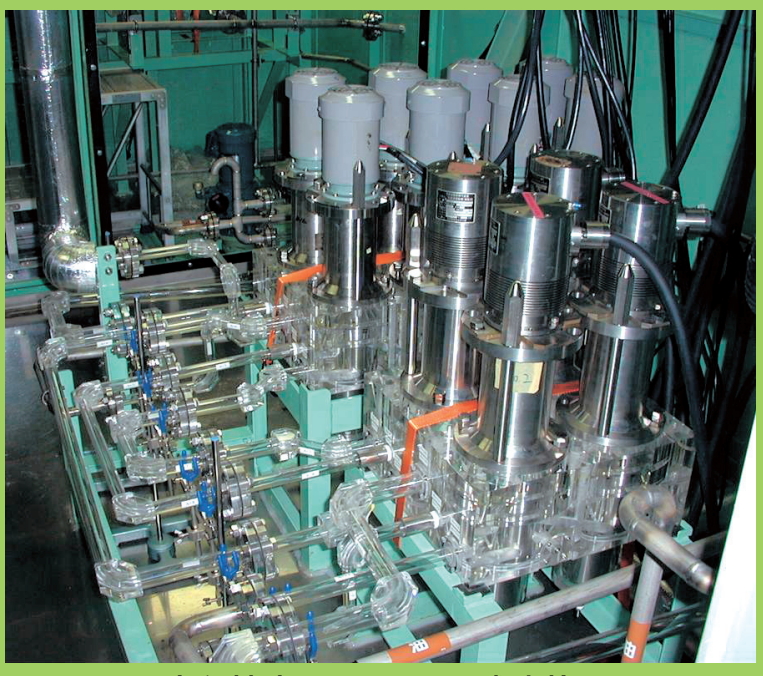
JNC TN1340 2003-004

ISSN 1344-4239

サイクル機構技報

JNC Technical Review

No.21 2003.12



遠心抽出器システム試験装置

サイクル機構技報

No.21 2003年12月

目　次

技　術　報　告

FBR燃料集合体ラッパ管の断面形状測定技術の開発 …… 1
佐々木新治　阿部　和幸　永峯　剛　松元慎一郎

Study of Neutron Capture Cross Sections by TOF Method …… 9
オレグ・シェルバコフ　原田　秀郎　古高　和禎　中村　詔司

高速炉燃料再処理用遠心抽出器の開発 …… 23
鷲谷　忠博　荻野　英樹　竹内　正行　菅沼　隆　青瀬　晋一

高放射性廃液貯槽の肉厚測定 …… 33
清水　亮　蔦木　浩一　杉山　孝行　中澤　豊
田中　等　綿引　優　武藤　英世

再処理施設酸回収工程スチームジェットの故障要因調査 …… 41
清水　亮　高谷　暁和　白水　秀知　内田　直樹
田中　康介　山口　彰　青砥　紀身　綿引　優

ウラン濃縮施設機材の切削除染技術開発 …… 57
遠藤　裕治　大曽根　勤　八木澤　博

研　究　報　告

OECD/NEA Sorption Projectにおける収着モデルの検討 …… 65
神徳　敬　柴田　雅博　吉田　泰　陶山　忠宏

技術情報統合システム（JGIS）開発への取り組み …… 79
柴田　勝志　牧野　仁史　若杉圭一郎　内田　雅大

会　議　報　告

サイクル機構シンポジウム福井　―竹村健一さんと『もんじゅ』を語る―
―2003年8月26日開催― …… 89
山澤友梨恵

核燃料サイクル開発機構・日本原子力研究所　合同報告会　―統合と新展開に向けて―
―2003年10月10日開催― …… 91
板橋　靖

エントリー国際ワークショップ「ENTRY2003」　―2003年10月22～24日開催― …… 95
石川　博久　油井　三和　内田　雅大　亀井　玄人　青木　和弘

新型転換炉技術開発成果報告会　―2003年10月30日開催― …… 99
渋谷　進　飯島　隆　丸山　創　望月　弘保

2003年度安全研究成果発表会（動力炉分野）―2003年11月７日開催― …… 103
大岡　誠

2003年度地層科学研究情報・意見交換会　―2003年11月10，11日開催― …… 106
花室　孝広

JNC Technical Review

No.21 2003.12

CONTENTS

概　況　報　告

高速増殖炉サイクルの研究開発
　高速増殖原型炉「もんじゅ」の研究開発 …… 111
　高速増殖炉サイクル実用化戦略調査研究 …… 115
　高速増殖炉の研究開発 …… 121
　高速増殖炉燃料の研究開発 …… 126
　高速増殖炉燃料再処理技術の研究開発 …… 128
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 …… 130
軽水炉燃料再処理技術の研究開発 …… 136
環境保全対策 …… 139
ウラン濃縮 …… 145
新型転換炉の研究開発 …… 146
核物質管理と核不拡散対応 …… 148
安全管理と安全研究 …… 149

国　際　協　力

国際会議，海外派遣・留学，主要外国人の来訪，国際協力協定，余剰兵器解体プルトニウム処分協力 …… 153

活　動　報　告

業務品質保証活動 …… 155
外部発表 …… 156
技術情報管理，情報システム …… 162
大学等との研究協力，社内公募型研究 …… 163
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 …… 166
特許・実用新案紹介 …… 168

お　知　ら　せ

大洗FBRサイクルシンポジウム2004　―世界の進路と「常陽」，「もんじゅ」の役割―　開催のご案内 …… 171
平成16年度「先端原子力関連技術成果展開事業」開発提案の募集について …… 172

サイクル機構技報

No.21　2003年12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。

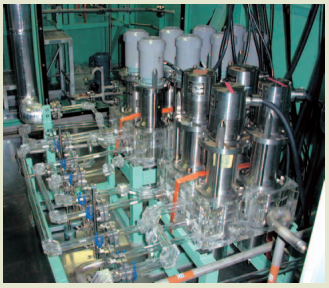
表紙の画像

「遠心抽出器システム試験装置」

高速炉燃料再処理の機器開発として遠心抽出器の開発を進めています。ピューレックス法では，使用済燃料を溶解した硝酸溶液からウランやプルトニウムの核物質を回収するために溶媒抽出法が用いられています。遠心抽出器は，水溶液（溶解液）と有機溶媒（TBP／ノルマルドデカン）を混合し，核物質を溶媒に抽出した後，遠心力を利用して水溶液と溶媒の相分離を行う抽出装置であり，ミキサセトラー等の抽出器と較べて小型で処理能力が高く溶媒劣化が少ない等の特徴から，次世代の抽出器として有望視されています。

現在，遠心抽出器のシステム安定について総合的に評価するため，遠心抽出器を多段に組み合わせたシステム試験を実施しています。本装置は，遠心抽出器内の溶液の混合や流動状況の観察が可能なように，ケーシングや配管類をアクリルで製作しています。また，本装置は小型の再処理プラント（10kg-HM/hr）相当の処理能力を有する工学試験装置であり，本試験結果を将来プラントの設計に反映していく予定です。

関連する技術報告タイトル：高速炉燃料再処理用遠心抽出器の開発



画像提供組織：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

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

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

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

核燃料サイクル開発機構　技術展開部　技術協力課
〒319-1184　茨城県那珂郡東海村村松4-49
© 核燃料サイクル開発機構　2003

Inquiries about copyright and reproduction should be addressed to:

Technical Cooperation Section, Technical Management Division,
Japan Nuclear Cycle Development Institute
4-49 Muramatsu, Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki 319-1184, Japan
©2003 JAPAN NUCLEAR CYCLE DEVELOPMENT INSTITUTE

資料番号：21－1

技術報告

FBR燃料集合体ラッパ管の断面形状測定技術の開発

佐々木新治　阿部　和幸　永峯　剛　松元慎一郎

大洗工学センター　照射施設運転管理センター　燃料材料試験部

Development of Examination Technique of Cross Section Form Measurement for Wrapper Tube of FBR Fuel Assembly.

Shinji SASAKI　Kazuyuki ABE　Tsuyoshi NAGAMINE　Shin-ichiro MATSUMOTO

Fuels and Materials Division, Irradiation Center, O-arai Engineering Center.

大洗工学センターの照射燃料集合体試験施設に設置された集合体縦型試験装置を用いて，高速実験炉「常陽」集合体の寸法測定試験を実施した。

本装置は，寸法測定試験を自動で実施できるほか，専用治具を用いて，集合体の断面形状測定を行うことができる。今までの寸法測定は，ラッパ管の面中央付近の対面間寸法を軸方向に走査して測定するだけであるが，断面形状測定は，設定した軸位置のラッパ管の寸法を周方向に走査して測定するものである。

この機能を用いることにより，相対する面の変形の違いを確認することができ，今まで直接取得できなかった断面形状のデータを得ることができた。

To confirm the performance of the Subassembly Vertical Examination Machine installed in the Fuel Monitoring Facility Extension in the O-arai Engineering Center, experiments were conducted to measure several subassemblies irradiated in the experimental fast reactor" JOYO ".

It is possible that this machine measures various sized subassemblies automatically, and grasps the cross section of the hexagonal wrapper tube furthermore, using a new special tool. The subassembly size measurement machine existing in the Fuel Monitoring Facility was applied to only face-to-face diameters along an axial direction. When grasping a cross section, the periphery of the wrapper tube in the axial position specified was scanned with a new special tool.

This function enables us to obtain detailed data of the cross section of irradiated subassemblies, for example the deformation difference between faces of both sides, which were not measured directly in the existing machine.

キーワード

高速炉，「常陽」集合体，ラッパ管，変形，スエリング，クリープ，寸法測定，断面形状，照射後試験

FBR, JOYO Subassembly, Wrapping Tube, Deformation, Swelling, Creep, Size Measurement, Cross section Form, PIE

佐々木新治

照射燃料集合体試験室
評価チーム所属
高速炉燃料集合体及び燃料要素の照射後試験に従事
第１種放射線取扱主任者

阿部　和幸

照射燃料集合体試験室
試験チーム所属
高速炉燃料集合体及び燃料要素の照射後試験の実施・評価に従事

永峯　剛

照射燃料集合体試験室所属
技術主幹
高速炉燃料集合体及び燃料要素の照射後試験の実施・評価に従事
第一種放射線取扱主任者

松元慎一郎

次長
高速炉燃料・材料の照射後試験及びその開発に関する業務に従事
第一種放射線取扱主任者

１．はじめに

高速実験炉「常陽」に隣接している照射燃料集合体試験施設（以下FMFと称す）では，「常陽」等で照射された燃料集合体の各種照射後試験を実施している[1)2)]。

高速炉で照射された集合体のラッパ管は，中性子の照射によるスエリングや冷却材の圧力等によるクリープにより，膨れや曲がり等の変形が生じる。この変形挙動を調べるために，これまでは，集合体寸法測定やラッパ管の密度測定等が行われてきた。

この集合体寸法測定には，全長，対面間距離，曲がり等が含まれる。従来の装置では，軸方向については測定点を多く取れるものの，対面間寸法に関しては，集合体の面中央部分及び面中央部分から両側へ15mm離れた３ヶ所についてのみ軸方向に測定してきた。そのため，集合体の面に沿った方向の寸法変化について，十分なデータを得ることができなかった。

また，集合体の各面は，照射量や照射温度の相違からそれぞれの変化量に違いが生じると考えられるが，今までの寸法測定は対面間寸法の測定であり，相対する面のそれぞれの変形は分離して測定することができなかった。このため，変形挙動をより精度よく評価できるよう集合体寸法測定の高度化が検討されてきた。

FMFの増設施設[3)]に新たに設置された集合体縦型試験装置（以下縦型試験装置と称す）は，従来の装置と同様にラッパ管の対面間寸法，曲がり，全長等の測定を自動的に測定することができるほか，新たに開発した測定治具を使用することにより，集合体の断面形状を詳細に把握することも可能となった。本報告は「常陽」で照射した集合体の断面形状測定及びデータ評価例について述べる。

２．縦型試験装置の概要

縦型試験装置は，外観検査，寸法測定と解体の機能を有している集合体試験装置である。本装置は重コンクリート製のセルの中に設置されており，遠隔操作で運転・保守を行うことができるようになっている。

2.1　集合体寸法測定

図１に縦型試験装置の寸法測定部を示す。寸法測定については，集合体を上部・下部サポートを用いて立てた状態で設置し，図１の右側に示した「常陽」燃料集合体用測定ヘッドを用いて測定する。この測定ヘッドには面中心とその両横15mmの個所における対面間寸法を測定する３対の対面センサー，頂角間寸法を測定する１対の頂角センサー等が備えられている。測定手順は，以下の通りである。

(1) マスターゲージを用いてセンサーを調整する。
(2) 集合体を設置して頂角部分をガイドローラーで固定し，対面及び頂角センサーを集合体に接触させる。
(3) 測定ヘッドを上昇させながら，各軸位置での各センサーの変位を測定する。

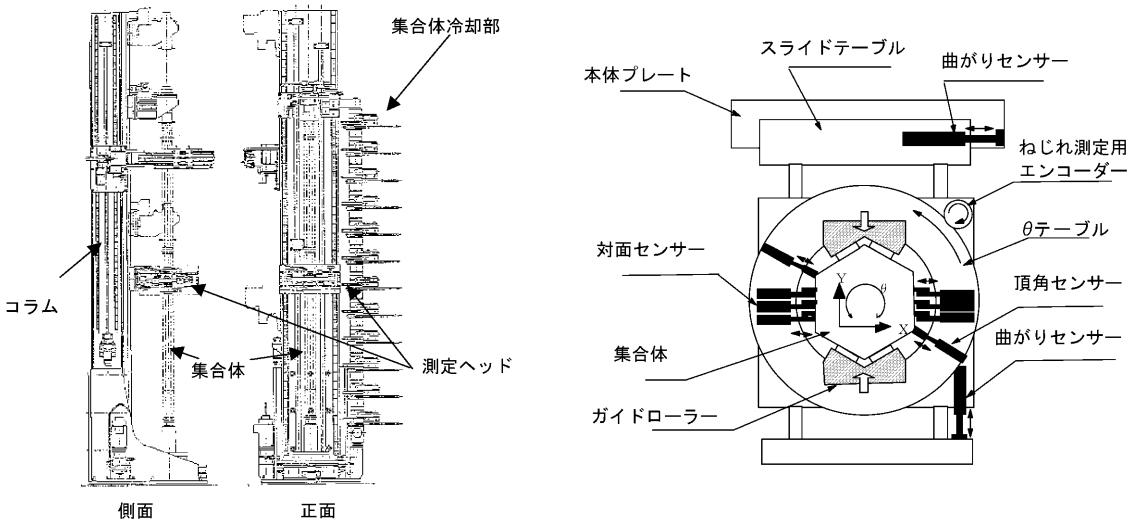


図１　縦型試験装置の寸法測定部概略図（左：寸法測定部　右：測定ヘッド）

(4) 一対面の測定が終わったら，集合体を回転させて次の対面を測定する。

本測定装置の対面間寸法の測定誤差は±0.1mmである。

2.2 断面形状測定

縦型試験装置には，解体部に断面形状測定治具を設置することにより，集合体の断面形状を測定することができる。断面形状測定治具の概略図を図２に示す。断面形状測定冶具は，１対の測定子を有しており，この測定子を前後左右及び旋回させることができる機構となっている。断面形状測定の手順は以下の通りである。

