅ シミュレータによる教育・訓練,FBRサイクル総 合研修施設を用いたナトリウム取扱研修及び保守 研修について2002年度の計画を策定するととも に、「常陽」火災事故の水平展開の一環として新た に技能認定コースとしての「ナトリウム取扱監督・ 作業者コース」を新設したほか、「FBR応用講座」 等の新規研修項目の立上げ準備を進めている。 (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、海外先行炉との試験項 目との比較、長期運転停止後の運転再開に関する 事前確認内容、追加試験の提案などの観点から、 今年度、機能確認試験及び出力上昇試験計画につ いて、海外から技術者を招聘し、国際的レビュー を受ける計画であり、来年1月からの実施に向け て準備を進めている。

(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。

3.外部機関との研究協力

高速増殖炉で使用されるセラミックス材料の照 射損傷メカニズムの解明に資するデータ取得を目 的に,若狭湾エネルギー研究センターに委託して 進めている「B₄Cペレットのイオン照射実験によ る中性子照射時の組織損傷に関する基礎研究」に ついての2002年度分を開始した。

福井大学と4件の共同研究(①蒸気発生器へリ カルコイル内気液二層流の多次元解析,②高温環 境下の長寿命疲労強度特性の解明に向けた疲労試 験装置の開発,③FBR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,④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2001年度の成果をまとめ,報告書 を作成した。

(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,あわ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 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 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、電力中央研究所及び原 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、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IIでは、フェーズII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、定量的な絞り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、設計評価技術の整備)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の候補に 絞り込み、合わ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2年目にあたる2002年度第1四半 期では,2001年度の研究成果を本誌技術報告「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2001年度成果」¹⁰にまとめた。また,それに 基づき,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,関係各署の情報共有を 図るとともに,プロジェクトの推進状況を確認し た。

2.高速増殖炉システム

2002年度第1四半期は,2001年度の成果の取り まとめを行うとともに,2003年度に予定されてい る中間取りまとめに向けて2002年度の計画を具体 化した。以下に炉概念ごとに進捗状況を概説する。 ① ナトリウム冷却炉

ナトリウム冷却炉については,設計研究に関し ては,大型炉は2001年度までにシステム概念の検 討が進み,技術的成立性を見通すための主要な課 題の摘出も進んでいる。一方,中型モジュール炉 は,フェーズIでは大型炉の成果を基にした検討 が主であり,2001年度から本格的なシステム概念 検討を開始したが,大型炉と同様なレベルまで設 計検討は進んでいない。これらのことから,2002 年度の設計研究は,中型モジュール炉を中心に進 めることとした。要素技術開発に関しては,2001 年度から試験研究の準備を開始しており,2002年 度も引き続き準備を進めるが,一部,試験結果が 得られる予定である。

中型モジュール炉については、75万kWeに単基 出力を増大させて、モジュール概念と共にシング ルプラントの経済性目標達成度合いを評価するこ ととした。また、中型炉心の魅力を引き出す設計 検討(内部転換比を高めて運転期間の長期化や炉 心平均燃焼度の増大を図る)や、ナトリウム冷却 炉特有の課題に関する設計検討(蒸気発生器伝熱 管でのナトリウム水反応対策強化等)を重点的に 進めることとした。大型炉については、経済性向 上のための主要な課題(コンパクトな原子炉容器 内での熱流動特性、2ループ化に伴う大口径配管 の高流速条件での配管振動等)について,2001年 度に引き続き成立性評価を進める。

要素技術開発では,2001年度に引き続き,原子 炉容器内での熱流動特性を把握するとともに, 2002年度からは大口径配管の高流速条件での配管 振動,IHXとポンプ機器合体の成立性に関する試 験の準備を進める予定である。なお,原子炉容器 内での熱流動特性については,2002年度内に一部 試験データが得られる。

② 鉛ビスマス冷却中型モジュール炉

鉛ビスマス冷却中型モジュール炉については, 2001年度の設計検討では,炉心設計,機器設計, 機器配置等の見直しを行い,スケールメリットの 活用と炉心性能の向上を図ることによって,開発 目標をほぼ達成できる見通しのある概念を構築す ることができた。2002年度は,炉内構造物の具体 化,耐震性評価等を実施し,プラント設計の成立 性の確認を行うこととした。

要素技術開発では,材料腐食の抑制限界を見極 める目的で,2001年度よりドイツカールスルーエ 研究所(FZK)との共同研究で炉心材料等の耐食 性確認試験を開始しており,2002年度も引き続き 停留環境での耐食性確認試験を行うとともに,新 たに流動環境での耐食性確認試験を開始する。

③ ガス冷却炉

ガス冷却炉については,2001年度に,今後の検 討対象としてヘリウムガス冷却炉を抽出してお リ,設計研究は,被覆粒子型燃料(被覆層の外側 にFP障壁を有する代替集合体概念を含む)・分散 型燃料を対象とした炉心,並びに主要設備の高温 構造設計の成立性検討等を行うこととした。また, 2001年度に引き続き,被覆層形成技術や脱被覆技 術等の見通しの調査を進める。

小型炉

小型炉については,2001年度の検討により,ナ トリウム冷却炉については出力増大と設計の合理 化を追求することにより経済性達成の見通しが得 られている。2002年度は,ナトリウム冷却小型炉 については,保守補修性等の観点から,実現性の 高い1次冷却系システム構成の検討を行うととも に,反応度制御方式及び炉停止方式に関して,反 射体の特徴と制御棒の長寿命化等を勘案して検討 を進めることとした。鉛ビスマス冷却小型炉につ いては,中型モジュール炉の今年度検討成果を有 効に活用して,小型炉の課題や見通しを整理する。 炉型に共通な技術開発の主要な課題の一つとし て,高性能被覆管(ODS鋼)の開発については, 2002年度に,製造コスト低減を目的とした大型素 管及び長尺被覆管製造の評価を行うとともに,長 時間クリープ試験,ナトリウム中腐食試験等の基 礎試験を継続し,照射試験許認可に向けて材料強 度基準を整備する。ロシアBOR60炉での照射試験 は,「常陽」での燃料照射ピン照射試験(2006年 頃)に先行して2003年度から実施予定であり,照 射用燃料集合体の製作を進めていく。

再臨界回避概念の成立性を評価する目的で,カ ザフスタンで実施している試験研究(EAGLE プロ ジェクト)については,2002年度に炉外試験とし てナトリウムを用いた試験に着手する。炉内試験 については,溶融燃料による構造壁の破損挙動を 観察するための試験を実施する。

3.燃料サイクルシステム

燃料サイクルシステムにおける2001年度の研究 成果を取りまとめ,再処理,燃料製造の各システ ムに対する開発の進捗状況並びに2002年度の開発 計画についてのチェックを行った。

燃料サイクルシステムにおいて,システム設計 と要素技術開発とを整合させ重要な開発項目を抜 けなく確実に実施するとともに候補技術の絞り込 みの方法やそのプロセスを明確にするために,再 処理システム(先進湿式法,酸化物電解法,金属 電解法),燃料製造システム(ペレット法,振動充 てん法,鋳造法)それぞれについて,設計や評価 に必要な情報とその確証・実証のために実施すべ き要素技術開発との整合性検討を継続した。とり わけ,選定対象となる要素技術開発については, 各技術の特長について,定量的な評価が可能とな るような手法についての検討を実施した。

また,燃料開発については,金属燃料工学試験 計画検討WGを設置し,金属燃料製造における工 学・実証規模ホット試験へ繋げる開発ステップに ついての検討を実施した。その結果,金属燃料製 造に関しては,実験室規模の試験に引き続いて, グローブボックスによる工学規模の3元合金(U Pu Zr)製造試験を実施することの意義・メリッ トを確認するとともに,その規模,必要予算,実 施上の課題等についての検討を行った。この検討 結果については,報告書として取りまとめるとと 180



図1 新リサイクル技術 (ORIENT cycle)の概念

もに,関係箇所に説明を行い,実施に向けての調 整を行っていく予定である。

新リサイクル技術(ORIENT cycle)(図1)検 討については,分離核変換技術に関する東工大/ サイクル機構共催セミナーで報告するための準備 を行った。

東海事業所内高レベル放射性物質研究施設 (CPF)においては,先進湿式法に関する試験を行 うためのセル内や実験室の改造工事並びに(財) 電力中央研究所との共同研究に基づく金属電解法 Pu試験設備の設置工事等を完了し,供用開始に向 けての準備を行った。

4.統合評価

環境負荷低減に係る研究開発課題と計画に関す る報告書を作成し,フェーズIIの中間報告と最終 評価におけるマイルストーンに基づき,5ヵ年の 年度展開の見直しを行った。

原研との研究協力「核燃料サイクルに係わる環 境負荷低減に関する検討会」については,2001年 度活動報告書と2002年度計画書をコーディネータ 会議で審議し,コメント反映の上承認された。活 動実績としては,長半減期核分裂生成物(LLFP) ターゲット燃料に関する情報交換会を開催し,設 計上の問題点や研究開発における課題について議 論し,今後の方策について検討した。

2000~2200年の期間を対象とし、ワンススルー,

プルサーマル,FBRサイクルなどの核燃料サイク ルの物質収支解析を実施し,天然ウラン累積需要 量,使用済燃料やPuの蓄積量,高レベル廃棄物の 処理・処分量などの諸量分析に基づいたFBRの導 入効果を示した。検討結果については原子力産業 会議の委員会などに報告した。

FBRサイクルの達成度評価に関する多面的評価 手法については、手法の妥当性を確認するため、 日本オペレーションズ・リサーチ(OR)学会、階 層分析法(AHP)研究会、国際会議(ICAPP:米 国)などにおいて成果報告を行い、学識経験者や 専門家のコメントや意見を収集した。

燃料サイクル施設のリスク分析については,金 属燃料の乾式燃料サイクル施設を対象として,施 設外への放射性物質放出リスクに関する検討に着 手した。また,環境中に放出された放射性物質に よる一般公衆の放射線被曝及びその結果としての 健康影響リスクを分析するため,代表的な実用化 候補概念について,分析に必要な情報収集と課題 整理に着手した。

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

概況報告



- 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

2002年4月~6月

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 術に仕上げることを目指している。

このため,大洗工学センターを中心に,FBR固 有の特徴(高速中性子の利用,高温構造システム, 液体金属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も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への 反映のため,種々の候補概念の成立性判断や絞込 みに研究成果を反映するため,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 慮して,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の国の 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。

① 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,重金 属炉のPSA評価に資するために,重金属炉の蒸気 発生器及び冷却材循環ポンプの機器故障率を昨年 度収集した運転・故障統計データに基づいて定量 化し 軽水炉やNa冷却炉用の同種機器の故障率と 比較,分析した。

② 燃料安全に関する研究

燃料安全に関する研究は,過渡条件下における 燃料破損メカニズムと破損限界の実験的な解明と 合理的な破損評価手法の開発,炉心局所事故時の 燃料ピン・冷却材伝熱挙動と被覆管破損後の燃料 損傷拡大挙動の実験的な解明とこれらの評価手法 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米国の高速実験炉FFTFで照射した 高照射オーステナイト鋼の引張試験データを「常 陽」照射の引張試験データに加え,強度,延性に およぼす照射の影響を評価した。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)の過渡事象試験炉TREATを用いた 新炉内試験計画に係る2001年度のANL作業報告 書に基づき,破損限界解明の観点から注目すべき 対象燃料の検討を実施した。また,試験後の結果 を評価する上で重要な項目及び照射後試験の必要 性について検討した。

③ 炉心安全に関する研究

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

炉心物質移動挙動試験については,昨年度実施 した溶融移動挙動大型模擬試験装置(MELT Ⅱ) を用いた冷却材逆流型溶融燃料 冷却材熱的相互 作用(FCI)試験の評価を実施した。仏国原子力 安全防護研究所(IPSN)との共同研究で実施して いるCABRI RAFT 炉内試験については,起因過程 末期の物質分布に着目した試験(TP2,TP A1) 結果の分析を開始した。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)については,ペレットの不純物ガスの効果を 調べる試験(GP)について,図1に示すような試 験力プセルの破壊検査を進め,燃料ペレットの完 全溶融と破損を確認するとともに圧力,温度等の 分析評価を進めた。また,融体の排出経路の壁破 損について調べる試験(WF)の準備を進めた。 炉外試験については,ナトリウムを用いない条件 での要素試験(UTD 3)の準備を完了した。

④ 伝熱流動に関する安全研究

伝熱流動に関する安全研究は、FBRの安全性向 上及び安全評価に不可欠な伝熱流動に関する評価 手法,基盤データを整備し,技術基盤を確立する ものである。特に,異常な過渡変化から設計基準 外事故までを対象とした総合的な解析評価手法の 確立,及び冷却材バ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。

全炉心熱流動評価手法の開発については,自然 循環による崩壊熱除去に関し,インターラッパー フローの炉心部形状に関する依存性,流れの周方 向依存性を明らかにするための水試験を実施し, 鉢巻きタイプの集合体間パットを用いた体系での 温度場の特性を把握した。伝熱流動数値実験研究 については,相変化を伴う熱流動シミュレーショ ン手法の開発に関し,混相流解析手法をナトリウ ム水反応実験に適用し,コード検証を実施した。 過渡伝熱流動現象評価に関する研究については, 流体構造熱的連成メカニズム解明のための基礎 試験として,配管系サーマルストライピングの乱 流特性に関する試験及び挙動解析を実施した。ナ トリウム中流動現象計測手法開発については,ナ トリウム中で構造物を視認する技術の一つである 高温用超音波トランスデューサーの性能評価試験 の準備を進めた。

⑤ ナトリウム及び格納系に関する安全研究

ナトリウム及び格納系に関する安全研究は,ナ トリウムに係わる安全性評価技術及び高度化を図 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,前年 度実施した燃料からのFP放出試験結果について の取りまとめを完了した。ナトリウム燃焼試験に ついては,液滴の落下高さと初期温度をパラメー タとした落下液滴燃焼実験を6月から開始した。 燃焼残渣の再着火・安定化に関する実験では,湿 り炭酸ガスによる安定化試験を実施した。蒸気発 生器に関する安全技術高度化研究に関しては,ナ トリウム 水反応試験装置(SWAT 1R)を用いた 熱伝達率測定に関する注水試験(HT 4)の準備を 進めた。また,蒸気発生器水リーク試験装置 (SWAT 3R)を用いた水リーク試験については, ブローダウン解析コード(LEAP BLOW)による 予備解析結果に基づき,試験時の確認項目を検討 した。ナトリウム漏えい検出システムの高度化に



12 炉心・燃料の研究

試験を実施した。

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

① 炉心に関する研究

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

核特性評価技術の開発については,2次元格子 計算手法の一部の体系について暫定評価,露国臨 界実験装置(BFS)で実施された高速炉体系での 実験解析の取りまとめを行った。また,熱流動評 価技術の開発については,高燃焼炉心内熱流動現 象の評価のためのサブチャンネル解析コードAS-FRE による変形燃料ピン解析を実施した。

② 燃料に関する研究

燃料の研究は FBR実用化に向けた課題である, 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,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については、MOXペレット燃料の照射初期のギャップコンダクタンスに関する論文原稿を作成した。炉心材料開発については、酸化物分散強化型(ODS)フェライト鋼及び 同鋼のNi拡散処理材の内圧クリープ試験に着手した。新型燃料開発については、窒化物燃料のFP ガス放出挙動と燃料スエリングに着目した評価及 びAm MOX燃料の物性(O/M比)を測定するた めに、図2に示すTG DTA装置(熱重量測定示 差熱分析装置)の性能確認試験を実施した。

③ 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 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。



[TG-DTA 装置] 微小試料を加熱し,そこで生じる 物理的・化学的反応に伴う重量変 化をµgオーダーで測定する装置。

図2 TG DTA装置(熱重量測定 示差熱分析装置)外観

照射技術開発については,MK II使用済燃料集 合体の崩壊熱・燃焼度の測定評価に係る日本原子 力学会「2002年秋の大会」の予稿作成,照射条件 を実測により評価するHe蓄積型フルエンスモニ タ(HAFM)の開発成果のまとめと国際ドシメト リーシンポジウム投稿論文の作成を行った。照射 後試験技術開発については,温度制御型材料照射 リグMARICOの再組立技術の開発としてラッ パー管溶接性能の再現性確認試験を継続実施し た。

④ 分離変換技術開発

長寿命核種(核分裂生成物,アクチニド核種) の分離変換技術は,放射性廃棄物の廃棄量の低減, ウラン資源の利用効率を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。

放射性廃棄物の核変換率向上方策の検討を実施 するため,経済協力開発機構(OECD)の原子力 機関(NEA)のADS(Accelerator Driven System) と高速炉の比較研究について文献調査を実施し た。また,マイナーアクチニド(MA)・核分裂生 成物(FP)核変換測定評価では,「常陽」MK I, MK II 炉心核特性実測値を対象とした解析シス テムによる詳細解析結果をまとめた。

13 構造・材料の研究

FBR プラントの構造・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 い条件で使用されるというFBRの特有の課題に焦 点をあてて,プラントの建設コストの低減とプラ 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 プラントの安全性,経済性の向上 を図ることを目的としている。

① 高温構造設計技術開発

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

構造解析コードの開発において,汎用非線形解 析コードFINAS version.15(振動解析における計 算速度向上のためのプログラム改良)の運用を開 始するとともに,構造健全性の定量的評価の方法 論開発についての破損確率評価法の標準化に着手 した。また,高サイクル熱疲労評価法の開発を目 的とした流体側の温度変動挙動を把握するための 並行3噴流ナトリウム試験については,2001年度 実施したナトリウム試験の評価結果を取りまとめ るとともに,配管合流部のホット/コールドス ポットの発生などの温度変動特性を明らかにする ための長周期変動水試験を開始した。

② 材料評価技術開発

FBRの構造材料は,高温すなわちクリープ現象 が生じる温度領域で使用されること,ナトリウム 等の液体金属が冷却材として使用されること等か ら,軽水炉ではさほど重要でないクリープやク リープ疲労に対する強さ,さらには延性などの高 温における材料特性や耐食性に優れていることが 要求される。このため、高温強度に優れた低炭素・ 窒素添加のオーステナイト系ステンレス鋼 (316FR鋼)や高クロムフェライト鋼(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。

材料強度データベースの整備については,材料 データベースシステムSMATの公開に向けた整備 を行うと共に,SMAT機能拡張のためのシステム 設計に着手した。さらに,高クロムフェライト鋼 の最適材料組成の検討に必要な高純度鉄基合金及 び高純度クロム基合金の材料試験を実施した。ま た,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Pb Bi共晶合金 (LBE)中耐食性確認試験を終了し,材料分析に着 手した。

