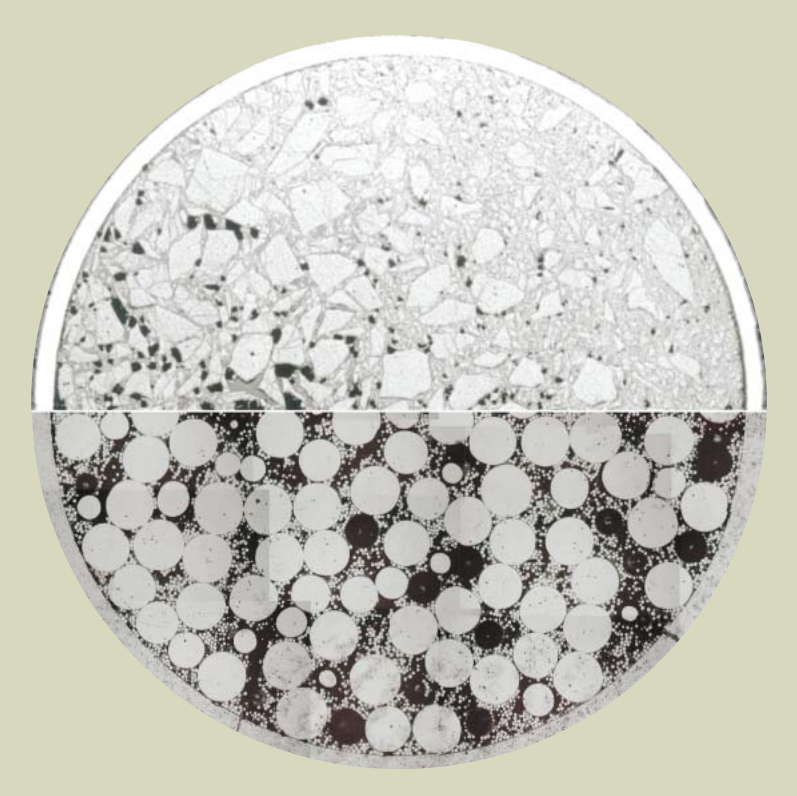
JNC TN1340 2002-001

ISSN 1344-4239

サイクル機構技報

JNC Technical Review

No.15 2002.6



サイクル機構技報

No.15 2002年6月

目　次

技　術　報　告

パソコン版対話型もんじゅ炉心特性解析システムの開発 …… 1
北野　彰洋　照山　英彦　西　裕士
山岡　光明　森木　保幸　中川　雅俊

「常陽」実機データに基づくプラント動特性解析コードの検証 …… 17
吉田　昌宏　黒羽　隆也

大型ナトリウム機器の解体・洗浄手法の開発 …… 27
平川　康　仲井　悟

高 Pu 富化度 MOX 燃料の溶解速度の評価 …… 41
菅谷　伸一　栗田　一郎　遠藤　秀男　樋口　英俊
木原　義之　小笠原誠洋　品田　雅則　木幡　正人

振動充てん燃料設計コードの開発 …… 47
中村　雅弘　関根　伸行　マニュエル A. プーション
宮本　寛　中島　靖雄

レーザ除染技術の開発 …… 59
小川竜一郎　福井　康太　谷本　健一

Development of Microphone Leak Detection Technology in Fugen Nuclear Power Plant …… 67
セルゲイ・シマンスキー　飯島　隆　直井　洋介

研　究　報　告

高レベル放射性廃棄物処分場内における複数固化体の影響を考慮した核種移行解析 …… 79
畑中耕一郎

低酸素かつアルカリ条件における炭素鋼，
ステンレス鋼及びジルカロイからのガス発生率及び腐食速度の評価 …… 91
三原　守弘　西村　務　和田隆太郎　本田　明

日本列島における火山周辺の酸性地下水分布 …… 103
浅森　浩一　石丸　恒存　岩月　輝希

再処理オフガスに含まれるキセノンの有効利用に向けた精製方法の開発 …… 113
冨来　靖　沖本　克則　庄司　久　林　晋一郎

JNC Technical Review

No.15 2002.6

CONTENTS

会　議　報　告

地層処分技術に関する研究開発報告会 …… 131
前川　恵輔

2001年度安全研究成果発表会（動力炉分野） …… 135
深野　義隆

MOX利用国際セミナー …… 138
久芳　明慈

2001年度安全研究成果発表会（核燃料サイクル分野） …… 142
岡　努　谷川　勉

第3回敦賀国際エネルギーフォーラム …… 145
榊原　安英　横田　淑生　森下　喜嗣　冨田由香里

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 …… 155
　高速増殖炉サイクル実用化戦略調査研究 …… 157
　高速増殖炉の研究開発 …… 160
　高速増殖炉燃料の研究開発 …… 164
　高速増殖炉燃料再処理技術の研究開発 …… 165
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 …… 167
軽水炉燃料再処理技術の研究開発 …… 173
環境保全対策 …… 176
ウラン探鉱・ウラン濃縮技術の開発 …… 179
新型転換炉の研究開発 …… 180
核物質管理と核不拡散対応 …… 182
安全管理と安全研究 …… 183

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，解体核プルトニウム処分協力 …… 187

活　動　報　告

業務品質保証活動 …… 189
外部発表 …… 191
技術情報管理，情報システム …… 194
大学等との研究協力，社内公募型研究 …… 195
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 …… 197
特許・実用新案紹介 …… 199

お　知　ら　せ

任期付研究員（博士研究員）の公募について …… 201

サイクル機構技報

No.15　2002年6月

表紙の全体デザインと色調

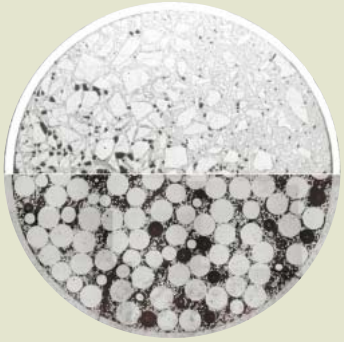
全体デザインは，「サイクル機構による情報発信」をイメージしたものです。
萌葱色(もえぎいろ)を基調とした色調は，「サイクル機構における新たな萌芽」を表現したものです。

表紙の画像

「振動充てん燃料模擬体の写真」

高速増殖炉サイクル実用化戦略調査研究において，乾式再処理や先進湿式再処理の製品として低除染のウラン及びプルトニウムを考えており，放射能の高い原料を取り扱うことになるため，コンパクトな製造工程と粉塵発生量の少なさの点から振動充てん燃料は有力な選択肢の一つと考えられる。振動充てん燃料の原子炉内での挙動を評価するために，燃料模擬体を作成し，実験室において試験を実施している。写真は使用された模擬体で，上半分が主に乾式再処理製品を破砕した不定形粒子の充てん体であるバイパック燃料の模擬体，下半分が主に湿式再処理製品をゲル球として固化した球状粒子の充てん体であるスフェアパック燃料の模擬体である。

関連する技術報告タイトル：振動充てん燃料設計コードの開発



画像提供組織名：
バイパック燃料模擬体画像：大洗工学センター
システム技術開発部核燃料工学グループ
スフェアパック燃料模擬体画像：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
先進リサイクル解析評価グループ

訂正のお知らせ

サイクル機構技報No.14(2002年3月20日発行)p.242に掲載しました「国際協力　5.解体核プルトニウム処分協力」(3)内「振動充填MOX燃料を装荷したBN-600ハイブリッド炉心の安全解析」(2001年7月27日調印，共同研究先:RIAR)は誤りのため削除させていただきます。関係者各位にご迷惑をおかけしましたことを深くお詫びし，訂正申し上げます。

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

資料番号：15－1

技術報告

パソコン版対話型もんじゅ炉心特性解析システムの開発

北野　彰洋　　照山　英彦　　西　　裕士
山岡　光明*　　森木　保幸*　　中川　雅俊*1

敦賀本部　国際技術センター
*株式会社東芝
*1アイテル技術サービス株式会社

技術報告

Development of Monju Easy-to-Introduce System for Total Evaluation of Reactor Core

Akihiro KITANO　Hidehiko TERUYAMA　Hiroshi NISHI
Mitsuaki YAMAOKA*　Yasuyuki MORIKI*　Masatoshi NAKAGAWA*1

International Cooperation and Technology Development Center, Tsuruga Head Office
*TOSHIBA Corporation
*1AITEL Corporation

将来の「もんじゅ」炉心において，燃料の最大活用を目指した柔軟な炉心運用計画の可能性を探るため，簡便でより精確に核・熱・炉心構成要素強度特性の各種炉心特性を解析評価できるパソコン版対話型もんじゅ炉心特性解析システム（MEISTER：Monju Easy-to-Introduce System for Total Evaluation of Reactor Core）を開発した。MEISTERでは入力データ作成，計算コード間のデータ授受や計算結果出力などを，グラフィカル・ユーザ・インターフェイスにて視覚的・統一的に行うことができる。これを用いて「もんじゅ」性能試験を対象とした解析を行い，システムの実機適用性を検証した。

An interactive core analysis tool for use on a PC MEISTER（Monju Easy-to-Introduce System for Total Evaluation of Reactor Core）has been developed, enabling evaluation of the overall core characteristics, including core physics, thermal hydraulics and structural integrity, in an easy but accurate manner. Data processing, such as the preparation of input data, data transfer from one code to another or display of output data, can be achieved in a systematic manner by graphical user interfaces. MEISTER has been verified by the analysis of core criticality, control rod worth and the maximum linear heat rate measured in the Monju start-up tests.

キーワード

高速増殖炉，もんじゅ，炉心解析，解析コードシステム，炉心運用計画，可視化，対話型システム，グラフィカル・ユーザ・インターフェイス，詳細モデル

FBR, Monju, Core Calculation, Analysis Code System, Scheme of Loading Fuel, Visualization, Written-in Dialogue System, GUI, Detailed Model

北野　彰洋
炉心技術開発グループ所属
研究員
「もんじゅ」の炉心概念研究と特性解析に従事

照山　英彦
炉心技術開発グループ所属
「もんじゅ」の炉心概念研究，遮蔽解析業務に従事

西　　裕士
炉心技術開発グループ所属
グループリーダ
「もんじゅ」の炉心設計解析，遮蔽設計解析業務とその高度化研究に従事

山岡　光明
電力・産業システム技術開発センター所属　主査
新型炉の炉心概念・リサイクル概念の開発及び炉心解析コード開発に従事

森木　保幸
電力・産業システム技術開発センター所属　主務
新型炉の炉心概念・リサイクル概念の開発及び炉心解析コード開発に従事

中川　雅俊
新型炉サイクルグループ所属　技術主幹
FBR炉心解析コードの開発に従事
工学博士
日本原子力学会論文賞受賞

１．はじめに

高速増殖原型炉「もんじゅ」は，その長期的使命として，今次原子力開発利用長期計画にもあるように，高速中性子を提供する場として有効に活用していくこととされている。このような将来の「もんじゅ」炉心の運用計画効率化や有効活用を考えると，そのため仮に炉心運用方法をより柔軟化するものとすれば，候補として想定される多種多様な炉心概念や炉心移行・運用計画案について，広範なサーベイ計算を迅速，かつ効率的に実施し得る炉心特性解析ツールが実用上必要となる。事実，従来の解析計算では，計算対象となる体系を，その都度手作業でモデル化して入力データ作成を行っており，多数の複雑な体系を逐一模擬するには膨大な作業が必要であった。また，各計算コード間のデータ授受についても，それぞれの計算コードに対応したデータ形式への書式変換などが必要であり，計算コードごとに同一データを再入力するなど，非効率な面も多かった。

また，例えば炉心運用計画の最適化のためには，既に軽水炉では開発されつつあるように，燃料交換パターンの最適化戦略とそれを具現化した最適化関数・最適化手法などが必要となる。そのような最適化のためのベース･ツールとしても，迅速，かつ効率的な炉心特性解析ツールが必要となる。

そこで，パソコン版対話型もんじゅ炉心特性解析システムMEISTER（Monju Easy-to-Introduce System for Total Evaluation of Reactor Core）を開発・整備することとした。

本システムは，各種概念検討をはじめ，炉心運用計画の策定，炉心管理や炉心設計，あるいは研究開発などにも幅広く適用できる，汎用性の高い解析システムとして整備を進めている。しかも，入力形式は簡便でありながら迅速かつ精度良く特性予測のできるシステムを目指しているものである。現在，その基本的部分がほぼ完成している。なお，本システムは，単なる効率的解析システムというだけでなく，過去30年間にわたり開発されてきた高速炉炉心解析技術の技術継承にも利用し得る発展的システムという側面も持っている。すなわち，例えば，技術者の教育・研修に用いるなど，各種計算コードの入力データ作成方法などの知識がなくとも，パソコンを利用することで，炉心特性解析技術の基本を習得するためのツールとしても活用できる可能性がある。

本報告ではMEISTERの機能と特徴，システム構成，解析モデル，そして「もんじゅ」性能試験解析への適用結果について述べる。従来煩雑であった一連の解析計算業務が，本システムの構築により効率化したので，その適用性を「もんじゅ」性能試験結果により検証した。特に，従来入力データ作成やコード間のデータ授受が煩雑過ぎて，実際問題としては実用的でなかった体系非均質モデル（制御棒体系非均質モデル）が，本システムの整備により実用的な範囲内で実行可能となったので，これについても適用性を検証した。

２．開発の背景

高速増殖炉の実用化を考えた場合，炉心燃料の取出平均燃焼度向上は，基本的要請の一つとされている。現在，サイクル機構が推進している「高速増殖炉サイクル実用化戦略調査研究（FS）」においても，平均燃焼度として約15万MWd/tを達成することが，実用化のための経済性確保の目安とされている[1)]。これは，現行「もんじゅ」炉心の取出平均燃焼度約８万MWd/tに比べ，実に倍近い達成目標である。

炉心燃料の取出平均燃焼度を向上させるには，高温クリープ強度に優れ，かつ，中性子照射によるスエリングを起こしにくい，いわゆる耐高温・耐中性子照射性能の高い構造材料を開発・使用することが基本となる（クリープ：燃料被覆管構造材などに応力が発生した場合，塑性変形により応力が緩和されると同時に材料の損傷が進む現象のこと，スエリング：炉内の中性子照射により構造材料が膨張する現象のこと）。これにより，炉心燃料の機械的強度限界が拡大され，最大燃焼度を高く取れるので，平均燃焼度の向上が可能となるからである。

ただし，最大燃焼度が同一であっても，炉心運用を工夫することで，平均燃焼度を向上させることは，原理的に可能である。

例えば，現行の「もんじゅ」炉心では，燃料交換方法は固定バッチ方式でシャフリングも実施しないこととしている。この場合，取出平均燃焼度は約８万MWd/tであるが，集合体最大燃焼度は約９万４千MWd/tである。これは，同じ炉心内でも，炉心中心近傍と外周部とでは，燃料の燃焼速度に違いがあるためである。

したがって，炉心外周部の燃料だけ炉内滞在期

間を延長する可変バッチ方式を採用したり，あるいは炉内滞在中に装荷位置を変更するシャフリングを実施するなど，炉心運用計画の最適化を図ることで，理論上の潜在的可能性としては，最大18%近い燃料の有効活用ができることになる。

しかし，そのためには，燃料集合体ごとにその照射履歴に応じた機械的強度評価を実施し，候補として想定される各種燃料交換計画・炉心運用計画を逐一詳細に比較検討していくことが必要となる。

また，このような検討は，「もんじゅ」を高速中性子を提供する場として，最大限有効活用していくことを考えると，そのための炉心移行計画策定などにも必須のものである。以上のことから，当国際技術センターでは，本MEISTERシステムの開発を進めることとしたものである。

３．MEISTERのシステム構成

3.1　動作環境

まず，MEISTERのベースとすべき計算機であるが，MEISTERの趣旨から考えれば，単に処理能力に優れるだけでなく，できるだけユーザ・フレンドリなものが望ましい。現行の計算機としては，大型計算機，エンジニアリングワークステーション（EWS），パソコン（PC）が代表的であるが，ユーザ・インターフェイスの利便性を考えるなら，大型計算機よりもEWS，更にはPCが適切である。

特にPCはハードの価格も安く，アプリケーション・ソフトウェアも圧倒的に豊富で，なおかつ安価である。また，オペレーティング・システム（OS）の更新に際しても，EWSとは異なり，上位互換性が確保されるのが通例である。しかも，ベンチマーク計算の結果によれば計算速度の点でもEWSを数倍凌駕しており，これらすべての点でEWSを上回っている。以上のことから，MEISTERはPC上に構築することとした。MEISTERの動作環境を表１に示す。

3.2　機能と特徴

本MEISTERシステムでは，パソコン上で動作する一連の炉心特性解析計算コード群をベースとして，各計算コードへの入力データを，パソコン上のグラフィカル・ユーザ・インターフェイス（GUI：データなどが視覚的に容易に認識できる形式でユーザに提示され，また，機能の選択などもメニュー形式で視覚的に実行できる計算機上の表示形式）により，容易に作成することができる。また，出力データもGUIにより簡便，かつ視覚的に提供されるシステムとしている。各計算コード間のデータ授受については，ユーザが逐次指定せずとも自動的に設定されるが，必要であればユーザが指定することもできる。これらの機能により，ユーザは各計算コードのマニュアルを逐一参照せずとも，パソコン上で簡便に一連の炉心特性解析計算を行うことができる。

表１　MEISTERシステムの動作環境

項　目	内　容
オペレーティング・システム	Windows®2000（注）
ハードウェア ⑴機種 ⑵ハードディスクドライブ容量 ⑶メモリー ⑷CPUクロック	 DOS/V型Windows®パソコン 実行環境（実行ファイルなど）：200MB 一回の計算で生成されるデータ：1.5GB以上 512MB以上推奨 400MHz以上推奨

（注）Windowsは，米国Microsoft Corporationの米国およびその他の国における登録商標または商標です。

MEISTERの構成と特徴を図１に，解析の流れを図２に示す。

本システムは，大別すると「解析モジュール」部，「データベース」部，「ユーザ・インターフェイス」部の三つのモジュールから構成される。

「解析モジュール」部には核特性解析，熱流力特性解析，炉心構成要素強度特性解析からなる計算コード群が組み込まれている。これら計算コードは，従来から高速増殖炉の炉心特性解析に広く利用されてきたものであるが，新たに開発された計算コード，あるいは今後開発されるであろう計算コードも，本システムの入出力データのインターフェイス部分を修正することで，容易にシステムに組み込むことができるようにしている。

「データベース」部には，炉心配置，集合体仕様，核データライブラリ（JENDL-3.2ベースの高速炉用核定数JFS3-J3.2 [2),3)]）燃料，冷却材，構造材物性値などの解析の根幹となるデータが収められており，入力データ作成や計算実行の際に呼び出されて使用される。また，炉内における燃焼履歴を考慮した全燃料集合体の燃料組成データも，このデータベース部に格納されており，入力で指定した燃料交換パターンに応じて利用される。

なお，核データライブラリとしては，JFS3タイ

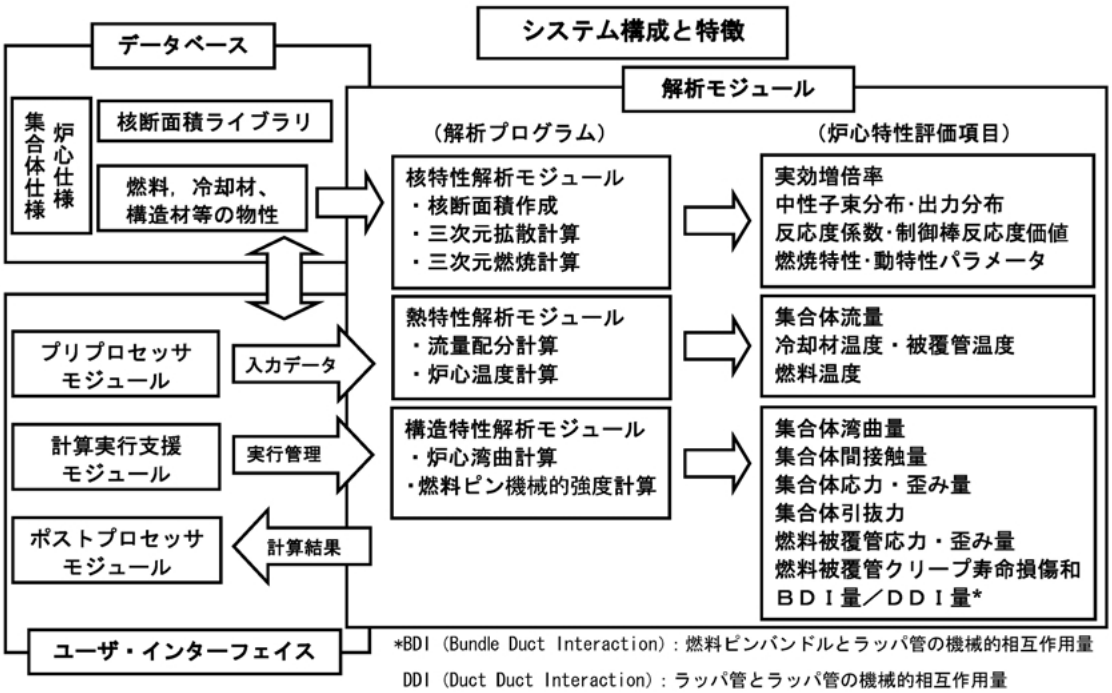


図１　炉心特性解析システムMEISTERのシステム構成と特徴

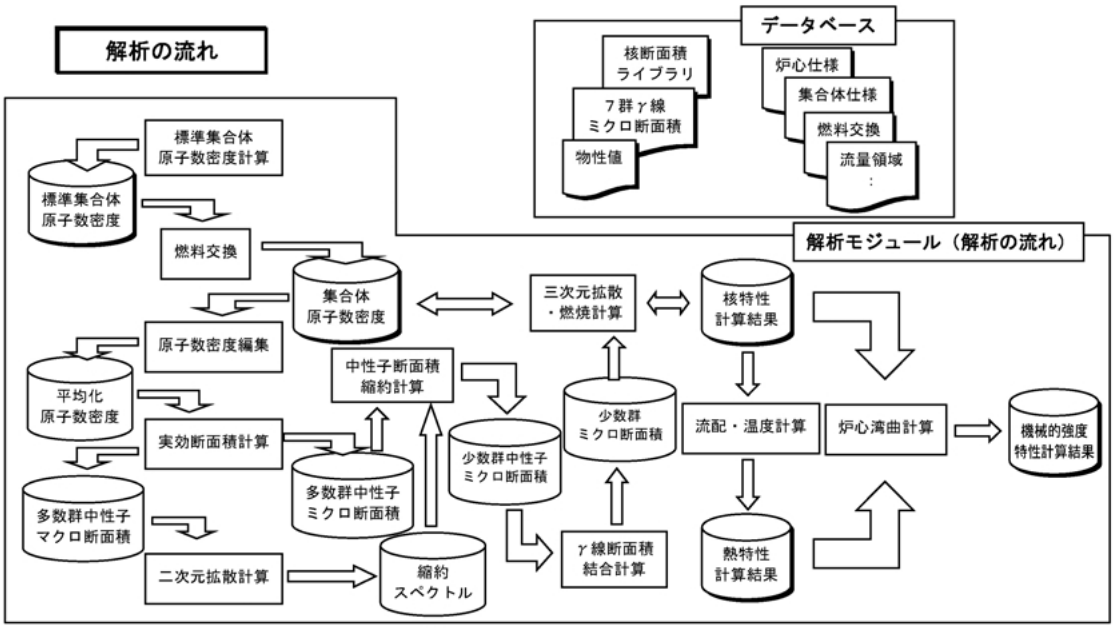


図２　炉心特性解析システムMEISTERの解析の流れ

プの核定数であれば任意のライブラリを利用することが可能であり，大洗工学センターにて整備された最新の統合炉定数ADJ-2000[4]なども適用可能である。

「ユーザ・インターフェイス」部は，プリプロセッサ，ポストプロセッサ，計算実行支援モジュールから成り，プリプロセッサは，対話型画面により各計算コードの入力データを視覚的に，また，統一的に作成できる。ポストプロセッサは，これも対話型画面により解析結果を可視化表示することができる。計算実行支援モジュールは，計算コードの入出力ファイルの割り当てや計算コード間のデータの受け渡しを対話型画面で制御するもので，基本的にはシステムが自動で制御を行う。したがって，特別な場合でなければ，ユーザが手を加えずとも，一通りの計算が実行できるようになっている。

3.3　プリプロセッサ

プリプロセッサは，前述のように，対話型画面により各計算コードの入力データ一式を作成するものである。本プリプロセッサの特長は，単純な人的ケアレスミスを排除し，短時間に，簡便に入力データを作成できるよう，GUIを活用した対話型インターフェイスにより入力データ一式の作成が可能な点にある。

プリプロセッサでのデータ入力画面の例として，炉心仕様入力画面を図３に示す。

MEISTERでは，データ入力の手順として，まず初めに基本的炉心仕様（集合体配列数や配列ピッチ，炉心配置や運転条件など）を定義し，次に，燃料集合体や制御棒などの各集合体の仕様（集合体の形状，寸法，材質など）を軸方向ごとに定義していく。下図はそれらの設定画面の例である。

このように，基本的な炉心配置や集合体形状を入力（定義）することにより，前述のように，各計算コードのマニュアルを逐一参照せずとも，容易に一連の計算コードの入力データが計算コード間の整合性を確保しつつ一貫して自動的に作成できる。

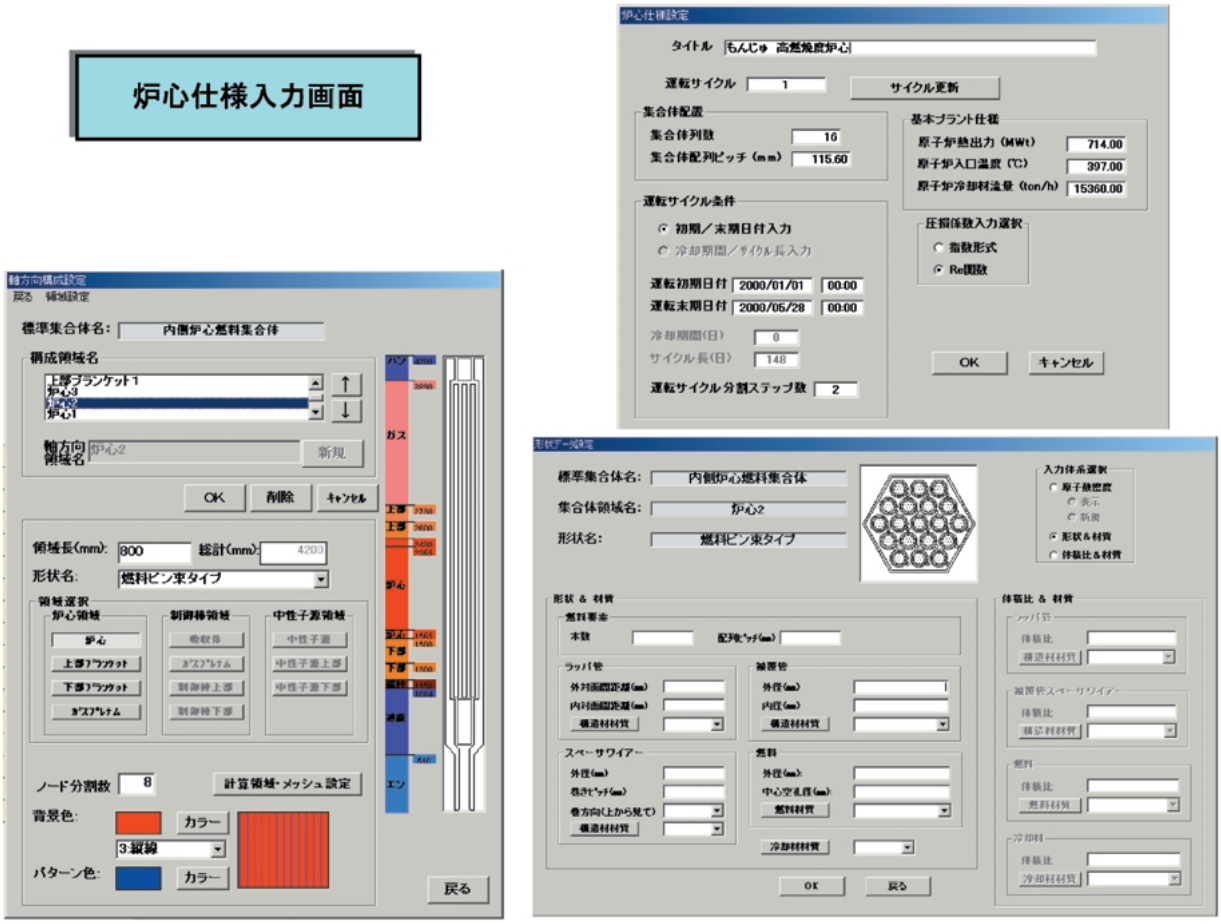


図３　プリプロセッサによる入力画面例

なお，MEISTERでは現行「もんじゅ」炉心の炉心仕様がデフォルト値として内蔵されており，現行「もんじゅ」炉心の解析を実施する場合，ユーザが手を加えることはほとんどない。

これらの機能により，これまで煩雑であった解析計算作業の効率を大幅に向上させている。

3.4　ポストプロセッサ

ポストプロセッサによる解析結果の基本的表示方法としては，これも対話型GUIを活用し，各種データについてユーザの指定する任意の径方向分布，軸方向分布などを簡便に可視化できるようにしている。

ポストプロセッサによる解析結果可視化表示例として，核特性解析結果の出力分布表示画面例を図４に，炉心湾曲計算結果の表示画面例を図５に示す。

図４に示すように，本ポストプロセッサを利用することで，全炉心内水平断面の分布や集合体内のメッシュごとの出力分布（本図は集合体内を24メッシュに分割した場合の例），軸方向の分布を図形表示させることができる。また，図５に示すように，ユーザの指定する任意の範囲を拡大表示することも可能であり，解析結果がより理解し易くなるよう工夫している。このように，様々な解析結果をユーザが逐一マニュアルを参照せずとも，パソコン画面上の視覚的なガイダンスにしたがってユーザがメニューから選択するなどで，容易に可視化表示できる機能を持たせ，解析結果の迅速な把握と分析が可能となるようにしている。

3.5　計算実行支援

計算実行支援モジュールは前述のように，計算コードの入出力ファイルの割り当てや計算コード間のデータの受け渡しを対話型画面で制御するものであり，これにより一連の炉心特性解析を効率良く実施できる。

計算実行支援モジュールによる計算実行画面の例を図６に示す。

図中に示すように，解析に使用する各種計算コードの実行順，各計算コード間のデータ授受は，基本的には本モジュールにより自動的に設定され，かつ実行される。

ただし，ユーザが別途指定することもでき，コード名，入出力ファイルを対話型GUIにより容易に指定できる。一連の解析計算は自動的に実行することができるだけでなく，あらかじめ指定された途中段階まで，あるいは途中段階からの実行も可能である。また，途中段階であるか否かに関わらず，既往の計算結果を初期条件として指定できるリスタート機能を備えている。更に，計算の実行は，開始時間の指定により自動的に開始するオプションも有する。また，本モジュールの機能により，入出力ファイルの指定や実行する計算コード群の範囲を指定することができる。すなわち，一連の解析計算コード群の中から，例えば核特性計算部分のみなど，ユーザの必要な範囲を任意に指定することができるようにしている。

これらにより，連続した運転サイクルを模擬した一連の解析計算を効率良く実行することができるようにしている。

４．解析モデル

核特性解析計算，熱流力特性解析計算，炉心構成要素強度特性解析計算には，それぞれ，近年のパソコンの飛躍的なデータ処理能力向上を踏まえ，実用上可能な限り詳細なモデルを採用している。これら解析モデルについて以下に示す。

4.1　核特性解析モデル

一連の炉心特性解析では，まず核特性評価がその基本となる。

MEISTERシステムで解析可能な炉心核特性を表２に示す。

表中に示すように，MEISTERシステムでは，基本的炉心核特性値である実効増倍率に基づく最大過剰反応度，出力分布及び燃焼特性，各種反応度及び反応度係数，制御棒反応度収支にかかわる特性値（制御棒価値や出力補償反応度等）などが解析できる。これらの炉心核特性解析計算においては，燃料交換パターンや制御棒運用計画に応じた任意の運転サイクルを模擬することができる。すなわち，各運転サイクルにおける制御すべき反応度の評価，核燃料物質収支の評価などを可能としている。

核特性解析の基本的計算モデルと特徴を表３に示す。

表中に示すように，核特性解析の基本的解析モデルは３次元Tri-Z拡散・燃焼計算をベースとしており，集合体当たりのメッシュ分割や中性子エネ

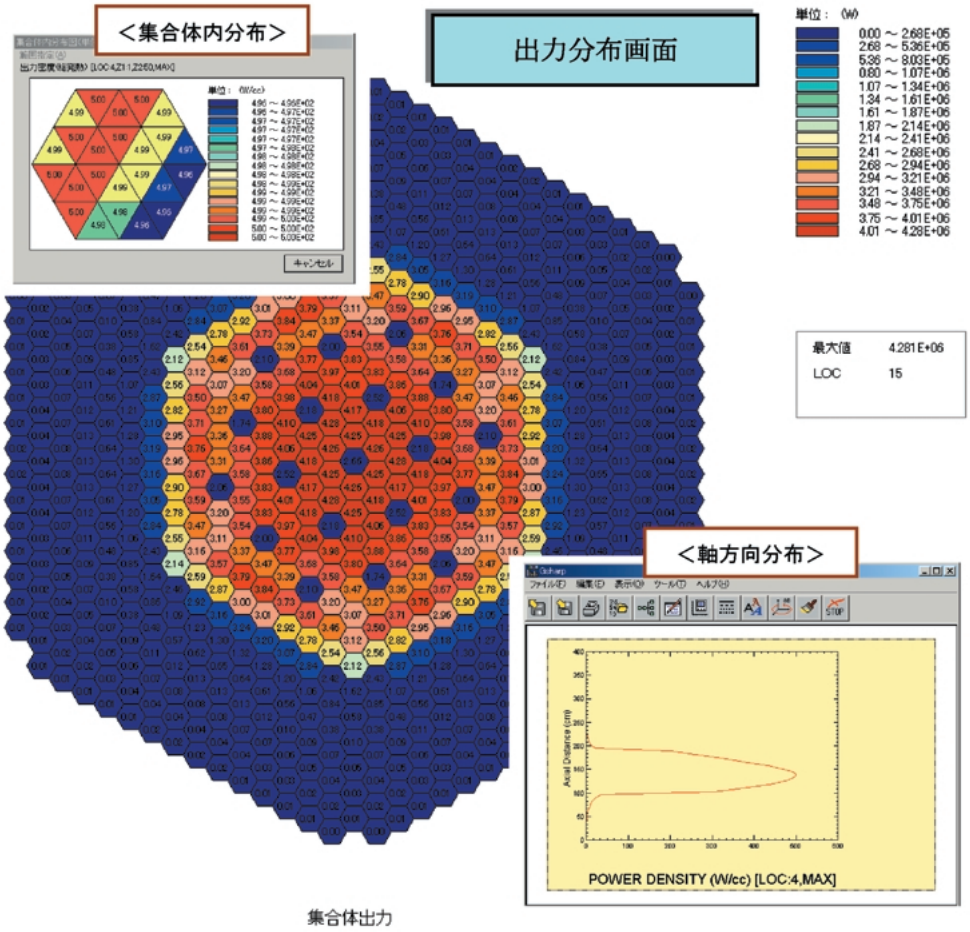


図４　ポストプロセッサによる可視化表示例（核計算結果）

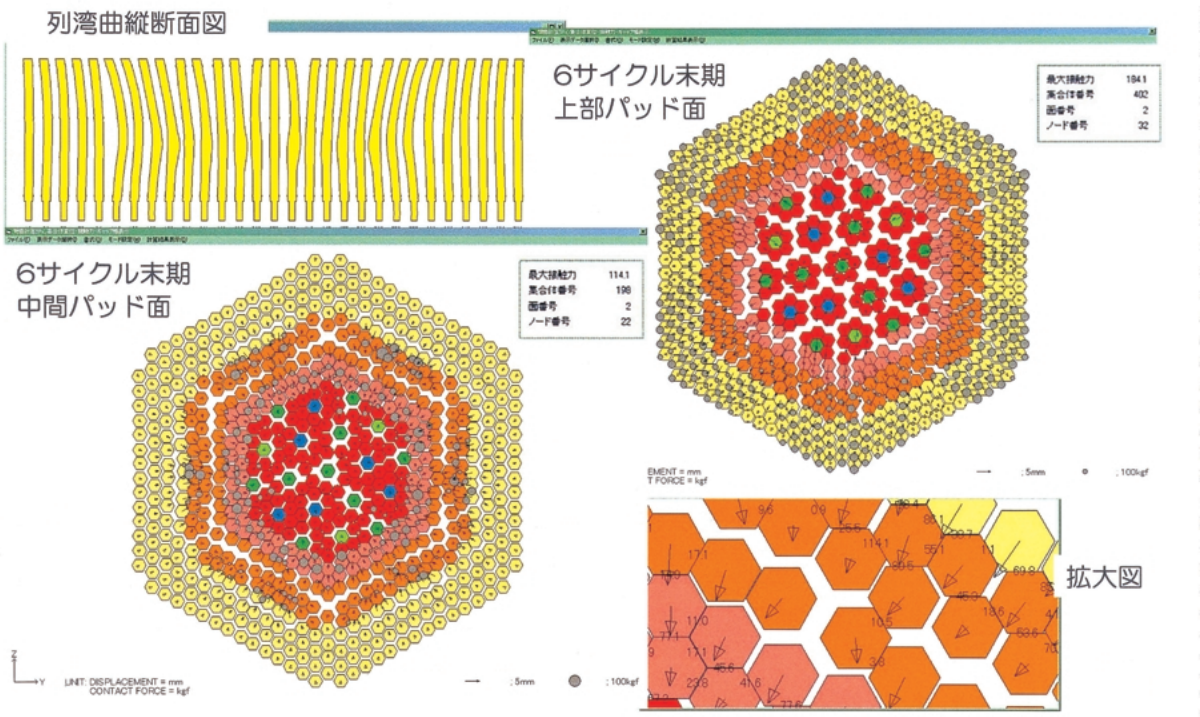


図５　ポストプロセッサによる可視化表示例（湾曲解析結果）

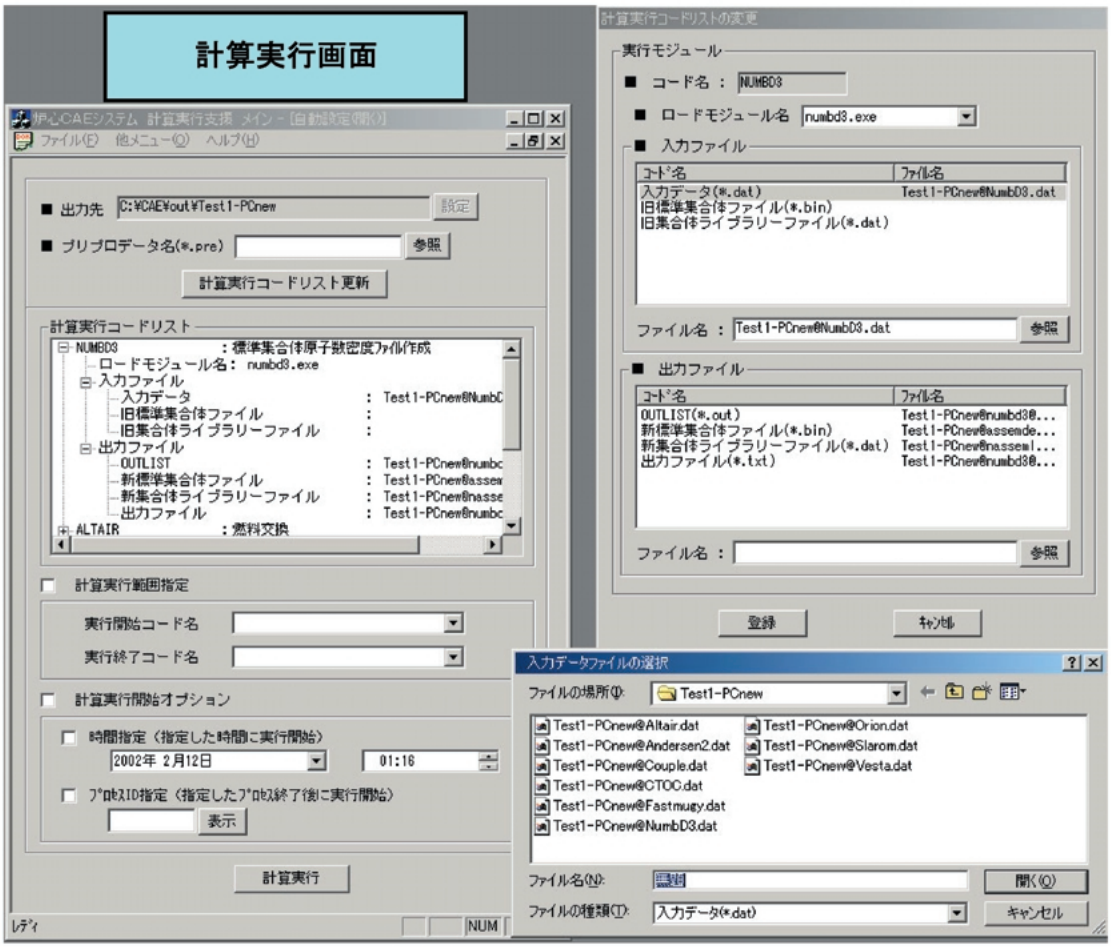


図６　計算実行支援による計算実行画面例

表２　MEISTERシステムで解析可能な炉心核特性

解析項目	評価核特性項目
出力分布・燃焼特性解析	集合体出力分布(軸方向・径方向) 最大線出力 取出平均燃焼度，取出最大燃焼度 炉心平均燃焼度 増殖比(増倍時間) 最大中性子束，最大累積中性子照射量，中性子スペクトル
反応度，反応度係数解析	ナトリウムボイド反応度 ドップラー係数 形状係数(径方向，軸方向) 密度係数(燃料，構造材，冷却材，吸収体) 等温温度係数，出力係数 動特性パラメータ(遅発中性子割合，即発中性子寿命)
制御棒反応度収支解析	制御棒反応度価値 最大反応度添加率 制御棒必要反応度価値(出力補償，燃焼補償など)

ルギ群数などについては，集合体当たり24メッシュ，エネルギ群18群の従来に比べ詳細な分割を内蔵オプションで選択可能としている。また，燃焼チェーンについてもORIGENコード[5]で採用されている詳細モデルを内蔵している。すなわち，従来無視されることが多かった^{239}Np等の短半減期核種や高次のMA核種等をすべて考慮した可能な限り厳密な扱いとしている（MA核種：UやPuに比べて組成比の少ないNp，Am，Cmなどのマイナーアクチニド核種のこと)。燃料集合体のセル非均質効果については，従来から知られているラッパ管非均質効果と，ピン非均質効果の両方を考慮することができる[6](セル非均質効果：燃料集合体内の燃料ピンやラッパ管などの微細構造を，均質化してモデル化することによる計算上の近似誤差のこと)。計算は，まずピンセル体系での格子計算にて，ピン非均質効果を考慮した断面積を作成し，これを集合体セル体系でのピンバンドル部断面積として使用して，さらにラッパ管非均質を模擬した集合体セル格子計算で二重非均質効果を考慮に入れた断面積を作成する。これら一連の格

表３　核特性解析の基本的計算モデルと特徴

項　目	内　容	備考（特徴）
基本的計算モデル	３次元Tri-z拡散・燃焼計算	
集合体当たりのメッシュ分割数	６～96メッシュ（24メッシュ標準）	従来６メッシュ以下が一般的
中性子エネルギ群数	１～18群（18群標準）	従来７群程度が一般的
セル非均質性モデル	従来の格子計算段階での非均質モデル，すなわち，燃料に対してはピンとラッパ管の二重非均質モデル，制御棒に対しては燃料とのスーパーセルによる非均質モデルに加え，新たな試みとして，体系非均質モデル（燃料集合体，制御棒）を導入	セル計算ではなく，体系計算で直接非均質性を模擬可能
少数群縮約計算モデル	２次元RZ拡散計算による70群中性子スペクトルにより縮約	体系モデルと縮約スペクトル領域の割当は自動的に生成可能
ガンマ線発熱量計算モデル	中性子拡散計算による反応率分布に基づいて，ガンマ線の線源分布計算を行い，７群拡散計算によりガンマ線束分布を計算	従来は別途補正するのが一般的
燃焼チェーン	ORIGENコードで採用されている詳細燃焼チェーンを内蔵 ^{239}Npの生成効果や原子炉停止中の^{241}Pu崩壊による^{241}Amの生成も考慮できるなど厳密な取扱い	従来^{239}Npの生成効果などは別途補正するのが一般的
^{10}Bの燃焼効果	制御棒吸収体の^{10}Bの燃焼効果を直接計算で模擬	従来は別途補正するのが一般的

子計算は，本システム内蔵の計算オプションを選択することにより，自動的に実行できる。更に，体系計算で直接非均質性を模擬することも可能としている（本モデルの詳細については，別途後述する）。また，従来補正項として扱われることが通例であったガンマ発熱についても，これを直接計算で考慮している。更に，原子炉停止中の^{241}Pu崩壊効果や制御棒吸収材の^{10}B燃焼効果等も補正によらず直接模擬している。

以上のように，本システムでは，実用上可能な限り近似を持ち込まない，詳細な解析モデルをオプションとして内蔵している。これにより，従来別途評価が必要であった各種補正の適用を，できるだけ省略できるようにしている。

4.2　熱流力特性解析モデル

MEISTERシステムで解析可能な熱流力特性と解析モデルを表４に示す。

表中に示すように，本システムによる熱流力特性解析としては，以上の核特性解析結果に基づき，炉内流量配分及び圧力損失，冷却材・被覆管・ペレットの最高温度並びに同温度履歴を計算するこ

表４　MEISTERシステムで解析可能な熱流力特性と解析モデル

解析項目	評価熱流力特性項目	内　容
熱流力特性解析	炉内流量配分	「もんじゅ」炉心にて，運転サイクル初期から末期における，炉停止から定格出力までの任意の状態の計算が可能
	圧力損失	燃料集合体のバンドル部圧力損失係数については，もんじゅ設計評価式が内蔵されているが，燃料集合体の寸法・形状に基づき，内蔵されているRehmeの評価式[7]に基づき計算することも可能
	冷却材・被覆管・ペレットの最高温度並びに温度履歴	被覆管・ペレットの最高温度については工学的安全係数を考慮したホットスポット温度を計算可能
	燃料集合体内の冷却材流量・温度分布	ポーラス・ボディー・モデルにより全炉心を一括して全集合体につき計算（隣接集合体間の熱移動効果も考慮）周辺流れ係数，冷却材混合効果は，入力データで指定したものだけでなく，燃料集合体の寸法・形状から，内蔵のE.U. Khan等提唱の相関式[8]により自動的に計算可能
	燃料ペレット内温度分布	ペレットの再結晶を土井・桂川の３領域モデル[9]により扱うことができる。また，「各再結晶領域半径は，定格出力時の温度により決定され，過出力時も再結晶の進行はない」とする現行設計と同様な保守的モデルを導入

とができる。

燃料集合体内の冷却材流量，温度分布については，従来のサブチャンネル・モデルと同等の解析精度を有するポーラス・ボディー・モデル[8),10)]により，全炉心を一括して計算する。従来のサブチャンネル解析計算では，全炉心の集合体内温度分布を一括して計算することは，その計算時間を考えると，実用上困難であった。そのため，設計計算では被覆管最高温度や燃料最高温度は，全集合体の内でも各流量領域内で集合体出力，あるいは，燃料線出力が最大となる燃料集合体について，集合体単位で実施するのが一般的であった（集合体出口温度分布は全炉心で計算）。これに対し，本システムでは，隣接集合体間の熱移動効果も考慮した温度分布を，全炉心一括して全集合体につき計算できるようにしている。

なお，これらの計算に使用する各種物性値・相関式は，現行「もんじゅ」炉心用の標準的推奨値[11)]をオプションの一つとして内蔵している。また，それ以外の物性値や相関式も入力で指定することができる。

4.3　炉心構成要素強度特性解析モデル

MEISTERで解析可能な炉心構成要素強度特性と解析モデルを表５に示す。

表中に示すように，MEISTERの炉心構成要素強度特性解析では，核・熱特性解析で求められた中性子照射履歴や燃焼度分布，温度履歴などを境界条件として，最大応力やクリープ疲労累積損傷和，熱膨張，スエリング，クリープ変形による燃料ピンバンドルとラッパ管の機械的相互作用量（BDI）やラッパ管とラッパ管の機械的相互作用量（DDI），炉心湾曲などの燃料集合体機械強度健全性にかかわる評価計算一式を実行可能としている。

この内，炉心湾曲特性計算の解析モデルを図７に示す。炉心湾曲解析では，燃料集合体を始めとする炉心内の全炉心構成要素について，熱膨張及びスエリング・クリープによる各構成要素の変形量を評価し，それに基づいて各炉心構成要素間の相互作用を計算する。基本となるのは，ラッパ管を，それと等価な曲げ剛性を持つビームで模擬し，パッド部は，それと等価な圧縮剛性を持つバネでモデル化するビーム・バネ結合モデル[12)]である。この時，スペーサパッド部の隣接集合体間，並びにエントランスノズル上下端には，接触・分離を表す非線形有限要素（Joint要素）を配置することで，集合体間の相互作用を摸擬している。しかも，パッド部の接触要素には，従来無視されてきた横方向の摩擦効果も考慮することができる。さらに，ラッパ管が流体内圧クリープにより膨らむ効果（Bulging Effect）も模擬可能である。これと湾曲変位効果の重畳により，スペーサパッド部以外でラッパ管同士が接触する可能性がある場合には，入力で指定する任意の軸断面に，パッド面と同じく接触要素を配置することができる。

なお，接触非線形方程式を解く段階では，サブストラクチャー法による接点数の縮小を図ってい

表５　MEISTERシステムで解析可能な炉心構成要素強度特性と解析モデル

解析項目	評価炉心特性特性項目	内　容	備　考
燃料ピン機械強度特性解析	被覆管応力・歪み量 被覆管クリープ疲労累積損傷和 燃料ピンバンドルとラッパ管の機械的相互作用量（BDI） ラッパ管とラッパ管の機械的相互作用量（DDI）	核・熱特性解析で求められた中性子照射履歴や燃焼度分布，温度履歴などを境界条件として計算	
炉心湾曲特性解析	集合体間パッド部接触力 集合体応力・歪み量 集合体頂部変位量 集合体引抜き時残留頂部変位量 集合体クリープ等価歪み量 集合体ダクトスエリング歪み量	ラッパ管をそれと等価な曲げ剛性を持つビームで模擬し，パッド部はそれと等価な圧縮剛性を持つバネでモデル化するビーム・バネ結合モデルを採用（図７参照）	数値計算には，ニュートンラプソン法による非線形方程式を解く方法を採用し，計算時間を短縮
集合体引抜き力解析	集合体引抜き・挿入力 （２次引抜き力も解析可能）	燃料集合体は曲げ剛性が等価なビームでモデル化し，隣接集合体及び炉心支持構造物との間に非線形のギャップを配置（図８参照）	数値計算には，ニュートンラプソン法による非線形方程式を解く方法を採用し，計算時間を短縮

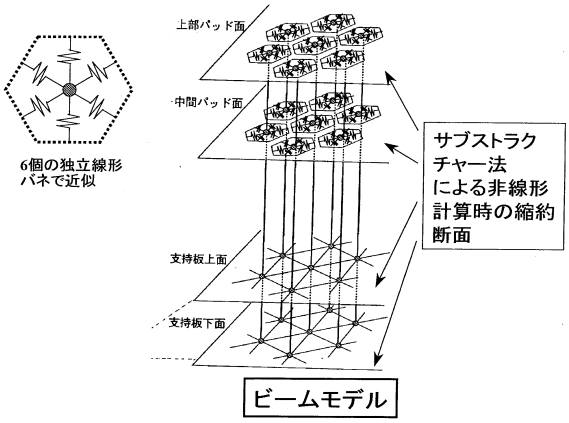


図７　炉心湾曲特性解析モデル

る。これにより，「もんじゅ」炉心の全炉心構成要素計715体から成る体系でも，実用的な計算時間の範囲内で計算が実行できるようにしている。

次に，燃料集合体引抜き力の計算モデルを図８に示す。ここでも炉心湾曲計算に同じく，燃料集合体は曲げ剛性が等価なビームでモデル化し，隣接集合体及び炉心支持構造物との間に非線形のギャップ要素を配置している。これにより，従来評価されることの少なかった２次引抜き力，すなわち，これら隣接構造物との相互作用による２次的な抵抗力を評価できるようにしている。

以上のように，本システムでは，実用的な範囲内で，可能な限り厳密な解析のできる計算モデルを採用している。

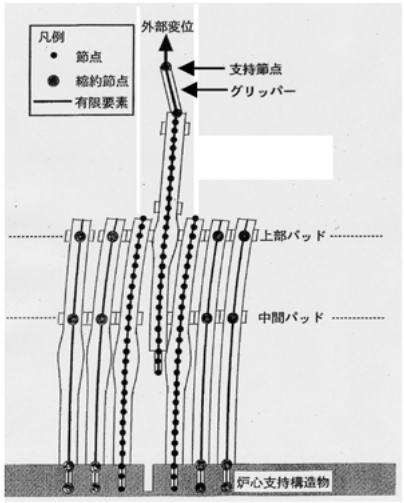


図８　燃料集合体引抜き，挿入時の計算モデル

５.「もんじゅ」性能試験解析による検証

本章では，MEISTERの詳細解析計算機能の実機適用性を検証すべく，1993年10月より開始された「もんじゅ」炉物理性能試験を対象に，初臨界炉心の臨界性と制御棒価値増殖比及び出力分布特性（最大線出力）について解析を行った。

「もんじゅ」炉心の初臨界は，1994年４月５日に，炉心燃料168体（内側炉心燃料集合体108体，外側炉心燃料集合体60体）を装荷した時点において達成されている。また，1994年９月17日より，炉心燃料全数198体（内側炉心燃料集合体108体，外側炉心燃料集合体90体）を装荷した初装荷炉心において，制御棒価値測定が実施されている。また，1994年５月から同年10月にかけて，箔放射化法に基づく反応率分布測定が実施されている。さらに，この反応率測定データに基づき「もんじゅ」初期炉心の増殖比や出力分布などの炉心特性が評価されている。

各々の炉心配置を図９に示す。また，解析計算のフローを図10に示す。

解析には核データライブラリとして，既述のように，JENDL-3.2に基づく高速炉用炉定数セットJFS3-J3.2を使用した。

また，図中に示すように，まずセル計算による70群実効群定数作成では，前述のラッパ管と燃料ピンの二重非均質効果を考慮した。さらに，この群定数に基づき，２次元70群拡散計算を実施し（縮約用スペクトル計算），これら群定数の18群へのエネルギ群縮約を行った。これより，最終的には「もんじゅ」全炉心715体を忠実に模擬した３次元18群集合体当たり24メッシュ拡散計算を実施した。なお，炉心燃料部の物質組成については，集合体１体ごとの物質組成を個別に模擬した。また，軸方向メッシュ分割は，中性子の平均自由行程を勘案して，炉心部で約50㎜とした。更に，集合体の軸方向モデル化では，従来に比べより詳細に実機形状寸法を模擬したモデルを採用した。すなわち，集合体下端のエントランスノズルから同上端のハンドリングヘッドまでを，可能な限り忠実に模擬した。

5.1　初臨界炉心臨界性解析

「もんじゅ」炉心の初臨界は，模擬燃料集合体を

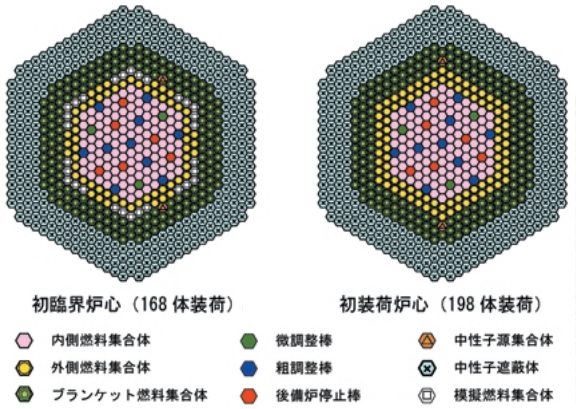


図９　集合体配置図

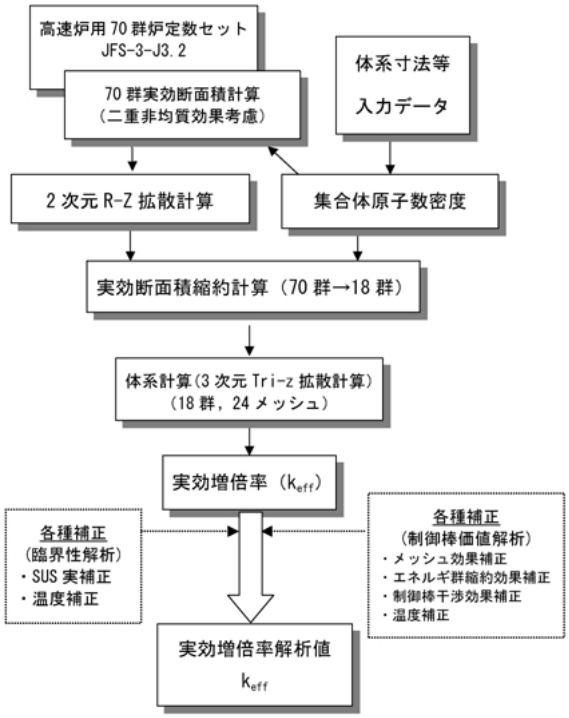


図10　解析のフロー

逐次炉心燃料集合体と置換することで達成された。今回の解析では，まずこの初臨界炉心を対象として，臨界性（実効増倍率）を解析した。

解析計算では，制御棒はすべて引き抜き状態と想定した。また，計算結果には，温度補正とSUS実組成補正を考慮した。温度補正とは，事前の想定温度と実際の測定時の体系温度の差異から生ずる密度・寸法の変化による影響を補正するものである。また，SUS実組成補正とは，構造材中の微量不純物元素の影響を補正するものである。

その結果，初臨界炉心の実効増倍率について，計算値（C）と実測値（E）の比であるC/E値として，0.994が得られた。これは，従来評価されている各種補正済み評価値（～0.993）[13]とほぼ同等の値となっている。一方，各種補正（エネルギ群縮約効果補正，メッシュ効果補正，輸送効果補正）を考慮した場合のC/E値は0.998とやや大きくなった（エネルギ群縮約効果：本来連続量である中性子エネルギを少数群に離散化することによる近似誤差のこと，メッシュ効果：本来連続量である空間座標を空間メッシュに離散化することによる近似誤差のこと，輸送効果：本来解くべき中性子輸送方程式を拡散方程式で近似して解くことによる計算誤差のこと）。

本評価では，MEISTERが燃焼計算を念頭にミクロ断面積ベースの群定数を基本としていることもあって，拡散係数として等方拡散係数を用いている。そのため，軸方向へのストリーミング効果が考慮されず，また，拡散係数を縮約後のミクロ輸送断面積から改めて求めていることもあり，従来の各種補正済み評価値に比べやや大きくなったものと考えられる。また，計算時間も上記の条件で約１時間と，実用的な範囲内であった。

なお，上記補正済み計算値は，現状の解析手法としては最も厳密と考えられている連続エネルギーモンテカルロコードMVP[14]による解析結果ともほぼ一致している（C/E値：0.997，標準偏差：１σ＝0.0001）。

これより，基本的炉物理量である臨界性解析について，本システムの基本的適用性を確認した。なお，エネルギ群縮約効果やメッシュ効果，輸送効果などの各種補正に関しては，「もんじゅ」炉心設計計算書にある補正係数をMEISTERのデフォルトとして内蔵しており，基準計算で採用したモデルに応じて，入力で変更することも可能としている。これら補正については，厳密には従来から行われているように，それぞれサーベイ計算により別途評価する必要がある。しかし，これら各種補正量が，性能試験時の炉心と解析対象とした炉心とで大きく違わない，とする外挿性近似を仮定すると，これら補正を考慮しない基準計算値によっても概略評価は可能と考える。すなわち，各種補正量を含むC/E値の外挿性近似を仮定すれば，基準計算値にE/C補正を適用するだけで，各種補正済み相当の概略評価値を直接得ることができる（E/C補正：計算結果に前述のC/E値の逆数

を掛けること，ただし，この場合のC/E値としては，各種補正をしない基準計算値ベースのC/E値を使用する）。この方法は，理論的厳密性には欠ける面もあるが，概略評価値を簡便に得ることができ，実用的には有効なものと考える（厳密には，上記外挿性近似の成立性につき検討が必要）。

これより，以上の実機適用性検討では，これら各種補正を考慮しない基準計算値も検討対象とした。MEISTERは，このE/C補正値を自動計算して表示する機能も内蔵している。なお，将来の構想としては，補正量評価の自動実行ルーチンを機能として内蔵するという方策も考えられる。

5.2　制御棒価値解析

制御棒価値に関しても，前記炉物理性能試験における制御棒価値測定を対象に，MEISTERによる解析評価を行った。

MEISTERでは，制御棒体系非均質モデルとして24メッシュ以上の詳細モデルをオプションで選択可能となっている。これは，これまでのように入力データを手作業で作成する方法では，作業量が膨大・煩雑となることから実用的ではなかったが，MEISTERでは，各種計算コードの入力データを統一的・自動的に作成し，コード間のデータ授受も自動的に実行することが可能となっており（例：格子計算から体系計算など），制御棒体系非均質モデルの適用も実用的な範囲で解析可能となっている。ここでは体系非均質モデルの適用性について検証する。

解析計算では，制御棒全引抜き状態と全挿入状態の反応度差を，制御棒価値として求めた。制御棒の非均質効果については，これも既述のように，体系計算にて直接非均質性を模擬するモデル（体系非均質モデル）にて考慮した。MEISTERでは制御棒の非均質性を，従来のスーパーセルモデルにて断面積作成時に考慮するか，体系非均質モデルにて体系計算時に直接考慮するか，をオプションで選択できるようにしている。

体系非均質モデルの概念を図11に示す。

図中に示すように，体系非均質モデルとは，格子計算ではなく体系計算において，集合体セル内の最外周メッシュ領域に制御棒保護管より外側の物質（保護管を含む）を配置し，その内側のメッシュ領域に保護管より内側の物質（中性子吸収材を含む）を配置するモデルである。なお，集合体当たりのメッシュ分割としては，24メッシュ，54メッシュ，96メッシュの３種類のメッシュ分割を，任意に選択できるようにしている。

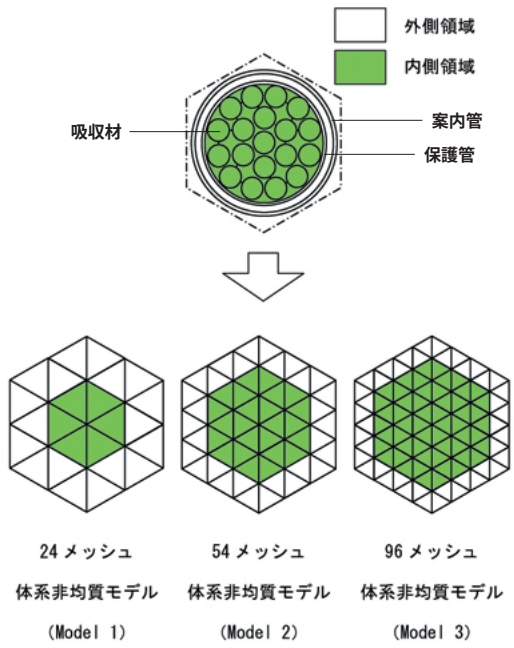


図11　体系非均質モデルの概要

今回の解析では，基準計算として集合体当たり24メッシュ分割の体系非均質モデルを適用した。なお，体系非均質モデルの各領域に使用する実効断面積としては，均質セルモデルによる格子計算で作成したものを使用した。ただし，この方法では，実効断面積への非均質効果が考慮されないので，この点はさらに，検討を継続していきたい。解析対象とした制御棒は，炉心配置の１／３対称性を考慮し，制御棒全19本の内，粗調整棒（CCR）４本，微調整棒（FCR）１本，後備炉停止棒（BCR）２本の合計７本である。基準解析値にかかわる補正値としては，温度補正，制御棒干渉効果補正を考慮した。

なお，実際の計算では，体系非均質モデルの24メッシュモデル，54メッシュモデル，96メッシュモデルのそれぞれにつき，格子計算・断面積作成からその縮約，体系のモデル化と断面積，原子数密度などのメッシュごとの割り当てまでが本システムの中で自動的に処理され，実行できる。今回は，この機能を利用した。また，各種補正（メッシュ効果補正，エネルギ群縮約効果補正，制御棒干渉効果補正，温度補正）は別途サーベイ計算によって求めた値を使用した。

解析計算の結果を図12に示す。また，体系非均質モデルの比較計算の結果を図13に示す。

これらの結果より，基準とした集合体当たり24メッシュ分割の体系非均質モデル計算では，おおむねC/E値が約0.95となり，測定誤差の範囲内で実測値とほぼ一致することが明らかとなった。

また，今回集合体当たりメッシュ分割数をパラメータとした３種類の制御棒体系非均質モデルの中では，未補正基準解析値のModel 1（24メッシュ），補正済評価値のModel 2（54メッシュ）の結果が測定誤差の範囲内で実測値と一致した。各種補正を考慮すると，Model 2（54メッシュ），Model 3（96メッシュ）とも測定誤差範囲内にあるが，Model 2（54メッシュ）が最も実測値との一致が良好であった。これは，図11に示すように，Model 3（96メッシュ）に比べModel 2（54メッシュ）の方が制御棒非均質形状の模擬性が良いためと考えられる。ただし，今回基準計算としたModel 1（24メッシュ）でも，各種補正を考慮しないとすると，実測値との良好な一致が得られることが判明した。この点，厳密な評価を行うには各種補正量をそれぞれ評価する必要があるが，前述の外挿性近似を仮定すれば，基準計算とE/C補正だけで概略評価が可能となる。将来の「もんじゅ」利用計画を概略検討するような概念検討の段階などでは，必ずしも常に厳密な評価が要求される訳ではないので，MEISTERを利用した直接計算により，実用上は広範な概略検討が効率的に実行できるものと期待できる。したがって，今回の解析評価では解析条件にかかわる各種補正を考慮しない結果についても評価を行った。

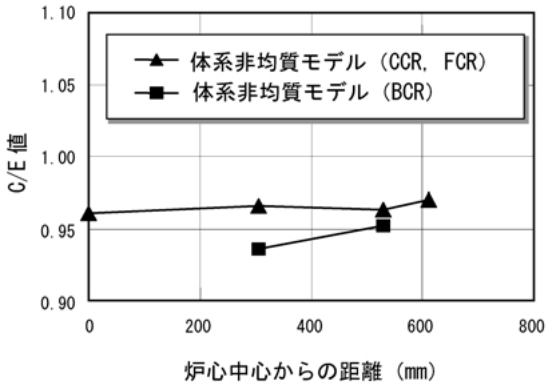


図12　制御棒価値解析結果

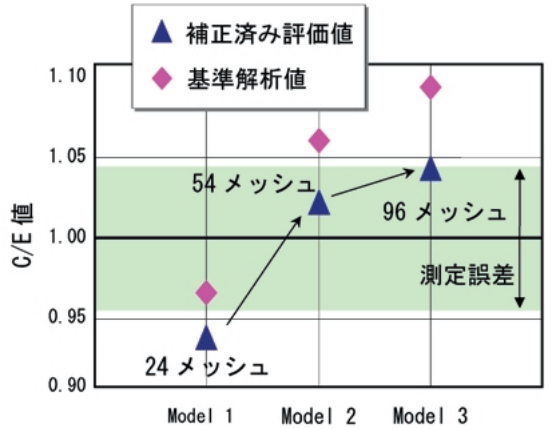


図13　体系非均質モデル解析結果

いずれにせよ，従来，制御棒のセル非均質効果については，断面積作成時にスーパーセルモデルにて均質化断面積を作成し，別途均質化断面積補正を実施するのが通例であった。これに対し，今回の計算結果によれば，体系計算により制御棒非均質効果を，補正によらず直接計算で模擬できる見通しが得られた。

これらのことから，制御棒価値解析についても，本システムの基本的適用性を確認することができた。また，計算時間は集合体当たりメッシュ分割数によって変わるが，基準計算の集合体当たり24メッシュの条件では，1ケース１時間程度であり，実用面でも問題ないことを確認した。

なお，体系非均質モデルに関しては，Model1（24メッシュ）の解析で一部実測値と若干の乖離が見られる。これは，各種補正の相殺効果による可能性が高い。例えば，前述のように，体系非均質モデルの各領域に使用する実効断面積作成方法には検討の余地がある。この点は，今後とも検討していきたい。

その一環として，ここでも前述の連続エネルギーモンテカルロコードMVP[14]を使用した解析計算を実施した。本解析では，炉心中心の粗調整棒の制御棒価値を対象とし，体系の寸法形状等は可能な限り実体系を忠実に模擬した。なお，モンテカルロ法による解析評価では，一般に統計誤差が問題となるが，評価対象が制御棒一本分の反応度価値という微小な反応度差であることにかんがみ，１億ヒストリーのモンテカルロシミュレーションを実施した。

その結果，MVPコードによる中心制御棒の制御棒価値のC/E値は0.964（標準偏差：１σ=0.009）

となり，MEISTERでの未補正基準解析値であるModel 1（24メッシュ）による解析結果と１％以内の差で一致した。このことは，各種補正量が互いに相殺されているにせよ，MEISTERの解析結果が解析計算上の厳密解にほぼ一致することを意味しており，その基本的適用性を確認することができた。

5.3　反応率分布に基づく出力分布特性解析

「もんじゅ」炉物理性能試験の反応率分布測定に基づく増殖比や出力分布特性評価を対象に，MEISTERによる「もんじゅ」初装荷炉心初期の集合体最大線出力の評価を行った。

解析計算における制御棒挿入深度は，測定時の均等挿入状態（CCR，FCRは均等挿入，BCRは全引抜き）を模擬した。

その結果，初装荷炉心初期の増殖比は，測定評価値（JENDL-3.2ベース）[15]の1.18_5に対し，MEISTERによる解析値は1.19_1となり，１％以下の差異で一致した。

なお，「もんじゅ」炉心の増殖比については，上記測定評価値とは別に，測定データをより直接的に利用したスペクトルインデックス法による半実験式的評価値[16]も提示されている。それによると，同増殖比は，従来手法のJENDL-3.2ライブラリによる評価値に比べ，約３％程度大きくなることが示されている。ただし，両者の差異は，主として半径方向ブランケット領域における増殖比の違いに起因しており，この点は以上のような従来解析手法に共通の検討課題である。したがって，今回の解析結果については，従来手法ベースでの評価値との比較により，その適用性を検証できると考える。

また，「もんじゅ」初装荷炉心初期の集合体最大線出力については，測定評価値（JENDL-3.2ベース）[15]の内側炉心燃料集合体330W/㎝，外側炉心燃料集合体334W/㎝に対し，MEISTERによる解析値は内側炉心燃料集合体327W/㎝，外側炉心燃料集合体334W/cmであり，こちらも１％以下の差異で一致した。

以上のことから，MEISTERは基本的な炉物理量である臨界性だけでなく，局所的特性である出力分布等についても，適用性のあることを確認した。

６.おわりに

当国際技術センターでは，将来の「もんじゅ」炉心のより効率的な運用や高速増殖炉実用化に向けた有効活用に資するべく，その炉心特性をより精確で迅速に，かつ簡便で効率的に解析評価できるパソコン版対話型もんじゅ炉心特性解析システムMEISTERの開発・整備を進めている。

本システムは，可能な限りユーザ・フレンドリなシステムとすべく，PC上に構築している。また，GUIを用いたプリプロセッサやポストプロッサ機能により，入力データの作成や解析結果の表示などを，視覚的，かつ統一的に行うことができるようにしている。すなわち，解析計算だけのために専門家に過度な負担を課すことのない効率的システムとして確立することを目指している。これにより，炉心特性解析作業の大幅な効率化を図り，将来の炉心概念の検討や炉心移行計画の具体化，あるいは炉心運用計画の検討策定などを，簡便かつ迅速に実施できるようにしようとしている。

その一環として，本MEISTERシステムを「もんじゅ」性能試験解析に適用して検証した。その結果，本システムで採用した，従来より詳細な核特性計算モデルでも，最新のパソコンによれば，実用的な範囲内の計算時間で効率良く解析計算が実行できることが確認できた。また，解析精度についても，ほぼ満足すべき精度の得られることが判明した。しかも特筆すべきは，これらの結果が別途補正を施さずとも，直接計算により得られたことである。これは，各種補正効果の相殺による可能性が高いが，同時に，詳細解析モデルを採用することにより補正量自体が低減され，補正計算が省略できる可能性を示唆している。この点は，本来ならサーベイ計算により，各種補正量をそれぞれ厳密に評価して適用する必要がある。ただし，前述のように，各種補正量の外挿性近似を前提とすれば，実用的には基準計算とE/C補正だけの評価でも，概略評価は可能と考える。今回の結果により，この点の適用性に見通しが得られた点は，実用的には意味があるものと考える。

７．今後の展開

現状，MEISTERは基本的部分が完成した段階にあり，炉心設計解析技術全般を包含するには更に追加すべき機能がある。主な今後の課題としては，以下のような機能追加が考えられる。

(1) 燃料ピンバンドルの変形湾曲解析計算や，炉物理特性計算における輸送計算，摂動計算，あるいは崩壊熱計算などの機能追加

(2) 取替燃料のPu富化度や運転中の制御棒挿入深度の自動調整機能などの追加（Pu富化度調整：運転サイクル末期の実効増倍率が，現行設計と同様に運転余裕やバイト分に相当する所要の過剰反応度を考慮して丁度臨界となるように，取替燃料のPu富化度を調整すること，制御棒挿入深度調整：運転中の制御棒挿入深度が，同様に運転余裕やバイト分相当の過剰反応度を考慮して丁度臨界となるように，制御棒の挿入深度を調整すること）。

(3) 各種補正量自動計算機能の追加など

今後とも，システムの機能充実・高度化を図り，より汎用性と自由度のあるシステムとして完成させたい。

また，MEISTERは，冒頭にも述べたように，単なる効率的解析システムというだけでなく，過去30年間にわたり開発されてきた高速炉炉心解析技術の技術継承にも利用し得る発展的システムとすることを目指している。この点は，炉心解析技術に関連する各種ノウハウやデータベースを，本システムにリンクさせることで実現できる可能性がある。今後ともその可能性を追究していきたい。

本システムの紹介は以上であるが，今回の「もんじゅ」炉物理試験解析に際しては，同試験に関係された多くの方々から詳細データなどにつきご協力を頂いた。本誌上をお借りして，改めて感謝の意を表したい。

参考文献

1）鈎孝幸，佐藤和二郎，他:“高速増殖炉サイクルの実用化戦略調査研究の概要”，サイクル機構技報No.12別冊12別冊－1，JNC TN1340 2001-008(2001).

2）高野秀機，他:“速中性子エネルギー領域群定数作成コードシステム：TIMS-PGG”，JAERI-M82-072 (1984).

3）H.Takano, Y.Ishiguro：“Production and Benchmark Tests of Fast Reactor Group Constant Set JFS-3-J2”，JAERI-M82-135(1982).

4）石川眞, 沼田一幸, 他:“高速炉用統合炉定数ADJ2000の作成”，JNC TN9400 2001-071(2001).

5）“ORIGEN2.1 Isotope Generation Depletion Code，Matrix Exponential Method”, Radiation Shielding Information Center CCC-371(1991).

6）T.Takeda, H.Unesaki, “Evaluation of Neutron Streaming in Fast Breeder Reactor Fuel Subassenbly by Double Heterogeneous Modeling”, Nucl. Sci. Eng., 101, 179-184 (1989).

7）Rehme K：“Pressure Drop Correlation for Fuel Element Spacer”，Nucl. Tech. 17,15(1973).

8）E. U. Khan, W. M. Rohsenow, et al.:“A Porous Body Model for Predicting Temperature Distribution in Wire-Wrapped Fuel Rod Asseemblies”,Nucl. Eng. and Des., Vol.35, (1975).

9）動力炉・核燃料開発事業団：“設計及び工事の方法の認可申請書（第五回申請）”，添付書類　熱出力計算書 (1997).

10）堀雅夫監修：“基礎高速炉工学”，日刊工業新聞社，p.88 (1993).

11）動力炉・核燃料開発事業団：“高速増殖原型炉「もんじゅ」発電所　原子炉設置許可申請書”，添付書類（八）(1980).

12）M.Nakagawa al.：“Development of the core-bowing reactivity analysis code system ATLAS and its application to a large FBR core”，Nucl. Eng. And Design, Vol.157, pp.15-26(1995).

13）板垣善彦, 鈴木隆之, 他:“JENDL-3.2によるもんじゅ臨界性解析”，日本原子力学会「1996秋の大会」予稿集，A53，p.237(1996).

14）森貴正，中川正幸：“MVP/GMVP　連続エネルギー法および多群法に基づく汎用中性子・光子輸送計算モンテカルロコード”, JAERI Code/Data 94-007,(1994).

15）S.Usami, Z.Suzuoki, et al.: “REACTION RATE DISTRIBUTION MEASUREMENT AND THE CORE PERFORMANCE EVALUTION IN THE PROTOTYPE FBR MONJU”，icone9(2001).

16）西裕士，山岡光明:“高速増殖炉「もんじゅ」の増殖性能評価”, サイクル機構技報, No.4, pp.65-74(1999).

資料番号：15－2

技術報告

「常陽」実機データに基づくプラント動特性解析コードの検証

吉田　昌宏　　黒羽　隆也*

大洗工学センター　照射施設運転管理センター　実験炉部
*原子力システム株式会社

技術報告

Verification of the Mimir-N2 Joyo Plant Dynamic Code

Akihiro YOSHIDA　　Takaya KUROHA*

Experimental Fast Reactor Division, Irradiation Center, O-arai Engineering Center
* Nuclear Energy System Inc.

高速実験炉「常陽」では，ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料を用いたナトリウム冷却型高速増殖炉の固有安全性のより高度な実証を目的として，過渡が発生した場合にも，原子炉プラントの安全性が確保できることを示す安全特性試験の実施に向けた研究を行っている。本研究に用いるプラント動特性解析コードとしては，これまで，MK-II炉心で実施した運転特性試験，自然循環試験等の解析を通じ，整備・検証を行ってきたMimir-N2を採用した。本研究では，フィードバック反応度を精度良く予測し，試験条件を安全上，許認可上許容される範囲に制限し，かつ，固有安全性の実証に有効な試験計画を策定することが重要である。フィードバック反応度の評価精度向上の一環として，「常陽」で観測される出力係数の燃焼依存性を分析した結果，燃焼に伴う燃料膨張反応度の変化によるものである可能性が高いことが分かった。そこで，Mimir-N2解析において，実測データに基づき燃料膨張反応度に燃焼依存性を考慮した結果，ステップ応答試験におけるステップ投入直後の核計装応答，燃料集合体出口温度，さらには一次冷却材が一巡した後の炉心支持板膨張反応度によるプラント状態の変動などを良く模擬できることが確認できた。

Passive safety systems at Experimental Fast Reactor JOYO were studied to demonstrate the inherent safety of MOX fueled sodium cooled fast breeder reactors. The Mimir-N2 analysis code, developed to analyze JOYO plant kinetics, was selected as the standard code. To increase the reliability, Mimir-N2 was modified based on data from plant characteristics and natural circulation tests in JOYO. JOYO operational data suggest that the burn-up dependency of the power reactivity coefficient could be due to the reactivity shift caused by decrease of fuel pellet thermal expansion in the axial direction. Based on the relationship between the measured power reactivity coefficient and the core averaged burn-up, burn-up dependency was estimated and introduced to the Mimir-N2 model. This brought good correspondence between calculated and measured values for a step reactivity response test. Calculated plant parameters including power range neutron monitor response and fuel subassembly outlet coolant temperature corresponded to measured values. Mimir-N2 could simulate plant dynamics such as the perturbations due to core support plate thermal expansion.