(1) マスターゲージで校正する。

(2) 集合体を立てた状態で設置し，測定する軸位置に合わせる。

(3) 測定治具で仮測定を行い，測定子の可動領域に対して集合体が中心に位置するように，測定治具の位置を微調整する。

(4) 測定子で集合体を挟む形で接触させながら，前後移動部で測定子を水平に走査させ，変位量を収集する。測定面の変更は，集合体を中心として前後移動部と測定子を旋回させることにより行う。

(5) 一断面の測定が終わったら，次の軸位置に移動させる。

こうして得られた断面の測定データは，各面それぞれの寸法変化をとらえているが，実際の集合体の中心と測定冶具の中心には，ずれが存在するため，測定データの集合体の中心は厳密には求まらない。このため，図３に示すようなデータの整理を行っている。

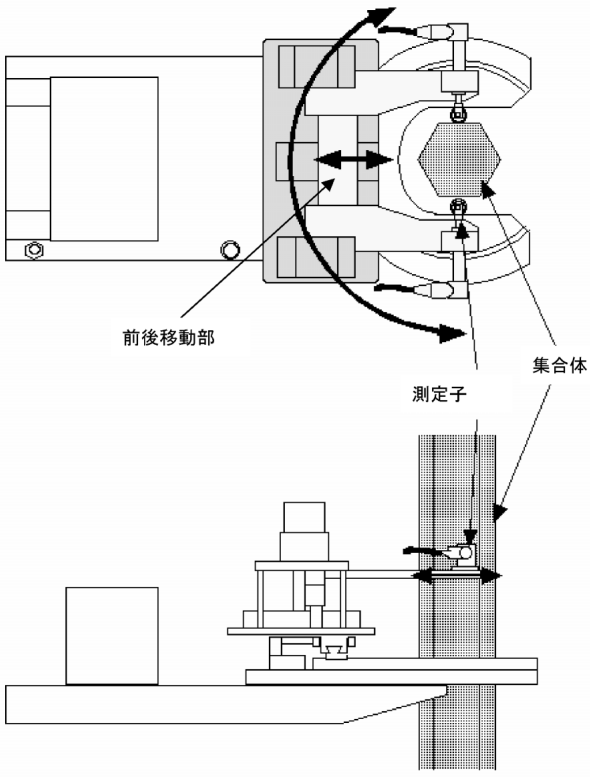


図２　断面形状測定冶具の概略図

① 測定した値をプロットし，最小二乗法にて直線に整理し，それぞれの面の仮想基準線を求める。集合体の中心と測定冶具の中心にずれがある場合は図３に示したようにラッパ管の片側（図では左側）の距離が大きくなり，もう片側は小さくなる。

② 対峙する２面の仮想基準線の中間に仮想中心線を引く。これにより仮想中心線を基準とする

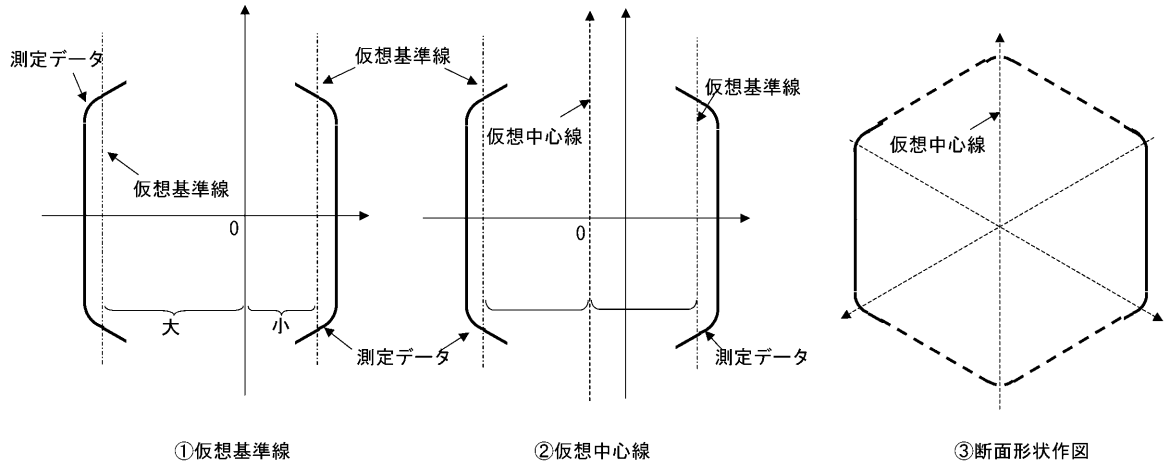


図３　断面形状測定データの整理

とラッパ管の位置のほぼ中心となる。

③　仮想中心線を基準六角形の中心として作図する。

このように，集合体中心を仮想的に求めているため，断面形状測定の結果はラッパ管各面と集合体中心の距離は異なっている可能性があるが，対面間距離と面のプロファイルは正確に取得されている。なお，測定子に用いているマグネスケールの測定誤差は±0.01mmである。

３．測定試験結果

図４に「常陽」MK-Ⅱ燃料集合体（最大フルエンス8.89×10^{26}n/m^2：E≧0.1MeV）の寸法測定結果例を示す。図の左側は縦型試験装置での集合体寸法測定結果，右側が軸方向位置1,600mmと1,850mmにおける断面形状測定結果である。

FMFにおける集合体の試験において，ラッパ管の面は，炉心中心に一番近い頂角がE面とF面の間になるように，集合体上部からみて時計回りにA～Fの番号を付与している。

左図の集合体寸法の結果を見ると，集合体は軸方向位置1,325mm～1,875mmの燃料部で外径増加が見られ，炉心燃料中央（軸方向位置1,600mm）に近づくに従い，対面間距離が大きくなっている（軸方向位置1,700mmで対面間寸法が大きくなっているのは中間パッドがあるためである）。炉心燃料部より上部の照射による影響が少ない個所と比較すると，約0.4mm程度の外径変化が見られている。

また，燃料部での面中心部は，その両側±15mmの個所でのデータと比べて，炉心燃料中心よりも下端で膨れの立ち上がりが早く，膨れも大きくなっているが，上部ではほとんど同じように変化していることがわかる。

右図で示した断面形状測定の結果については，面の形状を赤い実線で示した。黒の実線で示した六角の基準線はラッパ管の製造仕様値（対面間距離78.5mm）に基づいて描いたものである。また，その外側の六角の点線はスケールを示している。断面形状測定で得られる面に垂直な方向の変化量は非常に小さいため，変化をわかりやすくするために面の変化量の縮尺は変えている。面に垂直な方向のスケールの間隔は0.025mm，基準線の対面間距離は78.5mmである。

炉心燃料上端付近である1,850mmの位置では，面の形状は製造仕様値と比べてほとんど変化が見られない（面中央部が内側に湾曲しているが，ラッパ管の製造公差以下である）。しかし，1,600mm（炉心中心付近）の位置では面の形状が変化しており，いずれの面においてもほぼ面中央付近で最大の膨れが見られ，頂角に向けて膨れが小さくなっていることがわかる。このように，断面形状測定結果より，面中央部の膨れや，集合体断面の詳細な形状を試験によって把握できるようになった。

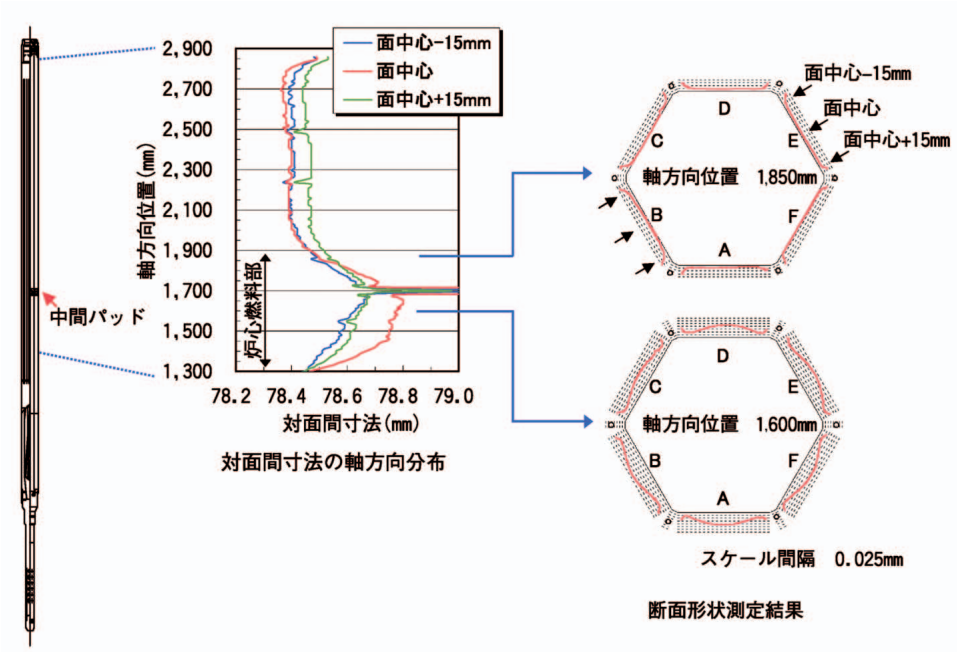


図４　「常陽」MK-Ⅱ炉心燃料集合体の寸法測定結果

４． データの評価例

図４に示した「常陽」MK-Ⅱ炉心燃料集合体に見られた炉心燃料部のラッパ管の膨れは，照射中の変形によるものと推測される。集合体の照射中の変形は，中性子照射によるスエリングと応力が作用することにより発生する照射クリープにより生じている。これらの影響は図５に示すように頂角部分の変形は主にスエリングによるものであり，面中央付近における変形は，照射クリープとスエリングの両方の影響を受けていると考えられる[4]。

図４の集合体寸法測定結果で，炉心中心部よりも下部の領域では，面中央部において膨れの立ち上がりがその両横15mmの位置よりも早く，膨れも大きい。上部ではその差が小さいのは，照射クリープの要因である冷却材圧力が，集合体下部に比べ，低くなるためであると考えられる。

これらのことを踏まえ，集合体変形をさらに詳細に評価した例を以下に述べる。「常陽」で照射したC型特殊燃料集合体内側ラッパ管のAD面における対面間寸法の測定結果を図６に示す。C型特殊燃料集合体は２重管構造の試験用集合体であり，内側ラッパ管は中間パッドがない構造となっている。この内側ラッパ管には，図中矢印で示したように，炉心燃料部に特異なピークが発生していた。この特異なピークについて，断面形状測定データより検討を行った。

図７にラッパ管の形状と変形を示す。図５に示したように，ラッパ管の頂角付近の変形は主にスエリングの影響を受け，ラッパ管の面中心付近は照射クリープとスエリング両方の影響を受けている。このことから，面の両端の頂角付近を結んだ線を基準線として，面中心部の寸法変化を求めることにより，クリープによって生じた変形量を推定することができる。実際のラッパ管の頂角付近は，図７に示したように丸みがついているため（丸みがついている部分をR部と呼ぶ），R部と面部の境界を図面から求め，面の両端の境界位置を結んだ線を基準にして，各面ごとの面中央部の膨れ量を測定した。

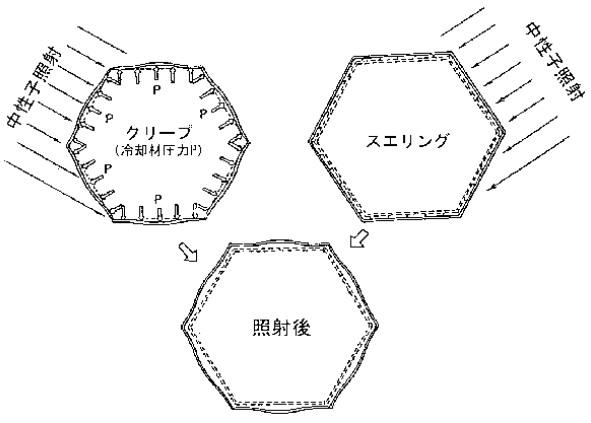


図５　ラッパ管の変形

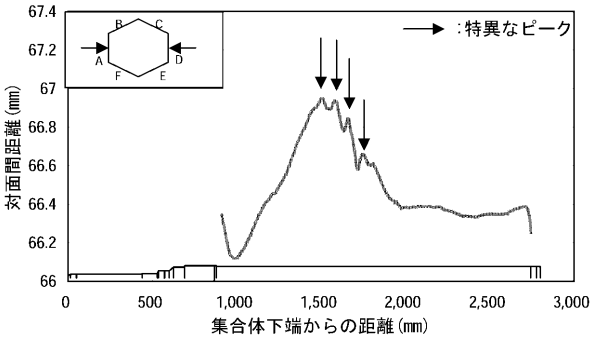


図６　C型特殊燃料集合体内側ラッパ管の対面間寸法測定結果

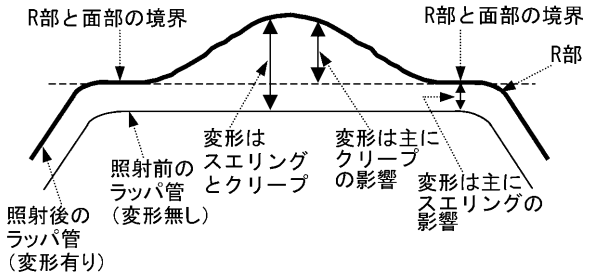


図７　ラッパ管の形状と変形

図８にA面及びD面の膨れ量の分布図を示す。この分布図は面の寸法変化を色の変化で示したものである。A面においては，集合体下端から1,590mm付近を中心にして，他の軸位置よりも面中央部の膨れ量が大きくなっている。一方，反対側のD面では，A面と同じ個所ではほとんど膨れ量は大きくなく，1,660mm付近で面中心部の膨れが大きくなっていることがわかる。このことから，この面中心付近の膨れ量が大きくなっている個所は，相対する二つの面で異なっており，面により変形の状況が相違することがわかる。また，図６に示した対面間寸法測定で見られた特異なピークの個所は，面中央付近の膨れ量が大きくなっている個所とほぼ一致している。