③ 耐震設計技術開発

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

3次元免震構造とその評価技術については,上 下免震評価法の開発及び3次元免震構造の開発に 関する平成14年度の実施計画を策定した。

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,1997年の初臨界達成以 来,熱出力50 MW 及び75 MW での増殖炉心(MK I 炉心)による運転を経て,1983年から照射用炉 心(MK II 炉心)として,熱出力100 MW 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,MK II 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(MK III計画)を進めている。MK III計画では,MK II 炉心より高速中性子束を高め,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 荷数を増加するとともに燃料取扱設備の自動化等 により照射運転時間を増大し,照射能力がMK Ⅲ 炉心の4倍となる。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100 MWから 140 MWに増大することから,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2003年度内の臨界を目指し改造工事を 進めている(表1の工程表参照)。

施設の点検及び改造については,第13回施設定 期検査及びMK III 関連作業を継続している。MK III にかかわる総合機能試験については,炉外燃料 移送自動運転試験を実施した。また,MK III 初装 荷用燃料60体の製造を2002年5月に完了し,同月 本年度第1回目の「常陽」への燃料輸送を完了し た。安全対策工事については「常陽」変電所更新工 事を完了するとともに2次純化系コールドトラッ プの製作,電源設備遮断機製作を実施している。

(大洗:開発調整室)

年度	2000年度	2001年度	2002年度	2003年度		2004年度
運転		第13回5	│ 定期検査 │			
工程	MK 運転			性能試験		MK 運転
M K	炉心冷却系機器据付工事・	 総合機能試験・性能試験			合格	第14回定期検査
±1						MK 運転
計画				[

表1 高速実験炉「常陽」工程表

概況報告



- 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,150万kW級大型炉心 の解析結果のまとめを実施するとともに,高速増 殖炉を利用してプルトニウムと一緒にネプツニウ ム,アメリシウム等のマイナーアクチノイドをリ サイクルするための燃料製造設備の概念検討を 行った。

2. 燃料製造技術開発

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な燃料の中空ペレット成型の遠隔・自動化を目的としている。今年度も引き続き,中空ペレット製造用モックアップ試作機(造粒設備,成型設備)によるコールド試験を計画している。写真1に中空ペレット製造用モックアップ試作器(成型部)を示す。

当該四半期においては,昨年度実施した試作機 によるコールド試験で得られたデータの評価を 行った。

簡素化プロセス技術の開発は、MOX燃料の製造 プロセスを大幅に削減し、製造コストを抑えるこ とを目的としている。今年度も引き続き、基盤技 術の確立に必要な試験及び概念設計を実施する。

当該四半期においては,MOX粉末の成型・焼結 試験及びダイ潤滑成型機の概念設計検討をプルト ニウム燃料第一開発室で行うとともに,粉末気流 搬送のコールド試験を実規模開発試験室で行っ



写真1 中空ペレット製造用モックアップ試作機 (成型部)

た。また,燃料製造機器試験室において,量産化 に向けた成型機ダイス(金型)壁面へのダイ潤滑 剤の塗布方法の試験を開始した。

スフェアパック燃料開発では, UO2を用いた粒 子燃料製造試験の準備を進めた。また, 粒子燃料 をピンに充てんする試験(模擬粒子)を継続した。

スイスポールシェラー研究所 (PSI) との先進 燃料の研究開発の共同研究については ペレット, バイパック,スフェアパックの各燃料製造試験を 開始した。

振動充てん燃料が原子炉内においてどの程度ま で厳しい使用条件下で用いることができるかを解 析するための計算コード開発では,充てん体の粒 子間焼結を解析に反映させるため,断面観察及び 電気伝導度測定による粒子間焼結度合い評価作業 を実施した。

核変換技術開発では,米国オークリッジ研究所 (ORNL)との共同研究の一環として,Tc 99が中 性子捕獲する際に放出するガンマ線データの解析 を実施した。また,核断面積測定技術開発の一環 として,検出器効率の校正測定,及び飛行時間測 定法による核断面積測定システムの性能試験を実施した。

3.燃料製造

プルトニウム燃料第三開発室において「常陽」 MK Ⅲ初装荷燃料集合体60体の内,残り16体の燃料集合体について2002年5月に官庁検査を受検 し,合格した。これにより「常陽」MK Ⅲ初装荷 燃料集合体の製造を全て完了した。写真2に「常 陽」燃料集合体を示す。

大洗工学センターへの燃料集合体60体の輸送に ついては,2001年度に16体の輸送が完了し,2002 年度中に残り44体の輸送を行う予定である。

当該四半期においては,燃料集合体8体の輸送 を行った。

4. 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は,プルトニウ ム系廃棄物の減容処理技術に関する実証試験及び 処分技術の基礎研究を行うことを目的としている。



写真2 「常陽」燃料集合体

当該四半期においては,第2難燃物焼却工程設備により,難燃性廃棄物等を用いた実証試験運転 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,経済性等の実用化の要件に 応えるため,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, 優れた再処理プロセスとするため,溶解・抽出や ウラン晶析技術に関する個々の要素技術開発を進 めている。使用済燃料を用いたホット試験の準備 作業を開始した。

(2) マイナーアクチニド等の湿式分離研究

MA回収技術開発の一環として,アメリシウム (Am)とキュリウム(Cm)を分離するTRUEX法 等の開発を継続する。使用済燃料を用いて実施す る簡素化再処理試験で発生する高レベル廃液を用 いてのホット試験の準備を開始した。

12 乾式法

現行の再処理法と比較し経済性に優ることが期 待されている乾式法の技術開発を進めており,技 術的な成立性を確認するためのプロセスデータの 取得・蓄積を行っている。

乾式再処理Pu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進めていた金属電 解法Pu試験設備の設置工事を終了した。

また,ウランを用いた溶融塩電解試験の準備作 業を開始した。

2.機器・材料開発

- 2.1 前処理工程機器開発
 - 燃料集合体の解体に用いる YAG レーザの伝送

ファイバーについて,実環境に近い照射条件と レーザ伝送条件での耐放射線性挙動把握のための 検討を開始した。また,使用済燃料粉砕化技術開 発として,模擬燃料ピンを用いた機械式粉砕要素 試験機の改良及び,燃料粉と金属紛の磁気分離要 素機製作準備を開始した。

2.2 分離工程機器開発

乾式再処理機器開発として,工学的な酸化物電 解槽における加熱特性,塩揮発特性,溶融塩移送 特性を把握するためのコールド試験を継続実施中 である。2001年度製作した形状管理型電解槽を加 熱する非接触型加熱装置の要素試験機製作準備を 開始した。

湿式再処理機器開発として,遠心抽出器システム試験装置の溶媒洗浄ウラン試験を実施した。また,高耐久性を目指した駆動部改造遠心抽出器の 連続試験を継続した。

2.3 材料技術開発

高温環境下での再処理機器用材料基礎データ取 得のため,溶融塩,塩素ガス,及び,核分裂生成 物の模擬元素含有環境下での腐食試験を継続し た。さらに,冷却型るつぼを想定した金属構造材 料候補の腐食試験を継続した。

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

緩衝材の連成挙動に関する研究では,昨年度開 発した熱水応力連成挙動に関する概略モデルに ついて,溶存化学種と鉱物等の反応を考慮できる ように,物質移行・地球化学モデルの連成概念を 検討した。

緩衝材の長期力学的変形挙動については,せん 断応答挙動試験及び腐食膨張模擬試験のための試 料の飽和作業を開始するとともに,緩衝材のク リープ試験装置のキャリプレーションを実施し た。緩衝材の流出に関する研究では,海水条件下 における静水試験並びに密度分布測定試験を開始 した。また,CT値と乾燥密度及び含水比との相互 関係を明らかにするため、エックス線CTスキャナ によるキャリプレーション試験を行い一部データ の取得を行った。ガス挙動に関する試験では,ベ ントナイト試料の飽和作業を継続実施した。また, 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。

オーパーパック材料の腐食評価に関する研究で は、セメントの使用を想定し、高pH環境での炭 素鋼の局部腐食発生・進展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 環境での実験的研究を継続し、1年間以内の短期試 験の皮膜分析を行った。さらに、酸化性環境にお ける銅の腐食局在化に関する試験を継続した。ま た、銅の腐食形態に関する試験結果を腐食防食協 会「材料と環境2002」において発表した(2002年5 月29日)。

ナチュラルアナログ研究[地層処分で想定され る現象(廃棄体からのウラン核種の移行挙動等) と類似した自然界での現象 (天然ウランの移行挙 動等)についての研究]では,シガーレイク鉱床 等の鉱物分析を継続した。

12 安全評価手法の高度化

水理・物質移行に関する研究では,多孔質媒体 水理試験装置(MACRO)を用いた塩水浸入試験 を実施するための準備作業として,媒体槽にガラ スピーズを充てんし,局所的なチャンネリング現 象が生じないことを確認した。また,塩水浸入試 験の境界条件を細かく設定するための堰を製作し た。 亀裂状媒体水理試験装置(LABROCK)では, レプリカ岩体、レプリカマスター岩体の亀裂表面 の高さを3次元測定器を用いて計測した。また, 亀裂内部の地下水流れとトレーサ移動を解析する ためのプログラム作成に着手した。亀裂ネット ワーク水理試験装置(NETBLOCK)では, 亀裂の 幾何学構造を計測するための岩体研削装置及び撮 影装置を用いた作業を安全に行うために安全作業 マニュアル及び単位作業についてのマニュアルを 作成した。また,交差亀裂を有する天然岩体を用 いた高粘性流体透水試験を行った。

性能評価研究に関しては、核種の収着現象に関 する研究として、OECD/NEAにより進められてい るバッチ収着データに対する収着モデル(イオン 交換、表面錯体)の適用性等の確認のための国際 共同プロジェクト(Sorption Project)対応のモデ ル化作業を実施し、NEA事務局への結果の提出を 行った。また、データの不確実性の影響を評価す るための計算コードの整備及び評価結果のばらつ きと、データの不確実性の関係についての分析に ついて、GoldSim International User Conference に て報告するとともに、不確実性評価についてのモ デル化や解析技術に関する情報を収集した(2002 年4月25日)。 地層処分放射化学研究施設(QUALITY)におい ては,還元条件下での緩衝材中のNpの拡散試験, Npの溶解度に及ぼすフミン酸及び炭酸の影響評 価試験そしてベントナイト中のC,CIの拡散試験 を継続した。また,海水系でのCsの収着試験を開 始した。

博士研究員による研究,先行基礎工学研究及び 核燃料サイクル公募型研究では,それぞれ以下の 成果が得られた。

博士研究員による研究では、セグメント構造を 考慮した割れ目系の三次元形態の推定法及び水理 モデルの構築手法に関する研究」において、フィー ルド観測とサンプリングを通して天然割れ目ネッ トワークや割れ目充てん鉱物及び充てん物構造を 用いて割れ目系のセグメントとジョグ構造の成長 及び連結メカニズムに関する基礎データの取得を 行った。一方、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 ニズムの解明及び核種移行評価モデルの開発」に おいては、コロイドの移行現象についての観察試 験とカラム試験及び数値解析を継続した。

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、引き続き九州大学からの研究 生を受け入れ、Npを用いた拡散試験を継続した。

核燃料サイクル公募型研究で実施している「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」においては,アクチニドイオン,特 にNp(V)のFe(I))及びマグネタイト含有鉱 物界面での酸化還元メカニズムを解明するための 実験を継続するとともに,温度をパラメータとし た実験を開始した。

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・沈降・侵食/気候・海水準変動に関する 研究では,隆起・侵食が地質環境に与える影響を 把握するため,10万年オーダーの地形変化をシミ ュレーションするモデルの開発を継続した。気候・ 海水準変動が地質環境に与える影響を把握するた め,河川の下刻や海岸平野の地形形成に関する調 査を継続した。氷期に形成が想定される永久凍土 が地質環境に与える影響を把握するため,岩石の 凍結・融解実験の準備を行った。

火山活動に関する研究では,地殻の温度構造を

把握するため,九州北部及び紀伊半島における電 磁法探査,地震波トモグラフィーに関する調査計 画を策定した。また,火山活動の長期予測モデル の開発については,第四紀単成火山群等を対象に 空間統計学的手法を用いた確率モデルの検討を進 めた。火山活動による地質環境への影響に関する 調査については,引き続き水温,水質データ等の 収集・整備を進めている。

地震・断層に関する研究では,震源断層等の存 在が指摘されている中国地方を事例研究の対象と して,震源断層等の存在や地震による影響を受け た岩盤等の特徴を抽出する技術や判断基準に関す る検討を行うための調査計画を作成した。また, 断層活動による地質環境への水理学的な影響等を 把握する手法を検討するため,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 等の分布を事例的に調査し,調査技術の検討を行 うため,調査計画を作成した。

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,プレート沈み込みに伴う地殻変動 をシミュレーションする地殻変動モデルの研究を 継続した。

陸域地下構造フロンティア研究については, 2001年度より第2フェーズに移行し,研究目標を 「内陸地震の発生メカニズムの解明」に一元化して 地震発生に関する研究と活断層帯での地殻活動研 究を実施している。

地震発生に関する研究では,東濃鉱山内での観 測試験を継続し,送受信のルーチン化を進めた。 地震計検定技術の高度化の一環として,アクロス 震源を用いた地震計検定作業を行った。電磁アク ロスについては,東濃鉱山内での観測試験を継続 するとともに,観測点増設のため,現地調査等の 準備を行った。データ解析理論とモデル計算コー ド開発として,アクロスで開発した解析手法の有 効性確認に使用する模擬データの作成準備を進め た。また,幌延深地層研究センターの遠隔監視シ ステム開発支援として,送信システム設計に必要 なデータ取得のための現地調査を行った。

活断層帯での地殻活動研究では,測地用GPS観 測網による跡津川断層周辺の精密地殻変動観測の ほか,地震観測,地殻応力観測を継続した。また,

概況報告

GPS 観測点の増設を進めた。

22 地質環境特性に関する調査研究

(1) 東濃鉱山における試験研究

岩盤の力学的安定性に関する研究については, 三次元応力場の同定手法に関する研究等の研究計 画策定及びその準備作業を行った。長期岩盤挙動 調査では,岩盤の長期観測を継続実施し,1991年 から2001年までの長期観測結果を取りまとめた。 また,東濃鉱山から採取した堆積岩のクリープ試 験及び試錐孔の劣化調査を継続実施した。

坑道周辺の地質環境特性に関する研究として, 坑道周辺の水理状態調査のため,坑道内の試錐孔 3孔に設置した水圧モニタリングシステムによる 岩盤中の水圧分布測定を継続した。また,不飽和 領域における含水量計測手法の開発に関して,含 水量と比誘電率の関係を把握することを主な目的 とした2002年度研究計画の策定を行った。

岩盤中の物質移動に関する研究として,長期的 な物質移行現象を支配する岩盤の化学的緩衝能力 を把握するために,鉱物組成や微生物活性に基づ く数値解析を行った。

月吉断層に関する研究では,断層周辺の地質構 造及び水理・地球化学環境について調査解析を行 い,調査結果の取りまとめを行った。

(2) 広域地下水流動研究

地下水涵養量を算定するために,表層水理観測 機器を用いた長期観測を継続した。500m試錐孔 において,地下深部の地下水流動を把握するため の調査準備を開始した。地下深部の水圧・水質の 長期的な変化を把握するため,既存の試錐孔にお いて地下水長期観測装置を用いた観測を継続し た。また,2001年度の水理地質構造のモデル化・ 地下水流動解析の取りまとめを行うとともに, 2002年度の実施計画書を作成した。

2.3 超深地層研究所計画

超深地層研究所の研究坑道等を設置する場所を 瑞浪市内サイクル機構の所有地(正馬様用地)か ら瑞浪市有地に変更した。今後,超深地層研究所 のうち,瑞浪市有地に設置する研究所を「瑞浪超 深地層研究所」と呼称する。また正馬様用地にお ける研究では,断層周辺の水理を評価するための 体系的な調査・解析評価手法を開発し,高度化を 図ることとする。 (1) 超深地層研究所における調査研究

① 瑞浪超深地層研究所

研究坑道等の設置場所変更に伴い,超深地層研 究所計画における第1段階(地表からの調査予測 研究段階)の調査研究の一環として,瑞浪超深地 層研究所用地(本節において,以下「研究所」)の 地質環境を把握するための調査研究を実施した。

地質構造に関する調査研究に関しては,新第三 紀層と花崗岩との境界深度や断層破砕帯の推定を 主な目的とした反射法弾性波探査を実施するとと もに,地表地質調査の実施計画を検討した。

地下水の流動特性及び地球化学特性に関する調 査研究としては,新第三紀の堆積岩及び花崗岩上 部(主に風化部)を研究対象とした掘削深度100m ~250m前後の浅層試錐調査を開始し,地層や岩体 の地質学的特徴,及び岩盤の透水性や地下水の水 質等のデータを取得している。さらに,これらの 調査で取得される地質構造等の情報に基づき,地 下深部の花崗岩を対象とした深層試錐調査の仕様 を検討した。

岩盤の力学特性に関して,研究所近傍の既存試 錐孔の岩石試料を用いた室内試験結果を取りまと めた。また,応力集中に伴う岩盤破壊のモデル化, 掘削影響予測解析,さらに岩石試料を用いた DSCA(Differential Strain Curve Analysis method) 試験,ジョイント剪断試験の仕様を検討した。

地質環境のモデル化・解析については,後述す る正馬様用地でのモデル化・解析作業の結果に基 づいて,研究所におけるモデル化・解析作業の実 施計画を検討した。

調査技術開発としては,試錐孔周辺における不 連続構造の検出精度の向上を目的とした連続波 レーダーの改良,並びに初期応力測定プロープの 開発に関する仕様を検討した。

これらの調査研究と並行して 地質環境の調査・ 解析・評価技術の基盤の整備に向けた地質環境 データの統合化や全体計画の最適化に向けた検討 を実施した。

② **正馬様用地**

地質構造に関する調査研究については,岩盤内 の不連続構造の推定や反射法弾性波探査の解析精 度の向上を目的としたVSP(Vertical Seismic Profiling)探査用の試錐孔の掘削を開始した。また, 2000年度に実施した反射法弾性波探査結果及び 2001年度に掘削した800mの試錐孔における調査 結果の取りまとめを継続した。

地下水の流動特性及び地球化学特性に関する調 査研究としては,表層水理定数観測システムによ る水収支観測,及び既存試錐孔における地下水位 や間隙水圧,並びに地下水の水質に関する長期観 測を継続した。また,地下水の水質形成を考える 上での初期条件となる河川水・雨水の水質モニタ リング結果(2001年度)の取りまとめを実施した。