キーワード

「常陽」，高速炉，MOX燃料，固有安全性，Mimir-N2，プラント動特性，反応度係数，フィードバック反応度，出力係数，ステップ応答

Joyo, Fast Reactor, Mixed-Oxide Fuel, Inherent Safety, Mimir-N2, Plant Dynamics, Reactivity Coefficient, Feedback Reactivity, Power Reactivity Coefficient, Step Reactivity Response

吉田　昌宏

技術課　原子炉利用チーム
所属
チームリーダ
副主任研究員
「常陽」の許認可業務等に従事

黒羽　隆也

技術課　原子炉利用チーム
所属
Mimir-N2の整備，解析に係わる業務に従事

1．はじめに

高速実験炉「常陽」では，高速炉の固有安全特性をより高度に実証する観点から，過渡が発生した場合にも，原子炉プラントの安全性が確保できることを示す安全特性試験の実施に向けた研究を進めている。具体的には，例えば，「常陽」MK-Ⅲ炉心において，部分出力状態から，制御棒を連

続的に引抜く，あるいは一次冷却系主循環ポンプの流量を変動させる試験を行い，反応度フィードバック効果により，炉心・プラントが安定かつ安全な状態に終息することを実証する。上記試験の実施条件を安全上，許認可上許容される範囲に制限し，かつ，固有安全性の実証に有効な範囲とするためには，フィードバック反応度の不確かさを低減し，炉心・プラント動特性を精度良く予測することが重要となる。

このため，「常陽」では，フィードバック反応度の評価精度向上の検討とそれを反映したプラント動特性解析コードMimir-N2プラントの整備を行っている。ここでは，Mimir-N2の整備・検証作業のうち，主にステップ応答試験に着目して実施したフィードバック反応度計算部分の検討結果について述べる。

２．「常陽」MK-Ⅱ炉心及びMimir-N2の概要

2.1　MK-Ⅱ炉心の概要

高速実験炉「常陽」では，MK-Ⅱ炉心として，1982年11月に初臨界を達成以降，第０サイクルの性能試験から2000年６月の第35サイクルまでの計36サイクルの定格出力運転に加え，自然循環試験等のための短期サイクルの運転を実施した。標準的なMK-Ⅱ炉心は，混合酸化物燃料（MOX燃料）を用いた67体の燃料集合体とそれを取り巻くステンレス鋼製の反射体から構成され，試験目的に応じて，燃料領域及び反射体領域に種々の照射試験用の集合体が装荷される。原子炉出力の制御は，炉心第３列及び第５列に配置された６体の制御棒により行われる。MK-Ⅱ炉心の主要仕様を表２．１．１に，標準的な炉心構成例を図２．１．１に示す。

表2.1.1 「常陽」MK-Ⅱ炉心の主要仕様

項　目		仕　様		
原子炉熱出力		100MWt		
一次冷却材流量		1,260t/h×２ループ		
原子炉入口温度		370℃		
原子炉出口温度		500℃		
ラッパ管外対面距離		78.5mm		
集合体ピッチ		81.5mm		
炉内燃料装荷本数		MK-Ⅱ炉心（第０～31サイクル）		移行炉心*（第32～35サイクル）
		67体		69～75体
燃料集合体	種類	J1燃料	J2燃料	MK-Ⅲ燃料
	燃料材	MOX燃料	同左	同左
	ピン本数	127	同左	同左
	燃料要素外径／内径	5.5mm/4.8mm	同左	同左
	燃料ペレット外径	4.63mm	同左	同左
	スタック長	55cm	同左	50cm
	Pu富化度	30w/o以下	同左	同左
	^{235}U濃縮度	12w/o	18w/o	同左
	ペレット密度	94%T.D.	同左	同左
	構造材	SUS316相当ステンレス鋼（PNC316）		高Niオーステナイト系ステンレス鋼（PNC1520）
制御棒	体数	6		
	制御要素材	B_4Cペレット		
	制御要素^{10}B濃縮度	90%		
	B_4Cペレット外径	16.3mm		
	制御材有効長さ	650mm		
	要素本数	7		

＊）MK-Ⅱ燃料（J1，J2燃料）とMK-Ⅲ燃料を混在させた炉心。各サイクルのMK-Ⅲ燃料装荷大数は，以下のとおり
第32サイクル：５体
第33サイクル：10本
第34サイクル：15体
第35サイクル：20体

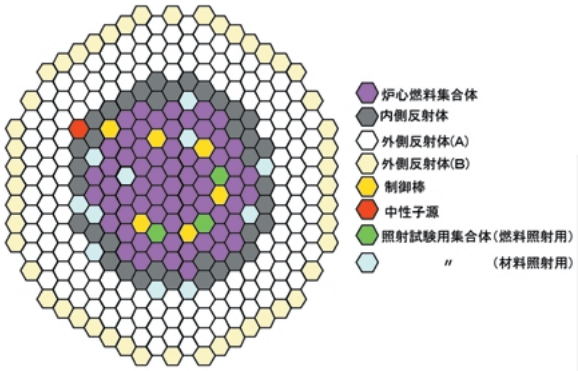


図2.1.1　MK-Ⅱ炉心構成例（第31サイクル）

2.2　Mimir-N2の概要

Mimir-N2は，「常陽」のプラント動特性解析用に開発されたコードであり，これまで，MK-Ⅰ，MK-Ⅱ及びMK-Ⅲ炉心の設計，安全解析をはじめ，自然循環試験の評価等に用いられてきた[1]。

Mimir-N2では，「常陽」の全プラント系統（炉心，一次冷却系及び二次冷却系）をモデル化し，冷却材ナトリウムを一次元非圧縮性流体として取り扱い，差分法に基づき，定常及び非定常の一次元熱流力解析を行う。Mimir-N2の計算モデルの全体概要を図２．２．１に示す。

2.2.1　流量配分の設定

Mimir-N2では，フローネットワーク解析により炉内の冷却材流量配分を算出する。図２．２．１に示したように，Mimir-N2では，高圧プレナム及び低圧プレナムから集合体内部に冷却材を流入させる313体の炉心構成要素を除く原子炉容器内の冷却材流路を統合して，これをバイパス流路としている。バイパス流路には，具体的には，燃料貯蔵ラック，炉心構成要素とこれを支持する炉内構造物の嵌合部（冷却材の漏れ流量を考慮）等が含まれる。

MK-Ⅱ炉心の計算では，炉心燃料集合体，反射体等について，炉内冷却材流量分布測定試験の結果に基づいて調整した圧損係数を入力し，照射試験用集合体については，当該集合体の水流動試験結果から求めた圧損係数を入力した。次に，各集合体の流量配分が，「常陽」の炉心管理に用いている計算コードMAGI[2]の結果と一致するよう，バイパス流路の圧損係数を調整した。

2.2.2　フィードバック反応度

Mimir-N2では，炉心部について一点近似の炉動特性計算を行っており，フィードバック反応度として，ドップラ反応度，燃料膨張反応度，構造材（ラッパ管，被覆管）膨張反応度，冷却材膨張反応度及び炉心支持板膨張反応度を扱っている。これらのフィードバック反応度には，「常陽」の標準的な設計計算手法[3]に基づく温度係数を用いている。反応度係数計算手法を図２．２．２に示す。

計算では，炉定数として核データライブラリ

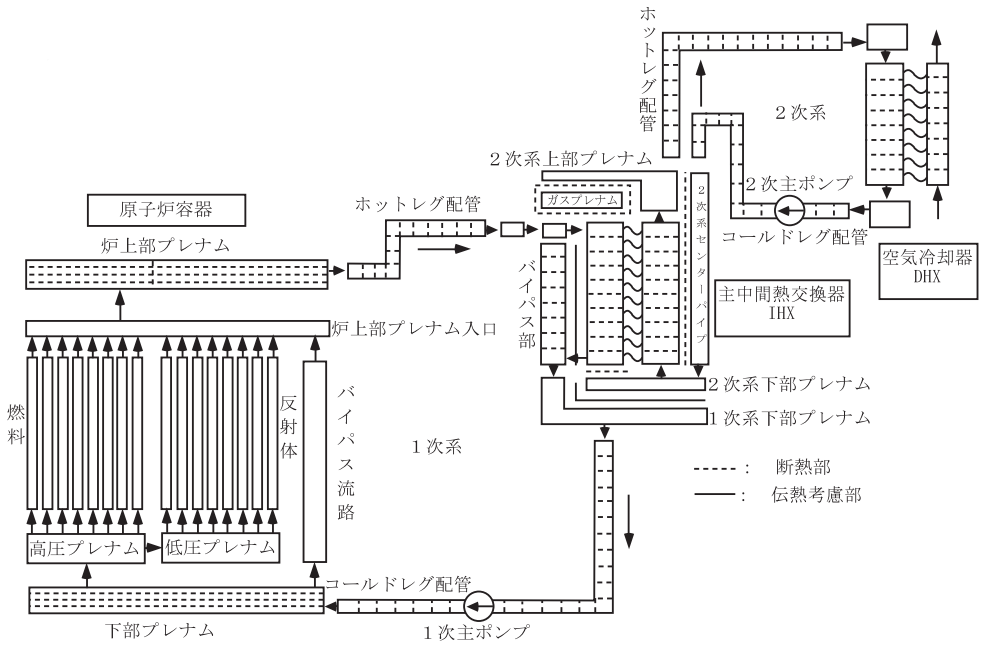


図2.2.1 “ Mimir-N2 ”計算モデル

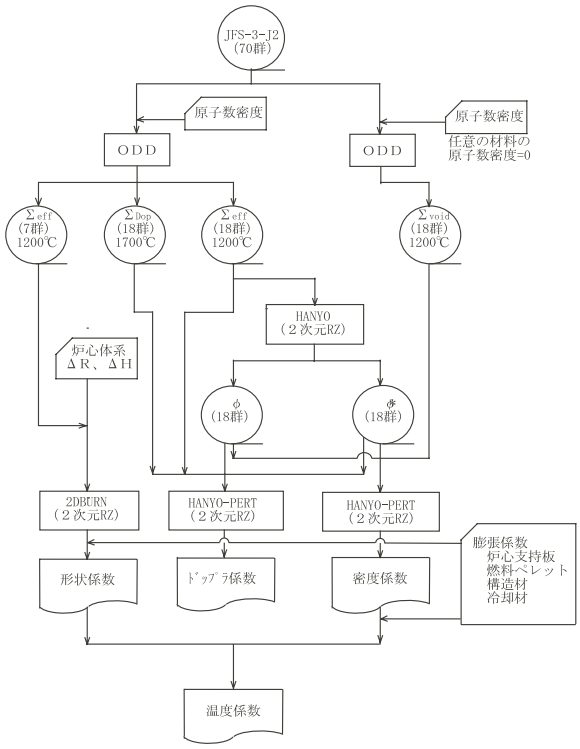


図2.2.2　温度係数計算フロー図

表2.2.2　MK-Ⅱ炉心の反応度係数

成　分 ＼ 反応度係数	等温度係数 (%k/kk′/℃)	出力係数 (%k/kk′/MW)
燃料膨張反応度	-3.86×10^{-6}	-2.78×10^{-5}
被覆管膨張反応度	-1.29×10^{-6}	-0.10×10^{-5}
ラッパ管膨張反応度	-2.47×10^{-6}	-0.15×10^{-5}
炉心支持板膨張反応度	-13.77×10^{-6}	0.00×10^{-5}
冷却材膨張反応度	-10.44×10^{-6}	-0.64×10^{-5}
ドップラ反応度	-0.42×10^{-6}	-1.02×10^{-5}
合　計	-32.25×10^{-6}	-4.69×10^{-5}

JENDL-2に基づく70群の炉定数セットJFS-3-J2[4]を使用し，7群又は18群の実効断面積を作成する。ここで，ドップラ反応度と燃料，構造材及び冷却材の膨張に伴う各反応度の算出に用いる密度係数は，一次摂動理論に基づき，計算コードHANYO-PERT[3]の二次元RZ体系を用いた18群拡散計算により求めた。炉心支持板膨張係数の算出に使用する径方向熱膨張に伴う形状係数は，二次元拡散コード2DBURN[3]の直接計算（7群）より求めた。計算例として，MK-Ⅱ炉心の等温温度係数と出力係数を表2．2．2に示す。等温温度係数は，原子炉の出口冷却材温度と入口冷却材温度を一致させて，系統温度を均一に変化させた時の単位冷却材温度変化当たりの反応度変化であり，「常陽」の場合，炉心支持板膨張反応度が主要因となる。また，出力係数は，単位原子炉出力変化当たりの反応度変化であり，燃料膨張反応度及びドップラ反応度の寄与が大きく，原子炉入口温度を一定として測定するため，炉心支持板膨張反応度の寄与はない。なお，Mimir-N2に入力する場合，炉心支持板膨張反応度は，表2．2．2に示す炉心平均の値を用いるが，その他のフィードバック反応度成分については，二次元RZ計算による値を軸方向分布を考慮して流路ごとに与える。

3．炉心部計算モデルの見直し

3.1　燃料膨張反応度

3.1.1　出力係数の燃焼依存性の分析評価

フィードバック反応度については，表2．2．2に示すような個々の成分を分離して測定することは困難であるが，積分値である種々の反応度係数を測定し，その結果を分析することにより，解析値の検証に有用な情報を得ることができる。

反応度係数のうち，等温温度係数については，MK-I及びMK-Ⅱ炉心の性能試験時に，設計計算値と実測値がおおむね一致することが確認され[5,6]，その後の運転を通じ，計算値，実測値ともほぼ一定の値となることが確認されている[7]。これは，主要因である炉心支持板膨張反応度の解析値の妥当性を示すものと言える。

一方，出力係数については，性能試験時に設計計算値と実測値が一致したものの[5,6]，その後の運転を通じ，ほぼ炉心平均燃焼度に依存して絶対値が変化する現象（燃焼依存性）が観測されている[7]。MK-Ⅱ炉心では，運転サイクル初期（BOC）と末期（EOC）に出力係数を測定しているが，EOCの出力係数の絶対値は，BOCより小さい値となり，また，BOCの値と前サイクルEOCの値との差は，新燃料の装荷体数に依存し，新燃料が多いほど絶対値が大きくなる傾向が見られる。MK-Ⅱ炉心における出力係数と炉心平均燃焼度の関係を表3．1．1と図3．1．1に示す。ここに示したデータは，BOC及びEOCの出力上昇／降下操作時に原子炉出力を約30～100MWの範囲で5MWごとに安定させ，その時の過剰反応度を臨界法により測定し，ステップ間の反応度差と熱出力の差から評価したものである。また，MK-Ⅱ炉心のうち，炉心燃料の仕様と交換パターンがほぼ同一であった

表3.1.1　MK-Ⅱ炉心の30-100MW間平均出力係数測定結果

cy	EFPD	新燃料装荷体数	BOC 燃焼度 (MWd/t)	BOC 出力係数 (%Δk/kk'/MW)	MOC 燃焼度 (MWd/t)	MOC 出力係数 (%Δk/kk'/MW)	EOC 燃焼度 (MWd/t)	EOC 出力係数 (%Δk/kk'/MW)	出力係数変化率 (%Δk/kk'/MWd/t) BOC～EOC	BOC～MOC	MOC～BOC
16	31.6	5	24,360	−4.10E−03			28,570	−3.62E−03	6.9E−08		
17	68.4	9	22,090	−4.73E−03			31,230	−3.23E−03	1.4E−07		
18	68.4	10	23,950	−4.30E−03			33,090				
19	68.7	9	25,310	−3.85E−03			34,520	−2.77E−03	1.0E−07		
20	40.0	5	30,790	−3.50E−03			36,190	−2.90E−03	1.3E−07		
21	68.8	12	25,930	−3.72E−03			35,220	−2.20E−03	1.7E−07		
22	68.7	11	25,610	−3.89E−03			34,880	−2.33E−03	1.8E−07		
23	52.8	9	26,980	−3.49E−03			34,140	−2.48E−03	1.0E−07		
24	41.5	6	31,310	−2.90E−03			36,850	−2.21E−03	1.4E−07		
25	64.9	9	27,460	−3.37E−03			36,220	−2.23E−03	1.3E−07		
26	39.5	6	31,070	−3.30E−03			36,410	−2.43E−03	1.6E−07		
27	30.1	4	32,640	−2.94E−03	34,568	−2.37E−03	36,700	−2.34E−03	2.1E−07	3.0E−07	1.3E−08
28	6.1	3	34,690	−2.62E−03			35,500	−2.21E−03	8.2E−08		
29	24.3	0	36,420	−2.83E−03			39,660				
29*		0					39,900	−2.56E−03	7.8E−08*		
29*		0					40,120	−2.55E−03			
30	59.7	12	27,370	−3.93E−03			35,420	−2.11E−03	3.7E−07		
31	54.9	12	24,870	−3.88E−03	30,288	−2.30E−03	32,260	−2.15E−03	2.0E−07	2.8E−07	1.1E−07
32	69.0	10	24,410	−3.43E−03			33,470	2.33E−03	1.0E−07		
33	67.8	10	25,980	−3.10E−03			35,090	−2.34E−03	7.2E−08		
34	68.9	10	28,370	−3.39E−03	31,670	−2.72E−03	36,580	−2.28E−03	1.4E−07	2.0E−07	9.0E−08
35	48.2	10	30,950	−2.88E−03	31,440	−2.54E−03	37,030	−2.17E−03	1.2E−07	6.9E−07	6.6E−08

＊）第29サイクルBOCと第29'サイクルの間の出力係数変化率

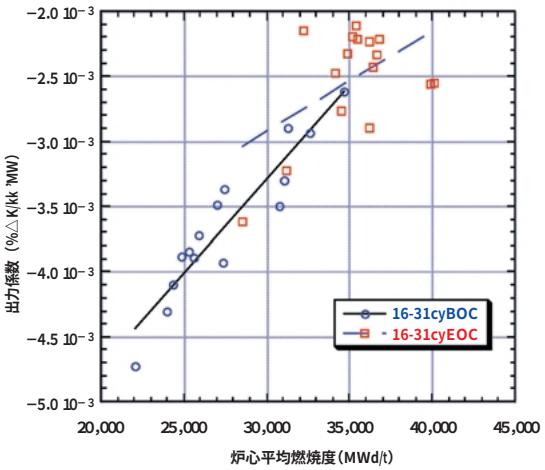


図3.1.1 「常陽」第16～31サイクル炉心の出力係数

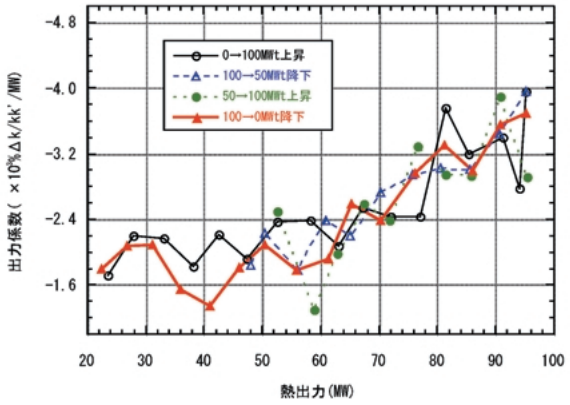


図3.1.2　MK-Ⅱ第29'サイクルにおける出力係数測定結果

第16～31サイクル炉心のデータを採用した。

出力係数の燃焼依存性が，出力上昇時と降下時の原子炉操作の違いによる系統的な差ではないことを確認するため，新燃料を１体も用いずに構成したMK-Ⅱ第29'サイクル炉心において，短期間に原子炉出力の上昇／降下操作を繰り返し，この時の出力係数を測定した。測定結果を図３．１．２に示す。これにより，出力上昇時と降下時の出力係数はよく一致し，燃焼依存性がプラント操作の違いによるものではないことが確認できた。

各フィードバック反応度成分の燃焼依存性について以下に示す。なお，構造材膨張反応度と冷却材膨張反応度は，燃焼に伴い変化することはなく，前述のとおり，炉心支持板膨張反応度は出力係数に寄与しないため，これらについては省略する。

(1) ドップラ反応度

燃焼に伴い燃料組成が変化するため，ドップラ係数にも燃焼依存性は存在するが，その量は小さ

い。例として，図２．２．１の計算手法によるMK-Ⅱ初期炉心と平衡炉心のドップラ係数は，それぞれ-1.62×10^{-3}と-1.68×10^{-3}［T・dK/dT］であり，その差は４％しかなく，図３．１．１に示した燃焼依存性を説明できない。

(2) 燃料膨張反応度

燃焼に伴い，燃料ペレットの組織変化，中心空孔生成，あるいはクラックの発生等により，実効的な線膨張率が変化している可能性がある。現在のところ，これが燃焼依存性の原因として最も有力であるが，照射後の燃料ペレットの線膨張率測定は困難であり，その定量評価は難しい。また，仏国RAPSODIE炉の安全特性試験評価等を通じ，被覆管により燃料ペレットが拘束され燃料膨張反応度が変化する可能性が示唆されている[8]。この現象はスエリングによる外径増加の影響を受けることから燃焼依存性の一因である可能性がある。

(3) 炉心湾曲反応度

炉心構成要素の湾曲状態は，ラッパ管の照射スェリングや照射クリープによる応力緩和等に影響を受けるため[9]，燃焼依存性が考えられる。しかし，これまでのMK-Ⅱ炉心の湾曲計算経験より，平衡炉心における燃料集合体の変位量は，最大値，平均値とも，燃焼による変化は小さいことが確認されている。

以上により，燃焼に伴うフィードバック反応度変化の要因として考えられる成分は，燃料膨張反応度のみであり，また，表２．２．２より，出力係数に占める燃料膨張反応度の割合は約60％であり，図３．１．１に見られる出力係数の変化を定量的に説明しうるものは燃料膨張反応度のみと言うことができる。

3.1.2　燃料膨張反応度の燃焼依存性

表３．１．１より，運転期間中（MOC）に出力係数を測定した第27，31，34及び35サイクルでは，MOC-EOC間の単位燃焼度当たりの出力係数の変化割合（以下，「出力係数変化率」という。）は，最大でもBOC-MOC間の１／２以下であった。これは，燃料膨張反応度の燃焼依存性の主要因と考えられる組織変化等が，新燃料として装荷された直後の出力上昇時に急激に進展することによるものと考えられる。

また，第29サイクルは，新燃料を装荷せずに運転を行い，運転終了後，照射試験用集合体を使用済みの炉心燃料に置換して，第29’サイクル炉心を構成したが，第29サイクルBOC－第29’サイクルの出力係数変化率は，約８E-08(％Δk/kk’/MW/MWd/t)，新燃料が３体と少なかった第28サイクルのBOC-EOC間出力係数変化率も８E-08（％Δk/kk’/MW/MWd/t）であり，表３．１．１に示したMOC-EOC間の変化率に近い値であった。

以上から，図３．１．３に示すように，個々の燃料集合体の燃料膨張反応度が，装荷直後の急激な組織変化等により低下した後，緩やかに低下していると考えると，それらが合成される全炉心の出力係数の絶対値が運転初期に急激に小さくなり，後半，緩やかに変化する現象や次サイクルBOCに回復する量が新燃料の装荷体数に依存する現象を説明することができる。ここで，出力係数変化率が一定となる燃焼度を特定することはできないが，表３．１．１から，炉心平均燃焼度が500MWd/t増加した段階で原子炉をいったん停止した第35サイクルでも，MOC-EOC間の変化率が他サイクルと同程度であることから，燃料膨張反応度の変動は，これより少ない燃焼度で安定すると考えられる。なお，500MWd/tは，MK-Ⅱ炉心の場合，約５日の定格運転に相当する。

現状のデータから，BOCの出力上昇時の燃料膨張反応度を定量的に評価するのは困難であるため，Mimir-N２による動特性解析では，当面，解析対象をMOCとEOCに限定し，実験データから燃料膨張反応度に考慮する燃焼依存性の式を作成することとした。

図３．１．１において，30～100MW間平均出力係数：C_{core}（％Δk/kk’/MW）と炉心平均燃焼度：B_{core}（MWd/t）との関係をBOCとEOCのデータ

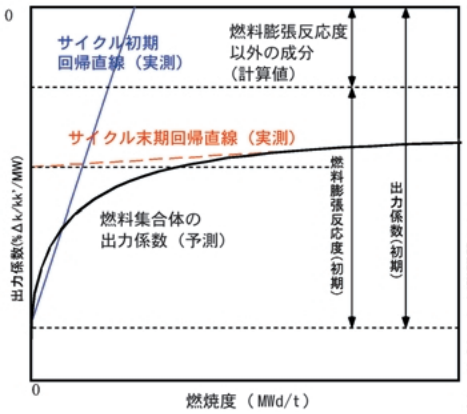


図3.1.3　燃料膨張反応度の燃焼依存性概念図

に分け，最小二乗法を用いて一次式にフィッティングした結果は，以下のとおりである。

BOC：C_{core}＝−7.61E−03＋1.44E−07×B_{core} …(2.1)

EOC：C_{core}＝−5.27E−03＋7.81E−08×B_{core} …(2.2)

ここで，燃料膨張反応度を除く他の出力係数成分（ドップラ反応度，冷却材・構造材膨張反応度）の合計は，表2．2．2より，−1.9E−03（%Δk/kk'/MW）であり，これは燃焼により変化しないものとする。(2.1）式と（2.2）式のy切片から他の成分を引いた値が0 MWd/t時の燃料膨張反応度に相当し，両者の比は0.59となる（[−5.27E−03＋1.9E−03]／[−7.61E−03＋1.9E−03]＝0.59)。

図3．1．3に基づき，燃料膨張反応度は，照射開始後，瞬時に0.59倍となり，その後，(2.2）式の傾きに沿って低下するものとする。これより，燃料膨張反応度に燃焼依存性を考慮するための係数：kは下式で示される。

$$k = 0.59 - 1.4E-05 \times B_{S/A} \quad \cdots(2.3)$$

ここで，$B_{S/A}$は集合体平均燃焼度（MWd/t）である。Mimir-N2では，計算される燃料膨張反応度に（2.3）式で与えられる相対比を乗じることとする。

3.2　ドップラ反応度

設計計算手法に基づくドップラ反応度に関しては，米国SEFOR炉のドップラ反応度実験解析による設計計算のC/E値が0.94±0.13であることから，Mimir-N2ではドップラ反応度にE/C補正（補正係数：1.064）を施すこととした。

3.3　フィードバック反応度計算機能の追加

(1）制御棒と燃料の軸方向相対変位による反応度

制御棒駆動機構（以下，「CRD」という。）の延長管と原子炉容器は，温度変化に伴う膨張・収縮により，燃料と制御棒の軸方向相対位置を変化させ，反応度投入の原因となる。このうち，特にCRD延長管は，熱変位の時定数が小さく，制御棒引抜き位置と温度変化量によっては，比較的大きな反応度を与えることから，燃料と制御棒の軸方向相対変位による反応度計算機能をMimir-N2に追加した。計算では，CRD延長管，原子炉容器の熱変位から制御棒と燃料の相対位置の時間推移を求め，これとあらかじめ入力しておいた制御棒引抜き位置と校正曲線から投入される反応度を求める。

CRD延長管については，「常陽」の6体の制御棒に対し，それぞれの周囲6集合体の集合体出口のナトリウム温度計算値の推移とステンレス鋼の熱膨張率：$16.25\times10^{-6}K^{-1}$から軸方向変位量を求める。また，延長管部の温度変化に対する一次遅れ時定数（τ_{CR}）については，CRDを上部案内管，外側・内側延長管及び加速管から成る多重円筒とし，下式により計算した。

$$\tau_{CR} = C_p \cdot M / (U \cdot A)$$

ここで，C_p：管の比熱

M：管の重量

U：管とナトリウムの熱貫流率

A：管とナトリウムの伝熱面積

である。加速管内部のナトリウムをスタグナントとしたところ，τ_{CR}は30(s)となった。

炉容器については，原子炉出口温度と入口温度の平均値とステンレス鋼の熱膨張率から熱変位量を求めた。一次遅れ時定数（τ_{RV}）は，3600mmφの炉容器内側の熱遮へい板（3層，5mm間隔，肉厚10mm）を考慮し，CRDと同様に算出した結果，620(s)となった。

なお，燃料と制御棒の軸方向相対変位には，燃料ペレットの熱変位も考慮するが，燃料ペレットの熱膨張率：$[8.06+4.08\times10^{-3}T+2.33\times10^{-7}T^2]\times10^{-6}$（出典：GEAP-13582，NUMEC-2389-9）と温度変化から求めた変位量に，燃焼依存性を考慮するために算出した（2.3）式による係数kを乗じることとした。

(2）流量反応度係数

流量反応度係数については，流量変化時の一次冷却材の流体圧力差によって生じる炉心支持構造物の変位により，炉心支持板に拘束される燃料集合体が軸方向に変位する現象と仮定し，投入される反応度を計算したところ，実測値の約20〜50%を説明できることが分かったため[10)11)]，Mimir-N2の反応度計算モデルに追加することとした。ただし，前述のとおり，上記モデルによる反応度計算値は実測値を過小評価することから，当面，MK-

Ⅱ炉心での流量反応度係数測定値の－２×10^{-4}（%Δk/kk'/%flow）[11]を用いて投入反応度を計算することとした。

４．Mimir-N2によるステップ応答解析

4.1　ステップ応答試験の概要

ステップ応答試験[12]は，出力変動時のプラント安定性の確認を目的としたものであり，出力安定状態において制御棒をステップ状に操作することにより，微小な正又は負の反応度を炉心に投入し，その後のプラント挙動を観測するものである。MK-Ⅱ炉心では，通常，原子炉起動時の出力上昇操作中，定格運転中及び原子炉停止のための出力降下操作中に数回のステップ応答試験を実施してきた。なお，本試験は出力上昇・降下操作を妨げない範囲で行うため，投入する反応度は±２～５¢程度としている。

4.2　解析結果

整備を行ったMimir-N2を用いて，MK-Ⅱ炉心におけるステップ応答試験の解析を行った。例として，MK-Ⅱ第33サイクル炉心での試験結果とMimir-N2計算結果の比較を以下に示す。なお，本試験では，原子炉出力約89MWのプラント安定状態において，制御棒操作により－3.1¢の負の反応度をステップ状に投入した。

反応度計記録：　図４．２．１
核計装応答：　図４．２．２
炉心燃料集合体出口温度：図４．２．３
原子炉出口温度：　図４．２．４
原子炉入口温度：　図４．２．５

図４．２．１より，ステップ状に反応度を投入した直後，フィードバック効果により反応度はゼロに近づいていく。今回，燃料膨張反応度に燃焼依存性を考慮したことにより，図４．２．１に示すように，反応度の計算と実測がほぼ一致した。

「常陽」では，一次冷却材が一巡する約150s後，ステップ状の反応度投入による冷却材温度の低下が原子炉入口温度に伝わり，これに伴い炉心支持板が熱収縮し，正の反応度が投入される。計算では，約150sで反応度が負から正に転じ，その後，フィードバック効果により約300s付近でピークとなり，再びゼロに近づいていく挙動が見られ，実測値は，ばらつきはあるものの，おおむね計算

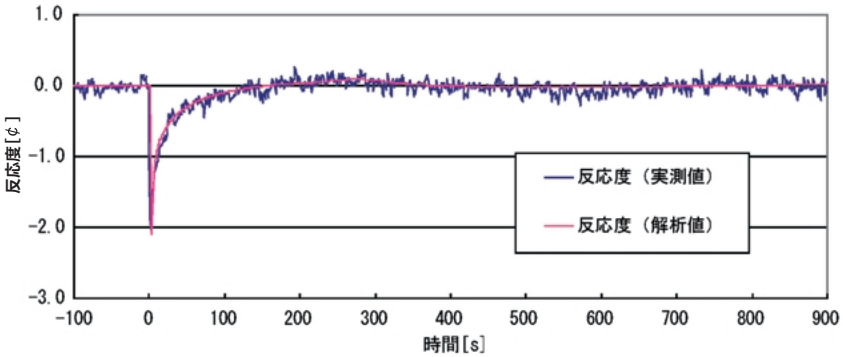


図4.2.1　ステップ応答試験結果とMimir-N2の比較（反応度計記録）

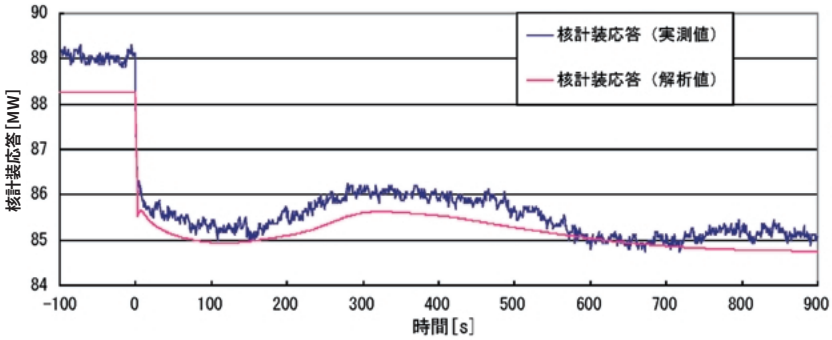


図4.2.2　ステップ応答試験結果とMimir-N2の比較（核計装応答）

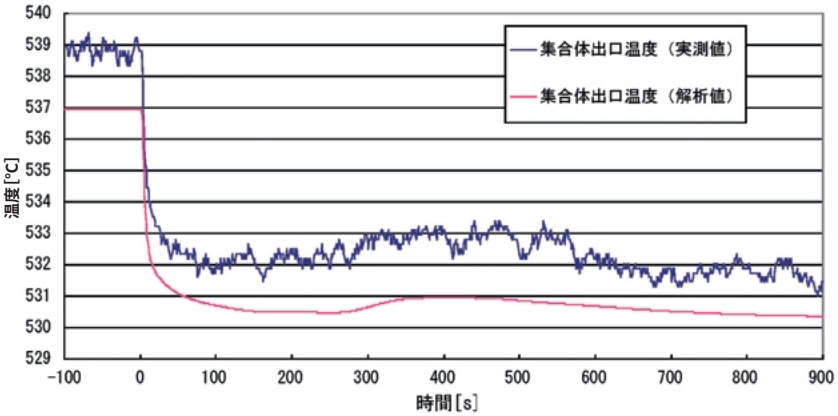


図4.2.3　ステップ応答試験結果とMimir-N2の比較（集合体出口温度：炉心第１列炉心燃料集合体）

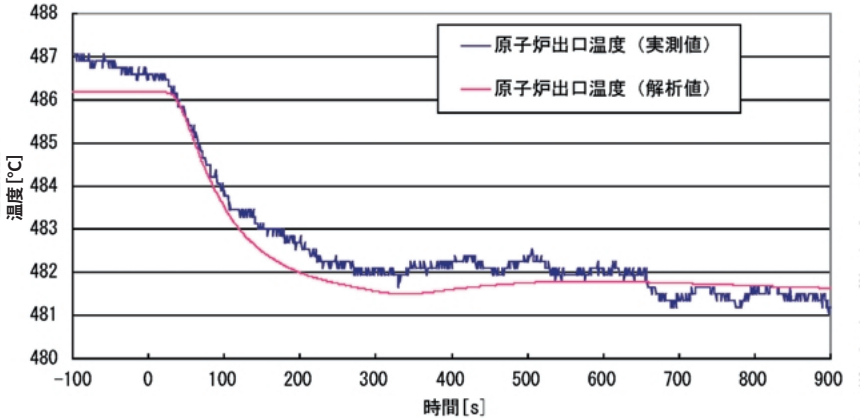


図4.2.4　ステップ応答試験結果とMimir-N2の比較（原子炉出口温度）

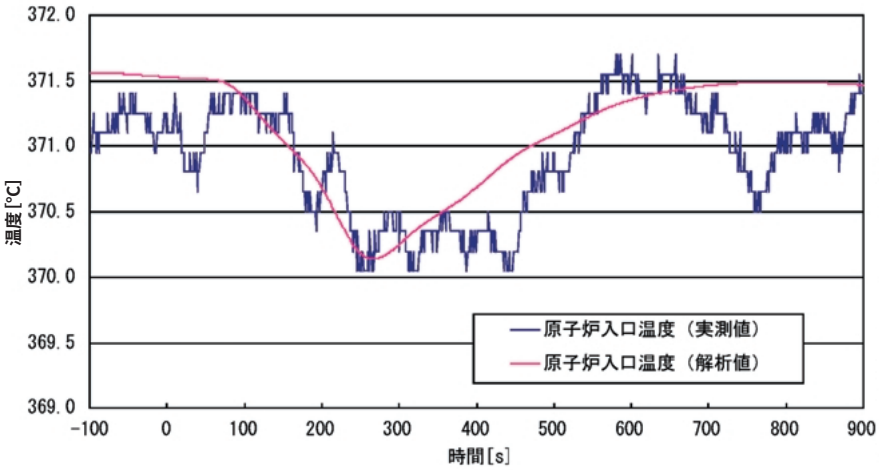


図4.2.5　ステップ応答試験結果とMimir-N2の比較（原子炉入口温度）

と同様の挙動を示していることが分かる。

図４．２．２より，核計装応答は，計算，実測とも，前述の反応度挙動に対してほぼ時間遅れなく追随して変動していることが分かる。これに対して,図４．２．３,４及び５より,集合体出口温度,原子炉出口温度，入口温度と徐々に変動の時間遅れが大きくなるが，その変動量と時間挙動は，計算と実測とはおおむね一致していることが分かる。

５．結論

「常陽」の運転データを分析評価して得られた知見を基に， Mimir-N2に燃料膨張反応度の燃焼依存性を考慮した結果，これまでフィードバック効果を過大評価していたステップ応答試験におけるステップ状の反応度投入後０～150s間の反応度挙動が実測と良く一致した。これにより，各プロセス量の計算値の変動量と時間推移が実測と良く一致し，一次冷却材が一巡した後の炉心支持板熱変位に伴うプラント状態の変動等，安全特性試験の検討を行っていく上で重要な挙動を解析により表すことができるようになった。

６．おわりに

現在,「常陽」はMK-Ⅱ炉心としての運転を終了し，MK-Ⅲ炉心・プラントへの改造工事を継続中である。今後，主中間熱交換器，主冷却機の特性データなど，改造後のプラントデータを反映しつつ，一連の炉心・プラント特性を測定するMK-Ⅲ性能試験の解析を通じてMimir-N2を整備し，安全特性試験の検討を進めていく計画である。反応度フィードバック特性に関しては，これまで実施してきた出力係数の分析評価をMK-Ⅲ炉心でも継続するとともに，出力運転中の冷却材流量を変更するなど，通常運転範囲を超えるプラント状態でステップ応答試験を実施することにより，検証データを拡張することも検討していく。

参考文献

１）M.Sawada, H. Arikawa, et al. : “ Experiment and Analysis on Natural Convection Characteristics in the Experimental Fast Reactor Joyo ”, Nuclear Engineering Design 120, p.341 347(1990)

２）A. Yoshida, et al. : “ Core and Fuel Management Experience of “ JOYO ” and its Upgrading Program ”, PHYSOR '96, Mito, Japan, Vol.3, p. I-28 37(1996)

３）三菱原子力工業株式会社:“ 高速増殖炉核設計コードの概要 ”, MAPI-F-0001(1981)

４）H. Takano, et al. : “ Revision of Fast Reactor Group Constant Set JFS-3-J2 ”, JAERI -M 89-141(1982)

５）松野義明，:“ 高速実験炉「常陽」のプラント性能評価 ”, 日本原子力学会誌 Vol24, No.11, p.833～ 864 (1982)

６）溝尾宣辰，秋山孝夫，他，:“「常陽」照射用炉心の性能試験について ”, 動燃技報No.49,p.45～60(1984)

７）有井祥夫，青山卓史，他，“ 高速実験炉「常陽」MK-Ⅱ炉心の炉心・燃料管理経験 ”, 日本原子力学会誌 Vol.39, No.4, p.315～325(1997)

８）C. Essig, et al. : “ Dynamic Behavior of Rapsodie in Exceptional Transient Experiments ”, Proceedings of the International Topical Meeting on Fast Reactor Safety, Knoxville, p.635-641 (1985)

９）大洗工学センター炉心変形検討会，:『高速増殖炉の「炉心変形検討会」平成７年度活動報告』, PNC TN9410 96-300(1996)

10）鈴木俊宏,市毛 聡,他,: “ 高速炉安全特性研究のための「常陽」炉心支持板変形解析 ”,PNC TN9410 96-269(1996)

11）吉田昌宏，鈴木俊宏，他，:“ 高速実験炉「常陽」における炉心支持板流力変位の反応度効果 ”,動燃技報 No.103,p.21(1997)

12）“ 特集「常陽」20周年 ”, 動燃技報No.104,p.15(1997)

資料番号：15－3

技術報告

大型ナトリウム機器の解体・洗浄手法の開発

平川　康　仲井　悟
大洗工学センター　要素技術開発部

Development of Dismantling and Sodium Removal Technique for Large Sodium Components

Yasushi HIRAKAWA　Satoru NAKAI

Advanced Technology Division, O-arai Engineering Center

高速増殖原型炉「もんじゅ」の開発のために，大洗工学センターに建設された多数の大型ナトリウム試験施設の解体・洗浄を行った。我が国においては初めてといえる大型モックアップ試験装置の解体・洗浄を行うため，従来の知見や研究開発成果，小型機器を用いた先行実施による知見の集積，海外における経験等を参考に，技術の確立を図りながら解体，洗浄，撤去を進めた。各機器の構造上の特徴を勘案し，アルコール洗浄，蒸気洗浄，残留ナトリウムの安定化等の各種の最適な洗浄手法を適用し，大型ナトリウム試験施設の解体・洗浄を行った。この結果，ナトリウム火災や水素爆発等を発生させるおそれがなく，また環境への影響が少ない解体及び洗浄手法を確立することができた。これらの手法を放射化された機器あるいは放射性ナトリウムが付着した機器に適用する場合に今後解決すべき課題を明確にした。

Large sodium test facilities that had been constructed to perform R&D for Monju were dismantled after the removal of sodium. Because experience of such tasks is limited, for the establishment of the technology, information on past experiences, R&D results, the results of small-scale sodium removal experiments and related information were gathered worldwide. Different sodium removal processes such as the alcohol process, water vapor nitrogen process, aestivation process etc. were selected based on the component structure and were applied to various components such as the steam generator, cold trap, intermediate heat exchanger etc. As a result, sodium removal and dismantling of these facilities were conducted successfully without sodium fires, injuries caused by sodium and with little burden to the environment. Furthermore, problems to be solved when applying these processes to the radioactive sodium components were identified and an R&D plan was drawn up.

キーワード

高速増殖炉，ナトリウム，アルコール洗浄，水蒸気洗浄，安定化，蒸気発生器，中間熱交換器，コールドトラップ，ナトリウム処理，解体

FBR, Sodium, Alcohol Process, Water Vapor Nitrogen, Passivation, Steam Generator, Intermediate Heat Exchanger, Cold Trap, Sodium Removal, Dismantle

平川　康
新技術開発試験グループ所属
副主任技術員
ナトリウム洗浄処理技術，鉛ビスマス－ナトリウム反応研究に従事開発に従事

仲井　悟*
新技術開発試験グループ
グループリーダ
高速炉の伝熱流動・構造・材料・ナトリウム技術関連の研究管理に従事

＊ 現在：照射施設運転管理センター　実験炉部　原子炉第二課
Presently, Experimental Irradiation Center O-arai Engineering Center

1．はじめに

高速増殖原型炉「もんじゅ」（以下，「もんじゅ」と略記）の開発において，大洗工学センターに多数の大型ナトリウム試験施設を建設し，機器，システム，熱流動の各研究開発に使用した。これらの試験施設は研究開発終了後，順次解体・洗浄を行ってきた。我が国においては，個別のナトリウ

ム機器の解体撤去の経験はあったが，50MW蒸気発生器試験施設（50MWSG）[1]のように高速炉冷却系の１系統を模擬し，「もんじゅ」の約1/5の熱出力を有する大型施設や原子炉容器遮蔽プラグ断熱試験装置（SPINTA）のように原子炉容器大型モックアップ試験装置の解体撤去の経験はなかった。そのため，我が国における従来の知見や研究開発成果，小型機器を用いた先行実施による知見の集積，海外における経験等を参考に，技術の確立を図りながら大型ナトリウム試験施設の解体，洗浄，撤去を進めた。

ここでは，大型ナトリウム試験施設の解体撤去に適用した解体手法及び水・蒸気洗浄やアルコール洗浄等の各種洗浄手法の結果と課題について述べる。

２．ナトリウム洗浄の手法

ナトリウムが付着した機器の洗浄法として，従来から各種手法が提案，適用されている[2]。

ナトリウム洗浄の目的は，例えば，機器の再利用，ナトリウム中試験後の材料分析，ナトリウム施設の解体・撤去時に比較的少量の機器付着ナトリウムを除去することである。各種洗浄法の特徴と対象機器を表１に示す。

2.1　アルコール洗浄

アルコール洗浄は，アルコールがナトリウムと接触することでナトリウムアルコラートを生成する反応を利用しナトリウムを除去する手法である。本手法は我が国においては，従来比較的小型の機器のナトリウム洗浄に使用されており，材料に損傷を与えることなく短時間でナトリウムの除去が可能である。一方，海外では米国EBR-Ⅱの中間熱交換器（以下，IHX）等の大型機器の洗浄に適用されている[3]。

$$2R-OH+2Na \rightarrow 2R-ONa+H_2$$

R：アルコール基

アルコール洗浄はすべての機器に適用可能であるが，アルコール洗浄に必要なアルコールタンク，冷却器，ポンプ，排ガス設備等から構成される洗浄システムのコストが相対的に高価なこと，アルコール自体が可燃性であること及び洗浄により生成されるナトリウムアルコラートを含むアルコールの処理が困難なこと等の欠点がある。なお，エチルカルビトール等の重アルコールは，洗浄条件によっては急激な化学反応によっての熱暴走による爆発が発生する可能性が高いことから，使用すべきではない[4]。

2.2　水蒸気洗浄

水蒸気洗浄は，水がナトリウムと接触して水酸化ナトリウムを生成する反応を利用しナトリウムを除去する手法である。本手法は，大気中での洗浄と不活性ガスを満たした容器中での洗浄に使用されている。

$$2H_2O+2Na \rightarrow 2NaOH+H_2$$

大気中での洗浄は，廃棄する機器を解体しながら水蒸気と窒素の混合ガスを被洗浄物に吹き付ける手法であり，解体時に機器に付着したナトリウムの発火や急激なナトリウムと水蒸気との反応を避けるため，熟練した技術者による注意深い洗浄が必要である。なお，被洗浄物の表面は生成された水酸化ナトリウムと接触するため，材料表面への影響を避けることは困難である。

不活性ガス中での洗浄は，窒素等の不活性ガスを満たした洗浄容器に被洗浄物を挿入し，水蒸気と窒素の混合ガスを注入することによりナトリウムと水を反応させる手法であり，洗浄容器の代わりに被洗浄物の胴を使用することも可能である。反応速度の制御は，注入する水蒸気量や被洗浄物の温度を調節することで可能となり，また，洗浄容器内の酸素の排除や過大な温度上昇を避けることにより腐食や応力腐食割れを避けることができる。なお，反応により生成する水酸化ナトリウム水溶液が被洗浄物内部に多量に残留するナトリウムと接触する場合には，急激な反応が発生する可能性があることから，本手法を採用する場合には

表１　ナトリウム洗浄法

手法	特長	留意点	適用
アルコール	１．クレビス部を除き洗浄可能 ２．腐食がない ３．制御が容易 ４．洗浄時間が短い	１．アルコール自体が可燃性 ２．水素発生 ３．廃液の処理が困難	再使用機器 材料試験
水蒸気	１．クレビス部を除き洗浄可能 ２．廃液処理が容易 ３．比較的安価	１．腐食の可能性 ２．水素発生 ３．熟練技術が必要	再使用機器 廃棄
燃焼	１．水素発生がない ２．短時間の処理	１．大型機器への適用困難 ２．材料への損傷	小型廃棄機器 大量の付着ナトリウム

水酸化ナトリウムが滞留しない工夫が必要である。

2.3　ナトリウムの安定化

ナトリウムの安定化は，化学的に活性なナトリウムを安定な炭酸ナトリウムや炭酸水素ナトリウムに転換するものである。純粋なナトリウムと炭酸ガスを接触させ炭酸ナトリウムを形成させるには，約1,000℃の高温条件が必須であり非現実的である。そこで，水酸化ナトリウムは炭酸ガスとの接触により容易に炭酸化する性質を利用し，ナトリウムを水酸化ナトリウムに変化させた後に炭酸ガスによる安定化させる手法を採用する。その手法は，容器中に被洗浄物を装荷あるいは機器・系統に炭酸ガスをキャリアとして湿分を注入するものである。残留ナトリウムと湿分が反応することにより生成した水酸化ナトリウムは，炭酸ガスと反応し炭酸ナトリウムとなり，湿分量を調節することで反応速度の制御が可能である。なお，残留するナトリウム層が厚い場合には，全量のナトリウムを反応させることは困難であることから，前述した水蒸気洗浄等との組合せが必要となる。

$2H_2O + 2Na \rightarrow 2NaOH + H_2$

$2NaOH + CO_2 \rightarrow Na_2CO_3 + H_2O$

$NaOH + CO_2 \rightarrow NaHCO_3$

あるいは

$H_2O + Na \rightarrow NaOH + 1/2H_2$

$NaOH + CO_2 \rightarrow NaH_2OCO_3$

$NaHCO_3 + NaOH \rightarrow Na_2CO_3 + H_2O$

2.4　機械的除去

機械的除去は比較的大量のナトリウムが残留している場合に適用される手法であり，機器を解体しながらナトリウムが付着している部位を露出させ，スクレーパーやへら等によりナトリウムを機器から取り除くものである。本手法によって完全にナトリウムを除去することは困難であり，ナトリウムを除去した後，水蒸気洗浄等を行う必要がある。なお，除去したナトリウムは，灯油や流動パラフィン中にて保管するか燃焼処理による処分を行う。

2.5　燃焼

燃焼処理は，多量のナトリウムの処理に適しており，大気中でナトリウムを燃焼させる手法である。燃焼時には酸化ナトリウム等を含むエアロゾルが大量に発生するため，本手法ではスクラバー等によりエアロゾルを除去する排煙処理装置が必要である。

$2Na + O_2 \rightarrow Na_2O_2$

$4Na + O_2 \rightarrow 2Na_2O$

大気中での燃焼では，湿分や炭酸ガスの存在により上記反応により生成した酸化ナトリウム及び過酸化ナトリウムは以下の反応を生じる。

$2Na_2O_2 + 2H_2O \rightarrow 2NaOH + 2H_2O + O_2$

$2Na_2O_2 + 2CO_2 \rightarrow 2Na_2CO_3 + O_2$

$Na_2O + CO_2 \rightarrow 2Na_2CO_3$

３．解体洗浄手順

ナトリウム施設の解体洗浄の手順を考えると，ナトリウム除去手法として系統一括での洗浄と，各機器単位での洗浄がある。系統一括での洗浄は，米国のハラム原子力発電所で適用されたように系統内に窒素ガスをキャリアガスとする湿分を供給することにより系統内残留ナトリウムを水酸化ナトリウムに転換する手法である。本手法は，残留ナトリウムを一括して処理することが可能であり，洗浄後はナトリウムが付着しない通常の機器の解体撤去で用いられる溶断等の手法が適用可能である。しかし，大量の残留ナトリウムと洗浄の反応生成物である水酸化ナトリウム水溶液との急激な反応，ナトリウムで閉塞した系統の洗浄が困難，反応終了の確認手法が確立されていない等の問題があるため，我が国においては実施された事例はない。

3.1　50MW蒸気発生器試験施設

50MWSGは，50MWtの熱出力を有する大型のナトリウム試験装置であり，図１に示すように「もんじゅ」冷却系の一系統を模擬している。一次ナトリウム系は加熱源として，LPG（液化石油ガス）によるナトリウム加熱器，一次ナトリウム循環ポンプ，IHX等から構成され，二次ナトリウム系は，蒸気発生器，二次ナトリウム循環ポンプ，補助冷却系等から構成されている。また，補助ナトリウム系として，ナトリウム充てん・ドレン系，純化系（ナトリウム中不純物をコールドトラップによる捕獲する系統）等が設置されている。

50MWSGのナトリウム洗浄は，機器構造や系統の構成等の観点および系統を一括して洗浄する基本的なデータが不足していることから，各機器ご

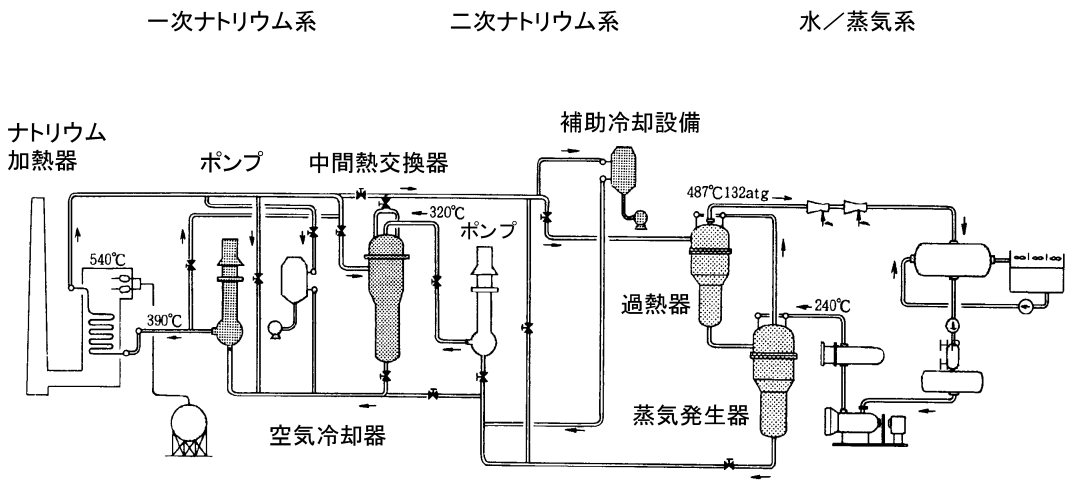


図１　50MWSG系統図

とに分離した後で実施することにした。以下に50MWSGの解体洗浄の順序を記す。

① 大型機器の分離（接続配管の切断）
② 分離された大型機器の残留ナトリウム調査
③ 残留ナトリウムのその場洗浄
④ ナトリウム処理施設での解体・洗浄

3.2　SPINTA

SPINTAはもんじゅの原子炉容器上部構造を総合的に模擬した外径4.3m，全長13mの大型モックアップ装置であり，構造物として，試験容器，燃料交換機，遮蔽プラグ，回転プラグ，模擬燃料集合体，炉上部構造を内包している。図２に試験装置概要を示す。試験容器下部にはドレンできなかった大量のナトリウムが残留していること，また遮蔽プラグはカバーガス空間に複数の積層板で構成されており，パウダー状のナトリウムが付着していることから，解体時に発火する可能性が高い。このため，試験装置のバウンダリを解放する前に装置内に残留するナトリウムを炭酸ナトリウム化する手法を採用することにした。ただし，ナトリウムを炭酸ナトリウムに転換する基礎的なデータ

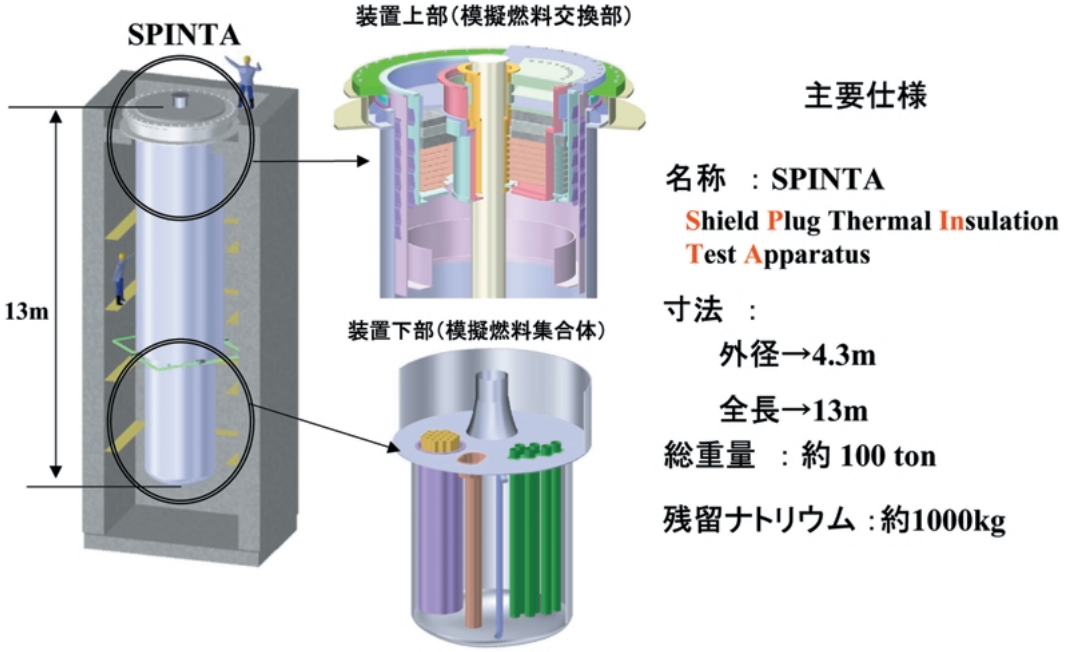


図２　SPINTA試験装置概要

は，皆無に等しい状況にあることから，実験室レベルで試験を展開し反応の進展に関するデータを取得することから始めた。以下にSPINTAの解体洗浄の順序を記す。

① 炭酸ナトリウム生成のための実験
② 実機試験装置の安定化処理
③ 内部機器構造物の引抜き
④ ナトリウム処理施設での解体・洗浄

４．適用

4.1 アルコール洗浄

(1) 洗浄システム

アルコール洗浄の一例として，二重管型蒸気発生器[5]に適用した手法を以下に示す。二重管型蒸気発生器は，全長約22m，胴径0.3m，10本の二重伝熱管を有し，定格交換熱量１MWtのナトリウム－水熱交換器である。付着残留するナトリウムは，アルコール循環洗浄システムにて洗浄し，その作業は蒸気発生器が据え付けられてる試験施設内で実施した。使用したナトリウム洗浄システムの系統を図３に示す。洗浄システムは，圧力開放系付のアルコールタンク，アルコール循環ポンプ，配管，真空系統により構成されている。排ガス系はアルコールタンクに接続され，アルコール凝縮器，水素計，酸素計から構成されている。残留ナトリウムとアルコールとの反応により発生する熱は，蒸気発生器伝熱管内の冷却水循環により除熱した。

(2) 洗浄経緯

洗浄に先立ち，全系統の真空引き，窒素ガス置換により系統内の酸素を除去した。被洗浄物である蒸気発生器へのアルコールの充てんは，アルコールタンクから低温状態で行い，充てん完了後に循環運転を開始した。アルコール温度15℃で５時間循環を行い，洗浄の進ちょく状態を確認するため，伝導度計によるオンライン計測，サンプリングしたアルコールの中和滴定を行った。

伝導度の変化が小さくなった洗浄開始から６時間後に蒸気発生器の給水温度を上昇させて，アルコール温度を約40℃まで上昇させた。伝導度の変化及び中和滴定によるアルコール中ナトリウム濃度の変化がなくなった24時間後に洗浄を終了し，アルコールのドレン，窒素ガスによる乾燥を行った。図４に洗浄時における伝導度の変化を示す。伝導度の変化から計算した残留ナトリウム量は，約0.85kgであった。

洗浄後，蒸気発生器を施設から撤去し解体し，伝熱管表面や上部熱遮蔽板部の検査を行った。伝熱管サポート部におけるクレビス部や管板部熱遮蔽板部を含めナトリウムは残留しておらず，また，伝熱管に損傷はなかった。

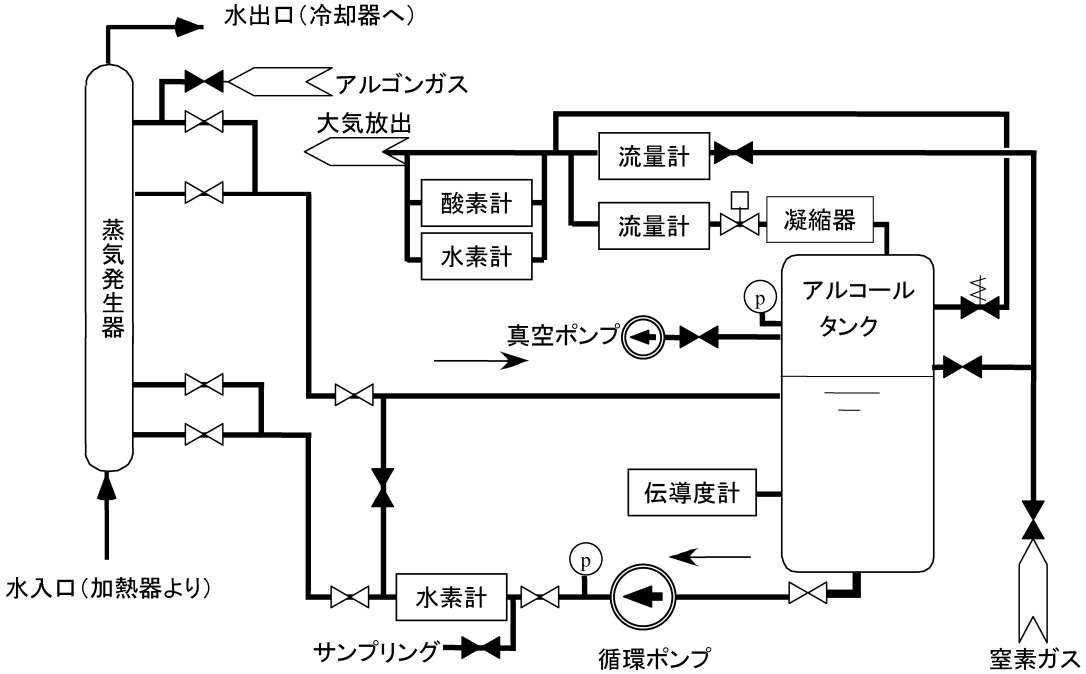


図３　アルコール循環洗浄装置フローシート

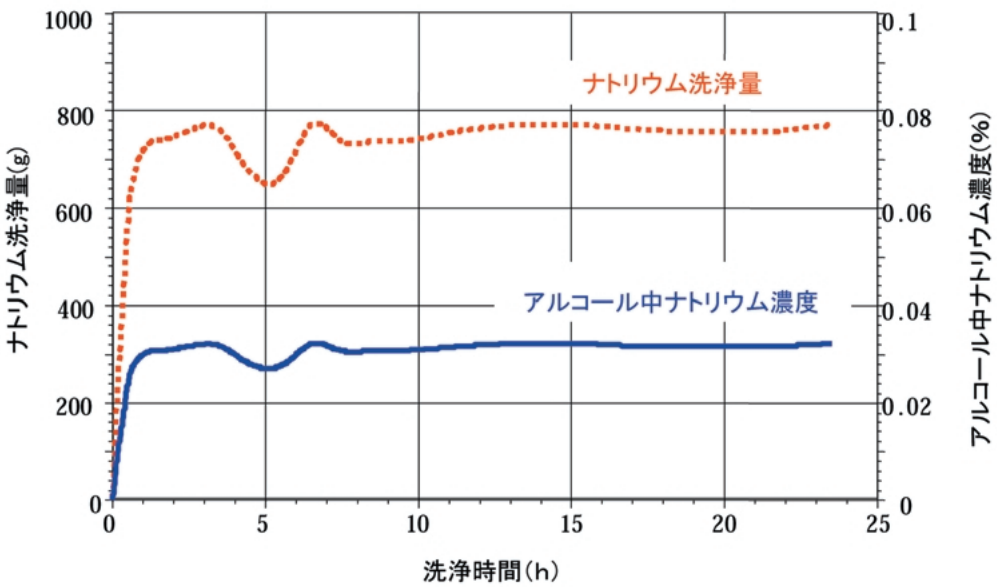


図４　アルコール伝導変化とナトリウム洗浄量

4.2　不活性雰囲気中での水蒸気洗浄

(1) 洗浄システム

50MWSG試験施設の蒸気発生器の洗浄に本手法を適用した。蒸気発生器は蒸発器と過熱器の２基から構成され，33本のヘリカルコイル型伝熱管を内包する縦型シェル＆チューブ型熱交換器である。蒸発器は全長約12m，過熱器は全長約８m，直径はいずれも約２mである。蒸発器の内表面積は約520m^2，容積は約30m^{3}である。図５に蒸発器構造図を示す。ナトリウムは蒸発器上部のナトリウム入口ノズルから流入し，入口ヘッダー部で伝熱管部に流量配分される。ヘリカルコイル伝熱管と熱交換しながらシェル側を下降し，蒸発器底部の出口ノズルから流出する。蒸発器の構造から，内部には大量のナトリウムは残留せず，また，湿分とナトリウムとの反応により生成した苛性ソーダが蒸発器内に滞留することはなく，出口ナトリウムノズルから排出可能である。

50MWSG試験施設内に設置した洗浄装置を蒸発器及び過熱器に接続し，洗浄を行った。図６に洗浄装置系統図を示す。洗浄装置は0.3MPa(g)の飽和蒸気を製造するボイラーユニット，ボイラーから供給される蒸気と窒素を所定の比率で混合した湿り窒素ガス，炭酸ガス，脱塩水を被洗浄物である蒸気発生器に供給する蒸気供給系，湿分除去系や水素計から構成され洗浄により発生した水素を大気に放出する排ガス系の３ユニットで構成される。

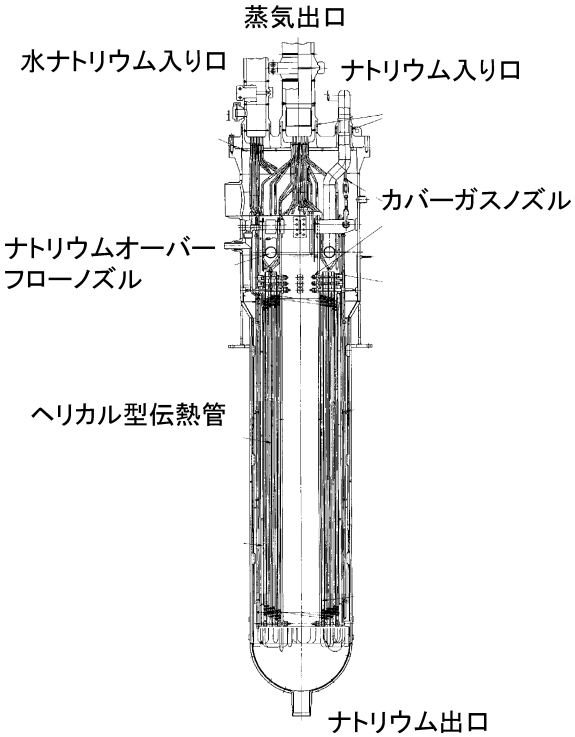


図５　50MWSG蒸気発生器構造図

比較的多量のナトリウムが残留している水平配管を含む配管等の洗浄実績からは，保守的な付着量として約５mg/cm^{2}が得られている。蒸気発生器は構造上の特徴から，大量のナトリウムが残留する構造ではないが，洗浄時の最大水素発生量の評

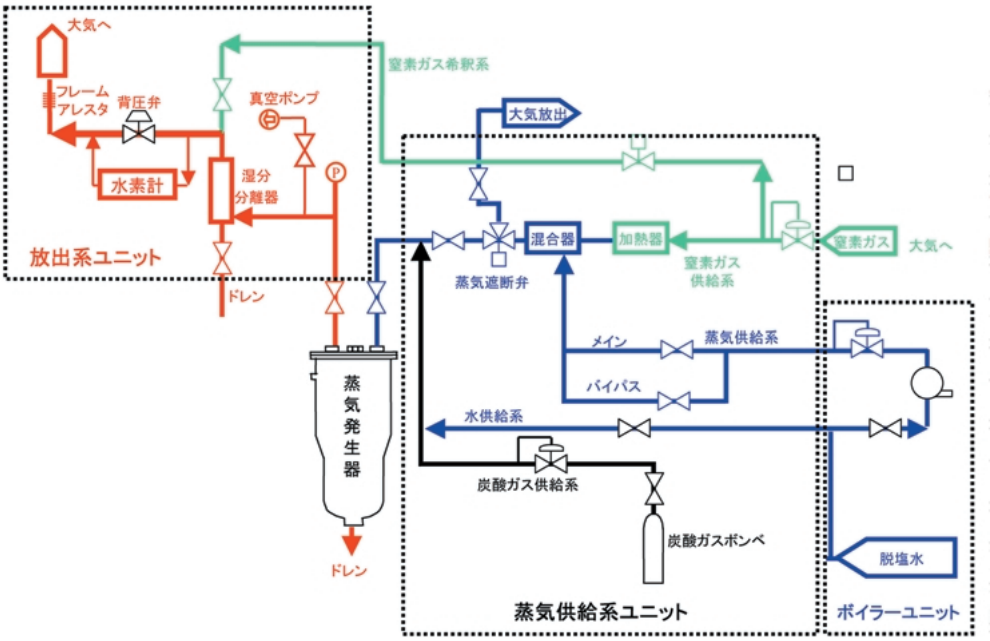


図６　50MWSG蒸気発生器洗浄装置系統図

価及び洗浄時間の推定のための保守的な想定として，蒸気発生器内に残留しているナトリウム量は最大で蒸発器，過熱器それぞれ約24，20kgとした。

(2) 洗浄経緯

アルコール洗浄と同様に，洗浄に先立ち，全系統の真空引き，窒素ガス置換により系統内の酸素を除去した。約20m³/hで窒素ガスの流動を開始した後，ナトリウムと水との反応により発生する水素濃度を１％以下とするため，水１モルから0.5モルの水素が発生すると仮定し0.3kg/hで蒸気を窒素ガスに混合し，蒸発器に供給した。排ガス系での水素濃度の計測値が一定値あるいは下降した段階で徐々に蒸気量を60kg/hまで増加させた。蒸気と窒素ガスの混合ガスを蒸発器に注入するノズルは蒸発器底部，胴部，上部に設置されており，順次下部から上部にノズルを切り替えた。洗浄中は下部の排水ノズルから凝縮水を放出する系統でサンプリングを行い，中和滴定により排水中のナトリウム濃度を測定した。排ガス系水素濃度がほぼ０％で上昇しないこと及び排水中のナトリウム濃度が１g/リットル以下となったことから，この時点でほぼ洗浄が終了したと判断し，蒸気と窒素の混合ガスの注入を停止した。蒸気注入は12日間であった。総蒸気注入量は約32kg，窒素量は約5200m³であった。図７に蒸気量と水素ガス濃度，図８に廃液中のナトリウム濃度を示す。

発生水素濃度から算出したナトリウム洗浄量は約8.4kgである。一方排水中のナトリウム濃度から算出したナトリウム量は約23kgであった。この差は，水素濃度計測値の誤差及び，ナトリウム酸化物は水との反応において水素を発生しないため，残留ナトリウムの一部が酸化物であったことによるもの考えられる。蒸気の注入停止後，脱塩水を蒸発器に充てんし機器内表面に付着した苛性ソーダの洗い流しを行った。この時の排水中のナトリウム濃度は数mg/リットルであり，総ナトリウム除去量は約0.2kgであった。洗浄終了後，炭酸ガスの封入及び過熱窒素ガスによる乾燥工程を経て，すべての洗浄プロセスを終了した。窒素ガスへの置換から，蒸気洗浄，脱塩水によるリンス，炭酸ガス封入，乾燥の一連のプロセスに要した時間は約21日である。

洗浄後の解体において，洗浄に起因する損傷や伝熱管支持構造部における残留ナトリウムは観察されなかった。

4.3　大気中での水蒸気洗浄

大型機器の一つである中間熱交換器[6]に本手法を適用した。IHX中間熱交換器は構造上，ナトリウムのドレンを完全に行うことができす，また大量のナトリウムが残留していることが想定されたこと，洗浄廃液のドレンができないこと，大型機

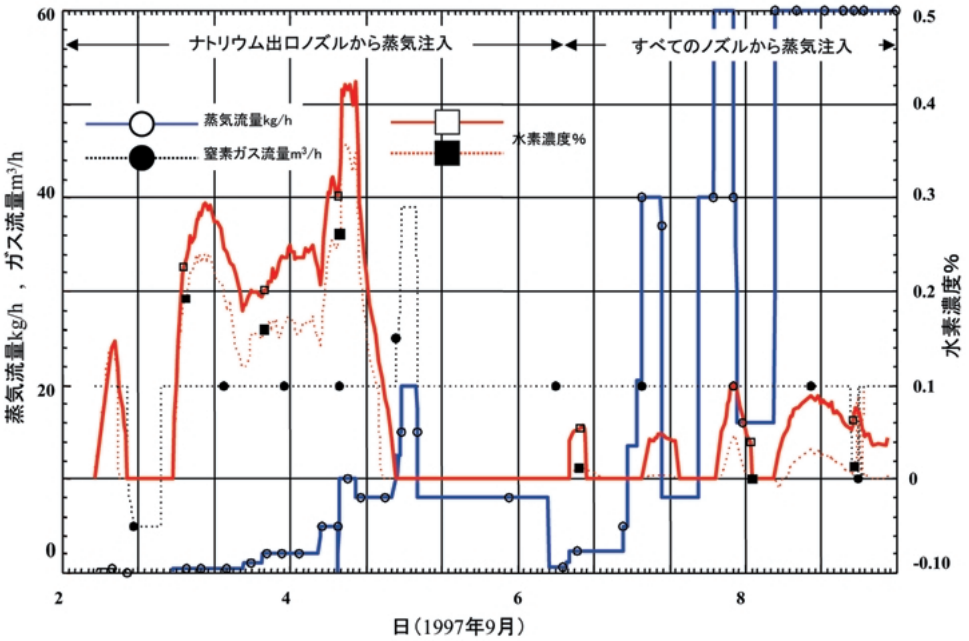


図７　洗浄経過（水素濃度変化）

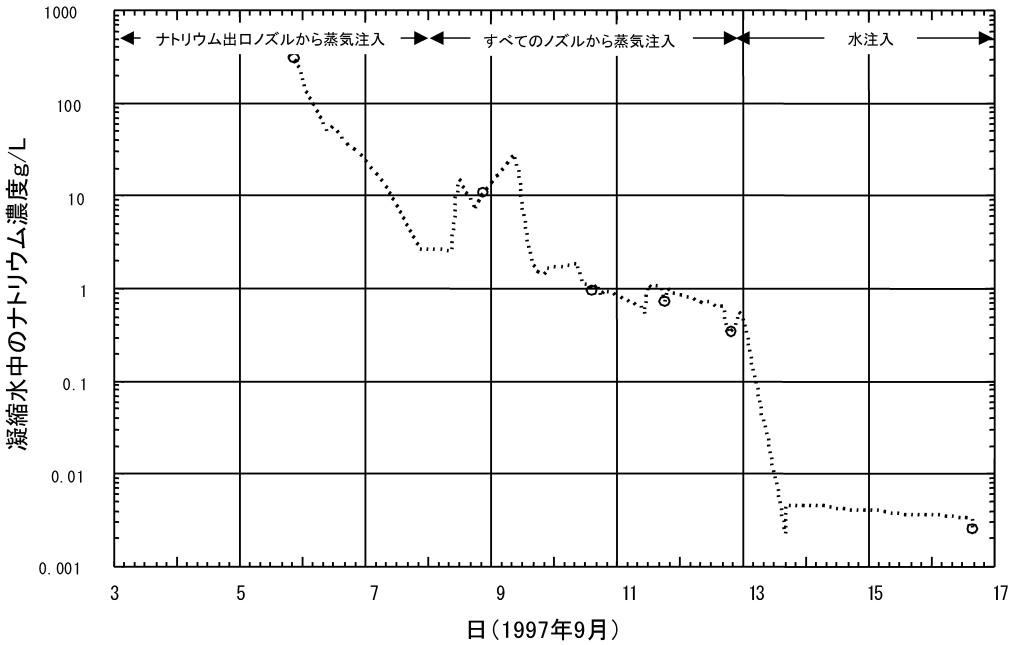


図８　洗浄経過（廃液中ナトリウム濃度）

器であることから，解体しながら大気中での水蒸気洗浄を行った。

IHXの内外胴，熱遮蔽板，伝熱管というように各部ごとに解体しながら洗浄を行った。洗浄時の廃液の中和滴定から，ナトリウム接液部（ナトリウムと接触している部分で主に垂直部）のナトリウム付着量は約0.2mg/cm²であり，従来の評価で用いている値の1/5から1/10程度であることが確認できた。一方，カバーガス部は約14mg/cm²の付着量であり，洗浄においては同部の影響が大きく，洗浄法の決定や洗浄期間，安全評価上重要であることが判明した。

4.4　ナトリウム安定化

SPINTAの解体・洗浄に本手法を適用した。

(1)　SPINTA解体手法の事前検討

3.2項でも記述したように，SPINTAの試験容器下部には，ドレンできなかった塊状ナトリウムが約１ton残留していることから，アルコール洗浄法や前記の50MWSGで実施した装置一体での不活性ガス中水蒸気洗浄法の適用はできない。そこで，装置内部に組み込まれている機器・構造物を部品レベルまで分解した後に，大気中にて蒸気洗浄する方法を採用することにした。

従来，ナトリウム試験装置からナトリウム付着機器類を取り出す場合は，ビニルにてナトリウム付着機器全体を覆う手法を採用する事例が多く，ビニル内に窒素あるいはアルゴンガスを充てんし，ナトリウムの発火防止策を講じている。しかし，SPINTAの場合は，図９に示す内部機器・構造物には空気との接触により容易に発火燃焼するナトリウムベーパが多量に付着しており，かつ部品レベルへの機器分解作業が長時間に及ぶことからビニルの損傷（空気混入）によるナトリウム発火・燃焼が懸念される。そこで，発火・燃焼を防止するため，装置を解体する前に，内部に残存するナトリウムの表面に安定な炭酸化合物皮膜を形成させて，残留ナトリウムの安定化処理を行うことにした。

残留ナトリウムの安定化処理の方法としては，湿分を含ませた炭酸ガスを装置内部に供給することによって，炭酸ナトリウムを形成することにした。

(2) 安定化処理のための指針

図10に，ナトリウム安定化処理のための機器構成を示す。SPINTAへ供給する湿分を含む炭酸ガスは，水を張った容器に炭酸ガスをバブリングさせることにより製造し，そのガス中湿度は露点計にて計測・管理した。また，ナトリウムと水との反応により発生する水素の濃度が過大に上昇した場合に，これを希釈排気するための乾燥Arガス供給系を設置した。

大型ナトリウム試験装置へ湿り炭酸ガスを供給し，炭酸ナトリウム被膜を形成させる処理経験は皆無であることから，安定化の終了判断基準として以下の５項目を用いた。ただし，最終的な判断は装置内に残存しているナトリウム表面に皮膜が形成されていることを直接目視にて観察することにした。

①　サンプル分析による判断

装置内部にあらかじめ挿入したサンプル（ナトリウムブロック）を定時ごとに採取し，サンプル表面に形成された生成物を分析（Na_2CO_3の同定）。さらに，形成された被膜の厚みが１mm以上であることを確認する。

②　発生水素濃度の低下による判断

湿り炭酸ガス供給の初期段階においては，供給

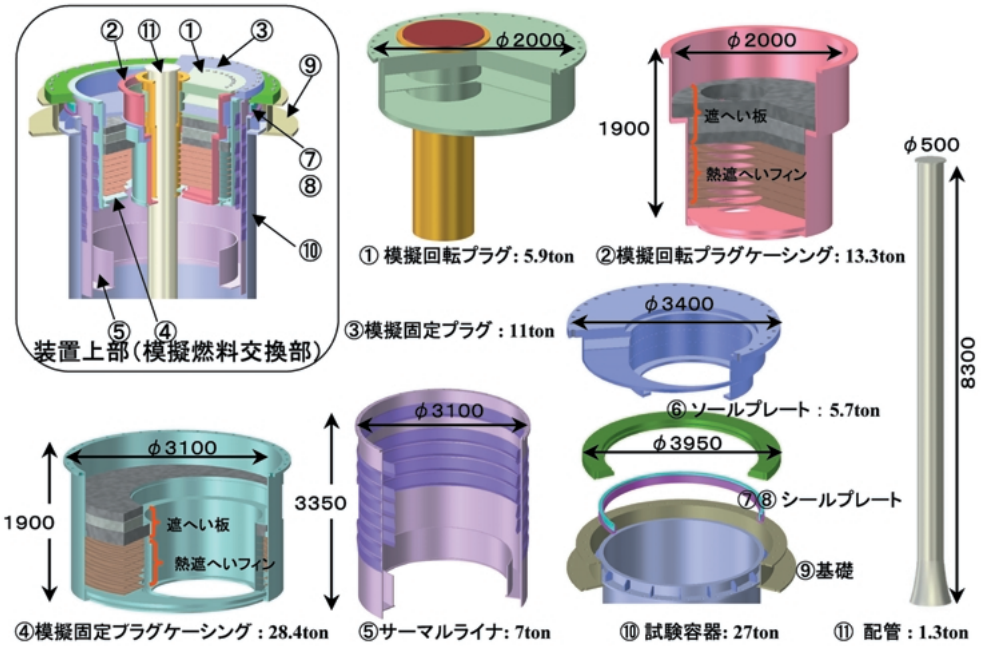


図９　SPINTA試験装置上部の各種機器・構造物

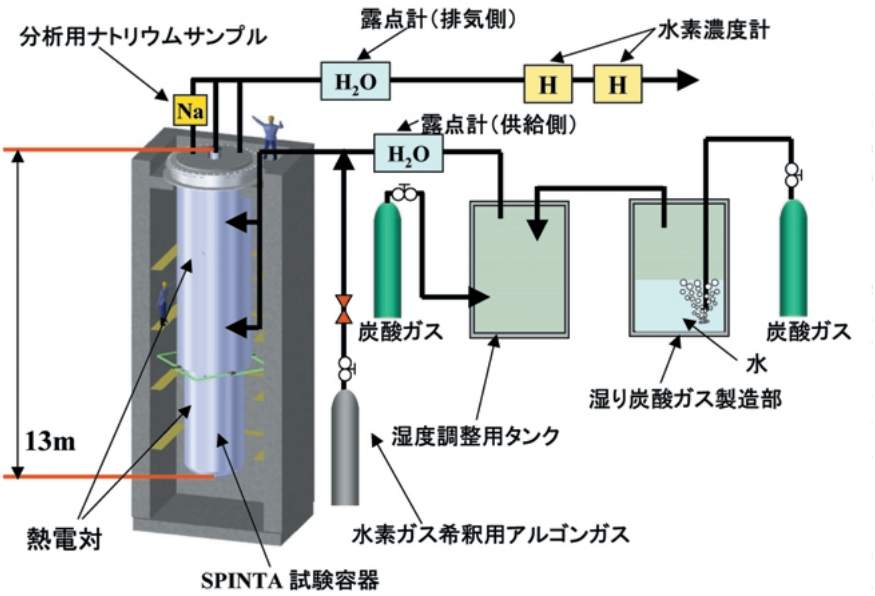


図10　ナトリウム安定化処理システム

した湿分（H_2O）がナトリウムと直接接触して水素を発生するが，Na_2CO_3皮膜形成後はナトリウムと湿分との反応は皮膜を介して行われるために水素の発生量は低下する。そこで，発生した水素の濃度が低下し，かつ低いレベルで安定する挙動を示すことを確認する。

③　排気側ガス中の湿度上昇による判断

前記②同様，湿り炭酸ガス供給の初期段階と被膜形成後においては，湿分の消費量に差が生じる。そこで，供給側と排気側の湿分を監視し，排気側の湿分上昇傾向が認められた後，安定挙動を示していることを確認する。

④　CCDカメラによる内部目視観察

上記①～③の判断材料を基に安定化処理を中断し，CCDカメラによる内部観察を行い処理前観察時の状況と比較し，白色の結晶（Na_2CO_3，$NaHCO_3$等）が認められた場合は，処理終了とする。

⑤　上記①～③の挙動が認められなかった場合

上記の①～③の挙動が確認できるまでに相当の時間を費やし，またこのような挙動を示さない場合も考えられるため，付着・残存ナトリウムがすべてNa_2CO_3化するために必要な湿分量を供給し終える時間をもって安定化終了とする。ただし，塊状部についてはその表面より深さ方向に１mmの厚みのNa_2CO_3が形成するための時間とした。

(3) ナトリウム安定化処理

図11に安定化処理時の水素発生挙動の時間推移を示す。

＜処理開始初日＞

水素濃度は湿り炭酸ガスの供給開始約２時間後から急激に上昇し，５時間後には1.2%まで達した。このため，Arガスによる希釈排気を行った。また，作業が夜間になることから装置内に供給する湿度を40% RHに下げた。この時，装置内に供給するガス量が低下したことから，一時的に水素濃度が1.6%近くまで上昇した。

＜処理開始２日目＞

装置内に供給する湿分を80%RHに戻すと共に装置内部に挿入しておいたナトリウムサンプルの一部を採取した（処理開始約24時間後）。水素濃度は，湿度調整後に徐々に上昇する傾向を示したが，処理開始初日に見られた急激に上昇する挙動は認められなかった。採取したサンプルの表層には２～３mm程の白色被膜が形成されており，その被膜は炭酸水素ナトリウム（$NaHCO_3$）と炭酸ナトリウム（Na_2CO_3）であることをX線回折により同定した。

＜処理開始３日目＞

発生する水素の濃度が約1.4%と落ち着いたことから，湿り炭酸ガスの供給を一時停止した（作業開始後約50時間）。その後，ナトリウムサンプルの採取を行った。サンプルの表層部にある生成物は，２日目に採取した時より厚く，かつ指先が触れる程度で崩れる程度の乾燥であった（図12）。ま

た，CCDカメラを用いて装置内部を観察した結果，付着しているナトリウムの表層はすべて白色の生成物に覆われていることを確認した。そこで，ナトリウム安定化終了判断フローに従い，処理作業を終了とした。なお，後工程の機器分解時には，プラズマ切断や吊り上げ用フック溶接等の火気を使用する作業があることから，装置内に残留する水素ガス排出のため，Arガスを２日間供給する作業を実施した。

(4) 機器引き抜き・大気中蒸気洗浄

ナトリウム安定化処理後，SPINTA内部に組み込まれている各機器・構造物は，アルゴンガスを充てんしたビニルにて覆い，クレーンを用いて引き抜き作業を実施した。一例として，図13に回転プラグ引き抜き時の状況を示す。回転プラグは，機器の引き抜き作業からナトリウム処理作業完了までに15時間程費やし，サーマルライナは４日間の長時間にも及ぶ作業に至ったが，この間ナトリ

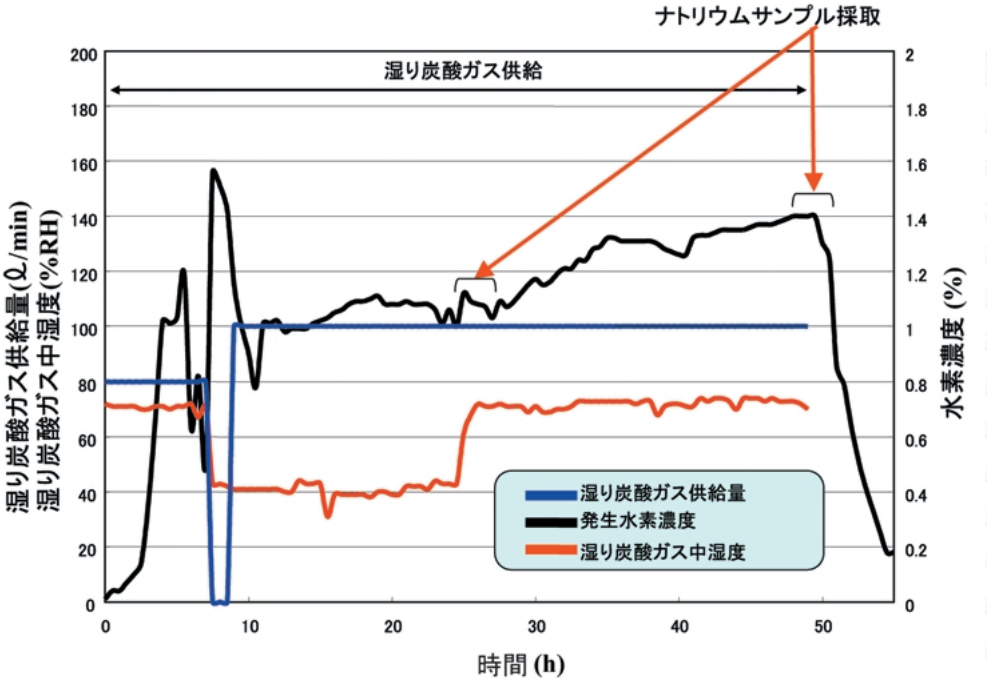


図11　発生水素の時間推移

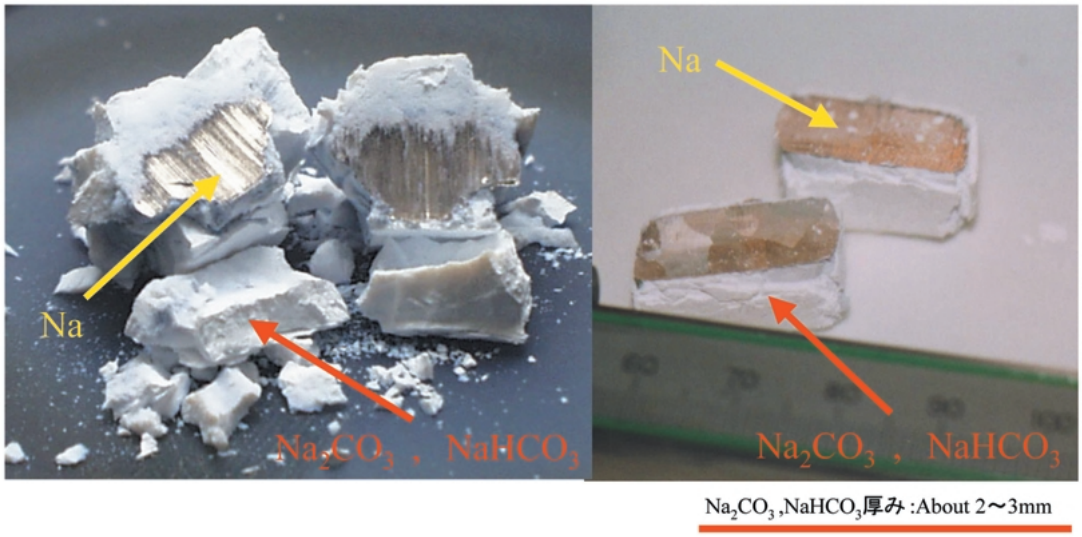


図12　ナトリウムサンプルの断面観察（処理約50時間後）

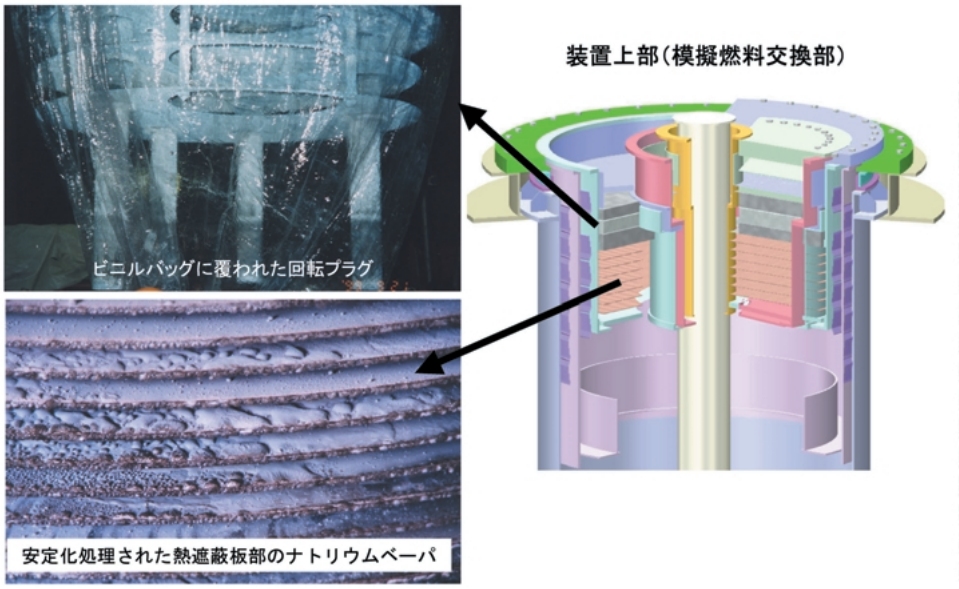


図13　ナトリウム安定化後の付着ナトリウムの様相

ウムの発火・燃焼は一切生じることはなかった。このことから，ナトリウムを用いる各種試験装置，実プラントの改造・解体等において，容易に発火するナトリウムペーパの発火・燃焼事象が問題となるような場合には，ナトリウム安定化処理が有効であることも確認された。

4.5　ナトリウム燃焼

(1) 配管類

ナトリウム弁，ミキシングティー等を含む配管類は，試験装置解体の最初の段階において，各機器から除去された。配管類は大部分がそのまま廃棄するため，試験施設において配管口径やエルボ等の形状により適切な長さに切断後，ナトリウム処理施設に運搬し，ナトリウム付着量が少ない場合は，大気中で水蒸気洗浄を行い，また大量のナトリウムが残留している場合はナトリウムエアロゾルを除去できる排煙処理設備を備えた燃焼設備にてナトリウムの燃焼処理を行った。

(2) コールドトラップ

コールドトラップは，内部にナトリウム中の不純物を捕獲するための金属メッシュや熱効率向上のためのエコノマイザ等を内包すると共に，ナトリウムを冷却し，また均一にメッシュ部を流動させるため複雑な構造となっている。50MWSG試験施設に設置されているコールドトラップは直径約１m，全長約４mと大型である。また，ナトリウム酸化物や水素化物が大量に残留しており，これらの不純物の影響によりナトリウムの融点が上昇し，ナトリウムを完全にドレンすることは困難である。さらに，多量の不純物を含むナトリウムは解体時において発火の可能性が高く，その処理にあたっては，十分な配慮が必要である。

従来，大型コールドトラップの解体・洗浄に用いられた手法[7]としては，パラフィン溶解槽にてコールドトラップ全体を加熱し，ナトリウムを溶解流出させた後，パラフィン槽内で解体する手法が用いられてきた。しかし，ナトリウムを含んだ大量のパラフィンの処理が困難であることや大量のパラフィンを取り扱う設備が必要である。また，前述したアルコール洗浄や水蒸気洗浄では，高濃度の不純物を含む大量の残留ナトリウムが表面積の大きいメッシュ部においてアルコールや水と急激に反応することによる発熱や水素の生成の問題があり，その対処のためには大規模な設備が必要となる。このため，大型コールドトラップの解体・洗浄は，解体中のナトリウムの燃焼が懸念されることを想定し，ナトリウム処理施設の燃焼設備内で解体を行い，計画的にナトリウムを燃焼させる方法を採用した。

５．評価と課題

(1) アルコール洗浄

アルコール洗浄は，水蒸気洗浄に比べて，反応

が穏やかであり，また腐食性生物も生成しない。洗浄時間も短時間である。しかしながら，大量の可燃物であるアルコールを使用すること，洗浄により発生する大量のナトリウムアルコラートの処分が困難であること，アルコール自体が比較的高価であること，洗浄装置が比較的大規模であり経済性に難があること等の問題がある。これらの課題は，アルコールの使用に起因するものでありその解決は困難であることから，アルコール洗浄は比較的小規模な機器の適用が考えられる。

(2) 大気中での水蒸気洗浄

大気中での水蒸気洗浄は，経済性が優れていると考えられるが，経験豊かな洗浄経験者による注意深い洗浄が必要であると共に，常に小規模なナトリウムの発火や水とナトリウムの反応により発生する水素の発火を避けることが困難である。また，放射化された機器の洗浄においては被ばくの問題や，発生する廃液，排ガス中の放射性物質の管理も課題となる。

(3) 不活性ガス雰囲気での水蒸気洗浄

不活性ガス雰囲気での水蒸気洗浄は，小規模な装置で人が被洗浄物に接近することなく大型機器の洗浄が可能である。また，廃液や排ガスの処理も密閉されたシステム内で取り扱うことができることから，その処理も容易である。このことから，放射化された機器や系統の洗浄に有効な手法と考えられる。しかし，本手法は，前項2.2に記述したように，大量のナトリウムが残留する機器，廃液のドレンが困難な機器への適用は困難であること，アルコール洗浄等に比べ洗浄時間が長くなる課題を有している。また，洗浄の進ちょくの確認が困難であることや，被洗浄物温度や注入ガスの蒸気量，温度，ガスの種類等による洗浄速度，廃液とナトリウムの反応，大量のナトリウムとの反応等が明らかになっていない。これらの課題を解決するための基礎的な試験を実施しており，洗浄条件や被洗浄物の形態による洗浄特性や最適洗浄手法を確立することにより，すべての系統・機器の洗浄に適用可能な技術を提供することができると考えられる。

(4) コールドトラップの洗浄

コールドトラップの洗浄は，前述したように現状では燃焼手法がほぼ唯一適用可能な手法と考えられる。しかし，放射性物質を大量に内包する機器の燃焼においては，環境への放出の抑制，排ガスや廃液等の処理に大規模な設備が必要になると考えられる。そのため，不活性ガス雰囲気での水蒸気洗浄の適用可能性や，コールドトラップ内不純物の除去による機器の再利用等について研究開発を進める必要がある。

6．おわりに

各種の洗浄手法を適用し，大型ナトリウム試験施設の解体・洗浄を行った。この結果，ナトリウム火災，水素爆発等を発生させるおそれがなく，また，環境への影響も少ない，各種大型機器に適用可能な解体及び洗浄手法を整理した。また，これらの手法を放射化された機器あるいは放射性ナトリウムが付着した機器に適用する場合に，今後解決すべき課題を明確にした。

参考文献

1）M.Kawamura et al.:“Design and operating experience with 50MW steam generator”,IAEA study group on steam generator for LMFBRs, Oct. 14-17,1974

2）J.M. Lutton et al.:“Sodium removal and decontamination of LMFBR components for maintenance”,Atomic energy review 184(1980)

3）R. A. Washburn :“EBR-Ⅱ facility for cleaning and maintenance of LMR components”, CONF-860311-4 (1986)

4）Marmonier P,Desreumax J:“Alcohol Explosion During RAPSODIE Fast Reactor Decommissioning”,Trans Am Nucl Soc Vol.81(P34-45)

5）S. Nakai et al :“Development of double wall tube steam generator”,PNC technical review J95(1994)

6）軍司稔，山本晋平，小野島貴光：“高速炉大型ナトリウム機器の解体・洗浄－50MW中間熱交換器（IHX）の解体・洗浄”，JNC TN9410 99-013(1999)

7）永井桂一，赤井昌紀：“50MW蒸気発生器試験施設の解体撤去－大型コールドトラップの解体・洗浄”，JNC TN9410 2000-003(1999)

資料番号：15－4

技術報告

高Pu富化度MOX燃料の溶解速度の評価

菅谷　伸一　栗田　一郎　遠藤　秀男　樋口　英俊*
木原　義之*1　小笠原誠洋*2　品田　雅則*2　木幡　正人*2

東海事業所　プルトニウム燃料センター　製造加工部
*東海事業所　保安管理部
*1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
*2検査開発株式会社

技術報告

Evaluation of Dissolution Rate on High Plutonium Content MOX Fuel

Shinichi SUGAYA　Ichiro KURITA　Hideo ENDO　Hidetoshi HIGUCHI*
Yoshiyuki KIHARA*1　Masahiro OGASAWARA*2　Masanori SHINADA*2　Masato KOWATA*2

Plutonium Fuel Fabrication Division, Plutonium Fuel Center, Tokai Works
*Safety Administration Division, Tokai Works
*1Advanced Fuel Recycle Technology Division, Waste Management and Fuel Cycle Research Center, Tokai Works
*2Inspection Development Company

高Pu富化度MOX燃料の硝酸への溶解性の基礎データ取得を目的として，Pu富化度をパラメータとしたMOX燃料の溶解試験を実施した。成型，焼結したMOX燃料を，沸騰状態の７Ｍ硝酸中で溶解し，溶液中のPu及びUの濃度を測定して溶解速度を求めた。MOX燃料の溶解速度は，①Pu富化度の増加とともに低下し，②溶解開始６時間を過ぎると遅くなる傾向を示した。

これらの傾向は，過去に実施された同様の試験結果とよく一致したが，溶解速度は，過去の結果よりも３～６倍速い値であった。この違いは，試験に使用した粉末試料の表面積を過小評価したこと及びMOX燃料のO/Mの違いにより生じたと考えられる。

The dissolution rate of high Pu content MOX fuel into nitric acid was measured as a function of Pu content. MOX fuel samples, pressed and sintered, were dissolved in 7 M of boiling nitric acid, and the dissolution rate was measured by analyzing the Pu and U concentration in the solution.