頂角付近を基準としたA面，D面の面中心部の膨れ量を図９に示す。図９には，集合体の対面間距離及びラッピングワイヤがA面もしくはD面の

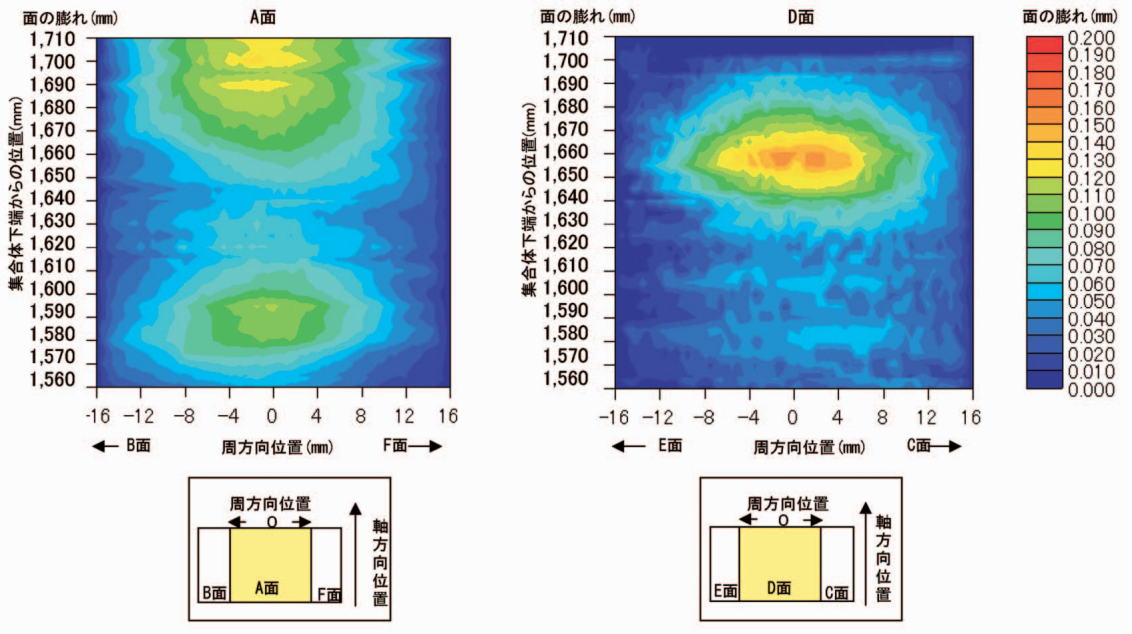


図８　膨れの分布図

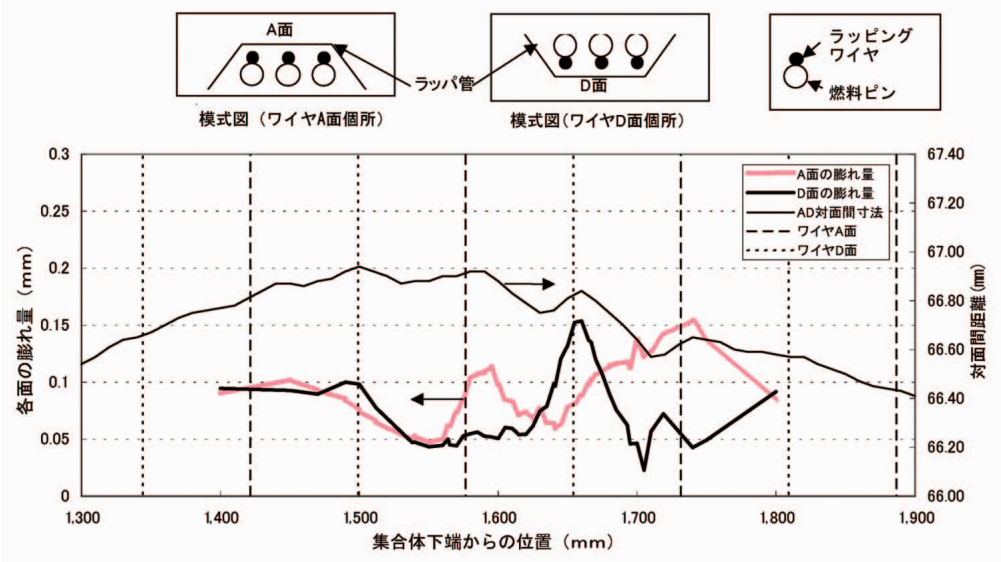


図９　AD対面間寸法と各面の膨れ量

方向に向く位置を併せて示した。この膨れ量はR部付近が基準であり，スエリングの影響が含まれていないため，対面間距離で見られる特異なピークの変化量と膨れ量は完全には一致しないが，特異なピークの位置では，片方の面に大きな膨れが見られ，1,660mm付近で面中心部が最大約0.15mm程度膨れていることがわかる。

また，膨れ量が大きい位置はラッピングワイヤがその面に向いている位置とはほぼ同じ個所にある。したがって，本集合体の対面間寸法のピークはラッピングワイヤを介してラッパ管に応力が加わったことによるクリープ変形の可能性があると考えられる。

５．おわりに

増設施設に設置された縦型試験装置を用いて「常陽」で照射された集合体の断面形状測定試験を行い，断面形状を測定することができた。これにより，従来の寸法測定試験では評価できなかった，相対する面の変形の違いを測定することが可能となった。今後も引き続き照射された集合体の断面形状測定を行い，集合体の変形挙動を把握する手がかりとなる測定データを取得する予定である。

参考文献

1）井滝　俊幸他：“高速実験炉「常陽」MK-1炉心燃料集合体の照射挙動”日本原子力学会誌，Vol. 27, No. 5（1985）

2）鹿倉　栄他：“「常陽」MK－II炉心燃料の照射挙動”動燃技報，Vol. 86, PP. 20～33（1991）

3）岡崎　哲治他：“「もんじゅ」燃料等の照射後計画とFMF増設施設の建設”日本原子力学会誌，Vol. 36, No. 9, PP. 822～828（1994）

4）E. R. Gilbert, J. L. Straalsund, et al: “ Irradiation creep data in support of LMFBR core design”, J.Nucl.Mater., No.65, PP266～278.

資料番号：21－2

技術報告

Study of Neutron Capture Cross Sections by TOF Method

Oleg SHCHERBAKOV　Hideo HARADA　Kazuyoshi FURUTAKA
Shoji NAKAMURA

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

中性子飛行時間計測法による中性子捕獲断面積の研究

オレグ・シェルバコフ　原田　秀郎　古高　和禎　中村　詔司

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

サイクル機構で開発したBGO検出器とそのデータ収集系の性能を実証するために，^{237}Npの中性子捕獲断面積の測定を，1-1,000eVのエネルギー領域で行った。この検出器系は，16のセクションからなるBGO結晶を用いた全エネルギー検出器と，40MHzのflash-ADCを用いたデータ収集システムからなっており，放射性核種による中性子捕獲断面積を飛行時間法で測定するために製作したものである。この検出器の応答関数，検出効率，ガンマ線及び中性子に対するエネルギー分解能及びバックグラウンド放射線量を，^{237}Np及び^{10}Bの中性子捕獲断面積測定のテスト実験により測定し，計算による値との比較を行った。計算により得られた検出効率は，実験を通して得た値とよく一致していた。

The neutron capture cross section measurements of ^{237}Np have been carried out in the energy range 1-1,000 eV to demonstrate the performance of the new detector and data-taking system developed at JNC. A 16-section BGO scintillation detector was used as a total energy detector in conjunction with the 40 MHz flash-ADC. This detector system is intended for measurements of neutron capture cross sections of radioactive nuclei by the time-of-flight method. The detector response function, efficiency, gamma-ray and neutron energy resolution, backgrounds were obtained through the test experiments to measure the neutron capture cross section by ^{237}Np and ^{10}B, and are compared with the results of calculation. The result of efficiency calculation agrees well with that obtained in the experiments.

キーワード

中性子吸収，断面積，実験，飛行時間法，ガンマ線，BGO検出器，データ収集システム，ネプツニウム-237，中性子エネルギー分解能，バックグラウンド

Neutron Capture, Cross Section, Experiment, Time-of-Flight Method, Gamma Rays, BGO Detector, Data Taking System, Neptunium-237, Neutron Energy Resolution, Background

1. INTRODUCTION

Neutron capture cross sections of long-lived fission products and minor actinides have received much attention during last decade in the field of nuclear transmutation of radioactive waste. Accurate measurement of these cross sections is a very difficult task, due to the high radioactivity of the samples under investigation. Among the various techniques used for capture cross section measurements, only a neutron time-of-flight (TOF)

オレグ・シェルバコフ
システム設計評価グループ
核変換研究チーム所属
国際特別研究員（ロシア，ベテルスブルグ原子核物理研究所）
核変換技術開発のための基礎基盤データに関する研究に従事
Ph.D

原田　秀郎
システム設計評価グループ
核変換研究チーム所属
サブグループリーダ，主任研究員
核変換技術開発のための基礎基盤データに関する研究に従事
理学博士，第1種放射線取扱主任者

古高　和禎
システム設計評価グループ
核変換研究チーム所属
チームリーダ，副主任研究員
核変換技術開発のための基礎基盤データ
及びその測定技術の高度化に関する研究に従事
理学博士

中村　詔司
システム設計評価グループ
核変換研究チーム所属
副主任研究員
核変換技術開発のための基礎基盤データに関する研究に従事
理学博士，X線取扱主任者

method enables unique possibility to obtain data about energy dependence of the cross section in a wide energy range, from thermal (0.001 - 0.1 eV) up to tens of MeV, in a single measurement. A principle of the TOF method is explained in Fig.1.

A pulsed neutron source, usually driven by a high-energy proton or electron accelerator, emits neutrons in short pulses having width in ns - μs range. When neutron with energy E_n reaches a sample located at a distance L from the source, it is captured by one of the sample nuclei with mass number A. A compound nucleus A+1, formed in a highly excited state with excitation energy of B_n + E_n (where B_n～5-10 MeV is neutron binding energy), decays to its ground state by emitting a cascade of prompt capture γ-rays. This event is registered by a gamma-ray detector, which is located close to the sample. The neutron time of flight defined as a difference between t_1 (a time of capture) and t_0 (a time of production) is related with neutron energy E_n by a simple (in a non-relativistic case, E_n < few keV) equation:

$$t(\mu s) = \frac{\mu_0 L(m)}{\sqrt{E_n(eV)}} \qquad (1)$$

where μ_0 = 72.3 is the TOF (in μs) of a 1 eV neutron necessary to cover a distance of 1 m. By measuring TOF-dependence of the detector counting rate, the energy dependence of the neutron capture cross section is obtained using the equation (1). A practical realization of the principle described above strongly depends on the properties of the applied detector and associated data taking system.

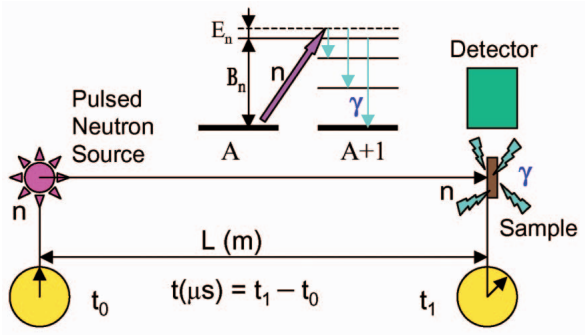


Fig. 1. Principal scheme of the neutron time-of-flight measurement.

A detector of prompt gamma rays should have efficiency that is independent of spectrum shape and the multiplicity of the capture gamma-ray cascades. One of the suitable detectors of this type is a large total energy absorption detector. The capture events registered by such detector give rise to pulse heights proportional to $B_n + E_n$ that is constant with a good accuracy because $B_n >> E_n$. Besides constant efficiency of registration of the capture event, a total absorption detector enables to separate unambiguously capture from natural background gamma rays (the latter usually have the energy much lower than $B_n + E_n$). If large detector has a sectional structure, it can be also used as a gamma-ray multiplicity spectrometer. This option can be effective in separating neutron capture from fission reaction, as well as for discriminating against background caused by neutrons scattered in capture sample.

Besides the capture gamma ray detector itself, another important part of the detector system that determines its experimental capabilities in TOF measurement is the data taking system. For the capture cross section measurements with highly radioactive samples, a problem of pulse pile-up and count losses becomes very severe. It can be effectively resolved by applying a digital signal processing technique. With the development of modern high-speed transient waveform recorders (flash-ADCs), it becomes possible to carry out signal processing and acquisition in one unit combined with a conventional personal computer. Besides versatility of digital signal processing including a possibility of pulse shape analysis, this development has also simplified the data taking system by decreasing the number of electronic modules.

In the present report, the description of the large BGO detector and flash-ADC - based data taking system developed at the JNC is given, together with results of the test TOF-measurements of neutron capture cross section of ^{237}Np. The detector and associated data taking system are dedicated to the cross section measurements with

radioactive samples. This equipment is planned to be used in TOF-measurements at the new-generation high intensity pulsed neutron sources.