岩盤の力学特性に関する調査研究としては, 2001年度に掘削した深度800mの試錐孔で採取した岩芯を用いたDSCA試験及び物性試験の取りまとめを実施した。

地質環境のモデル化・解析については、複数のモ デル化技術を用いた水理地質構造のモデル化及び 地下水流動解析の結果の取りまとめを実施した。 また,力学的掘削影響予測解析の結果を取りまと めるとともに,既存の1000m試錐孔の岩石試料を 用いたDSCA試験,ジョイント剪断試験の結果に 基づく岩盤力学モデルの構築を継続した。

(2)施設設計及び建設管理

研究坑道掘削工事の実施設計として,設計要件 (掘削スケジュール,研究テーマの設定,掘削中の 研究に必要な時間等)を決定し,それに基づき地 上設備の仕様の設定,坑道周辺岩盤の安定性解析 等を行った。

また、造成工事の実施設計として,研究坑道掘 削設備配置との整合に留意し,造成盤の仕上がり 形状,排水計画,施工計画を策定した。

超深地層研究所計画のスケジュールを表1に示 す。 2.4 幌延深地層研究計画

幌延深地層研究センターの業務は、「幌延深地層研究計画(以下,研究計画とする)」として,堆積 岩を対象とした深地層の科学的研究(地層科学研究)及び地層処分研究開発にかかわる研究を行っている。

深地層の科学的研究として,深部地質環境デー タの取得及び体系的な調査・評価技術に関する研 究深地層における工学技術の基礎に関する研究, 地質環境の長期安定性に関する研究を行う。また, 地層処分研究開発として,人工パリア等の工学技 術の検証,安全評価手法の適用性の検討を行うこ ととしている。

研究計画は,3段階に分けて実施するととも に,北海道幌延町で北海道及び幌延町との間で結 んだ協定に基づき2000年度から20年間にわたる研 究を進めている。

- 第1段階 地上からの調査研究段階(6年間)[地 質環境データの取得]
 [地下施設建設に伴う地質環境の変化の予測]など
- 第2段階 坑道掘削(地下施設建設)時の調査研 究段階(6年間) [坑道からの詳細調査で予測を確認(検 証)]など
- 第3段階 地下施設での調査研究段階(9~11年 間)

[坑道を利用した深部岩盤特性の研究] など

当該四半期は第1段階の3年目として,以下の 業務を進めた。

 年度
 2000
 2010
 2020

 調査・研究
 第1段階
 1000
 1000
 1000

 第1段階
 1000
 1000
 1000
 1000

 第2段階
 1000
 1000
 1000
 1000

 第3段階
 1000
 1000
 1000
 1000
 1000

 第3段階
 1000
 1000
 1000
 1000
 1000
 1000
 1000
 1000
 1000
 1000
 1000
 1000
 1000
 1000
 1000
 1000
 1000
 1000
 1000
 1000
 1000
 1000
 1000
 1000
 1000
 1000
 1000
 1000
 1000
 1000
 1000
 1000
 1000
 1000
 1000
 1000
 1000
 1000
 1000
 1000
 1000
 1000
 1000
 1000
 1000
 1000
 1000
 1000
 1000
 1000
 1000
 1000
 1000
 1000
 1000
 1000
 1000
 1000
 1000
 1000
 1000
 1000
 1000
 1000
 1000
 1000
 1000
 1000
 1000
 1000
 <td

表1 市有地における超深地層研究所計画のスケジュール

研究終了後については,現状に復することになっておりますが,瑞浪市が希望される場合は,跡利 用についてご相談してまいります。

- 2001年度の計画に基づく現地調査として2001 年10月31日から実施してきた試錐調査(2孔) を2002年6月25日に終了した。
- ② 2001年度の調査研究報告書の執筆を進めドラ フトを完了(2002年5月27日)するとともに専 門家の意見を聴取した。
- ③ 物理探査学会2002年春季講演会(2002年5月 22日)において,2001年度の物理探査の成果を 発表した。
- ④ 2002年度の調査研究計画を2002年4月15日に
 幌延町,北海道に対して説明し公表するととも
 に,周辺市町村に対し説明した(2002年4月16~18日)。
- ⑤ 2002年度の試錐調査,地上物理探査等の調査 研究の準備を進めた。
- ⑥ 地域住民の理解を深めるために,2002年度研 究計画(2001年度の研究成果中間報告を含む)
 説明会(2002年4月20日)を開催した。
- ⑦ 科学技術週間行事の一環として「親子試すい
 見学会」を実施した。

幌延深地層研究計画のスケジュールを表2に示 す。

3.国際共同研究

スイスNAGRA(放射性廃棄物処分共同組合) との共同研究の一環として、グリムゼル原位置試 験場におけるHPF試験(結晶質岩亀裂中の核種移 行挙動に対するセメント高pH溶出液の影響試験) について,本年4月,東海事業所において第8回 ワークショップを開催し,各参加機関とともに, 室内試験,モデル解析及び原位置試験についての 現状及び計画について協議を行った。5月には, スイスにてモンテリー原位置試験場及びグリムゼ ル研究所それぞれに関する機関代表者会議で成果 と計画を検討,評価した。

スウェーデンSKB(核燃料廃棄物管理会社)と の共同研究については、5月にエスポ地下研究所 HRL(Hard Rock Laboratory)における国際共同 研究に関する技術フォーラム及び機関代表者会議 に参加し、成果と計画を検討、評価した。また同 研究所におけるプロトタイプ処分場プロジェクト (PRP)及び水理物質移行に関するタスクフォース に関する各技術委員会が5月及び6月に開催さ れ、研究分担範囲である解析結果等を報告し、参 加機関間にて協議を行った。

米国DOE(エネルギー省)各研究所との共同研 究に関しては,昨年度に実施した研究成果の評価 を行うとともに,今後進める内容として,LBNL とは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について,PNNLとは アクチニド炭酸錯体の熱力学データやプルトニウ ムの酸化還元反応に関するデータ取得等につい て,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及び性能評価とサイト特

年次	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	13	14	15	16	17	18	19	20
工程			地表	b 5	行う 調査	研究	坑道	を掘	削し	なが	ら行調査	う研究								
項目												1	元道な	を利用	167	17 2	詞理	研究		\geq
測量等																				
地上施設設計																				
建設																				
建設																				
	_																			
	1	地質	環境	の予	測		坑	道か	50	詳細	調査	ŧ	t	た道を	「利用	目し	た深	部岩	盤特	性
地層科学	1.0						掘削(こ伴う	水圧・	水質変	E化等(の測定		り研ぎ	ĭ		_	-		
研究								地質	f環境	意特性	主のi	平価	手法	・予	則結	果の	検証	確認	ļ.	
								-67	- ++ 4		* 99									5
				<u> </u>				司司王		NJ • 15	愛るをい	り通り	#1±	5半100		_	_	_	_	
												Ę						-		5
地層如分							3	轨机	王削万	ēΙà	式験				人上	ハリシー	ア訂	「験」	FFR	
研究開発															ᆔᆔᇛ	-			人词火	5
							Ħ	也下均	道の	D掘削	<u>ا</u> •1	利用	技術	の適	用性	の評	価等	F		
地下空間を							自	治体,	外	部研	究機	関、	企業	等へ	の討	「験の	開究の	D 場	の提供	#
利用する研究																				

表2 幌延深地層研究計画のスケジュール

性調査を結びつける意思決定解析手法開発について協議及び調整を行った(2002年4月18日)。

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 リング性能に関する試験においてデータ取得を継 続するとともに、予測解析へ供する岩盤物性の設 定のために岩盤水理挙動に関する解析を実施して いる。

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)については,カナ ダで行われたワークショップ(2002年6月10~13 日)において,これまでに実施したFEBEX(原位 置実規模人工バリア試験)に対する連成解析等の 結果を報告した。また,次期展開に関する議論を 開始した。

アジア地域での地層処分分野における研究開発 協力に関しては、KAERI(韓国原子力研究所)と の間での協力枠組み構築に向けて、KAERI,並び に関係省庁との間で調整を進めている。また、 DOEが提案しているアジア地域での多国間によ る地層処分技術についての研究協力についても、 協力形態についての検討、調整を継続して行って いる。また、台湾の台湾工業技術院能源興資源研 究所(ITRI/ERL)で開催されたセミナー(2002年 5月23~24日)において、地層処分におけるシー リング技術について講演を行い、台湾研究者との 情報交換を行った。

4.関係機関との協力

処分事業への基盤情報の寄与として,深地層の 研究施設計画をはじめとする最近の研究開発の進 捗,2002年度の事業計画等について,原子力発電 環境整備機構との情報交換を行った。

安全規制への寄与として、原子力安全委員会特定

放射性廃棄物処分安全調査会等の場を通じて基盤 となる情報や知見を提供し、概要調査地区等の選定 にかかわる環境要件に関する議論を支援した。ま た,総合資源エネルギー調査会 原子力安全・保安 部会 廃棄物安全小委員会 地層処分技術ワーキ ンググループにおいて、第2次取りまとめの安全評 価についてシナリオ解析を中心に説明した。

今後の研究協力テーマの具体的な検討に向けて 電力中央研究所との情報交換を行った。

5.研究成果の公的資源化

第2次取りまとめ以降,瑞浪と幌延の深地層の 研究施設計画が進展し,また,東海事業所におけ る地層処分研究開発,東濃,幌延における深地層 の科学的研究の各分野の研究開発の進展を踏ま え,全体の成果を2001年度報告書として取りまと めた(7月公開予定)。また,地層処分技術に関 する研究開発の計画と最近の成果の概要を第8回 動力・エネルギー技術シンポジウム(日本機械学 会,6月)に報告した。

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,希望者への報告書の配布,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。

ヴァーチャルリアリティ技術を応用した体感型 の情報普及システムとして東海事業所展示館で運 用している地層処分体験システム「ジオフューチ ャー21」については、当四半期の入場者数は1,748 名に上り、運用を開始した1999年12月からの累計 がのべ1万9千名を超えた。この地層処分体験シ ステムの上映内容を収録したCD ROM について は、国内外の関係機関等への配布を継続した。

(本社:経営企画本部 バックエンド推進部)

概況報告



軽水炉燃料再処理技術の研究開発

1.再処理施設

分離精製工場は 2002年3月18日より02 1キャ ンペーンを開始し,2002年6月19日にせん断を終 了した。引き続き,抽出工程からの核分裂生成物 及びプルトニウムの押し出しを開始し,2002年7 月1日にキャンペーンを終了する予定である。

02 1キャンペーン実績工程を表1に示す。

今期の使用済燃料の処理量は約18 7トンであった。02 1 キャンペーンの処理量は前期処理分(約3 6トン)を合わせて約22 3トンである。累積処理量は6月12日に1,000トンに達し,2002年6月末までで1,003トンである。

今期処理した使用済燃料の性状を表2に示す。 使用済燃料の受入については表3に示す。

月		2002年		
項目	4月	5月	6	月
			19	9日 (7/
キャンペーン		注1		注2

表1 02 1キャンペーン実績工程

注1 使用済燃料せん断開始から終了まで

注2 抽出工程からの核分裂生成物及びプルトニウムの押し出 し終了まで

1.1 硝酸プルトニウム転換

プルトニウム転換技術開発施設では,2002年4 月1日から6月28日にかけて,混合転換に関する 技術開発運転(275kgMOX)を行った。

なお,2002年6月末までの累積転換量は約 13.1tMOXである。

12 ガラス固化技術開発施設(TVF)開発運転

ガラス溶融炉内に堆積している白金族元素を含 むガラスを除去するため,炉底勾配部の洗浄作業 を実施していたところ,2002年3月28日に,主電 極冷却空気の出口温度低下が見られた。

その後の調査等により,主電極内の冷却空気の 流路が閉塞し,空気が流れていないためであるこ とが判った。閉塞の原因は,ガラス溶融炉内にて 白金族元素が徐々に堆積し,これに伴う局所的な 電流密度の増加により,主電極の侵食が局所的に 加速され,ガラス等の溶融物が主電極内部の冷却 空気流路に入り込んだことによるものと考えられ る。現在,今後の運転計画について検討中である。 今期のガラス固化体の製造本数は3本である

表3 使用済み燃料の受入量

原子炉名称	受入量(t)	受入日
ふげん発電所	52	2002年 5 月28日

項 目 原子炉名称	燃料重量(t) 炉装荷時ベース	集合対数(体)	平均燃焼度 (MWD/T)	冷却期間(年)
ふげん発電所	7.1	46	17 ,000	3 .1 ~ 21 .3
東京電力(株)福島第二原子力発電所4号機	Q 0	34	27 ,900	4 .1 ~ 12 .2
東京電力(株)福島第一原子力発電所1号機	2 4	14	27 ,800	10 .4 ~ 15 .7
中国電力(株)島根発電所1号機	3 2	18	28 ,000	7 5~17 5
合 計	18 .7	112	-	-

表2 使用済燃料集合体の性状

195

が,これは溶融炉内洗浄作業に伴い発生したもの である。

なお,2002年6月末までのガラス固化体の累積 製造本数は130本であり,この内の12本は溶融炉内 洗浄作業に伴い発生したものである。

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

クリプトン固定化コールド試験においては,小 型容器の3倍の電極面積を持つプロトタイプ容器 の特性試験を継続している。容器の熱除去性能を 評価するため,ターゲット電極の冷却水流量をパ ラメータにした試験を実施した。

また,ホット試験関係では,次回の試験に向け た機器点検・整備作業を実施した。

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,圧力 計・温度計の比較検査,安全弁の作動試験等を実 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)
- (1)施設の目的

本施設は,東海事業所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 管理を確実に実施することを目的とする。

(2)施設の概要

本施設の地下2階には第1濃縮廃液貯蔵セル,

第2濃縮廃液貯蔵セル,廃液貯蔵セル等を,地下 1階には保守室等を,地上1階には排気室,制御 室,無停電電源室,更衣室等を,地上2階には給 気室等を配置する。また,第三低放射性廃液蒸発 処理施設と地下の配管トレンチで接続する。

本施設にて貯蔵された廃液は,将来建設する低 放射性廃棄物処理技術開発施設(LWTF)にて処 理を行う。

図1にLWSFの外観図を示す。

- 1)建家規模
 構造:鉄筋コンクリート造
 階数:地下2階,地上2階
- 建築面積:約1,000 m²
- **(延床面積:約3 A00**m²)
- 2)主要機器
- 低放射性濃縮廃液貯槽(3基)
 材質:ステンレス鋼製
 - 容量:250m3/基
- 2 濃縮液貯槽(1基)
 材質:コンクリート製,ステンレス内張
 容量:750m³/基
- 第液貯槽(1基)

 材質:ステンレス鋼製
 容量:20m³/基
- ④ 中間貯槽(3基)
 材質:ステンレス鋼製
 容量:10m³/基
- 3)その他設備
 放射線管理設備
 換気空調設備



図1 LWSF 外観図

サイクル機構技報 No.16 2002.9

電気設備

計測制御設備

ユーティリティー設備

- (3) 進捗状況
- 1)許認可

建設工事工程に合わせ,2002年4月~6月の間 に経済産業省による使用前検査を9回受検した。 (着工以来の累計:74回)

2) 工事

建家本体の仕上げ工事,内装関連機器・配管類 の据付工事,電気盤の据付工事を実施した。

32 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。

図2にLWTFの外観図を示す。

1)建家規模

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 2 400 m²

(延床面積:約 15,000 m²)

- 2)主要設備
- ① 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400 kg / 日以上 1 基 ② 液体廃棄物処理系

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

(主要機器の能力)

蒸発缶	約300リットル / 日以上	1基
	約 3 m³ / 日以上	2基

り固化体とする。発生した固化体は, 貯蔵施設で

(3) 進捗状況

1)許認可

保管する。

設工認その2(技術開発棟内装設備,発電機棟 に関する内容)は,2002年3月25日に経済産業省 に申請し,2002年6月25日に認可された。

2) 工事

工事安全祈願祭を2002年4月4日に行い,建設 工事を開始した。

現在,掘削工事を実施している。

⁽東海:建設工務管理部) (東海:建設工務管理部) (再処理センター)



図2 LWTF 外観図



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

サイクル機構が保有するすべての低レベル放射 性廃棄物(以下,廃棄物)を安全かつ合理的に処 分していくことを目標とした,廃棄物の発生,処 理,貯蔵に関する総合的な管理計画を作成してい る。

現在 発生するそれぞれの廃棄物に対して分別, 廃棄体にするための処理,貯蔵,廃棄体としての 確認,処分までの流れを示す処理処分フローにつ いて,既に作成している基本案に基づいた合理化 検討を実施している。また,廃棄物データの精度 向上に向けた取り組み,廃棄体化のために必要な 処理技術開発を実施している。

12 低レベル放射性廃棄物処理技術開発

廃フッ素油,廃溶媒等の難処理有機廃棄物の処 理技術として,スチームリフォーミング法による 分解処理技術開発を実施している。

2002年度内に工学規模でコールド実証試験を行 うための試験装置を製作・設置するため,仕様を 決定した。

また,分解条件の把握,オフガス特性の把握等 のため,小規模コールド基礎試験装置を用いて, ベンゼン,フッ素油等を試料とした分解処理基礎 試験を継続した。

放射性金属廃棄物を対象とした処理技術として,溶融除染技術開発を実施している。

これまでに2002年度実施する試験内容を決定した。2002年度は、ウランを用い工学規模(溶湯量約40L)での溶融除染試験を行い、溶湯の出湯方法、 金属とスラグ分離、固化体の放射能濃度分析等の 検討を実施する予定である。 13 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

セメント系材料の変質やベントナイト/岩盤の 長期変質への影響,硝酸塩の変遷や金属腐食,微 生物の高アルカリへの順応性に関する研究につい て2002年度の計画を作成し,研究に着手した。

(2) 処分システムの長期安定性

低レベル放射性廃棄物処分システムの長期的な 性能を評価することを目的とした,パリア材料の 力学的変遷及び水理場の変遷にかかわるデータ取 得並びにモデル構築に関する検討について,2002 年度の計画を作成し,研究に着手した。

(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特性 の把握,重要度分類及び処分システムの成立条件 の明確化を可能とする手法の高度化に関する研究 に着手した。

(4) 処分材料の高度化

セメント系材料による高pH浸出液の影響を抑 制する有効な手段と成りうる低アルカリ性コンク リートの長期的変質特性/実用性を検討するため の研究について 2002年度の計画を作成し、研究に 着手した。

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,配管などが排出さ 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・除染を行う技術を確立す る必要があり,それらの技術開発に取り組んでい る。 2002年度は,大型ナトリウム機器に適用可能と 考えられる密閉蒸気洗浄法に関して,ナトリウム 洗浄特性に影響を及ぼすと考えられる各種因子 (ナトリウムの相状態(固相,液相)や温度,湿 度等)の効果を明確にするための実験を実施して いる。ナトリウム処理技術開発に関しては,大量 のナトリウムを化学的に安定な化合物に変換する ための反応に関する現象把握,影響を与える各種 因子を把握するための試験を実施している。また, 放射性ナトリウム化合物の長期保管を可能とする ための保管用固化体の構造健全性,最終生成量, コストについての調査及び試験の実施を計画中で ある。

ナトリウム洗浄技術開発は,溶融ナトリウム状 態での洗浄進展速度データを取得するための溶融 ナトリウム洗浄試験を実施した。ナトリウム処理 技術開発については,高濃度苛性ソーダによるナ トリウム転換方式の基礎的反応特性を把握するた めのナトリウム転換基礎試験を実施した。

15 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 や遠隔操作用設備など)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 を満足させるために,「常陽」廃棄物処理施設 (JWTF)を用いて放射性物質濃度を低減させてい δ.