The dissolution rate of MOX fuel tended to decrease with the increase in the Pu content and was reduced after 6 hours of dissolution.

These results agreed well with previous ones, but the dissolution rate was 3-6 times faster than those. It is estimated that the cause of this difference was due to underestimation of the surface area of MOX fuel powder and the difference of the MOX O/M ratio.

キーワード

Pu，U，MOX燃料，高Pu富化度，硝酸，溶解，溶解速度

Plutonium, Uranium, Mixed Oxide Fuel, High Pu Content, Nitric Acid, Dissolution, Dissolution Rate

菅谷　伸一
技術開発室　燃料化学チームリーダ
副主任研究員
プルトニウム燃料の分析技術開発に従事

栗田　一郎
技術開発室室長代理
プルトニウム燃料の製造技術開発総括に従事

遠藤　秀男
技術開発室室長
プルトニウム燃料の製造技術開発総括に従事
核燃料取扱主任者，第一種放射線取扱主任者

樋口　英俊
危機管理整備室所属
研究員
現在，危機管理対応業務に従事
第一種放射線取扱主任者

木原　義之
開発計画グループリーダ
現在，再処理/燃料製造に係る技術開発の調整業務に従事

小笠原誠洋
技術開発室　燃料化学チーム所属
プルトニウム燃料の溶解試験に従事

品田　雅則
技術開発室　燃料化学チーム所属
プルトニウム燃料の溶解試験に従事

木幡　正人
技術開発室　燃料化学チーム所属
プルトニウム燃料の溶解試験に従事

１．はじめに

現在，JCOの臨界事故による影響から濃縮Uの入手が困難となってきていること，また，経済性向上や環境負荷低減の観点から進められている軽水炉の高燃焼度化などによりPu fissile率が低下していることから，長期的な燃料の安定供給に向け，Pu富化度を30%以上に高めた高Pu富化度MOX燃料の開発が計画されている。しかし，使用済み燃料の再処理を考慮した場合，一般的にPu富化度が30%を越えるMOX燃料は難溶性であるため，計画されている燃料仕様での溶解性を把握しておくことは重要である。これまで，MOX燃料を硝酸溶液中で加熱溶解する試験が国内及び海外で数多く行われており，MOX燃料の溶解性に関して，製造条件（Pu，Uの混合方法，焼結温度，昇温速度，Pu富化度など）や溶解条件（硝酸濃度，溶解時間，添加剤の有無など）が，溶解性に影響を与えるといわれている[1),2)]。

これらのことをふまえ，本稿では，MOX燃料の再処理における溶解性を判断する上での基礎的なデータの蓄積及びMOX燃料のPu富化度の影響を定量的に評価するために，実施した試験結果について報告する。

２．試験

2.1　試験装置

溶解槽には，試験試料の投入を短時間に行うため，容量約200mlのガラス製分割型フラスコを使用した。溶解槽の加熱には，マントルヒータを使用した。試料の溶解時に発生するオフガスは，溶解槽上部に取り付けたガラス製玉入り冷却管で凝縮させ溶解槽へ戻る構造とし，溶解液の減少を極力抑えた。冷却管には，低温恒温水槽で冷却した約10℃の冷却水を循環させた。溶解液の温度は，シース表面の腐食を防止するためテフロンカバーを装着した熱電対を用いて測定した。マントルヒータには，加熱時に溶解槽内部が確認できるよう，ヒータの一部にスリットを設けた。溶解液の温度コントロールは，熱電対で溶解液温度を測定しながらグローブボックス（以下，G.B）外に設置した温度調節器で行った。溶解液の攪拌には，施設配管でG.B内に供給されている圧縮空気を使用した。溶解液の減少を抑えるため，乾燥空気の加湿を行なった。溶解試験装置の概略を図１に示す。

溶解終了後の溶解液と不溶解残渣の分離には，減圧ろ過用フィルターホルダー，真空ポンプ及びPTFE製メンブランフィルター（直径47φ㎜×孔径0.5μm）を使用し吸引ろ過を行った。回収した不溶解残渣の乾燥には，低温のホットプレートを使用した。

2.2　試薬類及び溶解試験試料の調製

(1) 試薬

硝酸は，市販の試薬特級（比重1.38，含量99%以上）を所定の濃度に調製して使用した。調製し

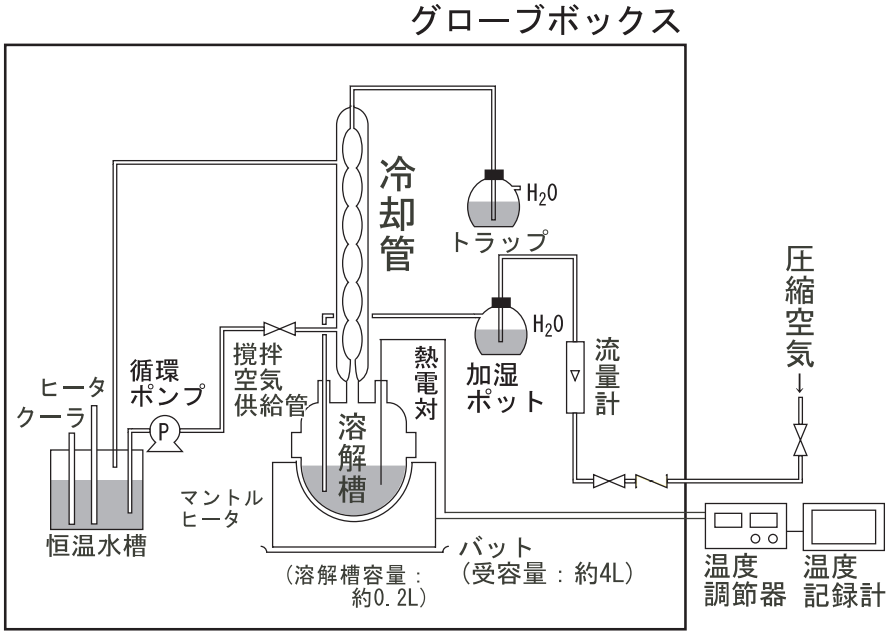


図１　溶解試験装置の概略

た硝酸溶液中のH^+濃度は中和滴定法で分析した。

(2) 溶解試験試料の調製

溶解試験で使用したMOX燃料の原料粉末には，Pu転換技術開発施設にて，使用済み燃料から回収された硝酸Pu溶液，硝酸U溶液をマイクロ波加熱直接脱硝法で処理したPu：U＝1：1のMOX燃料粉末及び劣化UO_2粉末を用いた。Pu富化度50%の試料についてはPu：U＝1：1のMOX燃料粉末を直接成型し，Pu富化度が45%以下の試料については，各原料粉末を所定のPu富化度（30%，40%，45%）になるよう劣化UO_2粉末を機械混合後，成型した。成型したペレットは，95% Ar-5%H_2ガス雰囲気中で予備焼結（焼結温度：800℃，焼結時間：2時間）を行った後，本焼結（焼結温度：1700℃，焼結時間：2時間）を実施した。調製フローを図2に示す。

機械混合を実施していないPu富化度50%の焼結ペレットには，αオートラジオグラフィにより200μm程度のPuスポットが確認されたが，その他の焼結ペレットにはPuスポットは確認されなかった。また，X線回折の結果から，今回の試験に使用した試料は均質な組成のものであることを確認した。焼結処理したペレットをめのう乳鉢で粉砕後，2.4㎜以下の粒度になるようふるい分けを行い溶解試験試料とした。1回の試験でMOX重量約15g又は30gを使用した。

2.3 試験手順

溶解液は，7M硝酸溶液50㎖又は100㎖を，メスシリンダーで正確に測り取り，溶解槽へ投入した。溶液温度が70℃程度に到達した時点で，あらかじめ重量測定を行っておいた試料を投入し沸騰状態まで加熱後，所定の時間（3時間，6時間，12時間）溶解を行った。溶解終了後，ヒータ加熱及び攪拌を停止し，溶解槽をマントルヒータから取り外した。溶解液の温度が50℃程度になるまで自然空冷により冷却した。12時間溶解は，初日に6時間溶解を行った後冷却し，翌日再び沸騰状態まで加熱し6時間溶解を行った。溶解液及び不溶解残渣は，吸引ろ過により分離した。メスシリンダーで溶解液の液量測定を実施すると共にマイクロピペットで分析試料をサンプリングした。溶解液中のPu，U濃度を同位体希釈質量分析法で，H^+濃度を中和滴定法で分析した。Pu，Uの溶解率は投入したPu，U量と溶液中のPu，U量の比から求めた。不溶解残渣を回収し，蒸留水で洗浄，ホットプレート上で低温の加熱乾燥後，秤量を行った。溶解試験手順を図3に示す。

2.4 試験条件

開発が検討されているFBR燃料の再処理溶解工程を考慮し，硝酸濃度は処理条件の候補の一つである7Mに調製した。溶解温度は沸騰状態，試料重量(g)と溶解液量(ml)の比は15/50又は30/100にした。本試験ではMOX燃料中のPuO_2の溶解性

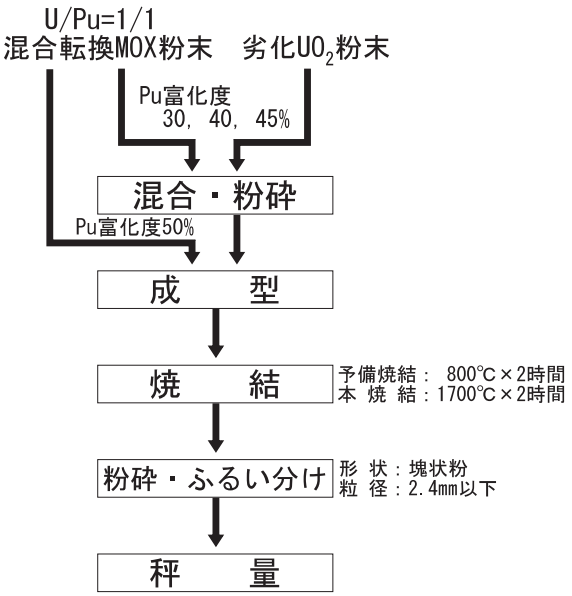


図2　溶解試験試料調製フロー

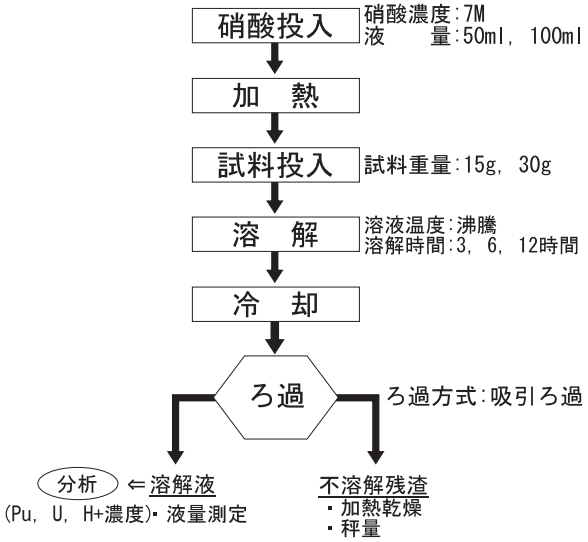


図3　溶解試験手順

表１　試験条件

項　　目	本試験条件
硝酸濃度（M）	7
溶解温度	沸　騰
試料重量（g）／溶解液量（mℓ）	15／50，30／100
Pu富化度（%）	30，40，45，50
溶解時間（h）	3，6，12

を確認するためPu富化度（30%，40%，45%，50%），溶解時間（３時間，６時間，12時間）を試験パラメータに設定した。試験条件を表１に示す。

３．試験結果と考察

3.1　MOX燃料の溶解挙動

本試験でPu富化度が30%の試料は，３時間以内で全量溶解していることを確認した。また，Dieter Vollath[1] らは，MOX燃料においてPu富化度が高くなるほど溶解性が悪くなることを，Ronald E. Lerch[2] は，溶解時間が長くなるほど溶解速度が低下することを報告しているが，我々の試験結果も同様の傾向を示した。７M硝酸溶液中でのMOX燃料の溶解曲線を図４に示す。図４の溶解曲線から，溶解時間６時間までは溶解率が直線的に上昇し，６時間以降は溶解率の変化が小さくなり飽和に近づくことが分かった。さらに同図から，Pu，Uの溶解は，Pu富化度，溶解時間が異なってもほぼ同じ溶解率で進行していたことから，今回の試験で使用したMOX燃料中のPu，Uの溶解性に違いはなかった。また，Pu富化度30%の試料の溶解時には，試料投入直後から除々に亜硝酸ガスが発生した。昇温と共に亜硝酸ガスの発生が激しくなり溶解槽内部が褐色に覆われた。溶解開始から１時間後，亜硝酸ガスの発生は弱まった。Pu富化度40%の試料の溶解時には溶解開始直後わずかに亜硝酸ガスが発生した。Pu富化度が45%以上の試料の溶解時には，亜硝酸ガスの発生は確認されなかった。

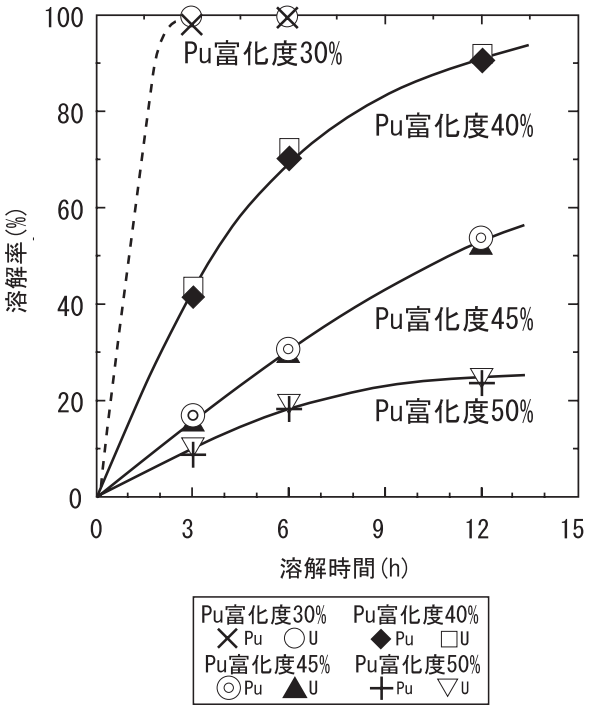


図４　７M硝酸溶液中でのMOX燃料の溶解曲線

3.2　溶解速度の検討

1965年に米国でArmando L. Uriarte, Robert H. Rainey[3] は，焼結処理したPuO_2，UO_2及びMOX燃料ペレットを用い，以下の条件で溶解試験を実施し，その結果を報告している。

焼結処理したPuO_2ペレット
・ペレット密度：77～90%TD
・硝酸濃度：７～14M
・添加剤：有（フッ化水素酸，他），なし
焼結処理した　UO_2ペレット
・ペレット密度：93%TD
・硝酸濃度：２～15.6M
・添加剤：有（フッ化水素酸，他），なし
焼結処理したMOX燃料ペレット
・硝酸濃度：３～14M
・添加剤：有（フッ化水素酸），なし
・試料調製法：機械混合法，共沈法

彼らは試料を沸騰硝酸溶液中で加熱溶解し，溶解液中のPu，U量からそれぞれの溶解速度を求めている。得られた溶解試験結果からPuO_2，UO_2，固溶したMOX燃料ペレットの初期溶解速度を求める式を報告している。溶解速度はPu富化度，ペレット密度，硝酸濃度に依存するとしている。

PuO_2の初期溶解速度※＝$5\times10^{3}e^{-0.27\times\rho}\times C^{4}$
［※添加剤なしの場合］
UO_2の初期溶解速度＝$480e^{-0.091\times\rho}\times C^{2}$
MOX燃料の初期溶解速度（$mgcm^{-2}min^{-1}$）＝（PuO_2の初期溶解速度）^{n}×（UO_2の初期溶解速度）$^{1-n}$　…(a)
ρ：ペレット密度（%TD）
C：硝酸濃度（M）
n：Pu富化度

今回我々が実施した試験も高温で焼結処理したMOX燃料の溶解試験であることから，報告されている試験結果との比較を行った。[報告されている溶解速度の式（以下，（a）式）によると］MOX燃料の溶解速度はPu，U量，試料の表面積，溶解時間から求めることができる。本試験で使用した試料の表面積は，実測ではなく粒度分布測定結果をもとに粒子を球体と仮定して算出した。溶解速度式は溶解時間に対して溶解率の傾きが直線性を示している溶解時間３時間及び６時間におけるPu，U量から求めた。

本試験で得られた溶解時間３時間における溶解速度の実験値及びArmando L Uriarte, Robert H. Raineyの報告値を図５に示す。本試験の結果では，彼らの報告値に比べ３から６倍速い溶解速度が得られた。これらの要因としては，表面積の評価方法，試料の調製方法，攪拌，O/M比，試料と溶解液の比，試験方法の違いによる影響などが考えられる。試料の実際の表面積が計算値より大きい場合、溶解速度は小さくなる。

また，O/Mの影響について，1973年に米国のRonald L. Deaton, Gary L. Silver[4] は，PuO_2に対して$PuO_{1.96}$は３倍以上溶解性が向上すると報告している。Uriarteらの試験で使用した試料のO/Mが不明であるため明確なことは言えないが，本試験で使用した試料のO/M（1.97）が彼らの試料のO/Mより低かった場合，本試験の溶解速度が文献値より高くなることは十分考えられる。

本試験で得られた溶解速度は（a）式同様，Pu富化度の変化に対して直線的に変化する傾向を示していた。これらのことから，7M硝酸溶液，ペレット密度94%TDにおけるMOX燃料の溶解速度の（a）式の近似式（以下，（b）式）を求めた。

MOX燃料の初期溶解速度（$mgcm^{-2}min^{-1}$）＝（1.4×10^{-4}）$^{n}\times43^{1-n}$ …(b)

本試験では，溶解時間６時間までは溶解時間の変化に対するPu, Uの溶解率に直線性が見られた。溶解時間３時間，溶解時間６時間においては初期溶解速度で溶解が進行すると仮定し，得られた（b）式から溶解時間３時間及び６時間の溶解率を逆算した。Pu富化度と溶解率の関係曲線のグラフを図６に示す。また，それぞれについて溶解率100%となるPu富化度を推定した。図６から，MOX燃料が全量溶解するPu富化度は溶解時間３時間の場合で約31%，溶解時間６時間の場合で約36%と推定した。現在計画されているPu富化度が35%近傍の高Pu富化度MOX燃料であれば溶解時間６時間程度で全量溶解すると予想できる。

４．おわりに

(1) ７M硝酸溶液で溶解したPu富化度40, 45, 50%の溶解率から，Pu富化度の増加により溶解性が低下することを確認した。

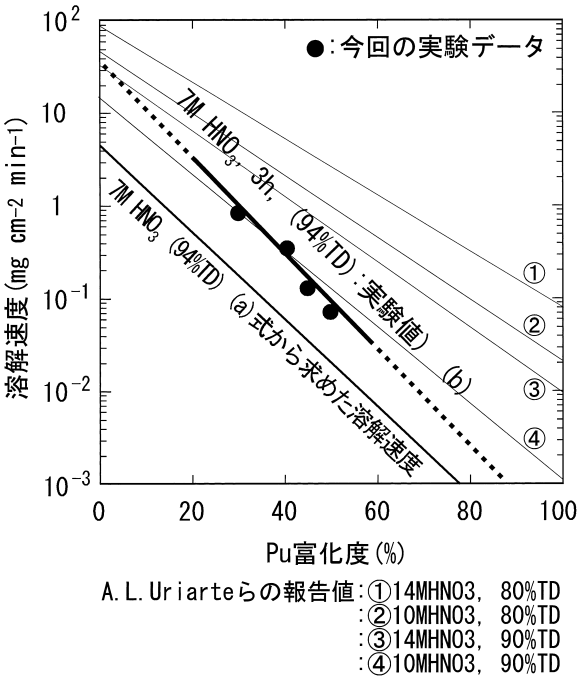


図５　溶解速度の評価

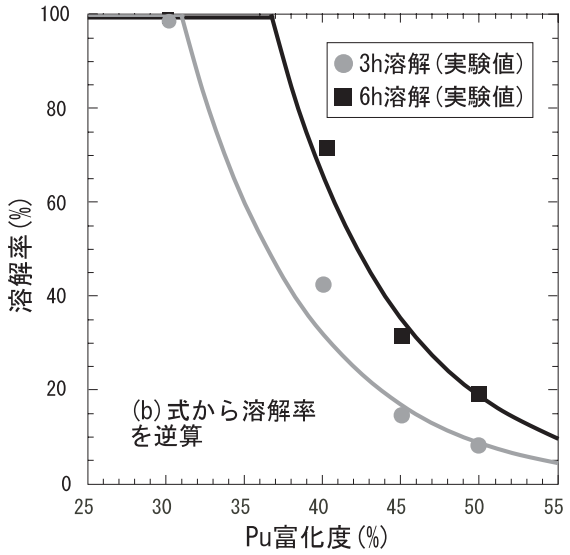


図６　溶解率100%となるPu富化度

(2) 溶解液中のPu，U比と試料のそれとの比較から，Pu，Uの選択的な溶解は起きていないことを確認した。
(3) 7M硝酸溶液，沸騰状態，ペレット密度94%TD，溶解時間3時間，6時間における溶解速度の式を求めた。
(4) 得られた溶解速度をもとに，溶解率100%となるPu富化度の上限値を推定した。溶解時間3時間ではPu富化度約31%，6時間では約36%となった。

4.1 今後の課題

(1) 高Pu富化度MOX燃料への反映

今回の溶解試験結果で推定した沸騰硝酸溶液中に100%溶解するPu富化度の上限値を試験で確認する。

(2) 繰返し溶解

溶解メカニズム解明の手掛かりを得るために，固液分離後の不溶解残渣をフレッシュな硝酸溶液中で繰返し溶解し，溶解性を確認する。

(3) O/M特性が溶解に与える影響確認

Ronald L. Deaton, Gary L. Silverの報告をもとに，O/Mをパラメータにした MOX燃料での溶解試験を実施する。

(4) ペレットでの溶解試験

試料表面積の違いによる溶解速度へ与える影響を確認するため，焼結処理したMOX燃料ペレットを使用し，溶解試験を実施する。得られた結果から，本試験で実施した溶解試験（塊状粉）との比較を実施する。

参考文献

1）D. Vollath, H. Wedemeyer et al：“On the Dissolution of (U, Pu) O_2 Solid Solutions with Different Plutonium contents in Boiling Nitric Acid”, Nuclear Technology Vol. 71, p240～245 (1985).
2）R. E. Lerch：“Dissolution of Mixed Oxide Fuel as a Function of Fabrication Variables”, HEDL-SA-1935 (1979).
3）A. L. Uriarte, R. H. Rainey：“Dissolution of High Density UO_2, PuO_2, and UO_2-PuO_2 Pellets in Inorganic Acids”, ORNL-3695 (1965).
4）R. L. Deaton, G. L. Silver：“Method for Dissolving Plutonium Dioxide”, United States Patent Office, 3725294 (1973).

資料番号：15－5

技術報告

振動充てん燃料設計コードの開発

中村　雅弘　　関根　伸行　　マニュエルA.プーション
宮本　　寛　　中島　靖雄*

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
*本社　経営企画本部　FBRサイクル開発推進部

技術報告

Development of Vibro-Packed Fuel Design Code

Masahiro NAKAMURA　Nobuyuki SEKINE　Manuel A. Pouchon　Hiroshi MIYAMOTO　Yasuo NAKAJIMA*

Advanced Fuel Recycle Technology Division, Waste Management and Fuel Cycle Research Center, Tokai Works
*FBR Cycle System Development Office, Executive Office for Policy Planning and Administration, Head Office

高速増殖炉サイクル実用化戦略調査研究における振動充てん燃料の設計評価のため，振動充てん燃料に特有な三つの物性・挙動モデルを組み込んだ設計コードを開発している。粒子間焼結を考慮するため，Matthewsによる焼結理論を用いてネック成長速度を評価する。実効熱伝導度・熱伝達率モデルとしてはBottaらによるSPACONモデルを使用し充てん体構造に即した熱伝導度・熱伝達率を評価する。実効ヤング率モデルとしては個別要素法による評価に基づいたモデルを開発した。現在，炉外試験により個々のモデルの信頼性を確認している。さらに今後，照射試験結果を用いてコードの総合的な検証を実施し，国内照射試験の許認可に備える予定である。

In the feasibility study of a FBR cycle system, Vibro-packed fuel is considered. For the design and evaluation, three Vibro-pack-specific models are incorporated into the design code. Matthews' sintering model is used to calculate the neck growth rate between particles. The SPACON model, introduced by Botta et al. is used to calculate the effective thermal conductivity of fuel and the heat transport between fuel and cladding. A three-dimensional distinct element method is applied to analyze the mechanical properties, resulting in empirical Young's module. Experimental data will be used for the evaluation of each model, and irradiation test data will be used for evaluation of the total code. Consequently, the code reliability will be determined and potentially increased. This will constitute an important step towards fuel licensing.

キーワード

振動充てん燃料，スフェアパック燃料，設計コード，熱伝導度，SPACON，ヤング率，ネック成長，離散要素法，焼結理論，FCMI，燃料-被覆管機械的相互作用

Vibro-Packed Fuel, Sphere-Pac Fuel, Design Code, Thermal Conductivity, SPACON, Young's Module, Neck Growth, Distinct Element Method, Mechanistic Sintering Theory, FCMI, Fuel-Cladding Mechanical Interaction

中村　雅弘
先進リサイクル解析評価グループ　燃料設計チーム所属
副主任研究員
振動充てん燃料設計業務に従事
第1種放射線取扱主任者

関根　伸行
先進リサイクル解析評価グループ　燃料設計チーム所属
振動充てん燃料設計業務に従事

マニュエルA.プーション
先進リサイクル解析評価グループ　燃料設計チーム所属
国際特別研究員（スイス）
振動充てん燃料設計業務に従事
Dr Sc., Physicist

宮本　　寛
先進リサイクル解析評価グループ所属，プルトニウム燃料開発グループ所属
総括チームリーダ
振動充てん燃料設計業務，燃料開発に従事
核燃料取扱主任者，第1種放射線取扱主任者

中島　靖雄
燃料サイクルシステムグループ所属
副主任研究員
燃料サイクルに係る実用化戦略調査研究の推進
核燃料取扱主任者，第1種放射線取扱主任者

１．はじめに

振動充てん燃料は，数十から数百ミクロンの顆粒状燃料を被覆管の中に詰めた燃料である。高速増殖炉サイクル実用化戦略調査研究においては，乾式再処理や先進湿式再処理の製品として低除染のウラン及びプルトニウムを考えており，放射能の高い原料を取り扱うことになるため，コンパクトな製造工程と粉塵発生量の少なさの点から振動充てん燃料は有力な選択肢の一つと考えられる。振動充てん燃料の実用化には，炉内での燃料挙動を把握することが不可欠であり，サイクル機構では燃料の熱的，機械的挙動評価コードの開発を実施している。

振動充てん燃料は，燃料粒子の大きさを複数種類組み合わせ，粒子の間にさらに小さな粒子を充てんすることにより，ペレット燃料と同程度のスミア密度*とすることができる。この「充てん」作業において燃料ピンに振動を与えて，粒子の充てん率（容器に占める粒子の体積割合）を高めるため，振動充てん燃料と呼ばれる。燃料粒子の形状は再処理及び粒子製造手法により異なり，球状もしくは非球状のものがある。振動充てん燃料の種類ごとの呼び方は必ずしも厳密に定義されていないが，ここでは球形の粒子を充てんした燃料をスフェアパック燃料，非球形の粒子を充てんした燃料をバイパック燃料と呼び，全体を総称して振動充てん燃料と呼ぶ。振動充てん燃料模擬体の横断面写真を写真１に示す。

振動充てん燃料は，燃料の被覆管に近い部分は冷却材により冷やされるため，数百℃に維持されるが，中心付近は炉内に装荷中に発熱により2,000℃を超える高温に達すると考えられる。したがって原子炉内での振動充てん燃料は図１のように，外周部は燃焼が進んでも初期の燃料粒子の組織が残り，中心へ行くに従って焼結が進み，中心部はペレット燃料と同様の組織となる。焼結した部分については，焼結過程が異なるものの豊富な照射実績に基づいたペレット燃料の挙動モデルを応用することにより，評価が可能となると考える。一方，図１に示すように粒子充てん体としての組織が残った外周部の領域の物性，及び粒子充てん体の焼結挙動については，振動充てん燃料独自のモデル化が必要であり開発課題であった。本報告においては，振動充てん燃料のうち，検討の進んでいる酸化物のスフェアパック燃料を中心に，評価コードの開発状況及びこれまでの成果を報告する。

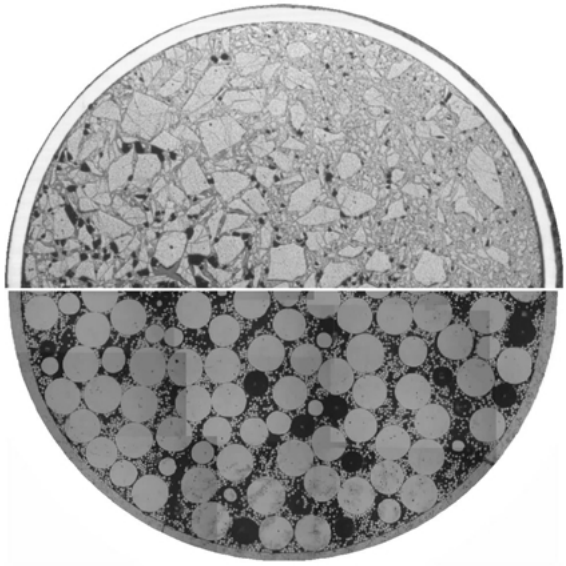


写真１　燃料模擬体の写真
上半分はバイパック燃料模擬体，下半分はスフェアパック燃料模擬体

２．振動充てん燃料設計コードの開発工程

振動充てん燃料設計コードの開発は1996年度に予備評価を開始し，1998年度より充てん体の熱的，機械的及び焼結特性モデルのコード組み込みを行っている（表１）。海外におけるこれまでの振動充てん燃料とペレット燃料の比較照射試験結果では，振動充てん燃料の照射挙動とペレット燃料の照射挙動との間に大差は見られない。したがって，振動充てん燃料では充てん体としての組織が残った領域の熱伝導度等の物性は特有なものであるが，燃料形態の違いが挙動解析の考え方や安全確保の判断基準の変更を迫るようなものではないと考えられる。このことから設計評価の基本項目は変更せず，設計コードを開発するに当たっては，ペレット燃料用の設計コードであるSIMPLE（バージョンⅡ）及びDIRAD（バージョンⅢ）を基に振動充てん燃料特有の物性に対応することで進めていくこととした。二つのコードは一組で用いられ，SIMPLEは燃料の長期照射挙動の評価を

*被覆管の内側に燃料を均一にならしたとしたときの密度，あるいはその密度の燃料の理論密度に対する比率。燃料そのものの密度と区別するためにスミア密度という。通常，燃料密度より数％低く，振動充てん燃料の場合，燃料粒子の平均密度と充てん率の積で表される。

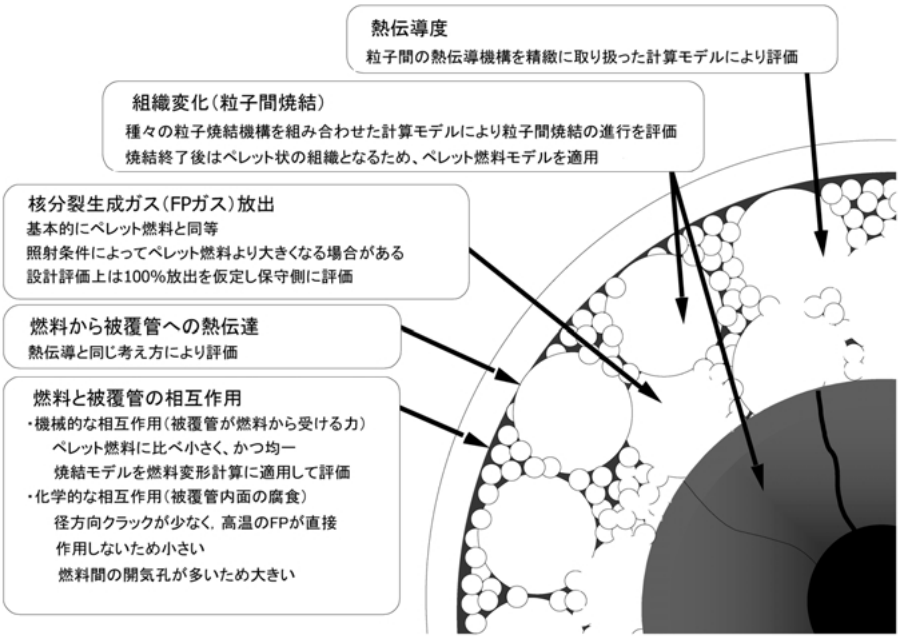
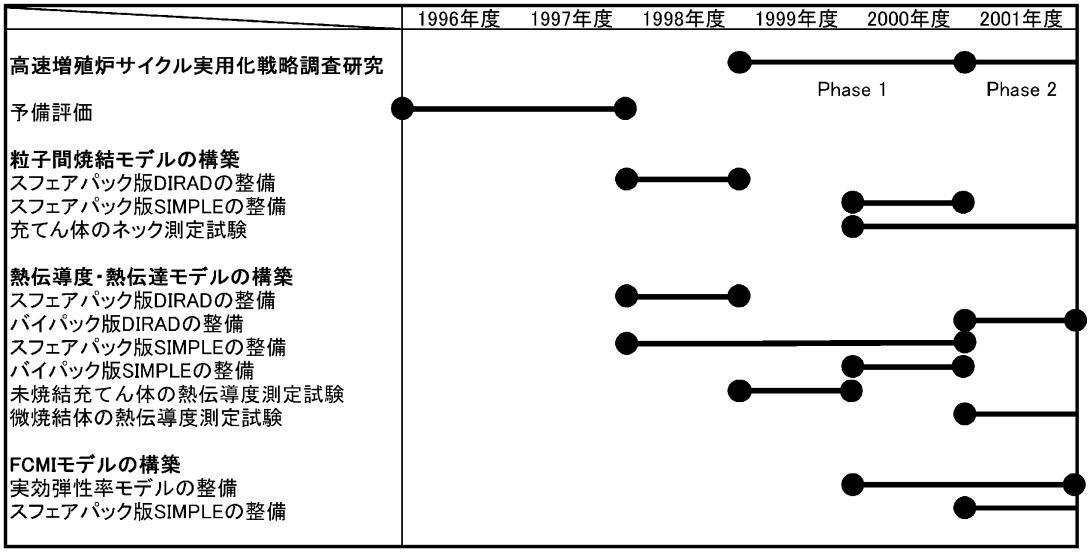


図１　振動充てん燃料に特有な物性・挙動

行い，DIRADは出力上昇時等の比較的短い時間の精密な熱的評価を実施する。まず，焼結挙動については焼結理論に基づく計算モデルを組み込んだ。この焼結理論は従来粉体に適用されており，振動充てん燃料のように大きな粒子の体系に適用した場合の信頼性を，炉外模擬試験結果との比較により検討している。また熱的計算モデルに関しては，共同研究を行っているスイスのポールシェラー研究所（PSI）より粒子充てん体の熱伝導度計算モデルSPACONを導入し，コードへの組み込みを行うと同時に，炉外試験によりモデルの検証を実施している。機械的計算モデルに関しては，個別要素法を用いた圧縮試験模擬計算及び炉外試験を行い，比較検討により計算モデルの構築を実施している。これらのモデルを組み込み，設計コードSIMPLE-S2及びDIRAD-S1を開発した。ここで，SIMPLEは熱的計算モデルと焼結挙動モデルを組み込んだ際にバージョンS1として開発し，機械的

表１　振動充てん燃料設計コード開発工程



計算モデルを組み込んだ際にバージョンS2とした。DIRADは機械計算を行わないため，熱的計算モデルと焼結挙動モデルのみを組み込んだ時点のバージョンS1となっている。今後，PSI及びNRG（ニュークリア・リサーチ・アンド・コンサルタンシー・グループ：オランダ）との共同研究で，オランダのペッテン炉にて実施するスフェアパック燃料・バイパック燃料・ペレット燃料の比較照射試験結果が得られる予定である。開発したコードは，この照射試験結果と比較し，信頼性を評価する予定である。

３．振動充てん燃料計算モデルの作成

3.1　組織変化モデル

振動充てん燃料は照射中に高温等により組織の構造が変化する。まず，充てんされた粒子間に焼結により結合領域（ネック）を生じる。この状態をペレット焼結体と区別するために，ここでは粒子間焼結と呼ぶ。ネックは時間，温度及び圧力によりさらに成長し，やがて粒子としての形状を失ってペレットのような連続体の組織となる。ペレット組織となった燃料は，更に結晶粒成長やボイドの移動による柱状晶の成長により更に緻密化する。設計評価は連続的に変化する燃料組織を三つの領域に区分して行っており，温度の低い被覆管に近い部分より粒子領域及びペレット領域を設定し，ペレット領域の中をさらに等軸晶領域，柱状晶領域及び中心空孔部に分けて熱計算を行う（図２）。粒子領域とペレット領域は，形状が熱伝導度に及ぼす影響の程度より境界を設定している。SPACONによる計算によれば，充てん体の熱伝導度はネック比*0.45程度において同じ密度のペレットの熱伝導度と同程度となる。このネック比による条件判定，もしくはこのネック比に速やかに達する温度を1,400℃と設定し，温度による条件判定によって，粒子領域とペレット領域を決定している。等軸晶領域及び柱状晶領域については，ペレット燃料と同様の組織変化の結果として，燃料密度が大きくなると考えられるが，これらの領域の燃料密度としてペレット燃料の評価における各領域の密度を用いることが妥当かどうかについては，今後の課題となっている。

3.2　ネック成長速度評価

粒子領域の熱・機械的挙動は粒子間焼結の程度に強く影響を受けると考えられる。燃料の熱伝導

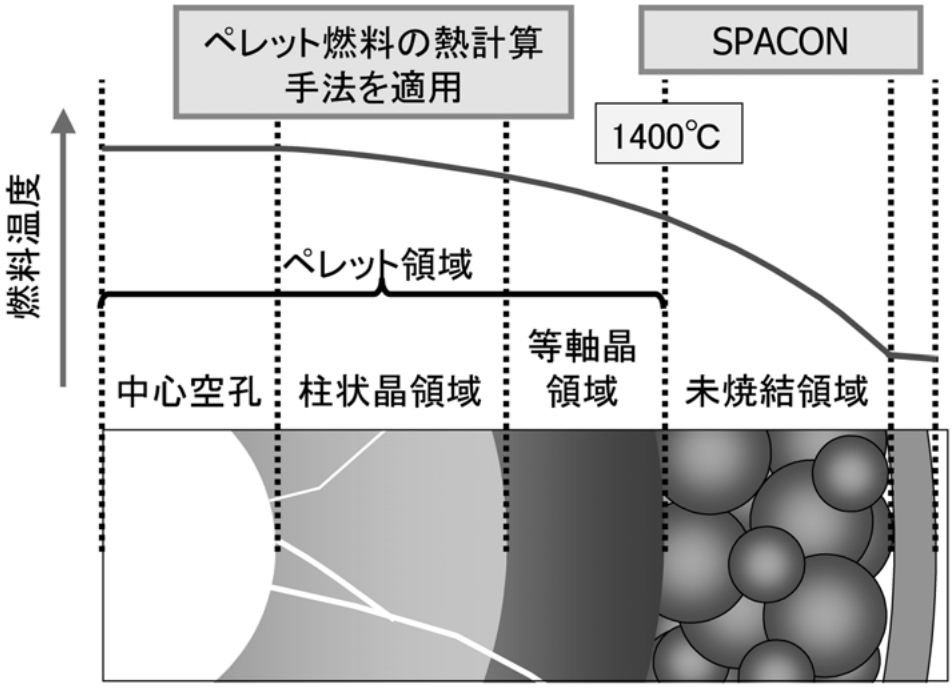


図２　振動充てん燃料における組織変化モデル

* 充てん体粒子間の焼結領域の半径と粒子半径の比。

度は，気体の熱伝導度が固体の熱伝導度と比較して数分の１と小さいため，未焼結状態の粒子領域の熱伝導度は母材の熱伝導度*よりかなり小さい。焼結が進んで，粒子間の接触が点から面へと移行することにより，この熱伝導度は母材の熱伝導度に近づいていくと考えられる。一方，燃焼初期から燃料と被覆管が接しており，燃料から被覆管への熱伝達率はペレット燃料と比較して大きいと考えられ，振動充てん燃料の長所となっている。この熱伝達率は，充てん体が焼結による体積収縮で縮んだ場合，燃料と被覆管の間にギャップを生じることとなり，熱伝達率が小さくなることが予想される。燃料と被覆管の機械的相互作用においては，個々の充てん粒子が再配置することにより，燃料の熱膨張により被覆管に発生する応力が緩和されることが期待される。焼結により再配置が起こらなくなると，この緩衝効果も減少する。このように粒子間焼結の進行状況は燃料挙動に大きな影響を与えるため,定量的に見積もる必要がある。焼結によるネックの成長挙動を把握するために理論と実験の両方からのアプローチを試みた。

(1) 焼結理論

Matthews[1] は粒子間焼結に寄与する様々な素過程を粉体焼結の場合と同様に考えることにより，ネック成長を定式化している。

・表面拡散によるネック成長速度

$$\dot{x} = \frac{25}{6}\frac{a^2}{x^5}\frac{\delta_s D_s}{kT}\Omega\gamma_s. \tag{1}$$

・粒界拡散によるネック成長速度

$$\dot{x} = \frac{32a^2}{x^5}\frac{\delta_g D_g}{kT}\Omega\left(\gamma_s + \frac{F_a}{4\pi a}\right). \tag{2}$$

・体積拡散によるネック成長速度

表面再分布によるもの

$$\dot{x} = \frac{25}{3}\frac{a}{x^3}\frac{D_V}{kT}\Omega\gamma_s. \tag{3}$$

接触面からの質量移動によるもの

$$\dot{x} = \frac{8aD_V\Omega}{x^3 kT}\left(\gamma_s + \frac{F_a}{4\pi a}\right). \tag{4}$$

・蒸発－凝縮によるネック成長速度

$$\dot{x} = \frac{25}{12}\frac{1}{x}\left(\frac{\Omega}{kT}\right)^{\frac{3}{2}}\frac{P_v\gamma_s}{(2\pi d)^{1/2}}. \tag{5}$$

・クリープ変形によるネック成長

線形クリープの場合

$$\dot{x} = \frac{3\pi}{8}\frac{a}{x}B\left(\gamma_s + \frac{F_a}{2\pi x}\right). \tag{6}$$

非線形クリープの場合

$$\dot{x} = \frac{9\pi B' a}{8}\left[\frac{2n-1}{3nx}\left(\gamma_s + \frac{F_a}{2\pi x}\right)\right]^n. \tag{7}$$

ここで，$\dot{x}$ はネック成長速度，a は粒子半径，x はネック半径，δ_s，δ_g は表面拡散及び粒界拡散における有効厚さ，D_s，D_g，D_v は表面，粒界及び体積拡散係数，k はボルツマン定数，T は温度，Ω は原子体積，γ_s は表面エネルギー，F_a は接触面に垂直な外力，P_v は平衡蒸気圧，d は密度，B，B' は線形及び非線形のクリープ係数，n は非線形クリープの場合の次数である。

図３にこれらの式により算出されるネック成長速度の一例を示す。この焼結理論に基づいて粒子間焼結モデルを作成し，NECKルーチンとしてコードに組み込んだ。このルーチンはネック成長速度を逐次計算し,時間ごとのネック比を算出する。

(2) 実験による焼結現象の把握

前段で述べた焼結理論はサブミクロンオーダーの粉体の焼結現象に対して構築された理論であるため，実際に数十～数百ミクロンの粒子に適用可能かどうかについて，実験的な確証を得る必要がある。2000年度より炉外試験によるネック測定試験を実施している。試験は不活性ガス雰囲気で実施し，模擬物質として３％イットリア混合安定化ジルコニアの800μm及び60μmの球状粒子を用いて実施した。予備評価として，充てん体には自重のみがかかっている状況下で温度を1,500℃，1,700℃，1,800℃と変化させ，それぞれ３時間加熱した結果，1,700℃までは充てん体は固着せず，したがってネック成長もほとんど見られないと判断した。温度を1,800，1,900，2,000℃,時間を３，10，50時間とし，焼結状況を評価した。焼結した充てん体をエポキシ樹脂で固定し，断面を顕微鏡で観察することにより，ネックが存在することが確認できた(写真２)。写真から分かるとおり，自重のみがかかっている条件下では，粒子間焼結は2,000℃ 以下の温度では進みづらい。充てん体の焼結には圧力の影響が大きいことも考えられるため，現在，圧力を変化させた試験を実施中である。SPACONではネック比を指標として粒子間焼結の度合いを評価するため，断面観察により試料

* 粒子中の気孔を考慮した材料の熱伝導度。

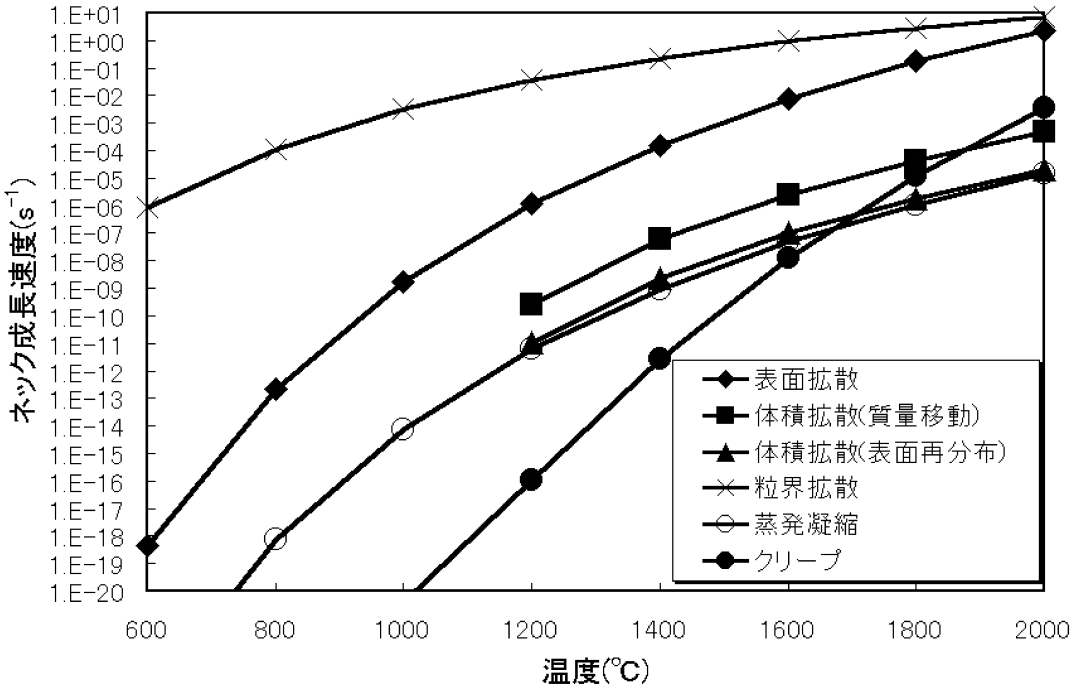


図３　種々の焼結機構によるネック成長速度
（30%MOX，粒子径100μm，ネック径１μm，接触圧１MPa）

の平均的なネック比を同定したいと考えているが，ネック比が球の切断位置により変化すること，粒径に10%のばらつきがあること，粒子の接触状況にもばらつきがあることから，測定が困難な状況である。そこで，充てん体の電気伝導度や比表面積の変化を充てん体の焼結度合いの新しい指標として検討中である。

3.3　熱計算

振動充てん燃料は熱伝導度が小さく，燃焼時に中心部が高温となることが，燃料の熱的性能の面で短所となっている。逆に，照射初期から燃料・被覆管熱伝達率が大きいことは長所となっている。焼結や結晶粒成長による組織変化は燃料の熱伝導度を大きくするため，振動充てん燃料の短所は燃焼が進めば軽減される。前章で述べたとおり，振動充てん燃料の評価では燃料を三つの領域に区分して評価する。そのうち，ペレット領域については燃料母材の熱伝導度を用いて熱計算を実施している。最も外側にある粒子領域の熱伝導度は実験による測定が十分でないため，粒子形状を考慮した理論的モデルにより評価している。このモデルにより焼結進行の効果を取り込んだ熱計算が可能となっている。

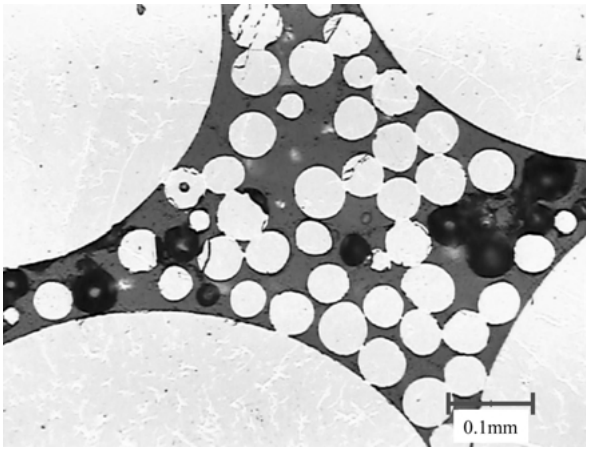


写真２　焼結体断面レーザ顕微鏡写真
（無荷重，2,000℃，50時間加熱後）

(1) 理論的熱伝導・熱伝達率モデル

PSIにおいて開発されたSPACON[2] は，熱流方向に接する二つの粒子もしくは粒子と壁面を単位セルとし，単位セルの熱伝導度を詳細に計算するモデルである。このうち二つの粒子の単位セルを図４に示す。SPACONでは１）粗粒子-粗粒子単位セル，２）微粒子-微粒子単位セル，３）粗粒子-微粒子単位セル，４）粗粒子-被覆管単位セル，５）微粒子-被覆管単位セルを考えることにより，

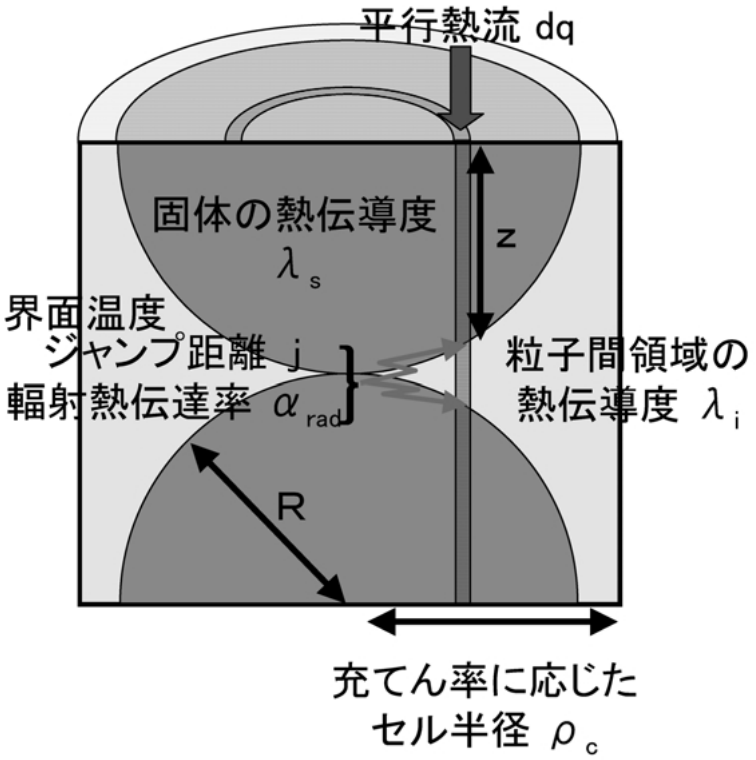


図４　SPACONモデルの単位セル

２成分充てん体をモデル化し，実効的な熱伝導度を計算している。単位セルは円筒状のメッシュで分割されそれぞれのメッシュにおいて，

$$dq = dA\Delta T\left[\frac{2z}{\lambda_s} + \frac{1}{\dfrac{\lambda_i}{2(R-z+j)} + \alpha_{rad}}\right]^{-1}, \qquad (8)$$

で表される平行熱流を考えることにより単位セルの実効熱伝導度を算出する。ここで，dA は円筒メッシュの面積，ΔT は上面と下面の温度差，z はメッシュの固体部分の長さ，R は粒子の半径，λ_s は固体の熱伝導度，λ_i は粒子間領域の熱伝導度，j は界面温度ジャンプ距離で固体-気体界面における熱抵抗をガスの長さとして取り扱った値，α_{rad} は輻射熱伝達率である。円筒メッシュは内側より固体のみのネック領域，固体と気体を熱が通過する領域，気体のみの領域があり，単位セルのサイズを変更することにより固体と気体の占める割合を調節し，充てん体の充てん率に合わせた熱伝導度を見積もることができる。

(2) 充てん体熱伝導度測定試験

充てん体の熱伝導度は，SPACONによりかなり精度良く見積もられると考えられるが，検証実験を実施し精度を確認する必要がある。このため，二重円管による比較熱伝導度測定法を用いて充てん体の熱伝導度測定を実施している。これまでの試験においては，中心にあるタングステンヒータを加熱源として，モリブデンの内筒とステンレスの外筒の間に模擬物質であるジルコニア粒子の充てん体を作成し，モリブデン内筒外表面，ステンレス外筒内表面及びステンレス外筒外表面温度を測定した。充てん体に生じた温度差と，熱伝導度が既知であるステンレス（標準物質）外筒に生じた温度差を比較することにより熱伝導度の測定を試みた。この手法においては，次のような誤差要因により十分な測定精度を得るに至っていない。

模擬物質を用いた試験においては，実燃料との対比が難しい。振動充てん燃料の熱伝導は固体部分の熱伝導，気体部分の熱伝導，輻射による熱伝導が寄与している。ジルコニアを用いた試験においては，ジルコニアの透過率が実燃料と比較して大きいと考えられ，熱伝導度への輻射の寄与が大きかったと考えている。次に温度測定が困難である。充てん体は熱絶縁物質に近い熱伝導度であるため，熱電対を挿入することによる測定への外乱を保証することが難しい。さらに標準物質の選定

が難しい。標準物質の熱伝導度は充てん体の熱伝導度と比較するため充てん体の熱伝導度に近いものが望ましい。試験においては当初熱伝導度が小さいガラス管を標準物質として用いたが，ジルコニアの熱膨張により破壊されてしまった。この点において外筒に用いる物質として金属のように延性のあるものを選択したが，温度測定誤差が熱伝導度の誤差に大きく影響するため，問題となっている。最後に対流の影響の評価が難しい。充てん体の平均温度が1,000℃程度である試験においては，試料の内面と外面において500℃程度の温度差を生じており，粒径１成分系のように充てん率が低い体系では試料全体を循環する対流の効果が無視できないと考えている。今後，実験装置の改良によりこれらの問題を克服したいと考えており，模擬物質としてUO_2を用い，外筒と内筒の間の温度差を小さく押さえ，温度として表面のみならず肉厚中心についても測定するような実験体系を考えている。

3.4　機械計算

振動充てん燃料は，製造時より燃料が被覆管と接しており，ペレット燃料のように燃料と被覆管の間にギャップが無いために燃焼初期からFCMI（燃料-被覆管機械的相互作用）が発生すると考えられる。しかしながら，振動充てん燃料のFCMIはペレットと被覆管の接触時に発生するものと比較して，粒子の再配置による緩衝の効果により接触圧力が緩和されている。燃料に実効的に作用する圧力を評価することは，ペレットの製造時ギャップに劣らない，振動充てん燃料の優れたFCMI特性を活かした燃料設計が可能となるのみならず，振動充てん燃料の熱伝導度に大きな影響を及ぼす粒子間焼結挙動を把握するために重要である。そのため，個別要素法によるシミュレーションを用いて充てん体の機械的挙動評価を実施した。ホッパー等の粒子挙動を解析するPFC（Particle Flow Code）を用いて直方体の充てん体を作成し（図５）単軸圧縮のシミュレーションを行うことで，実効的なヤング率E及びポアッソン比Ｊを求めた。計算で求められたこれらの物性値は固体と異なり歪み依存性をもっており，次式で表される。

$$E = \frac{\alpha}{\varepsilon}\left(1 - \frac{2\beta^2}{1+\beta}\right), \tag{9}$$

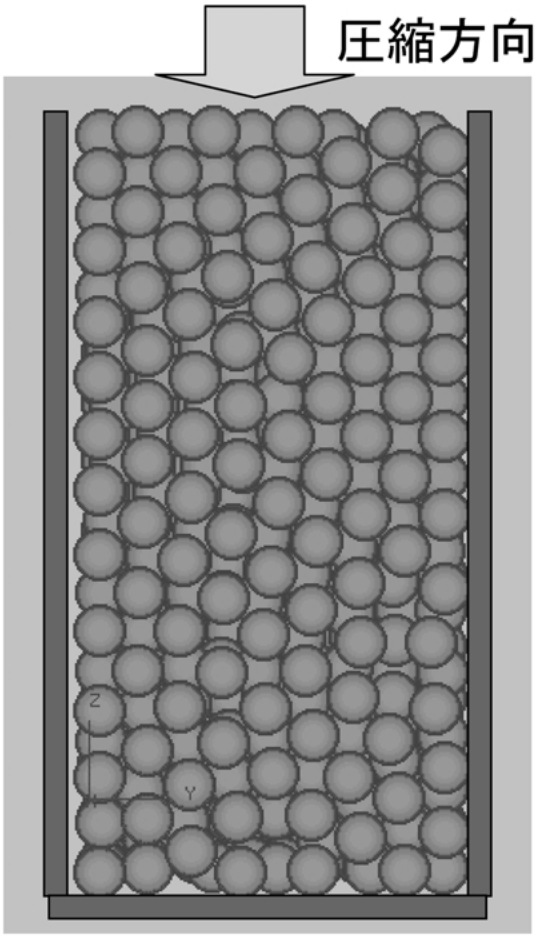


図５　PFCコードにより作成した充てん体（充てん率60.4%）

$$\nu = \left(\frac{\beta}{1+\beta}\right). \tag{10}$$

ここで，αは圧縮方向応力であり，

$$\alpha = MAX\begin{cases} A_1\left[1-\exp(B_1\varepsilon)\right] \\ A_2(\varepsilon-\varepsilon_1)^2 \end{cases}, \tag{11}$$

また，βは圧縮方向に垂直な方向と圧縮方向の応力比であり，

$$\beta = MIN\begin{cases} MAX\left[0, P_1(\varepsilon-\varepsilon_2)\right] \\ P_2\varepsilon^Q \end{cases}, \tag{12}$$

として計算される。ここで，それぞれの値は以下のとおりである。

$$\begin{cases} \varepsilon_1 = 8.93\times10^{-3} \\ \varepsilon_2 = 2.30\times10^{-3} \\ A_1 = 7.57\times10^{-7}E_0 \\ A_2 = \left[-0.441\exp(-1.12f)+0.609\right]E_0 \\ B_1 = -1.00\times10^3 \\ P_1 = 65.0 \end{cases}$$

$$
\begin{cases}
P_2 = 0.885\exp(-3.45f) + 3.50\times10^{-2} \\
Q = 0.601\exp(-1.43f) - 0.601 \\
E_0: \text{ 母材のヤング率} \\
f: \text{ 粒子同士の摩擦係数} \\
\varepsilon: \text{ 充てん体のマクロな歪み}
\end{cases}
$$

モデル化に当たっては，E_0をUO_2のヤング率である0.2TPa，摩擦係数を0.5とし，0〜0.05の歪み領域において検討した。

4．振動充てん燃料設計コードの作成

4.1　SIMPLE-S2の作成

高速炉燃料設計コードSIMPLE-IIにスフェアパック燃料の燃料組織変化モデル，熱計算モデルと機械計算モデルをそれぞれ組み込み，SIMPLE-S2バージョンを作成した。図６にメインフローを示す。

(1) 組織変化モデルの組み込み

スフェアパック燃料の焼結挙動に係るネック比の計算のため，新たにNECKルーチンを用意し，照射中の焼結挙動を評価する。メインルーチンでの径方向温度分布の計算の後，粒子領域 - ペレット領域境界温度を下回る各ノードにおいてネック成長速度を計算し，各タイムステップにおけるネック比を計算する。この値は充てん体の熱伝導度に反映される。

(2) 熱計算モデルの組み込み

スフェアパック燃料の燃料-被覆管熱伝達率モデルであるSPACONを組み込んだ。SIMPLE-IIでは燃料-被覆管熱伝達率計算サブルーチンと燃料熱伝導度計算サブルーチンが独立しているため，SPACONルーチンと必要なデータの受け渡しを行うサブルーチンをそれぞれ設けた。

(3) 機械計算モデルの組み込み

SIMPLE-IIでは，燃料と被覆管のギャップ幅，接触圧力の収束計算をTHGAPサブルーチンで行っている。この収束計算ルーチン内のペレット燃料のヤング率計算に，開発した振動充てん燃料の実効ヤング率モデルを組込んだ。このモデルは充てん燃料単体のヤング率，充てん粒子同士の摩擦係数，及び充てん体のマクロな歪みより充てん体の実効的なヤング率を算出する。このヤング率は弾・塑性境界温度より被覆管側の領域に対して適用される。

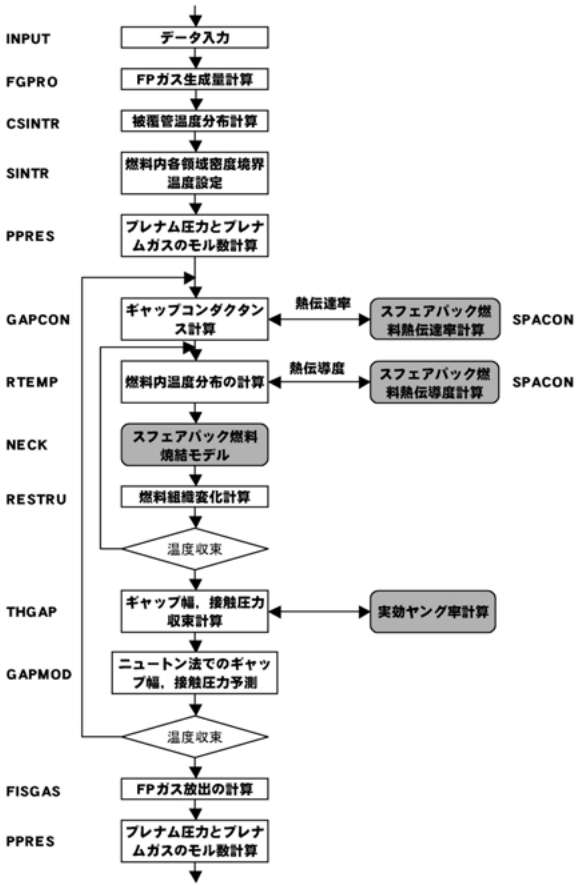


図６　SIMPLE-S2のフロー図

4.2　SIMPLE-S2の検証

作成したコードの評価精度を検証するため，照射試験模擬計算を実施した。

(1) 熱計算検証

設計コードの熱計算検証のためには，燃料の中心温度が測定されている試験を用いるのが最も適当である。米国オークリッジ研究炉プールサイド施設において照射されたスフェアパック燃料ピンは燃料中央部に熱電対が設置されており，20%Pu混合酸化物燃料で，最大線出力52kW/m，照射時間2,180時間である。この燃料の被覆管外表面温度は675℃，最大中心温度が2,000℃と計測された[3)]。この照射条件を用いてSIMPLE-S2で計算し，さらに中性子スペクトルの影響を加味した燃料中心温度は2,100℃から2,200℃と評価され，測定結果よりも若干高温となることが分かった。したがって，本コードの評価結果は数百℃のずれがあるが保守側であり，暫定的に燃料設計に利用可能であると考えられる。今後も試験結果との比較検討を実施し，コードの精度及び保守性を評価する予定である。

(2) 機械計算検証

設計コードのFCMI挙動評価精度を検討するため，照射後試験における被覆管外径変化量を測定値と計算結果で比較した。本来なら本設計コードの評価対象である酸化物燃料でかつ被覆管がステンレス製の照射後試験結果と比較すべきところであるが，現在入手できているステンレス製被覆管の外径変化量は炭化物燃料との組み合わせの照射試験のもののみであった。そのため，炭化物燃料の物性をコードに組み込み，炭化物燃料の照射後試験結果[4]と比較した。20%Pu混合炭化物燃料のスフェアパック燃料で，被覆管はD9ステンレス製である。米国高速実験炉において最大線出力84kW/mで620日間照射されている。被覆管外径変化量の測定結果が1.91%であったのに対して，計算では1.58%となり，被覆管変形量を小さく見積もっている。この結果は試験よりも被覆管が破損しずらい評価となっており，本コードは燃料の機械的設計に使用するには問題があることを示している。被覆管変形量は燃料のスエリングや焼きしまりの評価によっても変化するため，今回の評価結果の原因を作成したヤング率モデルの評価に直接結びつけることはできないが，求めたヤング率が実際の燃料よりも小さいことが一因ではないかと考えている。

計算機上に作成した充てん体は，初期状態で充てん体にかかる圧力が無い状態，すなわち粒子同士の反発力が0となっている。実際の充てん体では，粒子同士がひしぎあうように充てんされており，互いに反発力を発生していることから，計算体系の充てん率は実際より若干低めとなっている。したがって，求められたヤング率は粒子の再配置挙動が支配的な低歪み領域で，実際以上に再配置が起こることで小さいことが考えられる。今後，圧縮特性評価試験との比較検討により，モデルの充てん率依存性等を考慮し，モデルの精度を向上させたいと考えている。

燃料のスエリングや焼きしまり挙動についても，今後計算精度を向上するために検討する必要がある。現状振動充てん燃料に対するこれらの特性はペレット燃料と同等として評価している。スエリングについては，振動充てん燃料がペレット燃料と比較して気孔率が高いため，FPガスを放出しやすく，小さいと考えている。しかしながら，FPガスの放出には結晶粒径が影響するため，振動充てん燃料の製法によって変わってくると考えられる。焼きしまりについても，振動充てん燃料の気孔率が高いためペレット燃料と比較して焼きしまりやすいと考えている。このように，基本的振動充てん燃料におけるこれらの特性をペレット燃料と同等と評価することは，機械的相互作用を大きく見積もる方向であり，暫定的な評価方法として有効であると考えている。

4.3 DIRAD-S1の作成

ペレット型燃料の照射初期における熱的評価に使用されているDIRAD-Ⅲコードにスフェアパック燃料照射挙動モデルの組み込みを行った。図7にフローを示す。なお，DIRADでは機械計算を行わないため，実効ヤング率モデルは組み込んでいない。

(1) 組織変化モデルの組み込み

SIMPLEの場合と同様にネック比計算のためにNECKルーチンを作成し，各ノードについて，各タイムステップにおけるネック成長速度を計算し，ネック比を算出する。スフェアパック燃料内温度分布計算後，NECKルーチンで各ノードのネック比を計算し燃料変形計算FPEFサブルーチンに戻る。SIMPLEの場合と異なるのは，ここで計算したネック比の値に基づいて粒子領域とペレット領域の境界判定を行うことである。

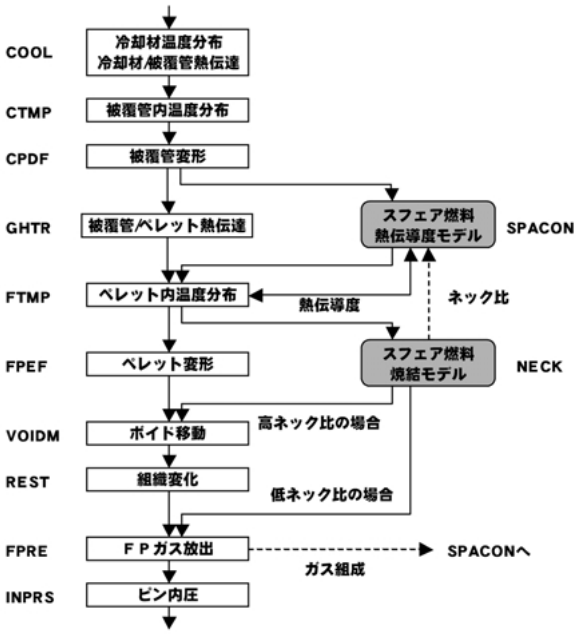


図7　DIRAD-S1のフロー図

(2) 熱計算モデルの組み込み

SIMPLEと同様に，スフェアパック燃料の熱伝導度及び燃料・被覆管熱伝達率モデルSPACONを組み込んだ。DIRADとSPACON間での必要なデータの設定を行うため，SPASETサブルーチンを作成した。従来，被覆管・ペレット熱伝達率により計算されていた燃料表面温度は，SPACONが計算する燃料・被覆管熱伝達率により算出される。また，NECKにより計算されたネック比を反映して，スフェアパック燃料熱伝導度を計算し，粒子領域の燃料内温度分布を計算する。

5．おわりに

振動充てん燃料設計コードの開発状況について報告した。本コードには振動充てん燃料に特徴的な挙動・物性のうち，粒子間焼結挙動，熱伝導度，熱伝達率，FCMI挙動のモデルを内蔵している。燃料の機械計算には現状問題があるが，熱計算については燃焼初期の評価が可能となった。

今後2003年度まで，本文中にて述べたような改良を加えた熱伝導度及び粒子間焼結挙動に関する試験を実施し，それぞれのモデルの信頼性を評価する。実効ヤング率モデルについては，充てん体の圧縮特性試験が実施されており，その結果を用いた実効ヤング率モデルの精度向上を図る。2005年の高速増殖炉サイクル実用化戦略調査研究Phase-2の終了までに，PSI及びNRGとの共同研究において実施する予定の照射試験結果との比較に基づいた総合的な検証を実施し，燃料性能の比較評価に用いる予定である。また，振動充てん燃料が実用化される際には，国内において照射試験が実施されると考えられる。本コードを用いてこの照射試験の許認可に備えたいと考えている。

参考文献

1）J.R. Matthews: “The Initial Stages of Sintering and Hot-Pressing in Vibro-Compacted Fuels”, J. Nucl. Mater., Vol.87, p.356 (1979).

2）F. Botta and C. Hellwig: “SPACON-A Theoretical Model for Calculating the Heat Transport Properties in Sphere-Pac Fuel Pins”, Nucl. Sci. Eng., Vol.135, p.165(2000).

3）R.B. Fitts: “A Comparison of Sphere-Pac and Pellet (U,Pu)O2 Fuel Pins in Low-Burnup Instrumented Irradiation Tests”, Nucl. Technol., Vol.21, p.26(1974).

4）R.E. Mason, C.W. Hoth, et al.,“Irradiation and Examination Results of the AC-3 Mixed-Carbide Test”, Trans. Am. Nucl. Soc., Vol.66, p.215(1992).

資料番号：15－6

技術報告

レーザ除染技術の開発

小川竜一郎　　福井　康太　　谷本　健一
大洗工学センター　照射施設運転管理センター

Development of Laser Decontamination Technique

Ryuichiro OGAWA　Yasutaka FUKUI　Kenichi TANIMOTO

Irradiation Center O-arai Engineering Center

核燃料サイクル施設等のデコミッショニングに用いる除染技術として，高線量の放射性廃棄物をバックグラウンドレベルにまで除染でき，二次廃棄物の発生が少なく，遠隔操作が可能なレーザ除染技術の開発を行った。レーザ除染技術の開発に際しては，レーザ発振器の種類や動作モード，アシストガスの種類と流量，レーザパルスの発振器の繰り返し速度，除染ノズルの移動速度，照射エネルギーをパラメータに除染試験を実施した。これらのレーザ照射条件と除染効果を比較評価し，最適化することにより，実際の放射性廃棄物をバックグラウンドレベルにまで均一に除染できることを確認した。

For decommissioning of nuclear fuel facilities, a laser decontamination technique has been developed. The technique was expected to decontaminate high-level radioactive waste to back ground levels, keep the amount of secondary waste low, and be operated by remote control. In the development, a decontamination experiment was executed. Type and operation mode of the laser oscillator, Type and flow rate of the assist gas, repetition rate of the laser pulse, moving velocity of the laser nozzle and irradiation energy were parameters in the experiment. Hot radioactive waste could be decontaminated to background levels uniformly with optimized parameters, which were determined by comparative evaluation.

キーワード

デコミッショニング，除染，YAG，レーザ，照射条件，アシストガス，アルゴン，除染係数，除去深さ，バックグラウンドレベル

Decommissioning, Decontamination, YAG, Laser, Exposure Condition, Assist Gas, Argon, Decontamination Factor, Removable Depth, Background Level

１．はじめに

核燃料サイクル施設等のデコミッショニングにおける塔槽類やセルライニング等の金属表面の除染には，従来からブラスト等の物理除染，電気化学除染（電気研磨），酸等を用いた化学除染が適用されている。一般に機械除染は二次廃棄物が少ない反面除染性能が低く，電気化学除染，化学除染は高い除染性能を有する反面，廃液等の二次廃棄物の発生量が多い等の課題がある。

デコミッショニングにおける放射性廃棄物の低

小川竜一郎
環境保全課環境技術チーム所属
副主任研究員
デコミッショニング技術開発に従事

福井　康太
環境保全課WDFチーム所属
副主任研究員
デコミッショニング技術開発，WDFの運転管理に従事

谷本　健一*
環境保全課課長
デコミッショニング技術開発，大洗工学センターの放射性廃棄物管理の総括に従事

*現在：照射施設運転管理センター　技術主席

減や作業者の被ばく低減を図るためには，高線量に汚染された機器をバックグラウンドまで除染できる性能を有し，二次廃棄物の発生が少なく，かつ遠隔で操作可能な除染技術が望まれる。これらの課題を解決するために，レーザ光による物質表面の溶融，蒸散現象に着目した。

物質表面にレーザ光を照射すると，表面物質を急速に加熱して，溶融又は蒸散させることができる。このため，レーザ光はセラミックやポリマーの微細加工，各種薄膜の生成，電子回路のリペアリング等に応用されている。このような急激な加熱による溶融又は蒸散現象は， 放射性物質の除去，すなわち金属表面の除染技術へ適用することができる。レーザ光を用いた除染（以下，レーザ除染）は以下の特徴を有する。

① 媒体を使用しない乾式プロセスであるため，二次廃棄物が少ない。

② レーザ光は多関節ミラーやファイバ等により伝送が可能なため， 遠隔操作に適している。

このような特徴を生かし，核燃料サイクル施設等のデコミッショニングに適用する除染技術としてレーザ除染技術の開発を行った。

レーザ除染技術の開発に当たっては，まず金属表面の除染に適したレーザを選定するため，レーザ発振器の種類と動作モードをパラメータに，レーザ照射時の金属表面の除去深さと溶融堆積物の付着状況を比較評価する試験を実施した。次に平板のステンレス鋼材を試験片に用いて，溶融，蒸散した物質を除去するアシストガスの種類，照射エネルギー等の照射条件を変化させ，効率良く除染できる条件を見出した。そして，これらの試験で得られた除染条件を基に，実際の放射性廃棄物を対象に除染性能を確認する試験を実施した。

本報告では，これまでの開発試験で得られた除染条件及び除染性能を確認した試験結果について述べる。

２．レーザ発振器の選定

レーザ除染は汚染のある母材ごと除去することにより除染を行う。金属表面の除去に適したレーザ発振器の選定を行うため，以下に示す照射試験を実施した。

試験片には，核燃料サイクル施設等の設備機器やセルライニング等に使用されているステンレス鋼（SUS304）を用いた。レーザ発振器には表１に示すCO_2レーザ, CO レーザ , YAGレーザ, KrFレーザを用い，更に，それぞれの発振モードは，連続発振（CW）モード，ノーマルパルス（N-P）モード，エネルギーピークを高めたQスイッチパルスモードや短パルスモードを用いた。

レーザ光を試験片に照射すると，表面が加熱され溶融又は蒸散し，アシストガスのガス圧により除去される。しかし，溶融又は蒸散したものがすべて除去されるのではなく，一旦除去された溶融物が再び付着し，またはアシストガスのガス圧により照射面の溶融物が周囲に押し出され溶融堆積物として残る。この溶融堆積物中には汚染が含有される可能性があり，除染効果を高めるためには，溶融堆積物の発生を少なくするレーザ発振器と発振モードを選定する必要がある。そこで, レーザ照射前の試験片表面を基準面にし，これに対する平均除去深さと溶融堆積物の厚さを測定し，溶

表１　レーザ発振器の仕様

レーザ発振器	波長（μm）	発振モード	仕　様
CO_2	10.6	CW N-P	最大出力：５kW 出力制御範囲：10～100% パルス動作：周波数0.1～2.5kHz Dt比：0.2～99.8%
CO	5.00	CW	最大出力：1.5kW
YAG	1.06	CW N-P	最大出力：600W
		Qスイッチパルス	最大パルスエネルギー：425mJ/パルス 繰り返し周波数：～14Hz
KrF	0.248	短パルス	最大パルスエネルギー：400mJ/パルス 繰り返し周波数：200Hz

CW：連続発振
N-P：ノーマルパルス

表２　レーザ選定試験結果

	CO_2		CO	YAG			KrF
	CW	N-P	CW	N-P	CW	Qスイッチ	短パルス
除去深さ	○	○	○	○	○	×	×
溶融堆積物	×	×	△	○	△	×	×

○：除去深さ10μｍ以上，溶融堆積物厚が除去深さより十分小さい（１/２未満）　CW：連続発振
△：除去深さ10μｍ以下，溶融堆積物厚が除去深さ以下，1/２以上　N-P：ノーマルパルス
×：除去深さ　ほとんど見られず，溶融堆積物が除去深さより大きい

融堆積物の発生が小さく除去深さの深い条件が得られるレーザを選定した。

各種レーザを金属表面に照射した際の除去深さと溶融堆積物の厚さを表２に示す。

ここで，放射能で汚染された金属表面をバックグラウンドレベルまで除染するためには，電解研磨による過去の実績から，除染深さは10μｍ以上必要であることが確認されている[1)]。そこで，除去深さの評価は，10μｍ以上除去できる性能を有するものを○，10μｍには至らないがそれに近い除去深さが得られるものを△，ほとんど除去できないものを×とした。一方，溶融堆積物については，除去深さと比較して，溶融堆積物の発生厚さが十分小さい場合（１/２未満）を○，溶融堆積物の発生量は無視できないが除去深さよりは低い場合を△，除去深さより溶融堆積物の厚さが大きい場合を×とした。

比較の結果，ノーマルパルスYAGレーザが，除去深さが10μｍ以上で溶融堆積物の発生高さが除去深さと比べて十分小さいという良好な結果を示すことを確認した。この結果を基に以後の開発試験には，ノーマルパルスYAGレーザを選定した。

３．除染ノズルの設計

選定したノーマルパルスYAGレーザを除染に適用するために，専用の除染ノズルを設計・製作した。設計・製作したノズルの外観を写真１に示す。このノズルはノーマルパルスYAGレーザを石英ファイバにより伝送し，除染対象に照射すると共に，ノズル内のアシストガス供給口からアシストガスを噴射し，溶融又は蒸散した金属を除去する機能を持つ。

この除染ノズルに用いている集光レンズは，レンズの球面収差の補正を容易に行うため，平凸，両凸，平凹レンズ３枚の組合せとした。レンズ径はビームの拡がりを考慮して直径50mmのものを使用した。レーザ照射時の溶融堆積物には汚染物質が含まれる可能性があるため，溶融堆積物が再付着することを回避するため，図１の照射ノズル概略図に示すように，アシストガスのガス圧の中

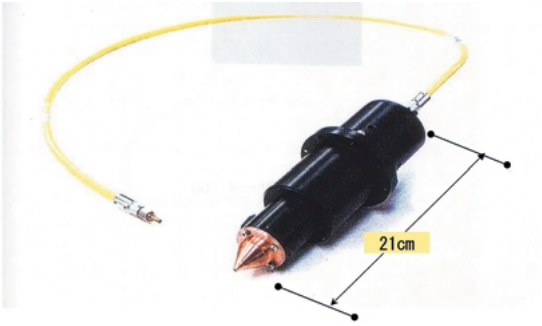


写真１　照射ノズル外観図

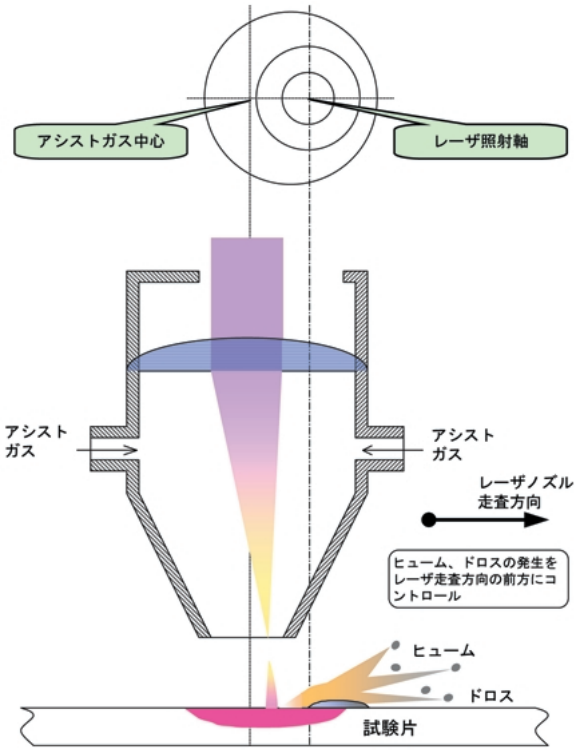


図１　除染ノズル概略図

心がレーザ光の走査方向の後方になるようにノズル軸とレーザ光軸からわずかにずらして設置した。このようにレーザ光軸をずらすことにより，溶融堆積物が発生する方向を，走査方向前方のみに制御することができる。

レーザ発振器から除染ノズルへの伝送には，コア部の屈折率分布がコアの中心に向かってなだらかに大きくなるグレーデッド・インデックス（GI）型のコア径600μm，長さ10mのグラスファイバを用いた。本ファイバの長さ10m以内における伝送効率は78～88%の範囲であり，平均で約86% の伝送効率が得られる。最大エネルギーは印加電圧10Vの際に420Wの伝送が可能である。また，伝送後のレーザ光の拡がり角度は伝送パワーの増加に対して線形に増加し，420Wの時約12度程度である。スポット径は，直径1.0mmであり，パワー密度は54kW/cm^{2}が得られる伝送性能を有する。

なお，本試験範囲では，伝送効率の低下やファイバの損傷などの伝送パワーを制限するような現象は見られていない。

４．照射条件

4.1　アシストガスの選定

製作した除染ノズルを用いて，アシストガス種類を変えた際の，排ガス中のヒューム粒径分布やドロスの重量の比較を行った。アシストガスには，不活性ガスのアルゴンと通常の空気ガスを用いた。ガスの流量は，40Nℓ/minから60Nℓ/minとし，試験は，高さ60cm，幅50cm，長さ150cmのフード内で行った。図２にヒュームとドロス回収試験の概念図を示す。

図３にアシストガスにアルゴンと空気を用いた場合のヒュームの粒径分布を示す。ここで，ヒューム発生重量は，全ヒュームを回収することはできなかったため，排気口より回収したヒューム回収重量と，アシストガスの供給流量と排気口で回収したアシストガスの回収流量の比から見積もった。

$$\text{ヒューム発生重量} = \frac{\text{アシストガス供給流量}\ (40\text{N}\ell/\text{min})}{\text{アシストガス回収流量}\ (28.3\text{N}\ell/\text{min})} \times \text{ヒューム回収重量}$$

ヒュームは，どの粒径においてもアシストガス

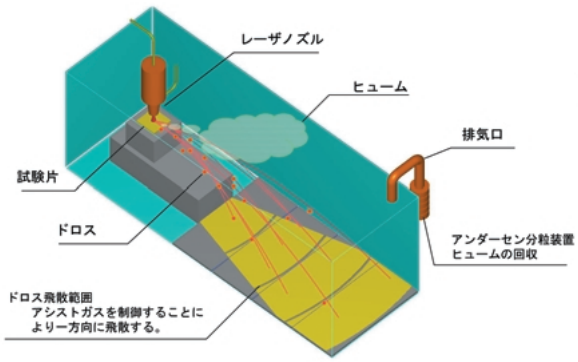


図２　ヒュームとドロス回収試験

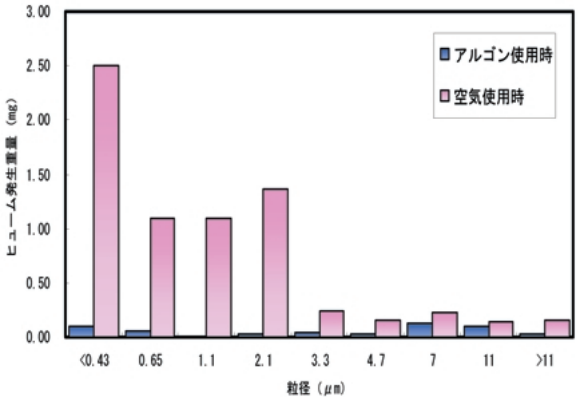


図３　ヒュームの粒径分布

に空気を用いた方がアルゴンを用いた場合よりも多く発生しており，特に2.1μm以下の粒径では空気のほうが30倍近く多く発生している。全発生量は，アルゴンが約0.5mg，空気が約７mgと，アルゴンよりも空気の方が14倍多い。

次に，落下ドロスの発生量とレーザ照射条件の関係について試験を実施した。試験結果を図４に示す。アルゴンと空気を比較すると，どちらのガスをアシストガスとして使った場合でも落下ドロスは63～85cmの場所で一番多く，分布は同じ傾向を示している。全発生量はアルゴンが1.0g，空気が0.2gと，アルゴンの方が５倍以上多い。

また，アシストガス流量を40Nℓ/min及び60Nℓ/minとした場合の落下ドロスの飛散分布を比較したところ，全発生量は40Nℓ/minで1.0g，60Nℓ/minで0.7gとアシストガス流量が少ない方が多い。

アシストガスに空気を用いると落下ドロスの発生量は少なくなるが，一方でヒュームの発生量が多くなる。アシストガスにアルゴンを用いた場合

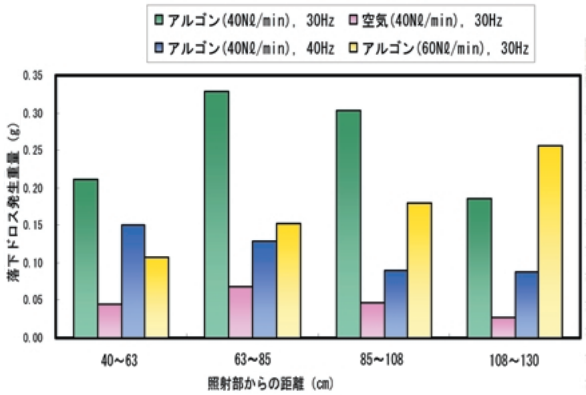
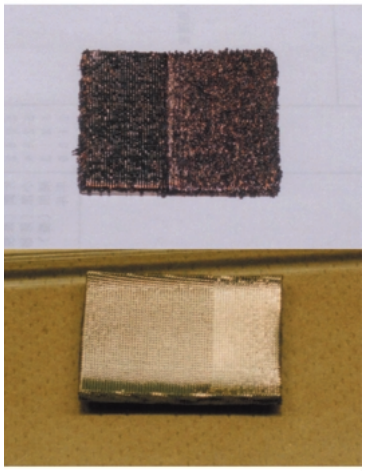


図４　落下ドロスの発生量



アシストガス：空気

アシストガス：アルゴン

写真２　レーザ照射後試験片

は，溶融除去が主な除去過程であるのに対し，アシストガスに空気を用いた場合は，溶融と同時に空気中の酸素と試験片金属の酸化反応により，ヒュームの発生量が増加することが分った。

次にレーザ照射後のステンレス鋼試験片の表面写真を写真２に示す。アシストガスに希ガスであるアルゴンを用いた場合は，表面状態は非常に滑らかな状態を保っているのに対して，空気を用いた場合には表面は凹凸のあるザラザラとした状態となっている。

アシストガスに空気を用いると，金属表面の凹凸部に汚染を伴うドロスやヒュームが取り込まれる可能性がある。またヒュームの粒径が細かいことから，フィルタの選定等の回収方法に特に注意が必要となる。

したがって，除染後の表面状態及び二次生成物の回収を考慮すると，アシストガスには不活性ガスであるアルゴンを用いる方が効果的である。

4.2　繰り返し速度と移動速度

先ほどの図４に，レーザパルスの繰り返し速度が30Hzと40Hzの場合の，落下ドロスの飛散分布の比較を示す。ここで，繰り返し速度の違いがドロス発生量に与える影響を観察するため，そのほかのパラメータである平均レーザパワー（288W）及び，移動速度（30mm/s）は一定に取った。この際のパルス幅，パルスエネルギー，ピークパワーは，繰り返し速度30Hzの場合にはパルス幅16.7ms，パルスエネルギー9.6J，ピークパワー575Wである。繰り返し速度40Hzの場合には，パルス幅12.5ms，パルスエネルギー7.0J，ピークパワー560Wである。

図４に示すように，レーザパルスの繰返し速度が速い方（40Hz）が落下ドロスの量が約半分と少ない。全発生量は30Hzで1.0g，40Hzで0.45gである。また，飛散量は照射部から遠ざかるに従い単調に減少していく。

このことから，試験片に与える照射エネルギーは同じであっても，繰り返し速度が速い，すなわちパルスエネルギーを小さくパルス数を多くする方が，溶融量が減少する傾向があることが分る。

溶融量が大きいほど除染性能は高くなるので，除染性能を高くするには，繰り返し速度を小さくし，１パルスのエネルギーを高くした方が良く，一方，ドロス発生量の低減を優先するには，繰り返し速度を大きくし，１パルスのエネルギーを小さくするのが良い。ただし，ステンレス鋼表面全面にレーザを照射するには，照射パルス間隔（移動速度と繰り返し速度の比）はスポット径より小さくする必要がある。

4.3　照射エネルギー

照射エネルギーをパラメータに，試験片の除去深さを比較し，除染に必要となる照射エネルギー密度を求めた。照射時の繰り返し速度は30～60Hz，アシストガスにはアルゴンを用いた。

除去深さの測定は，パルスレーザの場合，除染対象であるステンレス鋼表面にパルス照射による凹凸ができるため，除去深さを直接測定することはできないこと，また，母材がレーザ照射による熱影響により変形することから，照射前後の重量差と密度から平均除去深さを算出した。照射エネルギーと除去深さとの関係を図５に示す。この図から，照射エネルギーが約0.6kJ/cm^{2}から金属表

面の除去が始まり，レーザ出力の増大にともないほぼ直線的に除去深さが増加している。

５．除染試験

5.1　形状模擬試験片除染試験

レーザ除染は母材の溶融とアシストガスによる溶融物の除去を同時に行うので，対象物の幾何的条件の影響を受ける。そこで，実廃棄物の形状を模擬したＬアングル，円筒，ボルト形状の試験片に対して除染性能を確認する除染試験を行った（写真３）。

本試験はコールドで行い，実廃棄物の汚染を模擬するため，模擬汚染物質としてセシウムによる汚染を模擬したモリブデン酸セシウムの焼き付け塗装と，コバルトによる汚染を模擬した亜鉛メッキを施した。モリブデン酸セシウムは，^{137}Csによる汚染を，亜鉛メッキは^{60}Coによる汚染を模擬したものである。

試験片の形状は，Ｌアングル試験片はコーナー部の除染性能を，円筒試験片は曲面部の除染性能を，ボルト試験片は微細な凹凸部の除染性能を確認するものである。模擬汚染であるモリブデン酸セシウムは，まず試験片を硝酸に浸し洗浄し，8.3%モリブデン酸セシウム水溶液に25分浸し自然乾燥させ，100℃で１時間，続いて350℃で１時間焼き付けを行った。試験性能は模擬汚染物質の残存量を測定し除染前の量との比から除染係数（以下，DF）を求め評価した。

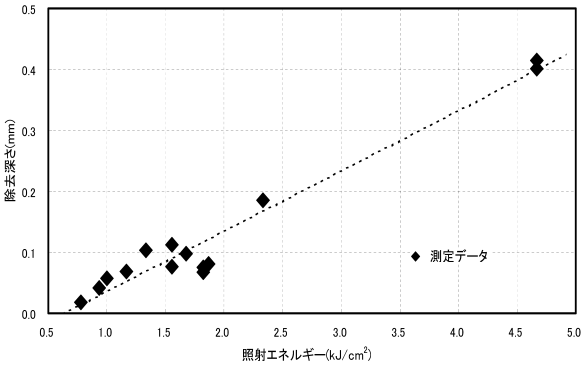


図５　照射エネルギーと除去深さ

写真３　除染試験

模擬汚染に亜鉛を用いたLアングルのDFは平坦部で400，コーナー部で180であり，試験片全体では300であった。円筒のDFは円筒の外側ではDFは検出限界の1,000以上であったが，内側は20と低い値となり全体では85であった。ボルトのDFはエッジ部分で240，ネジの部分で700，全体では260であった。

模擬汚染にモリブデン酸セシウムを用いた試験では，Ｌアングル全体のDFは45，円筒は155，ボルトは1,000以上となった。

円筒の内側等，試験片の形状によっては，レーザノズルと試験片の隙間が大きくなりアシストガスの圧力が十分に得られずに，ヒュームやドロスが再付着して十分な除染が行えない箇所があった。このような箇所を除染する場合には，対象物の形状に合わせてノズルの形状を変更する必要がある。

5.2　実廃棄物除染試験

実際の放射性廃棄物に対する除染性能を確認する試験を実施した。試験片には放射性廃液の輸送配管をプレスした平板を用いた。この配管は，主要核種が^{60}Coの高濃度の廃液を輸送する配管として10数年使用したものであり，供用中は腐食生成物（CP）等が深層部まで侵食していると推定される。その後硝酸による系統除染を実施している。このため，ステンレス鋼表面には薄い酸化皮膜を形成しており，この酸化皮膜中に汚染核種が内包されていると考えられる。表面密度は１～20kBq/cm^{2}である。

試験装置は，レーザ発振器，ファイバ入射光系，レーザ伝送ファイバ，レーザの集光及びアシストガスの供給を行う除染ノズル，試験片を移動する移動ステージ，溶融物の飛散を防止するフードから成る。

移動ステージ上に試験片を取付け，集光レンズでデフォーカスしたレーザ光を照射しながら，アシストガスをノズルよりレーザ照射面に噴射し，

移動ステージ上の試験片を移動させ，除染試験を行った。

金属表面の除去は0.6kJ/cm²以上の照射エネルギーが必要である。一方で，レーザを照射すると照射時の発熱により試験片が変形することから，可能な限り低いエネルギーで除染できることが望ましい。そこで，照射エネルギー密度は，用いた装置の仕様と照射条件から，0.74kJ/cm²（繰り返し速度60Hz，移動速度60mm/s，装置出力440W）で除染試験を行った。

上記条件で照射した場合，平均除去深さが18.5μmを得て，除染前のGM管による計数率は2,600 cpmに対し，除染後の計数率は440 cpmとなりDFは6であった。更に同一条件で2回目のレーザ照射を行った結果，トータルのDFは10程度となった。このように電解研磨除染の経験を基に10μm除染してもバックグラウンドにならない。これは，レーザ除染の場合には，金属母材を溶融・除去した際には，放射性汚染物質が母材金属内部に取り込まれる割合が多いことに原因があると考えられる。

次に，レーザ除染でバックグラウンドレベルまで除染を行うのに必要な除去深さについて確認する試験を実施した。レーザの照射は，1つの試験片に対して2回行い，その際の除去深さと照射後の計数率を測定した。試験結果を図6に示す。

図6から，試験片の表面層を約150μmまで除去すれば，バックグラウンドレベルまで除染できる。また，DFは初期放射能量が異なるため，直接除染性能にむすびつけることはできないが，最大でDF2,100であった。

この150μmまで除去するためのレーザ照射条件（照射エネルギー密度）は，1.3kJ/cm²以上である。ただし，母材に与える熱影響や，パルスレーザが母材表面にあたる条件から，照射回数が2回までが限度と思われ，また均一に除染するには，パルス密度（照射速度（mm/s）とパルス繰り返し速度（回/s）の比）がスポット径より小さいという条件を満たす必要がある。

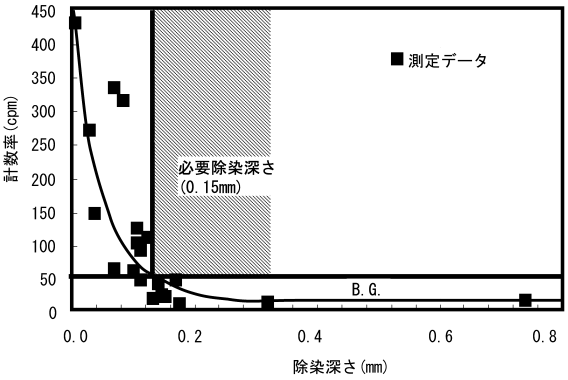


図6　除染深さと計数率

今回の試験では，初期の計数率が数kcpm～20kcpmまで様々な汚染レベルの試験片を用いたが，いずれの試験片も1回目の照射では除染効果に差があるものの，2回目の照射によりバックグラウンドレベルまで除染ができた。

6．おわりに

ノーマルパルスYAGレーザを用い，レーザ発振器の種類と動作モード，アシストガス種類及び流量，除染深さ，照射エネルギー密度と除染効果との相関を比較評価し，最適化した。形状特性への追随等に課題はあるが，平面状の対象物に対しては均一にバックグラウンドレベルまで除染できる見通しを得た。

近年，10kWクラスのYAGレーザが，市場に登場している。このクラスのレーザを用いれば，パルスのエネルギー密度を1.5kJ/cm²とした場合，繰り返し速度を900Hzまで向上でき，この際の除染処理能力は1 m²/h程度まで向上させることができると期待される。

今後の計画として，二次生成物の回収システム，遠隔操作化，除染面積の拡大化等の検討を加え，デコミッショニングに適用できるレーザ除染システムを構築する。

参考文献

1）榎戸裕二，谷本健一 他：“大洗工学センターにおける核燃料サイクル施設のデコミッショニング技術に関する研究開発”，動燃技報No.84 p.21～34（1992）
2）福井康太，根本正信 他：“レーザ除染技術の開発（1）レーザ除染に関する調査と基礎試験”，JNC TN 9410 95―041（1994）
3）福井康太，根本正信 他：“レーザ除染技術の開発（2）レーザ除染に関する適用性試験”，JNC TN 9410 96―058（1996）
4）福井康太，小川竜一郎 他：“レーザ除染技術の開発（3）レーザ伝送系の特性試験”，JNC TN 9410 99―008（1999）
5）福井康太，小川竜一郎 他：“レーザ除染技術の開発（4）レーザビーム転送試験と照射条件の最適化”，JNC TN 9410 99―014（1999）
6）福井康太，小川竜一郎 他：“レーザ除染技術の開発（5）実廃棄物除染試験”，JNC TN 9410 99―016（1999）

7）福井康太，小川竜一郎 他：“レーザ除染技術の開発（6）ノーマルパルスYAGレーザを用いた除染試験”，JNC TN 9410 2000−015（2000）
8）福井康太，根本正信 他：“レーザ光による放射性廃棄物の除染法の開発”，原子力学会「1996年春の年会」予稿集，N-27（1996）
9）福井康太，小川竜一郎 他：“YAGレーザによる除染技術の開発”，原子力学会「1999年秋の大会」予稿集，N-409（1999）
10）福井康太，小川竜一郎，他：“YAGレーザを用いた放射性廃棄物の除染試験”，原子力学会「2001年春の年会」予稿集，M-17（2001）

資料番号：15－7

技術報告

Development of Microphone Leak Detection Technology in Fugen Nuclear Power Plant

セルゲイ・シマンスキー　飯島　隆　直井　洋介
敦賀本部　新型転換炉ふげん発電所

Development of Microphone Leak Detection Technology in Fugen Nuclear Power Plant

Sergey SHIMANSKIY　Takashi IIJIMA　Yosuke NAOI

Fugen Nuclear Power Plant

耐高温用マイクロフォンを用いて１m^3/h～500m^3/hの漏えいを検出するための検出手法がサイクル機構によって独自に開発された。ここで報告する「ふげん」における開発は，同様のマイクロフォンを用いた手法により微小リークを早い段階で検出することを主眼にしている。特に，入口管に対して0.2gpm（0.046m^3/h）の漏えいを目標検出能力に選定し，さまざまな評価手法を用いて検出感度及び漏えい位置の検出精度評価を行い，目標としたこの条件を満たせ得るかどうかの評価を実施してきた。この研究を通じて，微小漏えいを検出し，位置同定を行ない得ることを実証した。検出感度と位置検知精度を改善するための手法として，確率論的な漏えい検知アリゴリズムと多チャンネルの漏えい位置ベースの検知アルゴリズムが提案された。

A method of leak detection, based on high-temperature resistant microphones, was originally developed in JNC to detect leakages with flow rates from 1m^3/h to 500m^3/h. The development performed in Fugen and reported here focuses on detection of a small leakage at an early stage by the same microphone method. Specifically, for the inlet feeder pipes the leak rate of 0.2gpm (0.046m^3/h) has been chosen as the target detection capability. Evaluation of detection sensitivity and leak localization accuracy was conducted based on various analysis methods in order to check the capability of the method to satisfy this requirement. The possibility of detecting and locating a small leakage has been demonstrated through the research. The probabilistic detection algorithm and multi-channel location-based detection are proposed in order to improve both the detection sensitivity and the localization accuracy.