2. EXPERIMENTAL PROCEDURE

2.1 Experimental set - up

A scheme of the measurements is shown in Fig. 2. The neutron beam was produced using the electron Linac of the Research Reactor Institute, Kyoto University (KURRI). Accelerated electrons struck a water-cooled Ta target, producing fast neutrons having the evaporation spectrum with an average energy of ～ 0.7 MeV. The slow neutrons were produced by moderating the fast neutrons in a 10 cm thick water moderator coupled with the neutron-producing target. To decrease the overloading effect caused in the detector phototubes by intensive flash of gamma rays from the target, a lead shadow bar was used. It was placed on the neutron beam axis close to the neutron-producing target, in such a way that the detector or sample under investigation do not "see" the target but only the moderator. The intensity of the neutron beam was monitored by the BF_3 counter located in a gap between two sections of evacuated flight tubes.

The measurements of ^{237}Np capture cross section in the neutron energy range 0.01 eV-1,000 eV were performed at the following Linac operating conditions: the electron energy, 30 MeV; pulse repetition rate, 20-100 Hz; pulse width, 47 ns-3 μs; and average electron current, 40-60 μA.

A 24.2 m flight path equipped with evacuated flight tubes was used. The neutron beam was collimated to 50 mm diameter at the capture sample position by a set of lead, iron and H_2BO_3 collimators. The BGO detector was shielded against external neutrons and gamma rays using lead blocks 5 - 10 cm thick. During the measurements, notch filters of Co, Mn, In, and Cd were put on the neutron beam to evaluate the background at various energy points. These points corresponded to the strong resonances in the total cross sections of these filter materials, for which the condition $N_0 \times \sigma_0^{tot} >> 1$ was fulfilled, where No is nuclear density and σ_0^{tot} is peak value of the total cross section corrected for energy resolution of the TOF spectrometer. Neutrons having corresponding energies were rejected by scattering or capture from the beam. The counts observed at the" bottom "of resonance dips corresponded to the events caused by background neutrons and gamma rays. The capture samples were set in the geometrical center of the detector. The parameters and design of the samples used in the measurements are shown in Fig. 3.

2.2 BGO detector

The capture gamma ray detector, shown in Fig. 4 and 5, consists of 2 identical halves, every one

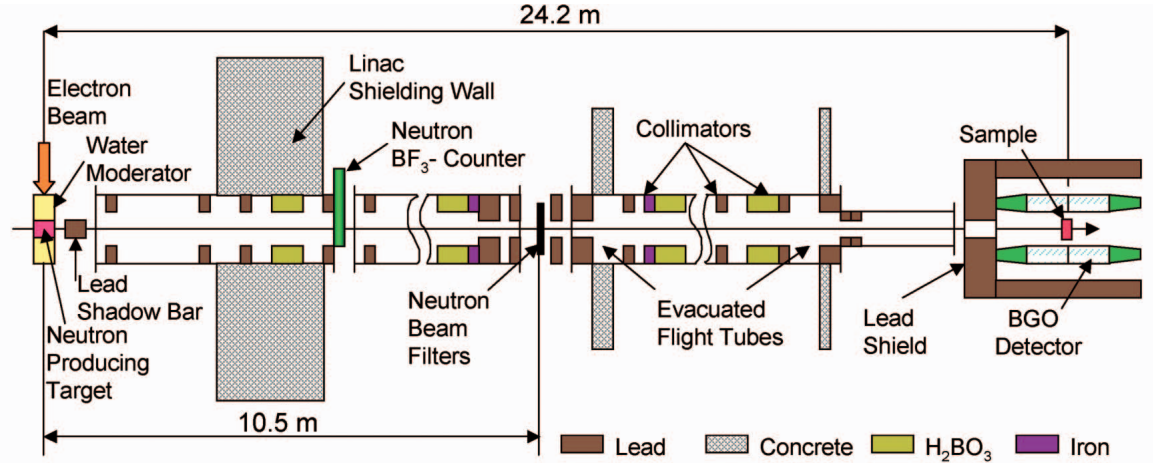


Fig. 2. Scheme of the neutron capture cross section TOF- measurement at the 24.2m flight path of the KURRI Linac.

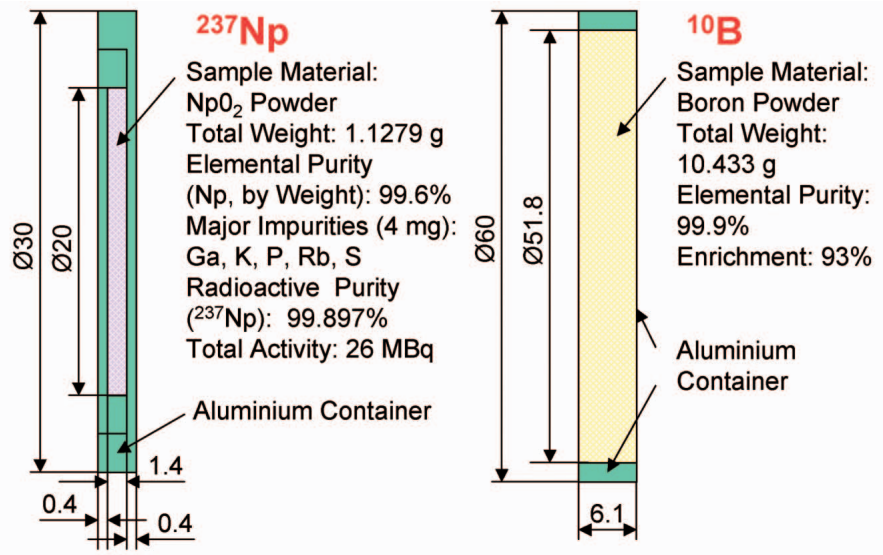


Fig. 3. Samples of ^{237}Np and ^{10}B, all dimensions are given in mm.

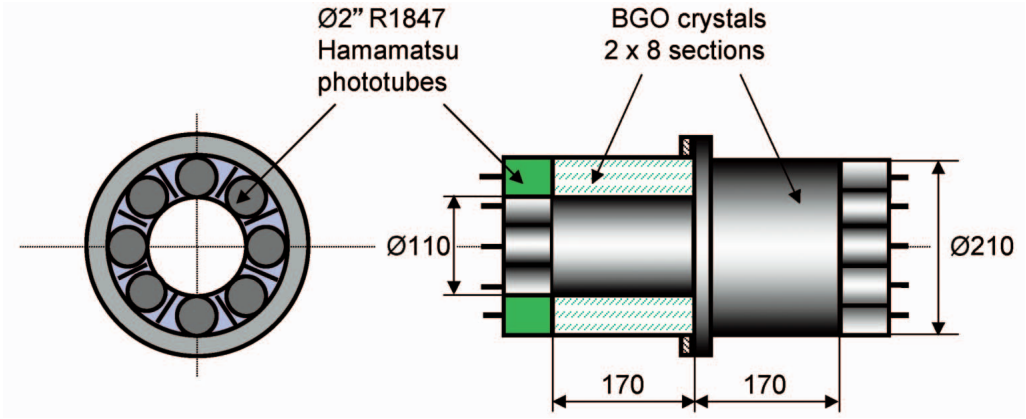


Fig. 4. BGO detector: front view (left) and side view (right) with a vertical cross section of one half.

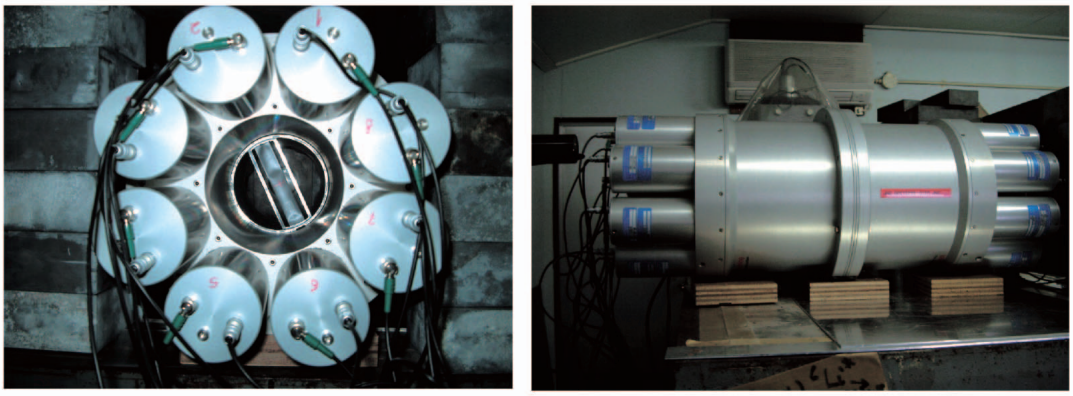


Fig. 5. Photograph of the BGO detector: on a front view (left) it can be seen aluminium frame (sample holder) and transparent acrylic film used for beam line adjustment by the laser.

containing 8 optically separated BGO (Bismuth Germanate Oxide) crystals 170 mm in length. These crystals form a cylindrical scintillator layer having internal and external diameters of 110 mm and 210 mm, respectively. The total volume of the detector scintillator is 8.54 liters. Every crystal is viewed by the ∅2 ”Hamamatsu R1847 phototube. A total weight of the whole detector including structural materials is about 70 kg.

The major advantages of BGO are its very high density and the large atomic number of Bi component. The first feature enables construction of a detector of compact design. The large atomic number results in a high photoelectric absorption of gamma rays. Therefore, the probability of gamma ray re-scattering (cross-talk effect) from one section of the detector to another is considerably decreased.

2.3 Data taking system

A block diagram of the data taking system is shown in Fig. 6. The outputs of 16 photomultiplier tubes were combined into 2 groups and fed into two ORTEC 474 timing filter amplifiers. Then, after shaping and amplification, the signals were summed and inverted by the Tennelec TC253 unit and finally fed into a 40 MHz 4-channel 12-bit transient recorder PCI-412 (TRP-25). This flash-ADC board was installed in the 1.2 GHz PC (Dell, model Dimension 8200). In the course of time-of-flight measurements, a start signal for triggering the flash-ADC (t_0 timing mark) was generated by Linac electron pulse loaded on a Ta neutron-producing target.

The pulses from the BGO detector were digitized into 25～250 ns time bins and temporarily stored in 2M buffer memory of the flash-ADC. Then, after having transferred to the PC 's memory, each pulse was smoothed using the fast“ zero -area ”digital filter, by means of the on-line program. This algorithm produces a derived waveform, which has a zero value in the absence of peaks (signals) and has a shape similar to a smoothed second derivative in the regions where the peaks are present. The wide (more than few pulse widths) spectral structures are also removed from the waveform. This procedure is principally important because the base-line of the detector output was strongly shifted by intense gamma-flash from the neutron-producing target. The program also creates pulse height and TOF spectra in the on-line mode to monitor the data accumulation in real time. The raw data (input waveforms), as well as the TOF and pulse height spectra, were recorded on the hard disk of a PC.

The more elaborate off-line analysis of the accu-

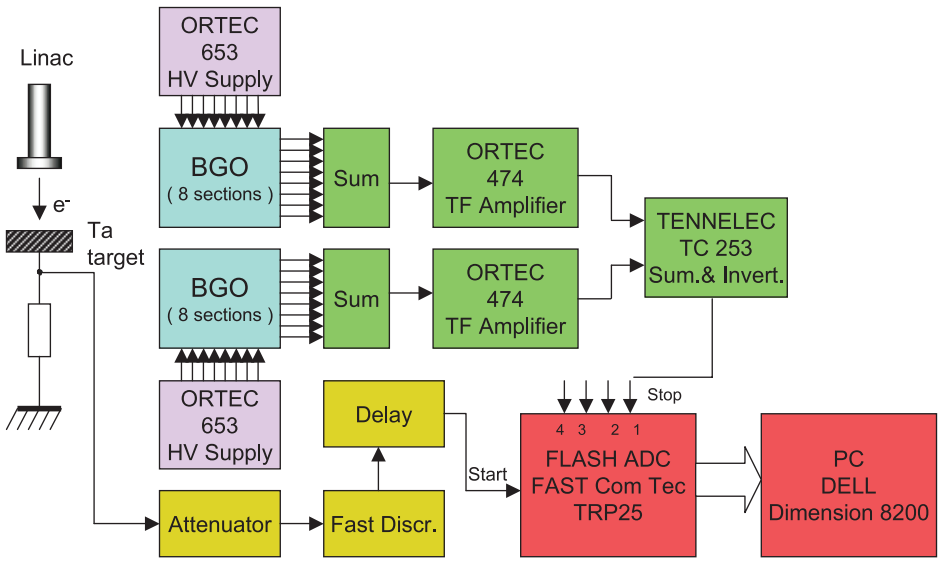


Fig. 6. Block diagram of the data taking system.

mulated raw data, including observation of the individual waveforms, was carried out in off-line mode. The results of this analysis were stored in a 2-dimensional "TOF × pulse height" matrix, which can be used subsequently to obtain TOF and pulse height spectra for arbitrary chosen amplitude or timing windows.