固体廃棄物前処理施設(WDF)では,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, 設備の保守点検を実施した。「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, 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ヶ年の廃止措置計画に基づき,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。

22 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の解体工事 に係る調査を実施した。

2.3 遠心機処理技術開発

電力との共同研究契約に基づき,集合型遠心機 (DOP 2要素機)の処理試験を実施した。

2.4 解体エンジニアリングシステムの構築

製錬転換施設湿式設備の解体で得られた廃棄物 量,コスト,人工等データの解析・評価を行うと ともに解体エンジニアリングシステム(プロトタ イプ)の構築を進めた。

25 デコミッショニング技術の開発

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 能量等)を基に解体手順などを選択して,解体に 必要なコスト,人員,工程,被ばく量等を算出し, 解体計画の最適化を図るデコミッショニング評価 システム(DECMAN)を開発している。

旧廃棄物処理建家(JWTF)を用いた解体技術 開発に関し,汚染状況調査方法の検討と中和槽内 部状況の観察を実施した。DECMANの開発につい ては,大洗工学センター他で実施した解体撤去作 業の実績調査を行い,その結果をDECMANの評価 精度の検証に用いた。

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,初期の目的を達成し 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年頃開始),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。図1に廃止措置の概略を示す。

廃止措置の第1段階は,表1に示す計画に基づき,2002年3月18日に開始した廃止措置第1段階 工事のうち,原子炉の機能停止措置を4月5日に 完了し,同日付けで運転関連条文を削除・解体関 連条文を記載した保安規定を施行した。起動用中 性子源取り外しについては輸送容器の手配,計画 の見直し及び手続きを実施し,解体届の変更届を 6月12日に文科省に,また使用廃止変更報告書を 茨城県に提出した。原子炉の機能停止に伴い,簡 素化した施設定期検査について,6月18日に検査 申請を行い,6月26日に第31回施設定期検査を開 始した。

3. 鉱山跡措置

鉱山保安法及び環境保全協定等に従い,構内及 び構外の鉱山関連施設の維持・管理を継続した。 鉱山施設の恒久的措置に関して,第4回の鉱山跡 措置技術委員会を開催し措置基本計画についてと りまとめた。

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 験を行うための許認可手続きを継続するととも



図1 DCA 廃止措置概略図

 DCA座止措置計画	

	2001年度	2002年度	2003年度	2004年度	2005年度	2006年度
	第1段階(原子炉の機能)	停止)				
DCA廃止措置			第2段階(燃料棒分解洗) 燃料棒分解洗净設備解体	浄設備を解体撤去)	解体工法解析評価	
					T	

解体物管理施設内の処置作業については,解体 物管理施設,第13廃棄物貯蔵庫及び製錬転換施設 の各施設に保管している解体物収納コンテナの運 搬・点検のための準備作業を実施している。

- 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。
- 42 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。

43 第2ウラン系廃棄物貯蔵施設(第2UWSF) (1)施設の目的

現在,東海事業所(使用施設)のウラン系廃棄 物については既存の第1~第6廃棄物倉庫,ウラ ン系廃棄物貯蔵施設(UWSF)等に保管している が,第1~第6廃棄物倉庫については,老朽化に より早急な更新が必要となっている。

また,旧廃棄物屋外貯蔵ピット取出し工事及び

閉鎖措置工事で発生した廃棄物については、その ほとんどをプルトニウム燃料第三開発室ATR棟及 びウラン系廃棄物倉庫(旧廃棄物屋外貯蔵ピット 作業建家)へ一時保管しており、移動先の確保が 必要である。そこで、これらの廃棄物に加えて今 後発生するウラン系廃棄物の保管を行うため、新 たに貯蔵施設を建設するものである。

(2)施設の概要

本施設ではドラム缶,コンテナ等に封入された ウラン系固体廃棄物を受け入れ,フォークリフト 等で搬送保管する。保管能力は200リットルドラム 缶換算で約30,000本である。また,廃棄物保全の 観点から,点検等により廃棄物保管容器に腐食等 が発見された場合,新しい容器に詰め替えること ができるようにする。

図2に第2 UWSFの外観図を示す。

1)建家規模 構造:鉄骨鉄筋コンクリート造 階数:地上4階 建築面積:約2,600m² (延床面積:約10,400m²)

2)主要設備

搬送·点検設備,換気空調設備,電気設備,放 射線管理設備,詰替設備,非破壊検査設備他 (3)進捗状況

建家工事は内外装仕上げ及び外構工事を,電気



図2 第2 UWSF の外観図

概況報告

201

設備工事は照明器具取付け,電気配線,外構工事 を,機械設備工事は配管工事及びダクト保温工事 ほかをそれぞれ施工した。

また,内装工事については,放射線管理設備, 詰替設備,非破壊検査設備の各設備機器を製作中 である。

4.4 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3にLEDFの処理フローと建家の概念を示す。 2002年度は,表2の計画に基づき,2001年度までに実施した施設建設費の大幅な低減と施設機能 高度化を目的とした合理化設計を踏まえ,高線量

廃棄物を優先した内装設備処理プロセスの最終 選定,保守・安全設計の見直しなどの内装設備の 基本設計を行う。また,内装設備基本設計成果を



図3 LEDFの処理フロー及び建家概念

受けて,建家,電気,換気空調設備の基本設計を 行う。

内装設備の基本設計については,前年度実施したLEDF合理化設計IIにおいて明らかになった課題及び問題点について,内装設備基本設計へ反映させるための対応策を検討するとともに,内装設備基本設計を実施するための仕様検討を行った。

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

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	合理化設計	基本設計	i¥ 細言母言+	言关细言母言十
(1) 内装設計		27101	at we accut	IT MAILE IT
			基本設計	実施設計
(2) 建家設計				1



ウラン探鉱 ウラン濃縮技術の開発

ウラン探鉱

1.事業整理

海外ウラン探鉱事業の整理を進めてきたが, 2002年6月25日にオーストラリア現地法人が保有 していた,アーネムランドウエスト鉱業権益の海 外企業への売却手続きを完了した。これをもって 海外における探鉱業務は終了した。 なお,7月初旬にオーストラリア現地法人を解 散し,清算を開始する。

(東濃地科学センター)

概況報告

ウラン濃縮技術の開発

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。

均質設備において日本原燃(株)再処理工場試 運転のために劣化ウランの輸送容器への詰替えを 開始した。

UF6処理設備のうち一部の機器等について, DOP 2で予定している滞留ウラン除去・回収試験 に転用するため,閉止措置の工事を開始した。

2.濃縮工学施設

日本原燃(株)再処理工場試運転のために劣化

ウランの輸送容器への詰替えを開始した。

3.滞留ウラン除去・回収技術開発

濃縮機器やプラント内に滞留しているウランを 除去・回収することを目的として,製錬転換施設 においてフッ化ガス(7フッ化ヨウ素)製造設備 の運転を継続した。また,原型プラントDOP 2に おいて試験装置の設置工事を開始した。

濃縮工学施設においては,遠心機の寿命延長を 目的として,DOP 2遠心機セットを用いた長期化 運転技術開発に関する試験のための設備改造を終 了し,運転試験を開始した。

(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,第17回定期検査の 調整運転のため2002年4月8日原子炉を起動し た。4月17日に定格出力に到達したが,その後, 燃料漏えいによる原子炉冷却材中よう素濃度の上 昇のため4月21日原子炉を手動停止した。

「ふげん」における燃料漏えいは今回が初めての 経験となったが、炉内シッピング等による調査の 結果、漏えい燃料は特殊燃料集合体(1体)と特 定された。その後、漏えいした特殊燃料集合体を 別の特殊燃料集合体と取替え、所定の検査等を実 施し6月3日に原子炉を再起動した。また6月28 日には、第17回定期検査の最終段階である総合負 荷検査に合格し、本格運転を開始した。

今後は,2002年度の運転計画に従い,11月上旬 までの第33サイクル運転を行っていく予定であ る。「ふげん」の運転実績と運転計画を図1に示す。

2002年度第1四半期の運転実績は,表1に示す とおりである。

- 2.「ふげん」用燃料
- 2.1 燃料製造

2002年度中に「ふげん」第32回取替用 MOX 燃料集合体の輸送を予定しており、これをもって「ふ

表1 2002年度第1四半期運転実績

	発電電力量 (MWh)	発電時間 (h)	時間稼働率 (%)	設備利用率 (%)
2002年 4月	27 564	224 : 13	31 .1	23 2
2002年 5 月	0	0	0	0
2002年 6月	96 <i>4</i> 92	634 : 00	88 .1	81 2
累 計 4月~ 6月末	124 ,056	858 : 13	39 3	34 .4

げん」燃料製造関係の作業は終了することとなる。

22 燃料の装荷,搬出,輸送等

2002年4月,漏えい燃料(特殊燃料集合体)1 体を原子炉から取り出した。5月には漏えいした 特殊燃料から再使用する特殊燃料へのキャプセル 組替作業を実施し,第33サイクル運転用燃料(新 UO2燃料)1体,キャプセル組替を実施した特殊 燃料1体及び原子炉より一時取り出していたシャ フリング燃料(MOX燃料)1体の合計3体を原子 炉に装荷した。

使用済み燃料の輸送については,2002年度輸送



図1 ふげんの運転実績と運転計画

計画に基づき,5月に第20回使用済燃料輸送を実施した。

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 燃料試験棟にて照射後試験を実施中である。本期間 中は破壊試験として燃料ピンパンクチャー試験を 実施し,燃料棒内のガス圧,ガス組成を測定した。

32 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 原研と共同で研究を進め ている。本期間中は,2003年度から開始する溶解 特性試験に必要なパラメータ調査を実施した。

33 課題評価

ATR実証炉用MOX燃料開発のため実施した「新 型転換炉用MOX燃料の高性能化」の成果につい て機構外の専門家による評価を受けた。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 IAEA を通じた国際協力
 - IAEA が進めている旧ソ連製RBMK 炉の応力腐

食割れ(IGSCC)対策支援プログラムへの協力を 継続,第4回運営委員会(2002年5月)に参加し, 2年間にわたる支援活動に関する最終報告書の取 りまとめ作業を行った。本プログラムの成果は, 2002年9月にIAEA本部で開催されるセミナーに おいて公表される予定である。

4 2 文部科学省原子力研究交流制度に基づく協力 2001年度同制度に基づき,合計7名の海外技術

者(中国4名,インドネシア3名)が「ふげん」で 研修を実施してきた。3月に帰国した4名を除く 残り3名についても予定していた研修をすべて終 了し4月24日帰国した。

また,2002年度計画では合計10名(中国8名, インドネシア2名)の研修生を受け入れる予定で あり,そのうち3名が6月24日に前期受入分とし て来日し研修を開始した。

これまでの同制度に基づく研修生の受け入れ実 績は2002年6月末現在の累計で55名となる。

5.廃止措置準備

「ふげん」運転終了後の主要工程を図2に,廃 止措置技術開発の概略工程を表2に示す。

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。



図2 「ふげん」運転終了後の主要工程

		が出まに	废止世罢淮进	廃止措置	
		建粒	廃 止拍直竿佣	機器解体	建屋解体
固有技	重水・トリチウム関連 技術	解体方法検討 重水回収準備 コンクリートトリチウム等	重水精製装置試験 回収 乾燥 毎調査 コンりレート除染方	除染 重水系解体 法開発 除染	解体
術の開	原子炉本体解体技術	調査・工法検討	計開発・試験	機器解体	
発	解体計画の評価技術	計画策定	/ステム開発、計画詳細化	データの収集	と評価
	プラント調査	調査・評価	詳細調査		
既存井	除染技術	系統除染計画	<u>除染</u> 涂染検討・調査	解体後除染の実施	
技術の出	解体技術		調査・工法検討	機器解体	建屋解体
改良・高度化	廃棄物処理·処分技術	廃樹脂処理検討 処理装置検調		<u>対脂の処理</u> 廃棄物処理	
	再利用技術	再利用	月方策検討加加	も設の設置 施設	設の利用
	測定技術	技術的	的検討 装置	の設置 クリア	ランス測定
その他(プラント経年化評価)		経年化評価方法検討		評価の実施	
		凡例: 準備・	検討段階 技術開 务	き 試験 技術の	適用・評価

表2 ふげんの廃止措置技術開発の概略工程

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,最新の仮想現実・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進 めており,作業計画を評価するための可視化装置 とともに2002年4月にシステムの公開を実施し た。

そのほか,放射能インペントリ評価,重水系や 炉心等の特有機器の解体手順,解体前除染方法, 廃棄物の処理方法等の調査,検討,試験を継続し て実施している。 2002年5月には,イギリスで開催された OECD/NEA廃止措置協力計画・技術交換会議に出 席し,原子炉解体及び支援システムについて報告 するとともに,海外の廃止措置状況についての情 報収集を実施した。

また,2002年3月に公開した「新型転換炉ふげ ん発電所の運転終了後の事業の進め方について」 の対外説明を継続している。

> (教賀本部 東海:プルトニウム燃料センター)

206



核物質管理と核不拡散対応

1. 核物質管理

2002年4月~6月

1.1 核物質防護

人事異動に伴う核物質防護管理者の選任・解任 届出を文部科学省及び経済産業省に提出した。

- ① 人形峠環境技術センター使用施設,加工施設
- 12 核物質の輸送

次の輸送を実施した。

- ① 常陽新燃料の輸送(東海 大洗)
- ② ふげん使用済燃料の輸送(ふげん 東海)
- 13 核物質利用

2001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(2002年)
在庫変動報告書(ICR)	61	4 /15 , 5 /15 , 6 /14
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)	99	4 /12 , 4 /30 ,5 /31 , 6 /28

- 2. 核不拡散・保障措置
- 2.1 核不拡散
- (1) 社外の専門家により構成する核不拡散対応 研究会を開催した。
- (2) 核不拡散分野における透明性研究を行うために,米国サンディア国立研究所より2002年6月1日付でJames Furaus氏が国際特別研究員として着任した。
- (3) 核物質管理学会(INMM)年次大会に参加
 し,6件の発表を行った。(2002年6月23日~27
 日)
- 22 保障措置研究・技術開発
- (1) 人形峠の廃棄物非破壊分析装置に関するロ スアラモス国立研究所との打合せを行った。 (2002年4月18日~19日)
- (2) 日・IAEA保障措置協定の追加議定書第4条 に基づき,以下の施設で補完的なアクセスが行 われた。

事業所	施	設	日付(2002年)
敦賀本部	もんじゅ		5月24日

(本社:国際・核物質管理部)

207



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 ベルト式の臨界事故時用線量計を用いた中性子 線量の評価手法の検討を引き続き実施した。今期 は,モンテカルロ計算コードにより計算された臨 界事故時に想定される中性子スペクトルに対する 箔の放射化率をもとに、中性子のスペクトル、平 均エネルギー及び線量を求める手法を確立した。 さらに,中性子スペクトルにあまり依存しない硫 黄の箔の放射化率と 臨界事故により体内のNaが 放射化されて生成される²⁴Naの量の2つのデータ から 線量を求めることができることを確認した。 後者はベルト式の臨界事故時用線量計や個人線量 計を持たない人でもホールボディカウンタで計測 可能であり、これらの人に対する線量評価の有効 な方法となりうる。なお、この結果について、日 本保健物理学会(2002年6月,石川県教育・自治 会館)において報告した。

フランスCEA バルダック研究所の臨界実験装 置SILENE を用いて行われた臨界事故時用線量計 相互比較実験に参加した。サイクル機構で使用し ている個人線量計,臨界事故時用線量計及び測定 装置類を現地に持ち込み,組織吸収線量で約1~ 4 Gy 照射された線量計をその場で測定し,線量を 評価した。実際に照射された線量は現時点でまだ 公表されていないが,サイクル機構の線量評価結 果は,他国から参加したチームの評価結果と同等 であった。また,特に,今回新たに導入したエボ ナイト中性子線量計は,回収後,僅か数分で線量 を精度良く評価できることが分かった。

12 内部被ばく線量測定・評価技術の高度化研究 昨年度開発を行ったプルトニウム内部被ばく線 量評価モデルにおいて,肺部位別沈着割合や実効 線量係数等の計算を実施し,ICRP出版物との相互 比較を行い妥当性の検証を実施した。

スキャニング型全身カウンタについては,モン テカルロ計算による種々の体格の検出効率の評価 を予定しており,今期はその準備作業として,Ge 検出器の不感層の値を,点線源による実験とモン テカルロ計算の比較により推定した。

また,肺モニタリングに関して,アメリシウム による内部被ばく線量評価法を考察し,日本保健 物理学会(2002年6月:石川県教育・自治会館) において報告した。

- 2. 放射線モニタリング技術の高度化研究
- 2.1 放射線測定器の校正手法の高度化研究

高分解能中性子スペクトロメータ(ROSPEC) を用いて,中性子校正場のスペクトル測定を実施 している。ボナー球スペクトロメータや計算コー ドにて得られた結果と比較して,概ねいい一致が 見られた。また,東海事業所の中性子校正場にお いて,室内散乱線によるスペクトル変化や周辺線 量当量の変化を詳細に評価するために,ボナー球 スペクトロメータによる測定を実施した。図1に 測定結果の一例を示す。これらの結果と室内散乱



図1 ROSPEC による測定結果とMCNP との比較

概況報告

線の補正方法の検討結果をあわせて,日本保健物 理学会(2002年6月:石川県教育・自治会館)に おいて報告した。

その他,ベータ線表面汚染サーベイメータの校 正用線源の適切なサイズの検証 校正時の線源 検 出器間距離の影響等を調査した。

22 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,前 年度の成果及び最新の放射線計測技術に関する情 報を踏まえ,臨界事故時に発生する混合希ガスに 対して核種毎の放出量を測定評価する試作測定器 の概念設計を行った。