キーワード

漏えい検知システム，音響モニタリング，漏えい位置検知，マイクロフォン，冷却材漏えい，漏えい音，音の減衰，背景騒音，相互相関関数，新型転換炉ふげん

Leak Detection System, Acoustic Monitoring, Leak Localization, Microphone, Coolant Leak, Leakage Sound, Sound Propagation Attenuation, Background Noise, Cross-Correlation Function, ATR Fugen

1. INTRODUCTION

A method of leak detection, based on high-temperature resistant microphones, was originally developed in JNC for an Advanced Thermal Reactor (ATR) in order to detect leakages at the inlet feeder piping. In a previous work[1], leak rates from

セルゲイ・シマンスキー
技術課　1999年度より国際特別研究員（ロシア）
マイクロフォンを用いた漏えい検出システムの開発に従事

飯島　隆
技術課　課長　運転及び開発試験の計画・推進，所の技術的業務の執行調整等に従事
原子炉主任技術者，核燃料取扱主任者，第１種放射線取扱主任者

直井　洋介
技術課　副主任研究員
技術開発総括業務，国際協力業務等に従事
核燃料取扱主任者，第１種放射線取扱主任者

1m³/h to 500m³/h were investigated through series of experiments in O-arai Engineering Center and a feasibility study on ATR-prototype reactor Fugen (Fig.1A) using a first generation microphone system.

The next generation system was developed for the inlet- and outlet-piping of the RBMK reactor within the framework of the Japan-Russia cooperation project founded by the Japanese Government[2]. The RBMK is a graphite-moderated, light-water-cooled, pressure-tube-type reactor. In spite of the different design, both the RBMK reactor and Fugen have a similar cooling system, which makes it possible to develop a common approach to leak detection. The microphone leak detection system was installed and successfully tested on Leningrad NPP[3]. The system sensitivity was improved to 0.23m³/h and both leak localization and leak size evaluation capabilities were incorporated. These target parameters were selected on the basis of the international standard IEC1250[4].

The experience accumulated on Leningrad NPP was integrated into the design of the present microphone system, which was installed on Fugen in April 1999. The main purpose of the development performed on Fugen is to design a method to detect a small leakage at an early stage and, thereby, method's concordance with Leak-Before-Break (LBB) detection should be studied as it is recommended in IEC1250.

The existence of the leak detection system with a detection capability of 1gpm (0.23m³/h) within 1 hour is considered in the LBB concept while the maximum allowable leak rate is specified as 5gpm to take an appropriate margin, 5 times, against a piping break.

In the case of Fugen inlet piping, however, the piping diameter is smaller than the main coolant circuit pipes of an LWR and, therefore, it is more difficult to ensure the applicability of LBB concept

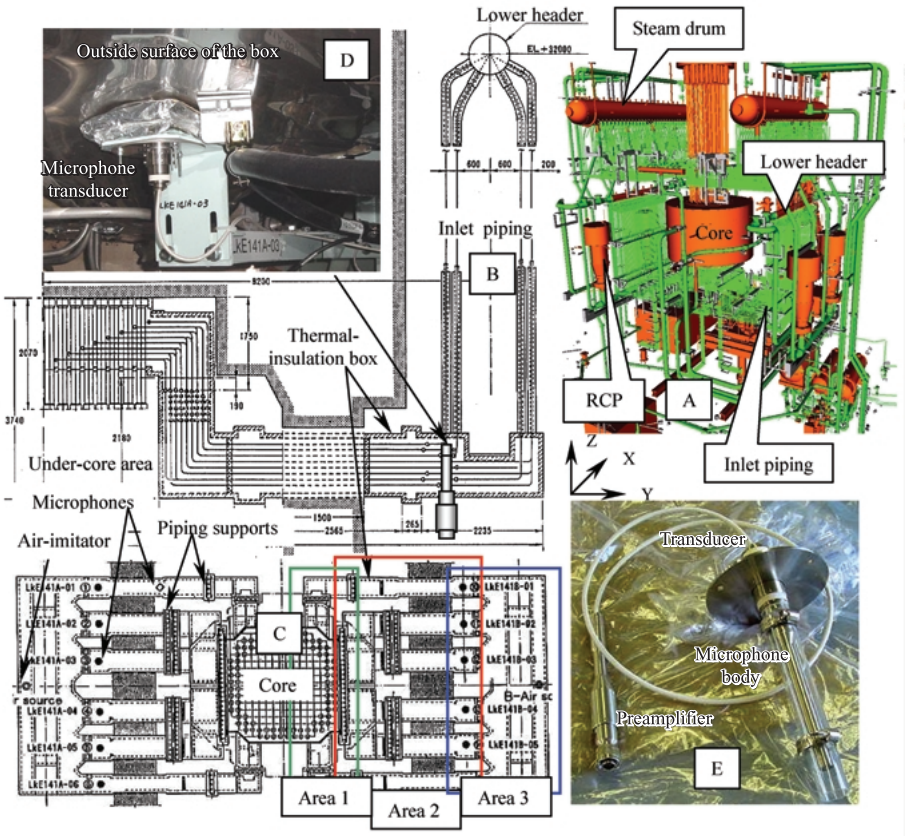


Fig.1 ATR Fugen: piping and microphone arrangement. (A) Main Systems of ATR Fugen, (B) Inlet piping of B-loop - cross-section X, (C) Thermal-insulation boxes and microphone arrangement- cross-section Z, (D) Microphone installation in the box, (E) High-temperature resistant microphone

because of lower rupture resistance of the piping and the requirement to detect smaller leakage. Specifically, the allowable leak rate for the inlet piping (∅2 inch) was estimated as about 1gpm by pre-evaluation on LBB and, therefore, the smaller leak rate of 0.2gpm (0.046m^3/h) has been chosen as a target detection capability taking into account the safety margin, that is a factor of 5.

2. OBJECTIVE OF THE RESEARCH

The following main target requirements for the microphone leak detection system were formulated based on the previous conclusions:

- Ability to detect a leakage of 0.046m^3/h (0.2gpm) within 1 hour
- Estimation of the leak position with an accuracy of less than 1m
- Ability to evaluate the leak size

This paper presents results of the research carried out at Fugen in order to assess the ability of the method to satisfy these requirements, and to evaluate possible improvements, which could be achieved by more advanced leak detection techniques.

3. LEAK DETECTION SYSTEM

The microphone system installed on Fugen comprises 14 high-temperature resistant microphones as shown in Figure 1B,C. The microphones are of the condenser-type with a titanium membrane, crystal back-electrode and titanium casing that provides resistance to both temperature (up to 300℃) and radiation (up to 20R/h with 10^{7}R as a total integral dose). The microphone body is shown in Figure 1E.

Thermal-insulation boxes surround the inlet feeder pipes in order to minimize heat loss from the primary cooling system; hence, the microphone can be installed directly inside the box (Fig. 1B). In this case, the top of the microphone is inserted into the high-temperature environment and the transducer part is outside the box (Fig.1D).

Air leak imitators installed inside the boxes are used for sound generation by pressurized air discharge. This type of imitator is the safest method to simulate a leak sound inside the reactor building and the imitators can be used to check the system performance periodically during reactor operation and also to measure sound attenuation inside the boxes.

4. STANDARD APPROACH TO LEAK DETECTION

The standard approach is based on detecting acoustic signals emitted by leakage discharge by monitoring the increase in the sound pressure level (SPL) around piping.

The first step of the standard algorithm is the detection of an increase in SPL, where detection threshold and margin depend on the average level of BGN and its fluctuation. The second step is the leak localization procedure, which utilizes the analysis of SPL distribution between microphones in order to estimate leak position. The final step is an estimation of the leak size based on a correlation between the leakage flow rate and emitted sound power level (PWL) calculated for the assumed leak position.

In contrast with conventional leak detection methods (like monitoring of the amount of drain water in the sump and/or the radioactive level in a containment vessel), acoustic signals provide almost immediate reaction for leak appearance including information regarding a leak whereabouts. The standard amplitude-detection algorithm, in particular, has provided the leak detection within a few seconds that enables to shut a reactor down safely if a big leakage appears.

The present system, however, is intended to deal with small allowable leakages that makes it possible to extend the detection time up to 1 hour[4] and, through it, to use more sensitive statistical algorithms which usually take much more time for signal processing.

4.1 Comparative spectral analysis

A correlation between PWL, generated by coolant discharge, and the leak flow rate Q was formulated in JNC[5] via the empirical equations (1), based on the sound characteristics of coolant dis-

charge, which were measured in a test rig.

$$PWL(f_i) = 10\log\left[\frac{C_i D^{a_i} F(P,T)}{10^{-12}}\right] \Leftrightarrow Q \approx 0.274\left(\pi\frac{D^2}{4}\right) \quad (1)$$

i – number of frequency band
C_i & a_i – empirical coefficients
D – equivalent diameter of leak hole
$F(P,T)$ – function of thermo-hydraulic parameters of coolant

Figure 2 shows that the PWL for the postulated leakage of 0.2gpm is relatively small compared with the leakages studied before over a wide range of frequencies. The shape of the PWL spectrum is changing as leakage is getting smaller with high-frequency region is getting more preferable for detection.

The attenuation equation (2) has been proposed to characterize sound attenuation as a function of distance from the sound source. In this equation the sound attenuation difference between emitted sound power level PWL and measured sound pressure level SPL is expressed as combination of expansion loss $10\log_{10}(1/4\pi r^2)$, friction loss $10\log_{10}\{\exp(-2\beta r)\}$ and transmission loss nL_s at the inlet feeder pipe supports (where r is distance, β is attenuation factor and n is number of piping supports).

$$PWL_m(f_i) = SPL_m(f_i) + nL_s - 10\log\left\{\frac{e^{-2\beta r_m}}{4\pi r_m^2}\right\} \pm 2\sigma \quad (2)$$

i – number of frequency band
m – number of microphone
r_m – distance between a sound source and m[th] microphone

The tendency toward stronger sound attenuation at high frequencies was observed on both Leningrad NPP and Fugen, however, sound absorption by insulation material inside the boxes results in higher attenuation on Fugen (Fig.3).

Analysis shows that the re-circulation pumps (RCP) and the cooling fans are the main sources of BGN due to both the hydrodynamic noise, generated by coolant flow and the machinery noise, generated by RCP and fan motors, including the vibration of rotating parts.

BGN domination at low frequencies was observed on both Leningrad NPP and Fugen as shown in Figure 2. However, because external noise is attenuated by insulation material, the noise level on Fugen is much lower with a difference of about 20dB at the frequencies 10-20kHz.

Comparative analysis shows that due to the low level of emitted sound and significant attenuation, detection of the postulated leakage is possible only at high frequencies due to the low BGN level

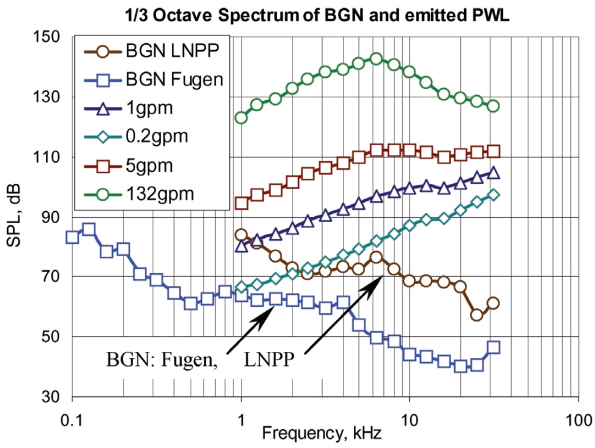


Fig.2 Emitted PWL and BGN spectra on nominal power

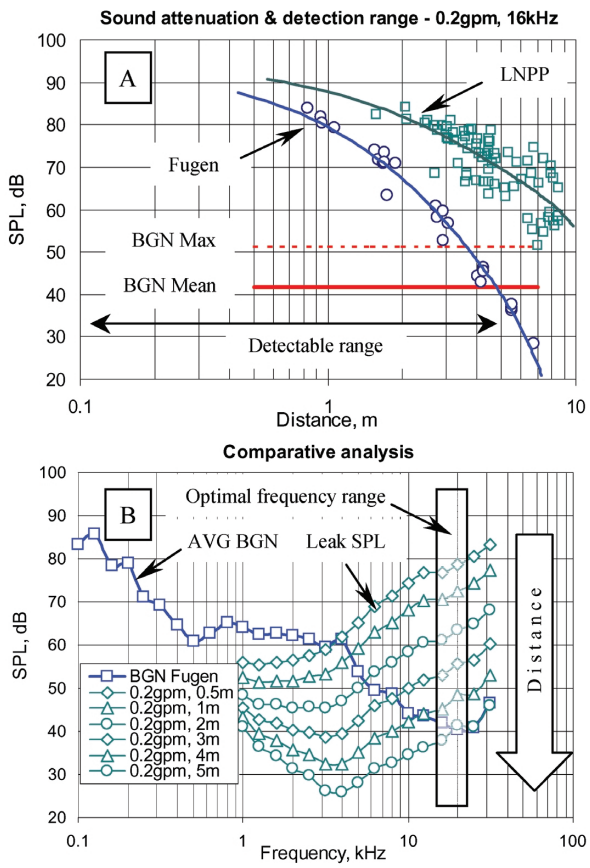


Fig.3. Sound attenuation analysis. (A) Detection range inside the boxes, (B) Optimal frequency range

there.

4.2 Evaluation of the system sensitivity

A detectable range can be described as a range of distances around the leak point where leak sound level is bigger than BGN and the leak signal can be easily detected.

The detectable range for the postulated leakage 0.2gpm was determined to be about 3.5-5m, Figure 3A; based on the averaged BGN level, the evaluated sound attenuation factor and the emitted PWL at the frequencies 16-20 kHz with highest signal/noise ratio (SNR) as shown in Figure 3B.

More detailed analysis has been performed with help of a 3D SNR diagram which is based on element-by-element comparison between BGN level and SPL of attenuated leak signal calculated by the equation (2) for every spatial element (a cube with size of 100×100×100mm) inside the monitored area with the given leak PWL and the attenuation constant β, already measured. The monitored areas are denoted as Area 1, 2 and 3 (Fig.1C) according to their different sound propagation conditions

This method is taking into account the spatial distribution of BGN, the relative location of microphones, their directivity and sound losses on the piping supports. Through it, the 3D SNR diagram can provide more accurate image of the detectable area under real geometry of the thermal-insulation boxes (Fig.4) that is also very useful for optimization of the sensor arrangement inside the boxes.

The SNR diagram (Fig.4) shows that leakage of 0.2gpm can be detected in Area 3; however, the detection of such leakage in Area 2 is possible for only about 50% of monitored area due to the sound losses on the piping supports and the significant attenuation.

To overcome this difficulty additional microphones could be installed in the boxes; however, installation of many additional microphones is not cost-effective and sometimes impossible due to limited access to the boxes and piping.

Thus implementation of more sensitive algorithms should be considered and examples of such methods are discussed in the paper.

4.3 Evaluation of the localization accuracy

The leak localization algorithm is based on analysis of relative attenuation of sound pressure between microphones inside a monitored area[6]. The monitored area is divided in a set of spatial elements where the current element is denoted as *ijk* according to its location in the XYZ axes. If leak location is assumed as the *ijk* position, SPL values measured by each microphone should correspond to the same value of emitted PWL, which

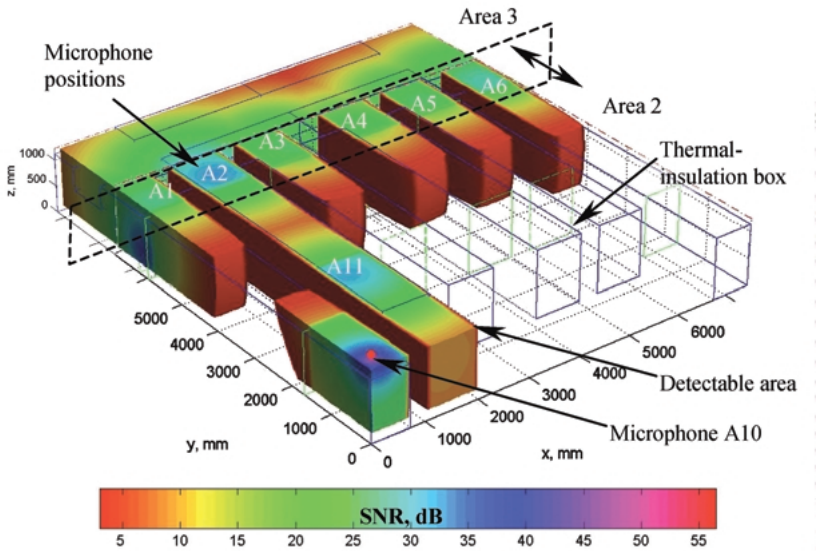


Fig.4 SNR distribution in Area 2 and Area 3 inside the boxes

can be evaluated by equation (2) based on the distance between m[th] microphone and this spatial position: $r_{m\to ijk}$ and the attenuation constant β, which is known in advance. Since it is unknown whether the current position ijk corresponds to the leak point or not, the expected PWL value is taken as the average PWL level calculated for all microphones according to the second line of equation (3). Then, the integral difference: δ_{ijk} between the expected PWL and the level actually measured by each microphone can be evaluated as it is defined in the first line of equation (3) where M is a total number of microphones under analysis. Obviously, the value of this difference is decreasing up to 0 as the current position: ijk is getting closer to the real leak point. Since it, the spatial point: ijk where the parameter δ_{ijk} becomes minimum can be assumed as a possible leak position.

$$\delta_{ijk} = \frac{1}{M}\sum_{m=1}^{M}\left|\left(SPL_{f,m} - 10\log\frac{e^{-2\beta r_{m\to ijk}}}{4\pi r_{m\to ijk}^2}\right) - \overline{PWL_{ijk}}\right|$$

$$\overline{PWL_{ijk}} = \frac{1}{M}\sum_{m=1}^{M}\left(SPL_{f,m} - 10\log\frac{e^{-2\beta r_{m\to ijk}}}{4\pi r_{m\to ijk}^2}\right) \quad (3)$$

The test results and results of numerical evaluations (Fig.5) show that the method has a spatial accuracy of about 300-600 mm for leakage of 0.2gpm under nominal reactor operating conditions, where the accuracy is affected by BGN fluctuations. The processing time was evaluated as 1-2min for Area 3 (6 microphones) and it is expected to be less than 10min for the entire monitored area.

Since the parameter δ_{ijk} is relatively small in the presence of a sound source (Fig.5A,B) and relatively large (Fig.5C) in the case of BGN (due to random distribution of SPL values between microphones), the combination of the parameters: δ_{ijk}& PWL evaluated for the assumed leak position has been used to verify the existence of the source and, thereby, to improve algorithm reliability.

5. IMPROVEMENT OF STANDARD APPROACH

Because the standard algorithm utilizes

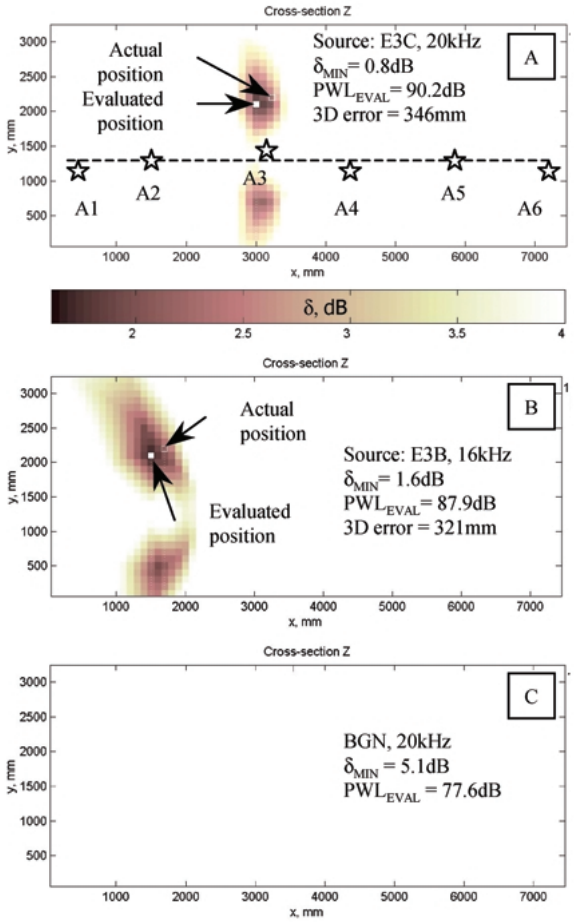


Fig.5 Leak localization (cross-section Z) based on SPL analysis for different source locations: (A) E3C, (B) E3B and (C) in the case of BGN

amplitude-based detection, improvement of detection sensitivity is possible only by lowering detection margin and using a floating detection threshold.

Since low detection margin can result in detector malfunction, methods to suppress BGN fluctuations and to improve algorithm robustness are also necessary.

5.1 Probabilistic detection criterion

A probabilistic detection criterion with relative detection threshold was proposed as suitable statistical algorithm which is able to minimize the probability of a false detection while an averaging processing can be used to suppress BGN fluctuations.

This criterion is based on comparison between the statistical hypothesis which supposes that the

signal level has changed at some moment within observed time interval, and the contrary hypothesis which supposes that such change did not occur.

Applying the technique for root-mean-square (RMS) values of acoustic signals shows that averaging processing makes it possible to keep BGN fluctuations within 0.5dB under nominal power operation; thus, minimum detectable level (MDL) in the criterion can be lowered by up to 0.5dB. The instant when the change occurs can also be determined (Fig.6A); however, lowering minimum detectable level to below 0.5dB can result in a decrease in the detection accuracy (Fig.6B).

Hence, combination of the criterion with the averaging technique helps to avoid detector malfunction caused by short-term BGN fluctuations while the possibility of updating the floating detection level periodically makes the algorithm more robust in the case of long-term fluctuations.

The processing time has been evaluated as 0.5-1 min per channel for signals of 30 min length under off-line processing. However, since the proposed length of processing data block is 5 min and the algorithm is suitable for a parallel on-line processing, the overall detection time can be kept within 5 min.

6. FURTHER ANALYSIS

The detectable range provided by the standard approach is quite low principally due to sound propagation conditions inside the boxes. Indeed, the sound attenuation is so high (about 10dB/m for $\beta \approx 1$) that signals almost disappear at a distance of 9m from the postulated leakage (with PWL$\approx$90dB). In practice, the range is limited to 6-7m due to the presence of internal electric noise in the measurement channel (the equivalent level is about 25dB$_{SPL}$).

Further limitations of the detectable range (3-5m) are caused by the presence of BGN and applicability condition of the amplitude-based detection, that is SNR>0dB. By contrast, applicability of the correlation-based detection is possible even if SNR<0dB.

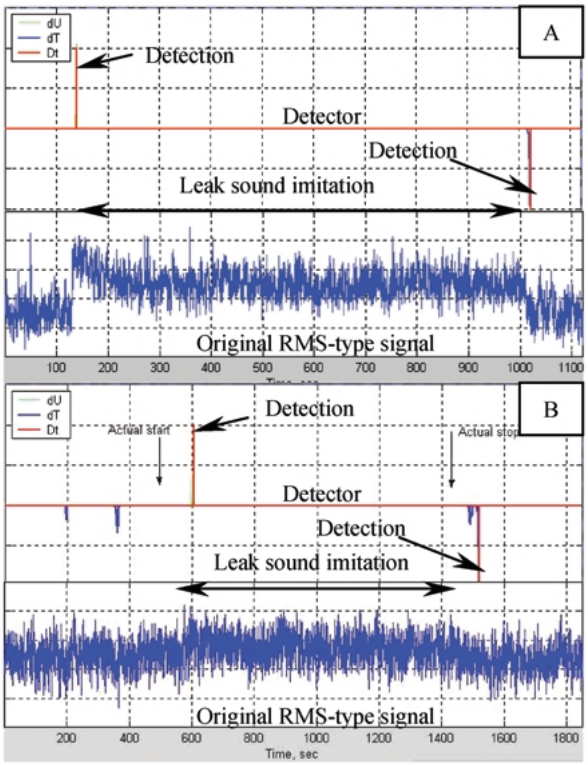


Fig.6 Probabilistic detection test, △F=4-30kHz: (A) MDL=1dB, D=3.5m; (B) MDL=0.4dB, D=4.6m

A Cross-Correlation Function (CCF) can be treated as two-channel algorithm, which provides a measure of linear relation between two time signals. In an ideal situation, the signals emitted by sound source can be treated as the same signal, which is amplitude-scaled and time-shifted in different manner due to difference in propagation paths. Through it, the location of CCF peak on a time axis corresponds to the time delay between arrivals of two signals (Fig. 7A) while the presence of the peak is a clear sign that a coherent source is present nearby.

Due to its nature, CCF will be not seriously affected by linear independent noise even if its amplitude is much bigger than amplitude of signals provided by ideal sound source. Thereby, based on a model of coherent point-type source and non-correlated diffusion-type BGN, CCF could be employed in order:

- to detect the presence of a coherent source in BGN
- to determine the source location via analysis of Time-Differences-Of-Arrival (TDOA) of sig-

nals

However, a linear-relation between signals and, as result, a correlation will quickly degrade if signals are distorted under propagation due to a multiple reflection and diffusion on obstacles. In particular, performance of the correlation-based algorithm can be affected by the complicated geometry inside the boxes and the diffusion of sound on the pipes. Figure 7 shows examples of CCF measured in free space (Fig.7A) and inside the boxes under reactor shutdown conditions (Fig.7B). It is clear that even in the absence of BGN the magnitude of the cross-correlation peak is much lower and, because its shape is significantly spread, the peak's position cannot be determined clearly. The situation worsens if leak signals are placed into BGN as shown in Figure 7C.

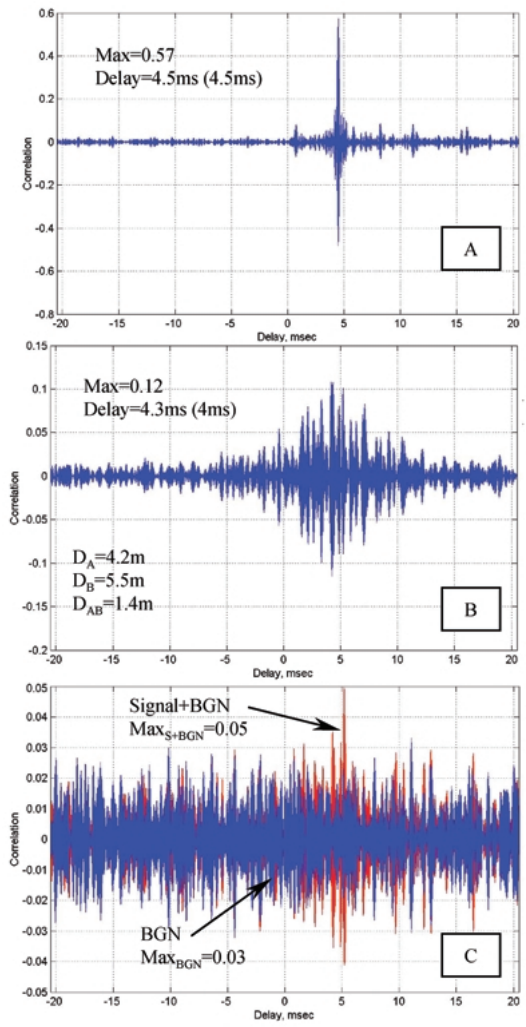


Fig.7 Cross-correlation function: (A) Leak sound in free space, (B) Inside the thermal insulation box, (C) In presence of BGN

The factors that can affect correlation between signals inside the boxes and applicability of the correlation-based detection algorithms there should be evaluated.

6.1 Cross-correlation characteristics

Particular attention has been paid to studying the dependence of the correlation factor on (1) relative location of source & sensors and (2) SNR in both correlated channels.

Figure 8 shows the decline of cross-correlation factor as a distance between source and microphone is increased while maximum correlation values were measured between closest microphones.

The SNR affects the correlation level in accordance with equation (4), which can be derived from a standard definition of the cross-correlation factor supposing that BGN has some finite correlation level: ρ_{NaNb}. A good compliance has been observed between the equation and actually measured values of cross-correlation factor inside the boxes.

$$\rho_{AB}(\tau) = \frac{\rho_{SaSb}(\tau)\sqrt{SNR_A SNR_B} + C_0\,\rho_{NaNb}(\tau)}{\sqrt{SNR_A SNR_B + SNR_A + SNR_B + 1}} \qquad (4)$$

ρ_{SaSb} – correlation level in absence of BGN
ρ_{NaNb} – BGN correlation level
$SNR_{A/B}$ – signal/noise ratio in channel A/B

Analysis of these factors shows that leakage of 0.2gpm can be detected by increase of cross-correlation value under average levels of BGN. However, due to low correlation, the detection sensitivity degrades significantly under maximum BGN levels observed inside the boxes, and detection is possible only in particular areas, where SNR ≥ -3dB (Fig.9), taking into account the background correlation level, that is about 0.03～0.05.

This outcome leads to the conclusion that the coherent point-type source model is not completely appropriate for the limited space inside the boxes where the sound source has a finite physical size and sound diffusion on the piping is relatively strong.

Under such circumstances the source might be

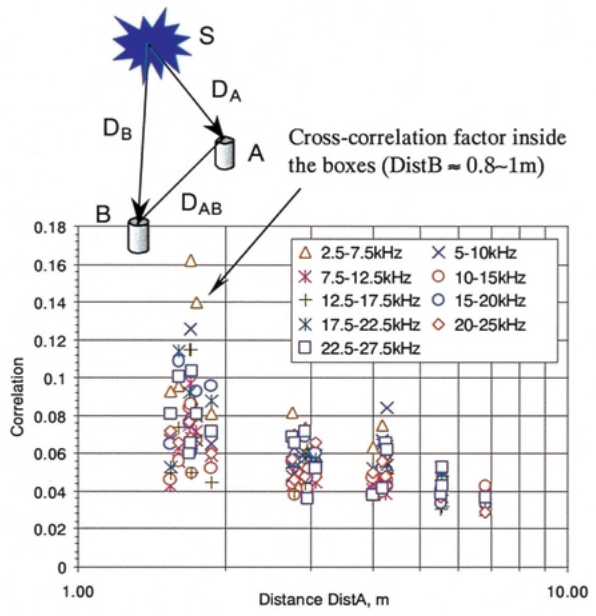


Fig.8 Cross-correlation and relative location of source and sensors inside the boxes

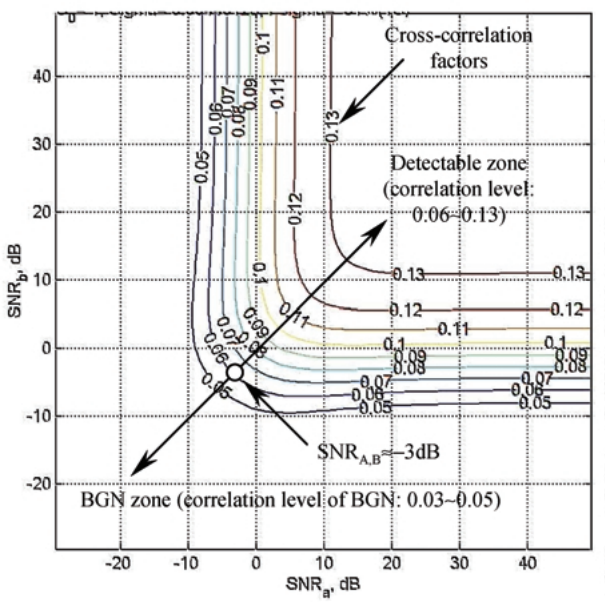


Fig.9 Dependence of cross-correlation factor on SNR of channel A and B inside the boxes (△F=17.5～22.5kHz)

described as spatially distributed and can be treated as a number of simultaneous non-correlated sources resulting in low-correlation between signals.

6.2 Basis for improvements

The previous analysis shows that correlation does not provide significant detection advantages inside the boxes if it is used directly. Nevertheless, the correlation-based approach has room for improvement.

In particular, spatial-compactness of the sound source and spatial distribution of BGN can provide the basis for location-based detection and the related algorithms. Also a multi-channel approach makes it possible to improve sensitivity via superposition of many detection parameters related to different microphone pairs.

Based on these ideas, the following algorithms and parameters were proposed:

- Location-based detection algorithm, which employs a spatial selectivity based on leak localization procedure
- Multi-channel processing associated with estimated leak position

6.3 Location-based detection algorithm

This method utilizes a localization procedure based on analysis of TDOA data derived from CCFs.

Source location can be estimated as the point: ijk in 3D space, which minimizes an error criterion: ψ_{ijk}, defined by equation (5) that is a function of the TDOA data: τ_n (where n is number of microphone pair) and a hypothesized leak location. In this equation τ_n is derived directly from CCF of two signals for n^{th} microphone pair while τ is theoretically expected TDOA value, which is determined by the coordinates of given spatial point p_{ijk} and the coordinates of two microphones (A and B) of nth microphone pair - m^{AB}_n.

$$\psi_{ijk} \approx \frac{1}{N}\sum_{n=1}^{N}\left|\tau_n - \tau(m_n^{AB}, p_{ijk})\right| \Rightarrow \Psi \approx \frac{\psi_{thr} - \psi_{ijk}^{\min}}{\psi_{thr}} \quad (5)$$

$p_{ijk}=[x_i\, y_j\, z_k]$ – coordinates of current spatial point denoted as ijk
$m^{AB}_n=[x_A\, y_A\, z_A;\, x_B\, y_B\, z_B]$ – coordinates of nth microphone pair (microphones A and B)
N – total number of microphone pair

This method is theoretically more accurate than the SPL-based method; however, signal distortion results in TDOA fluctuations and so accuracy decreases up to 500-900 mm.

Nevertheless, in the presence of a leak TDOA data will correspond to a spatial point, which is

close to actual leak location; therefore, the value of the error criterion should be small. Since BGN is diffusion-type noise, CCFs related to BGN have randomly distributed peaks, hence, the error value Ψ_{ijk} should be larger.

The location-based detection algorithm employs this difference via localization factor: Ψ chosen as the detection parameter. Ψ is proportional to $(\Psi_{thr} - \Psi_{ijk})/\Psi_{thr}$, where Ψ_{thr} can be taken as maximum Ψ_{ijk} value observed and, through it, Ψ value can be kept within [0-1] range. The processing time of has been evaluated as about 3 min in Area 3 (6 microphones, 15 microphone pairs).

Figure 10 shows that the presence of leakage could be easily detected by the localization factor, which was evaluated as about 0.9 in the presence of the source (Fig.10A) and less then 0.3 for BGN (Fig.10B). The reliability of this algorithm is also higher because it utilizes data from many (N) microphone pairs located inside the boxes.

6.4 Multi-channel approach

Detection efficiency can be also improved by employing a multi-channel technique, which is proposed as superposition of time-delay compensated CCFs related to different pairs of microphones.

Since cross-correlation provides two-channel algorithm, it can be formally generalized to multi-channel version by increasing the number of channels. Such multi-channel function contains all pairwise combination of the delay-compensated two-channel functions calculated for every possible delay. This algorithm, however, is non-efficient for practical applications due to its vulnerability to time-delay fluctuations caused by signal distortion and because it takes a huge amount of calculations.

In the proposed method, however, calculation of all possible delays is avoided since the supposed leak point could be approximately evaluated via TDOA analysis and delay compensation could be performed only within the range of time-delay values corresponding to spatial area around this point.

In the presence of a leak source, time-delay compensated CCFs are focused at the region around the source with their peaks close to the zero-delay (Fig.11A), while the functions related to BGN have randomly distributed peaks. The multi-channel-type CCF shown on Figure 11B can be prepared via superposition of these functions to amplify peaks that are source-related and suppress those that are BGN-related.

The technique makes possible detection of signals with SNR<-3B at distances up to 5.5m; furthermore, the detection efficiency increases as the number of processed channels is increased (Fig.11C). The processing time has been evaluated within 2-4min that depends on a number of channels.

This multi-channel-type CCF associated with estimated source-location can be easily integrated into the location-based detection algorithm providing an additional detection parameter in order to improve detection reliability.

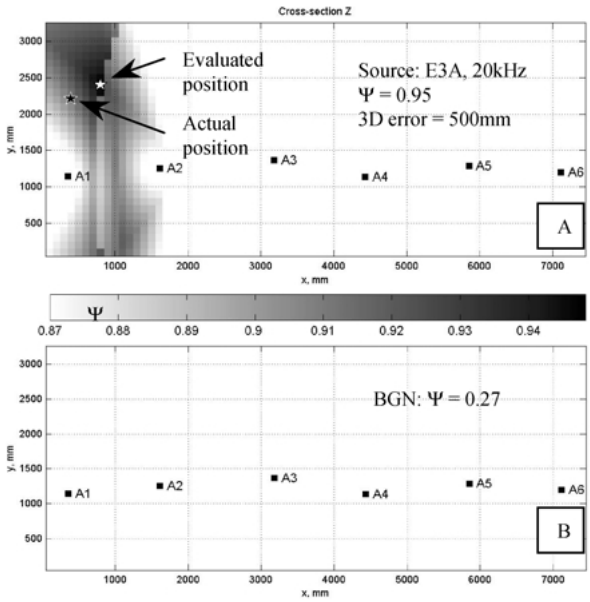


Fig.10 Leak-based detection via CCF analysis: (A) In presence of leak source, (B) BGN

CONCLUSION

The possibility of detecting and locating a small leakage in accordance with the requirements applied for the inlet piping has been demonstrated through this research. The probabilistic detection criterion and a combination of multi-channel- and location-based detection algorithms are proposed

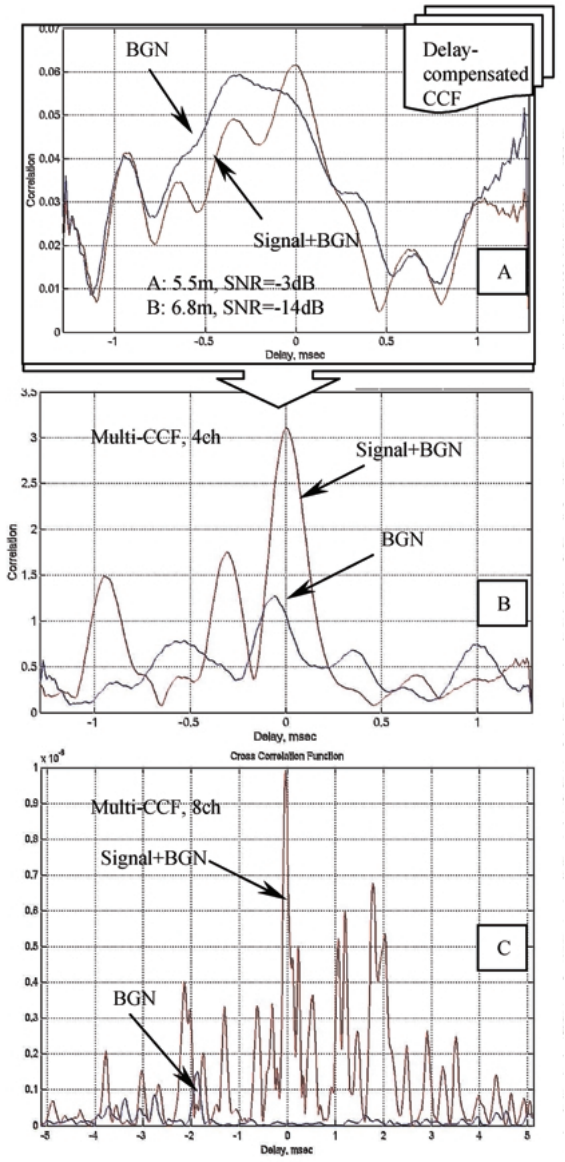


Fig.11 Multi-channel processing of CCF (Hilbert transform): (A) Delay-compensated CCF, (B) Multi-channel-type CCF-4ch,(C)Multi-channel-type CCF -8ch

in order to improve both the detection sensitivity and reliability.

The present research is based on analysis of artificial leak signals, simulated by the air imitator. These signals are assumed to be of the stationary-noise type which would not be entirely true for real leakage.

The tests carried out in RDIPE[1] showed that local pulsations of coolant pressure could cause burst-type acoustic noise emitted by leak flow through a real crack.

In the next stage of the research it is proposed to focus on verification of the algorithms for real leak signals and on analysis of its non-stationary components - supposed to be less affected by distortion - which can be extracted from BGN by Wavelet decomposition.

ACKNOWLEDGMENTS

The present results were obtained in the framework of JNC Fellowship Program funded by the Government of Japan.

The authors would like to express their sincere gratitude to Mr. S.Sawai (Pesco) and many other specialists from JNC, Hitachi Ltd, Pesco Co. Ltd etc, who have assisted this research.

REFERENCES

1) Y.Morishita, et al., Development of Leak Detection System Using High Temperature-Resistant Microphones, J. Nucl. Scie. Tech. 32, 3 (1995).
2) H.Mochizuki et al., Development of Leak Detection System for Piping Using High-Temperature Resistant Microphone - (1): Development of system, Proc. of ICONE-8, 8526 (1999).
3) S.Shimanskiy et al., Development of Leak Detection System for Piping Using High-Temperature Resistant Microphone - (2): Multi-channel test, Proc. of ICONE-8, 8526 (1999).
4) CEI/IEC 1250: Nuclear reactors - Instrumentation and control system important for safety - Detection of leakage in coolant systems, 1994
5) S.Sawai, Y. Morishita, Sound Power Characteristics of High Temperature and High Pressure, J. of AESJ, 39, 1(1997) (in Japanese).
6) S.Shimanskiy (S.Chimanski), et al., Detection and localization of leak of pipelines of RBMK reactor. Methods of processing of acoustic noise, IAEA-J4-TC1031, 1997

[1] Research and Development Institute of Power Engineering (Moscow)

資料番号：15－8

研究報告

高レベル放射性廃棄物処分場内における複数固化体の影響を考慮した核種移行解析

畑中耕一郎
東海事業所　環境保全・研究開発センター　処分研究部

Radionuclide Transport Analysis Considering the Effects of Multiple Sources in a HRW Repository

Koichiro HATANAKA

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

本研究では，高レベル放射性廃棄物処分場内に埋設されたガラス固化体が複数ソースとして作用し，その結果生じると考えられる核種濃度の干渉現象に着目し，その影響を評価することができるモデル･コードを開発した。また，既存コードとの比較解析を通して，新たに構築したコードの検証を行なうとともに，第２次取りまとめレファレンスケースのデータを使用して濃度干渉効果の概括的評価を試みた。その結果，単一のガラス固化体を基本とした従来の評価手法から得られる核種移行率に比べ，濃度干渉効果を考慮に入れた解析から得られる核種移行率は約２オーダーのピーク値の低減効果が見られた。

This study focused on the effect of multiple sources due to the disposal of high-level radioactive waste at different positions in the repository. By taking the effect of multiple sources into consideration, concentration interference in the repository region is possible. Therefore, a radionuclide transport model/code considering the effect of concentration interference due to multiple sources was developed to assess the effect quantitatively. The newly developed model/code was verified through comparison analysis with the existing radionuclide transport code used in the performance assessments analysis for the second progress report summarized by JNC. In addition, the effect of the concentration interference was evaluated by setting a simple one-dimensional problem. The result shows that the maximum peak value of the radionuclide transport rates from the repository was approximately two orders of magnitude lower than the analysis based on single canister configuration.

キーワード

地層処分，処分場，高レベル放射性廃棄物，濃度干渉，核種移行，複数ソース，コンパートメントモデル，コード開発，コード検証，第２次取りまとめ

Geological Disposal, Repository, High Level Radioactive Waste, Concentration Interference, Multiple Sources, Compartment Model, Code Development, Code Verification, Second Progress Report

畑中耕一郎
システム解析グループ
チームリーダ
地層処分における水理・物質移動に関する研究に従事

１．はじめに

地下水シナリオを想定した高レベル放射性廃棄物地層処分システムの安全評価においては，単一のガラス固化体を基本として，人工バリア中及び天然バリア中の核種移行解析が行われ，その結果に処分予定のガラス固化体の総本数を乗じることにより全体システムの安全性が評価されてきた[1)~3)]。この

単一のガラス固化体を基本とした安全評価では，処分場に設置されるすべての人工バリア及び処分坑道周辺岩盤中の核種は同じ移行挙動をすることが仮定されており，また，処分坑道間に存在する岩盤を考慮に入れた処分場内での核種移行は保守的に無視されている。しかしながら，処分坑道間に存在する岩盤は処分場のバリア性能を向上させる方向に作用することから，これを無視している従来型の単一のガラス固化体を基本とした安全評価では処分場が本来有するバリア性能を保守的仮定の下に過小に評価している可能性がある。また，処分場には多くの固化体が事前の配置計画に従って処分されることから，地下水シナリオを想定すると，地下水とガラス固化体が接触することによりガラス固化体から溶出した核種が人工バリアを経由して岩盤中に運ばれ，岩盤中で上流側のガラス固化体から運ばれた核種濃度と混合することによって，人工バリア内部及び岩盤内の核種移行に影響を及ぼすこと（本研究では，この現象を「濃度干渉」と定義する）が考えられる。したがって，処分坑道間に存在する岩盤も含めて処分場内の核種移行現象をモデル化し，これらが処分場のバリア性能に与える影響をより現実的に評価しておくことは必要である。図１は処分場内における濃度干渉の概念図を示している。Ahnら[4),5)] 及びHatanakaら[6)] は，処分坑道間に存在する岩盤のうち，比較的透水性が高く，流量も多く流れる処分坑道周辺に形成される掘削影響領域に着目して，処分場内の核種移行現象をモデル化し，濃度干渉の影響についての評価を行っている。本研究では，同様の考え方を「第２次取りまとめ」の安全評価解析[2)] で採用されたレファレンスケースのパラメータセットに対して適用し，濃度干渉を考慮した核種移行解析を行い，単一のガラス固化体を基本とした解析結果との比較評価を行った。

２．概念モデル

複数のガラス固化体から溶出した核種が人工バリアを通過して周辺岩盤に到達したのち，処分場内を一様に流れている地下水によって下流側に運ばれ，人工バリア中での核種移行が抑制される濃度干渉が生じる場を考えた。本章では，この影響を評価するに当たっての，解析対象領域の設定について述べるとともに，解析対象領域における核種移行の概念について述べる。

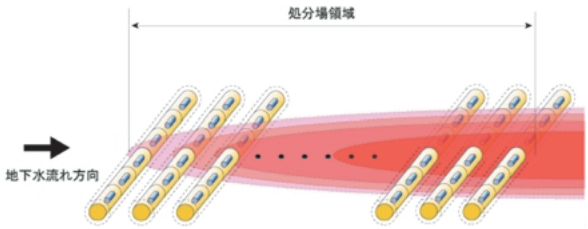


図１　処分場内における濃度干渉の概念図

2.1　解析対象領域

「第２次取りまとめ」における人工バリア中の核種移行解析を行う際に設定された掘削影響領域を通過する流量は，３次元亀裂ネットワークモデルを用いて処分坑道と垂直方向の動水勾配を設定することにより求められている[7)]。そこで，本研究においては，解析対象領域として，処分場内に等間隔に配置された処分坑道内にガラス固化体が一定のピッチで埋設されており，処分坑道を垂直に横切って地下水が一様に流れている場を考えた。このような流れの場においては，処分場に埋設されたガラス固化体は相互に影響を及ぼすことが考えられる。つまり，個々のガラス固化体から溶出し，緩衝材を通過して岩盤中に放出された核種は処分場内岩盤中を下流側へ移流･分散により移動する。同時に，処分場内の下流側の領域では，その領域に埋設されている人工バリアから放出される核種及び上流側から移流・分散により運ばれてくる核種の影響を受け，核種濃度が徐々に上昇していく。その結果，下流側の緩衝材内の濃度勾配は上流側のそれに比べて減少し，緩衝材外側境界から周辺岩盤中への核種フラックスの放出は小さくなる。同時に，下流側に存在する人工バリアにおいては上流側に比べて核種が長期間保持される。

本研究では，上述した濃度干渉の効果を考慮に入れて，処分場全体のバリア性能を評価することから，硬岩系岩盤，処分坑道横置き方式の場合において，処分場が単純に約1.7㎢の面積を持つ正方形に近い形状をした１つのパネルから構成されると仮定した。この仮定に基づき算出した処分場のレイアウトパラメータと「第２次取りまとめ」の設計研究により設定されたパラメータ[8)] とを表１に示す。表１に示す処分場のレイアウトパラメータと上述した濃度干渉が生じる場での核種移行のシナリオを考慮して核種移行の解析対象領域を図２のように設定した。

表１　処分場レイアウトのパラメータ
（硬岩質系岩盤，処分坑道横置き方式）

処分坑道の直径（m）	2.22
処分坑道間隔（m）	13.32
処分坑道内廃棄体埋設ピッチ（m）	3.13
処分坑道本数（本）	100
処分坑道内廃棄体本数（本）	400
処分坑道長さ（m）	1252
処分坑道と垂直方向の長さ（m）	1332

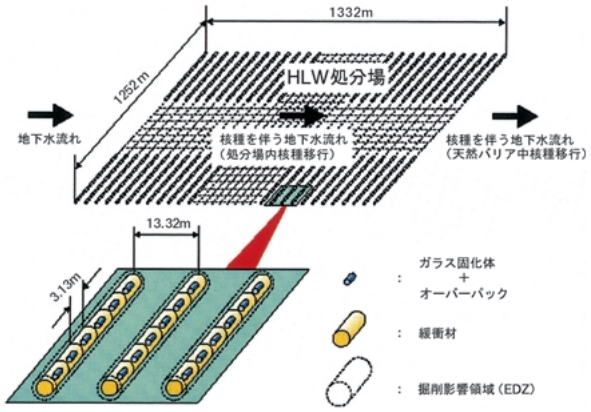


図２　処分場のレイアウトを考慮した核種移行解析対象領域

2.2　濃度干渉効果を考慮した核種移行概念モデル

本研究では，地層処分システムの構成要素のうちガラス固化体，オーバーパック，緩衝材，掘削影響領域を核種の移行媒体としてその中での核種移行をモデル化し，各構成要素間の核種移行については処分場のレイアウトを考慮して地下水流れに沿って隣り合う掘削影響領域間での核種移行率及び核種濃度の受け渡しを行うよう設定する。その他の処分システムの構成要素である処分坑道間に存在する掘削影響領域を除く岩盤については，モデルの簡単化のため，考慮しないこととした。オーバーパックについては，健全性を損失するまでの時間（1000年）以降においては，ガラス固化体から溶出した核種を瞬時に緩衝材内側境界部分に移行させる役割を持たせモデル化した。したがって，本研究で考えた解析対象領域における処分場内の核種移行の概念は図３に示すようにモデル化できる。また，処分場外側にある岩盤中の核種移行については，このモデルにおいては考慮していない。処分場外側にある岩盤の性能評価を行う場合，処分場から放出された核種はマトリクス

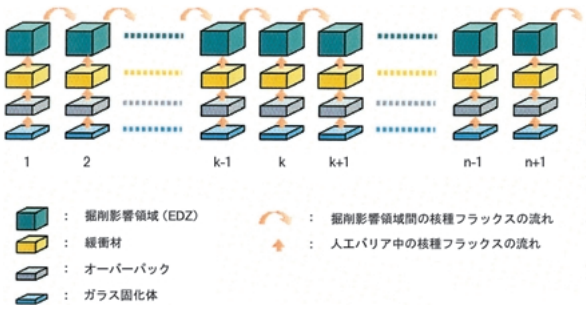


図３　濃度干渉効果を考慮した処分場内の核種移行の概念モデル

拡散を伴いながら岩盤中の主要亀裂中を移流分散により下流側へ移行し，大規模断層に到達し，瞬時に生物圏へ放出されると仮定した核種移行モデルが使用される[2)]。本研究で着目している処分坑道に埋設された人工バリア中（ガラス固化体，オーバーパック，緩衝材）と地下水流れ方向と交差する処分坑道周辺に形成された掘削影響領域間で考慮した核種移行プロセスを表２にまとめた。

３．処分システム構成要素内の核種挙動モデル

処分場内での濃度干渉効果を考慮した核種移行現象を評価するためには，地下水流れに沿って存在する処分システムの構成要素を個々にモデル化し，それらを連成させることが必要である。核種移行のモデル化では図３に示されるように，地下水流れに沿って存在する処分坑道に埋設されているガラス固化体，オーバーパック，緩衝材の中での核種の挙動及び処分坑道周辺に形成される掘削影響領域間の核種移行を考慮する。地下水流れに沿った掘削影響領域間の核種移行のモデル化においては，地下水流れと交差する各々の処分坑道周辺に形成された掘削影響領域を核種が完全瞬時混合することにより均一濃度になるコンパートメントとして定義し，コンパートメント中での物質収支を考えることによりモデル化を行った。また，各コンパートメントに対応する掘削影響領域，ガラス固化体，オーバーパック，緩衝材の中での核種移行挙動のモデル化においては表２に示すプロセスを考慮した。なお，オーバーパックについてはその中での核種の挙動を直接的にはモデル化していない。ガラス固化体処分後1000年にオーバーパックは健全性を喪失し，健全性を喪失したオーバーパック中をガラス固化体から溶出した放射性核種が瞬時に通り抜け，緩衝材内側境界に至るこ

表２　処分場内で考慮した核種移行プロセス

多重バリア構成要素	核種移行で考慮したプロセス	備　考
ガラス固化体	放射性崩壊	複数崩壊系列
	ガラスとの調和溶解	ガラスの溶解と調和的な核種の溶解
オーバーパック	核種移行プロセスは考慮せず	機能損失時間1000年以降のガラス固化体から調和溶解した核種の緩衝材内側境界への瞬時の受け渡しを定義
緩衝材	放射性崩壊	複数崩壊系列
	拡散	Fick則に従う
	収着	Kdモデル（線形・瞬時平衡・可逆）
	沈殿／溶解	瞬時・可逆的沈殿／溶解モデル
	元素の溶解度の同位体比分割	核種の溶解度設定
掘削影響領域	放射性崩壊	複数崩壊系列
	移流	上流側掘削影響領域からの移流及び下流側掘削影響領域への移流
	収着	Kdモデル（線形・瞬時平衡・可逆）
	沈殿／溶解	瞬時・可逆的沈殿／溶解モデル
	元素の溶解度の同位体比分割	核種の溶解度設定
	完全瞬時混合	掘削影響領域内では核種濃度一定

とを仮定した。

3.1　ガラスの溶解モデル

(1)　ガラスの質量の時間変化を表すモデル

ガラス固化体を構成するガラス成分の溶解モデルとしては，以下に示すように浸出率一定のモデルを考えた。ここでは，まず，このガラス溶解モデルについて説明し，次に，ガラスの溶解に伴い調和的に生じる核種の溶解モデルについて説明する。

１）ガラスの一定溶解速度モデル

ガラスは一定の速度で溶解すると仮定した。このとき，コンパートメント k 内のガラス固化体の溶解は(1)式のようにモデル化される。

$$\frac{dM_{G,k}}{dt} = -q_G a_G \qquad (1)$$

ここで，$M_{G,k}$：ガラスの質量［M］

a_G：ガラス固化体の表面積［L^2］

q_G：ガラスの一定溶解速度［$M/L^2/T$］

２）核種の調和溶解モデル

ガラス固化体中に閉じ込められている核種はガラスと調和的に溶解すると仮定した。調和溶解では，任意の時間 t において，ガラス固化体からガラスと一緒に溶解する核種の質量比は健全なガラス固化体中に含まれる核種の質量比に等しくなることを前提としている。したがって，ガラス固化体中のガラス部分の質量に対する核種の質量比は(2)式で表される。

$$\beta_k^{\nu(j)} = \frac{M_{g,k}^{\nu(j)}}{M_{G,k}} = \frac{dM_{g,k}^{\nu(j)}/dt}{dM_{G,k}/dt} \qquad (2)$$

ここで，β_k：ガラス固化体中の核種の質量比［－］

$M_{g,k}$：ガラス固化体中の核種の質量［M］

β_k はガラス固化体から単位時間に溶解するガラス中に含まれる核種の質量比に等しいと仮定していることから，任意の時間tにおいてガラスと調和的に溶解する核種の溶解速度は，

$$\beta_k^{\nu(j)} \frac{dM_{G,k}}{dt} \qquad (3)$$

により表すことができる。(2)及び(3)式中の ν は崩壊系列を，j は崩壊系列を構成する核種（メンバー）を示している。崩壊系列及びメンバー核種を識別するために以降もこの表記を用いる。

3.2　ガラス固化体領域での核種質量変化モデル

(1) ガラス固化体中の核種質量変化モデル

ガラス固化体中の健全なガラス部に閉じ込められている核種は放射性崩壊及びガラスとの調和溶解によりその質量を減少させる。したがって，コンパートメント k 内のガラス固化体中に閉じ込められている核種の質量変化は(4)式のようにモデル化できる。

$$\frac{dM_{g,k}^{v(j)}}{dt}=-\lambda^{v(j)}M_{g,k}^{v(j)}+\lambda^{v(j-1)}M_{g,k}^{v(j-1)}+\beta_k^{v(j)}\frac{dM_{G,k}}{dt} \quad (4)$$

ここで，λ：核種の崩壊定数［1/T］

(2) 溶解したガラス中の核種質量変化モデル

ガラス固化体から調和溶解した核種は瞬時に健全性を喪失したオーバーパック中を通過し，緩衝材内側境界部に到達することを仮定した。緩衝材内側境界部における核種は，ガラスとの調和溶解，放射性崩壊及び緩衝材内側境界から緩衝材中への拡散散逸による移行によりその質量を変化させる。したがって，コンパートメント k 内の緩衝材内側境界部に留まっている核種の質量変化は(5)式のようにモデル化できる。

$$\frac{dM_{b,k}^{v(j)}}{dt}=-\lambda^{v(j)}M_{b,k}^{v(j)}+\lambda^{v(j-1)}M_{b,k}^{v(j-1)}-\beta_k^{v(j)}\frac{dM_{G,k}}{dt}+\varepsilon_b D_b^{v(j)}\left.\frac{\partial C_{b,k}^{v(j)}}{\partial r}\right|_{r=r0}a_{b,r=r0} \quad (5)$$

ここで，$M_{b,k}$：緩衝材内側境界での核種質量［M］

$C_{b,k}$：緩衝材空隙水中核種濃度［M/L^3］

D_b：緩衝材空隙水中核種拡散係数［L^2/T］

$a_{b,r=r0}$：緩衝材内側境界の面積［L^2］

3.3 緩衝材中の核種移行モデル

コンパートメント k において，ガラス固化体からオーバーパックを経由し，緩衝材内側境界に到達した核種は崩壊，収着・遅延を伴いながら拡散により緩衝材空隙水中を移行する。移行中の核種の緩衝材固相部分への収着については，瞬時平衡，可逆性，線形性を仮定した。また，緩衝材中における同位体存在比を考慮した核種の溶解度変化及びそれに伴う核種の溶解・沈殿を考慮した。これらの現象を考慮に入れて，緩衝材内側境界から外側境界に向かって半径１次元方向に核種移行が生じると仮定すると，緩衝材中の核種移行を記述するモデルは(6)～(10)式のようになる。

$$\frac{\partial A_{b,k}^{v(j)}}{\partial t}=\varepsilon_b D_b^{v(j)}\frac{1}{r}\frac{\partial}{\partial r}\left(r\frac{\partial C_{b,k}^{v(j)}}{\partial r}\right)-\lambda^{v(j)}A_{b,k}^{v(j)}+\lambda^{v(j-1)}A_{b,k}^{v(j-1)} \quad (6)$$

$$A_{b,k}^{v(j)}=\varepsilon_b C_{b,k}^{v(j)}+(1-\varepsilon_b)S_{b,k}^{v(j)}+P_{b,k}^{v(j)} \quad (7)$$

$$S_{b,k}^{v(j)}=\rho_b Kd_{b,k}^{v(j)}C_{b,k}^{v(j)} \quad (8)$$

$$C_{b,k}^{v(j)}=\begin{cases}C_{b,k}^{*v(j)} & (C_{b,k}^{v(j)}>C_{b,k}^{*v(j)})\\ C_{b,k}^{v(j)} & (C_{b,k}^{v(j)}\leq C_{b,k}^{*v(j)})\end{cases} \quad (9)$$

$$P_{b,k}^{v(j)}=\begin{cases}C_{b,k}^{v(j)}-C_{b,k}^{*v(j)} & (C_{b,k}^{v(j)}>C_{b,k}^{*v(j)})\\ 0 & (C_{b,k}^{v(j)}\leq C_{b,k}^{*v(j)})\end{cases} \quad (10)$$

ここで，$A_{b,k}$：緩衝材中核種全濃度［M/L^3］

$S_{b,k}$：緩衝材固相部分核種濃度［M/L^3］

$P_{b,k}$：緩衝材中に沈殿した核種濃度［M/L^3］

$C^*_{b,k}$：緩衝材空隙水中核種溶解度［M/L^3］

Kd_b：緩衝材中核種分配係数［L^3/M］

緩衝材空隙水中の核種の溶解度はそれに対応する元素の溶解度に同位体存在比を乗じることにより得られる。同位体存在比については(11)式に示すように核種の全濃度とその核種を含む同位体の全濃度の総和の比で表されると仮定した。

$$r_{b,k}^{v(j)}=\frac{A_{b,k}^{v(j)}}{\sum_e A_{b,k}^{v(j)}} \quad (11)$$

ここで，$r_{b,k}$：緩衝材中核種同位体存在比［－］

e：元素を表す識別子［－］

したがって，緩衝材中の核種の溶解度は(12)式で表される。

$$C_{b,k}^{*v(j)}=r_{b,k}^{v(j)}C^{*e} \quad (12)$$

ここで，C^{*e}：元素eの溶解度［M/L^3］

3.4 掘削影響領域間の核種移行モデル

図３の概念モデルで示したように，地下水流れに沿った処分場内岩盤中の核種移行を処分坑道周辺に発達した掘削影響領域どうしの核種フラックスの受け渡しとしてモデル化する。隣り合う掘削影響領域間に存在する岩盤については濃度干渉の影響が顕著に観察できるようにするためと保守性を考慮したモデルの簡単化のためにそこでの遅延は考慮していない。コンパートメント k 内の掘削影響領域中において，緩衝材外側境界から拡散により運ばれてくる核種と上流側に隣接するコンパートメント k-1 内の掘削影響領域から地下水流れによって運ばれてくる核種が完全混合し，崩壊，収着・遅延を伴いながら，下流側に隣接するコンパートメント $k+1$ 内の掘削影響領域へ地下水流れにより運び去られる。同時に，掘削影響領域中における同位体存在比を考慮した核種の溶解度変化及びそれに伴う核種の溶解・沈殿が生じる。これらの現象を考慮に入れて，一様な地下水流れに沿って存在するコンパートメント内の掘削影響領域間の核種移行はコンパートメント k について(13)～(18)式にように記述される。収着モデルについては，瞬時平衡，可逆，線形性を仮定した。

$$V_{nr}\frac{dA_{nr,k}^{v(j)}}{dt}=-\varepsilon_b D_b^{v(j)}\left.\frac{\partial C_{b,k}^{v(j)}}{\partial r}\right|_{r=rb}a_{b,r=rb}-\lambda^{v(j)}V_{nr}A_{nr,k}^{v(j)}+\lambda^{v(j-1)}V_{nr}A_{nr,k}^{v(j-1)}+F_{nr}C_{nr,k-1}^{v(j)}-F_{nr}C_{nr,k}^{v(j)} \quad (13)$$

$$A_{nr,k}^{v(j)}=\varepsilon_{nr}C_{nr,k}^{v(j)}+(1-\varepsilon_{nr})S_{nr,k}^{v(j)}+P_{nr,k}^{v(j)} \quad (14)$$

$$C_{nr,k}^{v(j)}=\begin{cases} C_{nr,k}^{*v(j)} & (C_{nr,k}^{v(j)}>C_{nr,k}^{*v(j)}) \\ C_{nr,k}^{v(j)} & (C_{nr,k}^{v(j)}\leq C_{nr,k}^{*v(j)}) \end{cases} \quad (15)$$

$$P_{nr,k}^{v(j)}=\begin{cases} C_{nr,k}^{v(j)}-C_{nr,k}^{*v(j)} & (C_{nr,k}^{v(j)}>C_{nr,k}^{*v(j)}) \\ 0 & (C_{nr,k}^{v(j)}\leq C_{nr,k}^{*v(j)}) \end{cases} \quad (16)$$

$$S_{nr,k}^{v(j)}=\rho_{nr}Kd_{nr,k}^{v(j)}C_{nr,k}^{v(j)} \quad (17)$$

$$F_{nr}=\varepsilon_{nr}a_{nr}v_{nr} \quad (18)$$

ここで，$A_{nr,k}$：掘削影響領域中核種全濃度［M/L^3］

$C_{nr,k}$：掘削影響領域空隙水中核種濃度［M/L^3］

$S_{nr,k}$：掘削影響領域固相部分核種濃度［M/L^3］

$P_{nr,k}$：掘削影響領域中沈殿核種濃度［M/L^3］

$C^*_{nr,k}$：掘削影響領域空隙水中核種溶解度［M/L^3］

$\varepsilon_{nr,k}$：掘削影響領域の空隙率［－］

V_{nr}：掘削影響領域の体積［L^3］

F_{nr}：掘削影響領域中の地下水流量［L^3/T］

v_{nr}：掘削影響領域中の地下水流速［L/T］

Kd_{nr}：掘削影響領域中核種分配係数［L^3/M］

rb：緩衝材の外側半径［L］

$a_{b,r=rb}$：緩衝材外側境界の面積［L^2］

a_{nr}：地下水流れ方向掘削影響領域断面積［L^2］

掘削影響領域空隙水中の核種の溶解度は元素の溶解度に同位体存在比を乗じることにより得られる。同位体存在比については(19)式に示すように核種の全濃度とその核種を含む同位体の全濃度の総和の比で表されると仮定した。

$$r_{nr,k}^{v(j)}=\frac{A_{nr,k}^{v(j)}}{\sum_e A_{nr,k}^{v(j)}} \quad (19)$$

ここで，$r_{nr,k}$：掘削影響領域中核種同位体存在比［-］

したがって，掘削影響領域の核種の溶解度は(20)式で表される。

$$C_{nr,k}^{*v(j)}=r_{nr,k}^{v(j)}C^{*e} \quad (20)$$

3.5　処分場外側岩盤中の核種蓄積モデル

処分場外側岩盤中においては，地下水流れ下流側の処分場端に相当するコンパートメントn内の掘削影響領域から地下水流れにより処分場外側岩盤に運ばれた核種はそのまま処分場外側岩盤中に蓄積し，時間とともに崩壊により減少していく。処分場外側岩盤中での核種移行はモデル化していない。その挙動を表すモデルは(21)式で表される。

$$\frac{dM_{fr}^{v(j)}}{dt}=F_{nr}C_{nr,n}^{v(j)}-\lambda^{v(j)}M_{fr}^{v(j)}+\lambda^{v(j-1)}M_{fr}^{v(j-1)} \quad (21)$$

ここで，M_{fr}：処分場外側岩盤内核種蓄積量［M］

$C_{nr,n}$：処分場端掘削影響領域中核種濃度［M/L^3］

4．濃度干渉影響解析

3．で述べたモデルに基づき開発した濃度干渉解析コードについては，単一コンパートメントを考慮したケースについて「第２次取りまとめ」において使用されている緩衝材中核種移行解析コード「MESHNOTE」[9]との比較解析を実施することにより，本研究で開発した濃度干渉解析コードが信頼性のある解析結果を与えることを確認した[10]。本章では，濃度干渉解析コードを用いて，地下水が一様に流れている場において，処分場領域に埋設された複数のガラス固化体が同時にソースとして作用した場合の核種移行解析を行い，濃度干渉効果が核種の遅延や移行に与える影響について評価した結果について述べる。

4.1　解析データ

濃度干渉解析コードを用いて100個のコンパートメントで構成されるモデル解析を実施し，その結果を１個のコンパートメントのみで実施したモデル解析の結果と比較することを通して濃度干渉の影響について評価した。解析では表３に示す核種を考慮に入れた。また，解析に使用した，核種のインベントリ，ガラス溶解に係るデータ，緩衝材の幾何学形状データ，緩衝材間隙水中の放射性元素の溶解度，緩衝材中放射性元素の実効拡散係数，放射性元素の緩衝材への分配係数と遅延係数及び掘削影響領域に関するデータをそれぞれ表４～表10に示す。比較評価においては，1コンパートメントモデルによる解析と100コンパートメントモデルによる解析により得られた結果をそれぞれ処分場内の総ガラス固化体本数（40,000本）分に換算することより濃度干渉の影響について評価した。

4.2　解析結果

(1) 処分場から放出される核種移行率

図４と図５はそれぞれ，１コンパートメントモ

表３　濃度干渉解析で考慮した放射性核種

核分裂生成物	Se-79，Tc-99，Cs-135
4N+1系列	Cm-245→Pu-241→Am-241→Np-237→U-233→Th-229
4N+2系列	Cm-246→Pu-242→U-238→U-234→Th-230→Ra-226→Pb-210

表４　ガラス固化体１本あたりの放射性核種及び安定同位体のインベントリ

元　素	同位体	半減期 [ｙ]	モル数 [mol/can]
Se	79	6.50E+04	8.04E-02
	Stable	－	6.86E-01
Tc	99	2.13E+05	8.27E+00
Cs	135	2.30E+06	3.19E+00
	Stable	－	8.84E-00
Pb	210	2.23E+01	3.48E-09
	Stable	－	3.81E-03
Ra	226	1.60E+03	2.62E-07
Th	229	7.34E+03	2.51E-06
	230	7.70E+04	5.37E-05
U	233	1.59E+05	1.17E-03
	234	2.45E+05	1.50E-02
	238	4.47E+09	1.31E+01
Np	237	2.14E+06	3.74E+00
Pu	241	1.44E+01	1.23E-05
	242	3.87E+05	1.12E-02
Am	241	4.32E+02	1.88E-01
Cm	245	8.50E+03	7.26E-03
	246	4.73E+03	8.29E-04

表５　ガラスの溶解に係るデータ

データ項目	単　位	データ値
半径	[m]	0.22
高さ	[m]	1.34
幾何学的表面積	[m²]	1.70
表面積増加率	[－]	10.00
初期表面積	[m²]	17.00
初期体積	[m³]	1.50E-01
初期重量	[ｇ]	4.12E+05
密度	[ｇ/m³]	2.75E+06
一定溶解速度	[ｇ/m²/y]	3.65E-01
Siの初期量	[mol/can]	3090.00

表６　緩衝材の幾何形状データ

データ項目	単　位	データ値
内側半径	[m]	0.41
外側半径	[m]	1.11
高さ	[m]	2.14
間隙率	[－]	0.41
乾燥密度	[kg/m³]	1600.00

表７　緩衝材間隙水中の放射性元素の溶解度

元　素	溶解度 [mol/m³]
Se	3.00E-06
Tc	4.00E-05
Cs	可溶性元素
Pb	2.00E-03
Ra	1.00E-09
Th	5.00E-03
U	8.00E-06
Np	2.00E-05
Pu	3.00E-05
Am	2.00E-04
Cm	2.00E-04

表８　緩衝材中の放射性元素の実効拡散係数

元　素	実行拡散係数 [m²/y at 60℃]
Cs	1.89E-02
Se	6.15E-03
その他の元素	9.43E-03

表９　放射性元素の緩衝材への分配係数と遅延係数

元　素	分配係数 [m³/kg]	遅延係数 [－]
Se	0.00	1
Tc	0.10	391
Cs	0.01	40
Pb	0.10	391
Ra	0.01	40
Th	1.00	3903
U	1.00	3903
Np	1.00	3903
Pu	10.00	39025
Am	10.00	39025
Cm	10.00	39025

表10　掘削影響領域に関するデータ

項　目	単　位	データ値
EDZ厚さ	[m]	0.50
EDZ体積	[m³]	13.59
EDZ流量	[m³/y]	0.001
間隙率	[－]	0.02
乾燥密度	[kg/m³]	2640.00

EDZ：掘削影響領域

デルと100コンパートメントモデルにより得られた処分場から放出される核種移行率の時間変化であり，核種移行率を放射能量の単位（Bq/y）で示している。これらの図から分かるように，1コンパートメントモデルによる核種移行率については，Cs-135が100年から50万年にかけて支配核種となっており，7万年でピーク値をもつ。100コンパートメントモデルによる核種移行率は100年以降のすべての時間においてCs-135が支配核種になっているが1コンパートメントモデルに比べてピーク値が2オーダー程小さくなっている。また，1コンパートメントモデルによるCs-135の核種移行率は7万年で瞬時にピーク値に達した後，急速に低下し，50万年でTc-99に支配核種が入れ代わっているが，100コンパートメントモデルによるCs-135の核種移行率はピーク値に達した後，緩慢に低下し，処分場からの核種放出が1,000万年程度まで継続している。100コンパートメントモデルによるCs-135以外のほとんどの核種についてもそれぞれの移行率がもつピーク値は1コンパートメントモデルによる核種移行率に比べて2オーダー小さくなっている。

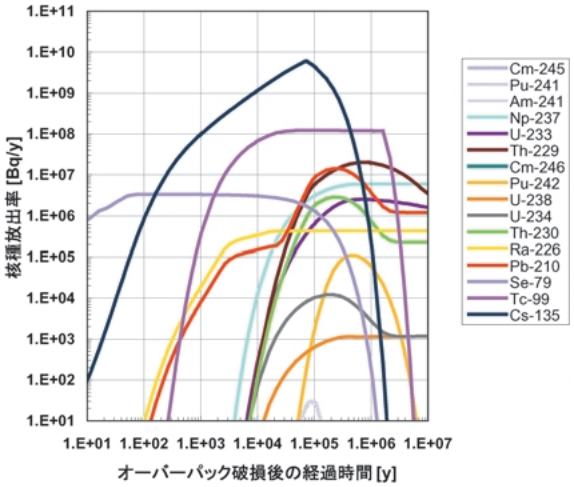


図4　処分場から放出される核種移行率（Bq/y）の時間変化（1コンパートメントモデルによる解析，ガラス固化体40,000本分換算）

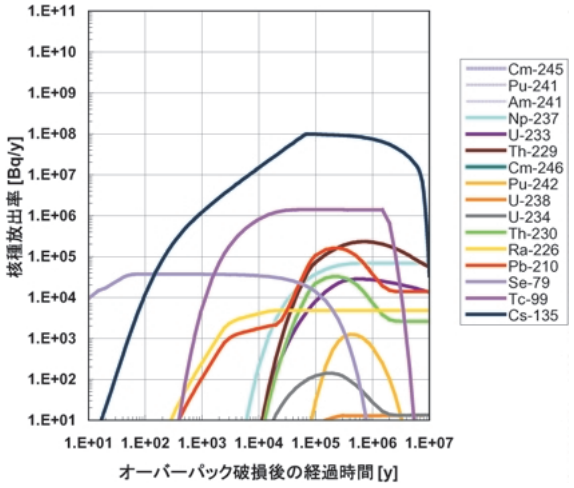


図5　処分場から放出される核種移行率（Bq/y）の時間変化（100コンパートメントモデルによる解析，ガラス固化体40,000本分換算）

100コンパートメントモデルによる核種移行率が1コンパートメントモデルによる核種移行率に比べて2オーダー低減していることについては，次のような理由が考えられる。

Csのような溶解度による制限を受けない可溶性の元素は，緩衝材内側境界部において，ガラス固化体からの溶出と緩衝材内部への濃度勾配を駆動力とした拡散移行とのバランスによりそこでの濃度が決定される。そのときの濃度は溶解度制限を受ける元素に比べて非常に高いものとなることから，濃度勾配も大きくなり，緩衝材中を拡散移行する核種フラックスもそれに比例して大きくなる。したがって，このとき緩衝材外側境界からはより多くの核種フラックスが掘削影響領域へ移行し，掘削影響領域中を流れている地下水により下流側の掘削影響領域へと運ばれる。

最も上流側に位置するコンパートメントでは常に上流から核種濃度を持たない新鮮な地下水が供給されることから，そこでの緩衝材外側境界における濃度勾配は地下水流れに沿って存在する100コンパートメントのうち最も急な濃度勾配を有することになる。下流側のコンパートメントに進むにしたがって，上流側のコンパートメントから地下水流れによって運ばれてくる核種の影響を受けて掘削影響領域の濃度は徐々に増加していき，緩衝材外側境界における濃度勾配は緩やかになってくる。そして，さらに下流側のコンパートメントの緩衝材中では濃度勾配は非常に小さくなり，緩衝材外側境界から放出される核種量は無視できるほどになる。このとき，上流側から移行してきた核種量はそのまま下流側へ運び去られる。このように，濃度干渉の条件の下では，上流側から下流側のコンパートメントに進むにしたがって，緩衝材中の濃度勾配は小さくなり，緩衝材外側境界から放出される核種量はそれに比例して抑制されることになる。

最も上流側コンパートメント内においては，核

種がその溶解度を保持できる程度まで残存している場合，緩衝材中の濃度勾配が最も大きくなることから，同時にガラス固化体から緩衝材を通り掘削影響領域へ放出される核種量も全コンパートメント中最大となる。したがって，上流側に存在するコンパートメントから下流側に向かって人工バリア中に保持されている核種量が徐々に枯渇していく。そして，最終的には処分場に埋設された全核種量が崩壊による減衰と処分場の外側への地下水による放出により失われることになる。図５から分かるように，濃度干渉を考慮すると，Cs-135の場合，半減期（230万年）の影響を受けるまで，濃度干渉の影響により処分場からの核種放出は継続する。

(2) 処分システム構成要素中に存在する核種量

図６と図７は，それぞれ1コンパートメントモデルと100コンパートメントモデルにより得られた処分システム構成要素中に存在する核種の全質量の時間変化を示したものである。１コンパートメントモデルと100コンパートメントモデルにおけるそれぞれの構成要素中に保持されている核種量を比較すると，ガラス固化体中と緩衝材内側境界部に溶解したガラスについては大きな変化は見られない。オーバーパック破損後10万年まで，ほぼ大部分の核種がガラス固化体中と緩衝材内側境界部に保持されている。

これに対し，１コンパートメントモデルと100コンパートメントモデルにおける緩衝材中，処分場内岩盤中及び処分場外岩盤中の核種量を比較すると大きな変化が現れている。ここで，処分場内岩盤とは核種移行のモデル化で考慮している掘削影響領域のことである。それ以外の処分場内に存在する岩盤の存在については保守性を考慮したモデル簡単化のために無視している。

上述した結果から，濃度干渉の影響を考慮した100コンパートメントモデルでは，１コンパートメントモデルに比べて，処分場内部により多くの核種量を長期間保持することができることが分かる。逆に，処分場外岩盤からみると，10万年程度まで２オーダー，10万年から100万年の間で１オーダーの処分場から放出される核種量が少なくなっている。

図８と図９は，それぞれ１コンパートメントモデルと100コンパートメントモデルにより得られた処分システム構成要素中に存在する核種の全質量の時間変化を処分場内外に存在する核種の全質量の時間変化としてまとめ直して示したものである。双方のモデルとも，1,000万年までの時間範囲において，処分場領域内には10万年まで大部分の核種量が保持されており，10万年後においても依然として80%以上の核種量が保持されている。しかしながら，処分場外岩盤中の核種蓄積量については，100コンパートメントモデルが１コンパートメントモデルに比べて１オーダー核種蓄積の時間遅れがあり，ピーク値も１オーダー小さいことが分かる。つまり，100コンパートメントモデルの場合，濃度干渉の影響により，処分場から放出される核種量が抑制され，核種が処分場内に長期間にわたり保持される。

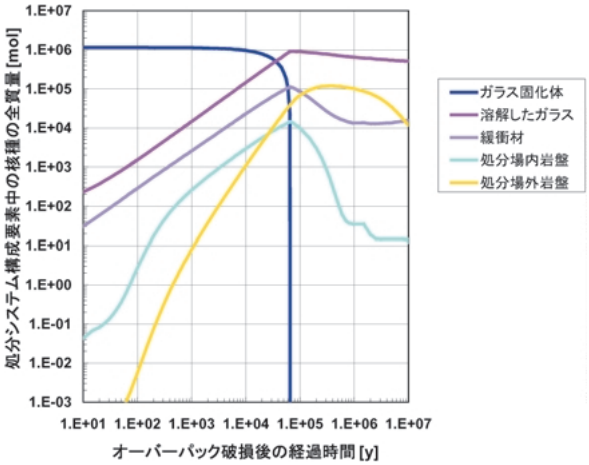


図６　処分システム構成要素中に存在する核種の全質量(mol)の時間変化(１コンパートメントモデルによる解析，ガラス固化体40,000本分換算)

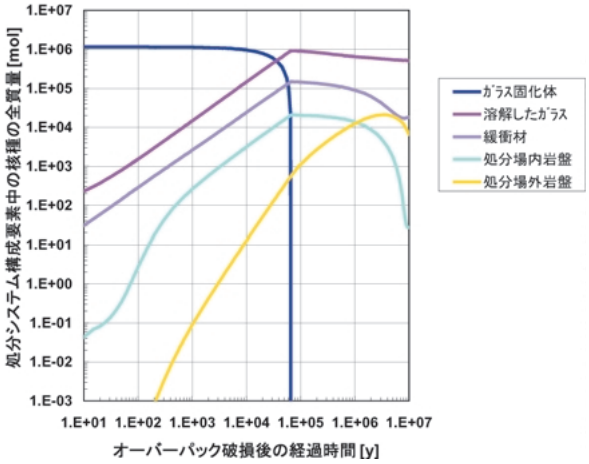


図７　処分システム構成要素中に存在する核種の全質量(mol)の時間変化(100コンパートメントモデルによる解析，ガラス固化体40,000本分換算)

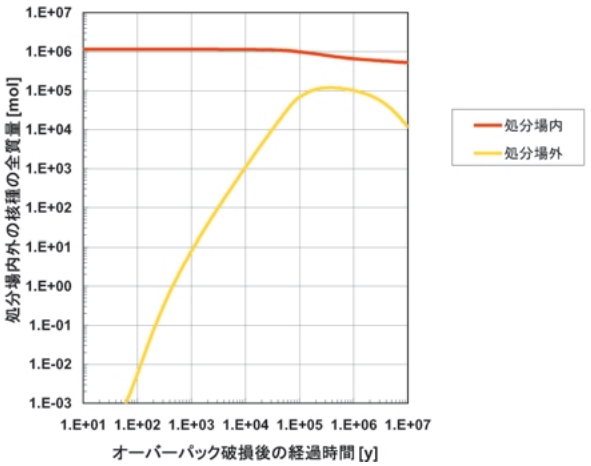


図８　処分場内に存在する核種の全質量（mol）の時間変化（１コンパートメントモデルによる解析，ガラス固化体40,000本分換算）

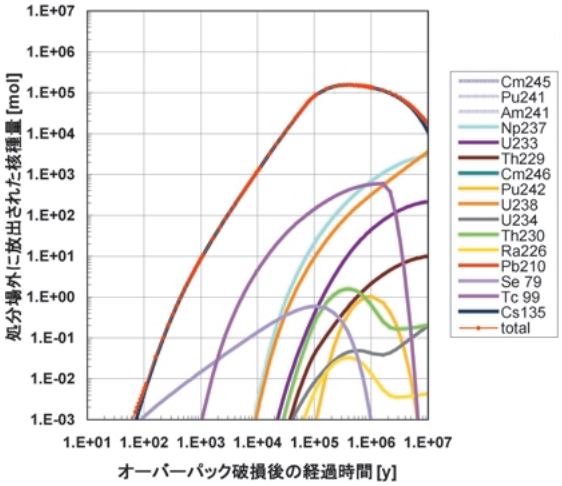


図10　処分場外岩盤へ放出された核種量（mol）の時間変化（１コンパートメントモデルによる解析，ガラス固化体40,000本分換算）

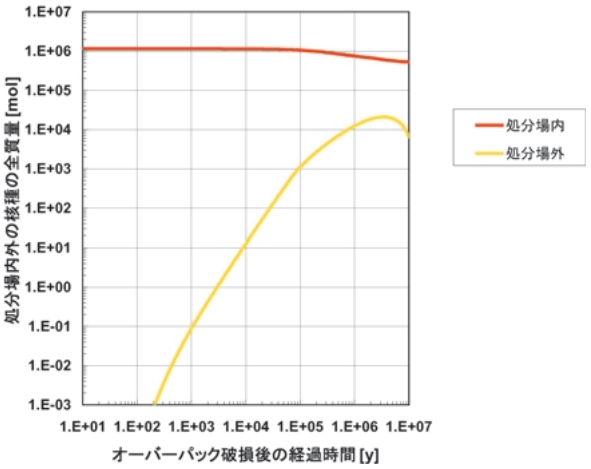


図９　処分場内に存在する核種の全質量（mol）の時間変化（100コンパートメントモデルによる解析，ガラス固化体40,000本分換算）

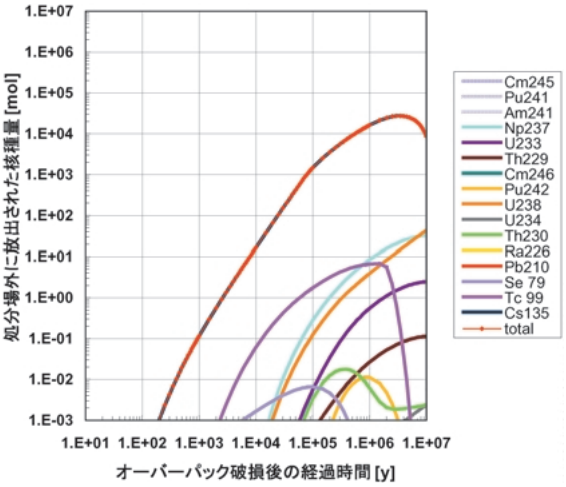


図11　処分場外岩盤へ放出された核質量（mol）の時間変化（100コンパートメントモデルによる解析，ガラス固化体40,000本分換算）

(3) 処分場外岩盤へ放出された核種量

図10と図11は，それぞれ１コンパートメントモデルと100コンパートメントモデルにより得られた処分場から外側岩盤中へ蓄積された核種量の時間変化を示したものである。処分場外側の岩盤においても全核種量はCs-135に支配されている。

100コンパートメントモデルでは濃度干渉の影響を受け，処分場から放出された核種の蓄積量が１コンパートメントモデルに比べて10万年までで２オーダー，10万年から1,000万年で１オーダー小さい。このことは，濃度干渉を受けた場合，処分場からの核種放出は抑制され，より多くの核種が処分場内部に保持されることを意味している。

５．おわりに

本研究では，処分場領域に一様な地下水流れが生じており，流れの経路に沿ってガラス固化体が埋設されていると仮定し，埋設されているそれぞれのガラス固化体をソースとした緩衝材中及び周辺岩盤間の核種移行を記述するモデルを構築し，コード化した。本コード（濃度干渉解析コード）は，上流側の掘削影響領域から移行してきた核種の影響により下流側の掘削影響領域中の核種濃度が上昇し，この影響を受け，緩衝材中の濃度勾配が小さくなることにより緩衝材から掘削影響領域へ放出される核種移行率が減少する濃度干渉効果をシミュレートすることができる。濃度干渉解析コードについては，既存の単一固化体を基本とし

た緩衝材中核種移行解析コード「MESHNOTE」と同一の解析条件で比較解析を実施したところ双方の結果は良好に一致し，濃度干渉解析コードが適切にコード化され，正常に機能することが確認できた。濃度干渉解析コードを使用した濃度干渉影響解析については，１コンパートメントモデルによる解析（従来の方法による解析）と100コンパートメントモデル（濃度干渉効果を考慮した解析）による解析との比較を行うことにより濃度干渉効果の影響について評価した。その結果，処分場から放出される核種移行率については,「第２次取りまとめ」のレファレンスケースの解析条件の下で,100コンパートメントモデルのケースは１コンパートメントモデルのケースに比べ約２オーダー低減することがわかった。

本研究で開発した濃度干渉効果を評価するモデルは一定流速を仮定した１次元モデルであるため，上流側に存在する全てのガラス固化体は下流側の核種移行に寄与し，得られる核種移行率は非保守的なものとなる。しかしながら，本来，岩盤中の透水係数は不均質性を有し，流れは２次元的あるいは３次元的な挙動をするため，必ずしも地下水流れや核種移行が１次元モデルで近似できるとは限らない。したがって，濃度干渉効果をより現実性をもたせて評価を行うために，今後，本研究で開発したモデルを２次元化あるいは３次元化するとともに１次元モデルの適用範囲について明らかにしていく予定である。

参考文献

1）動力炉・核燃料開発事業団：“高レベル放射性廃棄物地層処分研究開発の技術報告書―平成３年度―”，PNC TN1410 92-081（1992）.