Fig. 7 shows the typical waveforms measured with the ^{137}Cs source, before and after the smoothing and filtering. The total number of the pulses in the waveform shown in Fig. 7(a) corresponds to the average input counting rate of ～ 29,000 cps. Fig. 7(b) shows the stretched part of the input and derived waveforms, which includes a single pulse (with maximum at 10,247 ch) and two overlapping pulses (at 10,337 ch and 10,356 ch). In the derived

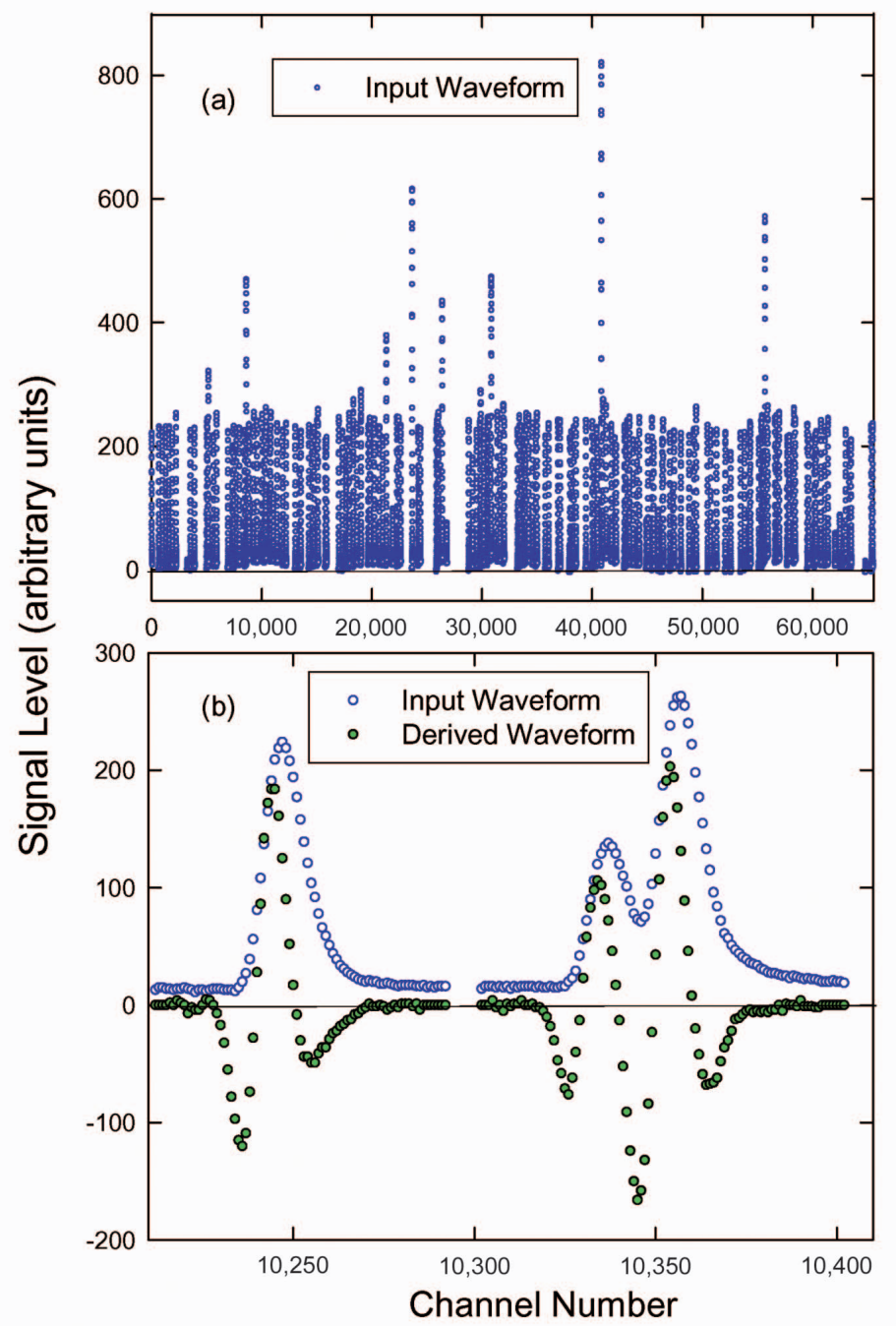


Fig. 7. A waveform of the BGO detector signal: (a) full-length input waveform (1÷65,536 channels); (b) stretched part (10,210÷10,410 channels) of the input and derived waveforms.

waveform, the base line fluctuates around the zero level, and derivatives of the overlapping pulses are separated enough to be treated as single pulses. The more sophisticated but time consuming procedure of the overlapping pulse de-convolution, such as the least squares fit, can be also applied.

3. EXPERIMENTAL RESULTS AND DISCUSSION

3.1 BGO response function and efficiency

The main parameters of the BGO detector system, developed for the neutron capture cross section measurements by TOF method, were deduced from the experimental data and compared with the results of calculations.

The response function of BGO detector was measured using standard gamma ray sources ^{137}Cs and ^{60}Co. The gamma-ray energy resolution of the whole 16-section detector measured with ^{137}Cs (0.662 MeV) was about 15.5 %. Fig. 8 displays a response function measured with ^{137}Cs source and that one calculated using the Monte Carlo code EGS4. For comparison with the measurement, the calculated pulse height distribution was corrected for experimentally observed energy resolution. The efficiency of the whole detector, 89.3 ± 2 % (at 80 keV discrimination level), obtained experimentally and corrected for the pulse pile-up, was in a good agreement with the calculated value 91.1 ± 0.1 %.

3.2 Counting rates and TOF spectra

Figs. 9,10 show the time-of-flight spectra obtained with ^{10}B and ^{237}Np samples, respectively. Also shown are the energies of the filter resonance dips; notch resonances are marked with asterisks. For the ^{10}B sample, spectra were obtained by reprocessing off-line the raw waveform data at two discrimination levels, 360 keV (lower) and 600 keV (upper). This pulse height range was chosen to cover 480 keV gamma rays from ^{10}B(n, α γ)^{7}Li* reaction, taking into account the energy resolution of the BGO detector, ～15 % at 480 keV. The energy (TOF) dependence of the background was obtained by fitting the number of counts observed at notch resonance dips 336 eV (Mn), 132 eV(Co), 1.457 eV (In) and low-energy range ～ 0.01 eV. It

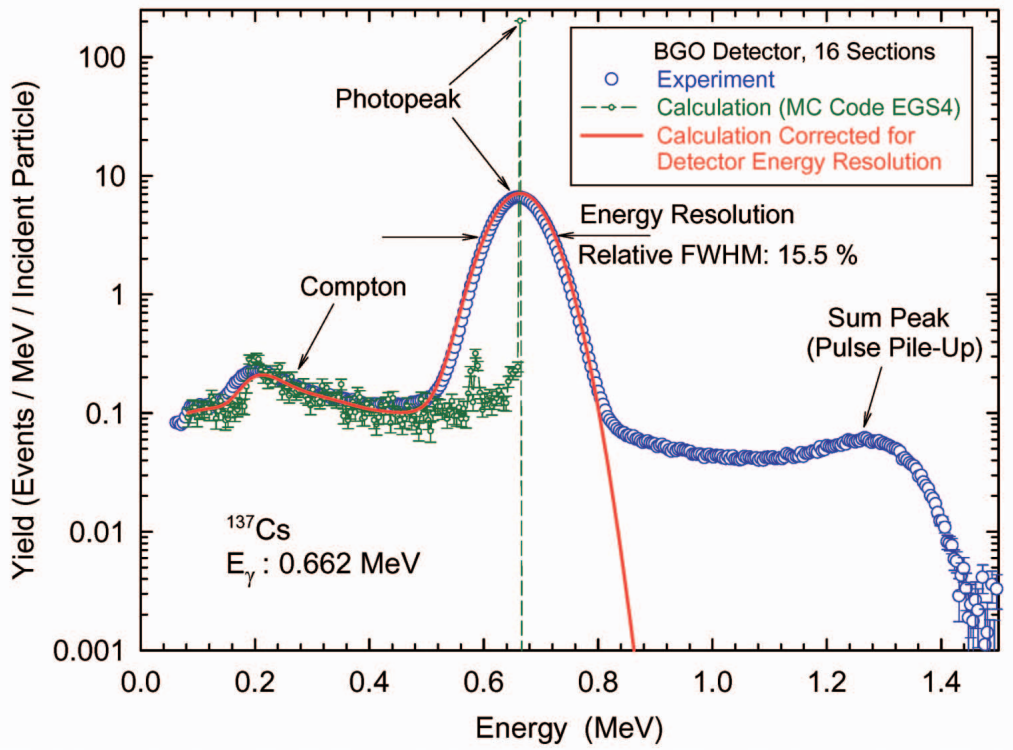


Fig. 8. Response function of the BGO detector (16 sections) for ^{137}Cs gamma source: measured and calculated using a Monte Carlo code EGS4.

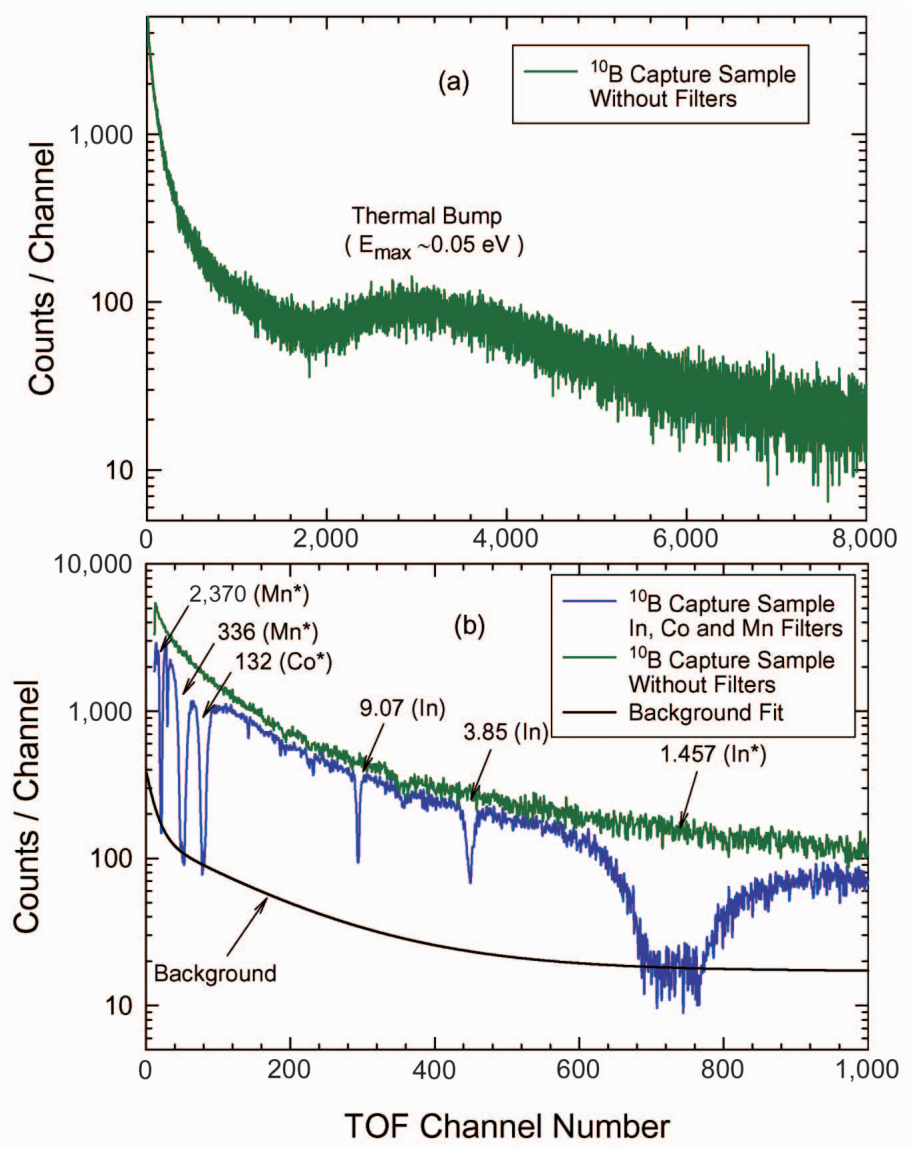


Fig. 9. The time-of-flight spectra of ^{10}B: (a) ^{10}B sample without filters, energy range 0.011 eV < E_n < 3 keV; (b) ^{10}B sample with and without resonance filters of In, Co and Mn, fitted background, energy range 1 eV < E_n < 3 keV. The energies of filter resonance dips are shown in eV, TOF channel width τ_{ch} = 2 μs, Linac pulse width τ_n = 3 μs.

was found that the relative background value was about 10 % in the energy range 1-400 eV, slowly increasing with a decrease in neutron energy.

For the case of ^{237}Np, the natural radioactivity (26 Mbq) of the sample material led to very high time-of-flight independent background caused by 86.5 keV gamma-rays from ^{237}Np, and 300, 312 and 341 keV gamma-rays from ^{233}Pa (a daughter nucleus formed through α-decay of ^{237}Np). To decrease this constant background, a 7 mm thick cylindrical lead shield was inserted in the through hole of the detector. The raw data for ^{237}Np have been reprocessed off-line using the optimized values of 4.0 MeV and 6.0 MeV for lower and upper discrimination levels, respectively. The energy dependence of the background has been measured with a dummy sample, an empty thin-walled Al container identical to that with $^{237}NpO_2$ powder. Fig. 10 shows the TOF spectra for ^{237}Np and dummy samples, as well as the differential spec-

trum obtained by subtraction of the evaluated background.

3.3 Neutron energy resolution

The neutron energy resolution is the most important parameter of the TOF facility. Making use of the formula (1), the relative neutron energy resolution can be written as:

$$\frac{\Delta E_n}{E_n} = \frac{2E_n^{1/2}}{\mu_0 L}\sqrt{(\Delta t)^2 + \frac{\mu_0^2}{E_n}(\Delta L)^2}\ , \qquad (2)$$

where Δt is a quadratic sum of " pure "timing uncertainties like the fast neutron burst width τ_n, the time channel width τ_{ch}, and the time resolution of the electronics τ_e and detector itself τ_d; and ΔL is a sum of" pure "geometrical uncertainties, such as the moderator thickness L_m and capture sample thickness L_d.