また,既存の臨界警報装置用プローブをベース とした線と中性子線を同時に測定できる液体シ ンチレーション検出器を用いる方法を検討した。 なお,検出器にシンチレータ,信号伝送系に光 ファイバーを用いたプローブの試験についても継 続して実施した。

23 走行式放射線モニタの高度化に関する研究 前年度までに走行機能に関する設計が終了した。

今年度は,走行台車に搭載する放射線管理用機 器の検討を行い,必要な技術開発を進めた。

また,事故現場では,床面の形状もさまざまで あることから,表面密度測定用の機器として,測 定対象に応じて検出面が変えられるサーベイメー タの開発を進めた。

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

新しい放射線測定技術を現場放射線管理に適用 し,放射線安全の向上を図るべく研究を行ってい る。今期は,中性子線量計用計数管の基礎特性試 験,シンチレーションファイバエリアモニタに用 いるマルチチャネルレートメータの調整,などを 行った。

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

海洋における放射性物質の挙動と拡散予測モデ ルに関する研究では,国内外の原子力・火力発電 所,再処理工場(六ヶ所,セラフィールド,ラ アーグ)で開発されている放射性物質・温排水等 の沿岸拡散モデルなどの国内外における現状調査 を開始した。

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拡散モデルの作 成のため,日本海の地形,風応力,水温,塩分 データを収集・整理し,診断型モデルを用いて日 本海の年平均流速場計算を行った。その結果,日 本海Cs拡散モデルに使用できる年平均流速場を 得ることができた。図2に計算結果を示す。

32 環境試料の分析及び測定技術の高度化に関 する研究

時間間隔解析装置を組み込んだシリコン半導体 検出器の / サーベイメータを試作した。本装 置には,1マイクロ秒からミリ秒への可変タイ マーを有しており,この間に入射したパルス対を 抽出する機能を有するものである。

一方,質量分析法を用いた極低濃度放射性核種の 定量に関しては,マイクロ波質量分析装置(MIP MS)のヨウ素 129に対する検出感度をおよそ10 倍向上させるために,フォトンストッパの除去, サンプリングコーンの形状変更等の改造を行うた



めの仕様の決定を行った。

33 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および地表からのラドン 散逸量の測定等の調査を継続した。また,ラドン 標準校正チェンパを利用した各種測定器の校正を 実施した。

そのほか,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。

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加工施設等の換気系を対象に最新の設備 等の調査,試験設備整備の検討を進めた。

また,グローブボックス内火災等の異常時にお ける換気系の挙動を評価するため,温度分布,圧 力変動等を詳細に解析できる評価コードの調査を 進めた。

42 核燃料施設への静的安全機器の適用性に関 する研究

静的水素除去システムの研究では,これまでに 実施した水素・酸素再結合触媒の特性試験結果を 基に課題の整理,試験計画の検討を進めた。

静的熱除去システムの研究では,これまでに実施したヒートパイプの除熱特性試験結果を基に課題の整理,試験計画の検討を進めるとともに試験 設備の調整運転を行った。

43 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,法令改正に対応した 線量率換算係数の取り入れ等の改良を実施した。 MOX加工施設等の臨界管理に関する研究とし て,MOX非均質系ペンチマーク計算を実施した。 また,ISO TC85/SC5/WG5(臨界安全に関連した 計算・取扱いの規格化,2002年5月,スウェーデン にて開催)に参加し,MOX取扱施設の規格作成に 関する動向及び臨界安全関係の情報収集を行った。

4.4 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,前年度の 成果のとりまとめを実施した。

前年度に引き続き,核燃料施設の安全評価に関 する情報収集として,主に事故評価シナリオ及び 評価(安全解析)に用いるパラメータ類の調査を 実施した。

(本社:安全推進本部)

5.原子力緊急時支援・研修センター

原子力緊急時支援・研修センター(以下「支援・ 研修センター」という。)における緊急時支援の円 滑な遂行を目的として「原子力緊急時支援対策規 程」を2002年4月15日付けで制定した。これに基 づき今年度の機構内の指名専門家を指名した。

また,災害対策基本法に基づく防災業務計画に ついて,支援・研修センターを通して災害時に支 援活動を行う計画に改めた(2002年7月1日に所 管大臣報告)。

茨城県行政機関の原子力防災関係者を対象とし た講習会を茨城県,経済産業省原子力安全・保安 院,文部科学省及び支援・研修センターとの共催 にて2002年6月26日に行った。また,支援・研修 センター新任者研修を6月27日~28日に行った。

支援・研修センターは,2002年4月から休日を 含む日勤時間帯での初期対応体制を敷いている が,10月からは夜間の支援要請にも応えられる3 交替勤務体制とする予定である。

これまでに,地域住民の方々をはじめとして, 自治体の防災関係者や様々な防災関係機関の方々 が視察されている(2002年1月から6月末で約 2,300名)。

(本社:原子力緊急時支援・研修センター)

概況報告



1.国際会議

1.1 国内

r		
期間	開催場所	会 議 名 及 び 内 容
2002年 4月10日~4月11日	敦 賀	「OECD/NEA原子力施設デコミッショニングプロジェクトに関する科学技術情報交換協力計 画(OECDハルデンプロジェクト)に基づく仮想現実を利用した解体シミュレーションシス テム技術会議」 2002年度のプロジェクト遂行にかかわる技術的事項につき意見交換及び打合せを行った。
4月23日~4月24日	東海	「JNC/FZK(独国カールスルーエ研究所)高レベル廃棄物分野における協力協定に基づく高 レベル廃棄物管理会議」 ガラス固化技術と白金族元素問題について意見交換を行った。
4月23日~4月25日	東海	「JNC/Nagra(スイス放射性廃棄物処分共同組合)放射性廃棄物管理協定に基づくグリムゼ ル原位置試験における核種以降へのセメント影響原位置試験プロジェクト専門家会議」 原位置試験,モデル,データベースの妥当性評価の確認を行った。
4月25日~4月26日	敦 賀	「第3回敦賀国際エネルギーフォーラム」 「もんじゅの国際的役割と地域との連携」をテーマに,原子力エネルギーの意義や「もん じゅ」が果たすべき役割について,各国から招聘したパネリストによる講演やパネル討論 を行った。
4月26日~4月27日	東濃	「JNC/Nagra放射性廃棄物管理協定に基づく超深地層研究所計画に関する技術的支援に関す る技術検討会議」 全体計画及び個別調査計画に関する打合せを行った。
5月14日~5月17日	敦 賀	「JNC/CEA(仏国原子力庁)先進技術協定に基づくもんじゅ/スーパーフェニックス技術情 報交換会議」 プラントの安全性と信頼性の向上を目的とした情報交換及び課題の検討を行った。
5 月29日~ 5 月31日	東 海 東 濃 幌 延	「JNC/LBNL(ローレンスパークレー国立研究所)水理・物理移動:サイト特性調査及び予測 技術に関する共同研究協議」 ユッカマウンテン計画の現状につき情報収集を行うとともに,共同研究の進捗につき協議 した。

12 国外

期間	開催場所	会 議 名 及 び 内 容
2002年 5月27日~5月31日	露 国 デミトロフグラード	「原子炉研究所(RIAR)とのODSフェライト鋼燃料ピンBOR 60照射試験に関する共同研究 技術会議」 RIARにおける溶接試験の状況と安全性の確認を行うとともに,燃料ピン製造と照射試験 に係るスケジュール等について協議,調整を行った。
5月27日~5月31日	露 国 オプニンスク	「物理エネルギー研究所(IPPE)との振動充てんMOX燃料を装荷したBN600ハイブリッド 炉心の安全解析に関わる共同研究調整会議」 報告書のレビュー確認及び報告書の完成に向けて討議を行った。
6月3日~6月6日	米 国 アイダホアルゴンヌ研 究所	「WANO第5回FBR グループ会議」 WANO FBR グループ会議に出席し各発電所の代表との情報交換を行うとともに,アルゴ ンヌ研究所と今後の「もんじゅ」にかかわる協力,共同研究について打合せた。
6月10日~6月11日	英 国 マンチェスター	「JNC/BNFL(英国原子燃料会社)先進技術協定に基づく湿式分離技術に関する情報交換会合」 PUREX方に係る分離技術につき情報及び意見交換を行った。
6月13日~6月14日	仏 国 アビニョン	「JNC/CEA先進技術協定に基づく分離技術に関する情報交換会議」 マイナーアクチニドを対象とした分離技術につき情報及び意見交換を行った。

サイクル機構技報 No.16 2002.9

2.海外派遣・留学

派遣・留学先	期間	人数	目的
スイス ポール・シェラー研究所(PSI)	2002年4月1日~ 2003年9月28日	1	振動充てん燃料開発プログラムに関する PSI/JNC 共同研究
スーパー・フェニックス(SPX)	2002年 6 月20日 ~ 2004年 6 月19日	1	JNC/EDF(フランス電力公社)高速炉の運転・保守・情報交換協定に 基づく高速炉プラント運転,保守経験に関する調査研究

3.主要外国人の来訪

訪問日	訪問場所	訪問者	
2002年 4月25日	東京	経済協力開発機構原子機構(OECD/NEA)Dujardin次長	
4月25日	東京	BNFL Ion 技術運転部長	
4月24日~25日	東 海 東 濃	台湾工業技術研究院 Chen 副所長	
4 月24日~27日	敦 賀	・米国アルゴンヌ国立研究所 Walters 主席技術顧問 ・国際原子力機関(IAEA) Juhn 原子力部長 ・露国物理・動力工学研究所 Poplavskiy 副所長 ・中国原子能科学研究院 Zhao 院長	
5月8日~9日	東海	・露国フローピン・ラジウム研究所 Bartenev部門長 ・露国PAマヤック Rovny中央研究所長	

4.国際協力協定

なし

- 5.余剰兵器解体プルトニウム(解体プル)処分 協力
- (1) 解体プルのBN600における処分法検討のため
 のBFS 2施設を用いた実験的研究に関する共同
 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,BFS 2(臨界実験装置) を用いた臨界実験及び臨界実験結果の解析評価 を行っている。
- (2)解体プル処分のためのBN600用MOXバイパ ック燃料集合体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,解体プルを用いた3体の試験 燃料集合体の照射試験が終了し,現在,冷却の ため炉内貯蔵ラックで保管されている。2003年 2月に照射後試験を開始する予定である。

(3) MOXバイパック燃料を用いたBN600フル

MOX 炉心化に係る詳細作業計画と主な実施コ ストの評価に関する共同研究

IPPEとの共同研究契約に基づき,フルMOX 炉心用の燃料製造施設建設コスト評価を中心と した調査を行っている。

- (4) MOXバイパック燃料を装荷したBN600ハイ ブリッド炉心及び燃料の設計に関する共同研究 ロシア実験機械製造設計局(OKBM)との共 同研究契約に基づき,BN600ハイブリッド炉心 化のための炉心及び燃料設計を行っている。
- (5) MOXバイパック燃料を装荷したBN600ハイ
 ブリッド炉心の安全解析に関する共同研究
 IPPE との共同研究契約に基づき ,BN600ハイ

ブリッド炉心化に際してその安全性について, 評価及び解析を行っている。

(6) 解体プルを用いた MOX バイパック燃料製造
 に関する共同研究

RIAR との共同研究契約に基づき,BN600八イ ブリッド炉心へ燃料供給する設備の改造等を行 っている。

(本社:国際・核物質管理部)

国際協力



業務品質保証活動

業務品質保証活動においては公衆と環境の安全 及び社会的信頼の確保を前提とした原子力の開発 及び利用の促進に係る業務の高い品質を確保する ことを目的にすべての業務を対象として業務に要 求される品質(要求品質)を定め,その達成に向 けた活動を推進している。

1.経営管理サイクルと業務品質保証活動

2001年度終了に伴い,各事業所等から「2001年 度実績確認表」の提出を受け,2001年度業務実施 計画に係る実施結果について,理事長への報告書 を作成した。

また,各事業所等から2001年度業務品質保証活動の実施状況に係る報告書の提出を受け,理事長への報告書を作成した。

2.指導会

2002年度指導会については,2001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,テーマ数,年間スケジュー ル等について柔軟な運用を図ることとしている。

2002年度は,7事業所が7つの検討テーマについて活動を行う計画であり,品質保証の専門家による指導のもと,第1回指導会を5月から7月にかけて開催した。

3. 安全·品質監查

2002年度から,安全監査と機構品質監査との合 理化及び監査機能の向上を図るため,両監査を統 合した機構品質監査(安全・品質監査)として実 施する。2002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。この2002年度安全・品質監査の実施について,5月に理事会議に報告した。

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 成果の質の向上に関する品質保証活動について, 理事長の諮問に応えて審議検討を行い,業務品質 保証活動の円滑な推進を図るため設けている。

2002年度第1回の品質保証委員会を5月14日に 開催し,2002年度安全・品質監査の実施について 審議したほか,各事業所等の2001年度活動実績と 2002年度活動計画,業務品質改善指標の作成につ いて報告・検討を行った。

5.ISOの認証取得・維持活動の推進

各事業所における ISO 認証取得・維持活動の進 捗状況を踏まえ,教育・研修等を実施している。

ISO9000ファミリー 2000年規格概論研修を2002 年5月27日に東海事業所で 6月12日に人形峠環境 技術センターでそれぞれ実施した。また JSO9000 内部監査員養成研修を6月20,21日に敦賀本部に おいて実施した。

東海事業所の「ISO認証取得範囲の拡大」につ いてコンサルティングを6月27日に実施した。

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。

2002年度は,2001年度の未受講者,2002年度の 新任者及び新規階層として加えた一般職 クラス を対象としており,その教育計画(19回の開催を 計画)を策定した。

(本社:品質保証推進部)


外 部 発 表

1.外部発表

1.1 外部発表実施状況

2002年4月から6月において外部発表終了の届けがあった外部発表資料は次のとおりである。

	発 表 内 容	発 表 先 及 び 発 表 年 月 日				
	高速增殖炉関係(52件)					
1	応力・熱流速方程式乱流モデルによる層流・乱流遷移域を含む管内乱流熱伝 達の数値解析	日本機械学会誌 Vol.10 No.1 2000年1月				
2	Decay Heat Measurement of Actinides at YAYOI	2000年核データ研究会報文集 188号 2001年3月				
3	Integral Test of JENDL 3.2 Data by Re analysis of Sample Reactivity Meas- urements at SEG and STEK Facilities	2000年核データ研究会報文集 188号 2001年4月				
4	Current Status of the Investigation on a Nuclear Constant Set in JNC	「炉定数整備専門家会議」報文集 9号 2001年5月				
5	「MOX燃料の照射挙動」,「高速炉用炉心材料の開発状況」	「高度燃料技術」研究専門委員会報告書 2001年5月				
6	A Study on Estimation of Damage in Type 304 SS Based on Natural Magnetization	第8回日独セミナ - (東京大学山上会館)2001年6月1日				
7	高速炉ドシメトリー用He 蓄積型中性子フルーエンスモニタの開発	日本原子力学会誌 2001年9月				
8	モンテカルロ法の高速炉解析への適用	モンテカルロシミュレ - ションの現状と課題 2001年10月				
9	Structural Response Function Approach for Evaluation of Thermal Striping Phenomena	Nuclear Engineering Design Vol.212 2001年11月				
10	実用化戦略調査研究における小型高速炉	日本原子力学会誌 Vol.43No.11 2001年11月				
11	ナトリウム漏えい事故原因となった温度計の破損	第5回生産学術連合会議 (名古屋)2001年12月7日				
12	DCAの役割と運転経験	DCA運転終了報告会 (サイクル機構)2002年2月8日				
13	JNC Viewpoint on Fast Reactor Knowledge Preservation	IAEA技術会合 (パリ)2002年3月				
14	Numerical Investigation of Mass and Heat Transfer in Sodium Pool Combus- tion	International Journal .of Numerical Heat Transfer Vol.41 No.6 7 2002年3月				
15	実測データに基づく安全裕度評価	第11回 もんじゅ・国際技術センター技術報告会 (エムシースクエア)2002年 3 月13日				
16	運転保守支援システムの開発	第11回 もんじゅ・国際技術センター技術報告会 (エムシースクエア)2002年 3 月13日				
17	Study on Synthesis Technique and Thermal Analysis of Na Fe Complex Ox- ides	International Symposium on Material Chemistry in Nu- clear Environment(MC02) (つくば市) 2002年 3 月13日				
18	Development of Nano Composite 9Cr ODS Martensitic Steels by Means of to Phase Transformation	International Symposium on Material Chemistry in Nu- clear Environment(MC02) (つくば市) 2002年 3 月14日				
19	サイクル機構におけるナトリウム燃焼関連研究(1) ナトリウム燃焼実験研究 - ナトリウム燃焼残渣の安定化実験 -	原子力施設の消防防災技術に関する研究 成果報告会 (スクワ - ル麹町)2002年3月14日				
20	RIMSを用いたNa冷却型高速炉用破損燃料位置検出システムの開発(2)	第49回応用物理学関係講演会(東海大学)2002年3月27日				
21	SEM/EBSP法とTEM/菊池線法を用いたODSフェライト系耐熱鋼の粒界解析	日本金属学会 春期大会(東京理科大学)2002年3月28日				
22	ODSフェライト鋼の組織観察と結晶方位解析	日本鉄鋼協会 講演大会 (上智大学)2002年3月28日				
23	FBR 用改良316鋼炉心材料の燃料集合体照射におけるスエリング挙動	日本金属学会 春期大会 (東京理科大学)2002年3月28日				
24	反応速度論に基づく PNC316鋼の照射クリープスエリング相互作用の解析	日本金属学会 春期大会 (東京理科大学)2002年3月28日				
25	Deep Sea Fast Reactors Demanded for Oceanugraphy	Underwater Technology 2002(新山王ホテル 2002年 4 月				
26	もんじゅ運転再開に向けた着実な研修の遂行	産業と電気 585号 2002年4月				
27	Development of 'Pad Element' for Detailed Core Deformation Analyses and its Verification	Nuclear Engineering Design Vol.213 No.2 3 2002年4月				