2）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-分冊３”，地層処分システムの安全評価，JNC TN1400 99-023（1999）.

3）Nagra：“Kristallin-I，Safety Assessment Report”，Nagra Technical Report NTB93-22（1994）.

4）Ahn，J. and Roberts，D.：“Effects of Multiple Canisters on Uranium Transport and Accumulation”，Transactions of 1997 Annual Meeting，Volume 76，American Nuclear Society，p.200-201（1997）.

5）Ahn，J.，Roberts，D.A. and Hatanaka，K.：“Development of Repository-Wide Mass Transport Model and Effect of Multiple Canisters”，Abstract of Migration 97，Sendai，Japan，p.7（1997）.

6）Hatanaka, K., and J. Ahn：“Repository-wide Performance Assessment Model by Object-Oriented Approach”，Proc.，8th International Conf.，High-Level Radioactive Waste Management，Las Vegas，Nevada, May 11-14, 1998, American Nuclear Society（1998）.

7）澤田淳，井尻裕二，他：亀裂性岩盤を対象とした天然バリア中の核種移行解析，サイクル機構技術資料，JNC TN8400 99-093（1999）.

8）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-分冊２”，地層処分の工学技術，JNC TN1400 99-022,（1999）.

9）Wakasugi，K.，Makino，et al.：“The Development of MESHNOTE Code for Radionuclide Migration in the Near Field”，JNC Technical Report，JNC TN8400 99-095（1999）.

10）畑中耕一郎，亘真吾，他：“濃度干渉効果を考慮した天然バリア中の核種移行モデルの開発”，サイクル機構技術資料，JNC TN8400 99-094（1999）.

資料番号：15－9

研究報告

低酸素かつアルカリ条件における炭素鋼，ステンレス鋼及びジルカロイからのガス発生率及び腐食速度の評価

三原　守弘　　西村　　務*　　和田隆太郎*　　本田　　明

東海事業所　環境保全・研究開発センター処分研究部
＊株式会社　神戸製鋼所　都市環境エンジニアリングカンパニー　エネルギー・原子力センター　原子力プラント部

Estimation on Gas Generation and Corrosion Rates of Carbon Steel, Stainless Steel and Zircaloy in Alkaline Solutions under Low Oxygen Condition

Morihiro MIHARA　Tsutomu NISHIMURA＊　Ryutaro WADA＊　Akira HONDA

Waste Isolation Research Division, Waste Management and Fuel Cycle Research Center, Tokai Works
＊Energy & Nuclear System Center, Engineering Company, KOBE STEEL. LTD

TRU廃棄物の処分施設内で金属の腐食により発生した水素ガスは，放射性核種の移行を遅延させる人工バリア本来の機能を損なわせる恐れがある。したがって，処分環境における金属材料からのガス発生挙動の評価が重要となる。本報では，炭素鋼，ステンレス鋼及びジルカロイについて，低酸素かつアルカリ性条件におけるガス発生率を測定し，それに基づく腐食速度を評価し，既存の研究と比較した。pH＝12.5～13.5の海水系溶液における各金属の腐食速度は，炭素鋼：10^{-1} μm/y＞ステンレス鋼：10^{-2} μm/y＞ジルカロイ：10^{-3} μm/y以下となった。これらの結果はガス発生率を別の方法で評価し，腐食速度を算出した既存の研究と調和していた。

Hydrogen gas generated by corrosion of metals in TRU waste repository may degrade the function of the engineered barrier system for nuclide migration. Therefore, estimation of gas generation rates of metals under the repository condition is important. In this study, we obtained gas generation rates of carbon steel, stainless steel and zircaloy in alkaline solutions under low oxygen conditions and evaluated the corrosion rates based on these data in order to compare with the published data. The magnitude of corrosion rates of carbon steel, stainless steel and zircaloy were 10^{-1} μm/y, 10^{-2} μm/y and 10^{-3} μm/y, respectively. These values agreed with the published corrosion rates from gas generation rates by others.

キーワード

TRU廃棄物，金属，腐食速度，ガス発生率，水素ガス，炭素鋼，ステンレス鋼，ジルカロイ，低酸素，アルカリ性

TRU Waste, Metals, Corrosion Rate, Gas Generation Rate, Hydrogen Gas, Carbon Steel, Stainless Steel, Zircaloy, Low Oxygen, Alkaline

1．はじめに

超ウラン核種を含む放射性廃棄物のうち，含まれるα核種の放射能濃度が低く，かつ含まれるβ・γ核種の放射能濃度が比較的低いものは，原子炉施設から発生する低レベル放射性廃棄物と同様に，浅地中に処分することが考えられる。一方，それ以外の，含まれるα核種の放射能濃度が比較的高い放射性廃棄物（以下，「TRU廃棄物」という）の処分にあたっては，人工バリア等が高度化された処分や地層処分等の浅地中処分以外の処分

三原　守弘
処分材料研究グループ
TRU廃棄物処分性能評価チーム所属
副主任研究員
TRU廃棄物処分に係わる性能評価に従事

西村　務
原子力プラント部所属
課長
放射性廃棄物の処分技術開発に従事

和田隆太郎
原子力プラント部所属
課長
放射性廃棄物の処理処分技術開発に従事

本田　明
処分材料研究グループ
TRU廃棄物処分現象解明チームリーダ
TRU廃棄物処分にかかわる個別現象の解明に従事

方法が適切と考えられる[1]。このTRU廃棄物の処分システムの設計概念においては，人工バリア材料として，セメント系材料やベントナイトなどの粘土系材料が検討されている[2]。

TRU廃棄物の処分施設に持ち込まれる金属材料としては，廃棄物に含まれている炭素鋼及びステンレス鋼や廃棄物容器のドラム缶がある。また，使用済み核燃料の被覆管はジルカロイでできており，TRU廃棄物の一つとなっている。これらの金属材料は地下水との接触により腐食し，これに伴い水素ガスが発生する。処分施設内で発生した水素ガスは，処分施設内で蓄積され，人工バリアに物理的な損傷を与える可能性や，さらには，放射性核種に汚染された地下水を人工バリア外に押し出す恐れがある。したがって，処分環境における金属材料からのガス発生挙動の評価が重要な課題となっている。

処分施設におけるガス発生の影響を評価するためには，まず，地層処分環境条件，すなわち低酸素かつセメント系材料の影響をうけたアルカリ性環境並びに50℃程度までの温度条件における廃棄物からのガス発生率を評価しておく必要がある。

上述した金属に関して，低酸素条件にて腐食速度を評価した例はあるものの，腐食に伴う水素ガス量を測定しガスの発生量を評価した例は限られている[3,4]。特に，ジルカロイについては，原子炉材料として用いられているため，高温・高圧での腐食速度は数多く取得されている[5]。しかし，本研究で対象としている条件は，比較的低温で低酸素かつアルカリ性環境であり，腐食速度のデータは少ない。

本研究では，既存の研究より精度の高い金属からのガス発生率を取得することを念頭に置き，閉鎖系の試験条件において炭素鋼，ステンレス鋼及びジルカロイから腐食によって発生する水素ガス量を直接測定し，ガスの発生率を求め既存の研究と比較できるように腐食速度に換算するとともに，想定されている処分環境条件における金属からのガス発生率（腐食速度）の評価を行った。

２．金属の腐食及び水素ガス発生機構

本章では，炭素鋼，ステンレス鋼及びジルカロイについて処分環境における腐食によるガス発生機構について記述する。

2.1　炭素鋼

炭素鋼は，通常，炭素含有量が0.02～2.06wt%の鉄のことであり，放射性廃棄物自体やこれを収納するドラム缶材料として用いられている。また，処分施設のコンクリート中の鉄筋としても用いられている。

地層処分環境は，処分施設閉鎖直後は，処分坑道内に存在する酸素の影響によって酸化性の雰囲気になると想定される。酸素が存在する場合と存在しない場合について腐食反応が異なる。以下に各々の場合における反応式を示す。

(1) 酸素が存在する場合（酸素消費型）

・アノード反応：$Fe \rightarrow Fe^{2+} + 2e^-$

・カソード反応：$1/2O_2 + H_2O + 2e^- \rightarrow 2OH^-$

・総括反応：$Fe + 1/2O_2 + H_2O \rightarrow Fe(OH)_2$

生成した$Fe(OH)_2$は，溶存酸素によって酸化されて，Fe_3O_4，$Fe(OH)_3$，FeOOH，Fe_2O_3等に変化すると考えられている。

一方，溶液中に塩化物イオンのようなハロゲンイオンが存在し，酸化剤として酸素が存在すると，孔食等の局部腐食が発生する場合がある。局部アノードサイトでは，溶出金属イオンの加水分解により酸性条件がもたらされ，カソード反応として$2H^+ + 2e^- \rightarrow H_2\uparrow$のように水素ガス発生反応が生じる場合もある。

(2) 酸素が存在しない場合（水素発生型）

・アノード反応：$Fe \rightarrow Fe^{2+} + 2e^-$

・カソード反応：$2H_2O + 2e^- \rightarrow 2OH^- + H_2\uparrow$

・総括反応：$Fe + 2H_2O \rightarrow Fe(OH)_2 + H_2\uparrow$

さらに，温度が高い場合には，$Fe(OH)_2$は，次式により最終的にFe_3O_4となる可能性もある。

・$3Fe(OH)_2 \rightarrow Fe_3O_4 + 2H_2O + H_2\uparrow$

以上をまとめるとガス発生にかかわる炭素鋼の腐食反応式は以下のようになる。

$$Fe + 2H_2O \rightarrow Fe(OH)_2 + H_2\uparrow \qquad 式－2.1$$

$$3Fe + 4H_2O \rightarrow Fe_3O_4 + 4H_2\uparrow \qquad 式－2.2$$

2.2　ステンレス鋼

ステンレス鋼は，その表面に非常に薄くて安定な不動態被膜を形成し，耐食性を保つ合金鋼である。不動態被膜形成に深く関わる合金元素はCrであり，C量の低い鋼にCrを添加し，12wt%程度の

Cr濃度を超えると急激に耐食性が向上し，環境によってはほとんど腐食しなくなる。ステンレス鋼の定義は，Crを約12wt%以上含み，低炭素の鉄基合金ということになる。ステンレス鋼には，耐食性をより向上させるために，CrとともにNiを添加させたものがある。高温及び低温における化学的及び機械的性質が安定であり，広い温度範囲で装置用材料として用いられているものとしてオーステナイト系ステンレス鋼（例えば，18Cr-8Ni-FeのSUS304）がある。

ステンレス鋼は，不動態化金属であり高耐食性の金属であるものの特に塩化物イオンを含んだ水溶液環境では，孔食，隙間腐食のような局部腐食を生じる場合もある。炭素鋼で述べたように酸素が存在する場合と存在しない場合とに分けて，その腐食挙動及びガス発生挙動について示す。

(1) 酸素が存在する場合（酸素消費型）

ステンレス鋼（ここでは，SUS304に着目）は，酸化性条件の中性～弱アルカリ性水溶液中における腐食反応は，基本的には以下のようであり，水素ガスは発生しない。

・アノード反応：$Fe \rightarrow Fe^{2+} + 2e^-$

$Cr \rightarrow Cr^{3+} + 3e^-$

$Ni \rightarrow Ni^{2+} + 2e^-$

・カソード反応：$O_2 + 2H_2O + 4e^- \rightarrow 4OH^-$

しかしながら，水溶液中に塩化物イオンのようなハロゲンイオンが存在すると孔食，隙間腐食のような局部腐食を発生して酸素の存在する条件においても水素ガスが発生する場合がある。

(2) 酸素が存在しない場合（水素発生型）

・アノード反応：$Fe \rightarrow Fe^{2+} + 2e^-$

$Cr \rightarrow Cr^{3+} + 3e^-$

$Ni \rightarrow Ni^{2+} + 2e^-$

・カソード反応：$2H_2O + 2e^- \rightarrow H_2\uparrow + 2OH^-$

以上の反応により水素ガスが発生するが，SUS304の場合は，水素ガス発生に対するCrの腐食による寄与率は約１割程度であることから主な構成要素である鉄に着目することとし，炭素鋼で述べたと同様にガス発生にかかわるステンレス鋼の腐食反応式は以下のように仮定できる。

$$Fe + 2H_2O \rightarrow Fe(OH)_2 + 2H_2\uparrow$$

$$3Fe + 4H_2O \rightarrow Fe_3O_4 + 4H_2\uparrow$$

2.3 ジルカロイ

ジルカロイは，ジルコニウムが98wt%以上の合金であり，前述したステンレス鋼と同様に高耐食性の不動態化金属である。熱中性子吸収断面積が他の実用金属元素と比べ非常に小さく，原子炉の炉心材料に適している。このため，核燃料の被覆管材料として用いられており，わが国ではZilcaloy-2とZilcaloy-4が，それぞれ沸騰水型軽水炉と加圧水型軽水炉に使用されている。Zilcaloy-2は，耐食性の観点から，Ni，Feの含有量を高めにSnを低めにしたものが使用される傾向にあり，Zilcaloy-4では低Sn，Si，C調整が実施されている。ここでは，ジルカロイの主成分であるジルコニウムの腐食による水素ガス発生機構について以下に述べる。

(1) 酸素が存在する場合（酸素消費型）

・アノード反応：$Zr \rightarrow Zr^{4+} + 4e^-$

・カソード反応：$O_2 + 2H_2O + 4e^- \rightarrow 4OH^-$

・総括反応：$Zr + O_2 + 2H_2O \rightarrow Zr(OH)_4$

さらに，$Zr(OH)_4$は，次式により最終的にZrO_2となる。

・$Zr(OH)_4 \rightarrow ZrO_2 + 2H_2O$

(2) 酸素が存在しない場合（水素発生型）

・アノード反応：$Zr \rightarrow Zr^{4+} + 4e^-$

・カソード反応：$4H_2O + 4e^- \rightarrow 4OH^- + 2H_2\uparrow$

・総括反応：$Zr + 4H_2O \rightarrow Zr(OH)_4 + 2H_2\uparrow$

さらに，$Zr(OH)_4$は，次式により最終的にZrO_2となる。

・$Zr(OH)_4 \rightarrow ZrO_2 + 2H_2O$

以上をまとめるとガス発生にかかわるジルカロイの腐食反応式は以下のようになる。

$$Zr + 4H_2O \rightarrow Zr(OH)_4 + 2H_2\uparrow \quad 式－2.3$$

$$Zr + 2H_2O \rightarrow ZrO_2 + 2H_2\uparrow \quad 式－2.4$$

３．試験概要

3.1 試験方法

金属の腐食により発生した水素ガスが試験容器から逃げないように，ガラス製のアンプル（パイレックスガラス製）に試験片及び所定の試験溶液を入れ，アンプルの口を溶融して封入し，所定期

間，所定温度に保持した後にアンプルを開封し，気相部の水素濃度を測定した。測定されたガス発生量を試験期間及び金属試験表面積で除して単位面積あたりの試験期間における平均ガス発生率（以下，ガス発生率）を算出した[6]。試験に用いたアンプルの外観を写真１に，封入後のアンプルを写真２に示す。水素ガスの濃度は熱伝導度検出型のガスクロマトグラムにて測定した。

3.2　試験の手順

試験の概略フローを図１に示す。

① 試験片，アンプル及び試験溶液を後述する条件にて準備する。

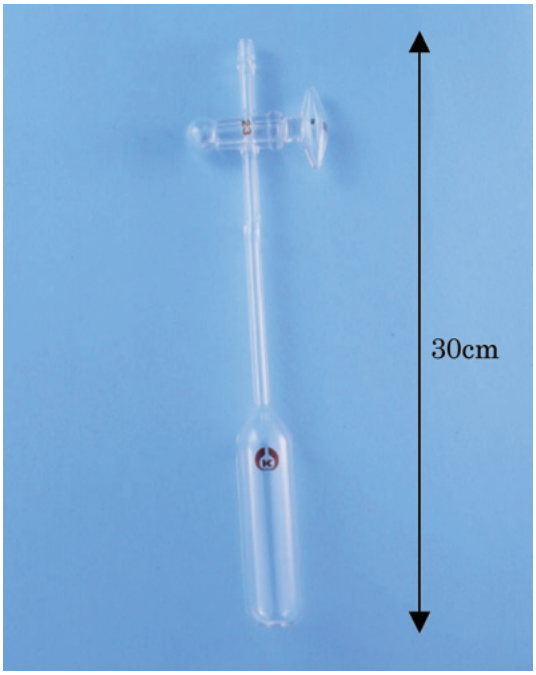


写真１　アンプルの外観

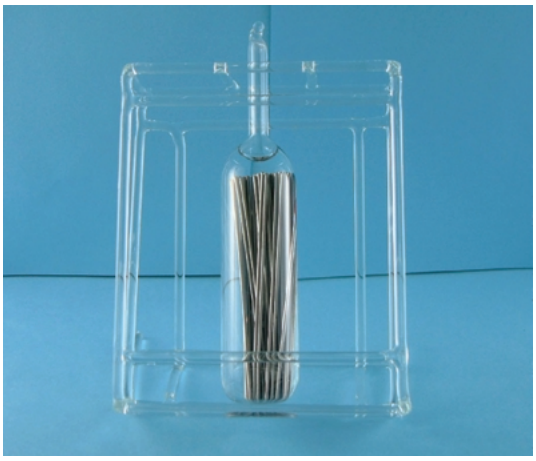


写真２　封入後のアンプルの外観

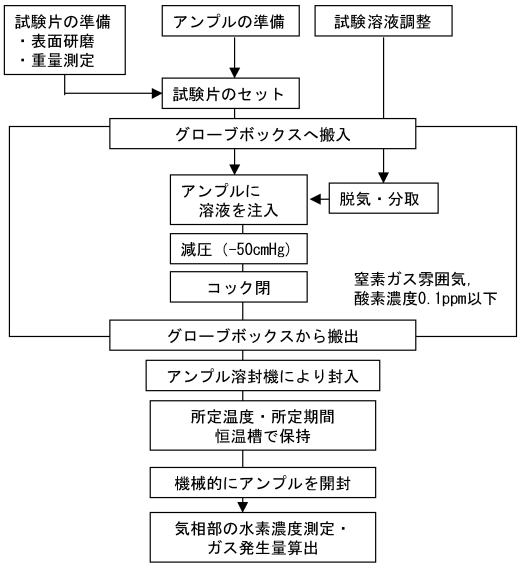


図１　試験の概略フロー

② アンプル内に所定量の試験片を入れる。

③ 雰囲気制御グローブボックス内に試験片を入れたアンプル及び調整した試験溶液を搬入する。

④ 試験溶液を窒素ガスで脱気後，所定量分取し，アンプルに注入する。

⑤ アンプル内を減圧し，アンプルのコックを閉める。

⑥ 雰囲気制御グローブボックスよりアンプルを取り出す。

⑦ アンプルを溶封機により封入する。

⑧ 所定の温度で所定の期間恒温槽で保持する。

⑨ アンプルを機械的に開封し，気相部の水素濃度を測定し，ガス発生量を算出する。

3.3　試験条件

(1) 試験片

炭素鋼，ステンレス鋼，ジルカロイの材質として，SS400，SUS304，Zilcaloy-4を用いた。各々の金属の化学組成を表１～３に示す。これらの試験片の形状として，できるだけ比表面積を大きくするため市販品の線材（直径1.0mm）とした。炭素鋼については，炭素鋼単体での線材は，市販されていない。亜鉛メッキされたものを購入し，酸に浸漬しメッキを取り除いた。メッキが取り除かれているか否かは，表面分析装置EPMA（電子線マイクロアナライザー）によって亜鉛の量が検出下限値以下であることを確認した。

試験片の表面については，表面の酸化被膜の影

表１　炭素鋼（SS400）の化学組織（wt%）

C	Si	Mn	P	S	Fe
0.11	0.02	0.42	0.012	0.021	残部

表２　ステンレス鋼（SUS304）の化学組成（wt%）

C	Si	Mn	P	S	Cr	Ni	Fe
0.056	0.86	1.23	0.023	0.021	18.24	8.16	残部

表３　ジルカロイ（Zilcaloy-4）の化学組成（wt%）

Sn	Fe	Cr	Ni	Zr
1.51	0.20	0.11	0.06	残部

響を取り除くために乾式エミリー（#800）研磨をすべての試験片に対して行った。

(2) 試験溶液

地下深部の地下水は降水系及び海水系に大別できることから，ガス発生すなわち金属に対する腐食性が強い海水系の地下水組成を参考にし，試験溶液組成を決定した。さらに処分施設にはセメント系材料の使用を想定しているため，アルカリ性の試験溶液とし，セメント系材料の長期的な変遷を考慮し，pH13.5，12.5，10とした。セメント系材料の浸出液のアルカリ性は，カルシウムイオンによって強く影響されるが，カルシウムが存在すると，難溶性のカルシウム塩が生成する可能性がある。この難溶性カルシウム塩が金属表面に沈着して，腐食反応をさまたげることにより，ガス発生速度として非保守的な値が得られる可能性がある。この影響をさけるためpH調整にはNaOHを用いた。試験溶液については，ASTM規格（ASTMD-1141-52）に定める人工海水と陰イオン濃度が等しくなるようナトリウム塩の形で添加した。試験溶液の組成を表４に示す。

表４　人工海水組成（mol/dm^3）

	人工海水	pH10	pH12.5	pH13.5
Na	4.785×10^{-1}	6.185×10^{-1}*	6.500×10^{-1}	9.346×10^{-1}
K	1.103×10^{-2}	—	—	—
Ca	1.025×10^{-2}	—	—	—
Mg	5.417×10^{-2}	—	—	—
C	2.333×10^{-3}	2.333×10^{-3}	2.333×10^{-3}	2.333×10^{-3}
S	3.023×10^{-2}	3.023×10^{-2}	3.023×10^{-2}	3.023×10^{-2}
Cl	5.352×10^{-1}	5.352×10^{-1}	5.352×10^{-1}	5.352×10^{-1}
Br	8.861×10^{-4}	8.861×10^{-4}	8.861×10^{-4}	8.861×10^{-4}
pH	8.2	10	12.5	13.5

＊：人工海水の陽イオンをすべてNaとする。

(3) 試験片表面積／溶液体積比

ガラス製アンプルの内容積を60cm^3，溶液の体積を50cm^{3}とした。(1) で示した直径1.0mmの線材を長さ90mmに切断し，各々材料に対して所定の表面積になるようにした。各材料における表面積及び試験片表面積／溶液体積比を表５にまとめる。

(4) 試験期間

最長１年とし，１，３，６，12ヵ月とした（ただし，炭素鋼については，12ヵ月の試験は実施しなかった）。

(5) 温度

温度条件として，地下1000メートルの温度条件（45℃程度）より，やや高い値50℃とした。

(6) 雰囲気

試験片及び試験溶液のアンプルへの投入を酸素濃度0.1ppm以下の窒素ガス雰囲気制御グローブボックス内で実施した。

本研究の様に低酸素の試験条件では，対象とする金属の腐食形態は全面腐食であることが想定され[7]，局部腐食が生じる酸化性条件に比べ，腐食速度のばらつきは小さいものと想定される。炭素鋼の場合であるが低酸素条件（酸素濃度１ppm以下）における腐食速度のばらつきは小さいことが実験的に示されている[8,9]。したがって本試験条件においても腐食速度はオーダでばらつくことは無いと想定される。本研究では，試験繰り返し数を１とし，試験を実施した。試験条件を表６にまとめる。

表５　各材料における表面積及び試験片表面積／溶液体積比

	表面積（cm^2）	実験片表面積／溶液体積比（cm^{-1}）
炭　素　鋼	120	2.4
ステンレス鋼	98又は120	1.96又は2.4
ジルカロイ	140又は120	2.8又は2.4

表６　試験条件

項目	条件
試験片	SS400，SUS304，Zilcaloy-4，φ１mmの線材
試験溶液	ASTM規格準拠の人工海水をNaOHにてpH10，12.5，13.5に調整したもの
試験片／溶液体積比	1.96～2.8
試験期間	1，3，6，12カ月
温度	50℃
雰囲気	窒素雰囲気（酸素濃度0.1ppm以下）

3.4 ガス発生率及びガス発生率からの腐食速度の算出

各試験期間（t日後）において得られた気相中の水素ガスの濃度によって求められた水素ガス発生量を$V_{H2}(t)cm^3$（温度273K，圧力１atmの条件）とするとガス発生率（$G_{H2}(t)cm^3/(m^2y)$）は，次式で与えられる。既存の文献[3,4]ではガス発生率は単位年あたりで整理されていることから本研究でもそれらに従うものとする。

$$G_{H2}(t)=3.65\times10^6\times V_{H2}(t)/(A\times t) \quad 式-3.1$$

ここで，Aは試験片表面積（cm^2）とし，腐食に伴う変化はないものと仮定する。

一方，既存の報告値と比較するには，腐食速度で整理した方が便利である。そこで，第２章で各材料に対する腐食に伴うガス発生反応（炭素鋼及びステンレス鋼に対して式−2.2，ジルカロイに対して式−2.4）を仮定して上記ガス発生率（G_{H2}）に基づき腐食速度を算出する。ここで得られた腐食速度（R_gm/y）は次式で与えられる。

$$R_g=G_{H2}\times M\times Z/(22,400\times\rho) \quad 式-3.2$$

ここで，Mは各材料によって定まる定数（炭素鋼及びステンレス鋼；M＝３／4，ジルカロイ；M＝１／２），Zは各材料の原子量（炭素鋼及びステンレス鋼；Z＝55.85g/mol，ジルカロイ；Z＝91.22g/mol），ρは各材料の真密度（炭素鋼及びステンレス鋼；ρ＝7.85g/cm^3，ジルカロイ；Z＝6.55g/cm^3）である。

3.5 試験片の試験前後の重量変化からの腐食速度の算出

炭素鋼については，試験後の試験片について10%クエン酸ナトリウム水溶液を用い，陰極電解を行うことにより脱錆（腐食生成物を除去すること）が可能である。このため，試験前重量（W_ig）と陰極電解により脱錆した試験後の試験片重量（W_ag）との差を求めることによって腐食速度（R_{w1}）を算出することができる。ガス発生率より算出した腐食速度と比較するために重量変化から求めた腐食速度（R_w）を算出する。

$$R_w=3.65\times10^6\times(W_a-W_i)/(A\times7.85\times t) \quad 式-3.3$$

ここで，Aは上述したように試験片の表面積である。

４．試験結果及び考察

4.1 炭素鋼

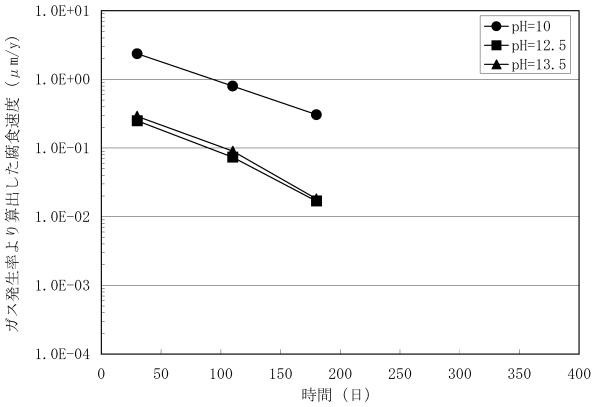
(1) ガス発生率より算出した腐食速度

試験によって得られた気相部の水素ガス量より求めた腐食速度を対数目盛りとした経時変化を図２に示す。

30日後の腐食速度は，pH＝10において約２μm/y，pH＝12.5及び13.5では約0.3μm/yであった。一般的に試験溶液のpHが高くなると炭素鋼の表面に不動態被膜が形成されるため，腐食速度は低下することが知られている[7]。また，pHが13を超えると電位−pH平衡線図より鉄は$HFeO_2^-$となって溶出し[10]腐食速度が増加することが考えられたが，pH＝13.5ではpH12.5の場合と比較して顕著な腐食速度の上昇は見られなかった。30日以降はいずれのpHでも腐食速度は時間とともに低下しており，180日後にはいずれの場合も30日後の結果と比較して約一桁程度低下した。

(2) 試験前後の試験片の重量変化より算出した腐食速度

試験によって得られた試験前後の試験片の重量の変化（試験後の試験片重量は脱錆した後に測定）より求めた腐食速度の経時変化を図３に示す。参考として，ガス発生率より求めた腐食速度もあわ



（$3Fe+4H_2O\rightarrow Fe_3O_4+4H_2\uparrow$を仮定）

図２　炭素鋼のガス発生率より算出した腐食速度の経時変化

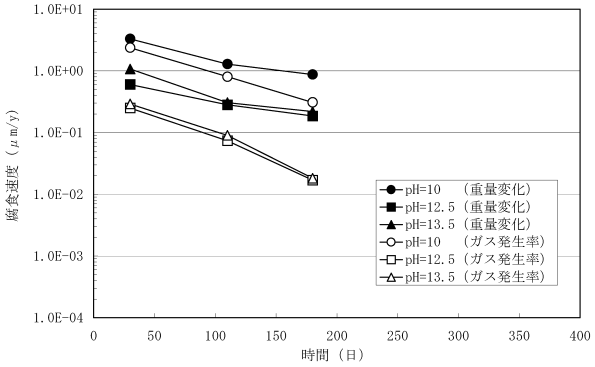


図３　炭素鋼の重量変化より算出した腐食速度の経時変化

せて示す。30日後の腐食速度は，pH＝10において約３μm/y，pH＝12.5では約0.6μm/y，pH13.5では約１μm/yであった。これらの値は，ガス発生率より求められた腐食速度よりも若干高い値である。時間が経つにともない腐食速度は低下した。pH＝10のケースはガス発生率より求められた腐食速度と重量変化から算定した腐食速度との相違は，他のケース（pH12.5及びpH13.5）と比べて小さかった。しかし，pH＝12.5及び13.5のケースにおいては重量変化より求められた腐食速度はガス発生率より求められた腐食速度よりも大きな値であり，両者に差がみられた。この差について，以下の原因が考えられた。

① 脱スケールの工程の際の試験片の腐食及び重量測定誤差

② 腐食にともなう水素ガス発生反応式の仮定の妥当性

③ アンプル密封時における酸素の混入

①については，脱スケールの際に工程上，試験片をイオン交換水で洗浄していることから，その際の腐食の影響，電解処理工程における腐食及び試験片の重量測定の誤差によるものが考えられる。腐食速度の大きなケース（pH10）においてはガス発生率より求めた腐食速度と重量変化より求めた腐食速度は比較的良い一致を示しているため，腐食速度の小さなケースでは，この①が誤差要因となっている可能性が大きい。②については，今回の評価では，鉄１molと水との反応によって，４／３molの水素ガスが発生するものと仮定している。2.1で示したように１molの水素ガスが発生する反応も考えられる。しかしながら，水素ガスが１mol発生する反応を仮定してもたかだか25%大きくなるにすぎず，重量変化より求めた腐食速度との差を説明することができない。③については，本試験の手順において（3.2参照），低酸素の雰囲気制御グローブボックスにて試験片をいれたアンプルに試験溶液を注入し，コックを閉めているが，アンプルの口の溶封は大気条件にて実施しているため，アンプル中への大気中の酸素の混入は否定できない。2.1で述べたように酸素が存在すると水素ガスの発生は生じにくい。したがって，重量変化より算出した腐食速度は酸素の影響による腐食も考慮されている可能性がある。

これらの腐食速度の差異については，今後検討を進める必要があるが，直接，ガスクロマトグラムにより水素ガス濃度を測定し，ガス発生率より腐食速度を算出する方法が，mgオーダの重量変化で算出した腐食速度よりも精度が高くより信頼できるものと考えられる。

(3) 既存データとの比較

既存の研究との比較において，電気化学的測定を行った例では，Hanssonは，N_2脱気したセメント模擬間隙水及びセメントモルタル中での表面処理なしの炭素鋼の電気化学的測定により，炭素鋼の腐食速度を検討している[11]。試験期間18ヵ月にて測定された腐食電流密度は10^{-3}A/m^{2}のオーダとしており，腐食速度に換算すると数μm/yとしている（腐食電流密度10^{-3}A/m^{2}は，腐食速度に換算すると1.2μm/y程度に相当）。Kreisは，Kaesche及びGrubischらが低酸素濃度の飽和水和カルシウム溶液において５及び16.7時間保持の純鉄及び鋼の定常分極曲線を求めていることを報告している[3]。腐食電流密度は，＜２×10^{-3}A/m^{2}及び0.5～１×10^{-3}A/m^{2}とHanssonと同オーダの値である。Kreisは，Preeceが低酸素条件におけるセメント中に埋められた試験片について，定常分極法を用いて10^{-4}A/m^{2}程度の腐食電流密度を測定したことについても述べ，既存の研究を総括し低酸素条件でのセメント空隙水における鋼の腐食電流密度は，10^{-3}～0.1A/m^{2}の範囲であると示している（腐食速度に換算すると１～10μm/yとなる）。本試験で得られた30日後の値はこれらの値の範囲内となるが，それ以降の結果はこれらの値より小さいものであった。

また，一方でKreisは，電気化学的な評価は長期の測定には適さないことを指摘し，本試験と同様に直接腐食によって発生したガス量を測定し

た。試験片と試験溶液をガラス容器に密閉し，水銀マノメータで内圧の経時変化を測定することによって，腐食によって発生したガス量を求めている[3]（温度は20℃）。水素ガスの発生率が記載されており，腐食速度に換算すると水酸化カルシウム系（pH12.8）では240日の試験期間をとおして0.005～0.01μm/y （ガス発生率１～２mmol/m²y），NaOHあるいはKOH（pH12.8）の単独系では，80日程度で0.065μm/y（ガス発生率13mmol/m²y）となるが240日後では0.02μm/y以下（ガス発生率４mmol/m²y以下）になることを報告し，ほぼ同程度のpHであるものの水酸化カルシウム系とNaOHあるいはKOHの単独系でのガス発生率は異なっている。また，藤沢らも同様な方法で試験を行っており，セメントモルタル共存条件における炭素鋼（表面処理無し）の初期腐食速度が15，30，45℃の温度条件で，0.002，0.01，0.1μm/yとしている（約１年の試験結果より腐食速度を算出。ただし，45℃については約２ヵ月の結果より算出）[4]。これらの試験では，ガスの体積を求めガス発生率を算出したものであるが，本試験結果とオーダ的には比較的良い一致を示している。

一方，Naishらは，約２年間の腐食試験を実施し，電気化学的な測定及び試験後の試験片の重量変化によって，低酸素セメント環境での腐食速度を評価している[12]。電気化学的な評価では，代表的な試験片の結果において0.3～5.5μm/yの範囲の腐食速度が得られている。低い値は塩化物を含まない場合，高い値は塩化物を含む値に対応している。試験片の重量変化による評価では，0.1～0.3μm/yの腐食速度である。塩化物の共存の有無による重量変化の差は見られなかった。腐食生成物の同定の試みもなされており，高炉スラグ高含有（90wt.%）のセメントにおいてレーザラマン分光分析においてマグネタイト（Fe_3O_4）が検出されている。このことからガス発生反応として$3Fe+4H_2O \rightarrow Fe_3O_4+4H_2\uparrow$と仮定することが妥当であることが示唆される。

上述した既存データ[3,4,11,12]と本研究での結果をセメント系材料の浸出液（pH＝12.5付近）に着目し腐食速度の経時変化としてまとめた結果を図４に示す（横軸は対数目盛りで示した。）。本研究で得られた結果は，水素ガス量をマノメータで測定したKreis[3]や藤沢ら[4]の結果と調和的であった。さらに，この図より，腐食速度の評価方法に対応し，

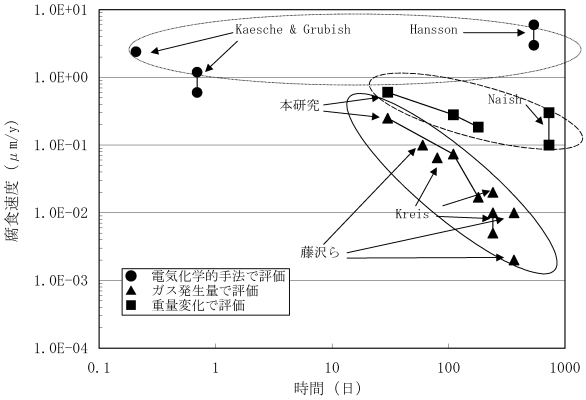


図４　セメント系材料の浸出液（pH＝12.5付近）における炭素鋼の腐食速度の評価結果

腐食速度の経時変化の傾向が分類される。評価された腐食速度は，電気化学的手法＞重量変化＞ガス発生量の順に小さくなっており，測定方法によって腐食速度が異なっている。重量変化とガス発生量より求めた腐食速度の差異については，前述したとおりである。電気化学的手法による腐食速度の評価では，表面に腐食生成物が存在する場合に，その酸化・還元の情報が金属の腐食による情報に重畳されるため誤差の原因となる場合がある。このためHannson[11]の２年間の試験は金属表面に腐食生成物が存在している可能性があるため結果の信頼性に疑問があるものと考えられる。

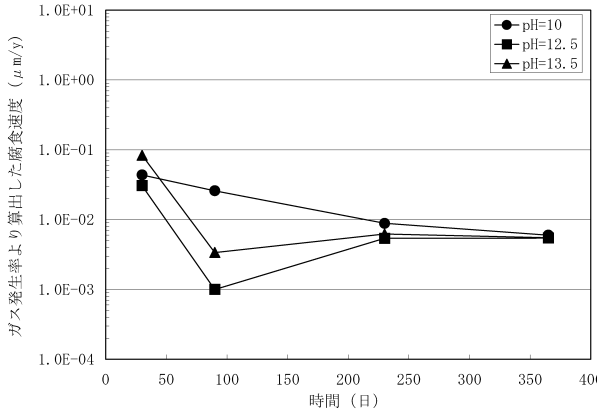
4.2　ステンレス鋼

(1) ガス発生率より算出した腐食速度

試験によって得られた気相部の水素ガス量より求めた腐食速度を対数目盛りとした経時変化を図５に示す。30日後の腐食速度は，炭素鋼でみられたpHによる依存性は顕著にみられず，腐食速度は0.04～0.09μm/yであり，時間とともに腐食速度は低下し，360日後では，0.005～0.008μm/yとなった。高アルカリ条件での腐食速度は，90日後付近でいったん低下し，その後上昇しているが全体的には腐食速度は低下傾向にある。

(2) 既存データとの比較

既存の研究との比較において，筆者らはステンレス鋼を用いて既に同様にガス蓄積型の試験を行った[13]（以下，和田らの結果）。温度を30℃及び50℃とし，気相部に蓄積された水素ガス濃度を測定して腐食速度の経時変化を評価した。この試験では，



（$3Fe+4H_2O \rightarrow Fe_3O_4+4H_2\uparrow$を仮定）

図５　ステンレス鋼のガス発生率より算出した腐食速度の経時変化

アンプルを使用していない。溶液条件は同一であるものの試験片の前処理は行っていない。結果を図６に示す。

30日においては，本研究と和田らの結果は１桁以上異なっている。この違いは前処理による違いと推定される。しかしながらpH＝10における和田らの結果は，時間とともに増加しており本研究と同程度の結果となっている。これは，和田らの結果では，大気中の酸素が容器に混入することにより局部腐食が発生していることが推測される。本研究では，前述したようにpH＝12.5の90日の結果において腐食速度がいったん低下しているが，全体的な傾向として腐食速度は減少傾向である。

4.3　ジルカロイ

(1) ガス発生率より算出した腐食速度

試験によって得られた気相部の水素ガス量より求めた腐食速度を対数目盛りとした経時変化を図７に示す。

30日後の腐食速度は，pH＝10において約0.02μm/y，pH＝12.5～13.5では0.004～0.008μm/yと炭素鋼と比較して１桁以上小さな腐食速度である。時間とともに腐食速度は低下し，90日以降は溶液のpHの影響は見られていない。365日後においてはジルカロイの腐食速度は，0.0002～0.0005μm/yとなり30日後の結果と比較して１桁以上も小さい。ジルコニウムは，炭素鋼と同様にpH＝13を超えると電位－pH平衡線図より，$HZrO_3^-$となって溶出し[10]腐食が増加することが考えられたがその影響は見られなかった。

(2) 既存データとの比較

既存の研究との比較において，電気化学的測定を行った例では，Hanssonは，N_2脱気したセメント模擬間隙水の電気化学的測定により，ジルカロイ（Zilcaloy-2使用）の腐食速度を検討している[11]。ジルカロイの表面には安定な不動態被膜が形成されるので，機械的に被膜を取り除いた試験も実施している。ジルカロイの腐食電流密度は$2\times10^{-5}A/m^2$であり，腐食速度に換算すると0.01μm/y以下と報告している。また，筆者らはジルカロイを用いて既に同様にガス蓄積型の試験を行った[13]。温度30℃及び50℃とし，気相部に蓄積された水素ガス濃度を測定し，腐食速度の経時変化を評価した。この試験では，ステンレスの試験で述

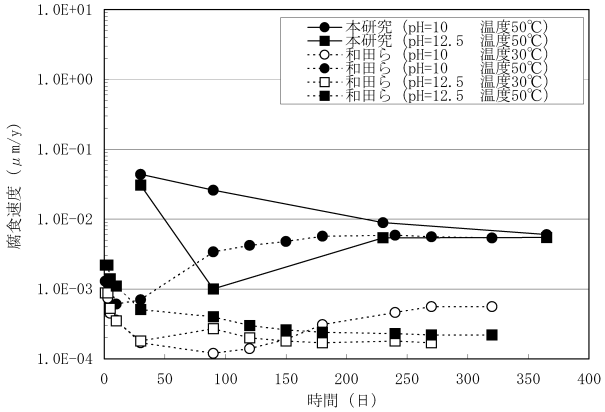
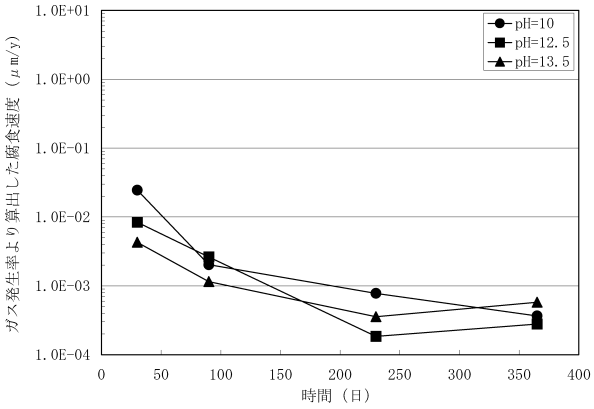


図６　ステンレス鋼の腐食速度



（$Zr+2H_2O \rightarrow ZrO_2+2H_2\uparrow$を仮定）

図７　ジルカロイのガス発生率より算出した腐食速度の経時変化

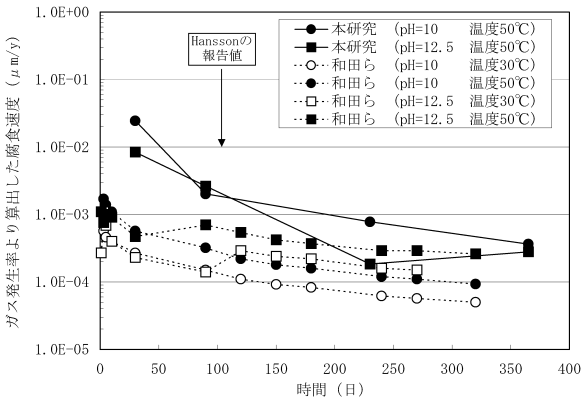


図８　ジルカロイの腐食速度の経時変化

べたようにアンプルを使用していない。溶液条件は同一であるものの試験片の前処理は行っていない。これらの結果を図８にまとめる。

Hanssonの報告値[11] は本研究初期の腐食速度と同程度の値であり，和田らの研究の値はこれより一桁小さい値となっている。時間が経つに伴ない本研究の値は，表面の処理を行っていない和田らの値に近づいている。この腐食速度の低下は，腐食に伴って形成される酸化被膜（ZrO_2）によるものと考えられる。Hannsonは，ジルカロイの表面被膜を取り除いた場合における腐食速度を0.01μm/y以下と評価しており，本研究における初期の腐食速度もこれにほぼ対応している。超長期的にはこのジルカロイの被膜の破壊によって腐食速度（すなわち，ガス発生率）が増加することが考えられるが，本研究の期間の範囲内（１年）では，顕著な増加は生じなかった。

５．おわりに

本研究では，閉鎖系の試験条件において炭素鋼，ステンレス鋼及びジルカロイから腐食によって発生する水素ガス量を直接測定し，ガスの発生率を取得し既存の研究と比較できるように腐食速度に換算するとともに，海水系溶液を用いて低酸素かつアルカリ条件における金属からのガス発生率（腐食速度）の評価を行った。結果をまとめると以下のとおりである。

(1) 炭素鋼のガス発生率より得られた腐食速度

180日までの試験で得られたガス発生率から求めた腐食速度は時間とともに低下した。また，ガス発生率から求められた腐食速度は，溶液のpH依存性がみられた。pH＝10において0.1μm/yのオーダ，pH＝12.5及び13.5では一桁小さく0.01μm/yのオーダとなった。しかしながら，重量変化より算出した腐食速度は，これらの値より３～10倍程度大きい値となった。

(2) ステンレス鋼のガス発生率より得られた腐食速度

365日までの試験で得られたガス発生率から求めた腐食速度は時間とともに低下した。また，ガス発生率から求められた腐食速度は，溶液のpH依存性がみられなかった。どのpHの溶液においても0.001μm/yのオーダとなった。

(3) ジルカロイのガス発生率より得られた腐食速度

365日までの試験で得られたガス発生率から求めた腐食速度は時間とともに低下した。また，ガス発生率から求められた腐食速度は，ステンレス鋼での試験と同様に溶液のpH依存性がみられなかった。どのpHの溶液においても0.0001μm/yのオーダとなった。

これらの結果より，ガス発生の観点から地下数百メートルの温度（ここでは，50℃と設定）かつ低酸素条件におけるpH＝12.5～13.5の海水系溶液における各金属の腐食速度を設定すると，炭素鋼：10^{-1}μm/y＞ステンレス鋼：10^{-2}μm/y＞ジルカロイ：10^{-3}μm/yとなる。これらの結果は，最長一年の試験を基に設定しているが，より長期の試験では腐食速度がより小さくなりガス発生率も低下するものと考えられる。

金属の腐食によるガス発生の処分施設への影響を評価した例[2] によると低酸素条件におけるこれらの金属の腐食速度の設定値は，炭素鋼：5×10^{-1}μm/y＞ステンレス鋼：3×10^{-2}μm/y＝ジルカロイ：3×10^{-2}μm/yであり，本研究により得られた結果より大きな値が設定されている。今後の研究の進展によっては金属の腐食によるガスの発生率は小さくなる可能性がある。

参考文献

１）原子力委員会　放射性廃棄物対策専門部会：“TRU核種を含む放射性廃棄物の処理処分について”，(1991).
２）核燃料サイクル開発機構・電気事業連合会　共同作業チーム：“TRU廃棄物処分概念検討書”，JNC TY1400 2000-001(2000).
３）P.Kreis:“Hydrogen evolution from corrosion of iron

and steel in low/intermediate level waste repositories", NAGRA NTB 91-21(1991).
4）藤沢龍太郎，長　俊之　他:"処分環境下での鉄とアルミニウムの腐食挙動"，日本原子力学会「1996春の年会」(1996).
5）H.H.Uhlig, R.W.Revie（松田精吾，松島巌　訳）:"腐食反応とその制御"(1989).
6）本田　明，西村　務　他:"長期間試験システム，試験用容器及び測定用容器"，日本特許庁　特許公報，第2912365号，特願平10－181955（1999).
7）例えば，腐食防食協会　編:"腐食・防食ハンドブック"，丸善株式会社（2000).
8）動力炉・核燃料開発事業団:"高レベル放射性廃棄物の地層処分研究開発特集"，動燃技報，No. 85(1993).
9）本田　明，谷口直樹　他:"低溶存酸素条件下における炭素鋼の腐食挙動の実験的検討"，動燃技報，No. 104（1997）
10）M.Pourbaix: "Atlas of Electrochemical Equilibria in Aqueous Solutions"(1974).
11）C.M.Hannson:"The corrosion of steel and zirconium in anaerobic condition",Mat.Res.Soc.Symp. Proc. Vol.50(1985).
12）C.C.Naish, P.H.Balhwill et al.: "The anaerobic corrosion of carbon steel in concrete", EUR 13663 EN(1991).
13）R.Wada, et al."Experimental Study on Hydrogen Gas Generation Rate from Corrosion of Zircaloy And Stainless Steel Under Anaerobic Alkaline Condition", Radioactive Waste Management and Environmental Remediation - ASME(1999)

資料番号：15－10

研究報告

日本列島における火山周辺の酸性地下水分布

浅森　浩一　　石丸　恒存　　岩月　輝希

東濃地科学センター

Distribution of Acidic Groundwater around Quaternary Volcanoes in Japan

Koichi ASAMORI　　Tsuneari ISHIMARU　　Teruki IWATSUKI

Tono Geoscience Center

地質環境の長期安定性に関する研究課題の一つとして，火山活動が地質環境に及ぼす影響について科学的知見の整備を進めている。本研究では，日本列島全域における地下水のpHデータを基に，第四紀火山周辺の酸性地下水の分布範囲を検討した。その結果，pH＜4.8の酸性地下水の分布域は第四紀火山分布域とよく一致しており，全国的には酸性地下水は各火山から数km～20km程度まで分布していることがわかった。ただし，本結果はデータの偏在性や各火山の活動特性にも依存していると考えられるため，特定の火山地域を対象に詳細な検討を行う際は，火山の活動特性を考慮し，空間密度の高いデータを用いた個別的な調査・解析が必要である。

One important key issue in the understanding of the long-term stability of the geological environment is the influence of magmatism. In this study, we examined the general spatial distribution of acidic groundwater around Quaternary volcanoes in Japan using a database of groundwater geochemistry. The results may be summarized as follows: Acidic groundwater with pH < 4.8 mainly occur in present volcanic regions and are distributed from several kilometers to about 20 km from Quaternary volcanoes. The pH value of groundwater tends to decrease with increasing distance from a volcano. However, these results may be affected by inhomogeneity of groundwater data distribution and the characteristic activity of each volcano. In order to assess a specific volcanic region, a detailed analysis that considers volcanic activity, using a data set with high spatial density is necessary.

キーワード

第四紀火山，酸性地下水，pH，温泉地化学データベース，日本列島全域，火山活動の地球化学的影響，地質環境，長期安定性

Quaternary Volcano,Acidic Groundwater,pH,Database on Geochemistry of Hot Springs,Whole Japanese Islands,Geochemical Influence of Magmatism,Geological Environment,Long-term Stability

浅森　浩一*

地質環境長期予測研究グループ所属
地質環境の長期安定性に関する調査研究業務に従事

石丸　恒存*1

地質環境長期予測研究グループ所属
副主任研究員
地質環境の長期安定性に関する調査研究業務に従事

岩月　輝希*

地質環境長期予測研究グループ所属
副主任研究員
ナチュラルアナログ研究に関する調査研究業務に従事
理学博士

＊　現在：地質環境研究グループ
＊1現在：本社　バックエンド推進部　深地層研究施設計画グループ

１．はじめに

地層処分システムが長期的に安全性能を保持するためには，地層処分の場となる地質環境が期待される環境条件を長期にわたって維持することが必要である。地質学的な変動帯に位置する我が国においては，地質環境の長期安定性に関連する重要な天然現象として，地震・断層活動，火山・火成活動，隆起・侵食，気候・海水準変動などが挙げられている。東濃地科学センターで進める地質環境の長期安定性に関する調査研究では，これらの天然現象に関し，現象自体の特性やその現象に伴う地質環境変化の程度及び影響範囲などに関する科学的知見の整備を進めている。この中で，火山活動が周囲の地質環境に及ぼす影響としては，マグマの貫入・噴出による周辺岩盤への直接的な影響，マグマからの熱による地温の上昇や熱水対流系の発生，マグマに含まれている揮発性物質が熱水や火山ガスとして混入することによる地下水への地球化学的影響などが考えられる[1)]。

マグマに含まれる揮発性物質（H_2O，CO_2，SO_2，H_2S，HCl等）は，マグマの上昇に伴い温度・圧力が低下することによってマグマから放出され，地下水中に溶解する[2)]。また，一般にマグマ性の揮発成分が地下水中に混入すると，Cl^-やSO_4^{2-}を主成分とする酸性の地下水が形成される。地下水の水質やpH，Eh等の地球化学特性は，地層処分におけるオーバーパックの腐食及びガラスや核種の溶解に影響を与える重要な要素である。このため，このような火山活動に伴う周辺地下水の地球化学的変化の範囲についての科学的な知見を得ることは重要である。これに関し，サイクル機構の地層処分研究開発第２次取りまとめ[1)]及び小松・梅田（1999）[3)]では，仙岩地域，阿寒，ニセコ，蔵王，九重，霧島の火山周辺地域において，火山からの距離と温泉水のpHとの関係の検討を行い，酸性地下水は火山から数km～10km程度までの領域に分布することを示した。しかしながら，これらの研究では，5つの火山及び１つの火山地域のみを対象としているため，他の火山地域における酸性地下水の分布範囲については言及されていない。

このため，本研究では，全国規模で温泉水などの地下水の地球化学的特性について取りまとめられた「温泉地化学データベース」[4)]を活用し，地下水水質データの信頼性を吟味したうえで，日本列島全域を対象として，火山活動に起因すると考えられる酸性地下水の分布に関する検討を行った。

２．「温泉地化学データベース」と解析手法

日本列島における地下水の水質は様々である。それらは異なる起源を持つ水が岩盤中を流動する過程で，岩石との反応やマグマ起源の揮発性物質の溶解，他の地下水系との混合などを生じるためである。東濃地科学センターでは，日本列島の地質環境特性に関するデータ収集の一環として，全国各地の地下水・温泉水に関する公表文献の収集及び化学分析値などのデータベース化作業を進め，「温泉地化学データベース」[4)]を作成した。このデータベースは，日本列島各地に存在する温泉などでの地下水の採水位置・水源種別・湧出量・化学分析値・pH・利用目的などについて，公表文献や各県の衛生研究所発行の報告書などでの記載値約20,800件を取りまとめたものであり，全体の約半数は温泉または鉱泉に関連する測定データにより構成されている。また，本データベースに含まれる約9,500件のデータには，文献中の採水位置図を基に求めた緯度・経度を記載しているため，日本列島全域における広域的な地下水水質の空間的特徴を解析することが可能である。

本研究では，この「温泉地化学データベース」に収録した地下水水質データを使用した。ただし，このデータベースには人間活動による地下水汚染などの要因によって生じたと考えられる酸性地下水データも含まれており，火山活動に起因する周辺地下水の地球化学的影響を検討するうえでは，それ以外の要因によって生じた酸性地下水データを選別する必要がある。そこで本研究では解析結果の信頼性を高めるため，以下のように，いくつかの記載項目について基準を設け，３つのデータセットに区分して解析を行った。なお，多数の水質分析値を用いた解析に際しては，イオンバランスを用いたデータの品質に関する検討がなされる場合がある。しかし，本解析で使用しているデータの多くは比較的溶存成分の種類や量に富む温泉・鉱泉に関連する測定データであり，主要化学成分のすべてがデータとして記載されているわけではないため，イオンバランスによるデータの検討は行っていない。

(1) 採水位置データの有無

まず，可能な限り多くのデータを用いて酸性地下水分布の特徴を把握するため，pH及び採水位置

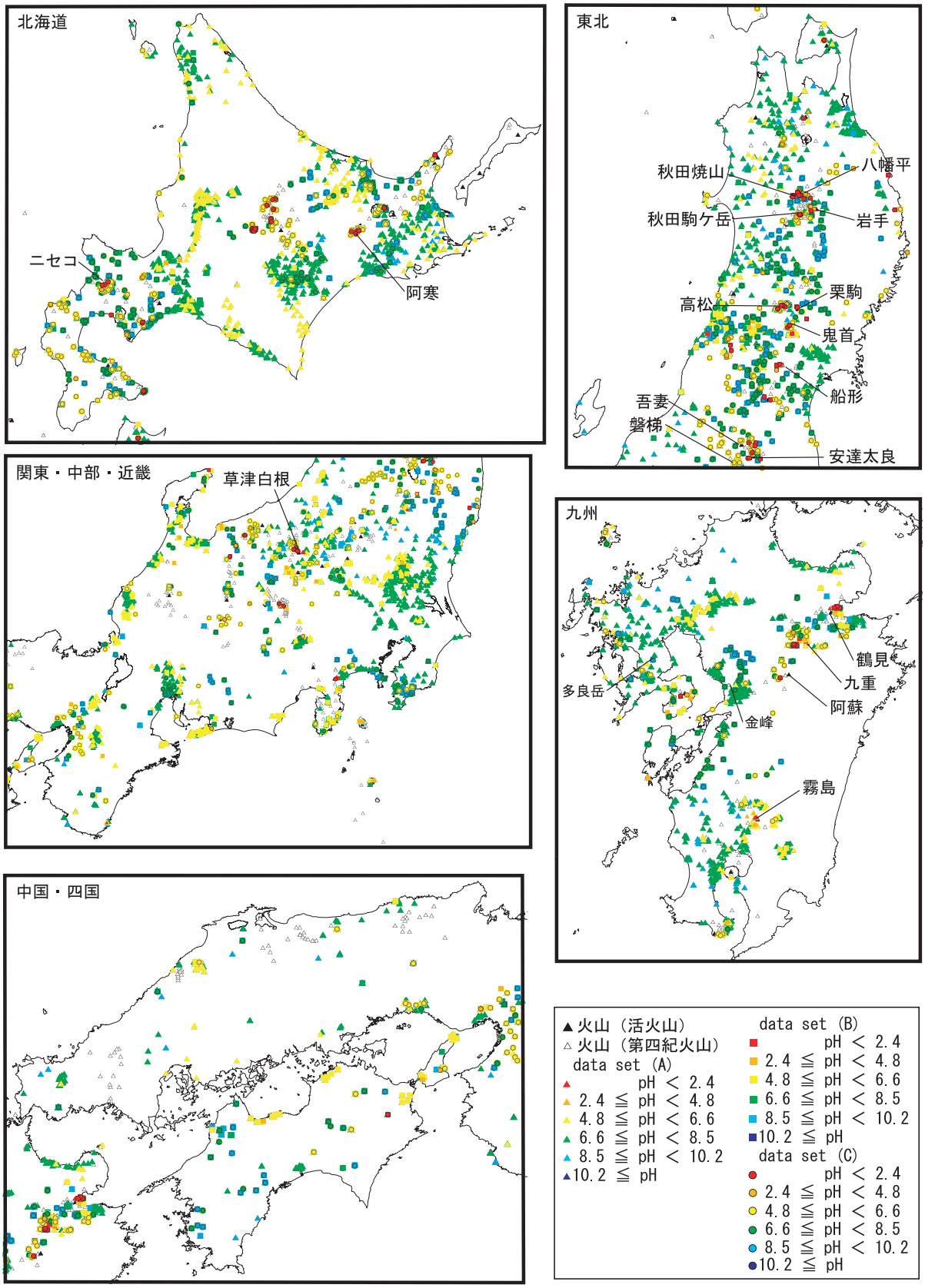


図１　日本列島の各地域におけるpH分布図

が記載されている約9,300件のデータをdata set (A)とした。このデータセットでは，人間活動の影響による水質変化の可能性のあるデータを含んでいる。

(2) 水源種別，利用目的による選定

一般に，人間活動の影響により地下水が酸性化する原因として，硫化物を含む鉱山廃水や農業排水の地下水への混入[5),6)]等が考えられ，比較的浅い深度を対象としている用水や鉱山の坑道で測定された地下水はこのような地下水汚染の影響を受けている可能性が高い。これらの影響を除くため，以下に示すいずれかの基準に該当するデータをdata set (A)から除外し，data set (B)とした。

・採水利用目的が用水及び不明であるもの
・採水水源が坑道湧水及び不明であるもの

このように人間活動による地下水汚染の影響を受けている可能性の高いデータを除外した結果，約3,600件のデータが選定された。

(3) 湧水量の有無による選定

採水試料が湧水であると確認できないものには，地表近くの採水地点に長時間滞留している地下水が含まれている。それらの試料は大気との反応や雨水の混入などにより，水質変化が生じている可能性がある。したがって，湧水であることが確認できたものに比べて，その水質データの信頼性は劣ると考えられる。これらを除くため，以下に示すいずれかの基準に該当するデータをdata set (B)から選出し，data set (C)とした。

・湧水量の記載があり，採水試料が湧水であると断定可能なもの
・採水水源が湧水であるもの

このように，測定試料が湧水であることが確認できなかったデータを除外した結果，約2,400件のデータが選定された。

以上の基準によって選出・分類されたdata set (A)，data set (B)，data set (C)について，pHの値に基づいて区分したデータ分布を図１に示す。この図において同一位置のデータが複数存在する場合には，その位置におけるpHの最小値を表示している。ここで，前述のようにdata set (A)及びdata set (B)には，火山活動以外の要因によって生じた酸性地下水データが含まれている可能性が高いが，それらに含まれるすべてのデータが火山活動以外の要因によって水質変化が生じているとは言いきれない。そのため，火山活動に起因して生じた酸性地下水の分布範囲についての過少評価を避けるため，参考としてdata set (A)及びdata set (B)についても解析結果として示した。このことから，火山活動に起因して生じた酸性地下水の存在範囲を評価する場合，data set (A)を含めた解析結果は最も安全側の見積りであり，data set (C)のみを考慮した解析結果は火山活動に起因して生じた酸性地下水の信頼性の高い（最低限の）分布範囲を意味する。

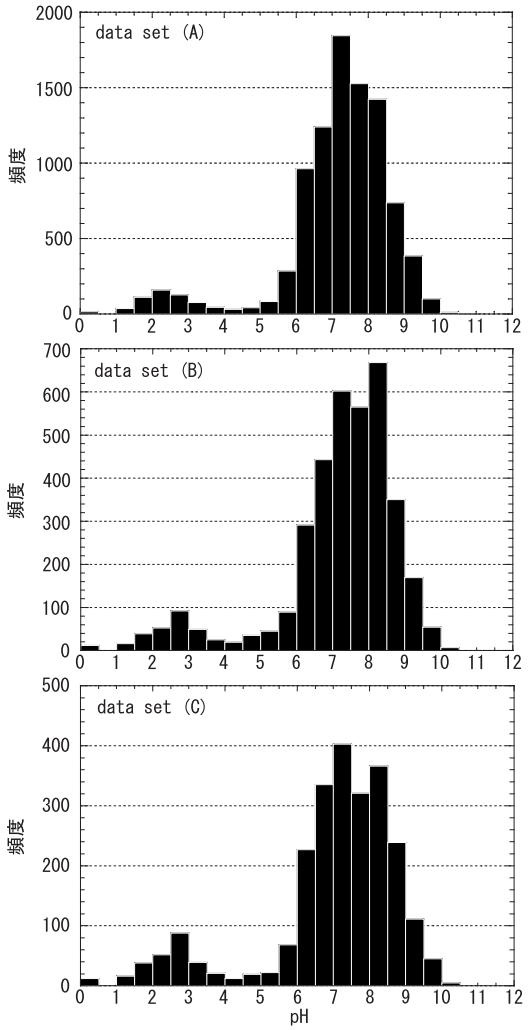


図２　各データセットのpHに対するヒストグラム

解析に用いたデータのpHに対する頻度分布を図２に示す。一般に，HCO_3^-が溶液中に存在するpH領域は4.8以上であり，4.8未満は自然界における実質的な酸性領域である[7)]。また，本解析に用いたデータセットにおいてもpH＝７前後のピークとpH＝２付近の小さなピークとの間に，pH＝４付近においてくびれがみられることから，pH＝4.8は酸性地下水とそれ以外の地下水を区分する

しきい値として妥当であると考えられる。このため，以下，pH＜4.8の酸性地下水を火山活動や人間活動などの二次的な影響に起因して生じた可能性のある地下水であるとして述べる。

３．酸性地下水分布の解析結果

3.1　日本列島における地下水のpH

図１に示す日本列島におけるpH分布より，pHが4.8未満の低いpHを示すデータ（以下，低pHデータ）が比較的集中して分布している領域は，北海道東部（阿寒），北海道中央部（大雪，十勝），北海道南西部（ニセコ，倶多楽，恵山），東北脊梁山地（仙岩，栗駒，安達太良，那須，高原，草津白根），中部地方東部（八ヶ岳），伊豆半島北東部，九州中央部（別府，島原）及び九州南部（霧島，指宿）であり，それらのほとんどの地域において前述したdata set（C）による低pHデータが分布している。これらの分布域は第四紀火山分布域とよく一致しており，以前の研究[3]による酸性温泉の分布と同様の特徴を示している。しかし，第四紀火山または活火山であるにもかかわらず，火山周辺に低pHデータが認められない領域もある。

火山活動に起因する周辺地下水の水質変化についての一例として，阿寒周辺における地下水水質データを図３に示す。ここで，火山からの距離は，それぞれの地下水採水地点から火山までの水平距離としている。Cl^-及びSO_4^{2-}濃度は，火山周辺で高くなっていることがわかる。これは，マグマから放出された揮発性物質が地下水中に混入したためであり，HClの地下水中への溶解やH_2Sの酸化により生じた硫酸のため，酸性地下水が生み出されると考えられる。

このように，第四紀火山周辺に位置するこれらの酸性地下水は火山活動に起因して生じたものである可能性が高いと考えられるが，すべての第四紀火山及びその周辺地域に酸性地下水の存在が認められるわけではない。

以下に，第四紀火山及びその周辺地域にみられる低pHデータの分布領域に着目した解析結果について述べる。

3.2　個別火山を対象とした解析

使用するデータの分布は著しく偏在しているため，比較的多くのデータが周辺に分布し，低pH

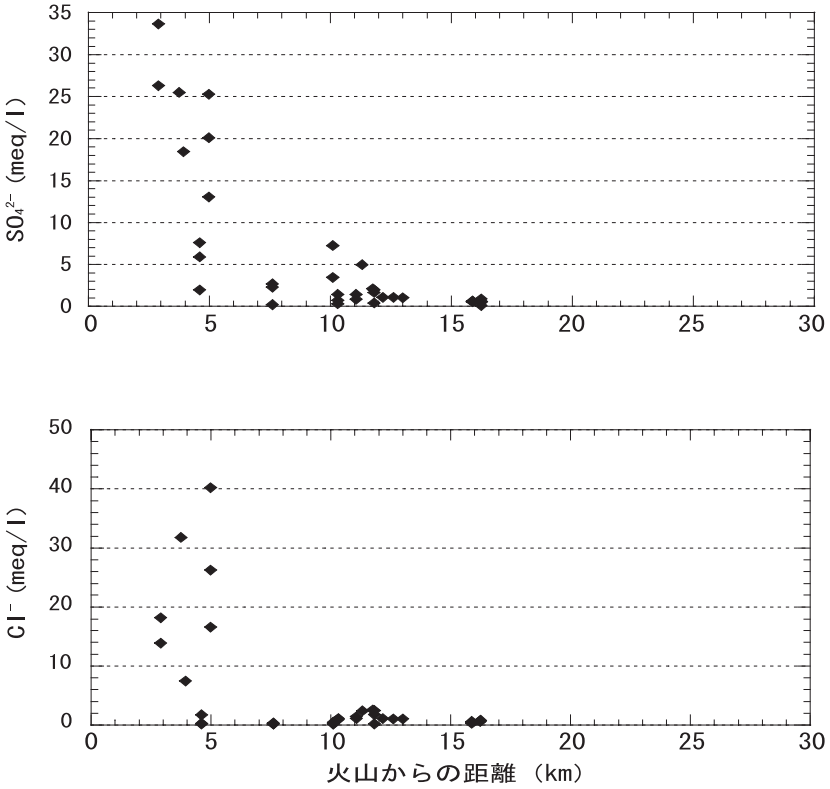


図３　阿寒周辺における地下水水質

データが見られるいくつかの火山を対象として，火山からの距離とpHとの関係を検討した。ここで，火山からの距離は各々の地下水データの採水位置から対象とする火山までの水平距離とした。

阿寒，ニセコ，仙岩地域（岩手，秋田駒ヶ岳，秋田焼山，八幡平），栗駒山周辺（鬼首，高松，栗駒），船形，吾妻山周辺（吾妻，磐梯，安達太良），草津白根，九州地方北部（九重，鶴見，阿蘇），霧島の各第四紀火山及び各火山地域についてのpHと火山からの距離との相関図を図４に示す。ここで，仙岩地域，栗駒周辺，吾妻周辺，九州地方北部については採水位置から最も近くに位置する火山までの距離とした。なお，第四紀火山の位置は「日本の第四紀火山カタログ」[8] による火山体データを用いた。

いずれの火山においても低pHデータは火山付近に集中して見られ，比較的データ数の多い草津白根，九重，霧島においては，火山から遠ざかるにつれて徐々にpHがバックグラウンドの値に近づく傾向が認められる。このような特徴は以前の研究[3]によるものと同様であり，地下水に対する地球化学的影響の程度はその中心から離れるにしたがって小さくなっていると推定される。

また，各火山周辺にみられる低pHデータの存在範囲は各々の火山によって異なっており，多くの火山周辺においては数km～13km程度である。最も広範囲の分布領域を有すると見積もられる火山及びその範囲は，data set (C)による解析結果では安達太良での約20kmとなっている。これに関し，これまでの研究[1),3)] では低pHデータの分布領域は数km～10km程度と見積もられており，今回のより多くのデータを用いた解析により得られた低pHデータの最大分布範囲はそれよりも広い。また，仙岩地域，阿寒，ニセコ，九重，霧島のそれぞれの火山地域における低pHデータの分布域は，以前の研究において推定された範囲よりも数km広がっている。

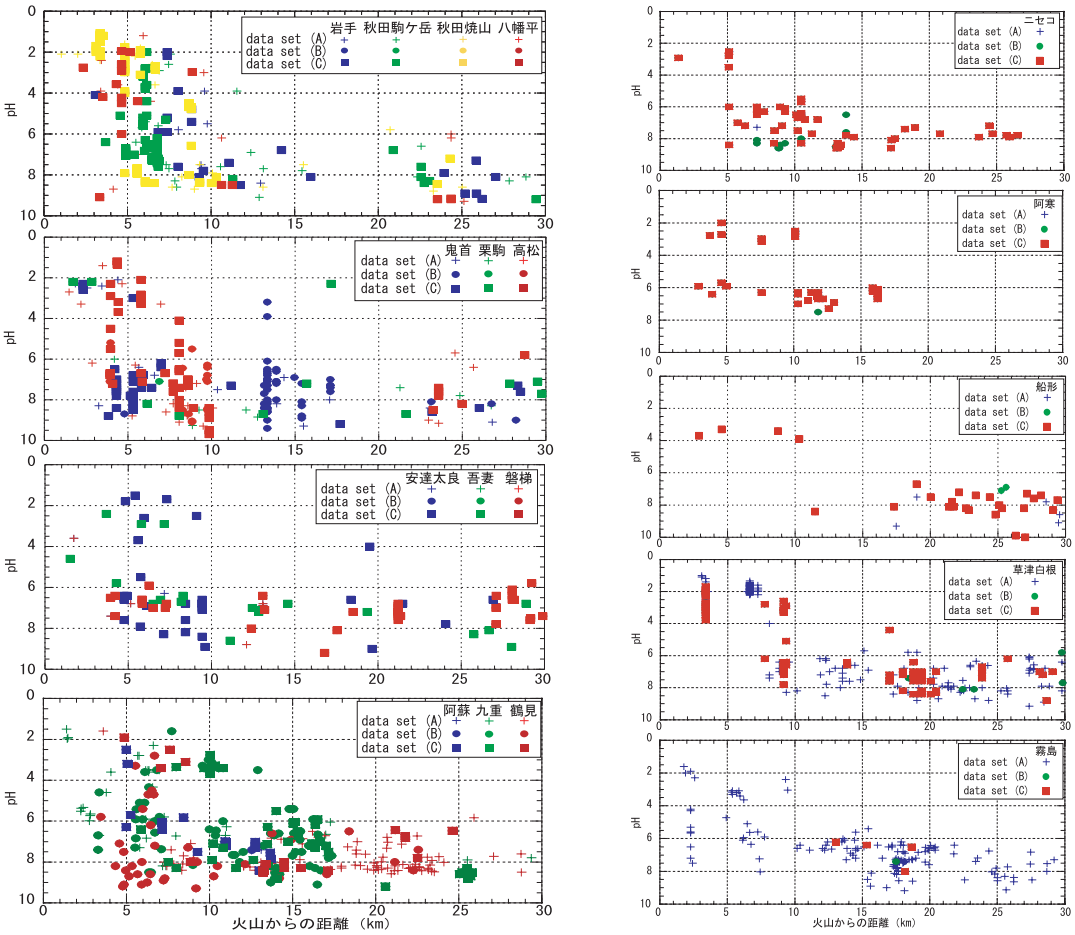


図４　個別の火山及び火山地域における火山からの距離と地下水のpHとの相関図

4．考　察

4.1　個別火山の解析結果と低pHデータの最大存在範囲

個別火山を対象とした解析結果より，各火山周辺にみられる低pHデータは火山から数km～20km程度までに分布していた。その最大の分布域が認められた安達太良において火山から最も離れた位置にみられた低pHデータは，地下水のpHが火山から遠ざかるにつれてバックグラウンドの値に近づく傾向と調和的である。このことから，安達太良周辺の火山活動に起因する低pHデータの分布範囲は火山から約20kmまで広がっている可能性がある。また，同様の特徴が草津白根についての解析結果にもみられ，低pHデータの最大分布範囲は約17kmとなっている。以上のことから，これまでに推定されていた分布範囲よりも，いくつかの地域では低pHデータの分布域が広範囲に及んでいると考えられる。

4.2　日本列島全域を対象とした解析結果とその解釈

限られた火山地域を対象として実施された以前の研究[3]では，低pHデータの分布範囲は数km～10km程度であるとされており，本解析結果による分布範囲に比べて少なく見積もられている。本研究においては，更に広範囲の酸性地下水分布領域を有する例外的な火山が存在する可能性があることから，前述の限られた第四紀火山及びその周辺を対象とした解析のみならず，日本列島全域を対象として同様の解析を行うことにより，低pHデータの最大分布範囲に着目した検討を行った。

この解析において対象とした火山は「日本の第四紀火山カタログ」[8]によるすべての第四紀火山についての火山体データである。火山からの距離は，各々の地下水データの採水位置から最も近くに位置する火山までの水平距離とした。図５に日本列島全域についての解析結果を示す。

解析結果より，ほとんどの低pHデータは，第四紀火山からの距離が20km程度までに分布していることがわかる。このような特徴は以前の研究[3]及び本研究での個々の火山に対する解析結果と同様であり，日本列島全域において火山活動は酸性地下水を生み出す支配的な要因となっていると推定される。

しかしながら，火山から20km以上離れた位置においても低pHデータの存在が認められる場合がある。火山から20km以上離れた地域に認められる低pHデータの分布を図６に示すとともに，その概要を表１に示す。

本解析に用いたデータセットに含まれる低pHデータのうち，火山からの距離が20kmを超えるものは16地点認められた（表１）。この中にはdata

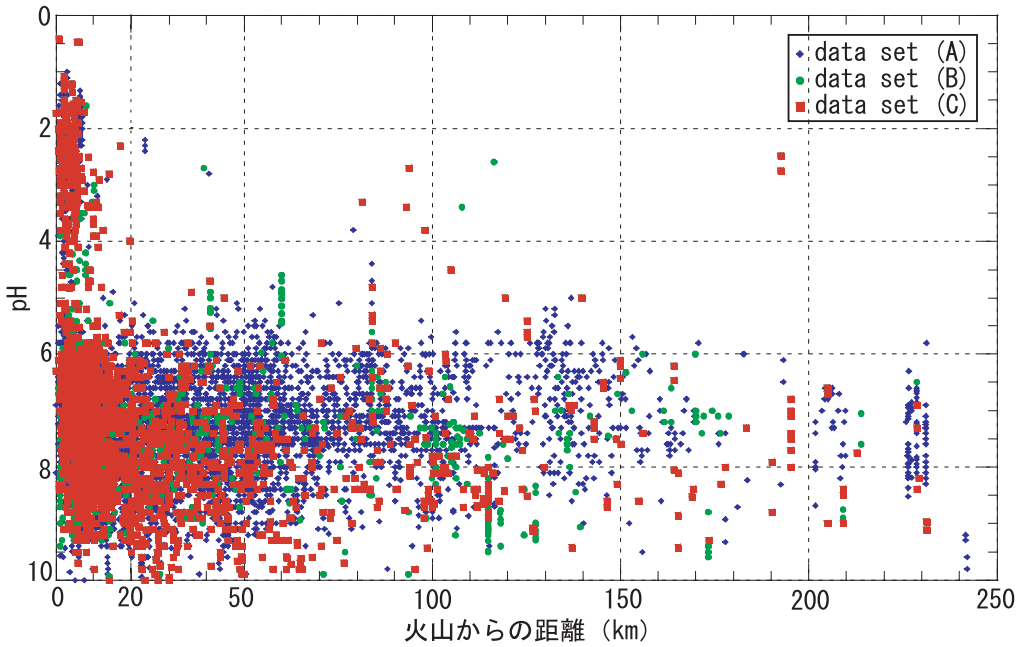


図５　日本列島全域における火山からの距離と地下水のpHとの相関図

表１ 火山から20km以上離れた地域に位置する酸性地下水の概要

番号	pH	火山からの距離(km)	採　水　地	水源種別	利用目的	データセット区分
1	4.6*	59.9	岩見沢市（北海道）	井戸	調査井	B
2	3.3	81.3	宇部**（岩手県）	湧泉	温泉	C
3	2.7	93.8	宮本**（岩手県）	湧泉	温泉	C
4	4.7	40.9	金峰**（秋田）	湧泉	温泉	C
5	2.7	39.3	火打崎**（山形県）	井戸	温泉	B
6	3.8	97.9	白岩金波**（福島県）	湧泉	温泉	C
7	3.4	93.1	赤井**（福島県）	湧泉	温泉	C
8	4.5	104.9	原木田**（福島県）	湧泉	温泉	C
9	2.2*	23.7	黒部トンネル（富山県）	坑道	温泉	A
10	2.6	116.3	禄剛崎**（石川県）	井戸	温泉	B
11	3.4	107.9	谷崎**（石川県）	井戸	温泉	B
12	4.4*	83.9	有馬**（兵庫県）	不明	温泉	A
13	2.0	259.2	湯川**（和歌山県）	不明	温泉	A
14	3.8	79.1	姫路市（兵庫県）	井戸	用水	A
15	2.5*	192.6	新次郎鉱山（徳島県）	湧水	温泉	C
16	2.8	40.6	白岳**（長崎県）	不明	温泉	A

* 同一位置における複数のpH測定値の最小値
**温泉または鉱泉名

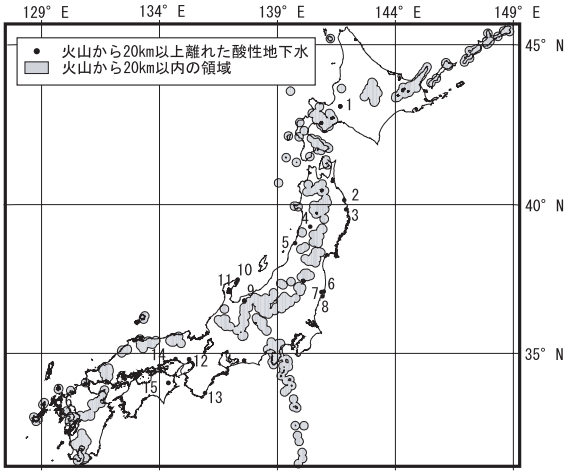


図６　火山から20km以上離れた地域に位置する酸性地下水の分布

set (A)として分類した坑道内及び用水に関する測定データも含まれており，それらは坑道内での鉱物の溶解や農業排水起源の窒素酸化物の混入[5),6)] 等の人間活動による地下水汚染によって生じた可能性が考えられる。また，北海道岩見沢市に見られる低pHデータは，泥炭地における測定データ[9)] であるためフミン酸により酸性化した地下水であると考えられる。更に，東北地方及び関東地方の太平洋沿岸部や能登半島先端部などの温泉・鉱泉に見られる低pHデータは，火山周辺に分布する低pHデータの集中域からは大きく隔たっており，火山から遠ざかるにつれてpHがバックグラウンドの値に近づく特徴とは一致しないことから，火山活動に起因するものとは考えにくい。これらの非火山地域にみられる酸性地下水の発生原因に関しては，京都府船井郡などの火山ガスのない地域においても堆積層(頁岩層内の破砕帯)中に存在する含硫黄鉱物の溶解[10)] によって酸性泉が生じる可能性が指摘されていることから，火山からの距離が20km以上離れた領域にみられる酸性地下水は第四紀火山の活動とは関連のないものであると推定される。

以上のことから，日本列島全域においても火山周辺にみられる火山活動に起因する低pHデータの分布範囲は，火山から数km～20km程度までの範囲であると言える。

4.3　酸性地下水の偏在的分布

先に述べたように，低pHデータはすべての第四紀火山周辺に認められるわけではない。例えば，九州地方においては，活火山である阿蘇，九重，鶴見，雲仙，霧島周辺に低pHデータが集中しており，それらから数十km離れた第四紀火山である多良岳，金峰などの周辺においては低pHデータの存在は認められない(図１)。この原因としては，以下の二つの可能性が考えられる。

一つは，解析に用いたデータ分布の偏りによる

空間分解能の地域差によるものと考えられる。個別の火山に対する解析結果では，低pHデータが多数認められる火山近傍においても中性～アルカリ性を示すデータが多く認められる。このことから，火山活動の影響を受けた地下水は，火山近傍においても付近の地質構造などに関連して空間的に不均質に存在していると推定される。つまり，比較的データ数が少ない火山については，その周辺に偏在する酸性地下水を捉えることができなかった可能性がある。

もう一つは，それぞれの火山における活動度や活動形態の差によるものと考えられる。一般に，火山周辺の地下水はその活動に関連して水位・温度・水質などが変化する。本解析結果では，前述のように九州地方における低pHデータ及び活火山の分布域に相関が認められ，現在，活動度が比較的低いと考えられる活火山以外の第四紀火山付近には低pHデータがみられない。このことから，本解析によって見出された各々の火山によって異なる低pHデータの分布範囲やその有無は，火山の活動度に依存している可能性を示唆している。

以上のことから，本解析結果は，使用するデータの分布や対象とする火山の活動度や活動形態などにも依存していると考えられる。したがって，特定の火山地域を地質環境の長期安定性の観点から詳細に検討する際には，空間密度の高いデータを用いた個別的な調査・解析が必要であると考えられる。

５．結　論

本研究では，全国規模で火山周辺に存在する酸性地下水分布の特徴を把握することを目的として，日本列島における地下水のpHと火山からの距離との相関について検討を行った。得られた結果を以下にまとめる。

１）個々の火山を対象とした解析結果より，火山から遠ざかるにつれてpHが高くなる傾向が見られ，pH＜4.8の酸性地下水データは火山からの距離が数km～20km程度までみられた。

２）pH＜4.8の酸性を示すデータが存在する空間的範囲は各々の火山によって異なることから，火山周辺の地下水水質は火山の活動度や活動形態，地下水・熱水流動系などに依存すると推定される。

３）日本列島全域を対象とした解析結果においても個々の火山を対象とした解析結果と同様の傾向がみられ，火山活動に起因すると考えられる酸性地下水データは，火山を中心として20km程度まで広がっている。

４）今回の解析結果は，データの偏在性や火山の活動度や活動形態などにも依存していると考えられるため，個々の火山や火山地域に対して個別的に検討を行う際には，火山の活動特性に留意し，空間密度の高いデータを収集したうえで解析を行う必要があると考えられる。

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－地層処分研究開発第２次取りまとめ－分冊１わが国の地質環境”，核燃料サイクル開発機構，JNC TN1400 99-021 (1999).