For the experimental evaluation of resolution function in the resonance energy range, it is convenient to approximate the resolution function of the TOF-spectrometer by a Gaussian function:

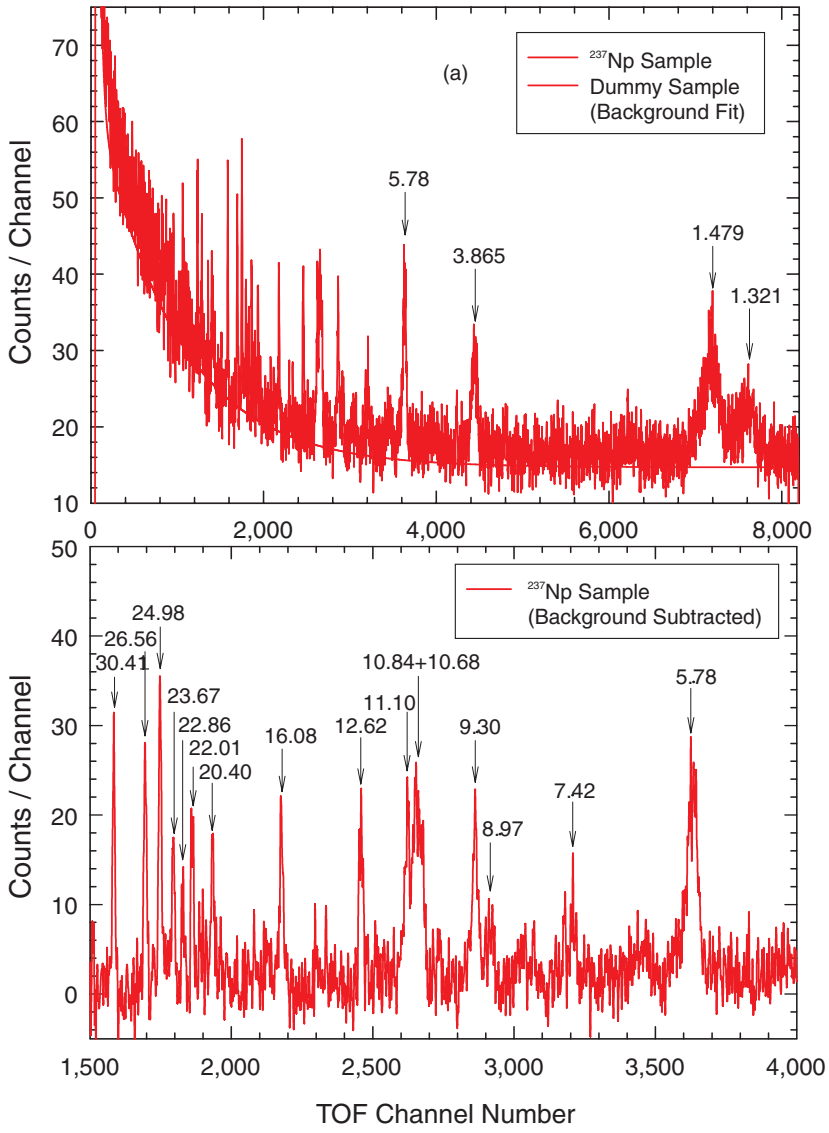


Fig. 10. The time-of-flight spectra of ^{237}Np: (a) neptunium sample and dummy sample (background fit), energy range 1.2 eV < E_n < 3 keV; (b) ^{237}Np sample (background subtracted), 5 eV < E_n < 32 eV. The energies of some strongest resonances of ^{237}Np are shown in eV, TOF channel width τ_{ch} = 200 ns, Linac pulse width τ_n = 47 ns.

$$R(E_n, E') = \frac{1}{W\sqrt{\pi}} \exp\left(-\frac{(E_n - E')^2}{W^2}\right) \quad (3)$$

The relation between the practically used quantity $FWHM$ (full width of the resonance curve at half maximum) and parameter W is defined by the equation:

$$FWHM = 2W\sqrt{\ln 2} \ . \quad (4)$$

The dispersion parameter W of the total resolution function can be written as a quadratic sum of four main components:

$$W^2 = W_D^2 + W_M^2 + W_T^2 + W_L^2 \quad (5)$$

where W_D is the Doppler broadening component, W_M is the moderator contribution, W_T and W_L are the totals of" pure "timing and geometrical uncertainties (as mentioned above), respectively. The Doppler broadening, which accounts for thermal movement of the sample atoms, is also included in resolution function.

For the 24.2 m flight path, the total relative energy resolution, as well as its components, is shown in Fig. 11 as a function of neutron energy from 0.01 eV to 10 keV. Also shown are relative half-widths (FWHM) for resonances of ^{237}Np calculated by convoluting the unbroadened capture cross sections with the Gaussian resolution function. They are compared with experimental values obtained by fitting the shape of the observed resonances of ^{237}Np using the Gaussian function (3) for a short Linac pulse τ_n = 100 ns.

3.4 Gamma - ray and neutron backgrounds

In the course of TOF-measurement of neutron capture cross section, besides the prompt gamma rays the capture detector also registers background neutron and gamma-ray radiation. Both backgrounds consist of a few components having TOF (neutron energy)-dependent or independent intensity. Discussed below are those components which are associated directly with the developed gamma-ray detector. These are the internal gamma-ray background of BGO scintillator and

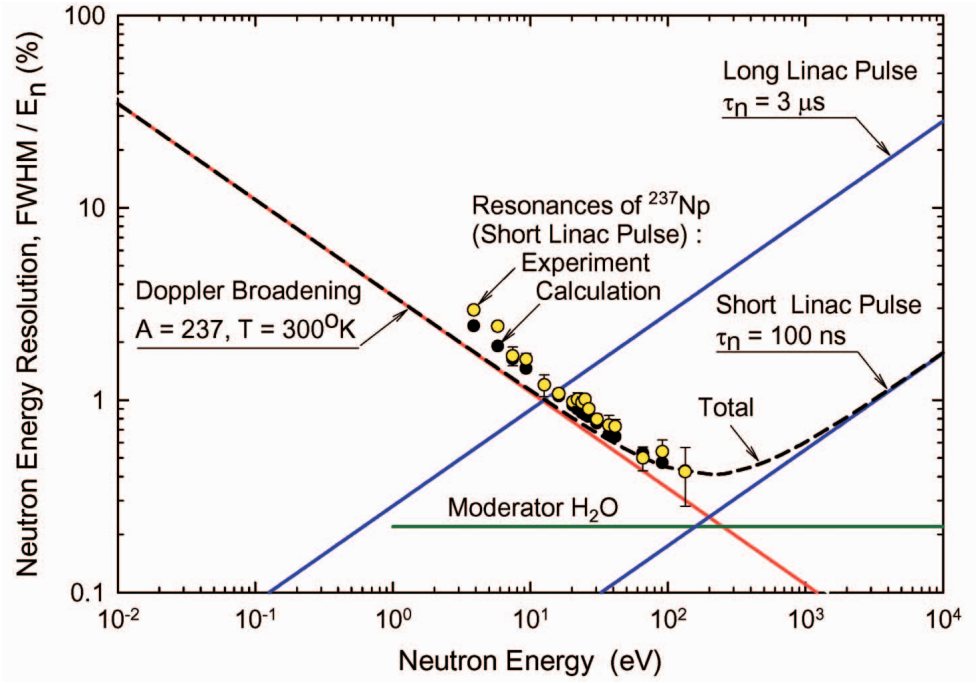


Fig. 11. The neutron energy resolution of the TOF - spectrometer at 24.2 m flight path (relative FWHM) and its main components: Doppler broadening, moderator and" pure "timing uncertainties. Experimental points correspond to resonances of ^{237}Np measured with short Linac pulse τ_n = 100 ns and channel width τ_{ch} = 200 ns.

the background caused by the beam neutrons scattered by the capture sample.

The natural gamma-ray background of the described BGO detector is very low due to the use of specially purified materials. In the background pulse height distribution measured for bare (without any external shielding) detector shown in Fig.12, at least two gamma lines can be unambiguously identified. These are the 1.461 MeV line of ^{40}K (room background) and the 2.614 MeV line (internal background caused by decay of ^{212}Po impurity into ^{208}Tl). Also shown is an integral background counting rate for the whole BGO detector as a function of discrimination level. This component of the background is TOF-independent and was measured both prior the experiment and during on-beam capture measurements.

The gamma-ray detector used for neutron capture cross section measurements should have low sensitivity to the neutrons scattered by the sample. The capture of such neutrons in the detector material causes background events, which can severely deteriorate accuracy of the measurement. For the case of BGO scintillator, this TOF-dependent background is mainly due to neutron capture by germanium nuclei. As a result, the energy dependence of sensitivity of the BGO detector to scattered neutrons reflects roughly the energy structure of a germanium capture cross section.

The neutron sensitivity of the bare BGO detector (without any internal neutron shield) was measured with the 3 mm thick graphite sample. In the energy range 1-1,000 eV this sample scatters about 11 % of the beam neutrons. The energy dependence of the sensitivity is shown in Fig. 13 as a function of neutron energy in the 1-1,000 eV range for two discrimination levels, 1 and 2 MeV. In order to decrease sensitivity of the present BGO detector to scattered neutrons with energies of 1- 1,000 eV by at least 10 times, it would be necessary to use an internal neutron shield containing ^{6}Li or ^{10}B, which possess large absorption cross sections for thermal and slow neutrons. The level of discrimination between 1 and 2 MeV is adequate to eliminate gamma-ray background of the detector itself and that of the radioactive sample, as well as the gamma rays caused by capture of scattered neutrons in the detector and neutron ^{10}B-

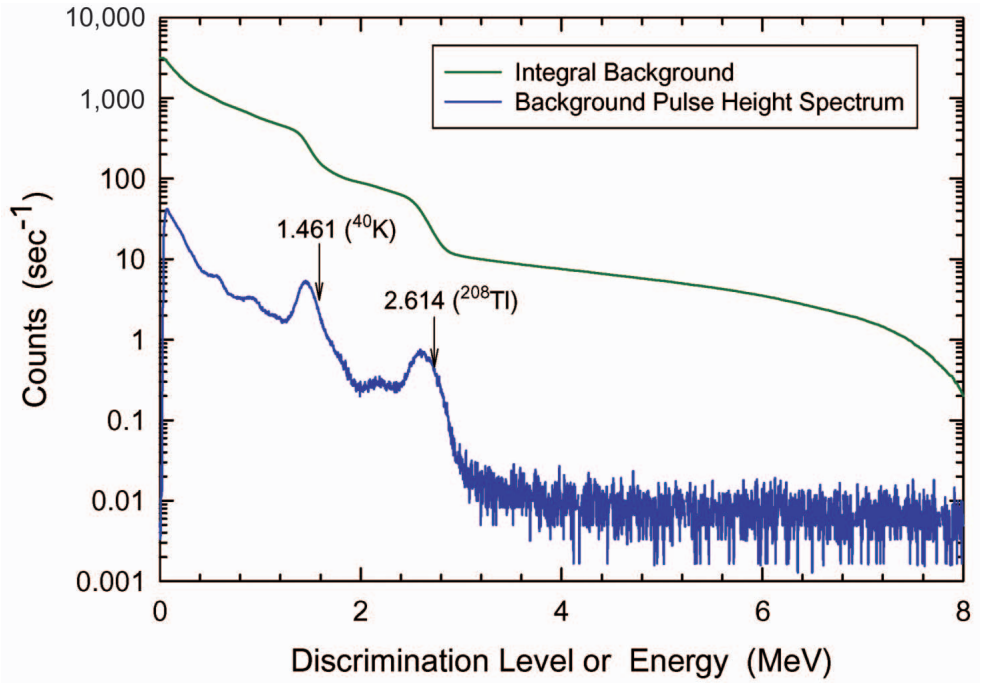


Fig. 12. The natural gamma background of the BGO detector without shielding: a pulse height distribution (solid, in counts / s • ch) and integral counting rate (dashed, in counts / s). The pulse height channel width is 4.12 keV.

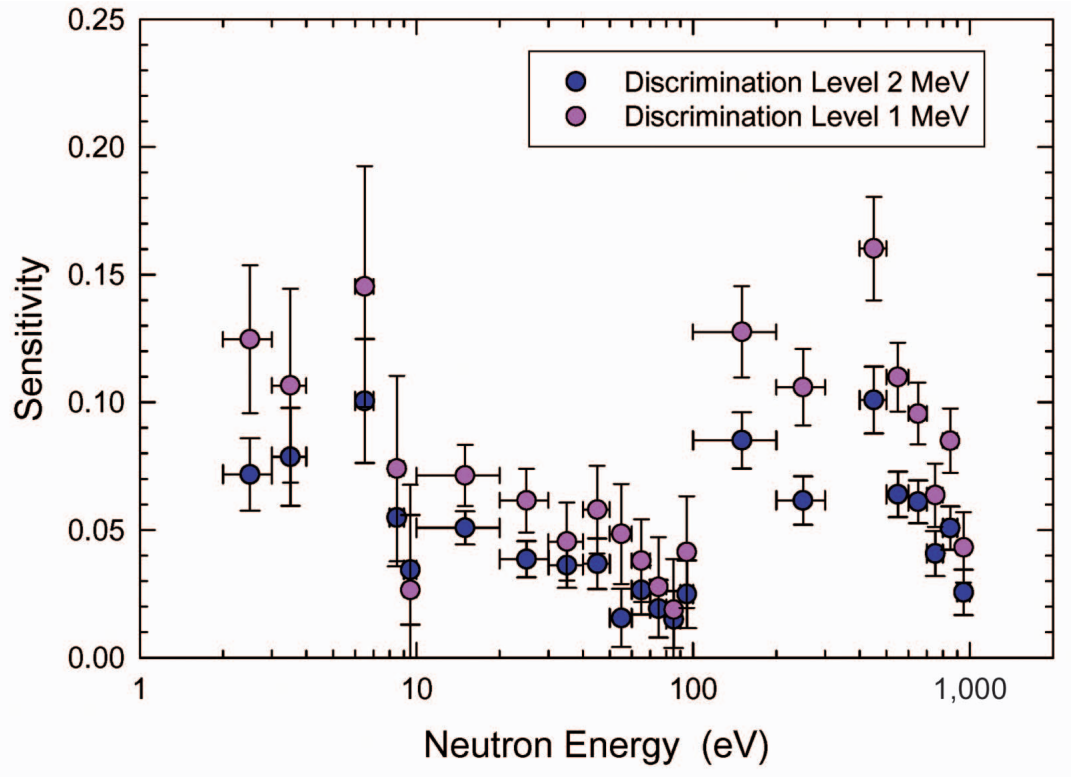


Fig. 13. The sensitivity of the BGO detector to neutrons scattered by the sample measured with different discrimination levels.

shield.

4. SUMMARY

A new detector system that consists of the large BGO scintillation detector and associated flash-ADC-based data taking system was developed at the JNC for the measurements of neutron capture of radioactive nuclei by the time-of-flight method. The performance of the detector system was studied during the test measurements on a pulsed neutron beam at the KURRI Linac. The detector efficiency and response function, gamma-ray and neutron energy resolution, background characteristics were experimentally obtained and compared with the results of calculations. The neutron capture reaction was studied with ^{237}Np and ^{10}B samples in the neutron energy range 1-1,000 eV. The results of tests show that this detector system can be effectively used for the measurements of neutron capture cross sections of radioactive nuclei by time-of-flight method from thermal to keV-energy range.

ACKNOWLEGEMENTS

The authors would like to express their sincere gratitude to the Administration of the Research Reactor Institute, Kyoto University for cooperation and making it possible to carry out measurements at the KURRI Linac. A help and participation of Prof. K. Kobayashi, S. Yamamoto, Samyol Lee and K. Takami in present research are highly appreciated.

The present investigation was carried in part within the framework of the JNC International Fellowship Research Program.