214

	発表内容	発表先及び発表年月日				
	高速增殖炉関係(52件)					
28	欧州炉物理解析システムERANOSの特徴と次世代解析システムの提案	日本原子力学会・炉物理部会 会報 炉物理の研究 53号 2002年4月				
29	FBR研究開発の進路を探る					
30	Studies on Applicability of Smoke Sensors as a Sodium Leak Monitoring System	ICONE 10 (アーリントン) 2002年4月14日				
31	Advanced Modeling of Multicomponent Vaporization/Condensation Phenom- ena for a Reactor Safety Analysis Code SIMMER	ICONE 10 (アーリントン) 2002年 4 月15日				
32	Development of the System Based Code for Fast Breeder Reactors Prob- abilistic Methods in Creep Fatigue Evaluation	ICONE 10 (アーリントン) 2002年 4 月15日				
33	Feasibility Study on Nitrogen 15 Enrichment and Recycling System for Inno- vative FR Cycle System with Nitride Fuel	ICONE 10 (アーリントン) 2002年 4 月16日				
34	Development of Computer Program for Whole Core Thermal Hydraulic Analysis of Fast Reactors	ICONE 10 (アーリントン) 2002年 4 月16日				
35	Numerical Prediction of Secondary Flows in Complex Areas Using Concept of Local Turbulent Reynolds Number	ICONE 10 (アーリントン) 2002年 4 月17日				
36	Creep Fatigue Life Evaluation Base on Stress Redistribution LOCUS(SUL)Method	JPVRC Symposium 2002 (東京大学)2002年 4 月16日				
37	Enhancing of Reactivity Feedback at ULOF for Small Size Long Life Pb Bi Cooled Reactor by Implementing Heat Source in Radial Reflector	IYNC2002 (Daezeon, Korea) 2002年4月16日				
38	「ふげん」における世界に先駆けたプルトニウム本格的利用 " Energy Policy and Achievements of Pu Utilization in Japan " FUGEN Nuclear Power Station : A Pioneer of Plutonium Use in the world	第 3 回敦賀国際エネルギーフォーラム (若狭湾エネルギーセンター) 2002年 4 月25日				
39	「もんじゅ」の現状と将来計画 Current Status and Future Direction of Monju	第 3 回敦賀国際エネルギーフォーラム (若狭湾エネルギーセンター)2002年 4 月26日				
40	Experimental Study on the Avoidance and Suppression Criteria for the Vor- tex Induced Vibration of a Cantiler Cylinder	Transactions of ASME "Journal of Pressure Vessel Technology "Vol.124 2002年5月				
41	DV X 法を用いたSUS304鋼の微視的組織変化による磁気特性変化の検討	「電磁力関連のダイナミックス」シンポジウム (岡山)2002年 5 月22日				
42	Preliminary Analysis of CABRI LTX Test Using SAS4A Code	2002 Korean Nuclear Society Spring Meeting (Chosun University Kwanju Korea)2002年 5 月23日				
43	Na Fe O系に関する熱化学解析	第50回質量分析総合討論会 (京都工芸繊維大学)2002年5月15日				
44	今なぜ ,「もんじゅ」か:安全・信頼性をアップ温度計やナトリウム系	エネルギーレビュー 2002年6月				
45	「もんじゅ」再開後の研究開発	エネルギーレビュー 2002年6月				
46	緊急時遠隔空中モニタリング手法に関する研究	日本保険物理学会第36回研究発表会 (石川教育自治会館)2002年6月6日				
47	・ 線用ホットセル改良工事における等価線量管理の経験	日本保険物理学会第36回研究発表会 (石川教育自治会館)2002年6月7日				
48	Status on R&D Activities for Key Technologies of FR Systems in OEC/JNC, Japan	カザフスタン原子力センタ - 創立10周年記念国際会議 (カザフスタン共和国クルチャトフ)2002年 6 月13日				
49	円柱の流力振動の回避・抑制条件に関する研究動向	日本機会学会講習会No.02 36 ⁶ 配管内円柱状構造物の流力 振動」 (東京)2002年6月14日				
50	実用化戦略調査研究におけるプラント概念検討(ナトリウム冷却炉)	日本機械学会 第 8 回動力・エネルギ - 技術シンポジウム (大田区 産業プラザPIO)2002年 6 月18日				
51	実用化戦略調査研究におけるプラント概念検討	日本機械学会 第 8 回動力・エネルギ - 技術シンポジウム (大田区 産業プラザPIO)2002年 6 月19日				
52	Thermal Fatigue Evaluation of Cylinders and Plates Subjected to Fluid Tem- perature Fluctuation	The 8th International Fatigue Congress (Royal Institute of Technology, Sweden) 2002年7月2日				
	核燃料関係((1件)				
1	Design for Irradiation Test in the HFR with Innovative Fuel	ANS Annual Meeting 2002 (ハリウッド) 2002年6月				
	先進リサイクル技術関係(〔3件〕				
1	Separation Process of Long Lived Radionuclides for Advanced Fuel Recycling	Global 2001 (パリ) 2001年9月9日				
2	The Excellent Fuel Cycle Technology in Nuclear Proliferation Resistance	ICONE 10 (アーリントン) 2002年4月18日				
3	Resonance Self Shielding Corrections for Activation Cross Section Meas- urements	日本原子力学会欧文誌 39巻 5 号 2002年 6 月				
	廃棄物処理・処分関係(5件)					
1	Sorption Behavior of Neptunium onto Smectite under Reducing Conditions on Carbonate Media	NUCEF2001 (日本原子力研究所東海研究所)2001年10月31日				

215

活動報告

	発表内容 発表先及び発表年月日				
廃棄物処理・処分関係(5件)					
2	Building Confidence in Radionuclide Transport Models for Fractured Rock: The Nagra/JNC Radionuclide Retardation Programme	Scientific Basis for Nuclear Waste Management XXIV (シドニー) 2001年12月			
3	高レベル放射性廃棄物地層処分の安全評価における放射性核種の挙動解析	環境放射能研究会 (高エネルギー加速器研究機構)2002年3月6日			
4	Observation of Inner Surface of Flame Tower Type Reactor for Uranium Conversion	International Symposium on Material Chemistry in Nu- clear Environment(MC02) (つくば市)2002年3月13日			
5	炭酸塩水溶液中およびケイ砂混合ベントナイト中における純銅のアノード分極挙動	材料と環境2002 (川崎市産業振興会館)2002年5月29日			
	地 層 科 学 研 究 関 係(26件)			
1	自然から学ぶ高レベル放射性廃棄物処分の智恵 - ナチュラルアナログ研究のすすめ -	京都原子炉実験所 平成13年度「放射性廃棄物管理専門研究会」報告書 2001年12月			
2	Robust and Accurate Seismic (Acoustic) Ray Tracer	The 2002 Japan Taiwan Joint Seminar on Earthquake Mechanisms and Hazards (名古屋大学) 2002年1月			
3	自然から学ぶ高レベル放射性廃棄物処分の智恵 - ナチュラルアナログ研究のすすめ -	北海道資源・素材フォーラム2002 (北海道大学)2002年1月			
4	濃尾平野における完新統の堆積速度とその時間変化	日本地理学会2002年度春季学術大会 (金沢大学)2002年3月			
5	地質環境の長期安定性に関する将来予測研究の課題	我が国の地質環境の長期安定性について - 天然事象シン ポジウム - (虎ノ門パストラル)2002年3月			
6	Characterization of Unsaturated Zone around Cavity in Fractured Rocks by Using Electrical Resistivity Tomography	Bridging the Gap between Measurement and Modeling in Heterogeneous Media (カリフォルニア)2002年3月			
7	Applications of Electrical Resistivity Tomography in Mapping Rock Dispersiv- ity and Monitoring Water Flow in Heterogeneous Media	Bridging the Gap between Measurement and Modeling in Heterogeneous Media (カリフォルニア)2002年3月			
8	幌延深地層研究計画における堆積岩を対象とした物理探査	物理探査学会 (かんぽプラザ東京)2002年4月			
9	W and M Type Tetrad Effects in REE Patterns for Water Rock Systems in the Tono Uranium Deposit, Central Japan	Chemical Geology Vol.184 2002年4月			
10	フィンランドのセーフティケースの特徴	日本原子力情報センター特別講演会「フィンランドの使用 済燃料最終処分場建設計画に学ぶ」 (日本自転車会館)2002年4月15日			
11	天然環境の水 - 鉱物 - 微生物システムの予察研究 - ウラン鉱床の長期的保存に関わる岩盤の酸化還元緩衝能力について -	地球惑星科学関連学会2002年合同大会 (代々木国立オリンピックセンター)2002年5月			
12	東濃地下の窒素固定菌・硝化菌・脱窒菌:地下微生物が地下窒素サイクルに 関与する可能性	地球惑星科学関連学会2002年合同大会 (代々木国立オリンピックセンター)2002年5月			
13	日本列島の地滑り地形分布図 - 地形・地質との関連 -	地球惑星科学関連学会2002年合同大会 (代々木国立オリンピックセンター)2002年5月			
14	大規模火砕流による基盤岩への熱影響 - FT法による熱履歴解析 -	地球惑星科学関連学会2002年合同大会 (代々木国立オリンピックセンター)2002年5月			
15	紀伊半島南部地域におけるMT法による深部比抵抗構造調査	地球惑星科学関連学会2002年合同大会 (代々木国立オリンピックセンター)2002年5月			
16	水理地質構造概念モデルを用いた概括的な数値解析 - 断層運動時の水理環境の変化の推定 -	地球惑星科学関連学会2002年合同大会 (代々木国立オリンピックセンター)2002年5月			
17	横田玄武岩類に見られる不均質なマントルダイアピルとその起源	地球惑星科学関連学会2002年合同大会 (代々木国立オリンピックセンター)2002年5月			
18	水関与の観測物性評価 - 地殻深部水の遠隔観測 -	地球惑星科学関連学会2002年合同大会 (代々木国立オリンピックセンター)2002年5月			
19	Source Investigation of Small Events Using Pseudo Spectral Deconvolution Technique	地球惑星科学関連学会2002年合同大会 (代々木国立オリンピックセンター)2002年5月			
20	結晶質岩を対象とした岐阜県瑞浪市における超深地層研究所計画 概要とこれまでの成果	地球惑星科学関連学会2002年合同大会 (代々木国立オリンピックセンター)2002年5月			
21	人工信号源を用いた電磁探査における送受信方式の評価と信号伝播の性質	地球惑星科学関連学会2002年合同大会 (代々木国立オリンピックセンター)2002年5月			
22	東濃地下堆積岩および花崗岩に生息する微生物の現存量および群集組成	地球惑星科学関連学会2002年合同大会 (代々木国立オリンピックセンター)2002年5月			
23	東濃ウラン鉱床周辺の新第三紀瑞浪層群堆積岩類の地球化学	地球惑星科学関連学会2002年合同大会 (代々木国立オリンピックセンター)2002年5月			
24	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 44巻 2号 2002年6月			
25		資源と素材 Vol.118 No.5,6 2002年 6 月			

	発表内容	発 表 先 及 び 発 表 年 月 日					
	地 層 科 学 研 究 関 係((26件)					
26	Isotopic Study for the Estimation of C 14 Age of Groundwater at the Horonobe Hokkaido Japan	9th International Conference on Accelerator Mass Spec- trometry (名古屋大学) 2002年 9 月					
	軽水炉再処理関係((2件)					
1	湿式再処理技術開発の現状と今後	(社)日本原子力産業会議 原子動力研究会 パックエン ド技術グループ 定例研究会 (日本原子力産業会議)2002年3月19日					
2	Renovation of Chemical Processing Facility for Development of Advanced Fast Reactor Fuel Cycle System in JNC	ICONE 10 (アーリントン) 2002年 4 月14日					
	環境保全関係	(2件)					
1	人形峠環境技術センターにおける鉱山跡の措置に関する基本計画(案)	第4回鉱山跡措置技術委員会 (人形峠環境技術センター)2002年4月11日					
2	実証試験計画(案)	第 5 回鉱山跡措置技術委員会 (人形峠環境技術センター)2002年 4 月12日					
	新型転換炉関係((7件)					
1	廃棄物処理設備の制御系の改善強化	富士時報 2002年1月					
2	ふげん発電所の廃止措置に関わる放射能測定	第13回デコミッショニング技術講座 (石垣記念ホール)2002年 2 月12日					
3	VR技術を用いた解体作業シミュレーションシステム	先端原子力ア・ラ・カルト 2002年 2 月28日					
4	新型転換炉ふげん発電所における重水・トリチウムの取扱経験	「トリチウム安全理工学」および「環境核種影響評価モデルの 構築技法とその検証」合同専門研究会報告書 2002年3月					
5	新型転換炉ふげん発電所アイソレーション管理支援システム	FAPIG 160号 2002年3月31日					
6	Sensitivity Degradation Characteristics of Incore Neutron Detector for Heavy Water Reactor, Fugen NPP	ICONE 10 (アーリントン) 2002年 4 月14日					
7	「ふげん」の廃止措置に向けての取り組み	日本原子力情報センター主催 実務講座 新型転換炉ふ げん発電所の廃止措置に向けての計画 (日本消防会館)2002年6月21日					
	安全管理関係(11件)						
1	車載型全身カウンタシステムによる原子力防災訓練等への支援活動	日本保健物理学会第35回研究発表会 (仙台国際センター)2001年 5月25日					
2	時間間隔解析・減算システムによる天然放射性核種の定量	第38回理工学における同位元素・放射線研究発表会 (日本青年館)2001年7月11日					
3	New Aspects of Time Internal Analysis Method for the Determination of Artificial Alpha Nuclides	2001 Asia Pacific Symposium on Radiochemistry (福岡市都ホテル)2001年10月30日					
4	東海再処理施設におけるトリチウムモニタリングの経験	トリチウム安全理工学専門研究会報告書(京大原子炉実験 所報告書) 2001年12月					
5	サイクル機構のモニタリング活動	放医研 環境セミナー報文集 2002年3月					
6	質量分析法による土壌中ヨウ素 129の定量	第3回「環境放射能」研究会 (高エネルギー加速器研究機構)2002年3月5日					
7	放射線管理の実務における効果的な訓練の検討	日本保健物理学会第36回研究発表会 (石川県教育・自治会館)2002年6月6日					
8	計算機システムによる放射線管理情報の活用	日本保健物理学会第36回研究発表会 (石川県教育・自治会館)2002年6月6日					
9	建屋換気制限によるRn Tn子孫核種増加時の施設放射線管理の経験	日本保健物理学会第36回研究発表会 (石川県教育・自治会館)2002年6月6日					
10	中性子校正場における室内散乱線の評価(1)	日本保健物理学会第36回研究発表会 (石川県教育・自治会館)2002年6月6日					
11	中性子校正場における室内散乱線の評価(2)	日本保健物理学会第36回研究発表会 (石川県教育・自治会館)2002年6月7日					
	その他	(7件)					
1	Development of a New Electromagnetic Sounding System, EM ACROSS	European Geophysical Society XXVII General Assembly (ニース) 2002年4月					
2		1					
	An Application of the Pseudo Spectral Technique to Retriving Source Time Function	European Geophysical Society XXVII General Assembly (ニース) 2002年4月					

活動報告

発 表 内 容		発 表 先 及 び 発 表 年 月 日
	その他(7件)
4	非晶質シリカ・ギブサイトに対する 2 価鉄・ 2 価マンガンイオンの吸着	日本土壤肥料学会2002年(名古屋)大会 (名城大学)2002年 4 月 2 日
5	Transfer Function Measured by Electromagnetic Sounding with an Accurately Controlled Signal	Earth, Planets and Space 2002年5月
6	原子力によるエネルギーの持続的・大量供給の可能性	NSAコメンタリーシリーズNo.10原子力による水素エネル ギー 2002年6月
7	広域海洋における放射性物質移流拡散モデル	日本保健物理学会第36回研究発表会 (石川県教育・自治会館)2002年6月6日

1 2 2002年の日本原子力学会春の年会における口頭発表2002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					
高速增殖炉関係(58件)					
1	International Coorperation Strategy for MONJU				
2	Structure Phase Evolution and Radiation Resistance of Core Component Materials for FBR				
3	A Thermal Fragmentation Model of Melt Droplets Induced by Vapor Film Collapse				
4	Critical Reynolds Number and Turbulence Modeling				
5	3 次元拡散燃焼設計コードMODIFの整備と検証(1) - MODIFコードの開発と特長 -				
6	3 次元拡散燃焼設計コード MODIFの整備と検証(2) - 「もんじゅ」性能試験の解析による検証 -				
7	3 次元拡散燃焼設計コード MODIFの整備と検証(3) - 「常陽」性能試験の解析による検証 -				
8	熱流力設計コード・システムCOBRA4 MJの整備と検証				
9	「もんじゅ」冷却系統の運転信頼性評価 - 2 次冷却系スクラ ム FT 解析 -				
10	鉛 - ビスマス冷却炉の運転保守性検討				
11	分散型漢詩診断システムプラットフォームの開発(4) - パーソナル診断機能の開発 -				
12	12 「もんじゅ」初臨界炉心におけるセル非均質効果に関する一考察				
13 Characteristics法に基づく高速炉炉心計算法の開発					
14	FBR プラント計画設計に対するパラメータ調整機能の適用性検討				
15	酸化物分散強化型鋼の溶接技術開発(その6) - 残留応力の 影響 -				
16	高速炉BN 600とバイパック燃料を用いた協力の概要				
17	BN 600部分MOX化炉心の設計				
18	BN 600八イブリッド炉心の安全解析				
19	BN 600部分MOX化炉心用MOXバイパック燃料製造施設改造				
20	高速炉ドシメトリー用He蓄積型フル - エンスモニタの開発 そ の3)				
21	高照射PNC316 ,15Cr 20Ni鋼燃料被覆管の引張強度・延性特性				
22	炭酸ガス冷却炉プラントの検討				
23	重金属冷却炉プラントの検討(2)				
24	ナトリウム冷却中型モジュール炉プラントの検討				
25	高速炉を用いた LLFP 核変換技術の検討(その1) - 実用化戦略調査研究フェーズ1の概要 -				
26	高速炉を用いた LLFP核変換技術の検討(その2) - Na 冷却 MOX 燃料高速炉での LLFP 核変換特性 -				
27	高速炉を用いた LLFP 核変換技術の検討(その3) - 核変換率を改善するための LLFP 集合体概念 -				