２）White, D. E.:“Thermal waters of volcanic origin”, Geol. Soc. Am.,68,p.1637(1957).

３）小松　亮，梅田浩司：“日本列島における温泉・熱水変質帯について”，サイクル機構技報，No.4,p.121 (1999).

４）小松　亮，黒墨秀行，他：“温泉地化学データベースの作成”，日本温泉科学会（2002).

５）半谷高久，小倉紀雄：“水質調査法”，丸善，pp.378 (1986).

６）田口雄作：“窒素による地下水汚染と水文学の課題”，ハイドロジー，vol. 25,p.51(1995).

７）野田徹郎，高橋正明：“地熱系に関与する起源水の地球化学的分類とその意義”，地球化学，Vol. 9,p.63 (1992).

８）第四紀火山カタログ委員会編：“日本の第四紀火山カタログ”，日本火山学会（1999).

９）本島公司：“天然ガス鉱床の成因的研究”，地質調査所報告，vol. 183, p.10(1959).

10）浅見益吉朗，桂　京造，他：“京都府下で発見された酸性泉の性状とその成因について”，温泉科学，vol. 35,p.128(1985).

資料番号：15－11

研究報告

再処理オフガスに含まれるキセノンの有効利用に向けた精製方法の開発

冨来　靖*　　沖本　克則*1　　庄司　　久　　林　晋一郎

＊エア・ウォーター株式会社
＊1東海事業所　再処理センター　品質保証室
東海事業所　再処理センター　処理部

Development of Refining Technology of Xe Recovered from Reprocessing Plant Off Gas for Commercial Use

Yasushi TOMIKU*　Katsunori OKIMOTO*1　Hisashi SHOJI　Sin-ichiro HAYASHI

* Air Water Inc.
*1 Quality Assurance Section, Tokai Reprocessing Center, Tokai Works
Reprocessing Operation Division, Tokai Reprocessing Center, Tokai Works

クリプトン回収技術開発施設から回収される放射性クリプトンを微量含むキセノンを照明，イオンエンジンなど一般産業用として有効活用するため，吸着分離法の１つであるPSA・パージ法を活用し，回収キセノンの精製技術開発を行った。RI(^{85}Kr)を用いた試験を実施し，Ca-X型ゼオライトを充てんした吸着塔３段の吸着システムにより，目標とする低放射能濃度の精製Xeを得ることができた。また，キセノンとクリプトンの分離メカニズムを解明するため，分子動力学法を用いたコンピュータ・シミュレーションを実施した。計算結果は，試験結果とよい一致を示し，吸着圧力の影響，カチオンの作用について検討した。

The present study is aiming to develop refining system of recovered Xe at Krypton Recovery Facility(KRF) by pressure swing adsorption with purge system for commercial use, such as to lighting and ion engine. Refined Xe with low radioactive Kr was prepared through three series of adsorption column packing synthetic Ca-X zeolite. And the computer simulation by molecular mechanics was practiced to obtain purification mechanism for Xe/Kr mixed gas. The simulation was fitted with the practical adsorption test. So the effects of pressure and cation were studied about adsorption.

キーワード

キセノン，クリプトン，吸着，PSA，吸着剤，ゼオライト，精製，再処理オフガス，クリプトン回収技術

Xenon, Krypton, Adsorption, PSA, Adsorbent, Zeolite, Refining, Reprocessing Plant Off Gas, Krypton Recovery Technology

１．はじめに

再処理オフガスから放射性Krである^{85}Krを分離･回収するクリプトン回収技術開発施設（以下，クリプトン施設）では，再処理オフガスに大量に含まれるXeも分離・回収することができる[1)-3)]。Xeは，大気中に極微量(0.087ppm)しか含まれていない有用なガスであるが，クリプトン施設から回収されるXe中には微量のクリプトンが100ppm（このうち放射性の^{85}Krが約７ppm）含まれるため，このままでは一般産業には利用できない。

冨来　靖
執筆時，化学処理第一課
クリプトン技術管理チーム所属
クリプトン回収技術開発施設に係る業務に従事

沖本　克則
品質保証室許認可チーム所属 副主任技術員
許認可及び品質保証に係る業務に従事

庄司　久
化学処理第一課　クリプトン技術管理チームリーダ
副主任技術員
クリプトン回収技術開発施設に係る業務に従事

林　晋一郎
化学処理第一課
課長代理
クリプトン回収技術開発施設及び再処理施設運転管理に係る業務に従事

そこで，本キセノン精製技術開発ではコールド試験及び^{85}Krを用いたRI試験により，回収Xe中の^{85}Krを分離・除去し，一般産業での使用が可能となるよう回収Xeを精製することを目的として技術開発を行ってきた。その結果，Ca-X型ゼオライトを充てんした吸着塔３段の精製システムによって，^{85}Kr濃度が0.1Bq/cm^{3}以下の精製Xeを得ることができた。

また，吸着条件の最適化，回収率の向上等を目的に，Xe，Kr等ガス分子と吸着剤との相互作用に関するコンピュータ・シミュレーションを実施し，吸着のメカニズムを検討した。シミュレーションは，吸着試験結果とよく一致した。

以下，キセノン精製技術開発で実施したコールド試験，RI試験及びコンピュータ・シミュレーションの内容について報告する。

２．クリプトン施設とXe回収工程

2.1　クリプトン施設概要[1)-3)]

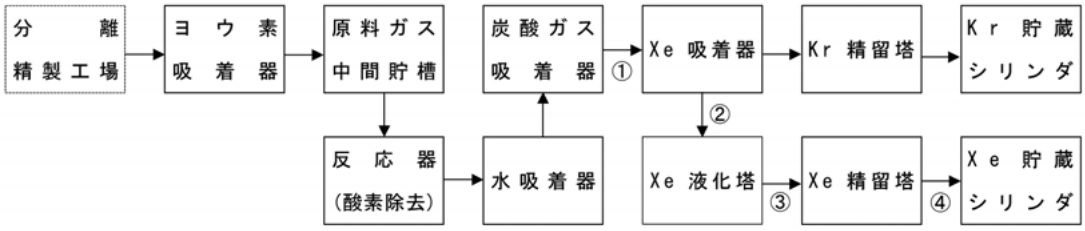
クリプトン施設では，^{85}Krの環境への放出量を実用可能な限り低減化するというALARA（as low as reasonably achievable）の考え方に基づいて，クリプトン回収技術の開発を進めてきた。

クリプトン施設では，液化蒸留法によりKrの分離・回収を行っている。まず，前処理工程ではヨウ素を除去した後，オフガス中の不純物を除去するため，脱酸素処理系においてO_2を水分に転化して除去した後，吸着処理系においてH_2O，CO_2，Xeを吸着除去する。その後，Kr精留工程において，主にN_2とKrを沸点の違いを利用して精留分離する。

2.2　Xe回収工程とその組成

使用済燃料中にはウランの核分裂生成物（FP;Fission Product）として，Xeが大量に含まれており不活性ガスであるため，Krと同様にせん断及び溶解工程においてオフガス中に移行する。オフガス中のXeはクリプトン施設のKr精留系低温部に移行すると，凍結して配管閉塞を引き起こすおそれがあるため，前処理工程の吸着処理系において吸着分離され，その後，バッチ方式の液化蒸留法により分離・回収される（図１）。

回収されるXeの組成及び放射性物質濃度は，表



組　成	①処理ガス	②再生ガス	③粗Xeガス	④回収Xeガス
ガス量	107 Nm^3／h	43.6 Nm^3／バッチ	3.76 Nm^3／バッチ	3.72 Nm^3／バッチ
Xe濃度	240 ppm	9.6 %	99.7 %	99.99 %
Kr濃度	29 ppm	300 ppm	3,190 ppm	≦ 100 ppm

＊１バッチ／6日サイクルの場合

図１　クリプトン施設　キセノン回収工程の概要

表１　クリプトン施設回収Xe，市販高純度Xe及び目標精製Xeの組成と放射性物質濃度

ガス ＼ 成分		Xe（%）	Kr（ppm）	N_2（ppm）	O_2（ppm）	Ar（ppm）	備　考
①回収Xe	組　成	＞99	＜100	＜3,000	＜100	＜200	クリプトン施設設計値
	放射性物質濃度	≦4.0×10^5 Bq/cm^3					
②市販高純度Xe	組　成	＞99.995	＜35	＜5	＜1	＜0.5	メーカー保証値（エア・ウォーター㈱）
③精製Xe（目標値）	組　成	＞99.995～99.999	＜35	＜5	＜1	＜0.5	
	放射性物質濃度	＜0.1Bq/cm^3					排気中の濃度限度

１に示すとおりであり，不純物としてKr，N_2，O_2及びArが微量に含まれる。

2.3　回収Xe中の放射性物質

表２に，Xe及びKrの燃焼度28,000MWd/tの基準燃料における同位体組成及びその半減期と天然存在比を併せて示す。Xe及びKr同位体のうち放射性物質は，それぞれ^{129m}Xe，^{131m}Xe，^{133}Xe，^{133m}Xe及び^{81}Kr，^{85}Krであるが，存在比，半減期及び使用済燃料の冷却日数等から，回収Xe中に含まれる放射性物質は^{85}Krと考えてもよい。

３　キセノン精製技術開発の目的

3.1　Xe，Krの物性[4)]

Xe及びKrは，He，Ne，Ar，（Rn）とともに周期表第18属の希ガスと呼ばれる，不活性な無色，無臭のガスであり，おもな物性を表３に示す。両者を分離する場合，ともに不活性ガスであるため，化学的な分離操作は難しく，表３に示す熱力学的，電気的等の物理的な性質の違いによる分離が一般的である。

3.2　Xeの用途及びその需要[5),6)]

Xeのおもな用途は，NeやKr等の希ガス同様，照明用である。また近年の技術の進歩に伴って，宇宙，エレクトロニクス，医療等の応用分野が登場した。宇宙産業では，人工衛星姿勢制御用のイオンエンジンに作動用物質として使用される。エレクトロニクスでは$XeCl_2$としてエッチング用エキシマレーザ，プラズマディスプレイの封入ガス等に，医療用ではX線CT装置の封入用や造影剤，あるいは麻酔用吸入ガスとしても用いられる。図２に我が国の用途別需要及びXe需要推移を示した。

Xeの需要動向は，上記の新規用途が登場した1999年までは120万Ｌの需要量を示していたが，価格上昇による管球・CT用途での需要の頭打ちやロ

表３　Xe及びKrのおもな物性*1

	キセノン	クリプトン
（a）元素記号	Xe	Kr
（b）原子番号	54	36
（c）原子量（＝分子量）	131.293	83.80
（d）空気中の存在比	0.087ppm	1.14ppm
（e）融点［1atm］（℃）	−111.9	−156.6
（f）沸点［1atm］（℃）	−108.1	−153.4
（g）蒸発熱　（kJ/mol）	12.6	9.03
（h）臨界温度　（℃）	16.6	−63.8
（i）臨界圧力　（atm）	57.6	54.3
（j）臨界密度（kg/cm^3）	1110	919
（k）ガス密度［1atm]*2 (g/dm^3)	5.85（0℃）	2.155（−146℃）
（l）熱伝導率（W/m・K）	5.62×10^{-3}	9.42×10^{-3}
（m）粘性率［37℃,1atm]*2 （μPa・s）	24.03	26.28
（n）ファン・デル・ワールス半径*2（Å）	2.16	2.02
（o）動力学直径*3　（Å）	3.96	3.6
（p）分極率*2　（Å^3）	4.04	2.48

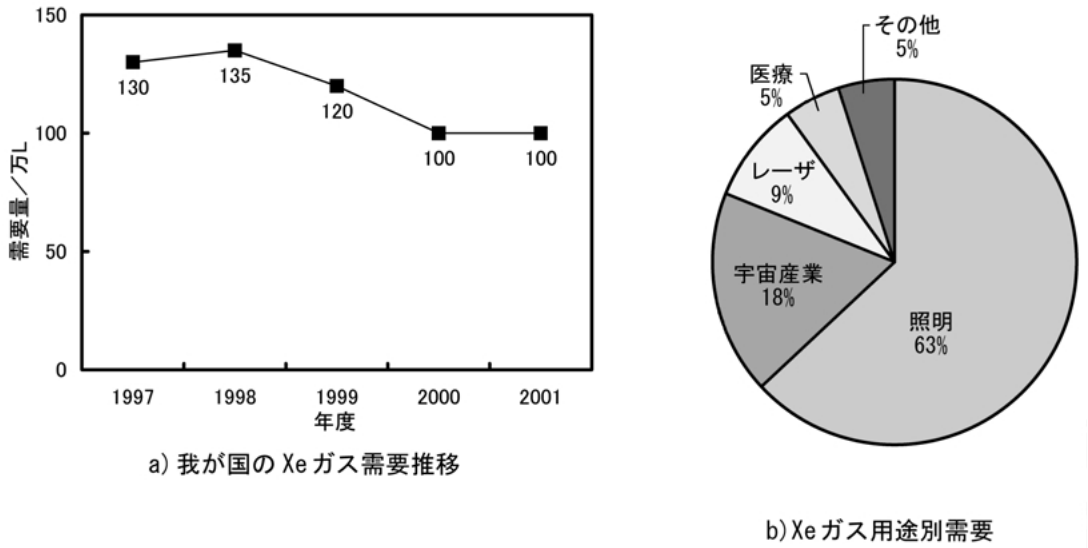
＊１　長倉三郎，井口洋夫，他編，「岩波　理化学辞典」 第５版，岩波書店（1998）
＊２　日本化学会編，「化学便覧」 改訂４版，丸善（1993）
＊３　Donald W. Breck,'ZEOLITE MOLECULAR SIEVES',John Wiley & Sons(1974)

表２　Xe及びKrの使用済燃料の同位体組成と天然の存在比

	Xe												
核　種	^{124}Xe	^{126}Xe	^{128}Xe	^{129}Xe	**^{129m}Xe**	^{130}Xe	^{131}Xe	**^{131m}Xe**	^{132}Xe	**^{133}Xe**	**^{133m}Xe**	^{134}Xe	^{136}Xe
基準燃料（%）	−	−	4.23E-2	5.10E-5	7.59E-14	6.72E-3	8.42	8.73E-8	20.2	6.07E-12	4.02E-27	28.3	43.0
放射能量（Bq）					4.59E4			2.31E10		5.55E6	8.73E−9		
半　減　期					8.89D			11.84D		5.24D	2.19D		
天然存在比（%）	0.1	0.09	1.91	26.4	−	4.1	21.2	−	26.9	−	−	10.4	8.9

	Kr							
核　種	^{78}Kr	^{80}Kr	**^{81}Kr**	^{82}Kr	^{83}Kr	^{84}Kr	**^{85}Kr**	^{86}Kr
基準燃料（%）	−	4.99E-5	1.86E-5	1.73E-1	12.1	29.7	6.70	51.4
放射能量（Bq）			4.59E4				3.23E14	
半　減　期			2.29E5 Y				10.76 Y	
天然存在比（%）	0.35	2.25	−	11.6	11.5	57.0	−	17.3

計算条件；燃焼度28,000 MWd/t，比出力35MW/t，冷却日数180dとして計算コードORIGEN-79による
天然存在比；長倉三郎，井口洋夫，他編，「岩波理化学辞典」 第５版，岩波書店（1998）
※太字は放射性同位元素　半減期；Y；年，D；日



a) 我が国の Xe ガス需要推移

b) Xe ガス用途別需要

図２　Xeの需要推移と用途

ケットの打上げ失敗などにより，需要規模は100万L以下で停滞している。しかし，人工衛星，プラズマディスプレイ，医療等用途の潜在需要は今後の世界需要動向に左右されるものと思われる。

いずれにしてもXeは有用で高価なガスであり，再処理オフガスに大量に含まれるXeの有効利用ができれば，Xe販売による再処理コストの低減に加え，需要にこたえられる点でも有意義なものとなる。

3.3　Xe精製　^{85}Krの分離濃度目標

回収Xeの放射性物質濃度（表１）をどの程度まで低減すればよいかについては，現在明確な基準はないが，^{85}Krに関する法規制には，①使用済燃料の再処理の事業に関する規則，②放射性同位元素等による放射線障害防止に関する法律，及び③電離放射線障害予防規則があり，これらのうち最も少ない値である①の排気施設から排出される排気中の放射性物質濃度;0．1Bq/cm^{3}をキセノン精製技術開発における精製Xeの放射性物質濃度に関する目標値と定めた。

また，精製Xeに含まれる不純物濃度については，市販の高純度Xeと同等以上であればよいと考えられるので，表１中に放射性物質濃度とともに，市販高純度Xeの組成及び目標とする精製Xeの組成と放射性物質濃度を示した。

4　Xe精製試験

4.1　PSA法の特徴と精製原理

Xe中の^{85}Krを分離・除去するためのXe精製法には，①吸着分離法，②液化蒸留法，③遠心分離法，④膜分離法，⑤既設設備を利用した希釈液化分離法等がある。設備費，消費電力，設置スペース，副資材費，人件費，法規制及び技術的難易度の観点から，プロセスが簡単で装置もコンパクトにでき，近年一般工業界でも普及し，発展が著しい吸着分離法を選択した。

吸着分離法は，混合ガスの成分を吸着する吸着剤を充てんした吸着塔中に原料ガス(回収Xe)を供給し，操作条件を変更することによって，吸着成分と非吸着成分を分離・精製する方法で，圧力スイング吸着法（PSA；Pressure Swing Adsorption），温度スイング吸着法（TSA；Temperature Swing Adsorption）等がある。

図３に吸着分離法の原理図を示す。縦軸に吸着量，横軸に吸着圧力をとり，曲線T1，T２は，それぞれ温度T_1，T_2（$T_1 < T_2$）における吸着平衡の関係を示したもので，吸着等温線と呼ばれる。PSA法では，吸着等温線T_1（常温）で，比較的高い圧力（吸着圧力）でガス吸着量が多く，低い圧力（脱着圧力）では少なくなることから，圧力差による吸着量の差が１サイクルの吸着（回収）量となる。一方，同図の温度T_1，T_2における同じ圧力での吸着量の差を利用し，分離・精製するものがTSA

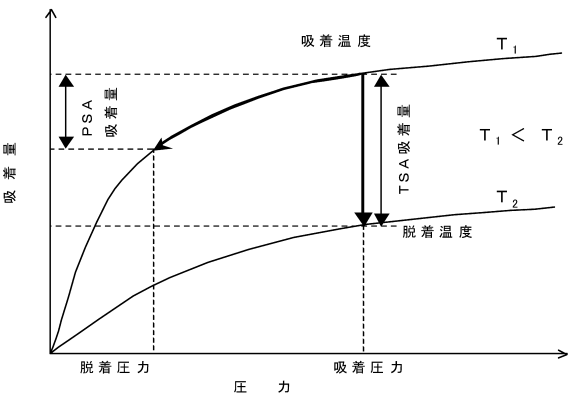


図３　吸着分離法（PSAとTSA）の原理

法である。

温度条件を変化させるTSA法は，低温で吸着することから１サイクルの吸着量が大きいという長所を有するが，吸着剤の加熱再生のため操作性が悪く，エネルギーコストがかかるという欠点がある。一方，圧力条件を変化させるPSA法は，圧力のみを変化させるためそれぞれの機器がTSAに比べ単純でシステムとしてコンパクトにでき，かつ操作性も簡単で，自動化も容易という長所がある。そこで，Xe精製では基本的にPSA法を採用することとした。

また，回収Xe純度を高めるためPSA・パージ法を採用した。一般的なPSA法では，吸着塔に原料ガスを一定流量で供給する吸着工程，吸着塔内のデッドスペース中に含まれる高濃度の不純物を追出すための減圧工程，及び吸着剤に吸着された精製ガスを回収するための脱着工程からなるが，表４に示すPSA・パージ法では，減圧工程と脱着工程の間にパージ工程を設けて，吸着塔内に製品（回収）ガスの一部を流通して，不純物を追出すことによって除去性能を高めることができる。

4.2　吸着剤の選定　－コールド試験

回収Xe中には微量の^{85}Krが含まれている。そのため，Xe，Krを分離するための吸着剤としては，回収Xe中に含まれる^{85}Krの放射線による影響が考えられるため，化学的に安定な無機系吸着剤のゼオライトを数種類選択し，比較試験によって適用できる吸着剤を選択した。

(1) 吸着剤選定試験に使用した吸着剤

一般的に原料ガス中に含まれる不純物をPSA法により除去する場合，不純物が少ない場合には不純物を吸着するタイプの吸着剤が用いられるが，Xe，Krはともに不活性であるため，原料ガス中に大量に含まれるXeを吸着するタイプの吸着剤についても吸着試験により，その性能を確かめる必要がある。

吸着剤には，①原子径の小さなKrは通過させるがXeは通さない細孔径が4Å 程度の吸着剤，②両方の原子とも細孔内に入ることができ，かつ細孔径内のカチオンの持つ静電場の作用で各原子の分

表４　PSA・パージ法によるXe-Krガスの分離・精製原理と吸着塔内圧の変化

工程 / 項目	吸着		保持①	減圧	保持②	パージ		保持③	脱着
	充圧	破過		（均圧）		充圧	パージ		（回収）
原理図 吸着剤：Ca-X ○：Xe ●：Kr	吸着剤 原料ガス	排出 原料ガス	吸着塔内に残存するXeが吸着剤に吸着される	排出 2塔式の場合入口よりもう1塔へ回収	保持１に同じ	パージガス	排出 パージガス	保持１に同じ	Xe回収
説明	吸着塔内に原料ガスを供給	吸着塔出口より，未吸着ガスが排出	Xeが吸着	吸着塔内圧を減少させるため、ガスを放出	Xeが吸着	入口よりパージガスを供給	ﾃﾞｯﾄﾞｽﾍﾟｰｽのKrをパージにより排出	Xeが吸着	吸着されたXeを真空ポンプにより回収
吸着塔内圧 吸着圧力 パージ圧力 減圧圧力 脱着圧力									

極率の差異による吸着強度の差を利用する吸着剤の２つに分別できる。

前者のタイプの代表として，原子径が小さく拡散速度が大きなKrを選択的に吸着するKr選択型吸着剤のCa-A型ゼオライトとNa-モルデナイトを，後者の代表として，表３の分極率が大きなXeを選択的に吸着するXe選択型吸着剤のNa-X型及びCa-X型ゼオライトを選定した。

これらの吸着剤の基本物性を表５に示した。

(2) 吸着剤選定試験

各々の吸着剤10gを充てんした吸着塔（内径10mmφ，長さ400mm）にXe-Kr混合ガスを一定流量（0.2NL/min）で供給し，所定の圧力（0.38MPa）になった後，吸着塔出口バルブを開き，出口流量が供給流量の90%に達した段階で，吸着工程を終了とした。次に，回収ガスの50%を吸着塔に吸着工程と同流量で供給して非吸着成分をパージした。その後，真空ポンプにより，吸着塔内圧が13.3kPaになるまで吸着成分をタンクに回収した。

選定試験の評価項目は，単位重量当りの吸着量及び比揮発度αとした。比揮発度αは，一般に低級炭化水素の吸着に用いられる指標で，αが大きいほど，その成分の選択性がよい。今回の試験のXe-Kr系混合ガスにおけるXe及びKrの比揮発度α_{Xe}及びα_{Kr}を，それぞれ次の(1)式，(2)式で定義した。

$$\alpha_{Xe} = (Y_{Xe}/Y_{Kr}) / (X_{Xe}/X_{Kr}) \quad (1)$$

$$\alpha_{Kr} = (Y_{Kr}/Y_{Xe}) / (X_{Kr}/X_{Xe}) \quad (2)$$

（Y_{Xe}，Y_{Kr}；吸着層におけるXe，Krのモル分率
X_{Xe}，X_{Kr}；気相中におけるXe，Krのモル分率）

(3) 試験結果

本試験で得られた吸着剤単位重量当りのXe，Krの吸着量及び比揮発度を表６に示す。

まず吸着量を見ると，Xe選択型吸着剤においては，Xe吸着量はKr吸着量に比べ，最低でも約150倍以上の値となり良好な選択性を示した。Kr選択型吸着剤では，Kr吸着量はXe吸着量の１／10以下であり，供給濃度の１／100に対して選択性は示しているが，Xe回収率の低下が懸念される結果となった。

また，比揮発度αについては，Xe選択型のNa-X型吸着剤のKr濃度１%におけるα_{Xe}が約86と非常によい値を示し，その他のXe選択型及びKr選択

表５　吸着剤選定試験に用いたゼオライトの基本物性

	Ca-A型	Na-モルデナイト	Na-X型	Ca-X型
吸着ガス	Kr選択型		Xe選択型	
単位格子組成	$Na_{12}(Al_{12}Si_{12}O_{48})\cdot 27H_2O$	$Na_8(Al_8Si_{40}O_{96})\cdot 24H_2O$	$Na_{86}(Al_{86}Si_{106}O_{384})\cdot 264H_2O$	$Na_{86}(Al_{86}Si_{106}O_{384})\cdot 264H_2O$
金属イオン	Ca	Na	Na	Ca
有効細孔径(Å)	5	4	10	9
比表面積(m^2/g)	650	400	525	525
密度(g/cm^3)	1.99	2.13	1.93	1.93
空隙率(cm^3/cm^3)	0.47	0.28	0.5	0.5
単位胞容積($Å^3$)	1,870	2,494	15,670	15,670
細孔構造	８員環，３次元空洞	12員環×８員環，１次元網目	12員環，３次元空洞	12員環，３次元空洞
SiO_2/Al_2O_3比	2	10	2.5	2.5

表６　吸着剤単位重量当りのXe，Kr吸着量と比揮発度

吸着剤		原料ガス中のKr濃度	吸着量(Ncm^3/g)		比揮発度(−)	
			Kr	Xe	α_{Kr}	α_{Xe}
Kr選択型	Ca-A型	１%	0.029	0.41	7.8	0.13
	Na-モルデナイト	１%	0.096	2.18	5.1	0.19
Xe選択型	Na-X型	１%	0.016	51	0.01	86
		2 ppb	3.8×10^{-8}	47	0.22	4.6
	Ca-X型	１%	0.31	45	0.43	2.3
		2 ppb	2.5×10^{-8}	29	0.14	7.1

型吸着剤ともαは最低でも２以上の良好な値が得られた。

(4) 吸着剤の選定

表６の結果から，吸着量，比揮発度とも良好な値を示した２つのXe選択型吸着剤を回収Xeの精製試験に適用することとした。

Na-X型とCa-X型を比較すると，吸着量では，本試験範囲においてはNa-X型が大きいが，αでは，Kr濃度が１％のときはNa-X型，ppbオーダのときはCa-X型がよい値を示したため，Na-X型及びCa-X型でさらに比較試験を実施していくこととした。

(5) PSA・パージ法による吸着塔１段の操作条件

選定試験から得られた２つの吸着剤Na-X型とCa-X型ゼオライトを使用して，PSA・パージ法における最適条件の選定試験を実施した。

原料ガス中のKr濃度（10，100，1500ppm），吸着圧力（0.098～0.481MPa），減圧圧力（0.098～0.288MPa），パージ比（＝回収ガス量のうちパージ用に使用したガスの割合）（0，20，30，50%）等の条件を変化させて，比較試験を実施した結果，吸着塔１段におけるPSA・パージ法の最適条件を次のように決定した。試験に使用した吸着塔は，内径22mm，高さ600mmに吸着剤を約150g充てんしたものを用いた。

吸 着 剤；Ca-X型ゼオライト
吸着圧力；0.297MPa
減圧圧力；0.098MPa
脱着圧力；13.3kPa
パージ比；30%以上

上記条件によって，回収XeのKr濃度に相当する89ppmを吸着塔１段で0.015ppmまで分離・除去（DF＝5,900）できた。

(6) Kr以外の不純物の除去

PSA・パージ法における吸着塔１段の最適操作条件が得られたことから，その条件におけるKr以外のおもな不純物の挙動について，吸着試験を実施して分離できるかどうか検討した。吸着塔は，(5) と同じものを使用し，得られた最適条件を用いて実施した結果，表７に示す不純物濃度が得られた。吸着塔１段のPSA・パージ法により，N_2，O_2及びArの濃度は目標どおりの値が得られた。

4.3 目標とするXeの分離・回収－RI試験

放射性物質濃度で4.0×10^5Bq/cm^{3}から目標濃度0.1Bq/cm^{3}以下まで除去するには，DFで10^7が必要となる。このような低レベルまでの精製方法は一般産業界でも確立した方法がなく，精製が可能であるかどうかが重要な課題であった。

そこで，6.8Bq/cm^{3}という低濃度のRIガスを原料として，4.2において述べた条件により，図４に示した吸着試験装置を使用してXe精製試験を実施した。吸着塔への吸着剤の充てん条件を表８に示した。また，パージガスには市販の高純度Xeガスを使用した。ただし，これまで使用したパージ比については，次の(3)式のデッドスペース比（DS比）への見直しを行った。DS比は，デッドスペース中のガスをどれくらいパージガスに置き換えるかを示す数値であり，これを用いることは吸着平衡が気相中の不純物濃度に依存するとする平衡論の考え方からも妥当と思われる。

$$\text{DS比}=\frac{\text{パージガス量［NL］}}{\text{デッドスペース中残存ガス量［NL］}} \quad (3)$$

試験結果を図５に示した。図からわかるように，DS比が大きくなるほど回収Xeの放射性物質濃度は小さくなり，DS比4.7（パージ比；25%）以上で希薄なRIガスを原料とするPSA・パージ法によって，目標とする放射性物質濃度の精製Xeガスを得ることができた。そのときの除染係数（DF）としては270以上であったが，回収率は34%以下と低いものとなった。

表７　吸着塔1段での精製Xe中の不純物濃度

(ppm)

	N_2	O_2	Ar	Kr	備　　考
実験値	0.342	0.226	0.018	2.11	吸着圧力；0.297MPa，パージ比；50%
目標値	＜5	＜1	＜0.5	＜35	

表８　RI試験で使用したCa-X型ゼオライトの吸着塔充てん条件

充てん量［A］(g)	デッドスペース［B］(cm^3)	充てん容積［C］(cm^3)	充てん密度［＝A/C］(g/cm^3)	真密度［＝A/(C－B)］(g/cm^3)	空隙率［＝B/C］(－)
198.9	233.09	300	0.663	2.973	0.777

＊吸着塔は，内径；46mm，長さ；200mm

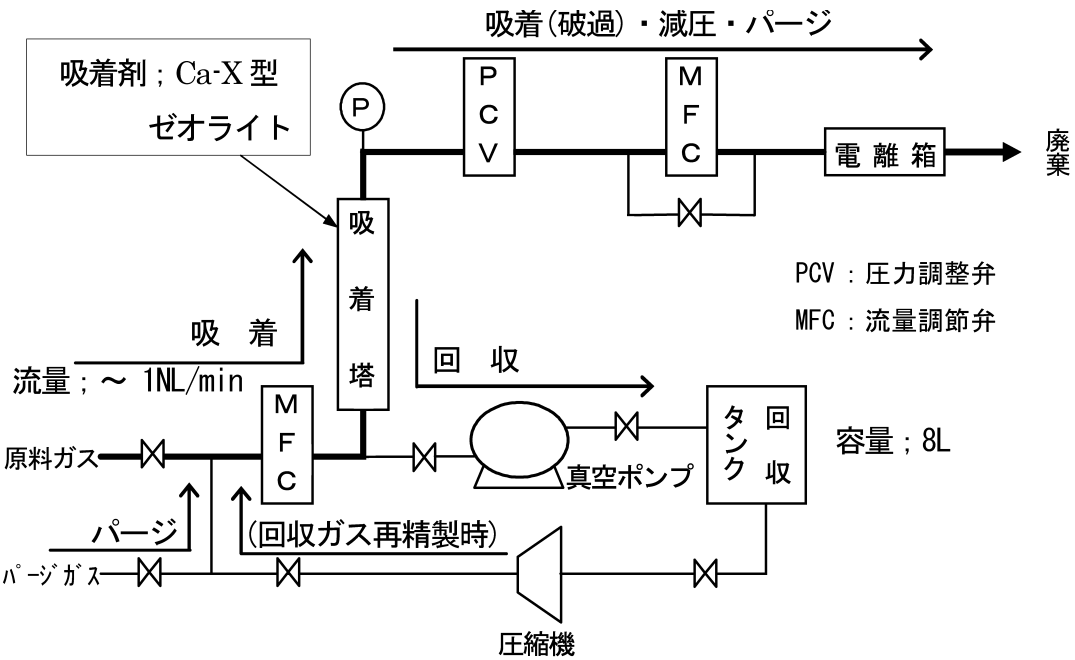


図４　吸着試験装置の概略フロー（RI試験）

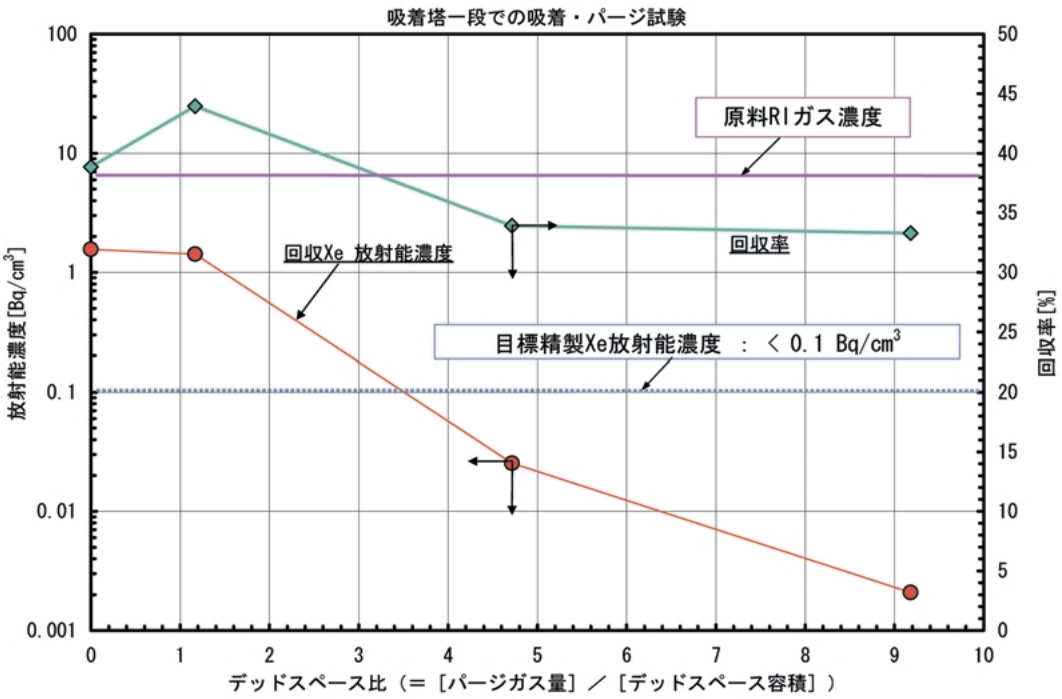


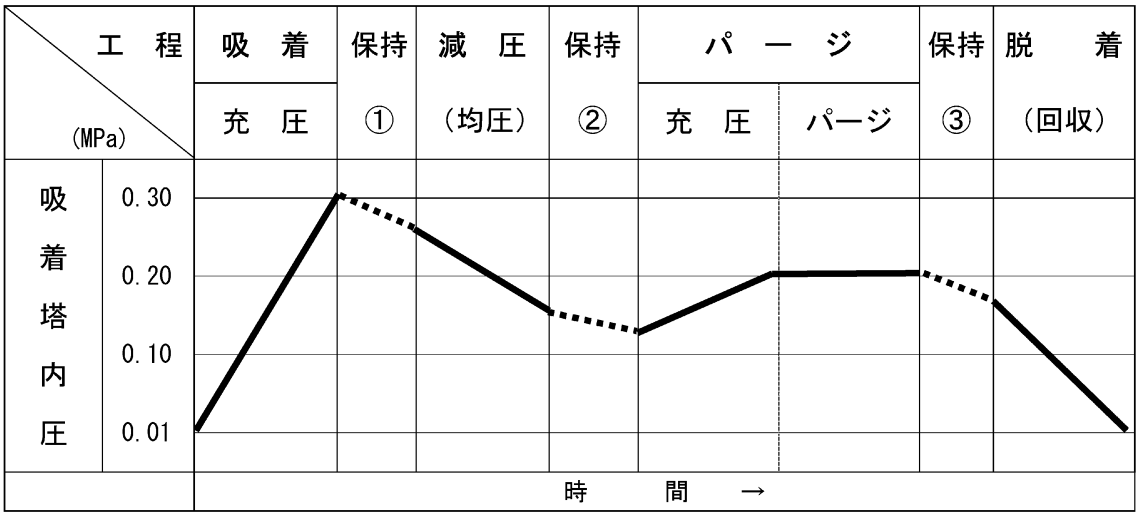
図５　デッドスペース比（DS比）と回収Xeの放射能濃度及び回収率

4.4　回収率の向上

目標とする低放射性物質濃度の精製Xeを得ることはできたが，回収率が低いためPSA・パージ法による操作の見直しが必要となった。

そこで，再度Ca-X型ゼオライトを充てんした吸着塔１段でのPSA・パージ法における操作条件をRI試験で調査検討し，回収率の向上を図った。表４に示す吸着（破過）工程において系外に排出されるXe量は非常に多く，減圧するときの圧力が大きいほど排出Xe量は大きくなる。また，パージガスの圧力が高いと未吸着のXeが吸着され易くなり，パージ圧力が低いほど未吸着Xeが系外に排出される。これらの点に着目して，各条件を変化させた試験を実施した。その結果，回収率は70%程

表９　改善した後の吸着塔操作と吸着塔内圧変化



＊ 改善内容；①吸着工程後半の破過工程を削除した
②減圧圧力を 0.098MPa から 0.145MPa へ上昇させた
③パージ圧力を 0.145MPa から 0.193MPa へ上げた

度まで向上させることができた。

得られた最適操作条件を表９に示す。本条件によって，吸着塔１段でのDF及び回収率は，DF＝300～400，回収率＝70%となった。

4.5　Xe精製システムの検討

(1) 吸着塔１段のDF，回収率と精製システム

コールド試験結果から，回収Xe中の^{85}Krを分離・除去する最適吸着剤は，Ca-X型ゼオライトであり，RI試験から得られた吸着塔１段でのこの最適のPSA・パージ条件は，表９のとおりである。現在の吸着塔１段では，回収Xe中に含まれる放射性物質濃度4.0×10^5Bq/cm^{3}から0.1Bq/cm^{3}の低濃度まで^{85}Krを分離・除去するために必要なDF（4.0×10^6）は得られない。

そこで，回収Xeを精製するためには吸着塔が複数段必要で，そのとき吸着塔１段での分離・除去性能が，精製システムを設計していく上で重要となる。Xe精製システムを考慮した場合，吸着塔１段でのDFがそのまま精製システムでも採用され，吸着塔２段のシステムであれば $(DF)^2$，３段のシステムの場合には $(DF)^3$となるものと考えられる。逆に，実際の回収Xeを想定したとき，必要とする吸着塔２段，３段でのシステムの各段で必要となるDFをそれぞれDF_2，DF_3とすれば，

$$DF_2 > \{(4.0\times10^6\,\mathrm{Bq/cm^3})/(0.1\,\mathrm{Bq/cm^3})\}^{1/2} = \sqrt{4{,}000{,}000} = 2\times10^3$$

$$DF_3 > \{(4.0\times10^6\,\mathrm{Bq/cm^3})/(0.1\,\mathrm{Bq/cm^3})\}^{1/3} = \sqrt[3]{4{,}000{,}000} = 1.6\times10^2$$

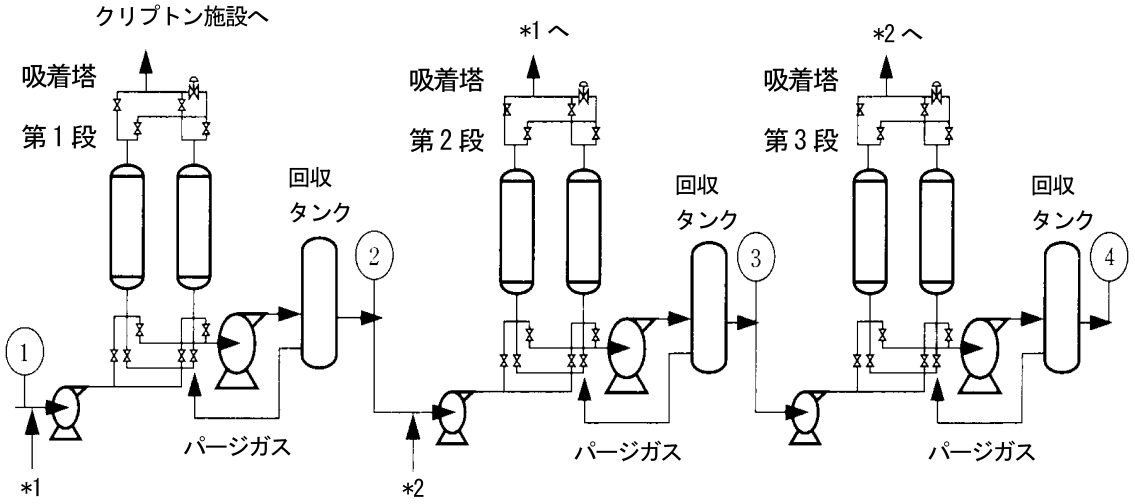
となる。しかし，Kr濃度が低濃度域となった場合には，DFは低下すると考えられ，上記の値よりも大きな値のDFが必要と考えられる。

(2) Xe精製システム試験

回収Xeを目標とする純度まで精製するには，吸着塔３段の精製システムが必要であると考え，各段における^{85}Krの分離・除去性能を確認する精製システムの性能確認試験を実施することとした。試験は，コストなどの効率性を考慮し，吸着塔単段で精製ガスをいったん回収し，次段の原料ガスとして供給する方法で試験を実施した。装置はこれまでと同じ装置（図４）を用いた。

図６には，想定されるXe精製システムの概略フローを示した。ただし，コールド試験では，Kr濃度が十分高い領域（約100ppm）であり，十分な分離性能（DF＝5,900）が得られていることから，第１段目の精製ガスを出発原料として，２段目以降の試験を行った。

原料RIガスを表９のPSA・パージ操作条件により，システム第２段目から得られる精製Xeガスをタンクに回収した。



*回収率向上を図るため，吸着塔出口ガスをKr 回収工程及び前段吸着塔へ戻すことを考慮した場合

図６　吸着塔３段のXe精製システムの概略フロー

さらに，第２段の回収精製Xeガスを原料とし，吸着塔に再度供給し，上記操作により，第３段目の精製Xeガスを回収した。この最終精製Xeの放射性物質濃度を分析することにより，目標とするXeが得られるかどうか試験を行った。

ここで第２段目，第３段目に相当する吸着塔のパージガスは精製されたXeを供給することになるため，試験では理想の状態を模擬して放射性物質をもたない市販の高純度Xeガスを使用した（システム評価試験Ⅰ）。また，システム評価試験Ⅱとして，第２段パージガスに，実際のシステムを考慮して低濃度RIガスを用い，同様の精製試験を実施した。ただし，吸着塔第３段のパージガスについては，評価試験Ⅰと同様に，精製製品Xeと同等以下の濃度と考えられる市販の高純度Xeを使用した。

結果については，表10に再現テストの結果も併せて示した。また，供給した放射能濃度と除染係数（DF）の関係を図７に示す。低濃度領域になると除染係数は低下してくるが，表に示すように，目標とした放射能濃度（0.1Bq/cm^3）以下の精製Xeが得られ，２段及び３段のDFは400～850，240～350で，回収率はいずれも70%程度であった。

以上のXe精製システム評価試験Ⅰ及びⅡの結果から，吸着塔３段のXe精製システムにより，クリプトン施設からの回収Xe中に含まれる^{85}Krを分離・除去しXeを精製できることがわかったが，精製システムのトータル回収率は，

（トータル回収率）＝(70%)^3＝34.3%

とやや低いものと想定された。

表10　Xe精製システム評価試験Ⅰ及びⅡの試験結果

		１回目（原料；1693 Bq/cm^3）		再現テスト（原料；1693 Bq/cm^3）	
システム評価試験Ⅰ	吸着塔段数	2 nd	3 rd	2 nd	3 rd
	放射能濃度(Bq/cm^3)	2.02	0.0127	3.63	0.0186
	除染係数　DF	838	352	467	241
	回収率(%)	73	71	69	69
		１回目（原料；2536 Bq/cm^3）		再現テスト（原料；2536 Bq/cm^3）	
システム評価試験Ⅱ	吸着塔段数	2 nd	3 rd	2 nd	3 rd
	放射能濃度(Bq/cm^3)	3.33	0.0136	4.85	0.0129
	除染係数　DF	762	322	523	338
	回収率(%)	71	73	72	69

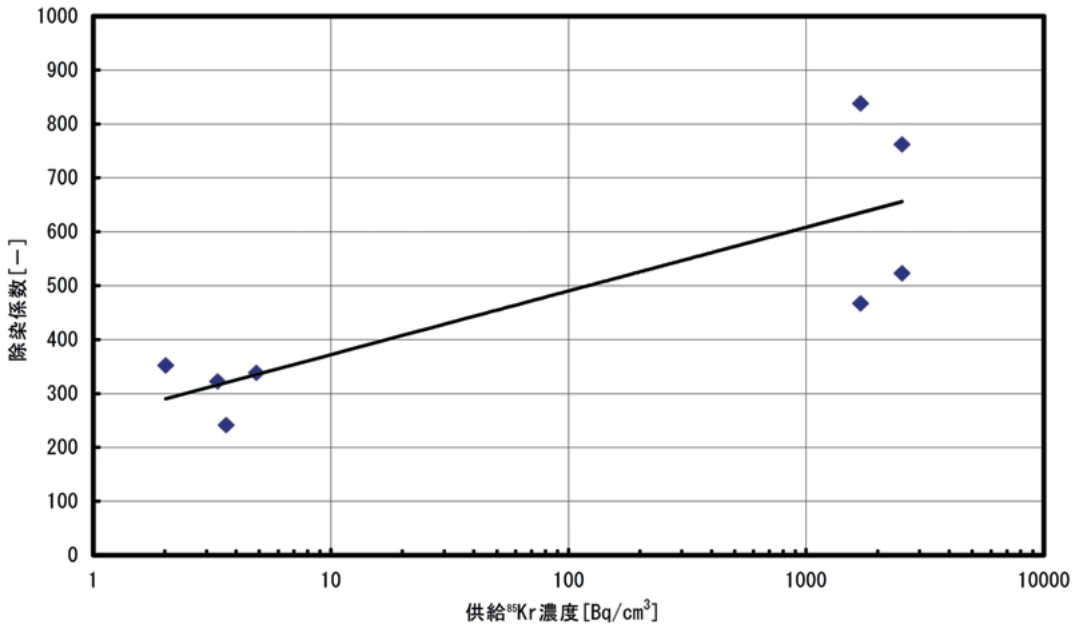


図７　供給^{85}Kr濃度と除染係数（DF）の関係

(3) 回収率向上のための検討

現在の最適条件である表９の各操作工程後の保持時間に着目すると，吸着塔圧力が減少していることから，各工程でそれぞれXeが飽和に到るまで吸着されていないものと考えられた。

そこで，操作工程のうち最も吸着余力があると考えられる保持①工程でどの程度Xe吸着余力があるか，吸着塔内圧が時間とともにどのように変化するか調査した。結果を図８に測定の最終圧力を飽和圧力とし，規格化した値も併せて示す。

その結果，吸着終了後約1,200sec経過しても全量の２／３のXeが保持されていた。保持工程の時間を多く取れば取るほど吸着Xe量は多くなるが，吸着効率を考えた場合，運転時間を長くするのは

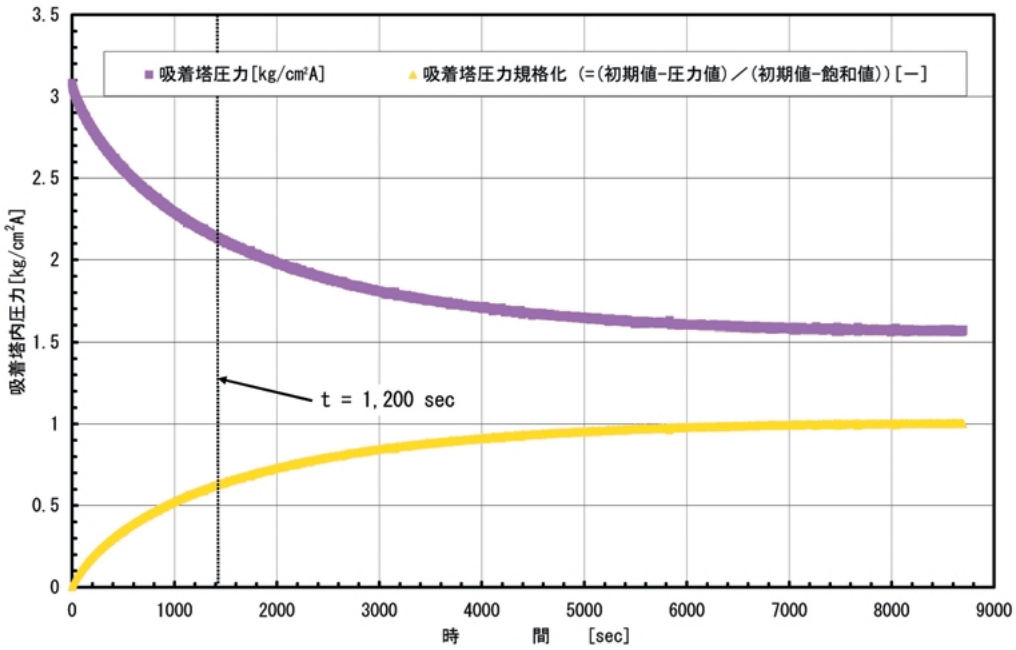
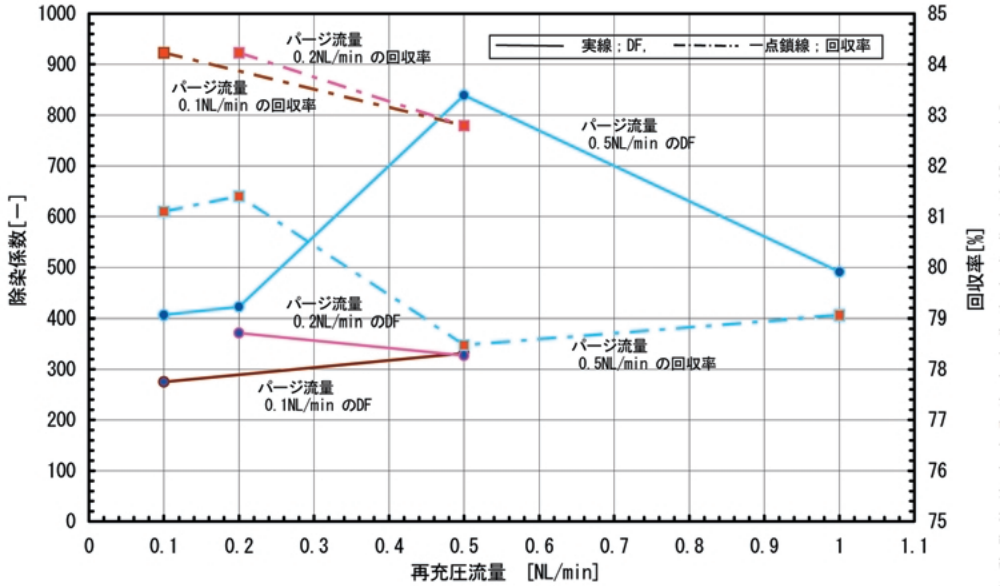


図８　吸着工程後の吸着塔内圧変化の様子

非効率的であり現実的ではない。また，減圧工程及びパージ工程後に吸着されるXeの吸着傾向についても，同様な形態と考えられ，各工程後の保持時間は1,200secとした。

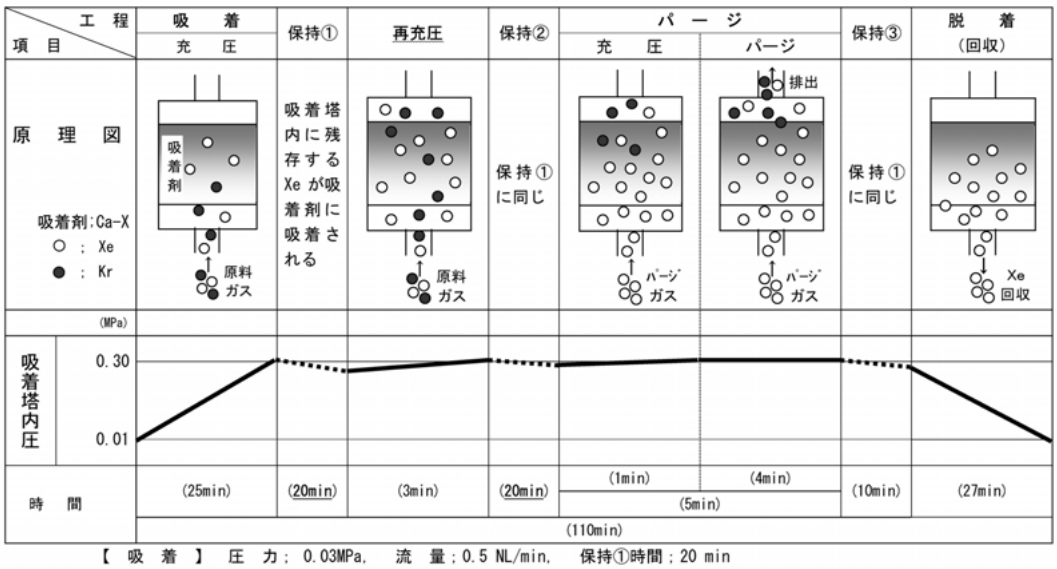
また，吸着工程終了後の保持時間を長く取ることによって，Xe-Kr成分の分離が進み，精製が促進されるものと推察される。したがって，これが正しいとすると，減圧によるKrの追出し（Xeロス）が不要となる可能性がある。そこで，吸着後の減圧工程の代わりに，さらに原料Xeを供給する再充圧工程を想定した吸着塔１段を用いた精製試験を実施した。結果を図９に示す。図から，パージ時のガス流量（パージ流量）をパラメータとして原料ガスの再充圧流量を変化させたときの精製XeのDFは，パージ流量が大きいほど大きくなり，逆に回収率は小さくなることがわかる。図に示すように，パージガスが0.5NL/minよりも0.1，0.2NL/minと少ないほうが回収率が高い値を示



（減圧工程の代わりに，原料ガスを再供給する再充圧工程を追加した場合の検討）

図９　パージ流量をパラメータとしたときの再充圧流量とDF及び回収率の関係

表11　PSA・パージ法における吸着塔１段階の最適操作



しているが，原料ガス中の放射性物質濃度を考慮した場合，パージ流量0.1NL/minや0.2NL/minではDFが280～380程度と低くなり，この程度でも目標は達成できるものの，極低濃度の領域であり，吸着塔各段での分離性能に余裕を持たせることで，3段で十分な濃度が得られるようにDFを重視し，パージ流量は0.5NL/minと定めた。また，再充圧流量が，0.5NL/minのとき高いDFが得られたため，同じ0.5NL/minとした。

以上をまとめると，吸着塔1段での最適な操作方法を，表11のように決定した。そのときの吸着塔1段でのXe回収率は80%程度まで向上した。よって，Xe精製システムトータル回収率は，

（トータル回収率）＝$(0.80)^3$＝51．2%

となり，これまでの回収率34.3%から大きく向上できるものと推定された。

5．Xe-Kr吸着シミュレーション

Xe-Kr系混合ガスを原料としゼオライトを吸着剤としたPSA・パージ法によりXeが精製できることがわかったが，その吸着メカニズムを解明し，その結果より最適吸着条件の探索，さらに有効な吸着剤の活用を目的として，コンピュータ・シミュレーションによる理論的解析を実施した。

(1) ゼオライト結晶構造の幾何学的考察

ガス分子と吸着剤結晶構造との相互作用を把握するため，まずゼオライトの結晶構造について検討した。A型及びX（Y）型ゼオライト結晶の骨格構造を図10に示した。

A型ゼオライト及びX型ゼオライトは，ともに図11に示したソーダライト籠と呼ばれる切頭八面体が構成要素となり，その骨格が形成される。ソーダライト（Na_8Cl_2（$Al_6Si_6O_{24}$））はテクトアルミノケイ酸塩で，正八面体の各頂点から等距離の断面（形状；正方形）を単位格子としている。X型ゼオライトは，図10のソーダライト籠を2次構成単位として単4員環，単6員環により連結されている。結晶構造及びガス分子径（表3）の幾何学的考察によって，次のようなことがいえる。

① A型，X型ゼオライト構造は，ソーダライト籠を構成要素とする階層構造としてモデル化が可能。

② 幾何学的考察から得られる理想ゼオライト構造とイオン半径モデルからゼオライト中のカチオン及びKr，Xe原子の拡散経路を推察すると，単4員環はすべて拡散経路とならない。単6員環はKr，Xeの拡散経路とはならない。単8員環はKr，Xeの原子直径と同程度であり，ふるい分けが期待される（図12）。

③ Xe，Krの原子半径を考慮すると，A型及びX型ゼオライト中の吸着反応場はスーパーケージ（図10の結晶構造内の空孔）内に限られる。

(2) 吸着シミュレーション[7),8),9)]

吸着メカニズムの理論的解明は，モンテカルロ法による吸着シミュレーションにより実施した。また，ゼオライト中のガス分子の微視的な動的挙動は，分子動力学法を用い吸着状態を把握し，シミュレーションに反映した。モンテカルロ法によ

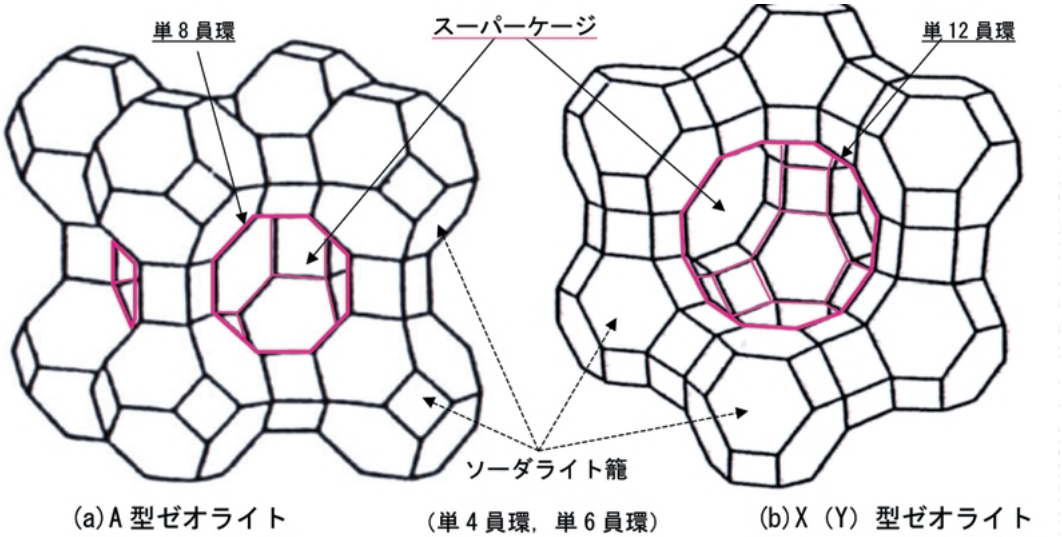


図10　A型及びX（Y）型ゼオライト結晶の骨格構造

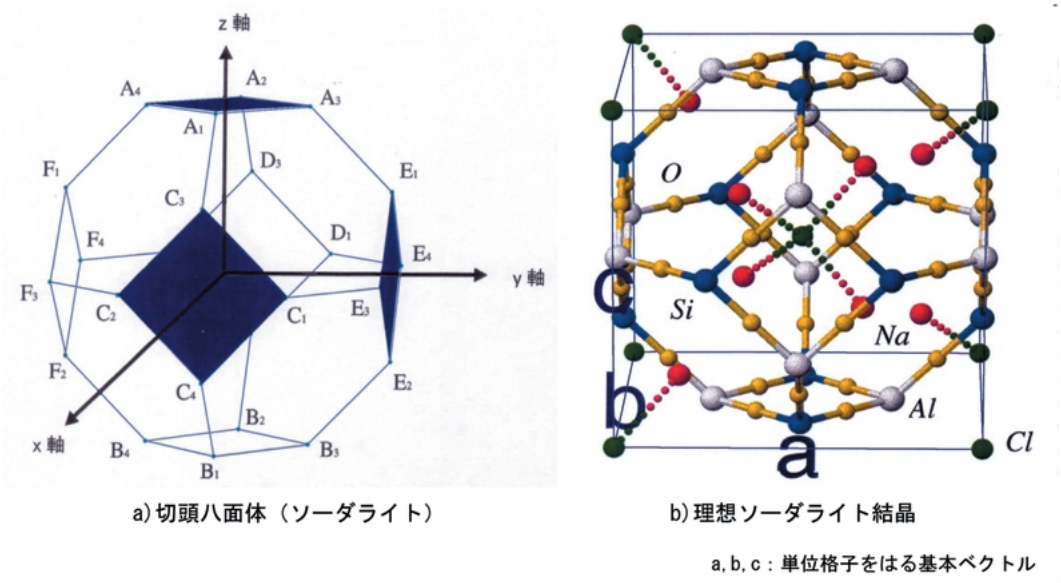


図11　切頭八面体と理想ソーダライト結晶

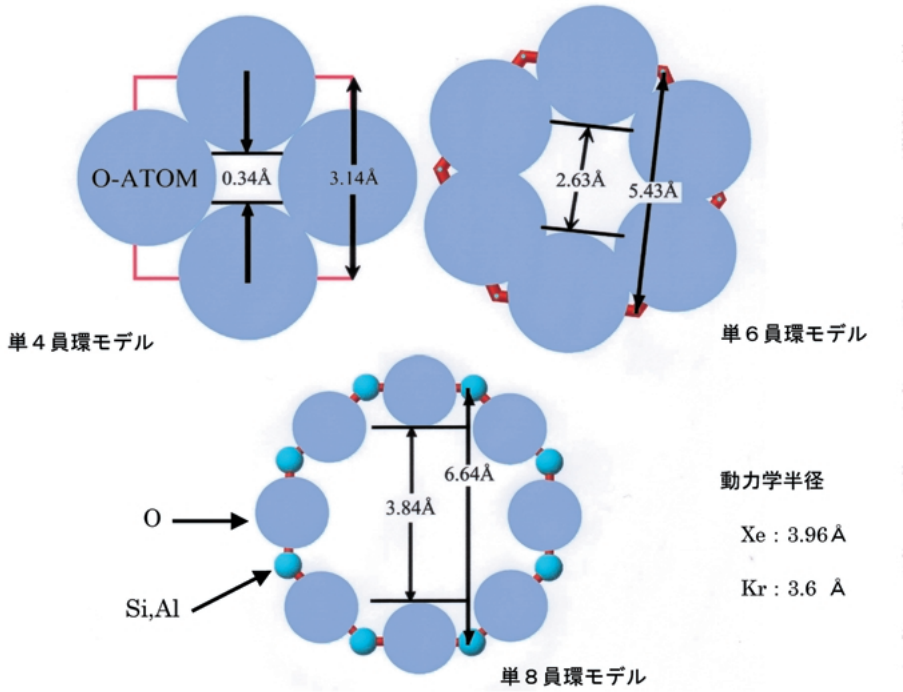


図12　ゼオライトにおけるリング径とXe，Kr径との比較

るシミュレーションの結果，各圧力における吸着量は，吸着試験によるLangmuir吸着等温線と非常によく一致しており，本方法によりXeの吸着メカニズムについての検討を行った。

モンテカルロ法による吸着シミュレーションは，吸着サイトをもつ系に対して各種物性の傾向を大まかにつかむため，乱数を用いて粒子配置を物理法則に従うよう発生させるもので，平衡状態（例えば，等温吸着線のような状態方程式）をうまく表す。統計熱力学分布（アンサンブル）には，熱源及び粒子源と熱平衡を保ち，エネルギー及び粒子を交換しうる系であるグランドカノニカルを用いた。一方，分子動力学は，構成する原子，分子のポテンシャルを仮定し，古典力学的な計算によって熱力学的諸量，構造的諸量や動的性質等を数値的に算出する方法で，拡散係数などの輸送係

数，時間を含む相関関数などの非平衡状態の問題を扱うことが可能となる。原子間相互作用には，1992年にA.K.Rappeらによって作られたユニバーサルフォースフィールド（UFF）を採用し，van der Waals相互作用の部分を用いた。van der Waals相互作用パラメータは，各原子間に作用するエネルギーと結合長となる。

(3) シミュレーションからの考察

分子動力学法によるゼオライト中のガス分子の微視的挙動を加えたモンテカルロシミュレーションによる熱力学平衡論の考察により以下の結果が得られた。

① コールド試験により得られたXe精製プロセスは，吸着等温線がよい一致を示すことからXeとKrの分離が可能で，吸着量・分離性能などはシミュレーションにより定量的にほぼ予測可能である。

② 熱力学的平衡状態へ達する時間（緩和時間）は，次の条件の比較では左のほうが短い。

X型ゼオライト＜A型ゼオライト

高温プロセス＜低温プロセス

低圧プロセス＜高圧プロセス

Ca-X型＜Na-X型

これはガス分子が吸着サイトに到達する時間が左のほうが短いことを示している。

③ ゼオライト中のXe１分子の吸着エネルギーは250meV程度で，拡散の活性化エネルギーは60meV程度と見積もられた。

④ Xe-Kr系ではガス分子を吸着剤の吸着サイトに速くいきわたらせるためには，Xeの拡散係数の大きくなる吸着剤が有効と考えられ，例えばカチオンイオン含有量の少ないSiO_2/Al_2O_3比の大きな高シリカ系ゼオライト（Y型）等が新しい材料となり得る可能性が考えられた。

(4) 圧力による影響

図13のように前記のシミュレーションが試験結果とよく一致することから，圧力による影響を検討する場合も，同じ方法のモンテカルロシミュレーションにより検討した。

図14にX型ゼオライトへのXe原子の吸着エネルギーの圧力依存性を示した。図14（a）から，圧力の増加とともにXe原子の吸着エネルギーが増大しており，図14（b）から，圧力増加に伴ないエネルギー分布は高エネルギー側へシフトすることにより，Xe原子の吸着エネルギーは圧力に依存することがわかった。これは，Xe原子が吸着するにつれて吸着エネルギーの異なる新しい吸着サイトが提供されていることを示唆するもので，吸着の初期段階や圧力が低い場合には，ゼオライト骨格構造のスーパーケージ内の安定サイトをまずXe原子が占有し，スーパーゲージ中のXe原子が多くなるとXe-Xe間の相互作用が加わり新しいサイトが提供されることによるものと考えられる。

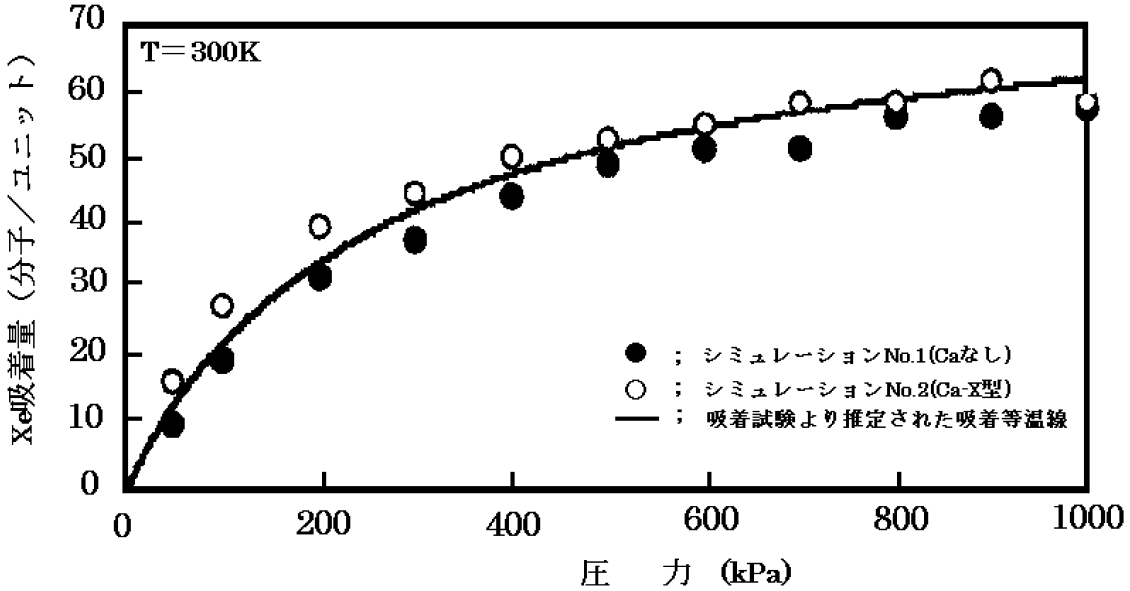
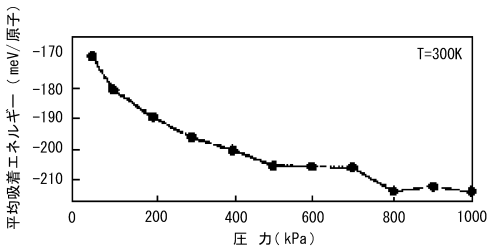
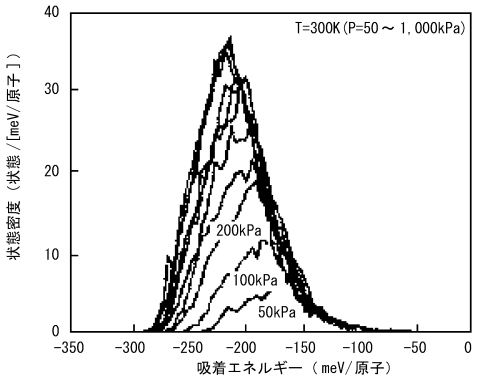


図13　T=300Kにおける吸着シミュレーション結果と試験値の比較



a） T=300Kにおけるモンテカルロシミュレーションによる Xe 原子の平均吸着エネルギーの圧力依存性



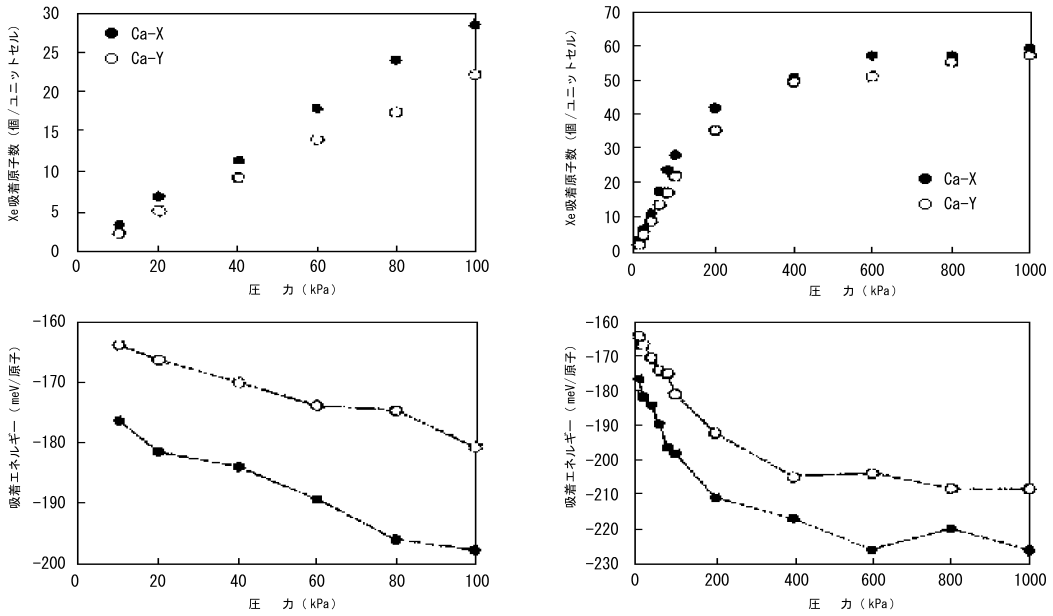
b） ゼオライトＸ中の Xe 原子の吸着エネルギー分布の圧力依存性

図14　Xeの吸着エネルギー及び吸着エネルギー分布の圧力依存性

(5) カチオンの影響

(3) からカチオンイオン含有量の少ない SiO_2/Al_2O_3比の大きな高シリカ系ゼオライト（Y型）がKrを分離するための新しい吸着剤として有望と考えられた。このため，高シリカ系ゼオライト（Y型）であるNa-Y型（SiO_2/Al_2O_3比＝5.5）とこれまでの吸着試験で選定したCa-X型（同2.5）の吸着・分離性能を比較するため，実際に吸着試験を行った。その結果，分離性能を表す回収ガス中のKr濃度は，Na-Yが0.042ppmで，Ca-Xが0.035ppmであり，Na-Yのほうが性能が低い結果となった。これは，シミュレーションではイオン含有量の少ない高シリカ系が有望視されたが，単純にX型とY型（SiO_2-Al_2O_3比）によるものではなく，ゼオライト骨格構造上にあるカチオン（Na, Ca）の違いが影響していることを示している。そこで，van der Waals相互作用におけるUFFオリジナルパラメータを少し変化させてモンテカルロ法による吸着シミュレーションを行い，Caの存在がXe吸着に及ぼす影響を確認するため，Ca-X型とCa-Y型ゼオライトとをシミュレーションにより吸着性能を比較した。シミュレーションは，表12の計算条件に従って数値計算を行った。

Ca-X型及びCa-Y型ゼオライトのシミュレーション結果を図15に示した。図からわかるようにこの圧力範囲内で吸着量，吸着エネルギーはともにCa-X型が大きく，Ca-X型とCa-Y型のXe吸着性能は，



上段；各圧力範囲での Xe のユニットセル当りの吸着原子数，下段；同じく Xe. 原子当りの吸着エネルギー

図15　Ca-X型及びCa-Y型ゼオライトの吸着量と吸着エネルギーの計算結果

表12　吸着シミュレーション条件

シミュレーション№	条　　件	組　　成	備考（パラメータ）
（X-ⅰ）	X型ゼオライトでカチオンなし	$Si_{96}Al_{96}O_{384}$	
（X-ⅱ）	Na-X型ゼオライト	$Na_{96}Si_{96}Al_{96}O_{384}$	UFFオリジナル
（X-ⅲ）	Na-X型ゼオライト	$Na_{96}Si_{96}Al_{96}O_{384}$	D_1パラメータのみCa
（X-ⅳ）	Ca-X型ゼオライト	$Ca_{48}Si_{96}Al_{96}O_{384}$	UFFオリジナル
（Y-ⅰ）	Y型ゼオライトでカチオンなし	$Si_{96}Al_{48}O_{384}$	
（Y-ⅱ）	Na-Y型ゼオライト	$Na_{48}Si_{96}Al_{48}O_{384}$	UFFオリジナル
（Y-ⅲ）	Na-Y型ゼオライト	$Na_{48}Si_{96}Al_{48}O_{384}$	D_1パラメータのみCa
（Y-ⅳ）	Ca-Y型ゼオライト	$Ca_{24}Si_{96}Al_{48}O_{384}$	UFFオリジナル

＊D_1は，van der Waals相互作用を与える6-12型レナード・ジョーンズ関数を最小とする元素ごとの定数

Ca-X型ゼオライト＞Ca-Y型ゼオライト

となった。この結果は，X型かY型の違いによる影響よりも，Ca^{2+}の存在によるスーパーケージ中のCa^{2+}-Xe間及びXe-Xe間の相互作用による吸着エネルギーの増加やNaイオン数の減少による拡散効果などの影響を示しているものと考えられる。

6．まとめ

以上，クリプトン施設からの回収Xeを原料と想定したガスを，PSA・パージ法によるXe精製システムによって，目標とする低レベルの放射性物質濃度（≦0.1Bq/cm^3）の精製Xeを得ることができた。Xe精製システムは，吸着剤にCa-X型ゼオライトを用いた吸着塔3段のシステムで，吸着塔各段のDF及びXe回収率は300～500及び80%であり，トータルシステムのDF，Xe回収率はそれぞれ4×10^{6}以上，50%以上と見込まれる。

またXe-Kr系混合ガスに関するコンピュータ・シミュレーションを実施した結果，シミュレーションは試験結果とよく一致し，Xe及びKrガス分子の挙動及びゼオライト結晶との相互作用等についての吸着メカニズムに関する知見が得られた。したがって，本シミュレーションがガス分子－ゼオライト結晶の場合にも適用できることがわかった。さらに，吸着メカニズムを考慮することにより，吸着性能の良い吸着剤の性質・特性等の提案やカチオンによる影響等を明らかにした。

Na-Y型は吸着試験により，また，Ca-Y型はカチオンによる影響についてのシミュレーションにより，Ca-X型より性能が劣ることが示されたため，現在最も性能の良い吸着剤はCa-X型ゼオライトであると考えられる。Xeの回収率についてはクリプトンの放出低減化の副産物と考えれば，本開発により得られた50%で十分であるが，さらに回収率を向上させるためには，各段の排気を吸着塔前段に戻すシステム的工夫やキセノンを含む排気については，クリプトン回収工程にリサイクルし，再度処理することでほぼ全量を回収することも可能と考えられる。

7．おわりに

再処理オフガスに含まれるXeを液化蒸留プロセスにより回収した場合，回収Xe中には微量の^{85}Krを含むため，一般産業には利用できないと考えられていたが，本キセノン精製技術開発によって，低放射性物質濃度（≦0.1Bq/cm^3）の精製Xeが得られる見通しが得られたことから，再処理オフガスに含まれるXeの有効利用が期待できる。

参考文献

1）東海事業所再処理工場技術開発部試験運転第1課，“再処理工程の運転　11.1クリプトン回収技術開発施設”，動燃技報，№55，55－14，p.60（1985）
2）東海事業所環境工学開発部，大洗工学センター管理部，“放射性廃棄物処理処分技術開発”，動燃技報，No.63，63－7，p.108（1987）
3）大内　仁，宮本陽一，“放射性廃棄物の処理技術開発”，動燃技報，No.100，100－12，p.226（1996）
4）長倉三郎，井口洋夫，他編，“岩波　理化学辞典”第5版，岩波書店（1998）
5）口貞茲，高圧ガス，Vol.33，p.1058（2000）
6）ガスレビュー，No.480，2001．5.15（2001）
7）M.P. Allen and D.J.Tildesley:Computer Simulation of Liquids, Oxford University Press, New York(1987)
8）久保亮五，大学演習　熱力学・統計力学：裳華房，東京（1975）p.243
9）A.K. Rappe,C.J. Casewit,K.S. Colwell,W.A. Goddard, and W.M. Skiff:J. Am. Chem. Soc., 114, 10024(1992)

会議報告

地層処分技術に関する研究開発報告会
―実施段階を迎えた研究開発の新たな展開―

前川　恵輔
経営企画本部　バックエンド推進部

１．はじめに

高レベル放射性廃棄物の処分は，原子力利用を進めていく上で最も重要な課題の一つであり，我が国では，サイクル機構を中心に行ってきた長年の研究成果の第２次取りまとめ[1]を技術的な拠り所として，2000年に「特定放射性廃棄物の最終処分に関する法律」[2]が制定され，さらに処分の実施主体「原子力発電環境整備機構」が設立されたことで，地層処分は研究開発の段階から実施の段階へと大きく踏み出すこととなっている。

地層処分の事業は，処分場候補地の段階的な選定から処分場の建設・操業・閉鎖に至るまで極めて息の長い事業になるが，こうした事業の推進に当たっては，技術の信頼度を高めるとともに，幅広い社会の理解を得て行くことが極めて重要である。こうした観点から，処分事業やその安全規制の円滑な進展を支えて行くためには，地層処分技術の信頼性の向上や安全評価手法の高度化のための研究開発を着実に進めていくことが必要である。

サイクル機構は，2000年度に改訂された原子力長期計画[3]等で示された関係機関との役割分担等を踏まえ，処分の実施段階を支える新たな研究開発計画を策定した[4]。また，地層処分研究を進める上で，深地層の研究施設は重要な役割を持っており，北海道幌延町においては，地元の皆様のご理解を得て「幌延深地層研究センター」を発足させることができ，堆積岩を対象とした深地層研究計画として，地表からの調査研究を開始することができた。一方，東濃地科学センターが進めている結晶質岩を対象とした超深地層研究所計画に関しては，瑞浪市から市有地に研究坑道及び関連施設を設置することについてのご提案をいただき，2002年１月には市有地の賃貸借契約を締結させていただき，研究所計画の推進に向け新たな一歩を踏み出すことができた。

今回の報告会は，以上のような背景で新たに策定した地層処分技術に関する研究開発の全体計画を紹介するとともに，最近の主要な研究開発の進捗状況について報告することを目的として開催した。本稿では，報告会の概要及び参加者から寄せられたおもな意見・質問，アンケートの結果をまとめた。

２．開催結果の概要

報告会は，2002年１月23日(水)13：30～17：15，東商ホール（東京都千代田区，東商ビル４階）にて開催した。参加者は325名（報道４社（５名）含む）であった（参加者の属性については３.項参照）。

開催の周知及び参加者の募集は，サイクル機構週報，サイクル機構及び日本原子力学会ホームページ，駅等でのポスター掲示（東京駅等４駅６ヶ所，機構内外20ヶ所），関係機関へのダイレクトメール送付（690件）により行った。

以下，プログラム（表１）に沿って，各報告の概要をまとめる[5]。

報告会風景

(1) 地層処分技術に関する研究開発の全体計画の概要（河田東海夫・バックエンド推進部長）

サイクル機構における今後の地層処分技術に関する研究開発の全体計画の概要として，関係機関の役割や今後の研究開発課題を整理した上で，研究開発目標として，実際の地質環境への地層処分技術の適用性を確認すること及び，地層処分システムの長期挙動に対する理解を深めることを挙げた。

また，研究開発分野ごと（深地層の科学的研究，処分技術の信頼性向上，安全性評価手法の高度化）の研究開発の概要を示すとともに，サイクル機構の研究開発施設の活用，各々の研究開発分野や項目間での連携を図りつつ研究開発を進めること，研究開発成果等の情報を積極的に発信し，報告会等を通じて幅広い意見を取り入れつつ研究開発を進めることなどの報告を行った。

(2) 研究開発報告

1）深地層の研究施設計画等の現状（座長：登坂博行・東京大学助教授）

① 東濃地科学センターにおける深地層の科学的研究の現状～超深地層研究所計画を中心として～（武田精悦・東濃地科学センター次長）

岐阜県瑞浪市において進めている超深地層研究所計画を中心に，東濃地科学センターにおける深地層の科学的研究（超深地層研究所計画，広域地下水流動研究，東濃鉱山での調査試験研究並びに地質環境の長期安定性に関する研究）の現状について報告を行った。

② 幌延深地層研究計画の現状（山崎眞一・幌延深地層研究センターグループリーダ）

北海道幌延町において進めている深地層研究計画について，計画の概要（幌延町の地質環境の特徴，研究所設置地区の選定の進め方，研究開発内容）及び調査研究の進捗状況，環境調査について報告を行った。

2）地層処分研究開発（座長：杤山　修・東北大学助教授）

① 人工バリアの長期挙動評価の信頼性向上と連成モデルの開発（亀井玄人・東海事業所処分研究部サブリーダ）

人工バリアの長期挙動評価の信頼性向上を目的とした個別現象（オーバーパックの腐食，緩衝材の変形・変質，ガラス固化体の変質，緩衝材中のガス移行，人工バリアせん断応答）に関する研究開発と連成モデルの開発（熱－水－応力－化学反応連成解析）について，これまでの成果の要点，今後の計画及び最近の成果について報告を行った。

表1　地層処分技術に関する研究開発報告会・プログラム

		【進行：河田東海夫（サイクル機構バックエンド推進部長）】
13：30 - 13：35	1．開会挨拶	都甲　泰正（サイクル機構理事長）
13：35 - 13：50	2．地層処分技術に関する研究開発の全体計画の概要	河田東海夫（サイクル機構バックエンド推進部長）
	3．研究開発報告	
	(1) 深地層の研究施設計画等の現状	【座長：登坂　博行（東京大学助教授）】
13：50 - 14：15	①東濃地科学センターにおける深地層の科学的研究の現状～超深地層研究所計画を中心として～	武田　精悦（サイクル機構東濃地科学センター次長）
14：15 - 14：30	②幌延深地層研究計画の現状	山崎　眞一（サイクル機構幌延深地層研究センターグループリーダ）
	(2) 地層処分研究開発	【座長：杤山　　修（東北大学助教授）】
14：40 - 15：00	①人工バリアの長期挙動評価の信頼性向上と連成モデルの開発	亀井　玄人（サイクル機構東海事業所処分研究部サブリーダ）
15：00 - 15：20	②安全評価手法の高度化に向けた取り組み	牧野　仁史（サイクル機構東海事業所処分研究部副主研）
		【進行：宍戸　利夫（サイクル機構バックエンド推進部次長）】
15：50 - 16：50	4．特別講演「フランスにおける地下研究施設計画の現状」	J.L.Gaussen（フランス放射性廃棄物管理機関（ANDRA）次長）
16：50 - 17：10	5．全体質疑	
17：10 - 17：15	6．閉会挨拶	大和　愛司（サイクル機構理事）

② 安全評価手法の高度化に向けた取り組み（牧野仁史・東海事業所処分研究部副主研）

地層処分システムの安全評価手法の高度化として取り組む研究開発課題と高度化の視点を整理した上で，現状の成果（核種移行データベースの整備，安全評価モデルの高度化，安全評価手法の整備・適用性の確認）や今後の研究開発について報告を行った。

(3) 特別講演「フランスにおける地下研究施設計画の現状」（J.L.Gaussen フランス放射性廃棄物管理機関（ANDRA）次長）

フランスにおいて，高レベル放射性廃棄物処分研究の一環として進められているムーズ県ビュールの地下研究施設計画について，スケジュール，地質の特徴，施設の設計，研究計画の目的と概要及び2002年１月現在の状況について報告があった。

(4) その他

ロビーにて，サイクル機構における地層処分技術に関する研究開発の内容を紹介した各種パンフレットやCD-ROM，学会に投稿した論文の別刷り等の提供，研究開発の概要を紹介したパネルの展示を行った。

３．参加者からの主な意見及びアンケート結果の概要

(1) 参加者の属性

参加者325名のうち，男性が98%（318名。女性２%（７名））を占めた。

年代構成は，20代13名，30代33名，40代60名，50代66名，60代26名，70代６名であった（無回答121名）。

事前申込者370名のうち，71%（261名）が当日参加し，事前に申し込まなかった参加者は参加者全体の20%（64名）を占めた。

(2) 参加者からの主な意見・質問

当日会場で直接発言があった意見は３件，受付けに設置した回収箱に投函された意見の総数は17件（未記入１件）であった。

おもな意見を分類した結果は以下のとおり。

① 個別の研究課題について（オーバーパックの材料としての鋳鉄の利用可能性。不確実性解析結果を妥当とする判断基準等）

② 今後の計画について（東濃での用地変更理由。今後の計画の具体化の必要性。東濃・幌延の研究テーマの違い，データの取り扱い方法等）

③ 処分場の立地選定について

④ 研究成果等の公開・公表について（積極的なアピールの必要性。地震観測データやデータベースの公表・利用の可能性。発表資料・関連文献の要望等）

寄せられたご意見・ご質問に対しては，後日サイクル機構から回答することとしている。

(3) アンケート集計結果

回収総数は154件（回収率47%）であった。アンケートの集計結果の概要は以下のとおり。

① アンケート回答者の属性

アンケート回答者154名のうち，男性が97%，女性が２%であった。

年代構成は，20代（７%），30代（14%），40代（33%），50代（27%），60代（16%），70代（３%）であった。

職業については，エネルギー関係（30%）及び研究機関（23%）が半数を占める。

原子力関係の職業・所属にこれまで在籍していない，と回答した方の割合は18%に上った。

② 開催の周知方法について

本報告会開催についての情報を得た媒体については，ダイレクトメール（32%）との回答がもっとも多く，次いで，学会等（20%），サイクル機構ホームページ（16%），知人からの紹介（15%），駅貼りポスター（９%）と続く。

告知方法については，「このままで良い」（66%）とする回答が，「どちらでもない」（19%），「改善すべき」（８%）を上回った。

③ 報告会に対する感想

・報告の時間配分：

「ちょうど良い」（62%），「短い」（16%），「長

参加者風景

い」(16%)。

・内容：
「ちょうど良い」(44%),「わかりにくい」(35%),「わかりやすい」(16%)。

・質疑応答の時間配分：
「ちょうど良い」(66%),「短い」(18%),「長い」(3%)。

・講演の内容：
「ちょうど良い」(43%),「わかりやすい」(25%),「わかりにくい」(21%)。

・座長，報告者，講演者の人選：
「良い」(58%),「どちらでもない」(26%),「検討が必要」(8%)。

・進行：
「このままで良い」(46%),「どちらでもない」(26%),「改善すべき」(22%)。

④　運営について

受付,会場案内等については,「このままで良い」(70%)が,「どちらでもない」(13%),「改善すべき」(9%)を上回った。

以上のアンケート結果から，本報告会は，参加者にとって，内容や時間配分はおおむね適当であったことがわかった。しかしながら，内容がわかりにくいとする意見が3割程度あったことから，今後，こうした報告会の開催にあたっては，よりわかりやすいものとするよう工夫していくことが必要である。

4．おわりに

サイクル機構が新たに策定した地層処分技術に関する研究開発計画等の報告を目的とした本報告会は，盛況のうちに閉会することができた。

今回の報告会は，第2次取りまとめまでの研究開発成果の集約を目的とした「地層処分研究開発報告会」[6),7)]や，第2次取りまとめの成果の普及を目的とした「地層処分フォーラム」[8)]とは異なり，地層処分が研究開発の段階から実施の段階を迎えたことを踏まえたサイクル機構の役割，研究開発の方向性を明確に示す意味で意義のあるものであった。また，フランスでの研究開発の現状の報告については，地下研究施設の計画に関して先行している海外事例として興味深く，参考にすべき点が多いものであった。

サイクル機構には，岐阜県瑞浪市及び北海道幌延町での二つの深地層の研究施設計画のほか，東海事業所には地層処分基盤研究施設(エントリー)や地層処分放射化学研究施設(クオリティ)など，世界的にも注目されている充実した基礎研究開発施設が整っている。また，深地層の科学的研究や物質の熱的・化学的挙動等の基礎研究から，地層処分の安全評価等総合的な評価・解析まで行える幅広い人材を有する研究開発陣を擁している。

今後とも，こうした貴重な研究資源や国内外との協力などを最大限有効に活用し，客観性のある優れた成果を出すことにより，地層処分技術の信頼性を高め，処分事業の円滑な推進に貢献していきたいと考えている。研究開発成果等については，今回のような報告会等を通じて適宜公表し，情報提供を図っていくこととしたい。

参考文献

1）核燃料サイクル開発機構：“わが国における高レベル放射性廃棄物地層処分の技術的信頼性―地層処分研究開発第2次取りまとめ―”, JNC TN1410 99-020～024(1999).