REFERENCES

1) O.A. Shcherbakov, "Present status of the measurements of nuclear data for transmutation", Presentation at the Second Review Meeting for the JNC International Fellowship Program, O-arai, October 18-19, 2001. JNC Report JNC TN1200 2001-004, December, p.217-230 (2001).

2) O.A. Shcherbakov, "Neutron capture cross section measurements by the TOF method", Presentation at the Third Review Meeting for the JNC International Fellowship Program, Tokai, November 14-15, 2002.

JNC Report JNC TN1200 2002-002, December, p.91-108 (2002).

3) O. Shcherbakov, H. Harada, and S. Nakamura, "Response functions of the multi-sectional BGO gamma-ray detector", Presentation at the 2002 Fall Meeting of the Atomic Energy Society of Japan, Iwaki, September 14-16, 2002. Abstracts, p.93.

4) O. Shcherbakov, H. Harada, S. Nakamura, K. Furutaka and K. Kobayashi, "Measurement of the neutron capture cross section of ^{237}Np", Presentation at the 2003 Annual Meeting of the Atomic Energy Society of Japan, Sasebo, March 27-29, 2003. Abstracts, p.86.

5) O.A. Shcherbakov, K. Furutaka, S. Nakamura, H. Harada and K. Kobayashi, "A BGO detector system for studies of neutron capture by radioactive nuclides", to be published in Nuclear Instruments and Methods.

資料番号：21－3

技術報告

高速炉燃料再処理用遠心抽出器の開発

鷲谷　忠博　　荻野　英樹*　竹内　正行　　菅沼　隆　　青瀬　晋一

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
*日本原燃株式会社　再処理事業部　建設運転事務所

Development of Centrifugal Contactor for FBR Fuel Reprocessing

Tadahiro WASHIYA　Hideki OGINO*　Masayuki TAKEUCHI　Takashi SUGANUMA　Shinichi AOSE

Advanced Fuel Recycle Technology Division, Waste Management and Fuel Cycle Research Center, Tokai Works
*Plant Construction & Operation Office, Reprocessing Business Division,Japan Nuclear Fuel Limited

高速増殖炉サイクルの実用化戦略調査研究では，将来の再処理システムの候補技術の１つに湿式再処理技術が挙げられ，その抽出工程機器に遠心抽出器の適用が想定されている。遠心抽出器は，溶媒劣化の軽減，機器稼働率の向上，機器配置のコンパクト化，臨界安全に対する優位性等の観点から，プラントへの適用効果が大きく，湿式再処理技術の枢要機器となっている。サイクル機構では，1985年頃から遠心抽出器の開発に着手し，これまでに単機開発をほぼ終了し，抽出性能，流動性能，遠隔保守性等の基礎特性を把握してきた。また，高寿命化の検討として，耐久性試験を実施し硝酸ミスト対策の検討及び機器寿命の推定を実施してきた。現在，工学規模の遠心抽出器を用いた試験設備を整備し，ウラン試験を実施中である。これまでに抽出工程の標準フローシート試験及び1段異常停止を想定したマルオペレーション試験等を実施してきた。

In the Feasibility Study on Commercialized Fast Reactor Cycle Systems, the aqueous reprocessing technology is nominated as a candidate for future reprocessing system, which supposes to apply a centrifugal contactor in the extraction process. For the reprocessing plant, the centrifugal contactor has great advantages such as reducing solvent degradation, improving of equipment utilization rate, compact designing of equipment layout and critical safety domination. From these advantages, the centrifugal contactor is crucial equipment in the aqueous reprocessing process. Since 1985, JNC has been developing the centrifugal contactor. The single unit development has been accomplished and basic characteristics such as extraction performance, fluidic performance and remote maintenance performance have been determined. A durability test has been conducted for high longevity, with consideration given to the nitric acid mist and estimation of the equipment lifetime. System test equipment with centrifugal contactors of engineering scale was installed, and uranium test was conducted. Up to now, a standard flow sheet test in the extraction process and mal-operation test assuming the one stage shutdown condition have been performed.

キーワード

高速炉燃料再処理，溶媒抽出，遠心抽出器，RETF，耐久性，システム試験，軸受け，オーバーフロー，遠隔保守，マルオペレーション

FBR Fuel Reprocessing, Solvent Extraction, Centrifugal Contactor, RETF, Durability, System Test, Bearing, Overflow, Remote Maintenance, Mal-Operation

鷲谷　忠博
機器開発グループ所属
総括チームリーダ
高速炉燃料再処理の機器開発に従事

荻野　英樹
機器開発グループ所属
高速炉燃料再処理の機器開発に従事
放射線取扱主任者

竹内　正行
機器開発グループ所属
高速炉燃料再処理の機器開発及び材料開発に従事
放射線取扱主任者
核燃料取扱主任者

菅沼　隆
機器開発グループ所属
サブグループリーダ
高速炉燃料再処理の機器開発及びプロセス開発に従事

青瀬　晋一
機器開発グループ所属
グループリーダ
高速炉燃料再処理の機器開発に従事

１．はじめに

サイクル機構では，国の「原子力開発利用長期計画」との整合を図りつつ「中長期事業計画」を策定し，その中で「高速増殖炉（FBR）サイクルの実用化戦略調査研究」を実施している。本研究は，安全性の確保を前提とし，経済性，資源有効利用性，環境負荷低減性及び核拡散抵抗性の観点から，FBRシステム及び燃料サイクルシステムの実用化候補概念を検討するものである。本研究の一環として，再処理システムの検討が実施され，その１つの候補技術として湿式再処理技術が挙げられている。また，この湿式再処理では，その要となる抽出工程の機器に，小型で高性能な遠心抽出器の適用を検討している。

高速炉使用済燃料は軽水炉使用済燃料に比べ燃焼度が高く，核分裂生成物（FP）も多く，加えて，燃料中のプルトニウム（Pu）含有率が高いといった特徴を有しており，高速炉使用済燃料を湿式再処理法（ピューレックス法）で再処理する場合，臨界安全形状の制限や溶媒劣化に関する課題等があげられる。

従来，溶媒抽出のような多段向流接触環境での水相と有機相の相分離操作は，セトラー部のような静置重力下での分離が使われていたため，相分離時間を長く必要とし，装置内の液ホールドアップ量が増大する傾向にあった。そのため，臨界管理，処理能力，溶媒劣化等の観点から滞留時間の短い抽出器の開発が望まれ，近年では遠心抽出器の適用が広く検討されるようになった。

現在，軽水炉使用済燃料再処理工程で採用される溶媒抽出器は，ミキサセトラとパルスカラムが主流であるが，フランスのラアーグUP-2再処理工場等，一部の再処理工場では遠心抽出器が適用され始めている。

サイクル機構では1985年頃から遠心抽出器の開発に着手し，これまでに単機の基本性能の確認として，抽出性，流動安定性，耐久性を把握するとともに，遠隔保守の検討を行ってきた。現在では，抽出システムの安定性を総合的に評価するシステム試験，機器の高寿命化のための耐久性試験を実施している。また，将来の大型プラントを想定した改良型遠心抽出器の開発についても着手している。

本報では，遠心抽出器の開発経緯及び基本性能試験の概要について報告する。

２．遠心抽出器の原理と特徴

2.1　原理

ピューレックス法では，使用済燃料溶解液中のウラン（U）やPuをFPから分離する際，核物質（UやPu）が選択的に溶媒と結びつく性質を利用した溶媒抽出操作が用いられている。遠心抽出器は水溶液と溶媒を混合し，核物質を溶媒に抽出させたのち相分離を遠心力下で行うものである。図１に遠心抽出器の原理図を示す。

遠心抽出器では，水相及び有機相がそれぞれの入口から供給され，下部の混合部ではロータの回転力により両相が激しく混合され，核物質等の抽出又は逆抽出が行われる。混合液はロータの下部からロータ内に吸い込まれ，ロータ内ではロータ回転により生じる遠心力により強制的な相分離が行われる。分離された各相はそれぞれのコレクターに排出され，配管を介して次段に移送される。この混合・分離操作が繰り返されることで高い抽出効率が得られる。

2.2　特徴

遠心抽出器は，遠心力を使って強制的に相分離を行うため，他の抽出器と比べて以下のような利点を有している。

①接触時間が短く溶媒劣化が軽減される。

②抽出器内のホールドアップが少なく，起動・停止時間が短いため設備稼働率が高い。また，フラッシングに必要な洗浄液量が減少する。

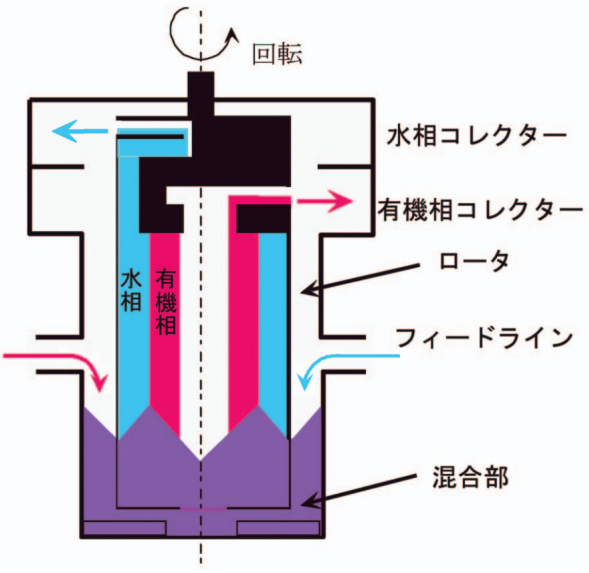


図１　遠心抽出器の原理

③小型で高処理能力を有するため，コンパクトな抽出システムの構成が可能である。
④形状管理による臨界安全設計が容易である。

一方，遠心抽出器は駆動部を有するため，モータ等の故障時を想定した対応が必要となるが，JNC型の遠心抽出器では，モータ部の遠隔交換が可能なように，遠隔保守対応の設計を導入するとともに，単段停止時においてもシステム全体の運転に大きな損傷を与えないような設計が図られている。

３．開発経緯

サイクル機構における遠心抽出器の開発は，1975年頃から文献情報をもとに諸外国の調査を始め，1985年より高速炉燃料再処理用の抽出器開発として遠心抽出器の自主開発を開始した。1987年にはロータ径が約４cmのプロトタイプ機によるウラン試験を実施した。また，その後，遠心抽出器工学試験装置を東海事業所の応用試験棟工学試験室内に設置し抽出工程の定常特性，過渡特性の評価試験及び溶媒洗浄試験等を実施してきた[1)]。

また，1987年から1993年に米国オークリッジ国立研究所（ORNL）との再処理技術に関する日米共同研究が実施され，その中でORNL側の遠心抽出器情報の一部を参考にしつつ，リサイクル試験施設（RETF）用の遠心抽出器（ロータ径，約８cm）の詳細設計を実施した。また，この間，JNCの独自技術として，マグネットカップリング構造[2)]，サンプリング構造及び内部循環型遠心抽出器[3)]の開発を実施した。1994年以降は遠隔保守性能及び液流動性能の評価を実施している。

さらに，2000年以降，遠心抽出器の寿命評価のための耐久性試験及び工学規模の抽出システム性能を評価するためのシステム試験を実施している。また，将来的な大型プラントへの適用を狙った円環状抽出器の構造検討[4)]及び大幅な耐久性の向上を目的とした磁気軸受け型遠心抽出器[5)]の開発にも着手している。

４．遠心抽出器構成

遠心抽出器の外観及び断面図を写真１，図２に示す。遠心抽出器は抽出分離を行うロータ及びその駆動部，ロータと液を内包するためのハウジングから構成される。

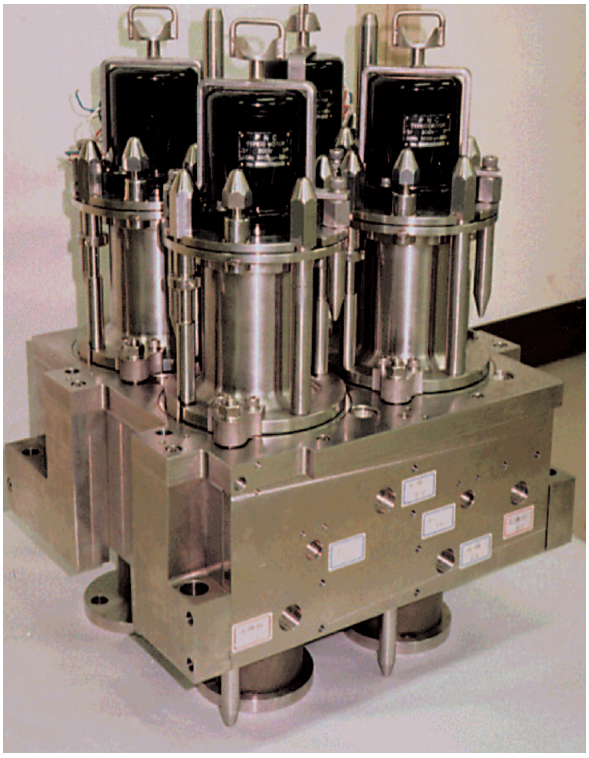


写真１　遠心抽出器（４段ユニット）外観

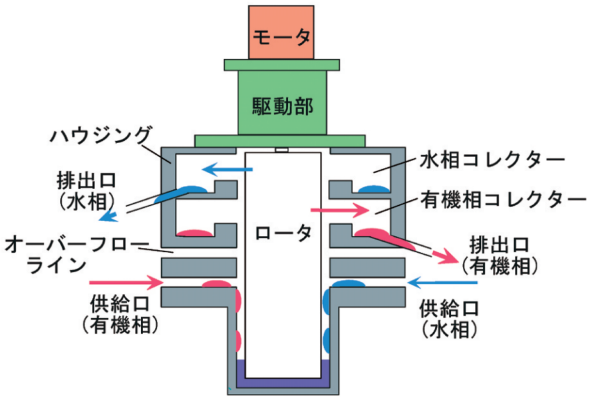


図２　遠心抽出器断面図

4.1　ロータ構造

ロータは上部を回転軸で支持する円筒構造の回転体であり，底部に吸い込み口，上部に水相と有機相の排出口が設けられている。また，ロータ内部には水相／有機相を分離する堰が設けられ，約3,000～3,500rpmの高速回転によりロータ内部に遠心力が働き，水相／有機相が分離される。