	発 表 内 容
	高速增殖炉関係(58件)
28	ダブルハニカム炉心の提案(その2)
29	FBR実用化戦略調査研究フェーズの燃料製造システム検討 (1) ターンテープル型脱硝転換設備概念の提案
30	FBR実用化戦略調査研究フェーズ の燃料製造システム検討(2) 金属燃料製造における品質管理システムの検討
31	FBR実用化戦略調査研究フェーズ の燃料製造システム検討(3) ゲル化設備の概念設計
32	FBR実用化戦略調査研究フェーズ の燃料製造システム検討(4) 燃料製造システム経済性評価手法の検討
33	次世代炉定数システムによる高速炉核特性解析() - JFS 3 J3.2作成時の重み関数訂正効果 -
34	サーマルストライピングの熱流動に関する実験研究(4) - PIVとDNSを用いた噴流間混合現象の評価 -
35	T字管合流部における温度変動挙動に関する研究
36	原子炉構造コンパクト化のための炉内流動安定化方策の検討
37	ナトリウム - コンクリート反応を摸擬した水素燃焼試験
38	レーザ誘起ブレークダウン分光法によるナトリウムエアロゾ ルの検出特性(2)
39	乱流自然対流場におけるエアロゾル挙動の解析評価
40	CABRI RAFT試験総合評価(1):RAFTプログラムの概要と評価の現状
41	CABRI RAFT試験総合評価(2):過出力条件下での破損燃料の冷却性
42	CABRI RAFT試験総合評価(3):LTX試験の評価
43	高速炉の炉心安全向上のためのEAGLE プロジェクト(4) - 炉外総合試験(IDO試験)の融体挙動評価 -
44	EFM1試験解析に基づいた再臨界回避方策の評価
45	多様な作動流体を用いた場合の重要熱流動課題の特性比較) ~数値解析によるサーマルストライピングの定量評価~
46	Pb Bi自然循環炉における酸素濃度制御解析
47	Pb Bi自然循環炉の炉心内流量配分特性解析
48	ナトリウム - 水反応の数値解析研究(4) ナトリウムと水の反 応速度に関する実験的考察
49	ナトリウム - 水反応の数値解析研究(5) 分子軌道法を用いた 主要反応経路の評価
50	高速炉燃料集合内詳細熱流動解析評価手法の開発 (2) - 乱流モデルの導入と検証 -
51	実用化ナトリウム炉の原子炉構造解析(1) - 原子炉容器液面近傍熱応力に及ぼす設計因子の感度解析 -
52	実用化ナトリウム炉配管の構造解析(1) 大形炉ホットレグ配 管の熱膨張応力に対するパラメータ感度評価
53	高速炉用炭・窒化物燃料の照射後試験 ()炭化物燃料の破壊試験

	発表内容
	高速增殖炉関係(58件)
54	次世代炉定数システムによる高速炉核特性解析 () - 次世代炉定数システム導入による効果 -
55	流体温度の多次元空間ゆらぎに対する接液構造物の周波数応 答関数
56	BFS臨界実験解析に関するIPPE共同研究の進捗状況
57	総合報告「ロシア余剰核兵器解体プルトニウム処分」1.高速 炉オプション(3) BN 600用MOXバイパック燃料集合体三 体の製造及び照射試験
58	中性子照射オーステナイト鋼モデル合金のスエリング発達過 程に及ぼす微量添加元素の影響
	核 燃 料 関 係(16件)
1	振動充填燃料の充填技術開発(4) - スフェアパック燃料の混合充填における粒子形状の影響 -
2	SCALE4及びMCNP4を用いたMOX非均質系ベンチマーク計算
3	プルトニウム混合転換施設における排気ダクトの撤去・更新工 事報告
4	高燃焼度 MOX 燃料集合体の照射試験(2) - 燃料集合体照射後試験 -
5	3次元シミュレーションを用いた振動充填粒子の挙動評価(1) - スフェアパック充填における浸透と偏析への振動条件の影響 -
6	パイパック燃料の振動充填試験(1) - 模擬物質による各種パラメータサーベイとUO₂顆粒による試験 -
7	バイパック燃料の輸送時安定性に関する試験
8	外部ゲル化法による小粒径粒子製造技術開発
9	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 - MOX粉末の高温焙焼還元試験 -
10	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 () -
11	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 - 粉末流動性評価試験 () -
12	MOX粉末搬送容器の開発
13	高速炉用炭・窒化物燃料の照射後試験() - 窒化物燃料の破壊試験 -
14	照射済高速炉燃料集合体における燃料ピン変位量の測定
15	高速炉用被覆管粒子燃料の概念検討() - TiN被覆強度特性試験 -
16	摸擬粒子を用いた振動充填燃料の機械特性に関する評価
	先進リサイクル技術関係(11件)
1	Cer Met Sphere Bed Concept
2	The Level Scheme of 106PD with(n ,)Reaction
3	Calculation of Resonance Self Shielding Factors Using Pade Approximations
4	簡素化溶媒抽出法のフローシート検討 - Np(,)の抽出挙動評価 -
5	UQ2燃料の酸化物電解試験 - 試験結果および電極反応モデルの提案 -
6	乾式再処理システムの物質収支評価コードの開発
7	CMPOを用いた三価アクチニドとランタニドの分離(3)
8	局レベル放射性物質研究施設の改造() ~ セル内設備の改造~
9	高レベル成射性物質研究施設の改造() ~ 基礎試験設備の整備~ 高レベル放射性物質研究施設の改造()
	~実験室 C 乾式試験設備の新設工事~
11	局レベル
	廃果物処理・処分関係(9件)
1	(使用) (2) (2) (2) (2) (2) (2) (2) (2) (2) (2
2	ケミカルトラップ充填材(NaF)の処理に関する検討

	発表内容				
廃棄物処理·処分関係(9件)					
3	ウランを含んだ使用済アルミナ流動媒体からのウラン回収技 術の検討 - フッ化物溶融塩系での超電力測定試験 -				
4	溶融塩を用いた電解除染技術の適用性検討				
5	炭酸共存下におけるネプツニウム()の溶解度測定				
6	コロイドの付着における物質移動係数の評価手法				
7	エクストルーダ内に析出した塩の機械的強度についての検討 ~アスファルト固化処理施設火災爆発事故の長期課題対応~				
8	有機混和剤を添加したセメントペースト硬化体からの有機物 溶出挙動()・)-圧搾試験による評価-				
9	過熱蒸気分解法による難燃性放射性廃棄物の処理(3)				
	軽 水 炉 再 処 理 関 係 (13件)				
1	高濃度溶解条件下におけるMOX燃料の溶解挙動評価				
2	FBR燃料再処理解体・せん断工程の合理化検討(2) (レーザ光伝送ファイバーの耐放射線性)				
3	ステンレス鋼の硝酸腐食に与えるNOxの影響				
4	再処理工程におけるCr()迅速分析法の開発				
5	ハル中のプルトニウム・キュリウム簡易分析法の検討()				
6	ボルタンメトリー、導電率計測による再処理工程内のウラン、 酸濃度測定法の開発 - 再処理分析技術の高度化・効率化()-				
7	グローブボックスの温度及び負圧警報システムの改良				
8	遠心抽出器システム試験(1) - 装置概要と抽出試験結果 -				
9	遠心抽出器耐久性試験(1) - 装置概要及び5000時間運転結果 -				
10	低アルカリ性セメント固化体の特性評価				
11	先進湿式再処理における製品およびガラス固化体への腐食生成物の影響				
12	バーチャルリアリティ技術を用いた乾式再処理設計支援システムの開発				
13	長寿命核種の分離研究における新戦略(2) 二座配位型有機リン配位子による高度化再処理プロセスの検討				
	環境保全関係(1件)				
1	ウラン化合物永久磁石実用化のための基礎的研究				
	新型転換炉関係(1件)				
1	「ふげん」放射能インベントリ評価(5) - ボナーボールによる中性子スペクトル評価 -				
	濃縮関係(1件)				
1	ウラン濃縮機器の化学除染試験				
	安全管理関係(3件)				
1	TEPC型中性子線サーベイメータの特性評価				
2	中性子レムカウンタの線量換算係数変更への対応				
3	3Heを用いた熱 - 高速中性子同時検出型計数管の開発				
1	セル内爆発事家の解析的評価				
2	建産内爆先争戦時の衝撃波伝播様態の可規化 副離割によるがローブボックスカットで回じたけの検討				
5	羽離剤によるグローノ小ツグス内初木回収方法の検討 マフフラルト用化体から発生する可能性ギスの証価を発出を測定				
4	アスファルト回にゆかった主9る可添注ガスの計画と充火点測定 ~アスファルト固化処理施設火災爆発事故の長期課題の対応~				
5	月用希少元素FP 冉利用の共生ビジネスモデルの検討				
6	高次化Pu及びMA蓄積の観点からの高速炉導入シナリオの検討				
7	水素利用社会における回収Pbの需給バランスの検討				
8	FBR サイクル研究研究開発に関する投資対効果の試算				

(本社:技術展開部)



技術情報管理 情報システム

1.技術情報管理

サイクル機構の技術資料として,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,海外原子力開発機関との協定等によ り入手した報告書,国内外の研究機関との情報交 換により入手した報告書等を効果的に活用するた め,コーディングマニュアルに従って,登録番号 を付与し,汎用計算機でデータペース化すること により登録・利用管理している。また,国内外の 技術情報の調査・収集を実施した。

データベースの利便性の向上を図るため,汎用 計算機に替わる検索・閲覧機能を有するウェブ利 用クライアント&サーバ方式データベースシステ ムの整備を進めている。これまで汎用計算機に入 力した情報をサーバへ移管するプログラム 検索・ 全文閲覧プログラム等の設計製作,検索画面の作 成及びデータベース構築のため技術資料全文の PDF化を行った。

今般,イントラネットによる社内利用のための システム整備が完了したので,2002年6月5日よ り運用を開始した。

本システムでは,技術資料の他,サイクル機構 技報,図書情報,特許情報,成果展開事業,大学 との共同研究,技術協力・技術移転,解析コード 等にかかわるデータベースの検索・閲覧ができる。

現在,インターネットによる社外利用のシステ ム整備を継続している。 技術情報を効率的に活用するため,イントラ ネットにより社内周知を行うとともに,情報公開 の一環として,技術資料の目録(登録区分,資料 番号,標題,発行年月,研究項目,詳細項目,仕 上頁数)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のサイク ル機構技報第15号を2002年6月20日に社内外に広 く配布することにより、サイクル機構の技術動向, 技術開発成果及び進ちょく状況の周知に努めてい 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るとともに,業務処理用コンピュータのシステム変更を行った。

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・整備を継続するとと もに,全職員のメールドメイン管理を事業所別か ら本社一元管理に変更した。また,動画配信シス テムを新たに構築した。

(本社:技術展開部)

活動報告



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。2002年度は,42件の研究協力課題につ いて実施している(表1及び表2参照)。2003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。

12 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く公募型の研究 協力を行っている。2002年度は,20件の研究テーマについて実施している(表3及び表4参照)。

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。

2002年度は,15名の博士研究員により研究を実施している(表5参照)。2002年度の博士研究員 及び2001年度の追加博士研究員の募集を7月下旬 まで行っている。

(本社:技術展開部)

No.	<u>研究協力テーマ</u>	サイクル機構	協力	提 案 者
	研究協力課題	受 入 箇 所	形態	所属機関・氏名
	【高速増殖炉関係】(8件)	-		
1	鉄鋼材料の中性子照射効果感受性に関する研究	大洗照射センター	共 同	東北大学
	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	照射材料試験室	研 究	教 授 松井 秀樹
2	液体金属ナトリウム中の鉛ビスマス溶解挙動に関する熱化学基礎研究 液体金属ナトリウム中の鉛ビスマスの溶解度測定および熱分析法を用い たNa Pb Bi三元合金に関する研究	大洗 熱化学安全試験 Gr	客 員 研究員	茨城大学 助 手 田代 優
3	低温作動型アルカリ金属熱電発電システムの開発	大洗	客 員	静岡理工科大学
	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	新材料研究Gr	研究員	助教授 田中耕太郎
4	液体金属中の酸素による金属界面反応素過程に関する基礎的研究	大洗	客 員	新潟大学
	レーザーラマン分光法による金属液体界面の局所分析	新材料研究Gr	研究員	助教授 大鳥 範和
5	容器中の気泡挙動に関する基礎研究	大洗	共 同	京都大学
	自由界面及び気泡挙動に関する数値解析的研究	流体計算工学研究Gr	研 究	助教授 功刀 資彰

表 1 2002年度 先行基礎工学研究協力課題一覧

No.	<u>研究協力テーマ</u> 研究協力課題	サイクル機構 受 入 箇 所	協力	り 態	提 案 者 所属機関・氏名
	【高速増殖炉関係】(8件)				
6	配管系サーマルストライピングの緩和方策に関する基礎研究 上流にベ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トライピング緩和・制御法の開発	大洗 流体計算工学研究Gr	共研	同 究	東北大学 教 授 戸田 三朗
7	多成分多相流の熱流動現象の数値シミュレーションに関する研究 多成分系の蒸発 / 凝縮過渡挙動に関する研究	大洗 リスク評価研究Gr	共 研	同 究	九州大学 教 授 福田 研二
8	高速増殖炉構造材の超長寿命疲労強度特性に関する基礎研究 高温環境下の超長寿命疲労強度特性の解明	敦賀 国際センター プラント機器技術開発Gr	共 研	同 究	福井大学 教 授 服部 修次
	【核燃料サイクル関係】(7件)				
9	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 研	同 究	名古屋大学 教 授 河出 清
10	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 研	同 究	京都大学 教 授 岩瀬 正則
11	f 元素分離のための革新的抽出剤の創生研究 (1)3級ピリジン型樹脂を用いたLn()とAn()の分離	大洗	共 研	同 究	東京工業大学 助 手 鈴木 達也
12	(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	分離変換工学Gr	 共 研	 同 究	東京工業大学 助教授 竹下 健二
13	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 研	同 究	東北大学 講 師 三村 均
14	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 研	同 究	東北大学 助教授 関根 勉
15	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 研	同 究	岡山大学 教 授 鈴木 和彦
	【地層処分・地層科学関係】(1件)				
16	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 研	同 究	岡山大学 教 授 西垣 誠

表 2 2002年度 先行基礎工学研究協力課題一覧(継続分)

No.	研 <u>究協力テーマ</u> 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】(12件)			
1	高速炉心用フェライト鋼の微細組織と靭性に関する研究 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	大洗 照射センター 照射材料試験室	共 同 研 究 研究生	北海道大学 教 授 大貫 惣明
2	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 -	大洗 新材料研究Gr	客 員 研究員	東北大学 助教授 安彦 兼次
3	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 -	大洗 流体計算工学研究Gr	共 同 研 究	北海道大学 教 授 工藤 一彦
4	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	敦賀 国際センター	客 員 研究員	京都大学 助教授 鈴木 亮輔
5	(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 開発とその確証	システム技術開発Gr	客 員 研究員	東京大学 教 授 相澤 龍彦
6	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
7	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
8	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

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】(12件)			1
9	化学反応を伴った噴流現象に関する研究 化学反応噴流の流動特性に関する研究	共 同 研 究	東京大学 助教授 岡本 孝司	
10	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
11	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
12	高密度比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
	【核燃料サイクル関係】(8件)			
13	核燃料リサイクルプラントの設計研究に関する基礎研究 低放射性廃液中のMo,Te等の蒸発挙動の評価	大洗 再処理システムGr	共 同 研 究	東北大学 助 手 伊藤 勝雄
14	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	東海 再処理センター 処理第三課	共 同 研 究	產業技術総合研究所 主任研究員 山下 勝
15	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	東海 環境センター 機器開発Gr	共 同 研 究	茨城大学 教 授 白石 昌武
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	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 東海 東の理センター	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	技術開発課	共 同 研 究	東北大学センター長 高山 和喜
	【放射線安全関係】(2件)	1		
21	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	東海 線量計測課	共 同 研 究	名古屋大学 助 手 河原林 順
22	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		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】(4件)	1		
23	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	東海 環境センター 処分バリア性能研究Gr	共 同 研 究	筑波大学 講 師 黒澤 正紀
24	深部地質環境に対する微生物の影響に関する研究 東濃 地下微生物群集の種組成と代謝の多様性に関する研究 地質環境研究Gr		共 同 研 究 研究生	広島大学 助教授 長沼 毅
25	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			埼玉大学 教 授 渡辺 邦夫
26	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 研究生	九州大学 助 手 有馬 立身

表3 2002年度 核燃料サイクル公募型研究テーマ一覧(新規分)

1	No.	<u>研究協力テーマ</u> 研究協力課題	サイクル機構 受 入 箇 所	協 形	力態	提 案 者 所属機関・氏名
		【高速増殖炉関係】(1件)				
	1	流力弾性振動による配管系の疲労破壊現象の解明と早期寿命予測法の確 立およびヘリカル管内に挿入されたプローブ列からの振動ノイズの原因 究明	敦賀 国際センター ISIシステム開発Gr	共研	同 究	九州大学 教 授 村上 敬宜

No.	<u>研究協力テーマ</u> 研究協力課題	サイクル機構 受 入 箇 所	協 形	力態	提 案 者 所属機関・氏名
	【放射線安全関係】(1件)				
2	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	共研	同 究	東京商船大学 教 授 賞雅 寛而
	【地層処分・地層科学関係】(1件)				
3	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 研	同 究	京都大学 助教授 小林 晃

表4 2002年度 核燃料サイクル公募型研究テーマ一覧(継続分)

No.	<u>研究協力テーマ</u> 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】(7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	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	大洗 新材料研究Gr	共 同 研 究	東京大学 教 授 相澤 龍彦	
3	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	大洗核燃料Gr照射セ ンター照射材料試験室	共 同 研 究	京都大学 教 授 木村 晃彦	
4	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	大洗 流体計算工学研究Gr	共 同 研 究	東京工業大学 教 授 ニノ方 壽	
5	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	
6	「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	
7	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	共 同 研 究	東京工業大学 助教授 矢野 豊彦	
	【核燃料サイクル関係】(3件)				
8	ゾルゲル法を用いたCERMET燃料・固化体製造に関する研究	東海 環境センター プルトニウム燃料開発Gr	共 同 研 究	九州大学 助教授 出光 一哉	
9	消滅処理用アクチノイド水素化物の開発	 東海 環境センター ブルトニウム燃料開発Gr 【協力箇所】 大洗 照射センター 照射課 	共 同 研 究	東京大学 教 授 山脇 道夫	
10	長寿命 FP の中性子吸収断面積研究	東海 環境センター システム設計評価Gr	共 同 研 究	東京工業大学 助教授 井頭 政之	
	【放射線安全関係】(1件)				
11	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 教 授 阪元 重康	
	【地層処分・地層科学関係】(6件)				
12	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	東海 環境センター 放射化学研究Gr	共 同 研 究	東京大学 教 授 田中 知	
13	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	東濃 地質環境研究Gr	共 同 研 究	東京大学 助教授 徳永 朋祥	
14	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	東濃 地質環境研究Gr	共 同 研 究	東北大学 助教授 土屋 範芳	
15	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	
16	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	

No.	<u>研究協力テーマ</u> 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】(6件)			
17	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

表5 博士研究員による2002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	ナトリウム燃焼の化学熱力学に関する研究	大洗 新材料研究Gr
2	月吉断層が土岐花崗岩中の空隙構造へ与える影響に関する研究	東濃 地質環境研究Gr
3	セグメント構造を考慮した割れ目系の三次元形態の推定法および水理モデルの構築手法に関する研究	東海 環境センター システム解析Gr
4	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	東濃 地質環境研究Gr
5	12CrFerrite 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
6	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
7	「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
8	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
9	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
10	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
11	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
12	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
13	「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
14	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
15	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