2）官報：“特定放射性廃棄物の最終処分に関する法律”(2000).

3）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).

4）核燃料サイクル開発機構研究開発課題評価委員会(廃棄物処理処分課題評価委員会)：“平成12年度研究開発課題評価(中間評価)報告書　評価課題「高レベル放射性廃棄物地層処分研究の全体計画案」”(2000).

5）核燃料サイクル開発機構：“地層処分技術に関する研究開発報告会　予稿集”, JNC TN1400 2001-017(2002).

6）菖蒲信博：“地層処分研究開発報告会(第5回)”, サイクル機構技報, No.1,p.89-94(1998).

7）薮田尚宏, 麻生良二：“地層処分研究開発報告会(第6回)”, サイクル機構技報, No.4,p.129-138(1999).

8）前川恵輔：“高レベル放射性廃棄物の後始末を考える―地層処分フォーラム―”, サイクル機構技報, No.11,p.143-148(2001).

会議報告

2001年度安全研究成果発表会（動力炉分野）

深野　義隆
大洗工学センター　開発調整室

１．はじめに

2002年１月24日から25日にかけて，大洗工学センターFBRサイクル国際研究開発センターにおいて「2001年度安全研究成果発表会（動力炉分野）」を一般公開で開催した。

安全研究の成果発表会は，①安全研究成果の質の向上，②研究成果・技術情報の共有，③効率的・効果的に研究を実施するための内外のニーズの把握，④若手研究者の育成を目的としている。大洗での発表会はサイクル機構が行う安全研究のうち，高速増殖炉（FBR）分野及び確率論的安全評価（PSA）分野を対象としており，1988年に第１回を開催して以来，今回で13回目の開催となる。

発表会の開催に当たり，安全研究に関係する国，大学，電力，メーカー，関係自治体等に案内状を送付するとともに，サイクル機構のホームページでの案内等により広く参加者を募集した。

２．発表概要

発表会当日は，官庁，大学，電気事業者，メーカーなど外部の機関から33名の方々にご参加いただいたほか，サイクル機構からは安全推進本部長，大洗工学センター所長をはじめとする約70名が出席した。

2001年度は，1996年度から2000年度までの５ヵ年で実施された旧安全研究基本計画が終了したこともあり，2000年度の成果を中心に過去５ヵ年の成果も取り込んで，FBR分野８件，PSA分野２件（うち，１件はふげん）の計10課題についての研究成果を発表した。なお，今回選定されたテーマ以外の動力炉分野の成果についても報告書[1]を参加者に配布し，コメントを頂くこととした。

以下では，表１に従い，発表概要を示す。なお，発表資料及び質疑応答については報告書[2]として別途まとめているので参照されたい。

発表会風景

笹谷理事の開会挨拶の後，2001年10月に発生した高速実験炉「常陽」メンテナンス建家における火災原因の調査結果及び再発防止策について特別報告（表１中No. ０）し，外部の方々にご理解を頂いた。

(1) FBR分野

機器配管の寿命予測評価法の研究（表１中No. １）では，磁気特性変化に基づく損傷検知技術を開発している。今後は高温環境下での検出技術開発と検出原理の確立を進める予定である。

高速増殖炉燃料の定常条件下での破損限界に関する研究（表１中No. ２）では，材料強度特性試験及びバンドル－ダクト間機械的相互作用（BDI）の挙動評価を実施した。これらは各々材料強度基準，BDI挙動解析コードに反映される。

「常陽」を用いた高速増殖炉安全特性試験の実施に関する研究（表１中No. ３）では，「常陽」におけるフィードバック反応度特性を評価した。今後は安全特性試験の実施に向け，解析コード整備，フィードバック反応度予測制度の向上を継続して行く。

過渡伝熱流動現象評価に関する研究（表１中No. ４）では，サーマルストライピングに対する

表１　安全研究成果発表会（動力炉分野）発表テーマ

No.	発表テーマ	発　表　者
0	(特別報告)「常陽」メンテナンス建家における火災原因調査結果について	大洗工学センター（以下　大洗） 副所長　早野　睦彦
1	機器配管の寿命予測評価法の研究	本社　社内公募型研究推進室 副主研　永江　勇二
2	高速増殖炉燃料の定常条件下での破損限界に関する研究	大洗　システム技術開発部 核燃料工学グループ 副主研　皆藤　威二
3	「常陽」を用いた高速増殖炉安全特性試験の実施に関する研究	大洗　照射施設運転管理センター 実験炉部　技術課 副主研　吉田　昌宏
4	過渡伝熱流動現象評価に関する研究	大洗　要素技術開発部 流体計算工学研究グループ 主研　村松　壽晴
5	ナトリウム燃焼に関する研究	大洗　要素技術開発部 熱化学安全試験グループ 副主研　大野　修司
6	安全評価事象の想定と評価条件に関する研究	大洗　システム技術開発部 FBRサイクル安全設計グループ グループリーダ　丹羽　元
7	炉心損傷時の炉内融体挙動に関する研究	大洗　要素技術開発部 リスク評価研究グループ 研究員　松場　賢一
8	炉心反応度の評価に関する研究	大洗　システム技術開発部 中性子工学グループ グループリーダ　石川　眞
9	「ふげん」を活用した信頼性データの分析・評価	新型転換炉ふげん発電所 環境保全課 技術主幹　井口　幸弘
10	Living PSAシステムの開発整備	大洗　システム技術開発部 FBRサイクル安全設計グループ 副主研　栗坂　健一

実験的，解析的研究を実施し，合理的評価法に関する枠組を構築した。

ナトリウム燃焼に関する研究（表１中No. ５）では，小規模漏えいを対象としたナトリウムプール燃焼実験と機構論的解析手法を整備した。これらの成果は「もんじゅ」の設置変更許可申請に際し，安全設計や設計に必要な技術情報として活用されている。

安全評価事象の想定と評価条件に関する研究（表１中No. ６）では，現時点での知見に基づいて，高速炉に特有な事故事象に関し，安全評価事象の選定と評価条件に関する考え方を整理した。

炉心損傷時の炉内融体挙動に関する研究（表１中No. ７）では，模擬物質を用いた再臨界排除可視化基礎実験を実施し，基礎データの取得と評価を行った。今後も，基礎データを取得するとともに，燃料物質及びナトリウム冷却材を用いた総合試験をカザフスタン共和国と共同で実施し，実証データを取得する予定である。

炉心反応度の評価に関する研究（表１中No. ８）では，炉定数調整法を適用することにより，安全上重要となる反応度の予測精度を大幅に向上できる見通しを得た。

(2) PSA分野

「ふげん」を活用した信頼性データの分析・評価（表１中No. ９）では，データの収集・整備を行うとともに，誰にでも扱いやすいツールとして，Web技術を用いた「信頼性データ解析システム」を開発整備した。今後はデータの収集・整備を継続するとともに，運転停止までのデータの詳細な分析・評価を実施する。

Living PSAシステムの開発整備（表１中No. 10）では，Living PSAシステムの開発により，原子炉停止状態における系統・設備の様々な運用状況に対するリスクを迅速に把握できるようになった。

３．おわりに

2001年度安全研究成果発表会（動力炉分野）に幅広い分野から多数の方々にご参加頂き，無事開催することができた。外部の方々からは，技術的な質問や意見に加えて，成果をより広く外部に公開して欲しいとのご意見や，安全性の向上に個々の研究がどのように役立つのかを常に意識するとともに，研究成果を安全審査に効果的に反映して欲しい等のご要望を頂いた。また，個々の研究目的や内容については詳細な発表があったものの，各課題に対してどこまで分って，今後どのような研究が残っているのかを発表会の中でも示して欲しいとのご要望も発表会後に頂いた。

今後，頂いた貴重なご意見を踏まえ，安全研究をより一層効果的に進めるとともに，2001年度からスタートした新安全研究基本計画の中でも頂いたご意見を適切に反映して行きたいと考えている。

謝　辞

2001年10月に発生した高速実験炉「常陽」メンテナンス建家における火災対応のため，開催日を延期しましたことを改めてお詫び致しますとともに，発表会にご参加頂いた外部の方々，開催にご協力頂いた関係者の皆様には感謝，御礼申し上げます。

参考文献

１）ＪＮＣ ＴN1400 2001－014「安全研究５ヵ年成果（平成８年度～平成12年度－動力炉分野）」
２）ＪＮＣ ＴN9200 2001－005「平成13年度安全研究成果発表会（動力炉分野）」（会議報告）

会議報告

MOX利用国際セミナー
－原子力の有効利用に向けて理解を深めるために－

久芳　明慈
東海事業所　プルトニウム燃料センター

１．はじめに

サイクル機構は，電気事業連合会と日本原燃株式会社の共催並びに原子力委員会の後援のもと，東京・皇居前のパレスホテルで2002年２月18日，19日の２日間にわたって「MOX利用国際セミナー－原子力の有効利用に向けて理解を深めるために－」を開催した。

本セミナーはサイクル機構のMOX利用技術の開発成果及び海外のMOXに係る動向について紹介してMOX利用に対する理解を深めて頂き，今後のMOX利用の円滑な推進に資することを目的としたものである。

セミナープログラムは，原子力委員会藤家委員長及び文部科学省中原核燃料サイクル研究開発課長による基調講演，サイクル機構，日本原燃株式会社及び海外原子力事業関係者による講演，「MOX利用の意義」と題したパネル討論で構成され（表１参照），原子力発電所等の立地地域からの

表１　「MOX利用国際セミナー」プログラム

2002年２月18日（月）	
10:00～10:10	主催者挨拶　核燃料サイクル開発機構 理事長 都甲　泰正
10:10～11:10	基調講演「人類,文明,原子力,そして核燃料サイクルの意義」　原子力委員会 委員長 藤家　洋一 氏
11:10～11:30	基調講演「我が国のプルトニウム利用」 文部科学省 研究開発局 核燃料サイクル研究開発課長 中原　徹 氏
11:30～12:00	「日本におけるMOX燃料開発」　核燃料サイクル開発機構 プルトニウム燃料センター長 大島　博文
13:15～14:00	「サイクル機構におけるMOX燃料の利用実績」 核燃料サイクル開発機構 新型転換炉ふげん発電所長 古林　俊幸
14:00～14:45	「フランスにおけるMOX利用の現状と今後の燃料サイクルの展望」 フランス電力公社 燃料本部副本部長 ミッシェル・ドゥベス 氏
14:45～15:30	「フランスにおけるMOX加工の現状と外部コミュニケーション」 フランス核燃料公社 メロックス工場長 ローラン・ジャケ 氏
15:45～16:30	「ベルギーのベルゴニュークレール社デッセル工場におけるMOX加工の現状と外部コミュニケーション」 ベルゴニュークレール社 広報担当役員 アシレ・デ・バッカー 氏
16:30～18:15	パネル討論「MOX利用の意義」 司　会　株式会社日本経済新聞社 論説委員 鳥井　弘之 氏 パネリスト（五十音順） 福井県原子力平和利用協議会 事務局長 石黒　順二 氏 東京電力株式会社 常務取締役原子力本部長 榎本　聰明 氏 核燃料サイクル開発機構 理事・東海事業所長 岸本　洋一郎 フランス電力公社 燃料本部副本部長 ミッシェル・ドゥベス 氏 柏崎商工会議所 専務理事 内藤　信寛　氏
2002年２月19日（火）	
9:30～10:00	「サイクル機構におけるFBR，ATR燃料の開発について」 核燃料サイクル開発機構 プルトニウム燃料センター 製造加工部 設計評価グループリーダ 安部　智之
10:00～10:45	「英国におけるMOX開発とセラフィールドMOX工場の現状」 イギリス原子燃料会社 MOX営業技術部長 ジョン・エドワーズ 氏
11:00～11:30	「日本原燃のMOX燃料工場の概要」　日本原燃株式会社 取締役燃料製造部長 米田　守宏 氏
11:30～11:55	「日本におけるMOX燃料製造技術の現状」 核燃料サイクル開発機構 プルトニウム燃料センター製造加工部 製造第二課長 朝倉　浩一
11:55～12:00	閉会の挨拶　核燃料サイクル開発機構 副理事長 中神　靖雄
14:30～16:00	プルトニウム燃料第三開発室　施設見学

参加者，プレス関係者，電気事業者等総数で約240名の方の参加を頂いた。また，セミナー最後のプログラムとして，東海事業所プルトニウム燃料第三開発室の見学会を企画し，約50名の方の参加を頂いた。

２．基調講演

セミナーの冒頭に原子力委員会藤家委員長から「人類，文明，原子力，そして核燃料サイクルの意義」と題した基調講演を頂いた。

その中で，リサイクル文明に貢献する技術として原子力は期待されており，その開発に当たっては長期的展望に立って段階的に目標を達成していくことが重要であることが述べられた。

また，原子力は「高性能／高効率」，「エネルギー源確保」，「環境適合性」，「安全の確保」に対して大きな可能性を持っており，資源の完全利用と廃棄物ゼロを究極の目標とするコンセプトが示された。

さらに，段階的な核燃料サイクルの発展を考慮すると資源小国日本ではプルサーマルの早期実施が望まれ，その実現にはサイクル機構に蓄積された技術の移転が必須であることが述べられた。

次いで，文部科学省中原核燃料サイクル研究開発課長から「我が国のプルトニウム利用」と題した基調講演を頂き，資源の乏しい我が国としては，核燃料サイクルの確立が重要であること，及び，サイクル機構において長年にわたるプルトニウムの利用実績があり，それらの実績を広く紹介していくとともに，民間へ移転していくことが重要であるとの認識が示された。

３．サイクル機構，日本原燃株式会社及び海外原子力事業関係者による講演

3.1　サイクル機構による講演

サイクル機構からは，まず大島プルトニウム燃料センター長が「日本におけるMOX燃料開発」について報告した。

この中で，プルトニウム燃料センターの歴史，MOX施設の安全性について紹介するとともに，これまでのMOX燃料製造，プルサーマル燃料である原電敦賀１号機用MOX燃料や関電美浜１号機用MOX燃料ピンの製造と照射後試験などの実績等を紹介し，MOX燃料加工の事業化に必要な技術体系が既に確立されていることを示した。

また，今後サイクル機構としては，FBR実用化に向けて，MOX燃料製造コスト低減のための技術開発等を推進していくとともに，施設・人材・経験・知見の活用などにより，民間MOX加工事業の実用化に全面的に協力していきたいとの考えを示した。

次いで，古林新型転換炉ふげん発電所長が「サイクル機構におけるMOX燃料の利用実績」として，「ふげん」は約24年前の初臨界より炉心にMOX燃料を装荷し安定に発電を続けていること，初臨界以降着実にMOX燃料利用実績を積み重ね，これまでに726体を装荷したこと，「ふげん」使用済みMOX燃料から回収したプルトニウムを再び「ふげん」で利用し，核燃料サイクル技術を実証していること等を紹介した。また，「ふげん」は発電所単体としては世界最高のMOX燃料利用実績を達成しており，我が国のプルトニウム利用の先駆的役割を果たし得たことを紹介した。

さらに，FBR開発の歴史，「もんじゅ」の運転再開に向けた理解促進活動等について報告するとともに，実用化戦略調査研究により2015年頃にはFBRサイクルの実用化技術体系を確立するという計画を紹介した。

プルトニウム燃料センターの安部設計評価グループリーダは，「サイクル機構におけるFBR，ATR燃料の開発について」と題し，長年のFBR及びATR用MOX燃料の開発を通じて，MOX燃料に関する幅広い技術，経験を蓄積し，「ふげん」，「常陽」でこれまで1000体を超えるMOX燃料集合体を安全に使用していること，この「ふげん」，「常陽」での運転実績のほか，使用済燃料の詳細な試験検査や苛酷な条件での試験等の多様な手段でMOX燃料の安全性を確認していることを報告した。

また，FBR及びATR用燃料と軽水炉用MOX燃料は共通部分が多く，FBR及びATR用燃料が使用される温度や照射に関する条件は軽水炉の条件を上回る広い範囲にわたっていることを示し，これまでサイクル機構に蓄積したMOX燃料に関する技術，経験の大部分は，軽水炉用MOX燃料にも適用できることを紹介した。

プルトニウム燃料センターの朝倉製造第二課長は，「日本におけるMOX燃料製造技術の現状」と題し，プルトニウム燃料第三開発室の特徴として，MOX燃料の量産に適した遠隔自動運転設備，保守性を考慮したグローブボックスと設備のレイアウ

ト，経済性向上を目差した多機能型設備及び最新の核物質管理・保障措置技術等について紹介した。

さらに，「MOX燃料製造技術／プルトニウム燃料第三開発室」と題したビデオの上映を行った。

3.2　日本原燃株式会社による講演

日本原燃株式会社の米田取締役燃料製造部長からは，「日本原燃のMOX燃料工場の概要」と題した報告が行われた。その中で，原子燃料サイクルとJNFLの役割，MOX燃料加工事業計画の経緯が紹介され，次いで，MOX燃料加工事業の概要として，130tHM／年の最大加工能力を有し，約300名の従業員が従事する工場となること，青森県六ヶ所村の日本原燃六ヶ所再処理工場に隣接する場所に建設する予定であることなどの具体的な内容が紹介された。

また，MOX燃料加工事業は，国内外で既に確立された技術を基盤として進めることとしており，プルトニウム安全取扱技術及び計量管理／保障措置技術はサイクル機構技術を，軽水炉用MOX燃料製造技術はサイクル機構技術，国内ウラン加工技術及び海外MOX技術を組み合わせて採用すること等が紹介された。

3.3　海外原子力事業関係者による講演

フランス電力公社（EDF）燃料本部のドゥベス副本部長からは「フランスにおけるMOX利用の現状と今後の燃料サイクルの展望」と題する講演が行われた。この中で，フランスでは安全で，クリーンで，競争力のある独立エネルギー源として原子力発電は主要な役割を果たしていること，1987年から開始されたMOX燃料利用は，90万kW級PWR20基へと拡大し，卓越した実績を示していること，既に1500体以上のMOX燃料がEDFの発電プラントに装荷され，燃料破損なく利用されていること等が紹介された。

また，地域での信頼を得るためには透明性の高い情報公開と，ウラン燃料とMOX燃料の両方について発電所での良好な運転実績が不可欠であることが指摘された。

さらに，フランスで実施している最近の燃料サイクルに関する開発の結果，ウラン燃料とMOX燃料の両方の燃料性能及び燃焼度の増加と原子力発電の経済的競争力の向上について，今後の進歩が可能となっていること等が紹介された。

フランス核燃料公社（COGEMA）メロックス工場のジャケ工場長からは，「フランスにおけるMOX加工の現状と外部コミュニケーション」として，プルトニウムをMOX燃料としてリサイクルすることによって，ウランや石油資源を節約しながら高効率で核分裂性物質を燃焼させて発電することが可能であるとともに，廃棄物の量とそれに含まれる放射能を削減でき，また核拡散防止にも寄与できることが説明された。

また，2001年までにCOGEMA社とベルゴニュークレール社で1,339トンを超えるMOX燃料ペレットを生産し，2,872体のMOX燃料体を顧客に供給してきたこと等が紹介された。

外部コミュニケーションに関しては，政府により設けられた「地域情報委員会」（市町村議員，各種の組合，商工会等で構成）によって，施設レポートの報告に対する年次会合，定期的な特定課題に対する会合等が実施されていること，地方紙記者との定期的会合及び重要事項に関する記者会見の実施，さらには，地域住民の生活へ溶け込むために，展示会などの地域活動への貢献等を実施していることが紹介された。

ベルゴニュークレール社のバッカー広報担当役員からは，「ベルギーのベルゴニュークレール社デッセル工場におけるMOX加工の現状と外部コミュニケーション」と題する報告が行われた。その中で，ベルゴニュークレール社の歴史，生産実績，品質保証システムの認証取得実績等が紹介された。さらに，ベルギーにおける原子力関連規制の歴史，原子力を取り巻く規制体制，ベルゴニュークレール社の異常時対応計画等が紹介された。

外部コミュニケーションに関しては，①ベルゴニュークレール社が開かれた企業であること，②常に自ら働きかけること，③そして，私たちが地域の人々と環境を大切にしていることを確信，の３点を念頭に実施していること等が紹介された。

イギリス原子燃料会社（BNFL）のエドワーズMOX営業技術部長からは，「英国におけるMOX開発とセラフィールドMOX工場の現状」について報告された。この中で，英国におけるMOX燃料開発・製造の全体的歴史，現行のMOX燃料製造基本フロー等が紹介された。

また，BNFLのMOXの改良点として，完全に新しい品質管理システムを導入していること，運転部門とは切り離された新しいMOX品質チームの

導入を実施したこと等が紹介された。さらにセラフィールドMOX工場の現状とMOX燃料の性能について紹介され，最後にまとめとしてMOX燃料は真新しい技術ではないこと，約30年にわたり商業規模で安全に製造されていること等が示された。

４．パネル討論

「MOX利用の意義」と題したパネル討論では，座長として日本経済新聞社鳥井論説委員，パネリストとして福井県原子力平和利用協議会石黒事務局長，東京電力株式会社榎本常務取締役，EDF燃料本部ドゥベス副本部長，柏崎商工会議所内藤専務理事に参加して頂き，これに岸本理事が加わって，プルトニウム利用を行う国と行わない国の考え方の差，プルサーマルの意義，地域住民のプルサーマルに対する認識，国内外のMOX利用の実績が日本のプルサーマル推進につながらない理由，プルサーマルを進めることの重要性等について活発な討論が行われた。

パネル討論風景

この中で各パネリストからは，プルサーマルを行うことで再処理技術，プルトニウム取扱技術が確立され，それが将来の高速炉サイクル導入につながっていくとの意見や，原子力に対する信頼回復のためには日頃からの地道なコミュニケーションが重要であるとの意見，これまでMOX利用実績のPR不足等があったのではないか等の意見が述べられ，最後に座長から，事故，トラブルをなくして資源枯渇・地球環境破壊といった問題の解決策となりうる核燃料サイクルを実現することが必要であるとまとめられた。

５．おわりに

本セミナーに参加した方々からは，タイムリーな企画だった，日本及び海外のMOX利用の現状が理解できた，パネル討論の内容は多くの原子力施設立地地域の方にも聞いてもらいたいといった意見等が寄せられた。

サイクル機構は，本セミナーが我が国におけるMOX利用推進の一助になることを願いつつ，今後もMOX利用技術開発に取り組み，その成果の普及に努めていく。

会議報告

2001年度安全研究成果発表会（核燃料サイクル分野）

岡　　努　谷川　勉
東海事業所　放射線安全部

１．はじめに

2002年３月20日，東海アトムワールド多目的シアターにて当機構東海事業所（一部の課題については大洗工学センター，人形峠環境技術センター及び東濃地科学センターも含む）が担当している環境放射能，核燃料施設及び放射性廃棄物（廃棄物処分）分野に関する「2001年度安全研究成果発表会（核燃料サイクル分野）」を開催した。

今年度は，先期（1996年度～2000年度）「安全研究基本計画」（以下，基本計画）が終了し，５ヵ年成果をまとめた年度であることから，上記３分野について，各分科会主査による成果概要発表及び従来と同様各担当による個別課題について計11件を選択して発表することとし，上記各分野に関係する原子力専門家・関係者の方々を主な対象として，発表会を開催した。

発表会の開催に当たり，安全研究に関係する国，大学，関係機関等各関係者に対して案内状を送付すると共に，東海ノア協定事務局，東海事業所放射線安全衛生強化推進協議会参加機関への案内に加え，サイクル機構のホームページでの案内，東海事業所運営管理部地域交流課職員による案内，ポスター掲示等により広く参加者を募集した。

２．発表概要

発表会当日は，発表用資料集及び核燃料サイクル分野安全研究５ヵ年成果報告書を参加者に配付した。

本発表会には，内藤奎爾前原子力安全委員会委員長代理を始め，国，大学，電力，メーカー，法人等から44名の方に参加していただき，機構参加者96名とあわせ，総計140名の参加があった。

各分野概要報告及び個別研究課題各発表に対して，熱心かつ注意深く耳を傾けていただき，専門的なご質問，ご意見と共に，最後の総合討論において，全体に共通的な非常に有益なご意見，ご提言をいただいた。

発表会風景

発表テーマを表１に示す。

2.1　発表の概要

本発表会では，大森特任参事の開会挨拶の後，各分野の成果の概要：３件（表１中No. １～３），個別課題；11件（表１中No. ４～14）の合計14件について発表がなされた。表１に従い，その概要を以下に示す。

(1) 環境放射能分野成果概要（表１中No. １）

人形峠環境技術センターや東海事業所周辺環境放射線（能）の測定･評価等に関する知見の蓄積，長半減期核種の定量法及び挙動研究，環境線量評価手法の整備・高度化に関する研究を実施した。

放射性核種の分布と挙動評価，線量算定モデル及び線量評価並びに環境放射線測定，放射性物質分析測定等のモニタリング技術開発に係る安全研究を実施し，ラドン子孫核種の積分型濃度測定器の開発，質量分析法による長半減期核種の定量法の開発，ゲルマニウム半導体検出器を利用した高分解能肺モニタの実用化等の成果が得られた。

(2) 核燃料施設分野成果概要（表１中No. ２）

表１　安全研究成果発表会（核燃料サイクル分野）

No.	報告テーマ	報　告　者
1	環境放射能分野の概要報告	東海事業所　放射線安全部長　篠原　邦彦
2	核燃料施設分野の概要報告	東海事業所　再処理センター技術部 技術開発課長　野尻　一郎
3	放射性廃棄物（廃棄物処分）分野の概要報告	東海事業所　環境保全・研究開発センター 処分研究部次長　石黒　勝彦 （現：本社・経営企画本部バックエンド推進本部 研究主幹）
4	地球規模の広域拡散評価手法に関する研究	東海事業所　放射線安全部　環境監視課 副主任研究員　中野　政尚
5	長半減期核種の分析測定技術の高度化に関する研究	東海事業所　放射線安全部　環境監視課 副主任研究員　植頭　康裕
6	内部被ばく線量測定評価法の高度化に関する研究	東海事業所　放射線安全部　線量計測課 研究員　栗原　治
7	異常事象評価試験研究	東海事業所　放射線安全部　安全研究グループ （現：再処理センター　技術部　技術開発課） 副主任研究員　佐藤　嘉彦
8	原子力用材料のレーザー光による表面処理効果に関する研究	東海事業所　環境保全・研究開発センター 環境保全部　技術開発グループ 副主任研究員　上原　典文
9	クリプトン回収・固定化技術に関する研究	東海事業所　再処理センター　処理部 化学処理第一課　隅田　幸生
10	安全評価シナリオに関する研究	東海事業所　環境保全・研究開発センター 処分研究部　システム解析グループ 副主任研究員　牧野　仁史
11	地質環境の長期安定性に関する研究	東濃地科学センター 地質環境長期予測研究グループ 副主任研究員　藤原　治
12	人工バリアのナチュラルアナログ研究	東海事業所　環境保全・研究開発センター 処分研究部　処分バリア性能研究グループ 副主任研究員　上野　健一
13	地下水の地球化学特性に関する研究	東濃地科学センター 地質環境特性研究グループ 研究員　濱　克宏
14	人工バリアとその周辺岩盤との相互作用に関する研究	東海事業所　環境保全・研究開発センター 処分研究部　処分バリア性能研究グループ 副主任研究員　杉田　裕

サイクル機構が所有する核燃料施設の安全・安定運転，さらに核燃料サイクル技術の高度化に向けた研究を実施した。

臨界安全性，遮蔽安全性，閉じ込め安全性，運転管理・保守及び放射線管理，放射性廃棄物の管理に関して広範多岐にわたる安全研究を実施し，核燃料施設に関する放射線管理技術及び臨界管理技術の高度化，MOX燃料施設の設計・建設・運転等に関する安全関連基礎データの取得，低レベル廃棄物の減容化等の処理・貯蔵技術に関する成果が得られた。

(3) 放射性廃棄物（廃棄物処分）分野成果概要（表１中No. ３）

サイクル機構は，我が国における高レベル放射性廃棄物の地層処分技術の確立を目指した研究開発を，国が定めた研究開発の進め方にのっとりその中核機関として実施してきた。

地層処分における安全評価の基本的考え方，高レベル廃棄物地層処分システムの安全評価及びTRU（超ウラン）廃棄物処分の安全評価の安全研究を実施し，安全評価の基本的考え方の整理，人工バリアについての構成要素に関する知見の蓄積や核種移行に係るデータベースの整備，地質環境の変動等に影響を及ぼす天然現象に関するデータの蓄積，TRU廃棄物処分の安全評価手法の確立に向けた技術基盤の整備等の成果が得られた。

(4) 個別研究課題発表及び質疑

表１に示すとおり，環境放射能分野では，地球

規模の広域海洋拡散モデルの開発とフォールアウト（Cs及びPu）データによる検証，質量分析法を用いたI－129等の長半減期核種の分析法の開発，γ－γ同時計測法を体外計測に適用した放射線作業従事者の内部被ばく線量測定・評価技術の高度化に関する３件（表１中No. ４，５，６），核燃料施設分野では，高速炉燃料再処理における先進湿式法にて使用が検討されている新溶媒の発熱特性等の確認試験，レーザーを用いた放射能除去特性・結果，クリプトン回収技術開発施設による実ガスを用いた回収，固定化試験実績に関する３件（表１中No. ７，８，９），放射性廃棄物（廃棄物処分）分野では，高レベル放射性廃棄物の処分に関する安全評価シナリオ，人工バリアの長期的な閉じ込め機能及び周辺岩盤との相互作用評価，人工バリアの化学的安定性及び天然バリア中の核種移行の支配因子である地下水の地球化学的特性データの取得に関する５件（表１中No. 10, 11, 12, 13, 14）の成果発表を各課題担当より行い，活発な質疑応答，今後の研究継続に当たり留意すべきポイント等について貴重なご意見をいただいた。

2.2　総合討論

参加者を代表して３人の専門家より，安全研究の目的に関する認識の共有化，安全研究成果のより一層具体的な評価，特に施設の安全性向上への効果，成果のより一層の積極的な公開，関係機関との連携・協力，情報交換の強化，重点課題への取組の強化等のご意見をいただいた。

３．おわりに

サイクル機構東海事業所等において実施した環境放射能，核燃料施設，放射性廃棄物（廃棄物処分）分野の安全研究５ヵ年成果の発表会を，年度末の開催ではあったが，幅広い分野からの多数の方々に参加していただき，無事開催することができた。

わずか１日という限られた時間で，５ヵ年にわたる３分野の成果概要及び個別課題11件の発表を行うという厳しいスケジュールのため，各テーマの成果を丁寧かつ詳細に発表することはできなかったものの，サイクル機構の安全研究の取組状況についてご理解を得ることができたと考える。

参加者からいただいたご意見等は，今後の安全研究の実施に反映し，より一層の効率的な実施，安全性向上への貢献を図るべく，安全研究を推進していくこととしたい。

なお，本発表会で配付した資料を以下に示す。

① JNC TW1409　2001－009　平成13年度安全研究成果発表会（核燃料サイクル分野）

② JNC TN1400　2001－015　安全研究５ヵ年成果（平成８年度～平成12年度－核燃料サイクル分野）

謝　辞

年度末の多忙な時期にもかかわらずご参加いただきました関係者の皆様，発表会開催にご協力いただきました発表者，協力者に感謝，御礼申し上げます。

会議報告

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－

榊原　安英　　横田　淑生　　森下　喜嗣　　冨田由香里
敦賀本部　国際技術センター

１．全体概要

当サイクル機構は，2002年４月25日（木），26日（金）の両日，福井県若狭湾エネルギー研究センター（福井県敦賀市）において，「第３回　敦賀国際エネルギーフォーラム」を開催した。

本国際フォーラムは，副題を『「もんじゅ」の国際的役割と地域との連携』とし，エネルギー確保，経済発展，環境保全の三つの要件を同時に満たすために，21世紀は「循環型社会」構造を築くことが重要となるとの観点から，省エネルギーに励みつつ，再生可能エネルギー，自然エネルギー等を有効活用することで，持続可能な経済発展が達成できる可能性があること，また，MOX燃料使用実績を積み上げた「ふげん」を起点とし，「もんじゅ」に橋渡しされる，リサイクル燃料であるプルトニウム利用を基盤とした原子力エネルギーが果たすべき役割について明確に認識すること，及び「もんじゅ」の国際的役割あるいは研究開発の地域との連携について議論する場を提供し，成果を世界に向けて発信することを目的とした。

企画に当たっては，西原英晃京都大学名誉教授を委員長とし，地元有識者を中心とした関係各界から成る運営委員会において本フォーラムの全体構成等についてご審議いただくとともに，顧問からご助言をいただいた。

また，原子力委員会，文部科学省，経済産業省，福井県経済団体連合会，敦賀商工会議所，電気事業連合会，社団法人日本原子力産業会議，社団法人日本原子力学会，社団法人日本機械学会，社団法人日本電気学会及びエネルギー・資源学会の11機関，団体の後援をいただいた。

講演及びパネル討論をいただいた海外登壇者は，米国，仏国，露国，中国，韓国及び国際原子力機関（IAEA）の５ヵ国と１機関から10名であり，国内から原子力委員会，国，大学，電力，地元経済界，地元一般住民から12名にご登壇いただいたほか，サイクル機構から３名が登壇した。

海外からの参加者を含め全体の参加者は，25日が約550名，26日が約580名で，350名収容の本会議ホールに入場できない方々には，ホール外３ヵ所の聴講室にて参加いただいた。また，地元敦賀工業高校，気比高校及び気比高校付属中学校から両日にわたり約290名の参加を得た。

フォーラムの１日目では，主催者，西原英晃運営委員長の挨拶の後，広部正紘県民生活部長による栗田福井県知事メッセージ，文部科学省を代表して加納時男文部科学大臣政務官，及び河瀬一治敦賀市長の来賓のご挨拶をいただいた。

特別講演，基調講演では，前田肇関西電力（株）特別顧問の座長の下，まず，加納時男文部科学大臣政務官より，『専門家の「常識」と社会の「認識」－“沈黙の螺旋”を乗り越える－』と題した特別講演をいただき，原発は恐い，危険とする社会の認識に対して，原子力を「見えるもの」にしていく必要があるとの考えが示された。その後，菊池理事より「もんじゅ」の１次安全審査状況を報告するとともに，石原慎太郎東京都知事よりいただいた「将来のエネルギー確保には高速増殖炉

加納政務官による特別講演

石原東京都知事からのビデオメッセージ

開発が必要である。高速増殖炉開発には，人類の夢がかかっており，当事者も十分に自覚していると思う。大事なことは，国民の高速増殖炉に対する正確な理解とそれには国民の大きな期待がかかっていると言うことである。」とのメッセージビデオを会場で紹介した。

竹内哲夫原子力委員会委員による基調講演では，『エネルギー政策と原子力の役割』と題して，世界の先進国に比べて日本のエネルギー自給率が低く，地球温暖化の防止のためにも原子力の活用が期待されるが，エネルギーセキュリティの観点ではプルトニウム利用が欠かせない，との講演があった。

セッションⅠでは，『各国の21世紀におけるエネルギー政策と原子力の展望』をテーマとして，神田啓治エネルギー政策研究所長の座長の下で，仏国のJ. ブシャール原子力庁（CEA）原子力開発局長，中国の趙志祥原子能科学研究院（CIAE）院長，米国のG. H. マーカスエネルギー省（DOE）原子力科学技術局副局長及び竹内榮次核燃料サイクル開発機構敦賀本部長により，各国のエネルギー政策と将来の原子力開発の方向性について報告があった。その後，B. タンチュリエ仏国電力公社（EDF）会長付顧問，B. コンビ原子力を支持する環境主義者協会（FEN）理事長が加わり，パネル討論が開催された。パネル討論では，資源，エネルギー問題の解決のみならず，環境問題への対応の観点から原子力発電の重要性について，各国の開発利用状況を踏まえ，また環境問題の専門家も含めて活発な議論が行われた。

２日目では，西原英晃京都大学名誉教授座長の下，まず，米国のL. C. ウォルターズアルゴンヌ国立研究所（ANL）上級技術顧問により，『高速増殖炉EBR－Ⅰにおける世界初の原子力発電から50年』と題した特別講演が行われた後，セッションⅡでは，『FBR開発における「もんじゅ」の国際的役割』をテーマとして，菊池三郎核燃料サイクル開発機構敦賀本部長代理から『「もんじゅ」の現状と将来計画』について報告すると共に，各国代表からは，『「もんじゅ」への期待と「もんじゅ」の国際的役割』について，P. E. ハーン国際原子力機関（IAEA）原子力局原子動力部長，仏国のP. P. ベルナール原子力庁原子力開発局原子力技術開発本部長，露国のV. ポプラフスキー物理・動力工学研究所（IPPE）副所長，韓国のD. ハーン原子力研究所（KAERI）新型液体金属原子炉（KALIMER）技術開発部長，榎本聰明東京電力常務取締役より講演があった。その後，各国代表によるパネル討論が行われ，国際協力・共同研究の場として「もんじゅ」に参加したい，FBR開発に「もんじゅ」の経験を蓄積し活かすことが重要などの活発な意見交換があった。

セッションⅢでは，堀照夫福井大学教授地域共同研究センター長の座長の下，『原子力技術がもたらす地域発展の可能性』をテーマにして，文部科学省から奈良人司地域科学技術推進室長，経済産業省から花内秀友近畿経済産業局産業企画部技術企画課長補佐，地元産業界から三谷政敏福井経済同友会特別幹事，水野政明日本原子力発電(株)取締役敦賀地区本部副本部長，天谷保子福井県連合婦人会監事及び石村毅核燃料サイクル開発機構敦賀本部副本部長によるパネル討論が行われた。パネル討論の中では，国が行う地域産業創出を促す政策，施策，原子力発電事業者が行う地域企業活性化のための技術交流会，エネルギー産業企業化研究会などの活動状況，サイクル機構が行ってきた公開特許を活用した地元企業の製品化事業助成事業，及び福井大学が行う産官学共同研究による研究成果の実績の紹介などを受けて，活発な議論が行われ，産業利用のための制度，仕組みの改善，地域のための科学技術振興，新産業創出のための提案を今後さらに進める必要があるとまとめられた。

また，昼食時には，前回に引き続き，「原子力熱中塾」と題するプログラムを開催し，三つのグループに分かれて，地元高校生を含む地元の方々とサイクル機構職員との間でエネルギーや原子力，放射線に関する日頃の疑問などを率直に意見交換する場を設けた。さらに，今回初めての試みとして「パネルセッション」を設け，セッションⅢと関連

原子力熱中塾の風景

した，産官学共同体制の中で得られた優れた研究成果やそれを利用して製品化に成功した例などを展示して，原子力開発，事業と大学，地元産業との連携についてアピールした。

２．特別講演

座長：前田　肇［関西電力(株)特別顧問］

『専門家の「常識」と社会の「認識」－“沈黙の螺旋”を乗り越える－』と言う演題で，加納時男文部科学大臣政務官より特別講演があった。

原子力の明るい話題は，ベースロードとしての電力の安定供給性や，温暖化への影響が少なく環境適合性に優れているところである。逆に暗い話題としては，様々な事故・事件が，欧州での原子力離れにつながり，国内では原子力発電所誘致反対の住民投票などが起こっている。マスコミ報道や住民投票結果から「専門家の常識」と「社会の認識」に乖離が見られる。例えば，「プルサーマルは危険か？」の問いかけには「プルトニウムは猛毒，核兵器にもなる危険なもの」というように，専門家の「実績，安全」とする常識と社会の認識には著しい乖離があり，“原発怖い”の大きな声に答えきれない「沈黙の螺旋」が生じている。この問題を乗り越えるには原子力をもっと目に見えるものにすること，エネルギー政策に対して国の明確なコミットメントを出していくこと，また誤解や誤報への迅速･的確な反論が必要である。また，「新エネルギーは救世主でありえるか」については，薄いエネルギー密度，高コストなどから主要なエネルギーとはなりえないこと，「世界は脱原発の方向に進んでいるか」については，実際にはアメリカでは原子力は世論の2/3の支持を受けて復権の動きがあり，フランスでは電力の75%強を占め，スウェーデンでは12基の内１基のみ政治的妥協で廃止したがほかは健全運転中であること，また中・韓・印のアジアでは増設意欲が活発であることが紹介された。最後に，原子力を選択した意味あいを再度考え，「もんじゅ」の成功を期待したい，と締めくくられた。

３．基調講演

座長：前田　肇［関西電力(株)特別顧問］

『エネルギー政策と原子力の役割』という標題で，竹内哲夫内閣府原子力委員会委員により基調講演が行われた。

主要国の一次エネルギーの構成をみると，アメリカ・ヨーロッパ主要国と比較して，日本は石油依存度が52%と非常に高い。また，天然ガス比率が低いのが特徴で，その中で原子力は16%を占めている。原子力の比率が40%と高いフランスは欧州各国に電力を輸出している。日本の場合，エネルギー自給率は，原子力を除くと，わずか４%にすぎず，原子力を加えて，やっと20%となる。これは主要国と比べて非常に低い自給率である。地球の温暖化は最近，徐々に進んできており，現状のエネルギー使用量と構成のままでは2100年には1.4℃ないし5.8℃まで上昇する恐れが指摘されている。地球温暖化の防止のためにも，原子力の活用が期待される。原料である天然ウランの累積需要量は直線的に増加し，2100年には究極資源量に近づき，天然ウランの入手も困難になってくる。プルサーマルの導入で15%削減でき，さらに2030年に高速炉導入のケースでは2100年以降は究極資源量の６割程度に押さえることが可能になる。使用済燃料も減少に転じ，最終的にはかなり少なくなる。したがって，ガラス固化体の発生量もワンススルーにおける使用済み燃料の貯蔵量の約半分になる。

このため，CO_2を排出しない原子力エネルギーは必要不可欠であり，その中でも，小資源国の我国においては，高速増殖炉サイクル技術の研究開発が重要であり，とりわけ「もんじゅ」は重要な役割を担っている。

４．セッションⅠ

『各国の21世紀におけるエネルギー政策と原子力の展望』；座長：神田　啓治（エネルギー政策研究所長）

21世紀及びそれ以降の世界におけるエネルギー

の安定確保と環境保全を達成するための最適な方策について，世界最大のエネルギー消費国である米国，先進国の中でも日本同様，少エネルギー資源国の仏国，世界的にもこれからの大なる経済発展が見込まれる中国から有識者を迎え，各国のエネルギー政策の展望について紹介していただいた。さらに，サイクル機構から「ふげん」を用いてのわが国におけるプルトニウム利用の実績を示すことにより核燃料リサイクルの必要性とそれが社会に受け入れられるための方策について議論していただいた。各登壇者の発言要旨は以下のとおりである。

(1) 第１部　講演「各国のエネルギー政策の展望」

１）「フランスにおける21世紀のエネルギー政策」：J.ブシャール［仏国原子力庁（CEA）原子力開発局長］

燃料資源に乏しいフランスにとって，エネルギー供給の安全保障は重要であり，国のエネルギー政策は，省エネ，代替可能エネルギーをはじめとする，原子力発電を重視したエネルギー源の多様化を柱としている。1973年の石油危機後，策定された原子力計画に基づき，原子力発電所の建設，安全性の改善を重ねることによりエネルギー自給率はかなり上昇した。原子力発電はCO_2の排出削減，他の燃料と比較して経済性が高いことも注目すべき点である。

仏国の原子力研究開発は国際競争力の強化など原子力産業を支えるとともに，原子力の人間や環境への影響など人々の関心に配慮すること，次世代の原子力システムを設計することなどを主な目的としている。将来の原子力エネルギーシステムにおいては１：経済性，２：安全性，３：天然資源の節約，４：廃棄物の最小化，５：核拡散リスクの低減を目的としており，持続可能なエネルギー源の開発という課題の解決に多大な可能性を持っている。このために「もんじゅ」が果たすべき役割は非常に大きい。我々はこれらの目的追求のため，二国間，あるいは国際的枠組みの中で喜んで協力していきたい。

セッションⅠ　パネル討論の様子

２）「中国における新型原子力システムの開発」：趙　志祥［中国原子能科学研究院（CIAE）院長］

経済成長および生活水準が向上すると電力需要は顕著に増加することから，エネルギー資源の確保は国の経済発展の基本である。今世紀の中頃には，中国の電力需要は1,200GWになると予想されているが，石炭，石油，天然ガスによる火力，水力等をフルに活用したとしても，まだかなり不足することになる。これを埋めるためには，安全で，信頼でき，経済的にも受入可能で，大規模に使用できる原子力の活用が，公害問題を引き起こしている石炭火力発電に代わって最善の選択であると中国では考えている。クリーンなエネルギー源である原子力発電の比率は，現在，0.7%であり，今後，大規模に原子力開発をするためには，天然ウラン資源の有効利用，長寿命放射性廃棄物の処分の２つの問題を解決しなければならない。このために，国のプロジェクトとして10年以上にわたり高速増殖炉，加速器駆動未臨界システム，（核分裂・融合の）ハイブリッド型の三つの新しい原子力システム開発を行ってきている。電気出力25MWの実験炉CEFRは2000年11月に基礎工事を終了し，2005年12月の初臨界を目指している。これらはまだ初期段階にあること，また予算にも限りがあることから，将来の為に国際協力を含めて幅広い選択肢をもって進めていきたいと考えている。

３）「合衆国における原子力に関するイニシアティブ　ー政策と展望ー」：G.H.マーカス［米国エネルギー省（DOE）原子力科学技術局副局長］

米国には，103基の原子力発電プラントがあり，電力に占める原子力の割合は20%となっている。米国のエネルギー政策は，長期総合戦略に基づき，先端技術を利用し，エネルギー環境経済政策を統合して21世紀の生活の質を達成することを目指している。米国での電力需要は着実に増加する見通しであり，原子力発電コストも十分競争力のあるものになっていることから，NEPD（National Energy Policy Development）グループは，2001年５月の報告書の中で，大統領は国のエネルギー政策

の主要な要素として原子力エネルギー拡大を支持するように提言している。これらを受けて，現在，2030年頃をめどに持続可能で，安全かつ信頼性があり，核不拡散性，経済性に優れた新核燃料サイクル技術及び次世代炉の研究開発プログラム（NERI, GENE-Ⅳ）を国際協力の下に進めている。また，電力の長期見通しとして，2020年における必要電力容量を現在の100GWeから150GWeに増大すると予想しているが，炭酸ガス排出削減のために炭酸ガスを放出しない電源の割合を30%に維持するとともに原子力の発電電力量の割合を現状の20%に維持するなど原子力の貢献はますます大きなものとなっていくと考えている。このため，日米，あるいは国際協力の下に，原子力の開発を進めていきたいと考えているとの講演がなされた。

4）「日本のエネルギー政策とプルトニウム利用の実績」；竹内　榮次（核燃料サイクル開発機構副理事長，敦賀本部長）

我国では国産エネルギー比率の向上と安定化に貢献する原子力の開発を進めてきた。さらに，地球温暖化問題があり，太陽光発電などの新エネルギーの導入にも限界があることから，原子力は日本のエネルギーにとって必要不可欠であり，今後も積極的に導入していかなければならない。現在，電力会社で発電に供しているものはウラン235であり，このままではウラン資源も高々70年しかもたず，高速増殖炉サイクル技術を導入することによって，1,000年のオーダーの資源にすることができる。まさに，これは人類の夢，悲願であり，我国の原子力開発の基本方針である「核燃料サイクルの確立，すなわちプルトニウム利用を積極的に進める」ということになる。このためには２つの課題を解決しなければならない。一つは，「もんじゅ」の早期の運転再開であり，一刻も早く安全審査を終了して，地元のご理解を得て工事に着手できるように全力を尽くしていく決意である。もう一つの課題は，軽水炉でのMOX燃料の利用であり，「ふげん」がMOX燃料の利用において，23年間にわたる熱中性子炉での世界一の実績があることなど我国の原子力政策に果たした役割を正しく認識していただくことによりプルトニウム利用が一層進むようさらに努力していきたい。

(2) 第２部　パネル討論

冒頭，神田座長より，「これからのエネルギーがどうあるべきかという課題に対して，環境問題，安定性，経済性を考えると原子力が中心になると思います。国民の皆さんに正しく理解していただける努力をすることが必要です。」との趣旨説明が行われた後，資源，エネルギー問題の解決のみならず，環境問題への対応の観点から原子力発電の重要性について，各国の開発利用状況を踏まえ，環境問題の専門家も含めて活発な議論が行われた。最後に座長より，「アメリカの原子力発電所は現在，絶好調で稼働していますが，そのうち，一斉に寿命となり，新しく造り直す時期がきます。今のうちに将来どうするかを検討していかなければならない時期です。来週の日米エネルギー会議では解体核の軽水炉での処分など，原子力発電の新たな展開が議題になるでしょう。環境団体は，どこからの援助もなく自分達の力で活動しています。地球を守るという視点から，原子力関係者は心して開発に取り組んでもらいたいと思います。」と締めくくられた。

５．特別講演

座長：西原　英晃（京都大学名誉教授）

『高速増殖炉EBR-Ⅰにおける世界初の原子力発電から50年』と題して，L.C.ウォルターズ米国アルゴンヌ国立研究所（ANL）上級技術顧問より講演をいただいた。

1951年12月20日，高速実験炉（EBR-Ⅰ）による世界初の原子力発電が行われた。若き開発者達のビジョンは，「自然からの贈り物であるウランとトリウムを利用して，数百年にわたりきれいで持続可能なエネルギーを人類のために作り出す」というものであった。原子力が，将来にわたって人々から受け入れられるには，環境にも優しく，持続的なエネルギー自給を可能にする必要がある。

先進国の発展はエネルギーの十分な供給により成り立っており，そこには小さな設備で大きなエネルギーを作り出せる原子力の寄与が大きい。現在ウランは全体の１%以下しか利用されておらず，残りの部分も利用を可能にしていく必要がある。

CO_2削減のためには原子力の拡大が必要であるが，電力だけでなく水素燃料を供給していく必要がある。現在のエネルギー利用に占める原子力の比率は７%であるが，50年後は原子力及び水素と化石燃料で50%ずつ，100年後には100%が原子力と水素になるであろう。原子力も水素燃料も共に安全であり，CO_2排出もなく，持続可能なエネル

ギーである。

最後に，今世紀末には化石燃料を必要としない世界にしたいと考えており，そのためにも「もんじゅ」は重要で，その計画を実行して日本が人類の進むべき道を示してもらいたい， 開発には，この会場に来られているような若い人たちの力が必要である，と締めくくられた。

６．セッションII

『FBR開発における「もんじゅ」の国際的役割』；座長：西原　英晃（京都大学名誉教授）

セッションＩで議論された各国のエネルギー政策や将来展望に関する議論を受けて，サイクル機構が開発を進める「もんじゅ」の国際的役割や各国が考える「もんじゅ」への期待について，サイクル機構，IAEA，仏国，露国，韓国，国内電力事業者からの講演とパネル討論が行われた。

(1) 第１部　講演『「もんじゅ」への期待と「もんじゅ」の国際的役割』

１）『「もんじゅ」の現状と将来計画』：菊池　三郎（核燃料サイクル開発機構 理事，敦賀本部長代理，もんじゅ建設所長）

1995年の「もんじゅ」におけるナトリウム漏えい事故以降の取組みに触れ，「もんじゅ」の再開にあたっては地元の了解を得て，安全審査，改造工事を進め，運転再開後はナトリウム取扱い技術を確立すると共にプラントの信頼性を実証し，高速中性子照射施設としての利用など段階的な取組みを行っていくこと，このために，現在，地域の方々との「さいくるミーティング」や市内全戸訪問など「もんじゅ」を理解していただけるよう様々な活動を行っていることを紹介した。また，「もんじゅ」のような高速炉の導入により高レベル廃棄物の毒性を減少させるなど大きなメリットがあり，環境問題解決という観点からも大変重要であることから，「常陽」，再処理（RETF）と燃料製造（PFPF）および実用化戦略調査研究の３点セットでその研究開発を進めていき，またWANO*やEJCC*1，OECD/NEA*2などの枠組みを利用し，その成果を国際的に共有することで国際的研究開発拠点となることを目指していきたいとの抱負を述べた。

２）『世界の高速炉開発における「もんじゅ」の役割　－高速炉技術開発とIAEAの活動－』：P.E.ジューン［国際原子力機関（IAEA）原子力局原子動力部長］

IAEAにおける高速増殖炉関連の活動は，その大半が高速増殖炉技術作業部会（TWG-FR）の枠組みの中で実施されており，FBR開発国相互の技術情報交換や研究プロジェクトの調整を行い，高速増殖炉技術に関する知識保存のためウェブベースでの高速増殖炉データベース（FRDB）を開発している等の紹介がなされた。また，「もんじゅ」に対しては，国際的資源として，開発努力の重複を回避するためにも情報を共有し共同研究開発を推進することが重要であり，このような観点から国際的な高速増殖炉開発における「もんじゅ」の存在は貴重で，「もんじゅ」の再起動を心より願っているとの考え方が示された。

３）『将来の原子力エネルギーシステムのための研究開発　－ガス冷却型原子炉；進化した技術領域－』：P.P.ベルナール［仏国原子力庁（CEA）原子力開発局　原子力技術開発本部長］

原子力エネルギーの環境面での優位性や水素製造などの多方面での利用が期待される中で，経済的競争力の強化，安全性の向上に加え，長寿命放射性廃棄物の最小限化，燃料と天然資源の効率的利用，電力以外への応用といった環境保護の観点からも次世代の原子炉及び核燃料サイクルシステムの開発が進められており，これらの需要を満たす最適なシステムとして，高速炉と燃料サイクルシステム施設一体型のものが注目されている。とりわけ，液体金属及びガス冷却型高速炉の開発はフランス，日本，ロシア，アメリカ合衆国などの国際協力のもと進められていること，最近のフランスでは，液体金属冷却型と共にガス冷却型高速炉の開発にも力をいれており，研究開発を加速する必要があること，高速増殖炉と燃料サイクルの開発には国際的協力体制が不可欠で，特にフランスと日本の協力に関しては，「もんじゅ」の早期再開に協力し，またその後には共同研究の専門チームを編成して参加したいとの考えが述べられた。

４）『世界の原子炉開発における「もんじゅ」の国際的役割』：V.ポプラフスキー［露国物理・動

*WANO：World Association of Nuclear Operators（世界原子力発電事業者協会）
*1 EJCC：Europe/Japan Coordinating Committee（高速炉日欧合同調整委員会）
*2 OECD/NEA：Organization for Economic Cooperation and Development/Nuclear Energy Agency（経済協力開発機構／原子力エネルギー機関）

力工学研究所（IPPE）副所長]

20年にわたり良好に運転中のBN-600や，現在，建設中のBN-800に続き，安全性，経済性に改良を加えたBN-1800の設計が開始されており，高速炉に関する研究では各国で運転中の原子炉（フェニックス，常陽，FBTR，BR-10，BOR-60，BN-600）の重要性が高まっている。「もんじゅ」の運転再開によって世界中の高速炉の研究開発が強化され，FBR技術のさらなる進展が促進されること，このためにロシア連邦原子力省は，BR-10，BOR-60，BN-350，BN-600の各原子炉の研究開発及び運転実績について提供可能なデータを「もんじゅ」の運転再開を支援するため提供協力する準備ができている「もんじゅ」の運転再開によって，実験炉「常陽」とBOR-60ならびに「もんじゅ」とBN-600を活用した日ロ共同研究開発計画を進めることが可能になること等の考え方が示された。

5）『世界の高速炉開発における「もんじゅ」の役割　－KAERIの見解－』：D.ハーン［韓国原子力研究所（KAERI）韓国新型液体金属原子炉（KALIMER）技術開発部長]

韓国での急激な電力需要の増加と国産エネルギーに乏しい状況から，効果的なウランの利用が必要となり，この解決策としてKAERIは1992年以来，KALIMER（150MW，ナトリウム冷却）計画を軸に長期的な取り組みとして高速炉技術を開発している。この中では，金属燃料やマイナーアクチニド燃焼の研究を行っていること，「もんじゅ」は日本だけでなく世界にとって価値のあるものであり，国際研究開発の中でリーダー的存在にあり，「もんじゅ」の運転経験が必要であること，また，韓国は「もんじゅ」を利用した安全解析法，高速炉材料およびナトリウム冷却技術の開発に協力する用意があり，可能な分野での協力をしていきたいとの考えが示された。

6）『FBR開発における「もんじゅ」の国際的役割－「もんじゅ」への期待－』：榎本　聡明（東京電力株式会社　常務取締役）

国内電力事業者を代表して，原子力を長期にわたり利用可能とすることが原子燃料サイクルの意義であり，自由化の中で，むしろ原子力発電と核燃料サイクルを確立していくことが価格競争に勝ち，将来にわたり，安く安定した電力を供給できる方法であること，また原子力，火力の相互補完による価格安定が重要であり，高速増殖炉燃料サイクルの確立はエネルギーに関する資源問題，セキュリティ問題を解決する最も有力なオプションであるとの考え方が示された。また，「もんじゅ」に対しては，早期の運転再開により国際的な高速炉開発の拠点となることを期待しており，軽水炉で行われてきた経験の蓄積による高性能化を踏まえると，長期の運転データの取得は設備の信頼性向上に不可欠であり，「もんじゅ」は運転を継続すること，そのこと自体に大きな意義があるとの認識が示された。

セッションII　パネル討論の様子

(2) 第２部　パネル討論

第２部のパネル討論では，L.C.ウォルターズANL上級技術顧問と趙志祥CIAE院長をパネリストに加えて，セッションＩで議論された各国のエネルギー政策を踏まえて，原子力エネルギーや「もんじゅ」の役割，「もんじゅ」への期待等に関するディスカッションが行われた。この結果，「もんじゅ」の早期運転の再開と，FBR開発の国際的な協力の場としての「もんじゅ」の活用に対して，各国が強い期待を持っていることが示された。最後に西原座長から，色々な国から「もんじゅ」に対する大きな期待が寄せられたこと，この期待に対して，我々，科学技術者自らが自信を持って国民や政策決定者に対して「我々にお任せください」と言えるように頑張っていきたいとのまとめの言葉をいただき，本セッションが締めくくられた。

７．セッションIII

『原子力技術がもたらす地域発展の可能性』；座長：堀　照夫（福井大学教授，地域共同研究センター長）

標記テーマについて各パネリストの方々より熱心な討論が行われた。

まず，文部科学省からは，“個性ある地域の発展”と“知恵と工夫の競争による活性化”を推進すること，そのために知的クラスターを育成し，シーズの創生を目指し，日本版シリコンバレーを形成していきたいと説明された。経済産業省からは，地域科学技術振興プランにより，産官学連携サミットを開催し活用していること，また，1,000の大学発ベンチャーをつくることを目標とし，現在，全国に263，そのうち62は近畿にあると紹介された。

その一方で，地域住民から見ると，国のエネルギー政策は明確に語られていない，ビジョンが見えてこない，環境問題の中で原子力の占める地位がわからず十分に議論されていないとの指摘がなされ，県民と原子力研究者が共通の認識のもとに，福井発の産業を育て，将来は子供や孫に「原子力施設が福井にあってよかった」と思え，また「原子力立県福井」となることを願うとの意見が出された。会場からは，立地から30年経ったが地域経済にどれほど寄与したかはみえない，原子力は国策であり，県は協力貢献しているという消極的な立場では不十分である，この問題に関する「熱中塾」を福井を含め行うことを提案する，等の意見が出された。地元経済界からは，30年間，このテーマについて，大学連携，共同研究，医学利用，保守産業，機械工業と原子力の多角的な利用を言い続けてきたが，若狭湾エネルギー研究センターを除いて，ほとんど実現したものがなく，今更ながら国にも苦言を提したいという意見が出された。

原子力発電事業者からは，福井商工会議所との技術交流会や敦賀商工会議所とのエネルギー産業企業化研究会を行って，実績も積んできており，当面の課題は，参加企業の増加，制限緩和による工事請負，物品納入，研究公募の増加等であり，具体的に努力していきたいとの意見が出された。

福井大学からは，米国の例にならい産官学共同も推進されてきており，福井大学は総合大学では全国でトップの実績があると紹介された。

サイクル機構からは，原子力科学技術は地元にとって“金のたまごを生むにわとり”であり，特許の提供や実用化共同研究開発により新製品を開発しているという実績が出てきていること，産官学相互の交流推進により，原子力をベースにした新地域産業創生を目指したいと思うとの意見が出された。

最後に，座長より「立地県として30年，各種のインフラ整備が行われてきた。原子力技術の地域産業への利用がこれまでほとんどなかったが，最近その兆しが見えてきた。 産業利用のための制度，仕組みの改善，地域のための科学技術振興，新産業創出のための提案をしていくべきだ」との言葉でこのセッションがまとめられた。

セッションIII　パネル討論の様子

８．まとめ

21世紀のエネルギー政策として，将来のエネルギー確保，地球環境の保全及び持続的経済発展を促すためには，「循環型社会構造」を確立することが重要であり，その中で原子力が果たすべき役割は大きいとの認識の下で，再生可能なリサイクルエネルギー資源としてプルトニウムが位置付けられた。「もんじゅ」は，プルトニウム利用技術を確立するための研究開発施設であり，FBRを開発している国からは，国際的共同研究施設として活用していきたいとの意向が示され，そのためには早期再開を望むとの意見が出された。また，「もんじゅ」で蓄積される知識・経験は，今後，世界のFBR開発に活用されるとの期待が大きいことが強調された。また，原子力技術による地域産業創出，活性化のために，補助金等の諸制度を活用して産官学の連携をさらに強める必要があることが再認識された。

今後は，日本のエネルギー政策に沿って，「もんじゅ」開発の位置付けを明確にし，各国からの期待に応えて「もんじゅ」を早期に立ち上げ，国際共同研究の場として提供するとともに，「もんじゅ」で蓄積されたFBR開発の知識・経験を世界に発信していく。

表1　会議プログラム

4月25日（木）

時間割	講演内容等	パネリスト，報告者，講演者
13：00	主催者挨拶 来賓ご挨拶	都甲　泰正　核燃料サイクル開発機構 理事長 西原　英晃　第３回敦賀国際エネルギーフォーラム運営委員長（京都大学名誉教授） 加納　時男　参議院議員，文部科学大臣政務官 広部　正紘　福井県　県民生活部長 河瀬　一治　敦賀市長
13：30 13：50	特別講演・基調講演 特別講演 『専門家の「常識」と社会の「認識」―“沈黙の螺旋”を乗り越える―』 基調講演 『エネルギー政策と原子力の役割』	【座長：前田　肇（関西電力株式会社　特別顧問）】 加納　時男（参議院議員，文部科学大臣政務官） 竹内　哲夫（内閣府　原子力委員会委員）
14：30	休　憩	
14：50 14：55	セッションⅠ 『各国の21世紀におけるエネルギー政策と原子力の展望』 第１部　講演「各国のエネルギー政策の展望」 SⅠ－１「フランスにおける21世紀のエネルギー政策」 SⅠ－２「中国における新型原子力システムの開発」 SⅠ－３「合衆国における原子力に関するイニシアティブ－政策と展望－」 SⅠ－４「日本のエネルギー政策とプルトニウム利用の実績」	【座長：神田　啓治（エネルギー政策研究所長）】 J.ブシャール［仏国原子力庁（CEA）原子力開発局長］ 趙　志祥［中国原子能科学研究院（CIAE）院長］ G.H.マーカス［米国エネルギー省（DOE）原子力科学技術局副局長］ 竹内　榮次（核燃料サイクル開発機構　副理事長，敦賀本部長）
16：15	休　憩	
16：35	第２部　パネル討論	【座長：神田　啓治（エネルギー政策研究所長）】 パネリスト B.タンチュリエ［仏国電力公社（EDF）会長付顧問］ 趙　志祥［中国原子能科学研究院（CIAE）院長］ G.H.マーカス［米国エネルギー省（DOE）原子力科学技術局副局長］ B.コンビ（原子力を支持する環境主義者協会(FEN)理事長） 竹内　榮次（核燃料サイクル開発機構　副理事長，敦賀本部長）
17：35	初日終了	

4月26日（金）

時間割	講演内容等	パネリスト，報告者，講演者
9：00	特別講演 『高速増殖炉EBR-Ⅰにおける世界初の原子力発電から50年』	【座長：西原　英晃（京都大学名誉教授）】 L.C.ウォルターズ（米国アルゴンヌ国立研究所（ANL）上級技術顧問）
9：40 9：45	セッションⅡ 『FBR開発における「もんじゅ」の国際的役割』 第１部　講演 『「もんじゅ」への期待と「もんじゅ」の国際的役割』 SⅡ－１『「もんじゅ」の現状と将来計画』 SⅡ－２『世界の高速炉開発における「もんじゅ」の役割－高速炉技術開発とIAEAの活動－』	【座長：西原　英晃（京都大学名誉教授）】 菊池　三郎（核燃料サイクル開発機構　理事，敦賀本部長代理，もんじゅ建設所長） P.E.ジューン［国際原子力機関（IAEA）原子力局　原子動力部長］
10：25	休　憩	
10：45	（第１部　講演の継続） SⅡ－３『将来の原子力エネルギーシステムのための研究開発－ガス冷却型原子炉；進化した技術的領域』 SⅡ－４『世界の原子炉開発における「もんじゅ」の国際的役割』 SⅡ－５『世界の高速炉開発における「もんじゅ」の役割－KAERIの見解－』 SⅡ－６『FBR開発における「もんじゅ」の国際的役割－「もんじゅ」への期待－』	P.ベルナール［仏国原子力庁（CEA）原子力開発局　原子力技術開発本部長］ V.ポプラフスキー［露国物理・動力工学研究所（IPPE）副所長］ D.ハーン［韓国原子力研究所（KAERI）韓国新型液体金属原子炉（KALIMER）技術開発部長］ 榎本　聰明（東京電力株式会社　常務取締役）
12：05	昼　食	
12：10	原子力熱中塾	一般参加者の方々との意見交換

会議報告

時間割	講演内容等	パネリスト，報告者，講演者
13：30	第２部　　パネル討論	【座長：西原　英晃（京都大学名誉教授）】 パネリスト P.ベルナール［仏国原子力庁（CEA）原子力開発局　原子力技術開発本部長］ V.ポプラフスキー［露国物理・動力工学研究所（IPPE）副所長］ D.ハーン［韓国原子力研究所（KAERI）韓国新型液体金属原子炉（KALIMER）技術開発部長］ L.C.ウォルターズ［米国アルゴンヌ国立研究所（ANL）上級技術顧問］ 趙　志祥［中国原子能科学研究院（CIAE）院長］ 菊池　三郎（核燃料サイクル開発機構　理事，敦賀本部長代理，もんじゅ建設所長）
14：50	休　憩	
15：10	セッションIII 『原子力技術がもたらす地域発展の可能性』	【座長：堀　照夫（福井大学教授，地域共同研究センター長）】 パネリスト 奈良　人司（文部科学省　地域科学技術推進室長） 花内　秀友（近畿経済産業局　産業企画部　技術企画課課長補佐） 三谷　政敏（福井経済同友会　特別幹事，敦賀セメント株式会社　取締役相談役） 水野　政明（日本原子力発電株式会社　取締役，敦賀地区本部副本部長） 天谷　保子（福井県連合婦人会　監事） 石村　　毅（核燃料サイクル開発機構　特任参事，敦賀本部副本部長）
16：40	閉会の辞	中神　靖雄（核燃料サイクル開発機構　副理事長）
16：45	終　了	

概況報告
2002年1月～3月

－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。この期間中，主なものとして放射線管理設備エリアモニタ点検(2001年分)，1次ナトリウム充てんドレン系主要弁（Aループ）点検，１次アルゴンガス系圧縮機（B）点検が終了した。

ナトリウム漏えい対策に係る原子炉設置変更許可申請に対しては，原子力安全・保安院で審査が継続しているが，2001年12月11日に原子力安全・保安院より蒸気発生器計装等の設置許可申請書における記載を一層明確化することが求められたため，2001年12月13日，原子炉設置変更許可申請書本文及び添付書類の一部補正申請を行った。

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。

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・保安院に継続して説明を行っている。

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８月に設置され，本期間中，第５回委員会が2002年２月13日に，第６回委員会が３月25日に，それぞれ敦賀市で開催された。

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。

２．原型炉技術の総合評価と高度化技術開発

「もんじゅ」の成果を高速増殖炉の実用化に反映するため，原型炉技術の総合評価と高度化技術開発を進めている。

原型炉技術の総合評価は,「もんじゅ」性能試験等のデータに基づき，炉心，プラント設備機器等の性能･機能を総合的に評価し，「もんじゅ」技術の妥当性を評価するものである。プラントトリップ時の蒸気発生器入口給水管板の熱過渡評価を行い，ホットショック，コールドショックのいずれの場合も熱応力は問題のないことが確認された。また，運転再開後のプラントの健全性，信頼性，安全性を確認するため，技術体系の整理，設計手法の整理等を継続実施するとともに，過去10年来構築してきた運転情報，設計情報等のデータベースをより汎用化するため，それらを統合化する検討を進めており，設計情報の統合化，検索ツールの作成を完成し,社内運用に向けた準備を進めた。

被ばく低減化対策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，高速炉線量当量率可視化システムに核分裂生成物（FP）の放出・移行挙動の計算機能を追加するため,SAFIREコードの組込作業と入力データの整備を継続した。

ナトリウム関連技術の高度化については，プラント主要系統機器のクリープ疲労損傷評価を行う構造健全性モニタリングシステムの開発を進めており，2000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，地震荷重評価などの評価機能向上のため内部検討を進めている。

運転・保守技術の高度化については，動特性解析コードS-COPDを用いて「もんじゅ」の総合機能試験における１次主冷却流量制御評価を終了したが，実機で見られた制御系の振幅や周期より小さい結果が得られたため，解析モデルを見直し再現解析を行っている。

「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）型ピンのナトリウム中特性試験を行い，ナトリウムの充てん性，プレナム形成及びドレン性に関するデータが得られた。また，シュラウド管試作を行い，製造

技術の見通しを得た。

国際的に開かれた共同研究の場として「もんじゅ」における研究開発を推進するため，海外より招へいした研究者（12月に１名が帰国し，現在３名）とともに研究開発を継続して行っている。

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，B_4C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の再現を試みるための基礎研究を若狭湾エネルギー研究センターに委託し，加速器によるB_4CペレットのHeイオン照射を終了した。

福井大学と４件の共同研究（①蒸気発生器ヘ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）を進めた。

４．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を計画通り進めたほか，CEAナトリウム学校との情報交換会議に参加し，FBRサイクル総合研修施設での研修状況，研修成果，今後の予定についての発表と情報交換を行った。また，CEAナトリウム学校の講師によるナトリウム取扱技術に関する特別講義を行った。

「常陽」メンテナンス建物火災事故の水平展開の一環として，大洗工学センターで原因究明に当たった職員を講師に招き，特別講座を開催した。

（敦賀本部）

概況報告
2002年1月～3月

－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

実用化戦略調査研究は，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，高速増殖炉（FBR）サイクルが本来有する長所を最大限に活用した実用化像を創出し，あわせて，将来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ことを目的としている。

フェーズⅡ（2001～2005年度）では，フェーズⅠ（1999～2000年度）で抽出された炉，再処理，燃料製造の個々の概念に対し，要素技術の工学的試験等を含めた検討評価を行い，FBRサイクル全体としての整合性を図りながら，経済性を含めFBRサイクルが本来有する長所を最大限発揮できるような実用化候補概念を２～３程度に絞込むこととしている。また，2015年頃の実用化を目標とした技術体系の整備を図るべく策定したフェーズⅡ以降の開発計画（ロードマップ）については，研究開発の進展，社会のニーズの変化等，FBRサイクルの研究開発に係る状況の変化に応じて適宜見直すこととしている。

フェーズⅡの開始にあたる2001年度の第４四半期では，第３四半期に受けた研究開発課題評価委員会の答申及び平成14年度予算概算要求等の様々な状況を踏まえ，現行のロードマップのうち，有望な概念を絞り込むためのフェーズⅡ研究計画（年度展開）の見直しに着手した。

２．高速増殖炉システム

魅力あるプラント概念構築のための設計研究について，フェーズⅡの初年度の成果を取りまとめるとともに，2003年度終了時点に予定されている中間取りまとめに向けて，2002年度以降に検討すべき課題を摘出した。また，プラント概念の成立性を左右すると考えられる枢要な要素技術について，試験計画の具体化，試験装置の設計及び予備試験等を継続している。第４四半期の主要な進ちょくを，炉概念ごとに概説する。

① ナトリウム冷却炉（アドバンスト・ループ型炉）については，大型炉概念及び中型モジュール炉概念について，安全性や構造健全性等の鍵となる課題の検討を進めた。また，中型炉心について，長期連続運転等，高速炉の魅力を引き出せる概念のサーベィを実施した。2002年度以降は，ナトリウム冷却炉の魅力追及方策及び弱点克服方策の検討を重視しながら，技術的成立性評価を深めることとしている。アドバンスト・ループ型炉概念成立の鍵となる主要な要素試験として，大口径・高流速配管の流動試験については試験計画と装置の基本設計を，炉内上部プレナムの流動試験については１／10縮尺水流動試験の予備試験を，合体機器開発に関しては試験装置の設計，解析評価モデル作成と要素試験の実施に向けた準備を，３重管型SGについては中間媒体である鉛ビスマスとナトリウムとの反応に係わる予備試験を進めている。

② 鉛ビスマス冷却炉については，自然循環型炉及び強制循環型炉の概念検討を実施し，両概念とも，フェーズⅠで提示した概念と比較して，経済性及び炉心性能の向上（増殖比の向上，燃料装荷量の低減）を実現できる見通しを得た。2002年度以降は，両概念に共通な課題とともに各概念の枢要な課題について検討を進め，中間取りまとめまでに技術的な成立性の見通しを得ることとしている。なお，システム概念構築の上で最も重要な課題である鉛ビスマスの材料腐食特性把握のために実施している独国カールスルーエ研究所（FZK）との共同研究については，停留鉛ビスマス中での316FR鋼，12Cr鋼，ODS

鋼の耐腐食性試験の短時間データを取得し，現在，その評価を実施している。

③　ガス（炭酸ガス及びヘリウム）冷却炉に関しては，有望なガス冷却炉概念として，高温熱源としての活用の可能性が高いこと等から，ヘリウムガス冷却炉を抽出した。炉心燃料形態としては，被覆粒子型と耐熱ピン型の比較評価を行った。その結果，炉心性能と過酷事故に対する安全裕度の面からは被覆粒子型がより優れた傾向を示すことが判った。このため，2002年度は，被覆粒子型を検討対象とし，2001年度に検討した集合体概念以外の他の被覆粒子燃料集合体概念案や複合材料型燃料概念も視野に入れながら，この燃料形態に特有の課題を中心に，成立性の検討を行うこととした。

④　小型炉については，ナトリウム及び鉛ビスマス冷却炉を対象に炉心性能や経済性の向上を目指した概念検討と安全性に係わる評価を進めている。また，水素製造等への多目的利用のニーズ及びシーズ調査結果に基づき，小型高速炉の多目的利用の可能性を整理した。

⑤　炉型に共通な技術開発として，高性能被覆管（ODS鋼）の開発（実用規模製造法の開発，材料強度試験，ロシアBOR-60炉での照射試験準備），12Cr鋼の材料データベースの整備等を進めている。

３．燃料サイクルシステム

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，酸化物電解法，金属電解法），燃料製造システム（ペレット，振動充てん，鋳造法）それぞれについて，その設計に必要となる項目と実施すべき要素技術開発とを整理した。

整理に際してはシステム設計側からは，

○設計パラメータの抽出とシステム設計上重要な項目の明確化

○その設計根拠（設計における設定の考え方）の明確化と詳細化

を行う。

一方，要素技術開発側は，その要求項目に対して，

○プロセス成立性をみるためのR&D項目と技術の比較評価のためのR&D項目の仕分け

○試験計画から提供しうるデータの内容（試験規模，取得データ，スケジュール等）の明確化

を行う。

これにより，要素技術開発成果を最大限に活用した精度の高いシステム設計を行うための道筋を明らかにし，かつ絞りこみの方法やプロセスを見える形で示していく。

また，燃料開発については，照射計画まで含めた金属燃料，TRU-MOX燃料の開発計画についての検討を継続した。

新概念リサイクル技術創出のための検討会では，従来の再処理における「必要なもの（核燃料物質）だけを回収する」という考え方から「不必要なものを取り除く」，換言すれば「できるだけサイクルの中に閉じ込め環境への負担を最小限にする」という発想の転換を基に，新リサイクル技術の検討を行った。使用済み燃料に含まれる主要な元素について炉心・燃料，再処理，燃料製造，廃棄物処理・処分の多岐にわたる観点から整理を行い，使用済み燃料を理想的に分離した姿と現在取組んでいる各種再処理システム，検討している新分離システムの比較を行った。さらに検討している新分離システムにおける炉心成立性を評価した。

また，これらの検討結果を報告書としてとりまとめた。本成果の公表については，燃料サイクル国際ワークショップで報告を行うと共に，10月に開催される国際学会等においても報告する予定である。

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継続した。終了後，直ちに供用を開始する予定である。

４．統合評価

「第２回FBRサイクル総合評価技術検討会（外部有識者を交えた社内委員会）」を開催し，社会的受容性の評価方法，受容性促進のための広報素材，FBRサイクルの特徴と導入効果などの検討状況について審議した。また，敦賀地区の原子力関係者と意見交換を行い，地元とのコミュニケーションに関する最近の動向を調査した。

原研との研究協力として「核燃料サイクルに係

わる環境負荷低減に関する検討会（第２回）」を開催し，分離変換など関連研究の進ちょく状況，開発課題と研究計画，OECD/NEAの動向，FBRサイクルと軽水炉サイクルとの特性などについて情報交換及び討議を行った。また，JNC/CEA会議においてFBR導入効果，投資対効果，FBRと他電源との比較などについて仏国側と意見交換を行った。導入効果や投資対効果について（図１及び図２参照）は，原子力学会発表や原子力eyeへの投稿も行った。

環境負荷低減に係る研究計画については，TRU燃焼，FP分離変換及び廃棄物処理・処分のそれぞれの分野に対する技術課題を摘出するとともに，フェーズⅡの中間評価と最終評価における達成要件を設定し，研究開発の具体的年度展開を検討している。

計算評価手法については，多面的評価システムの機能拡張，設計情報データベースとの連携，操作性向上などの整備・改良を実施し，FBRサイクル評価のプロトタイプシステムを作成した。また，外部コスト，社会的リスク評価，他電源との比較や小型炉の評価指標，社会的受容性などに関する調査について取りまとめるとともに，評価システムへのそれらの反映方法について検討している。

湿式燃料サイクル施設のリスク源分析作業を終了し，同施設の放射能インベントリの分布及び施設外への放射性物質放出シナリオを整理した。これにより，放出量が大きいと考えられる溶液系の沸騰事象，溶媒の漏えい火災事象及び臨界事故を起因とする放出放射能量とその発生確率の概算値を把握できた。ナトリウム冷却炉のリスク評価については，設計情報を基にPSA手法を活用して炉心損傷シーケンスを整理した。

（本社：経営企画本部
FBRサイクル開発推進部）

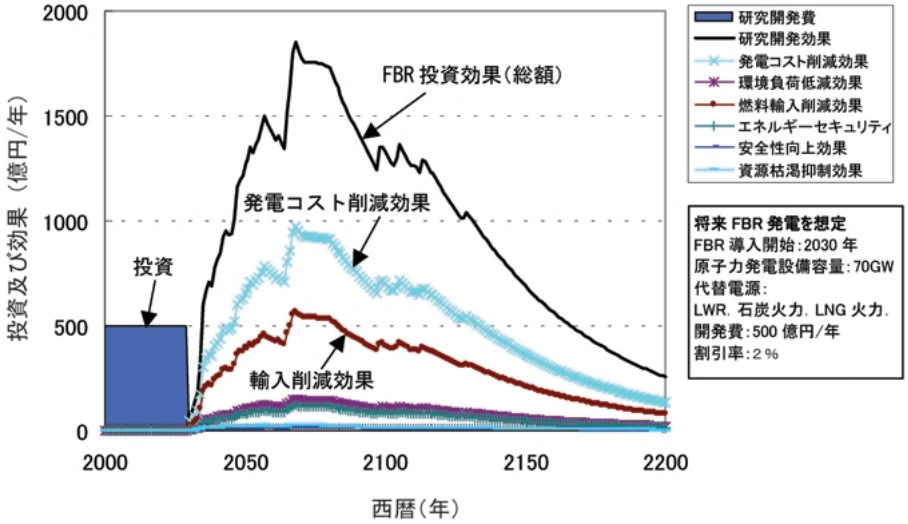


図１　FBR投資対効果の試算例

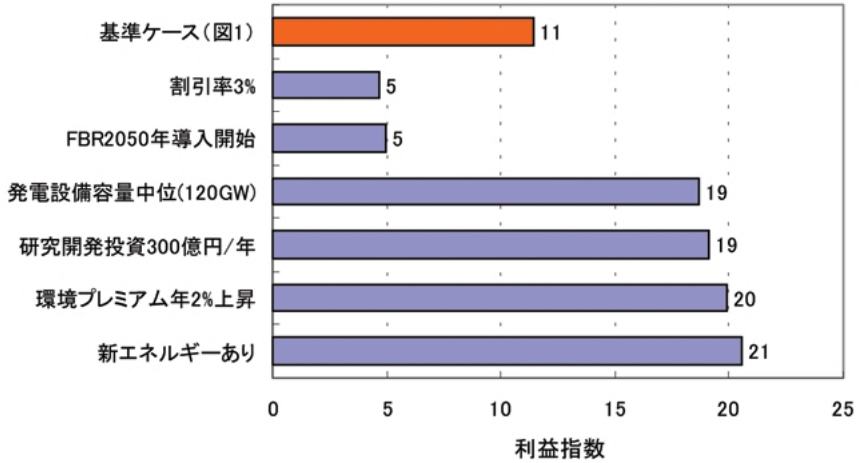


図２　感度分析

概況報告
2002年1月～3月

ー高速増殖炉サイクルの研究開発ー
高速増殖炉の研究開発

１．高速増殖炉固有の技術開発

1.1　安全性の研究

高燃焼炉心での変形ピンバンドル内の流動現象を予測する手法の開発について，複雑形状流路内の計測技術開発を完了した。また，集合体内狭隘部ナトリウム試験について予備試験結果をまとめた。（筑波大学との先行基礎工学協力研究）

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，集合体間ギャップを閉じ，DHXから炉心槽への専用流路を設けた体系での試験と予測解析を実施した。

仏国原子力安全防護研究所（IPSN），独国カールスルーエ研究センター（FZK）と共同で開発している起因過程解析コードSAS4Aについては，各国の成果を取りまとめた最新統合バージョンを作成し，各国へ配布した。また，金属燃料の高速炉の炉心安全性評価モデルについては，TREAT炉を用いた新炉内試験計画検討の一環として米国アルゴンヌ国立研究所（ANL）との共同開発の可能性を検討中である。

炉心崩壊過程解析手法の高度化については，３月に実施された第10回SIMMER-Ⅲ技術調整会議にて今後の共同研究の進め方の討議を行った。蒸発・凝縮モデルにおける非凝縮性ガスの効果の多成分系でのモデル化及び燃料冷却材相互作用の多成分解析モデルについては，各々学術誌（Nuclear Engineering Design及び日本原子力学会誌）に投稿した。また，FZKとのSIMMER-Ⅳの核計算部の共同開発を完了した。

炉心物質移動挙動試験については，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ー冷却材熱的相互作用（FCI）試験を６試験実施し，本試験シリーズを終了した。また，SIMMER-Ⅲコードによる試験解析を実施し，試験データの分析と評価を進めた。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，破損燃料の冷却性に着目した試験（RB1，RB2）及び溶融燃料のピン内分散挙動を確認する試験（LTX）の評価結果を日本原子力学会春の年会（2002年３月）で発表した。

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）の結果分析と試験後検査を行った。また，融体の排出経路の壁破損について調べる試験（WF）の安全設計と計測仕様の具体化を行った。本試験（ID）については，安全設計の仕様を固めた。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）の準備を進めた。また，現地カザフスタンで技術会議を開催（2002年３月）し，進ちょく確認と技術討議を行った。

ソースターム評価手法の開発については，KrとXeに関する評価及び文献調査のまとめ及び炉内ソースターム総合解析コードTRACERプログラム構成の見直し・デバッグ等を終了し，コードマニュアルの整備を継続した。

ナトリウム燃焼試験については，燃焼残渣の安定化実験の中規模確証試験を３月に実施し，安定化の確認を行った。また，静止液滴燃焼実験と落下液滴燃焼実験の準備を実施した。ナトリウムーコンクリート反応試験については，燃焼ナトリウム中への水素注入試験の試験データ評価についてまとめ，日本原子力学会春の年会（2002年３月）で発表した。

蒸気発生器に関する安全技術高度化研究に関しては，ナトリウムー水反応試験装置（SWAT-1R）を用いた熱伝達率測定試験について反応生成物除去

等の試験後処理作業を終了した。また，ブローダウン解析コード（LEAP-BLOW）を用いた試験結果の検証解析を継続した。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，LEAP-BLOWコードを用いた予備解析，及び反応ジェット解析コード（LEAP-JET）を用いた反応ジェットに対するナトリウム流動効果の検討を継続した。また，水・蒸気系機能試験計画の詳細化を行うとともに，洗浄容器周辺設備，可視化についての温度ディスプレイシステム，制御装置へのカバーガス圧力制御機能追加等についての検討を終了した。

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，露国の原子力潜水艦重金属冷却炉を対象とした機器の運転・故障データの調査・収集を完了した。

1.2　炉心の開発

核特性解析手法の高度化については，輸送計算コードNSHEXの改良を実施した。核設計基本データの整備については，臨界実験データベースの整備のための露国BFS臨界実験装置データの解析を実施するとともに，高速炉性能試験データベースの整備のための「常陽」ドライバー燃料の照射後試験解析を開始した。炉定数の高度化については，核設計精度の評価及び向上のため，IAEAのBN-600（露国高速炉）ベンチマーク解析を継続するとともに，重み関数訂正効果及び詳細群炉定数の効果について日本原子力学会春の年会（2002年３月）で発表した。

「常陽」の炉心管理・照射技術として，炉心管理計算法の高度化を目的とした炉心管理コード（HESTIA）検証のためのMK-Ⅱ炉心の記録計算を実施するとともに，その計算精度を検証した。使用済燃料のモニタリング技術開発については，「常陽」MK-Ⅱ燃料（燃焼度約6.6万MWd/t）の崩壊熱測定を継続するとともに，燃焼組成の実測値との比較により，燃焼計算精度を検証し，崩壊熱に与えるマイナーアクチノイド（MA）と核分裂生成物（FP）生成量の影響の検討を開始した。

マイナーアクチノイド（MA）・核分裂生成物（FP）核変換測定評価については，鉛スペクトロメータを用いたFP核種（I-129）の中性子捕獲断面積測定・評価結果の取りまとめが完了した。フェニックスにおけるMA及びFPサンプル照射試験（PROFIL-R）計画については，仏国原子力庁（CEA）におけるMA・FPサンプルの調達，照射用集合体の製作，フェニックス炉への輸送等に係わる準備を完了した。

核兵器解体Pu処分協力として，露国の物理発電工学研究所（IPPE）との共同研究によるBFS-2臨界実験装置を用いた臨界実験について，炉中央部にMOX燃料を配置したBFS-62炉心体系でのJNCの実験解析を継続した。露国のBN-600のハイブリット炉心化に係わる炉心安全評価については，露国側の解析作業が計画通り完了した。日本側が行うULOF事象起因過程，遷移過程，炉心膨張過程，事故後熱除去過程の評価を完了した。

1.3　高温構造システムの研究

高サイクル熱疲労評価法の開発を目的として，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では，速度・温度をパラメータとしたナトリウム試験を実施した。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では，温度変動測定試験報告書の取りまとめを実施した。また，熱疲労強度データ取得のための構造物熱過渡試験装置（TTS）の調整運転を行い，機能拡張試験，長時間安定性試験，系統内健全性確認試験を行うとともに試験部の温度変動に伴う熱伝達特性データを取得し，高サイクル熱疲労試験に備えた。

システム化規格の骨格となる構造健全性の定量的評価の方法論開発については，破損確率，品質保証指数，設計係数の３種の方法論の検討を実施した。

実用化構造基準の開発を目的として，非弾性挙動と破損メカニズムの分析については，実用化戦略調査研究で対象としている原子炉容器の非弾性解析を実施した。高サイクル熱疲労評価については試験条件案を作成した。

損傷組織画像データベース作成のためのデータ入力システム（SMAT-i）の作成を継続した。高温材料長時間試験については，316FR鋼，Mod.9Cr-1Mo鋼等の長時間域クリープ試験，低ひずみ域クリープ疲労試験と試験後の冶金解析を実施している。

溶接部損傷評価法については，溶接金属損傷評価を継続して実施している。

信頼性評価技術の開発は，高速炉のLBB（破断前漏えい）評価法の高度化に資するデータ取得を目的とした熱クリープ疲労亀裂進展試験について，試験体の非破壊検査データの整理を終了した。また，12Cr系フェライト鋼のLBB成立性を検討するための基礎データを一部取得した。

ナトリウム化合物溶融体中の高温材料腐食研究については，ナトリウム漏えい対策設備の合理化を狙いとした腐食抑制物質の探索試験及びステンレス鋼の腐食速度評価試験，雰囲気制御下で微少ナトリウム漏えい試験を実施し，試験結果を取りまとめた。

ナトリウムとナトリウム化合物の熱力学基礎物性に関する研究については，NaFe複合酸化物の合成標準化及びラマン分析に関する報告書を作成した。また，Na_4FeO_3の合成・熱分析結果を材料化学国際シンポジウム（2002年３月開催）でポスター発表した。

損傷組織定量化技術開発については，損傷定式化に必要な材料試験計画を作成した。実機損傷材の材料試験については，大型試験ループのサンプリング材の組織変化分析を実施した。また，「常陽」プラギング計の材料試験結果のまとめを完了するとともに，１次系配管材のサンプリングを終了した。

構造解析コードの整備については，汎用非線形解析コードFINASの振動解析機能に関した計算速度向上のためのプログラム改良を行い，Version.15を公開した。

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，インターネット対応版整備のために，インターネット上のデータベースと解析コード間のデータ転送についての検討を実施した。

機器上下免震評価法の開発については，免震構造に適合する減衰要素の詳細解析手法の検討を実施した。

耐震構造健全性評価法の高度化については，エルボ配管の振動特性，弾塑性挙動，限界挙動等を把握するためのエルボ配管耐震試験を実施している。

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ている。化学反応を伴う熱流動シミュレーション手法開発は，ナトリウムの化学反応速度実験とその解析を実施した。

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。

ナトリウム漏えい検出システムの高度化については，ナトリウム燃焼エアロゾルを用いたレーザーブレークダウン法によるナトリウム漏えい検出系の適用性を評価するための感度評価予備試験を実施するとともに，これまで実施した試験及び評価結果を原子力学会春の年会（2002年３月開催）で発表した。

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試作及び改良試験を実施した。炉内・機器内の熱流動並びにナトリウム燃焼に関わる各種現象の可視化計測技術の開発については，計測性能向上のためのデジタル信号処理による流速分布計測アルゴリズムの改良に向けた水中基礎試験の実施と結果の取りまとめを行った。

1.4　燃料・材料の開発

被覆管の実用化開発として進めている酸化物分散型被覆管（ODS）の開発について，製造コスト低減化を目的として，HIP固化体押出による実用規模の素管製造試験を実施した。

材料評価として，ODS鋼照射のための「常陽」許認可取得データ整備のために長時間クリープ試験を継続して物性データを取得するとともに，端栓溶接部クリープ破損に伴う健全性確認のためのマルテンサイト系ODS鋼のアルゴンガス中／ナトリウム中内圧封入型クリープ試験片の作製を実施している。また，ODS鋼等のナトリウム中腐食試験，ODS鋼のニッケル拡散挙動確認のための基礎調査試験を継続実施している。さらに，海外燃料被覆管材料の調査の一環として，CEAとの共研でPE16被覆管の追加照射後試験に関する契約を締結し，試験を開始した。高ニッケル鋼及び改良オーステナイト鋼被覆管の開発については，クリープ破断特性式との比較検討を実施した。

ラッパ管の実用化開発では，フェライトラッパー管の設計方針について，従来データの再整理を実施した。

被覆管の照射後試験については，改良オーステナイト鋼（14Ni-25Cr鋼，15Ni-35Cr鋼）における炉外内圧クリープ試験の平成13年度計画分を終了した。

日仏交換照射に係る照射集合体（C4F）については，燃料ピンの照射後試験を実施するとともにラッパ管の照射挙動について評価を継続した。

原研との共同研究で進めている窒化物燃料の照射後試験については，金相試験結果に基づいた解析・評価を実施した。

制御棒の開発については，「もんじゅ」制御棒長寿命化対応を目的とした照射試験装置AMIR-6の装荷キャプセル内試験片（B_4Cペレット）の非破壊照射後試験結果から，粒度分布測定用試料に用いるB_4Cペレットの選定を実施した。

２．高速実験炉「常陽」

2001年10月31日に発生した「常陽」メンテナンス建家火災事故についてのハード，ソフトの両面から再発防止対策を終了し，2002年２月12日よりMk-Ⅲ冷却系改造工事を再開した。

2001年６月１日より実施している第13回定期検査では，非常用ディーゼル発電機，補機系ポンプ点検，廃棄物処理系計器の点検を実施した。

安全対策工事については，１次系Na回収処理作業，アルコール廃液処理詳細設計が完了し，1次系Na回収処理装置製作，２次純化系C/T製作，常陽変電所更新工事，電源設備遮断機製作等は継続実施している。

なお，総合機能試験については，試験結果から，設備の一部見直しが必要となったため，設備の改良を実施した。

（大洗：開発調整室）

概況報告
2002年1月～3月

ー高速増殖炉サイクルの研究開発ー
高速増殖炉燃料の研究開発

１．燃料の研究開発

高速増殖炉サイクルのトータルコスト低減を目指した高燃焼度太径中空燃料及びブランケット燃料を削除した増殖炉心の概念検討を行った。

また，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

中空燃料の製造技術開発として，中空ペレット製造用モックアップ試験機（造粒設備，成型設備，焼結設備）のコールド試験を行った。

MOX燃料製造工程を合理化し経済性の向上を目的とする「簡素化プロセス」の開発のうち，MOX粉末の成型・焼結試験及びダイ潤滑成型機の概念設計の検討をプルトニウム燃料第一開発室で実施するとともに，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た。

スフェアパック燃料開発では，UO_2を用いた粒子燃料製造試験を継続した。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PSI（ポールシェラー研究所）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照射挙動を比較する試験の準備作業（燃料製造設備の改造工事等）を継続した。

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の開発では，離散要素解析を適用して策定した粒子充てん体の実効的な弾性率のコードへの組み込み作業及び計算コードによる検証作業を継続した。

核変換技術開発では，核データ測定に関する研究成果を核データ国際会議で発表（３件）するとともに，核データの高精度化に必要となる中性子自己吸収効果計算法を開発し，論文投稿した。また，核データ測定に関する共同研究計画について，オークリッジ国立研究所の専門家と技術的な検討を実施した。

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体の製造を行った。これまでに燃料集合体44体の製造が完了し，そのうち合わせて16体を大洗工学センターに輸送した。

なお，2002年１月及び３月に計画していた燃料集合体の輸送は2001年10月31日に発生した高速実験炉「常陽」メンテナンス建屋における火災事故の影響で延期した。

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では，廃棄物の減容処理技術開発として，可燃物焼却設備の実証運転を行った。

プルトニウム廃棄物貯蔵施設等では，プルトニウム燃料製造施設から発生した固体廃棄物を受入れるとともに，廃棄物の保管・管理を行った。

（東海：環境保全・研究開発センター
プルトニウム燃料センター）

概況報告
2002年1月～3月

－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。溶解技術開発では，燃料を粉化してから溶解した場合のオフガス挙動に関する試験を実施している。簡素化溶媒抽出技術の開発では，U/Np/Pu共回収に関するフローシート計算評価を実施し，共除染工程の酸濃度を高めることにより，U/Np/Puを一括して抽出できる可能性を得た。

(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。プロセスから発生するNa塩廃棄物低減化のため，改良フローシート（ソルトフリー塩析剤の適用等）によるミキサセトラ装置を用いた向流多段式抽出試験を実施し，硝酸ヒドロキシルアミンの適用性を確認した。

1.2　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き，金属電解法Pu試験設備の設置工事を進めている。

また，ウランを用いた溶融塩電解試験設備の設置工事を完了した。

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，照射劣化による伝送効率低下に基づく発熱挙動等を基礎的試験により把握した。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化の要素試験，及び，燃料粉砕後の金属紛を分離するため一般的な磁気分離機を用いた試験を実施し，分離性能等の基礎的データを取得した。

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実施中である。また，析出物回収装置の設計検討を行い，要素試験機を製作した。形状管理型電解槽の適用検討として，るつぼ形状の検討を基に非接触型加熱方式の要素試験用電解槽本体を製作し，塩溶融等に関する主要な基礎特性を把握した。

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抽出ウラン試験を実施した。また，遠心抽出器駆動部の耐久性試験では当初予定の連続5,000時間の試験を完了し，更なる高耐久駆動部としての改造を行い，連続試験を開始した。

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，熱力学的検討に基づく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実施した。

３．関連施設の設計・建設

3.1　高レベル放射性物質研究施設（CPF）の改造工事

先進的核燃料リサイクル技術開発をより効率的に行うためのCPF改造工事を継続している。セル内設備の新型機器の設置作業並びに実験室Aの改造工事を終了した。

3.2　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）

概況報告
2002年1月～3月

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

人工バリア周辺でのガス移行挙動に関する研究では，ガス移行メカニズムの評価に資するため，X線CT可視化試験装置を導入した。

緩衝材の連成挙動に関する研究では，熱－水－応力－化学の四連成挙動評価モデルの開発を継続し，概略モデルを用いて処分場に塩水が浸入した場合の緩衝材中における塩の濃縮・蓄積に関する解析を実施した。

緩衝材の流出に関する研究では，緩衝材流出試験設備を用い，亀裂幅をパラメータとして，緩衝材の流出挙動及び流出密度を把握するための試験を継続するとともに，浸食現象に関する評価に必要となる亀裂内流速解析に関する一部結果の取りまとめを実施した。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。

オーバ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するとともに，水素吸収量の測定を行った。さらに，銅の腐食形態に関して，電気化学試験による調査を行い，結果の取りまとめを行った。

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。

1.2　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，充てん材として使用するガラスビーズの水理特性に関わるデータをカラム試験により取得し，解析を行った。亀裂状媒体水理試験装置（LABROCK）では，データ処理装置の更新，透明レプリカ岩盤を用いた可視化透水試験装置の搬入作業を実施した。また，これまでに取得したデータ解析結果を取りまとめ，土木学会での発表の準備を行った。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の搬入・設置を行った。

性能評価研究に関しては，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を継続するとともに，これまでの成果をサイクル機構技報の研究報告として取りまとめた（2002年３月）。また，幌延深地層研究センターにおける研究の進め方について検討を継続した。

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を継続した。このうち，Npの溶解度に及ぼす炭酸の影響評価試験については，日本原子力学会「2002年春の年会」において発表を行った（2002年３月29日）。また，核種移行挙動確認試験装置を雰囲気制御グローブボックス内に設置した。

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，露頭

で観察される割れ目充てん鉱物を用いて，セグメント構造（大きなスケールで１本の割れ目系を構成する小さなスケールの割れ目群が成す構造）とそのセグメント不連続部または連結部であるジョグ部（交差部）の三次元幾何形状の解明や水理特性及び水理地質構造などの解析を行った。一方，「人工･天然バリアにおける核種拡散過程の定量解析と放射性廃棄物処分安全評価への応用」においては，ケイ砂混合ベントナイト中のSr，I，重水の塩濃度依存性を確認し，既往の研究に一致する傾向が得られたほか，拡散メカニズムについて検討を行った。また，重水（トリチウム水のアナログ物質）の透過拡散試験を継続し，実効拡散係数の活性化エネルギーの値を明らかにした。これまでの研究成果を取りまとめ，技術資料を作成した（学術雑誌「シミュレーション」第21巻第１号に掲載。2002年３月）。さらに，「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行った。

先行基礎工学研究で実施している「緩衝材特性モデルの高度化に関する基礎研究」においては，緩衝材中の溶質の拡散挙動を分子動力学と均質化法を組み合わせた手法によってモデル化するために，スメクタイト－水系での分子動力学計算及び緩衝材の間隙構造モデルを仮定した均質化計算を継続した。

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（II）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した。また，「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」においては，原位置で採取した岩石コア試料分析の結果を取りまとめるとともに，別途採取した土壌試料中の腐食有機物に対する鉄，マンガン等の収着挙動に関する実験を行った。

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

天然事象が地質環境へ与える影響の事例研究のうち，地形変化予測手法の整備については，丘陵の地形変化速度に関する調査及び地形発達シミュレーションに関する作業，海水準変動の地質環境への影響調査並びに永久凍土が地質環境に与える影響調査についての取りまとめを行った。地殻変動予測手法の整備については，シミュレーション手法の文献調査を実施した。地殻温度構造調査手法の整備については，西南日本の地殻温度構造に関する調査及び温泉ガスのヘリウム同位体比測定について，ワーキンググループを開催して取りまとめを行った（2002年３月19日）。火山活動の熱的影響調査については，火砕流発生に伴う熱的影響に関する調査の取りまとめを行った。震源断層調査手法の整備については，震源断層調査に関するリニアメント判読の2001年度分の作業を終了し，ワーキンググループを開催して調査手法の検討を行った（2002年３月20日）。断層周辺岩盤の影響調査については，断層周辺の地下水変化に関する数値解析を実施した。

将来予測手法システムの構築のうち，水理モデル･地球化学モデルの統合化については，モデル統合解析のためのデータベースの作成を継続した。東濃地域の古水理地質学的変遷の把握については，岩石及び地下水試料の分析結果の取りまとめを行い，東濃地域の高精度デジタル標高データ（DEM）の作成を終了した。

また，『地質環境の長期安定性研究検討部会』を開催し，長期安定性研究に関する今年度成果の報告・検討を行った（2002年３月12日）。

2.2　陸域地下構造フロンティア研究

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」に一元化して下記の研究を実施した。

(1) 地震発生に関する研究

固定型アクロスによる東濃鉱山内での観測を継続した。また，調査技術開発支援として，地震計検定作業を開始した。電磁アクロスについては，東濃鉱山内の送信電極の特性調査を継続した。

幌延深地層研究センターでの遠隔監視システム開発について，実施計画策定のアドバイス等の技術的支援を行った。

(2) 活断層帯での地殻活動研究

跡津川断層帯の研究については，GPS観測網強化のための準備作業を実施した。

(3) 地震と地下水挙動に関する深地層総合研究

第１フェーズで得られた成果を長期予測研究に

活用するための技術的事項の引継ぎを完了した。

2.3　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として，初期応力データの取りまとめを実施し，その結果に基づき解析手法の選定を行った。双設坑道安定性評価試験では，新規坑道掘削時の周辺岩盤挙動予測解析を実施し，その結果に基づき調査試験計画を策定した。長期岩盤挙動調査では，東濃鉱山の岩石を用いたクリープ試験を実施した。

坑道周辺の地質環境特性に関する研究については，坑道周辺の水理学的掘削影響に関する研究として，坑道周辺の３本の試錐孔において間隙水圧のモニタリングを継続するとともに，モニタリングシステムのメンテナンス作業を行った。不飽和領域に関する研究では，原位置適用試験，データ解析及び室内試験を実施し，成果の取りまとめを行った。坑道周辺の地球化学的調査では，岩芯の分析を実施した。

岩盤中の物質移行に関する研究では，地下水の化学組成のデータについて熱力学的手法を用いた解析を実施した。

月吉断層に関する研究では，断層部の地球化学的研究（月吉断層を対象とした地質学的・古水理地質学的特性調査）として，断層部の試錐及び現場調査を実施した。

博士研究員による研究では,「比抵抗映像法等を用いた岩盤空洞掘削前後の空洞周辺の地下水流動の変化の把握に関する研究」において，これまでの研究成果に基づき，東濃鉱山の坑道切羽を対象とした現場での試験を実施した。その結果，対象領域の地下水流動は不均一性が高く，透水性の比較的高い水みちが存在することが明らかになった。

(2) 広域地下水流動研究

地質構造調査としてリニアメントを対象とした高密度電気探査を実施し，結果の取りまとめを行った。また，2002年度に計画している弾性波探査の調査計画の検討を行った。

水理調査では，表層水理定数観測システムによる観測を継続するとともに，表層水理研究におけるポイントデータ（小流域の涵養量）の代表性についての検討を行った。

地下水の地球化学調査では,既存の1,000m級試錐孔における採水試験を終了した。

長期観測では，既存の試錐孔における水位観測及びMPシステムを用いた水圧・水質観測を継続した。既存の試錐孔（３本）へのMPシステムの設置については，すべての現場作業を終了した。

地質環境のモデル化・解析については，数十km程度の空間スケールの領域における水理地質構造のモデル化及び地下水流動解析を継続実施した。また，2002年度以降の水理地質構造のモデル化及び地下水流動解析の計画の検討を行った。

2.4　調査技術開発

(1) 調査技術研究

アクロス（Accurately Controlled Routinely Operated Signal System：精密制御定常信号システム）技術を活用した地表からのモニタリング手法の開発として，電磁アクロス最適化信号送信装置の製作を完了した。また，アクロスアレイ観測試験用受振器の検定作業を開始した。

機器の維持管理及び改良として，移動調査システムの点検・整備を実施したほか，長期揚水試験の支援，水理試験装置に関しては，高角度亀裂を遮断するためのパッカーの追加・改良の支援を行った。

(2) 年代測定技術開発

ペレトロン年代測定装置による試料の^{14}C分析については，定常分析を実施した［289試料（社外からの依頼分181試料を含む）］。

試料前処理技術開発では，CNコーダーを導入し，試料中の炭素量を測定することが可能となった。このことにより，炭素量不足で前処理作業ができない試料をあらかじめ除外できるようになり，作業効率が向上した。

2.5　超深地層研究所計画

2002年１月17日,岐阜県瑞浪市と当機構の間で,岐阜県知事，経済産業副大臣，資源エネルギー庁長官の立ち会いの下，超深地層研究所の研究坑道等を設置するための用地として市有地を借用するための土地賃貸借契約書及び協定書を締結した。

(1) 超深地層研究所における調査研究

岐阜県瑞浪市の東濃地科学センター用地内（正馬用地）において，地質環境のモデル化技術と調査技術・調査機器の開発のため，地表からの調査・研究を行っている。

地質構造調査では，深度800mまで掘削した試錐孔からの岩芯の採取及び室内分析を継続するとともに，本試錐孔で取得したデータの解析を継続した。

水理調査として，既存の1,000m級試錐孔（１孔）を揚水孔とする長期揚水試験を継続した。また，表層水理定数観測システムによる観測については，観測を継続するとともに，観測データの整理作業についての検討を行った。

地下水の地球化学調査として，深度800mまで掘削した試錐孔から採水した地下水の分析を継続した。

長期観測として，2001年度に掘削した深度800mの試錐孔も含め，既存の試錐孔での水位観測及びMPシステムによる水圧・水質観測を継続した。

力学特性調査として，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室内試験（物性測定）を継続した。また，断層周辺岩盤を対象としたDSCA（Differential Strain Curve Analysis method）試験に用いる岩芯の採取を終了し，試験を実施した。

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を継続するとともに，長期揚水試験の予測解析を実施した。力学的掘削影響予測解析については，岩盤力学モデルを作成し，三次元初期応力解析結果の検討を継続した。応力集中に伴う岩盤破壊のモデル化の研究については，室内試験を実施した。岩芯を用いた室内試験（DSCA試験，ジョイント剪断試験）の結果に基づいて，岩盤力学モデルを作成した。

研究坑道等を設置する場所を，瑞浪市から借地する用地（以下，市有地）へ変更することに伴い，超深地層研究所における研究計画の検討を継続している。地上物理探査及び浅層試錐調査の具体的な計画の策定及び準備作業を実施するとともに，市有地近傍の既存試錐孔で採取した岩芯を用いた室内試験を実施した。さらに，既存データを用いた市有地及びその周辺の地質環境に関する情報を整理するとともに，既存情報に基づく地質構造モデルの構築を開始した。

(2) 研究計画の情報普及化技術

研究計画の理解促進のためのヴァーチャルリアリティ技術の適用については，2001年度に実施したソフトウェアの改良及びシステム活用方策の検討を終了した。また，東濃地科学センターの研究紹介ビデオ，超深地層研究所計画の紹介ビデオ制作を行った。

(3) 施設設計及び建設管理

市有地での造成や研究坑道の詳細設計については，設定要件である掘削スケジュール，研究テーマの設定，掘削中の研究に必要な時間等を整理し，掘削の施工計画の骨格を策定した。

これに基づき，電力受電配電設備や給排水設備等の設計の基本条件を整理している。また，造成等に必要な市有地の土質調査の実施等，2002年度からの本格着工に向けた現場の準備を開始した。

2.6 幌延深地層研究計画

2001年度の調査研究計画に基づく現地調査として2001年10月31日より行っている試錐作業（２孔）は，当初2001年度内に終了する予定であったが，試錐の掘削効率が想定より低かったことなどにより，終了が2002年６月となる見込みとなった。このため，2001年度の調査研究内容の変更について，2002年３月６日に北海道庁及び幌延町に対し説明し公表するとともに，周辺市町村に対し説明を行った（2002年３月７日～８日）。

現地調査として実施している試錐作業（２孔）は，物理検層，水理試験，水圧破砕試験を行いながら，それぞれ641.3mと581.4mを掘進中である（平成14年３月末日現在）。

また，2002年３月４日より３月15日まで，表層水理調査を実施した。

『21世紀の原子力利用の課題と研究開発』と題し，大橋北海道大学名誉教授，幌延深地層研究センター深地層研究グループリーダーによる高レベル放射性廃棄物の地層処分技術と幌延深地層研究計画についての講演会を開催した（2002年３月18日，札幌市）。

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のフェーズ５試験のうち，結晶質岩亀裂中の核種移行挙動に対するセメント高pH溶出液及びコロイドによる影響に関する原位置試験研究や解析モデルによる評価を継続して実施するとともに，2002年度以降の開始が予定されているフェーズ６試験計画立案に参画している。2002年２月に

東海事業所において共同研究会議，３月には東濃地科学センターにおいてナチュラルアナログ研究検討会議，幌延深地層研究センターにおいて地表からの調査に関する技術検討会議を開催した。モン・テリ（Mt.Terri）プロジェクトでは，難透水性堆積岩中の拡散挙動に関する試験及び地球化学モデリングの取りまとめを継続して実施した。

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，エスポ地下研究所HRL（Hard Rock Laboratory）における原位置での工学技術の実証試験や，プロトタイプ処分場プロジェクト（PRP）における熱－水－応力連成挙動に関する予測解析結果を報告書として準備している。ブロックスケールにおける物質移行トレーサー試験（TRUE：Tracer Retention Understanding Experiments）については，試験結果の解析を継続して実施している。また，2002年度の各共同研究項目について計画立案を行った。

米国DOE（エネルギー省）とは，2001年度からのLBNL（ローレンスバークレー国立研究所），LLNL（ローレンスリバモア国立研究所），PNNL（パシフィックノースウェスト国立研究所）及びSNL（サンディア国立研究所）の４研究所との研究協力について，それぞれ技術協力にかかわる協定案（Annex）を調整し，LBNL，PNNL及びSNLとの間についてはそれぞれ協定の締結が完了し，アクチニド化学や核種移行研究を実施中である。LBNLとは，水理・物質移行についてサイト特性調査及び予測技術に関する共同研究を開始し，３月に共同研究会議を開催した。PNNLとは，熱化学及び吸着に関する基礎データの整備として，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共同研究を開始した。SNLとは，性能評価，サイト特性評価及び意志決定解析に関する手法開発，岩盤中への拡散現象，コロイド移行挙動等に関する実験研究，モデル開発についての共同研究を開始し，２月及び３月にそれぞれ東海事業所及び東濃地科学センターにて共同研究会議を開催した。

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，トレーサー試験に関する検証解析や温水注入等によるフェーズ２試験を継続的に行っている。

フランスANDRA（放射性廃棄物管理機関）との研究協力では，1月に東海事業所において廃棄物を収納するコンクリート製コンテナ及び低アルカリ性コンクリートの開発状況についての情報交換を行った。CEAとの共同研究については，2月に共同研究会議を開催し，両機関の研究動向について情報交換を行った。

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，フィンランドで行われたワークショップ（2001年10月23～26日）以降の実施内容について，フランスで行われたタスクミーティング（2002年３月13日～15日）において報告を行った。

アジア地域での地層処分分野における研究開発協力に関しては，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，経済産業省，文部科学省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関する研究協力についても，協力形態の検討，調整を継続して行っている。

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，最近の研究開発の進ちょく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。また，深地層の研究施設計画の現状について電力中央研究所との情報交換を行った。

安全規制への基盤情報の寄与として，原子力安全委員会特定放射性廃棄物処分安全調査会（2001年11月～）において，地層処分技術に関する研究開発第２次取りまとめの成果を踏まえて，「わが国の地質環境」と「地層処分システム」について報告を行うとともに，この報告に対し同調査会から寄せられた意見・質問への回答・見解を作成し，同調査会において報告を行った。

５．研究成果の公的資源化

サイクル機構主催による『地層処分技術に関する研究開発報告会』を開催し，2001年12月28日に公表した研究開発の全体計画とそれに沿った研究開発の進ちょく状況を紹介した（2002年１月23日，東京都）。また，国や関係機関に研究成果を報告するとともに，専門家を中心に成果を普及することを目的として，全体計画に沿って体系的に成果を紹介する年報の作成に着手した。

火山などの天然事象に関する研究成果を地層処分の観点で取りまとめた「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を目的として，サイクル機構主催・火山学会後援による『天然事象研究シンポジウム』を開催し，我が国の主要な天然事象やそれらに伴う地質環境の変化に関するデータベース等の学術的な研究成果などについて，大学や研究機関の研究者及びサイクル機構から紹介を行った（2002年３月11日，東京都）。

地層処分技術に関する研究開発第２次取りまとめについては，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。報告書の概要を一般向けに解説したパンフレットや模型等についても，希望者への提供を継続するとともに，原子力発電環境整備機構主催の『エネルギーフォーラム21』（2002年２月９日，熊本市ほか）等への提供を通じて，来場者への情報提供を行った。また，日本原子力学会北関東支部主催で開催された『地層処分技術に関する講演と見学会』では，講演とともに，パンフレット等の提供，模型やパネルの展示説明などの情報提供を行った（2002年２月21日，東海村）。

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1,100名に上り，運用を開始した1999年12月からの累計がのべ１万７千名を超えた。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
2002年1月～3月

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た。本キャンペーンは2002年７月１日に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。

本キャンペーンでの処理量は全体で約22.3tを予定しており，2002年３月末までに3.7tを処理した。2002年３月末までの使用済燃料の累積処理量は約984tである。

本キャンペーンで処理予定の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。

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１月から３月にかけて，装置類の作動確認，液面計の保守点検等，設備の調整，作動確認等を実施した。

表１　02-１キャンペーン実績工程

項目＼月	2002年		
	１月	２月	３月
キャンペーン			18日～2002年７月１日終了予定

表２　使用済燃料集合体の性状

項目／原子炉名称	燃料重量（t）炉装荷時ベース	集合体数（体）	平均燃焼（MWD/T）	冷却期間（年）
ふげん発電所	10.7	70	17,000	3.1～21.3
東京電力(株) 福島第二原子力発電所４号機	6.0	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) 島根原子力発電所１号機	3.2	18	28,000	7.5～17.5
合　計	22.3	136	－	－

表３　使用済燃料受入量

原子炉名称	受入量（t）	受入日
東京電力(株) 福島第二原子力発電所２号機	0.2	2002年２月６日
日本原子力発電(株) 東海第二発電所	6.0	2002年２月15日

なお，2002年３月末までの累積転換量は約12.8t MOXである。

1.2　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属元素を含むガラスを除去するための洗浄作業については，従来の洗浄方法（ガラス溶融炉内に抜き出し用のガラス原料を投入し，加熱溶融後，溶融したガラスをすべて抜き出す）よりも効果的と考えられる炭酸ナトリウムを用いた方法を用いた。

この方法により，主電極周辺の洗浄作業（2002年１月５日～１月25日，1月29日～２月16日）及び炉底勾配部の洗浄作業（２月28日～３月29日）を実施した。

また，ガラス溶融炉内への白金属元素を含むガラスの堆積に係る原因調査のため，ガラス溶融炉内観察，炉内から抜き出したガラスの分析を実施した。

なお，炉底勾配部の洗浄作業中（３月28日）に，主電極冷却空気の出口温度の低下が見られたため，原因を調査中である。

2002年３月末までのガラス固化体の累積製造本数は127本である。

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

クリプトン固定化ホット試験では，３回目の長期連続注入試験を行い，約1,000時間で約280ℓ（2.4×10^{14}Bq）のクリプトンガスを固定化した。

また，並行してコールド試験において，容器へのクリプトンガス注入速度向上のため，小型容器の３倍の電極面積をもつプロトタイプ容器で電極間距離４cmでの特性試験（注入速度に応じた電極電圧と電流の関係を調べる試験）を実施した。

クリプトン回収技術開発施設については，高圧ガス保安法に基づき（年１回実施）定期自主検査の一環として安全弁の作動試験，気密試験等を実施した。

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。

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1,000m^2
（延床面積：約3,400m^2）

２）主要機器

① 低放射性濃縮廃液貯槽（３基）
材質：ステンレス鋼製
容量：250m^3／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：750m^3／基

③ 廃液貯槽（１基）
材質：ステンレス鋼製
容量：20m^3／基

④ 中間貯槽（３基）
材質：ステンレス鋼製
容量：10m^3／基

３）その他設備

放射線管理設備
換気空調設備
電気設備
計測制御設備
ユーティリティー設備

(3) 進ちょく状況

１）許認可

建設工事工程に合わせ，2002年１月～３月の間に経済産業省による使用前検査を14回受検した。（着工以来の累計：65回）

２）工事

建家本体の地上階躯体工事を継続した。

3.2　低放射性廃棄物処理技術開発施設（LWTF）

(1) 施設の目的

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

(2) 施設の概要

本施設の地下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。

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2,400m^2

（延床面積：約15,000m^2）

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400kg／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，直接ドラム缶へ充てんし自然冷却により固化体とする。発生した固化体は，貯蔵施設で保管する。

（主要機器の能力）

蒸発缶　約300ℓ／日以上　１基

約３m^3／日以上　２基

(3) 進ちょく状況

１）許認可

再処理施設設置変更承認申請書（2000年12月26日申請，2001年９月20日一部補正，2002年１月22日一部補正）は，2002年３月６日に承認された。

原子力安全協定に基づき，茨城県及び東海村へ提出した新増設等計画書（2000年12月22日，2001年９月20日一部変更，2002年１月22日一部変更）は，2002年３月７日に茨城県，2002年３月８日に東海村の了解を得られた。

設工認その１（技術開発棟建物に関する内容）は，2002年３月12日に経済産業省に申請し，2002年３月20日に認可された。

また，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日に申請した。

２）工事

2002年３月20日に設工認その１の認可を得たことをもって着工した。

（東海：建設工務管理部
再処理センター）

概況報告
2002年1月～3月

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，2000年度に検討した基本案を基に，合理化検討を継続して実施している。また，廃棄物データの精度向上，廃棄体の品質保証システムの検討を実施している。

一方，2000年度までの検討結果について研究開発課題評価委員会の評価結果等を踏まえて，「低レベル放射性廃棄物管理プログラム」を取りまとめ，３月26日に公開した。

1.2　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。

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試験を継続実施した。また，実用装置の反応器の構成材料について選定材料の耐食試験を行い，高腐食環境下での耐食特性データを取得した。

1.3　低レベル放射性廃棄物（TRU廃棄物）の処分技術開発

(1) 核種移行に係る個別現象モデル／データ整備

セメント系材料の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試験を実施し，その成果を取りまとめた。成果については，日本原子力学会春の年会において発表した（2002年３月28日）。

(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，バ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を実施し，その成果を取りまとめた。

(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開発を継続するとともに，成立条件の抽出にかかわる解析を実施し，その成果を取りまとめた。成果については，サイクル機構技報第14号に研究報告として掲載した。

(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を実施し，その成果を取りまとめた。

２．廃止措置

2.1　廃止措置計画

2001年度作業方針に従い中長期を見通した当面５ヵ年の廃止措置全体計画を策定した。また，体系的に廃止措置を進めるために代表施設を選び廃止措置事例研究を実施した。

2.2 「ふげん」の廃止措置

「新型転換炉の研究開発」の章に記載。

2.3　製錬転換施設の廃止措置

2000年７月より継続していた湿式設備の解体を，2002年３月に終了した。

これらの解体で得られた廃棄物量，コスト，人工等の各種データに基づき解体エンジニアリングシステムの構築を行うとともに，システムを活用し体系化を図っている。

2.4　遠心機処理技術開発

昨年度の試験で発生した処理廃液等の廃水処理を終了した後，ウラン濃縮パイロットプラント第一運転単位（OP-1）の遠心分離機を用いた分解，化学分離処理等のホット試験を継続実施した。また，電力との共同研究契約に基づき，集合型遠心機（DOP-２機）要素機回転胴の処理試験を開始し，本年度報告書を作成したする。

2.5　廃棄物処理建家の廃止措置

旧廃棄物処理建家（JWTF）を用いた解体技術開発では，ゴムライニングタンクを切断するためにウォータジェット解体システムの概念検討を実施した。

解体技術評価手法の開発では，JWTF薬液溶解槽解体作業データの取得を実施した。また，解体技術評価手法へ反映するために，DCA施設情報を３次元データ処理するために3D-CADで入力作業を実施した。JWTFの解体計画策定に係る解体手順の検討を実施した。

除染技術開発では，露国国立科学研究所への研究委託として，金属中の金属汚染に係る技術開発を継続中である。

2.6　その他

ナトリウム洗浄技術については，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中洗浄試験を実施した。ナトリウム除染技術については，除染剤選定試験を終了した。

ナトリウム処理技術については，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するとともに，試験装置運転方法改善のための装置改造を終了した。ナトリウム固体化技術については，苛性ソーダ溶液を高炉スラグ法でセメント固化する場合の最適固化条件の選定に係る試験を終了した。

先行して実機の大量の放射化ナトリウム処理及び安定化を実施している米国高速炉EBR-Ⅱとのナトリウムの安全な取扱に関する技術会議（2002年３月）に参加し，情報交換を実施した。

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，措置計画の具体化に向け検討を継続した。

鉱さいの措置に関連して，坑水処理に係る廃棄物発生量の低減化に向けた調査を継続した。鉱さい等の長期的な安定化方策及び安全性にかかわる評価に向けた検討を実施した。また，露天採掘場跡地，鉱さい堆積場周辺の地下水モニタリング及び測定技術開発等を継続した。

解体物管理施設内の処置作業については，旧製錬施設建屋の解体作業を終了した。

４．関連施設の設計・建設

4.1　低放射性濃縮廃液貯蔵施設（LWSF）

「軽水炉燃料再処理技術の研究開発」の章に記載。

4.2　低放射性廃棄物処理技術開発施設（LWTF）

「軽水炉燃料再処理技術の研究開発」の章に記載。

4.3　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200ℓ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。

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2,600m^2

（延床面積：約10,400m^2）

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) 進ちょく状況

建家工事は内外仕上げ，クレーン据付を施工中。設備工事はダクト，衛生配管及び電気配線等を施工中。内装工事は放射線管理設備，詰替設備，非破壊検査設備について設計の継続並びに一部製作を開始している。

4.4 固体廃棄物処理技術開発施設（LEDF）

(1) 施設の目的

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，α/βγ大型廃棄物発生量の増大等の課題が顕在化している。そこで，照射試験等の円滑な推進を図るため，固体廃棄物処理技術開発施設（LEDF）を建設するものである。

(2) 施設の概要

① 処理能力：約30トン／年

② 建屋規模

○構造　：鉄筋コンクリート造

○階数　：地上３階，地下２階

(3) 進ちょく状況

LEDFの合理化設計を目的に，処分負担低減化システム設計，雑固体廃棄物減容設備の高度化設計，設備機器の合理化設計を実施した。処分負担低減化システム設計については，区分管理システム，有害物質管理システム及び廃棄体組成確認システムについて検討を行った。雑固体廃棄物減容設備の高度化設計では，オフガス系機器の合理化のための洗浄塔の実証試験を行い合理化の見通しを得た。また，合理化設計後のLEDFの建家規模を決定した。さらに施設運転時に発生する２次廃棄物の従来予測発生量を半減する検討を実施した。

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

概況報告
2002年1月～3月

ウラン探鉱
ウラン濃縮技術の開発

ウラン探鉱

残存する海外ウラン権益の処分については，アーネムランドウエスト権益の海外企業への売却手続きを行った。

また，オーストラリア法人の精算準備を行った。

（東濃地科学センター）

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）。

回収ウラン製品の輸送容器への詰め替えについては，全シリンダ31本の詰め替えを完了した。

２．滞留ウラン回収技術開発

濃縮機器やプラント内に滞留しているウランを回収することを目的とする滞留ウラン回収技術開発については，フッ化ガス（７フッ化ヨウ素）製造設備の運転を2002年２月から開始した。

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，１ヶ月間のフッ化ガス（７フッ化ヨウ素）による遠心機試験を2001年12月上旬に終了し，その後，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に着手した。

（人形：環境保全技術開発部）

概況報告
2002年1月～3月

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，2002年１月７日より運転段階における最後の定期検査（第17回定期検査）を実施中である。定期検査においては圧力管モニタリングや原子炉再循環ポンプの簡易分解点検のほか，ヘリウム循環系配管に発生した応力腐食割れに対する対策工事を実施した。

今後は第32サイクルの運転計画に従い，2002年４月上旬に原子炉を起動し，調整運転を経て５月中旬に第17回定期検査の最終段階である総合負荷検査を受検する予定である。

2001年度第４四半期の運転実績は，以下のとおりである。

	発電電力量（MWh）	発電時間（h）	時間稼働率（%）	設備利用率（%）
2002年１月	0	0	0	0
2002年２月	0	0	0	0
2002年３月	0	0	0	0
累　計 2001年４月～2002年３月末	209,397	1,270：18	19.2	19.2

２．「ふげん」用燃料

2.1　燃料製造

プルトニウム燃料第二開発室ATRラインにおいて，2001年11月に「ふげん」用MOX燃料の製造をすべて終了し，工程内に保管中の核燃料物質の有効利用を図るための整理作業を行った。

2.2　燃料の装荷，搬出，輸送等

2002年３月，第32サイクル運転用新燃料の残り２体（新UO_2燃料）を原子炉に装荷するとともに，圧力管モニタリング及び特殊燃料集合体のキャプセル組替え作業のため，原子炉より一時取り出していた14体の燃料を原子炉に再装荷した。

輸送については，2002年度計画に基づき，第20回使用済燃料輸送の準備作業を実施した。

３．技術開発

3.1　照射後試験

日本原子力研究所東海研究所燃料試験棟において，「ふげん」にて集合体平均で約38,000MWD/tまで燃焼させたMOX燃料集合体について，照射後試験を実施中である。

3.2　高燃焼度MOX燃料の再処理特性研究

上記燃料の一部を利用して，高燃焼度を達成したMOX燃料の再処理施設での溶解特性を研究するため，原研と共同で試験計画を作成した。

3.3　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るため，第１回評価委員会を開催した。

４．国際貢献

4.1　IAEAを通じた国際協力

IAEAが進めている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し，モスクワのロシア原子力発電研究所（VNIIAES）で開催された作業グループに参加した。本協力に関する報告書取りまとめ作業も進められ，2002年５月に開催される運営委員会で最終報告がなされる予定である。

4.2　文部科学省を通じた国際協力

リトアニア共和国イグナリナ原子力発電所（RBMK型炉２基）の給水制御操作の信頼性向上のため，「ふげん」で開発したファジイ制御技術を応用した給水制御操作支援システムを製作供与しているが，2002年２月６～７日にかけてイグナリナ原子力発電所におけるシステムの適用性評価及び実機組み込みへ向けた信頼性向上方策を検討する会合に出席した。当該支援は，文部科学省が進める旧ソ連型原子力発電所の安全・信頼性向上のための技術支援事業の一環であり，原子力安全研究協会からの派遣要請に応えて実施しているものである。

4.3　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」で研修を実施していたが，そのうち４名については予定の研修期間を終了し帰国した。残り３名が引き続き研修を行っている。同制度に基づく研修生の受け入れ実績は累計で52名となる。

また，2002年１月には中国からの講演要請に応え，「ふげん」の技術者３名が中国の５つの研究機関を訪れ，「ふげん」の開発成果にかかわる講演を実施し，3月にも「ふげん」の技術者１名がインドネシアの研究機関の要請に応え，「ふげん」の開発成果に係る講演を実施した。

５．廃止措置準備

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

また，ノルウェー国立エネルギー技術研究所（OECD/NEA　ハルデン炉プロジェクト）の協力を得て，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を設置した。

そのほか，放射能インベントリ評価，重水系や炉心等の特有機器の解体手順，解体前除染方法，廃棄物の処理方法等の調査，検討，試験も継続して実施している。2002年２月には，第５回廃止措置技術専門委員会を開催し「ふげん」の廃止措置の進め方，技術開発計画等について報告した。「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」を2002年３月20日に公表し，３月26日に原子力委員会へ，3月27日に福井県原子力環境安全管理協議会へそれぞれ報告した。

（敦賀本部
東海：プルトニウム燃料センター）

概況報告
2002年1月～3月

核物質管理と核不拡散対応

１．核物質管理

1.1　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）	59	1 /15，2/15，3/15
実在庫量明細報告書（PIL）	12	3 /29
物質収支報告書（MBR）	11	3 /29
国籍管理報告書（OCR）	90	1 /15，31，2/28，3/29

２．核不拡散・保障措置

2.1　核不拡散

(1)「透明性とリモートモニタリングに関するワークショップ」を開催した。(2002年２月26日，27日)

(2) 社外の専門家により構成する核不拡散対応研究会の海外調査（米国）を実施した。
(2002年３月３日～３月10日)

2.2　保障措置研究・技術開発

(1) 米国エネルギー省との間で，新規に以下５件の共同研究の実施に合意した。
（　）内は米側の共同研究実施機関。

○熱外中性子測定装置の開発（ロスアラモス国立研究所）
○常陽リモートモニタリング・システムへのVirtual Private Networkの追加（サンディア国立研究所）
○再処理工場における核分裂性ガス測定による検認手法の検討（ロスアラモス国立研究所）
○再処理工場における低レベル固体廃棄物の測定システムの開発（ロスアラモス国立研究所）
○もんじゅの監視装置の統合及びリモートモニタリング化（ロスアラモス国立研究所）

(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
東海	第２応用試験棟	2 / 1
東海	モックアップ試験棟等	3 /22

（本社：国際・核物質管理部）

概況報告
2002年1月～3月

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に関する検討を開始した。この線量計は，核燃料施設で臨界事故時の個人線量の評価用に使用されているものである。金，銅，インジウム，硫黄の箔がベルト上に設置されていて，臨界事故時には，中性子により放射化したこれらの箔を測定し，中性子スペクトル及び線量を評価するものである。今期は，臨界事故時に想定されるいくつかの異なる中性子スペクトルに対する箔の放射化率をモンテカルロ計算コードにより計算した。

1.2　内部被ばく線量測定･評価技術の高度化研究

スキャニング型全身カウンタの製作を完了した。現在，本格運用に向けた機器類の設定を実施している。スキャニング型全身カウンタの最大の特徴は，既存の肺モニタとの同時測定ができることである。検出部には，ベリリウム膜を有する広範囲エネルギー同軸型ゲルマニウム検出器を装備している。

プルトニウム線量評価モデルについては，当期で開発は終了した。今後，計算コード等を用いてプルトニウム内部被ばく線量の検証を実施する予定である。

なお，1996年度から2000年度にかけて行った内部被ばく線量評価法の高度化に関する研究を取りまとめ，安全研究成果発表会（2002年３月）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

放射線測定器校正用の中硬Ｘ線発生装置の更新工事を実施した。新たに導入したＸ線発生装置は，PANTAK社製HF320Cであり，約30keV～200keVまでのエネルギー範囲のＸ線を発生させることができる。照射線量率を設定するため，産業技術総合研究所において空洞電離箱式基準測定器のエネルギー特性，線量率直線性等の試験を実施した。

さらに，電位計の出力を精度良く読み取るプログラムを新たに作成し，現在，そのテストを行っている。

また，第３四半期に引き続き，組織等価型比例計数管（TEPC）型中性子線サーベイメータの性能評価を行い，日本原子力学会（2002年３月：神戸商船大学）においてその結果を報告した。

2.2　臨界監視技術の高度化に関する研究

臨界安全監視システムの開発の一環として，多種類の放射性希ガスが混合した状態であっても核種ごとの放出量が迅速に評価できる臨界事故時モニタを開発するための予備的解析を行った。今年度は，計算コードEGS4を用いて，Kr-85に対して放射性希ガスの測定体系における計算値と実測値との比較を行い計算モデルの妥当性を確認するとともに，多種類の希ガスに対して核種ごとの濃度換算係数の算出及び混合ガスとしての濃度評価が可能な計算プログラムを試作した。

また，次世代臨界警報装置の開発に向け，シンチレータと伝送用石英ファイバを組み合わせた臨界警報装置用プローブを試作し，長距離伝送効率試験，コインシデンス法を用いた光電子増倍管の熱雑音除去試験等を行った。

2.3　走行式放射線モニタの高度化に関する研究

原子力施設内での走行式放射線モニタによる定常時及び事故等の緊急時測定においては，走行環境として不正面走行が課題として上げられることから，走行方式について台車部の設計を行った。

基本設計による走行式台車構成は，プルトニウム燃料施設内での使用を考慮し，放射線モニタ機器を搭載し，室内を自走または遠隔で走行することができる子機と，その子機を現場まで運ぶ遠隔操作型の親機との組み合わせとした。

今期では走行台車の基本設計と，遠隔による制御方式及びデータ転送の動向調査を行い，研究報告書を作成した。

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

実験的に感度評価が困難な核種，エネルギー等に対する放射線モニタ類の感度評価を目的として計算機を用い，放射線検出器内での放射線挙動をシミュレーションすることで検出器の応答を解析する研究を行っている。今期は球型中性子比例計数管の応答関数の評価を行った。また，特殊な比例計数管の応答評価の準備を進めた。

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

東海沖沿岸での流動状況のモデル化のため，東海沖での流向流速観測を継続するとともに，流向流速計の水槽（プール）での特性試験を実施した。

また，これらのデータから東海沖での流動特性に関する評価解析を実施した。その結果，三陸沿岸から東海沿岸にかけての沿岸流が表現できる流速場格子のメッシュの適正化に関して有益な情報を得ることができた。

一方，広域拡散評価に関しては，大気圏核実験からの^{239,240}Pu降下量データを入力し，1945年から55年間にわたって移流・拡散・スキャベンジング計算を行い，100地点以上の海水中^{239,240}Pu鉛直分布と比較することで検証した。

その結果，本三次元Pu広域拡散モデルは観測値を十分に再現できることを確認した。

3.2 環境試料の分析及び測定技術の高度化に関する研究

大気浮遊塵中のPu等長半減期核種を化学分析を行わずに定量にするため，検出器に入射したα線の時間間隔分布を解析する手法について検討，これまでのNIMモジュールタイプの時間間隔解析装置をもとに家庭用100V電源で稼動できる小型可搬型の時間間隔解析装置を製作した。

一方，質量分析法を用いた極低濃度放射性核種の定量に関しては，土壌中^{129}I定量法の高度化のため，既存法である燃焼法に代わる手法としてアルカリ抽出法の検討を行い，5w/v%の炭酸ナトリウムと５w/v％の亜硫酸ナトリウム混液による抽出によって，表土中のヨウ素をおよそ９割回収できることを確認した。

3.3 大気中ラドン濃度の測定

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

今期は，前期に引続いて，積分型測定器による大気中ラドン濃度の測定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バ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や新技術の調査を行うとともに，試験設備整備のための検討を進めた。

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。

4.2 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を進めるとともに，試験計画の検討を行った。

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を進めるとともに，試験計画の検討を行った。また，試験設備の調整運転を進めた。

4.3　核燃料施設の安全解析手法の開発・整備

中性子・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・検討を実施した。

また，MOX燃料製造施設等の臨界管理に関する研究として，MOX非均質系ベンチマーク計算を実施した。日本原子力学会（2002年３月：神戸商船大学）において「SCALE4及びMCNP4を用いたMOX非均質系ベンチマーク計算」と題して発表した。

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，前期に引き続きヒューマンファクタに係わる基礎的な検討のため人間工学に関する調査を，また一般化学工業（石油化学工業）における火災・爆発事故の安全解析例の調査を継続した。

上記を含め，今年度の成果のとりまとめを実施した。

（本社：安全推進本部）

５．原子力緊急時支援・研修センター

機構は，原子力関連施設の緊急時に対応にあたる国，地方自治体及び事業者へ技術的助言等を行う専門家の活動拠点として，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。）を整備してきた。

今般，施設の建設，支援活動の基盤となる通信インフラ，解析システム等の内装設備の整備が終了し，また，パートナーである原研との協力体制がおおむね整ったことから，指定公共機関として求められる支援活動の拠点施設として，2002年３月25日に支援・研修センターの運用を開始した。

運用開始に際して，茨城では，同日隣接する茨城県原子力オフサイトセンターと合同で開所式を行った。福井支所においては，翌日竣工記念報告会を開催披露した。

一方，京都大学原子炉実験所研究炉を発災事業所として実施された2001年度文部科学省原子力防災訓練（３月15日）に参加し，大阪府熊取オフサイトセンターへの要員派遣，国からの要請による「電話相談窓口」設置訓練を行うとともに，支援・研修センター専門家による事故進展予測についての技術支援訓練を行った。

また，関西電力美浜原子力発電所を発災事業所として実施された2001年度福井県原子力防災訓練（３月30日）に参加し，オフサイトセンターへの要員派遣，移動式体表面測定車，移動式全身カウンター車等を配備した。

また，国，県，市町村等の防災関係者に対して，原子力防災訓練企画立案研修（東海村，敦賀市），オフサイトセンター機能班訓練（石川県志賀町），原子力防災専門官緊急時対応研修（島根県松江市，新潟県柏崎市，横浜市）を実施した。

さらに，災害時に実務に当たる消防，自衛隊等に対して，新しい防災体制の仕組み，放射線防護等に関する研修を実施した。

（本社：原子力緊急時支援・研修センター）

国際会議
海外派遣・留学
主要外国人の来訪
国際協力協定
解体核プルトニウム処分協力

1．国際会議

1.1　国内

期　　間	開　催　場　所	会　議　名　及　び　内　容
2002年 1月30日～2月8日	大　　洗	JNC/IPSN（仏国原子力安全防護研究所）安全研究協力協定に基づく「SIMMER-III共同研究会合」 SIMMER-IIIコードの仕様及びコードの利用等につき情報提供及び関連事項の討議を行った。
2月4日～2月5日	東　　海	JNC/CEA（仏国原子力庁）先進技術協定に基づく「廃棄物パッケージの長期挙動に関する専門家会議」 関連研究分野の情報交換，共同研究の進ちょく状況の確認，及び今後の協力の検討を行った。
2月14日～2月15日	大　　洗	「JNC/ANL（米国アルゴンヌ国立研究所）TREAT炉を用いた新型燃料炉内安全性試験に関する共同研究契約に基づく専門家会議」 進捗状況の確認及び今後の研究につき討議を行った。
2月18日～2月19日	東　　京	「MOX利用国際セミナー」 サイクル機構のMOX利用技術の開発成果や，海外のMOX利用に係る動向の紹介，またMOX利用の今後の展望等につき討議を行った。
2月25日～3月1日	もんじゅ	「日欧高速炉協定に基づく調整会議／供用期間中検査及び補修技術に関する専門家会合」 高速炉の機器・システムにおける「供用期間中検査及び補修技術」にかかわるテーマにつき情報交換を行った。
2月25日～3月1日	敦　　賀	「CEAナトリウム学校との情報交換会議」 日仏双方のナトリウム取扱研修と資格認定に関する情報交換とCEAナトリウム学校の講師によるナトリウム取扱技術に関する特別講義を行った。
2月26日～2月27日	大　　洗	JNC/DOE（米国エネルギー省）保障措置及び核不拡散に係る研究開発協力協定に基づく「透明性及びリモートモニタリングに関するワークショップ」 サイクル機構の研究成果をデモンストレーションすると共に，開発中の技術と成果につき情報交換を行った。
3月4日～3月6日	東　　濃	JNC/NAGRA（スイス放射性廃棄物管理共同組合）地層処分に関する共同研究に基づく「東濃ナチュラルアナログ研究に関する技術検討会議」 今年度の成果と来年度の研究計画概要について技術的検討と評価を行った。

1.2　国外

期　　間	開　催　場　所	会　議　名　及　び　内　容
2002年 3月11日～3月14日	カザフスタン共和国 セミパラチンスク	「JNC/カザフNNC（カザフスタン共和国国立原子力センター）とのEAGLEプロジェクトに係る技術会議」 技術討議，試験計画進ちょく状況の確認及びスケジュール調整を行った。
3月11日～3月13日	米　国 シカゴ	「JNC/ANL高速炉における安全なナトリウム取扱技術に関する研究」技術検討会議 高速炉の廃炉におけるナトリウム処理，残留ナトリウムの安定化の技術等に関して討議を行った。
3月20日～3月21日	仏　国 エクサンプロバンス	「JNC/CEA先進技術協定に基づく実用化戦略調査研究に関する専門家会合」 実用化戦略調査研究における「重要度指標」及び「シナリオ研究」に関して研究報告すると共に討議を行った。

2．海外派遣・留学

派遣・留学先	期　間	人数	目　　的
アメリカ オークリッジ国立研究所	2002年２月17日～ 2003年２月16日	1	長寿命核分裂生成核種の中性子断面積に関するJNC/ORNL共同研究
スイス ポール・シェラー研究所	2002年３月３日～ 2003年３月２日	1	JNC/NAGRA（スイス放射性廃棄物管理共同組合）放射性廃棄物管理分野における協力協定に基づく高レベル放射性廃棄物及びTRU廃棄物処分に係る研究

3．主要外国人の来訪

訪　問　日	訪問場所	訪　　問　　者
2002年 １月22日～１月23日	大　　洗	露国原子炉科学研究所　Skiva副所長
１月25日～１月30日	もんじゅ 東　　海	米国サンディア国立研究所　Eagan副所長
２月６日	もんじゅ	仏国原子力庁　Bouchard原子力局長
３月６日～３月７日	東　　京 もんじゅ	OECD/NEA　Echavarri事務局長

4．国際協力協定

なし

5．解体核プルトニウム処分協力

(1) 余剰核兵器解体Pu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) 余剰核兵器解体Pu処分のためのBN600用MOX振動充てん燃料集合体３体の製造及び照射実証試験に関する共同研究

ロシア原子炉科学研究所（RIAR）との共同研究契約に基づき，解体Puを用いた先行照射試験に関し，３体の試験燃料集合体を製造し，BN600にて照射試験を行い，2002年３月９日照射を無事完了した（最大燃焼度11.1at %）。今後，冷却のため炉内貯蔵ラックで保管され，2003年２月に照射後試験を開始する予定である。

(3) 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) 振動充てんMOX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) 振動充てんMOX燃料を装荷したBN600ハイブリッド炉心の安全解析に関する共同研究

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) ロシア余剰核兵器解体プルトニウムを用いた振動充てん燃料製造に関する共同研究

RIARとの共同研究契約に基づき，BN600ハイブリッド炉心へ燃料供給する設備の設置等を行っている。

（本社：国際・核物質管理部）

活動報告
2002年1月～3月

業務品質保証活動

業務品質保証活動においては公衆・環境の安全及び社会的信頼の確保を前提とした原子力開発業務の「質」を確保するために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

2002年度の業務を実施するにあたり，サイクル機構としての重要課題への取り組み方針並びに具体的重点事項及び目標を明示した「2002年度業務実施基本方針・基本計画」，「2002年度業務品質保証活動基本方針・基本計画」等が２月６日の運営審議会，３月28日の理事会議の審議を経て決定された。

また，これらの基本方針・基本計画の策定，決定とともに，本社各部室及び各事業所等における平成2001年度業務実施計画等に係る年度末の実施結果及び2002年度業務実施計画等に関する理事長ヒアリングを2002年２月19日から３月５日にかけて延べ５日間にわたって実施した。2002年度業務品質保証活動基本方針及び基本計画を次頁に示す。

２．理事長診断会

要求品質の達成状況を確認し，改善プロセスについて必要な指導を行う理事長診断会を大洗工学センター及び本社を対象に，2002年２月26日に実施した。テーマは，大洗工学センターが「FBR試験施設の利用検討」及び「大洗地区の放射性廃棄物管理の現状」について，本社が「予算・定員管理問題の是正措置の進め方」である。

３．指導会

2001年度は，７事業所が11のテーマについて活動を行った。実施回数は，ふげん発電所が３回，他の事業所は４回であり，各事業所の第４回指導会を品質保証の専門家による指導のもと，2002年２月から３月にかけて開催した。また，2001年度指導会改善成果報告会を３月29日に開催した。

４．品質監査

2001年度機構品質監査の結果を取りまとめ，2002年１月31日に理事会議へ報告した。さらに，２月８日理事長へ報告し，理事長の命により，各品質保証総括推進者に対し，是正指示を行った。

なお，2002年度からは，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。この安全監査と品質監査との統合を受け，2002年度監査の手順，計画等を安全推進本部と検討中である。

５．ISOの認証取得・維持活動の推進

ISO9001内部監査員養成研修を，2002年１月29，30日に東海地区で，２月４，５日に大洗地区で，３月13，14日に敦賀地区でそれぞれ実施した。ISO14001/OHSAS18001内部監査員養成研修を，２月14，15日に東海地区で実施した。ISO環境法解説コースの研修を実務者に対し，２月26日に東海地区で実施した。

ISO9000品質システムの専門家によるコンサルティングを２月20日，27日に「施設品質保証活動における課題等」（東濃地科学センター），「ISO9001導入における課題等」（東海事業所環境保全・研究開発センター）についてそれぞれ実施した。

2002年度　業務品質保証活動基本方針及び基本計画

核燃料サイクル開発機構　　理事長

業務品質保証活動を推進し，要求品質を達成するために，以下の業務品質保証活動基本方針及び基本計画を定める。

[業務品質保証活動基本方針]

・「業務品質方針」を踏まえ，要求品質に照らして業務の実態をチェックし，業務の「質」を改善するため，経営管理サイクルの「業務推進・品質改善目標リスト」の目標達成に向けPDCAのサイクルを確実に回し，業務の標準化，活動の活性化を図りながら業務品質改善活動を実施する。
・適正かつ効率的な業務運営の仕組みを構築するとともに，このような取組みを定着させ効果あるものとするために，国際規格（ISO）の認証取得・維持活動を推進する。
・現状の業務の実態をチェックし，業務の「質」の向上に資するために，品質監査を確実に実施する。
・各部門長は，業務品質保証に関する意識と能力を高めるための教育・啓発を，従業員及び協力会社員に対し計画的に実施する。

[業務品質保証活動基本計画]

各部門において，業務の標準化を図りつつ，業務品質向上の観点から業務品質改善活動（以下「改善活動」という。）を継続的に実施するとともに，業務品質改善の意識が従業員及び協力会社員に定着し維持されるようにする。

１．業務運営の仕組みの推進

⑴ 業務の標準化の推進

・各部門においては，改善活動の成果を日常管理に確実に反映し維持するために，「業務の標準化」を実施する。
・各部門は，研究開発業務に関し研究開発の管理の仕組みの標準化を推進する。
・各部門においては，法規制，品質保証計画及びISOにおける要求事項を踏まえた文書体系整備を実施する。

⑵ ISOの認証取得・維持活動の推進

・各事業所は，ISOの認証取得・維持活動を推進する。
・認証を取得した部門は，その仕組みを改善のツールとして用い実行する。

２．業務品質保証活動の実施

各部門においては，業務の「質」を改善・向上させるために業務の実態のチェックを実施する。

チェックにより抽出された問題点，課題の改善のための目標内容（実施方策）や目標値を定め，計画的に改善活動を実施する。この活動にあたって，QC手法，診断会，指導会及び表彰等の制度の活用並びに改善指標案の試行により活性化を図っていく。

３．品質監査の実施

・現状の業務の実態をチェックし，業務の「質」の向上に資するために，品質監査（安全監査と統合した機構品質監査，自主品質監査）を確実に実施する。
・各部門長は，サイクル機構に納入される物品・役務等の「質」を確保し向上させるために，発注先品質監査の実施基準を明確にして計画的に実施する。

４．業務品質保証に関する教育・啓発の実施

各部門長は，業務品質保証に関する意識と能力を高めるための教育・啓発を目的・目標を明確にしつつ，従業員及び協力会社員に対し計画的に実施する。

５．事務管理業務の改革

事務管理業務については，業務改革推進委員会の方針の下，業務の「質」の改善，向上を図る。

（本社：品質保証推進部）

活動報告
2002年1月～3月

外部発表

1．外部発表

1.1　外部発表実施状況

2002年１月から３月において外部発表終了の届けがあった外部発表資料は次のとおりである。

	発表内容	発表先及び発表年月日
	高速増殖炉関係（14件）	
1	高速炉における適用例	「炉雑音計測の高度化と新しい応用」研究専門委員会 2000年３月
2	Phase Equilibria in the $BaUO_3$ - $BaZrO_3$ - $BaMoO_3$ System	Actinides－2001 （葉山町）2001年11月４日
3	非弾性解析による設計アプローチの検討	日本機械学会2001年度　計算力学講演会 （北海道大学）2001年11月28日
4	Verification of Drag Coefficient Model through Simulation of FCI's Premixing Experiment	14AFMC （オーストラリア　アデレード）2001年12月９日
5	将来型FBRサイクルの実用化に向けて	フォーラム　21世紀の原子力工学の課題（V） （九州大学）2001年12月11日
6	クリープ損傷を受けたSUS304鋼の金属組織変化と磁気特性変化	第39回高温強度シンポジウム　（長崎）2001年12月14日
7	非凝縮性ガスを含む気泡群の凝縮挙動に関する研究	日本原子力学会九州支部第20回研究発表講演会 （福岡県　総合福祉センター）2001年12月21日
8	Development of Failed Fuel Detection and Location Technique Using Resonance Ionization Mass Spectrometry	Journal of Nuclear Science and Technology　2002年１月
9	Thermal Fluid-Structure Interaction Analysis for the Upper Structure of LMFRs	Journal of Nuclear Science and Technology　2002年１月
10	高速実験炉常陽燃料取扱設備の遠隔自動化	富士時報　2002年１月
11	高速実験炉「常陽」の大型構造物の解体（MK－Ⅲ移行に伴う中間熱交換器等の解体撤去）	第13回デコミッショニング技術講座 （東京　石垣記念ホール）2002年２月12日
12	もんじゅの現状と今後のスケジュール	Technical Meeting on "Operational and Decommissioning Experience with Fast Reactors" （フランス　CEA）2002年３月11日
13	燃料破損時の対応について	第11回もんじゅ・国際技術センター技術報告会 （JNC敦賀本部）2002年３月13日
14	ナトリウム漏えい後措置について	第11回もんじゅ・国際技術センター技術報告会 （JNC敦賀本部）2002年３月13日
	核燃料関係（８件）	
1	ミハルゾ法の開発状況	「炉雑音計測の高度化と新しい応用」研究専門委員会 1999年11月
2	Optimization of Fast Breeder Reactor Core Design for Improving Economy	GLOBAL 2001 （パリ）2001年９月12日
3	未臨界度測定技術開発におけるモンテカルロ法の利用	モンテカルロシミュレーションの現状と課題　2001年11月
4	Thermal Conductivity Modeling of High Burnup MOX Fuel	Actinides-2001 （葉山町）2001年11月４日
5	プルトニウム燃料センターとMOX燃料	第９回原子力エネルギーシステム研究委員会シンポジウム （名古屋　東桜会館）2001年11月30日
6	不活性ガス－融解法による窒化ウラン中の窒素，酸素同時定量	分析化学　2002年１月
7	日本におけるMOX燃料開発	MOX利用国際セミナー （東京　パレスホテル）2002年２月18日

	発表内容	発表先及び発表年月日
	核燃料関係（8件）	
8	製錬・転換	原子力年鑑2001－2002版 （日本原子力産業会議）2002年10月
	先進リサイクル技術関係（6件）	
1	湿式再処理技術の高度化	日本原子力学会　再処理・リサイクル部会「冬のセミナー」 （JNC東海事業所）2001年11月30日
2	核分裂生成物の選択的分離と利用－新しいリサイクルシステムの展開－	日本原子力学会　中部支部第33回研究発表会 （名古屋大学）2001年12月4日
3	Measurement of the Thermal Neutron Capture Cross Section and the Resonance Integral of the ^{90}Sr(n, γ)^{91}Sr Reaction	Journal of Nuclear Science and Technology　2001年12月
4	Precise Measurement of Absolute γ-Ray Emission Probabilities of ^{100}Ru	Journal of Nuclear Science and Technology　2001年12月
5	実用化戦略調査研究における再処理システムの検討	原子力高度技術研究会「バックエンド技術の高度化に関する研究（田中・寺井作業部会）」 （産業創造研究所）2002年1月16日
6	高エネルギーガンマ線の超高分解能測定に使える技術	つくばテクノロジーショーケース （つくば国際会議センター）2002年1月29日
	廃棄物処理・処分関係（13件）	
1	Ca－カオリナイト，－スメクタイト，－イライトにおける2価鉄・マンガンイオンのイオン交換選択係数	第45回粘土科学討論会　（東洋大学）2001年9月13日
2	Experience of Glass Melter Operation in Tolai Vitrification Facility	ICEM '01（放射性廃棄物の管理および環境保護に関する国際会議）　（ベルギー　ブリュージェ）2001年10月4日
3	Actinides Geochemical Database for Performance Analysis of High-Level Radioactive Waste Repositories and the Program to Increase its Confidence	Actinides-2001　（葉山町）2001年11月8日
4	ポスト2000年レポートへ向けた取り組み	高レベル放射性廃棄物処分対策 （日本消防会館）2001年11月30日
5	割れ目ネットワークモデルの水理特性に及ぼす割れ目スケール効果の影響に関する研究	土木学会論文集　2001年12月
6	ラプラス変換有限要素法を用いた割れ目ネットワーク中の核種移行解析モデルの開発	土木学会論文集　2001年12月
7	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適用	粘土科学　2001年12月
8	事業化段階における高レベル放射性廃棄物地層処分技術に関する研究開発	日本原子力学会　東北支部　第25回研究交流会 （仙台）2001年12月7日
9	Overview of the H12 Performance Assessment in Perspective	米国材料学会主催国際シンポジウム「放射性廃棄物管理」 （ボストン）2001年12月27日
10	超臨界水による難分解性物質の分離	日本原子力学会誌　2002年2月
11	Study on Uranium Recovery from Chemical Trap Materials by Pyro-Chemical Process	Japan-Korea Workshop on Nuclear Pyroprocessing （京都大学）2002年2月5日
12	Safety Evaluation for Hull Waste Treatment Process in JNC	Waste Management Symposium （ツーソン）2002年2月26日
13	圧縮ベントナイト中の拡散に及ぼす粘土粒子の配向性の影響に関する基礎的研究	日本原子力学会　2002年春の年会 （神戸商船大学）2002年3月28日
	地層科学研究関係（13件）	
1	跡津川断層中部で新たに確認された断層露頭（速報）	活断層研究　第20号　2001年9月
2	Anistropy, Reversibility and Scale Dependence of Transport Properties in Single Fracture and Fractured Zone・Non - Sorbing Tracer Experimentat the Kamaishi Mine-	International Seminar on First True Stage （スウェーデン）2000年9月12日
3	海底からの淡水性湧水分布のマッピング－黒部川扇状地沖合での検討－	日本応用地質学会　平成13年度研究発表会 （日本大学）2001年11月
4	多孔質媒体不飽和水理試験設備（CLUE）を用いた不飽和水理特性に関する検討	第56回土木学会年次学術講演会 （熊本大学）2001年10月2日
5	脂質分析による東濃地域の深部地下微生物相の推定	第18回しんかいシンポジウム （品川コクヨホール）2001年12月
6	東濃地域における地下水微生物相の分子系統学的解析	第18回しんかいシンポジウム （品川コクヨホール）2001年12月

	発表内容	発表先及び発表年月日
	地層科学研究関係（13件）	
7	亀裂トレース長のスケール依存性を考慮した検討	第11回岩の力学シンポジウム（幕張　海外職業訓練協会）2002年１月24日
8	地下水水質変化を考慮した水理解析の試み －スウェーデン　エスポ地下研究施設での例－	第11回岩の力学シンポジウム（幕張　海外職業訓練協会）2002年１月24日
9	亀裂ネットワークモデルによる割れ目を有する岩盤の水理・物質移行解析	つくばテクノロジーショーケース　2002年１月29日
10	下総層群地蔵堂層から産出した二枚貝化石の種組成・殻サイズ・成長速度の変化と相関について	日本古生物学会第151回例会　（鹿児島大学）2002年１月
11	九十九里浜平野地下に分布する完新統の発達過程	日本古生物学会第151回例会　（鹿児島大学）2002年１月
12	環境同位体による塩水化地下水の地球化学的考察	水工学論文集　第46巻　2002年２月
13	亀裂性堆積岩の不飽和領域における水分移動	月刊地球　号外　№36　2002年３月
	軽水炉再処理関係（８件）	
1	再処理施設における火災・爆発事故例とサイクル機構の取組み	日本原子力学会　火災研究専門委員会（東京工業大学）2001年11月19日
2	再処理施設における分析技術開発	日本原子力学会　再処理・リサイクル部会「冬のセミナー」（JNC東海事業所）2001年11月29日
3	FBR実用化戦略調査研究　再処理要素技術の開発	日本原子力学会　再処理・リサイクル部会「冬のセミナー」（JNC東海事業所）2001年11月29日
4	東海再処理施設の概要	再処理・リサイクル部会　第１回「冬のセミナー」（JNC東海事業所）2001年11月30日
5	PUREXプロセスにおける運転条件に対する濃度プロファイル変化	日本原子力学会　中部支部研究発表会（名古屋大学）2001年12月４日
6	第２回モンテカルロシミュレーション研究会の報告書（JAERIレポート用）再処理施設臨界安全解析の現状	モンテカルロシミュレーション研究会の報告書（JAERIレポート）　2002年１月
7	サイクル機構における乾式再処理技術開発の方針と現状	日本原子力学会　再処理技術研究専門委員会（東京工業大学）2002年２月14日
8	サイクル機構における乾式再処理技術開発の方針と現状（２）	日本原子力学会　再処理専門委員会（東京工業大学）2002年２月14日
	新型転換炉関係（３件）	
1	原子炉発電所廃棄物中放射性核種の分離技術の調査・検討（その２）	（財）若狭湾エネルギー研究センター　研究成果報告集　2001年９月
2	金属中重水素の分析手法の検討	（財）若狭湾エネルギー研究センター　研究成果報告集　2001年９月
3	サイクル機構におけるMOX燃料の利用実績	MOX利用国際セミナー（東京　パレスホテル）2002年２月18日
	核物質管理関係（１件）	
1	Design of Geometrical Detector Arrangement for Extensive Holdup Measurement	Symposium on International Safeguards（ウィーン）2001年10月29日
	安全管理関係（２件）	
1	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（京都大学）2001年12月12日
2	雷から放射線が出る　－そのメカニズム	Isotope News　2002年３月

（本社：技術展開部）

活動報告
2002年1月～3月

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，すべてコーディング基準に従って，登録番号を付与し，検索しやすいように汎用計算機でデータベ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，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。

本システムでは，技術資料のほか，サイクル機構技報，解析コード，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・技術移転等にかかわるデータベースの検索・閲覧ができるようにする予定である。

技術資料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，技術資料の目録（登録区分，資料番号，標題，抄録，発行年月，研究分野，詳細分野，仕上頁数）及び外部発表資料の目録（整理番号，資料番号，題名，発表月又は講演年月日，発表誌名又は講演会名，研究分野，発表場所，発表形態）をインターネットに掲載している。

四半期ごとに発行する技術広報誌のサイクル機構技報第14号を編集・印刷し，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，情報セキュリティ対策として，ホームページ閲覧によるウイルス感染被害を防止するためのサーバを導入した。

（本社：技術展開部）

活動報告
2002年1月～3月

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，サイクル機構から研究協力テーマを提示し，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の募集を行い，サイクル機構の研究者との共同研究等の形態で研究開発を行っている。2001年度は，45件の研究協力課題について実施している。2002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い，募集件数を超える応募者の中から16件を選定し，受入れ準備作業を進めている。

1.2　核燃料サイクル公募型研究

サイクル機構は，1999年度より，大学及び公的研究機関の研究者から，サイクル機構が取り組む核燃料サイクル分野の研究開発において，原則としてサイクル機構の施設･設備を利用し，先見的，独創的な研究テーマを広く公募し，応募者が主体的に研究に取り組む公募型の研究協力を行っている。2001年度は，28件の研究テーマについて実施している。2002年度の核燃料サイクル公募型研究に係る研究テーマの募集を行い，募集件数に対して３倍を超える応募者の中から，３件を選定し，受入れ準備作業を進めている。

1.3　博士研究員制度

サイクル機構は，1997年度より，博士の学位を有する若手研究者を３年間の任期付で採用し，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。

2001年度は，17名の博士研究員により研究を実施している。2002年度の博士研究員の募集を行い，募集定員に対して５倍を超える応募者の中から５名を選定し，受入れ準備作業を進めている。

（本社：技術展開部）

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，技術のブ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）としては，研究テーマ４件が採用され，このうち３件は2001年８月１日より研究を開始しているが，残りの１件（雷雲中における放射線発生機構の研究（敦賀本部））は2002年１月１日より研究を開始した。

第２期（2002年度）の研究テーマ募集は2001年10月10日から11月12日までの間行われ，3事業所から合計14件の応募があった。これらは，社内公募型研究評価委員会（委員長：相澤東大教授）による１次審査（書類審査）で６件に絞られた。さらに2002年１月８日には２次審査（面接審査）が行われ３件（うち１件は留保付き）が選定された。

留保付きの１件は，現行計画の中で実施予定があることが確認されたことから，本制度での採用は見合わせ，最終的に下記２件（カッコ内は実施場所）が採用されることとなった。

(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）

これらの研究は，2002年４月１日から開始される予定である。

（本社：社内公募型研究推進室）

活動報告
2002年1月～3月

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再処理技術については，日本原燃㈱に対して技術協力を行っており，六ヶ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，2001年度の受託作業を実施している。

また，六ヶ所再処理工場の試運転準備要員の出向派遣，運転要員の教育訓練を行うとともに，試運転準備に係る支援を実施している。

②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，　日本原燃㈱が進める新型遠心機の開発への技術協力を行っている。

また，電力会社等からの要請に基づき，人形峠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」「使用済遠心分離機処理技術に係る試験研究」の共同研究，「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。

③MOX燃料加工技術については，日本原燃㈱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，六ヶ所のMOX燃料加工工場の設計にサイクル機構の技術を反映するため，技術者の出向派遣を行うとともに，確証試験のためのコンサルティング及びMOX燃料加工施設の詳細設計にかかわる技術支援等を実施している。

④FBR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」（以下「本協定」）の有効期限を2004年９月30日まで延長した。本協定に基づき，「炉心安全性向上のためのIGR試験研究（2001年度）」「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」に関する共同研究を継続実施している。

⑤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，技術情報の提供等の協力を行っている。

2．開発技術の利用・展開

2.1　先端原子力関連成果展開事業

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。

2001年度は本年度採択した７件と前年度からの継続分３件の，合計10件の実用化共同研究開発を実施している。今期は，これらの開発成果について，技術委員会による年度評価を実施した。また，次年度の企業からの実用化開発提案の募集を行った。

2.2　特許・コンピュータコードの利用

(1) 特許の利用

サイクル機構の研究開発の過程で発明・考案された技術成果については，特許出願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2,620件，外国で約

活動報告

970件（このうち，現在，開発成果として保有している特許権は，国内約1,040件，外国約510件）である。2001年度の出願件数は国内30件，外国27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。2001年度は，東濃地科学センターと瑞浪地科学研究館の一部，第２立坑，東海事業所のウラン濃縮施設，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及びペレトロン装置による年代測定などを実施している。

４．国内技術協力研修

2001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４四半期の現在，放射線管理等の研修目的で２名，TVF研修で６名，プルトニウム脱硝技術研修の目的で５名，分析技術研修の目的で６名，プルトニウム分析技術研修の目的で１名，ウラン脱硝技術研修の目的で１名，基本技能研修の目的で20名，総勢41名が東海・再処理センターにおける研修に参加し，現在継続中である。なお，2001年度末までの，本年度受入れした日本原燃(株)からの研修員は，合計73名である。

また，2001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名受入れ，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）

活動報告

特許・実用新案紹介

炉心槽回転式原子炉構造

出願番号：特願平11-154942
出 願 日：平成11年６月２日
登録番号：特許第3028962号
登 録 日：平成12年２月４日
特許権者：核燃料サイクル開発機構

本発明は，高速増殖炉の原子炉構造に関するもので，炉心を収納する炉心槽を，固定された遮蔽プラグより回転可能に懸垂される構造とすることにより，原子炉容器の小径化等によるコスト削減を可能にしたものである。

１．目的・効果

従来の大型高速増殖炉は，原子炉容器内に炉心を支持し，上端に設けた燃料交換機と回転式遮蔽プラグとを用い，燃料集合体等の炉内移送や外部との燃料出入れを行っていることから，炉心上方に熱交換器等の機器を設置できず，炉心径に対して1.6倍以上の大きな原子炉容器径となったり，回転式遮蔽プラグの構造が複雑であることや，原子炉容器は冷却材を保有するバウンダリ（境界）であると共に炉心を支持する機能を有することにより，健全性確保のための炉壁冷却等が必要となり複雑な構造となることから，製造コストを押し上げているという問題点があった。

本発明は，炉心を収納する炉心槽を，固定された遮蔽プラグより回転可能に懸垂される構造とし，また上部プレナム内での燃料交換機の移動を１次元的として，その移動範囲を限定し，更に上部プレナム内の炉心槽と炉上部構造との間に複数の直接炉心冷却系を設置すること等により，原子炉容器径等の小径化を可能とし，また炉壁冷却等の対策を不要とし，上述の問題点を解消したものである。

２．技術の概要

図１は本発明の原子炉構造を説明する原子炉容器垂直断面図，図２は原子炉容器水平断面図である。

燃料集合体等より構成される炉心１は回転機構を持たない固定式の遮蔽プラグ２より吊り下げられた炉心槽３に収納される。炉心槽３はベアリン

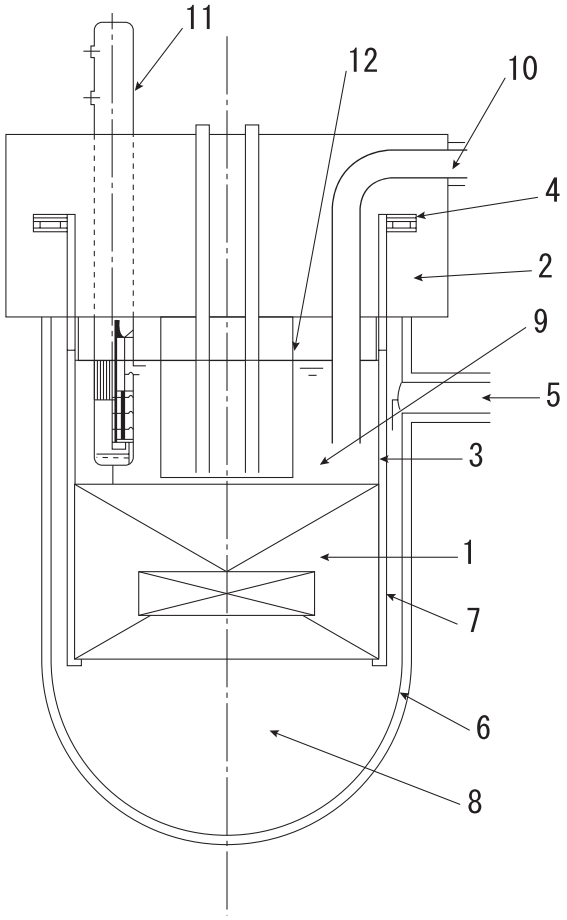


図１　原子炉容器垂直断面図

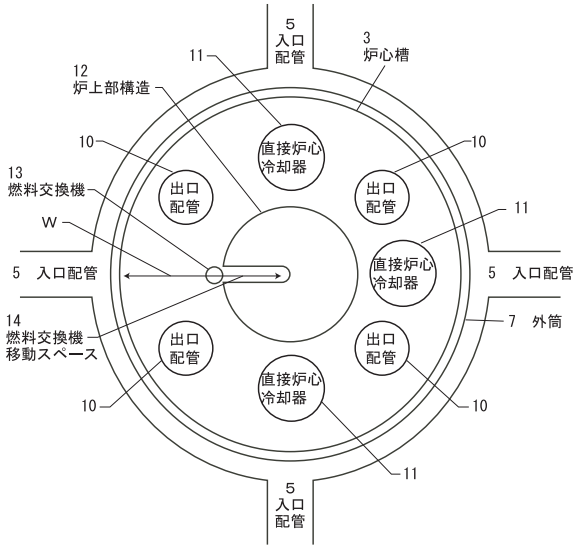


図２　原子炉容器水平断面図

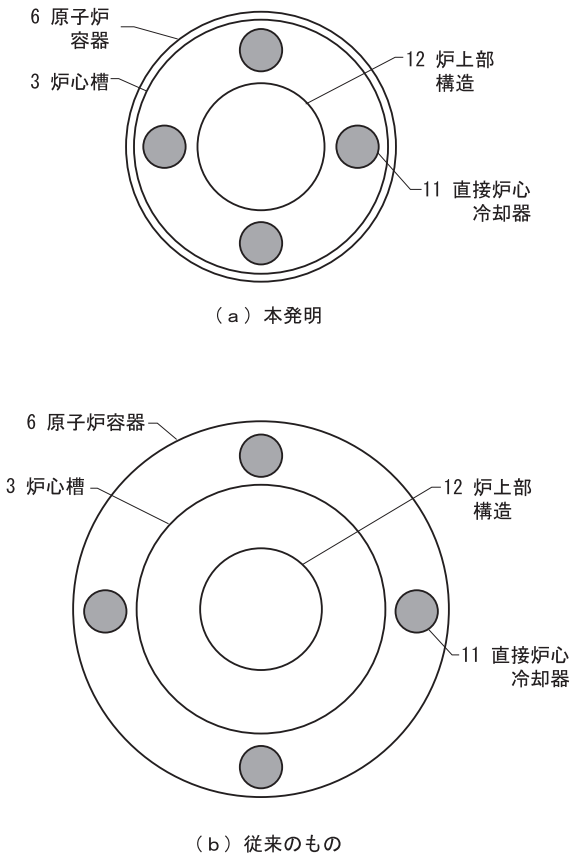


図３　原子炉容器径の比較

グ４を介して吊り下げられていることにより回転可能である。冷却材は４カ所の入口配管５から流入し，原子炉容器６と遮蔽プラグ２より吊り下げられた外筒７に挟まれる流路を流下し，下部プレナム８から炉心１，上部プレナム９を通って，４カ所の出口配管10から流出する。

出口配管10と緊急時の炉心冷却に使用する上部プレナム浸漬型直接炉心冷却器11は，従来の回転式遮蔽プラグではなく，また炉心槽３の回転の影響を受けないため，炉心上方に設置することが可能である。

燃料交換時は，図２に示すように燃料交換機13は回転機構を持たない炉上部構造12内の限定された燃料交換機移動スペース14を含む燃料交換機移動範囲Wを直線的に移動し，一方，炉心槽３が回転することにより，燃料交換機移動範囲を限定してもすべての炉心範囲の燃料集合体等を交換することが可能である。

以上のような本発明により，図３（ｂ）に示すような従来のものでは，炉心槽３と原子炉容器６の間に上部プレナム浸漬型直接炉心冷却器11を設置する必要があったが，図３（ａ）に示すように炉上部構造12と炉心槽３の間に上部プレナム浸漬型直接炉心冷却器11を設置することができ，原子炉容器径が炉心径の1.2倍以下で，従来に比較して25%小径化が可能となることから，低コスト化が可能となった。

また，原子炉容器は炉心を支持する機能を有さず，冷却材境界確保機能のみであるため，炉心支持構造及び補強のためのリブを含む荷重伝達構造等の対策が不要となり，更に高温の上部プレナムは炉心槽の内側だけとなり，原子炉容器に接する冷却材が低温冷却材のみとなるため，健全性確保のための炉壁冷却等の対策が不要となり，更に遮蔽プラグを固定式とし，従来の回転プラグ方式と比較して小径化が可能となることから，低コスト化が可能となった。

（本社：技術展開部）

お知らせ

任期付研究員（博士研究員）の公募について

（平成１5年度公募及び平成１4年度追加公募）

21世紀の科学技術を飛躍的に発展させるために，創造性に富み，発想の豊かな若手研究者を募集します。

1．募集人員　(1) 平成15年度公募分　　５名程度
(2) 平成14年度追加公募分　１名程度

2．研究分野　高速増殖炉開発及びそれに関連する核燃料サイクル技術開発，高レベル放射性廃棄物処分基盤研究分野等で核燃料サイクル開発機構の業務として実施可能な研究

3．応募資格　採用時に原則として35歳以下の方で博士号取得者（採用時に取得見込みを含む）であり，かつ健康な方であって，研究を自主的，主体的に遂行する意志のある方

4．契約開始日　(1) 平成15年度公募分　　2003年４月１日（予定）
(2) 平成14年度追加公募分　2002年10月１日（予定）

5．待遇等　謝　　金：月額50万円程度（社会保険料及び税込み）
研究諸雑費：150万円程度／年
通勤手当，住居手当は，職員に準じて別に支給。
なお，必要に応じて外部の研究機関においても，１年間に２ヵ月を限度として研究を行うことができます。

6．研究期間　(1) 平成15年度公募分：
原則として３年間以内とし，毎年度に所要の評価を行い，契約を更新します。ただし，平成17年度の研究については，2001年12月19日の閣議において決定された「特殊法人等整理合理化計画」の進ちょくにより変更になる場合があります。
(2) 平成14年度追加公募分：
原則として2.5年間以内とし，毎年度に所要の評価を行い，契約を更新します。

7．審査方法　書類審査，面接審査及び健康診断を行います。

8．応募締切　2002年７月22日(月)【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，飛田，深作
（内線 41111，41126，41127）
電話　029－282－1122(代表)
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ホームページを参照してください。 URL　http://www.jnc.go.jp/

INFORMATION

核燃料サイクル開発機構

Japan Nuclear Cycle Development Institute

本社	〒319−1184	茨城県那珂郡東海村村松4−49	TEL (029) 282−1122
敦賀本部	〒914−8585	福井県敦賀市木崎65−20	TEL (0770) 23−3021
新型転換炉ふげん発電所	〒914−8510	福井県敦賀市明神町3	TEL (0770) 26−1221
高速増殖炉もんじゅ建設所	〒919−1279	福井県敦賀市白木2−1	TEL (0770) 39−1031
東海事業所	〒319−1194	茨城県那珂郡東海村村松4−33	TEL (029) 282−1111
大洗工学センター	〒311−1393	茨城県東茨城郡大洗町成田町4002	TEL (029) 267−4141
人形峠環境技術センター	〒708−0698	岡山県苫田郡上斎原村1550	TEL (0868) 44−2211
東濃地科学センター	〒509−5102	岐阜県土岐市泉町定林寺959−31	TEL (0572) 53−0211
幌延深地層研究センター	〒098−3207	北海道天塩郡幌延町宮園町1−8	TEL (01632) 5−2022
東京事務所	〒100−9245	東京都千代田区丸の内1−1−2　NKKビル10階	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1−1−2　日比谷三井ビル1階	TEL (03) 3597−9497
福井事務所	〒910−0005	福井県福井市大手3−4−1　福井放送会館5階	TEL (0776) 25−3040
六ヶ所事務所	〒039−3212	青森県上北郡六ヶ所村尾駮字沖付	TEL (0175) 71−2716
札幌事務所	〒060−0005	北海道札幌市中央区北五条西6丁目　北海道通信ビル5階	TEL (911) 200−1681
水戸連絡事務所	〒310−0852	茨城県水戸市笠原町978−25　茨城県開発公社ビル4階	TEL (029) 301−1020

〈海外事務所〉

WASHINGTON	JNC Washington Office Suite715,2600 Virginia Avenue, N. W., Washington D.C.20037−1905 U.S.A.	TEL 202−338−3770 FAX 202−338−3771
PARIS	JNC Paris Office 4−8, Rue Sainte−Anne, 75001 PARIS France	TEL 1−4260−3101 FAX 1−4260−2413

サイクル機構技報

JNC Technical Review

No.15 2002.6

2002年6月20日発行

編集発行　核燃料サイクル開発機構　技術展開部　技術協力課
〒319-1184　茨城県那珂郡東海村村松4-49
TEL:029(282)1122(代)　FAX:029(282)7980
E-Mail:gihoh@jnc.go.jp　URL:http://www.jnc.go.jp/

製作　いばらき印刷株式会社
〒319-1112　茨城県那珂郡東海村村松字平原3115-3
TEL:029(282)0370　FAX:029(282)0524
E-Mail:info@i-printing.co.jp　URL:http://www.i-printing.co.jp/

Published by　Technical Cooperation Section, Technology Management Division,
Japan Nuclear Cycle Development Institute
4-49 Muramatsu, Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki 319-1184, Japan

サイクル機構

核燃料サイクル開発機構
Japan Nuclear Cycle Development Institute

R100
PRINTED WITH SOY INK
古紙配合率100%再生紙と大豆油インキを使用しています。