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 ための一つの方策として,サイクル機構の研究者 及び技術者から新概念の創出,技術のプレークス ルーを目指す研究を募集する「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 全分野を対象として,独創性・新規性に優れた研 究テーマ並びに研究者を募集・厳選し,一定期間 (原則3年間),研究のための予算と環境を保証し 自由に研究が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)として採用された研究テー

マ4件は,2001年8月から研究を開始しており, 当該期間においても研究を継続した。

第2期(2002年度)として,2002年4月から下 記2件の研究(カッコ内は実施場所)を新たに開 始した。

- (1)炭素系内包構造体を利用した放射性核種の処理法及びその利用技術の研究(大洗工学センター)
- (2)溶融塩電解プロセス制御に資する電気化学的 元素濃度測定手法の研究(東海事業所)

今後,第1期の研究テーマは,2002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3期(2003年度)の研究テーマ 募集は2002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 に円滑に技術移転するため,以下の技術協力協定 を締結し,技術情報の提供,技術者の派遣,受託 業務等を実施している。

① 再処理

再処理については,日本原燃㈱に対して技術協 力を行なっており,六ケ所再処理工場のウラン脱 硝施設,ウラン・プルトニウム混合脱硝施設,ガ ラス固化施設及び放射線管理への試運転技術支援 について,2002年度に協定締結に向け協議を行 なっている。

また,六ケ所再処理工場の試運転準備要員の日本原燃(株)再処理技術者の研修を東海事業所で実施するとともに,2002年4月23日付けで「日本原燃株式会社委託会社社員への教育・訓練に関する 覚書」を締結し,日本原燃㈱の委託会社と東海事業所における教育・訓練に関する協議を開始した。 ② ウラン濃縮

ウラン濃縮技術については,日本原燃㈱と2000 年11月1日に締結した「ウラン濃縮施設の建設, 運転及び技術開発に関する技術協力協定」に基づ き,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2002年4月1日付けで締結し 実施している。

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「滞留ウラ ンの除去及び回収技術に係る試験研究」及び「使 用済遠心分離機処理技術に係る試験研究」の共同 研究並びに「遠心機長期化技術に関する試験」の 受託業務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,日本原燃(株)と

2000年12月27日に締結した「MOX 燃料加工施設の 建設・運転等に関する技術協力協定」に基づき, 六ケ所のMOX 燃料加工工場の設計にサイクル機 構の技術を反映させるため,技術者の派遣,技術 情報の開示を実施するとともに,2002年4月1日 に締結して「MOX 燃料加工に係わる確証試験 (MOX試験(2))その2」の受託業務を実施している。 ④ FBR

FBRの技術協力については,日本原子力発電 (株)と1999年6月28日に締結し,2002年3月29日 付けで有効期間を延長した「高速増殖炉システム の実用化戦略調査研究に関する協力協定」に基づ き,2002年度の「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し実施している。

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2001年6月15日に締結し 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,継続して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 の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。2002年度新規実 施分の募集に対して13件の応募があり,審査の結 果,8件の採択が決定した。

2002年度は,この8件と前年度からの継続分2 件の,合計10件の実用化共同研究開発を実施して いる。

(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、特許出願を行い技術を 公開し、権利化を図るとともに、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2,630件、外国で約 980件(このうち、2002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1,020件、 外国約500件)である。2002年度第1四半期の出 願件数は国内9件、外国11件であった。特許の実 施状況は、外部利用については、使用者と実施許 諾契約を締結し、実績はこれまで34件である。 (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,ソフ トウェア会社と16件の計算コードの使用許諾契約 をしている。このうち, FINAS (汎用非線型弾性 構造解析システム)の利用実績が多い。

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。2002 年度は,東濃地科学センターの第2立坑,新型転 換炉ふげん発電所廃棄物処分建屋の一部,人形峠 環境技術センターの環境工学施設の一部の供用な どを実施している。

4.国内技術協力研修

2002年4月より,日本原燃(株)の再処理技術者 の研修を開始した。第1四半期の現在,放射線管 理等の研修目的で2名,TVF研修で5名,プルト ニウム脱硝技術研修の目的で3名,分析技術研修 の目的で7名が現在研修中である。

また,2002年4月より,東電環境エンジニアリング(株)より技術者研修員を1名引続き,東海放 射線安全部門で研修を継続中である。

(本社:技術展開部)



特許・実用新案紹介

土壌中の間隙水のpH測定用成形体およびそれ を用いるpH測定方法

出願番号:特願平10 349851 出願日:平成10年12月9日 登録番号:特許第3208122号 登録日:平成13年7月6日 特許権者:核燃料サイクル開発機構

本発明は、pH電極やpH試験紙によるpH測定が 困難な土壌中の間隙水のpHを,発色粒子を保護 シート内に密閉した成形体を用いて測定可能にし たものである。

1.目的・効果

高レベル放射性廃棄物を地層処分する場合に は,地下環境での圧密度の高い土壌や,土壌と構 造物とが接している境界面等のpHを測定し構造 材の材質や仕様を決定する必要がある。

ところが,従来用いられているpH電極やpH試 験紙によるpH測定では,土壌中や境界面中に存在 する間隙水が極々微量であり,遠心分離機により 間隙水を絞り出すことができたとしても,測定す ることは極めて困難であるという問題点があった。

本発明は、土壌中のpH測定方法として吸着剤粒 子にpH指示薬を吸着させた発色粒子を、透析膜からなる保護シート内に密封したpH測定用成形体 を土壌中に挿入し、所定時間放置した後、保護シー ト内の発色粒子を取り出し、発色粒子の色の変化 や測色計を用いた反射率測定によりpH値を求め ることができ、上述の問題点を解消したものである。

本発明の応用分野として,従来のpH 電極やpH 試験紙によるpH 測定が困難な汚泥・汚物・懸濁 物質等を多量に含む廃水や,高温・多湿の条件等 におけるpH 測定があげられる。 2.技術の概要

本発明での実施例をもとに,以下説明する。pH 指示薬の選定は,pH値の変色範囲を考慮して選定 すればよく,ここではプロムキシレノールブルー を用い,エチルアルコールに過飽和状態となるよ うに溶解してpH指示薬溶解液を調製する。

吸着剤は,吸着性や耐薬品性を考慮するととも に,使用温度範囲で吸着性能を維持するものを選 定する。例えば,アンバーライトのXADシリーズ 等の合成吸着剤やダウエックス等のイオン交換樹 脂が適切である。

次いで,pH指示薬溶解液を吸着剤に含浸させて 吸着させ,吸着剤粒子を発色粒子とさせる。含浸 時間は十分な時間をとり,一般的には12時間以上 とする。これを保護シート内に密封して成形体と する。

保護シートは半透膜等の透析膜が使用でき,例 えばセルロース誘導体からなる膜やミリポアフィ ルタのようなメンプランフィルター等が適切である。

成形体を土壌等のpH測定対象物中に挿入し対 象物中の溶液が保護シートを浸透するのに十分な 時間にわたって放置した後,成形体を取り出し, シート内部の発色粒子の色の変化を調べる。

色の変化は ,pH 試験紙の色変化を測定するのと 同じようにあらかじめ作成しておいた標準色調表 と色調を比較し ,この色調に対応したpH 値を求め ることができる。

また,測色計を用いて色を数値化することによ リー層精度良くpH値を測定することができる。測 色計は,例えば400~700nmといった範囲の各波 長の光に対する反射率を測定できるもので,図1 はpH指示薬のプロムキシレノールプルーを吸着 剤のアンバーライトXAD 4に吸着させた発色粒 子をpH65~10.0の既知pH溶液と接触させた時 の波長と反射率との関係を示したものである。









図1では 620nmの波長において各pHに対する 反射率の変化幅が最も顕著であり,そこで波長 620nmを検量線作成用の波長とし pH値と反射率 との関係をプロットすることにより図2に示す検 量線が作成できる。なお,図2には他のpH指示 薬についての検量線も併せて示してある。 実施例では、プロムキシレノールブルーをpH指 示薬として用い、波長620nmでの反射率10%が求 められ、図2のプロムキシレノールブルーの検量 線からpH値85を読み取ることができる。



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22社の開 発を支援してきました。

2.2002年度の開発テーマの採択結果

2002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8件が採択されました。 ①リアルタイム監視カメラシステムに関するもの(オニコス(株))

②ガス漏れが無く多重配管を一括接続できる装置に関するもの((株)エー・シー・イー)

③物流管理等の自動化・高精度化が促進できる装置に関するもの((株)オーエステクノロジー)

④下水汚泥等を利用した苗用のポットに関するもの((株)ダイトウ興業)

⑤複雑な配管等の形状測定に関するもの((株) 筑波テクノファーム)

⑥表面特性を変えるレーザー装置に関するもの(サイバーレーザー(株))

⑦精密測定装置等の浮上装置に関するもの(中国ゴム工業(株))

⑧粉体輸送がスムーズにできるホッパーに関するもの(山田(株))

3.開発の成果

上記8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成果は,年度ごとに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	フル開	発機	冓
技術展開部	ß		
佐々木((内線	41103	3)
電話	029 -	282	- 1122(代表)
FAX	029 -	282	- 7980
E mail	sasa	ki@t∙	-hq.jnc.go.jp

INFORMATION

お知らせ



サイクル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.概要サイクル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 12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 処分研究開発分野等でサイクル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研究協力課題当たり,年間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又は同等の研究経歴を持つ者(ただし,既にサイクル機構の研究協力制度に研究実施の代表者として応募し,採用されているものを除く)
- 7.研究開始 2003年4月1日(予定:ただし,契約締結以降)
- 8.研究期間 原則として3事業年度以内とし,毎年度に所要の評価を行い,契約を更新します。
- 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 2002年11月15日(金】(必着)

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,深作 電話 029-282-1122(内線41111,41127) FAX 029-282-7980 E mail daigaku@jnc.go.jp なお、詳細についてはサイクル機構インターネッ トホームページを参照してください。 (http://www.jnc.go.jp/)

INFORMATION



東海総合交流館(仮称)が着工

2003年3月竣工



本交流館は,サイクル機構がこれまで培ってき た「研究開発成果の普及」の拠点として,また, 今まで以上に幅広い視点から取り組んでいく必要 のある「情報公開」や「リスクコミュニケーショ ン」の拠点として,多くの方々に利用していただ ける施設として建設を開始しました。

1 階には,講演会,研修,科学実験教室,フォー ラム,シンポジウム,市民原子力講座,ふれあい コンサートなどが開催できる多目的ホール,サイ クル機構の研究開発成果をパネル等で紹介する成 果普及室,パソコン研修ができるパソコン研修室, 2 階には,サイクル機構等からの原子力関連の情 報,リアルタイムの原子力情報,最新IT機器を 利用した原子力等の科学技術情報等が提供できる



インフォメーションルーム,地域情報等のコンテ ンツづくりを行うIT編集室,3階には,国際会 議等のワークショップ,成果展示会ができるワー クショップルーム,省エネルギーをテーマにした 憩いの場である屋上緑地などの施設を設置する予 定です。

INFORMATION

東海事業所 〒319-1194 茨城県那珂郡東海村村松 4 - 33 TEL 029-282-1111 http://www.jnc.go.jp



瑞浪超深地層研究所が着工

核燃料サイクル開発機構(以下「サイクル機構」 という。)東濃地科学センター(以下「センター」 という。)は,瑞浪超深地層研究所の研究坑道等 掘削に向けた造成工事を開始するにあたり,2002 年7月8日,岐阜県瑞浪市明世町山野内の研究所 建設用地で着工式を行いました。

瑞浪超深地層研究所では、実際に地下1,000m程 度まで立坑を掘削し,水平坑道を設置して研究を 行います。研究は大きく3つの段階に分けて進め ていきます。

第1段階 地表からの調査予測研究段階: 地表からの調査やボーリング孔を利用し,深地 層の岩石や地下水の様子について基礎的な情報を 得て,それをもとに深地層の姿を予測します。

第2段階 坑道の掘削を伴う研究段階:

坑道を掘削し,前の段階での予測を確かめます。 さらにこの段階では,坑道の掘削が深地層に与え る様々な影響やその経時変化などを確かめます。

第3段階 坑道を利用した研究段階: 地下約1,000mまで展開した研究坑道を利用し て,坑道周囲の地層にかかる力,地下水の流れ方 や性質についての調査,地質環境での物質の動き に関する調査及び地質環境のモデル化などを行い,

地質環境における物質の移動などを研究します。

今後は造成工事を年度末まで継続し,本年度後 半から掘削用の櫓や巻上機,受電設備等の工場製 作を開始する予定です。2003年度には研究坑道の 掘削工事に着手し2009年度中には、立坑が1,000m の深さに到達する予定です。

(東濃地科学センター)



瑞浪超深地層研究所イメージ

中間ステージ及び最深ステージの水平坑道は,一周約300m程度の 坑道及びそこから接続される坑道からなる(施設の形状,配置等は イメージであり,変更の可能性がある)。

INFORMATION

235



「幌延深地層研究計画」研究所設置地区を選定

サイクル機構では,2000年11月,北海道及び幌 延町との間で『幌延町における深地層の研究に関 する協定書』を締結し,2001年4月に幌延深地層 研究センターを開設,現在,第1段階の地上から の調査研究を行っています。

センターでは,協定書に従い,幌延深地層研究 計画の2001年度調査研究成果を2002年7月12日に 北海道及び幌延町へ説明しました。併せて,深地 層の研究所設置地区として幌延町北進地区を選定 したことについて説明しました。

研究所設置地区の選定に当たっては,まず,既存の文献調査により研究の対象となる泥岩からなる地層が500m程度の深さに十分な厚さと広がりをもって分布すると推定される区域として,幌延町内の四ヶ所(A区域,B1区域,B2区域,C区域)を抽出しました。これらの区域のうち,空中物理探査や地上物理探査等の結果を踏まえてB1区域とB2区域においてそれぞれで試錐調査を行いました。

これらの調査で得られたデータ等から,B1,B2

区域ともに,研究所設置地区としての基本的な要件である,研究の対象となる地層や地下水が存在することを確認しました。

次に,B1,B2区域の中から,効率的な調査研究 の展開や施設の建設の観点から,地形が開け,道 路が整備されている地区として北進地区と上幌延 地区を選定し,両地区について比較検討しました。 2001年度の試錐調査結果では,北進地区は岩石中 の割れ目やガスの量が少ないこと,また,上幌延 地区に比べ地形も平坦で道路の整備状況も良好な こと,用地の取得や開発の容易な公共機関の土地 や原野が多いこと等から,北進地区に研究所設置 地区を選定しました。

研究所の設置場所については,トナカイ観光牧 場に隣接する場所を候補地として,今後,用地交 渉と併行し許認可等の手続きを進めながら決定し ます。

(幌延深地層研究センター 総務グループ)



調査の例: HDD 1孔 (幌延町字北進)



研究所設置地区位置図



第4回サイクル機構シンポジウムを下記の日程で開催します。 昨年に引き続き,外部有識者と機構職員とのパネルディスカッションを予定しております。 なお,申し込み方法等については,サイクル機構ホームページ(www.jnc.go.jp/)をご覧下さい。

- 1.日 時 2002年10月11日(金) 13:30~17:30
- 2.場 所 有楽町朝日ホール (東京都千代田区有楽町2-5-1有楽町マリオン12階)

3.テーマ『サイクル機構の新たな展開』

- 4. プログラム (1) 開会挨拶
 - (2)業務報告「MOX燃料の開発と利用について」
 - (3)特別講演(講演者)衆議院議員 中曽根康弘氏
 - (4) パネルディスカッション

(モデレーター)科学ジャーナリスト 中村 政雄氏

(パネリスト)フランス大使館 原子力参事官 Jean Jacques LAVIGNE氏 消費生活アドバイザー 碧海 西癸氏 ほか

(5)質疑応答



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4-49	9 TEL (029) 282-1122
敦 賀	本 部	〒914- <mark>858</mark> 5	福 井 県 敦 賀	市木崎65-2(0 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	福井県敦貧	賀市白木2- ¹	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	<mark>阝大</mark> 洗 町 成 田 町 4 0 0 2	2 TEL (029) 267-4141
人形峠環境打	技術センター	708-0698	岡山県苫田君	郡 上 斎 原 村 1 5 5 (0 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 9 5 9 − 3	1 TEL (0572) 53-0211
幌延深地層码	研究センター	〒098-3207	北海道天塩郡	幌 延 町 宮 園 町 1 - 8	B TEL (01632) 5-2022
東京	事務所	〒100-9245	東京都千代田区丸の	内1-1-2 NKKビル10降	皆 TEL (03) 5220-3311
東京インフォメ	・ ーションルーム	〒100−0006	東京都千代田区有楽町	11-1-2 日比谷三井ビル1降	皆 TEL (03) 3597-9497
福井	事務所	〒910-0005	福井県福井市大手3	3-4-1 福井放送会館5階	皆 TEL (0776) 25-3040
六ヶ所	事務所	7039-3212	青森県上北郡	六ヶ所村尾駮字沖作	TEL (0175) 71-2716
札幌	事務所	<u>∓060-00</u> 05	北海道札幌市中央区北王	「条西6丁目 北海道通信ビル5隊	皆 TEL (911) 200-1681
水戸連糸	絡事務所	7 310-08 <mark>5</mark> 2	茨城県水戸市笠原町97	8-25 茨城県開発公社ビル4階	皆 TEL (02 <mark>9) 301</mark> -1020
〈海外哥	事務所〉				
WASHI	NGTON	JNC Washingto	n Office		TEL 202-338-3770
		Suite715,2600 V U.S.A.	Virginia Avenue, N. W., V	Washington D.C.20037-190	5 FAX 202-338-3771
PA	RIS	JNC Paris Office			TEL 1-4260-3101
	FAX 1-4260-2413				
		France			
			モノクル総	ŧ≢ +± ÷₽	
		1	リインル液	「再す又羊肉	
		د	JNC Technical	<i>Review</i>	
			No.16 200	02.9	
			2002年9月20日	日発行	
	編集系	発行 核燃料サ	トイクル開発機構 技術	展開部 技術協力課	
	1004 213 2	〒319-	1184 茨城県那珂郡東	海村村松4-49	
		E-Mail:	gihoh@jnc.go.jp	URL: http://www.jnc.go.jp/	
	制	作 いげらき	印刷株式会社		
	Ŧĸ	〒319-	1112 茨城県那珂郡東	海村村松字平原3115-3	
		TEL:02 E-Mail:i	9(282)0370 info@i-printina.co.ip	FAX:029(282)0524 URL:http://www.i-printing.c	co.jp/
	Publish	ned by Technic	al Cooperation Section	n, Technology Management	Division,
		Japan N A_AQ M	luramatsu Tokai-mura	Naka_qun Ibaraki 310_11	84 Janan