4.2　駆動部構造

駆動部は，駆動用モータとロータの間にマグネットカプラを設置し，その間を仕切り板で隔離

することにより，分割保守が可能な構造としている。また，軸受け部は，抽出器内で発生する硝酸ミストからモータを保護するための硝酸ミスト対策が図られている。

4.3　ハウジング構造

遠心抽出器のハウジングは，ステンレス製のブロック材を削り出すことで複数段のユニット構造を形成している。このハウジング構造は写真１に示す４段ユニットの構造を基本としている。このブロック構造を採用することで，各段間の配管スペースを大幅に削除することができる。これにより，配管溶接箇所の削減による耐食性が向上し，複数の遠心抽出器を密に配置することが可能となった。このハウジング構造は，４段ユニットを基本構造とするが，ほかに２，６，８段の構造も可能であり，各工程の運転条件に応じてユニット構成を選択できるようになっている。

５．遠心抽出器の性能評価

5.1　抽出性能の評価

遠心抽出器の基本性能である抽出・逆抽出の性能は，応用試験棟内に設置された工学試験機（ロータ径５cm）を用いたウラン試験により確認している。図３に抽出－逆抽出工程のウラン濃度プロファイルの一例を示す。また，図中にはミキサセトラー用の抽出計算コード（MIXSET）の計算結果を合わせて示した。試験結果とMIXSETの計算結果は良く一致しており，MIXSETにより遠心抽出器の濃度プロファイルを精度よく予測できることが分かる。また，このMIXSETの計算により抽出工程の段効率（95～97%），逆抽出工程の段効率（85%）が確認された。なお，本試験結果から求めたウラン分配係数は，分液ロートを用いたバッチ抽出法で得られる結果[6]と良く一致しており，遠心抽出器の抽出性能がバッチ法とほぼ同等であることが分かった。

5.2　流動性能の評価

もう一つの遠心抽出器の基本性能は，液の流動性能であり，水相と有機相の相分離性能及び混合部液位の安定性によって評価される。相分離性能は，水相及び有機相への異相間の混入を示すものであり，エントレイメントと呼ばれる。また，混合部液位の安定性は，遠心抽出器におけるオーバーフロー等の異常な流動現象を防止し，遠心抽出器の安定運転を維持する上で重要な指標である。以下にオーバーフロー及びエントレイメントの発生原理を示す。

(1) オーバーフローの発生原理

遠心抽出器はモータ等の故障に備えて，単段停止時でも抽出工程の全体運転に即座に影響を与えないようにオーバーフローラインが設けられている。オーバーフローラインは各段間を結ぶ配管で作られ，有機相コレクターとフィードラインの間に設置されている（図２参照）。従って，モータの

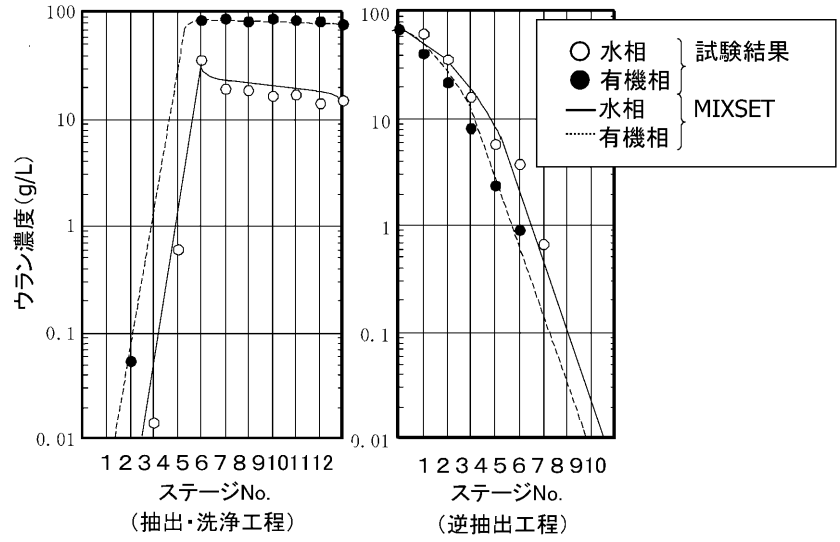


図３　抽出・洗浄及び逆抽出工程のウラン濃度プロファイル

故障や著しい流量の増加により混合部の液位が上昇し，オーバーフローラインまで達すると，混合液が隣接段へ流れる構造となっている。この時，オーバーフローが発生する流量を最大処理流量という。

(2) エントレイメントの発生原理

遠心抽出器では，ロータ内の遠心力により有機相と水相の相分離が行われるが，有機相と水相の流量比（O/A比）や供給流量が大幅に変化すると，ロータ内の相分離が不十分となり，混合液の状態でロータ排出口から排出される。このため，各相の排出液には異相流が混入することになる。有機相出口への水相の混入を水相エントレイメント，水相出口への有機相の混入を有機相エントレイメントと呼ぶ。なお，１%のエントレイメントが発生する境界を遠心抽出器の最大処理流量の範囲として設定している。

(3) 遠心抽出器の運転範囲

遠心抽出器でオーバーフローやエントレイメントが発生しない安定した運転条件を把握するため，水相及び有機相の流量をパラメータとして流動性確認試験を実施している[7]。

この結果，遠心抽出器は，図４に示す広範囲の領域（黄色の部分）で安定に運転できることを確認した。オーバーフロー及びエントレイメントは，両相の合計流量が約300L/hrの条件で発生するが，O/A比が１未満ではエントレイメント，１以上ではオーバーフローが支配的となることが分かった。また，混合部未形成条件は，水相流量が０L/hrに対して有機相流量が60L/hr，あるいは有機相流量が０L/hrに対して水相流量が60L/hrの範囲であった。

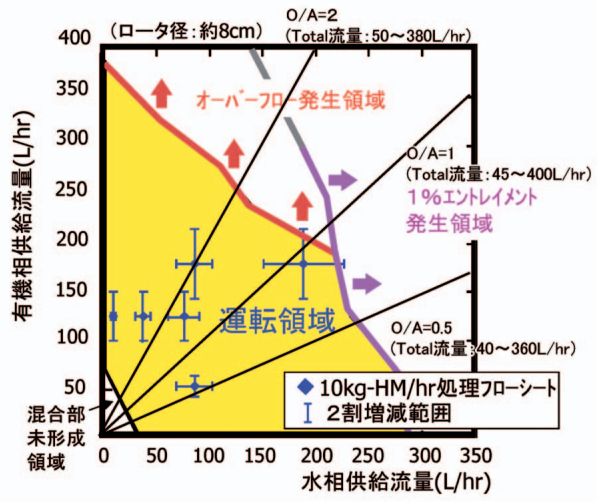


図４　遠心抽出器の運転領域

なお，図中のプロットはRETF*の標準フローシート条件（処理能力：10kg-HM/hr）の各工程（抽出，分配，逆抽出，希釈剤洗浄，溶媒洗浄）の流量条件を約２割の変動幅を踏まえて示したものである。これより，本遠心抽出器の設計はRETFの10kg-HM/hrの処理能力の条件を十分に満足していると判断できる。

5.3　遠隔保守性の評価

JNC型の遠心抽出器は，初期から遠隔保守を設計に取り入れ，両腕型マニュプレータ等の遠隔保守機器を想定してホットセル内で故障部位の遠隔交換が可能な構造としている。このため，遠心抽出器はモータ，ベアリング駆動部及びハウジングの３段階の分割構造とした。また，それぞれの脱着部分には遠隔保守用のガイドピン等を設置し，遠隔による脱着を容易にしている。一方，モータと駆動部間の動力伝達部には，マグネットを用いた非接触式のカップリング機構を採用することで，遠隔による脱着を容易とした。

図５に両腕型マニュプレータを用いた遠心抽出器の遠隔保守の着脱概念を示す。本操作はモックアップ機を用いた模擬遠隔保守試験により，設計の妥当性を評価している[8]。この結果，各パーツの着脱操作が30分以内に実施可能であることを確認した。

5.4　耐久性の評価

遠心抽出器内部は混合部で硝酸ミストが発生し易い構造であるため，硝酸ミストに対する腐食対策が不可欠である。また，長期安定運転に対する高耐久性を確保するためには，軸受け部の材質及び構造の検討が必要である。

このため硝酸ミスト対策としてパージガス吹込み，ロータ軸のラビリンス構造等の対策を図り，高耐久性の観点からステンレス製軸受け及びセラミックボールを採用することで対策を図ってきた。また，これらの効果を確認するため，耐久性試験装置（図６）を製作し長時間連続運転試験に

＊RETF：リサイクル機器試験施設

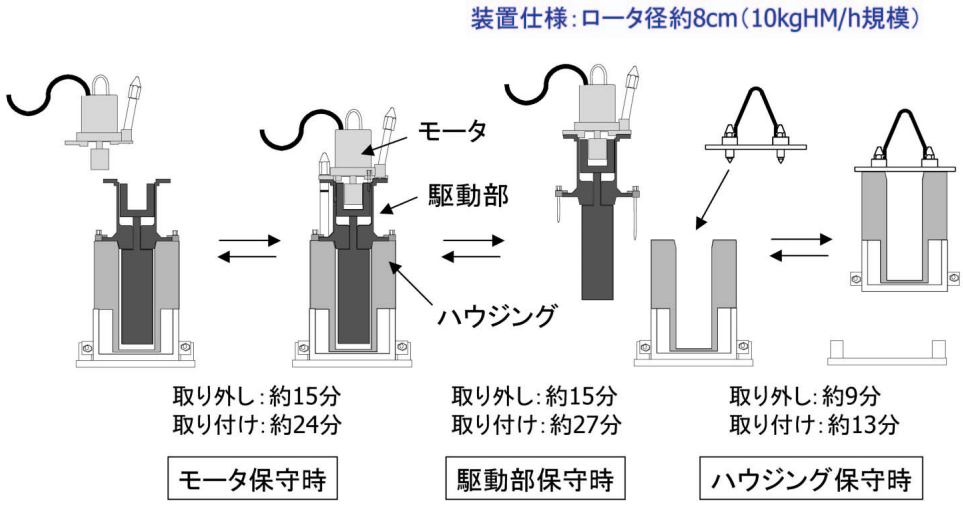


図5　遠心抽出器の遠隔保守操作時間

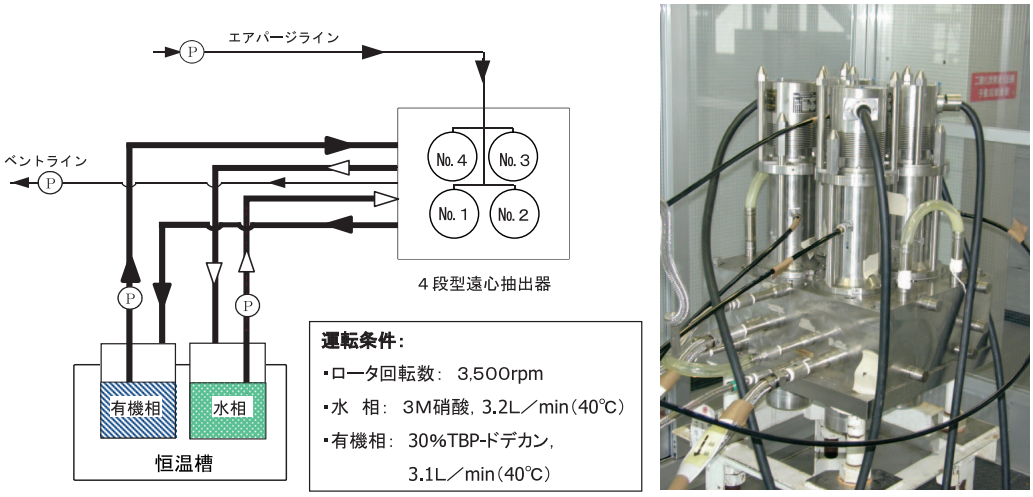


図6　耐久性試験装置概要

よって，駆動部の耐久性評価を実施してきた。耐久性試験装置は４基の遠心抽出器をブロック状のステンレス製ハウジングに組込んだものであり，硝酸及びTBP/n-ドデカンを循環供給しながら連続運転できる構造となっている。

これまでの耐久性試験の結果から，硝酸ミストに対する腐食対策としてロータ軸部へのパージガスの吹き込み，ラビリンスの設置及びセラミック軸受け等の有効性を確認した[9)]。写真２に硝酸ミストの対策前（旧型駆動部）と対策後（改良型駆動部）の軸受内輪部の腐食状況を示す。旧型駆動部では1,200時間で継続使用が不可能であったが，対策により5,000時間以上の継続使用が可能となった。さらに，軸受けボール部にセラミック材を用いた場合，5,000時間後（写真３）においても軸受け内部には腐食等の異常は見られず，健全な状態が維持されていた。また，連続運転時のモータ表面温度の変化傾向から，モータ表面温度が上限値（70℃：溶媒への引火を考慮した値）に達するまでの時間を推定し，駆動部の寿命評価を実施してきた。その結果，駆動部の推定寿命は，運転時のモータ温度等の推移から推定して，約28,000時間以上と評価された。

現在，セラミック軸受けの更なる寿命向上を図るため，軸受け構造の改良を実施している。また，将来的な超高寿命を目標とした非接触方式の磁気軸受け型遠心抽出器の開発にも着手している。

5.5　システム性能の評価

商業用プラントへの遠心抽出器の適用を想定し

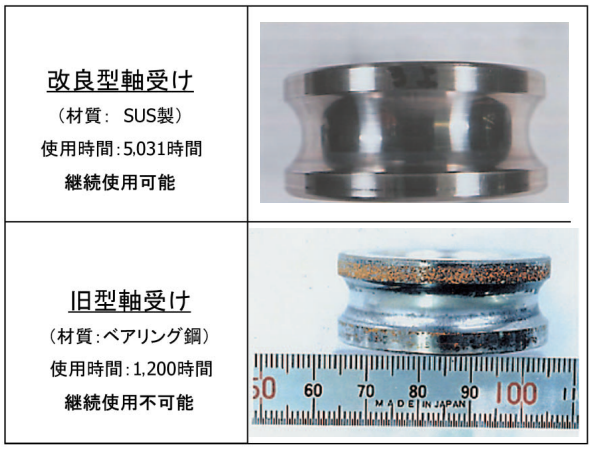


写真２　軸受け内輪部の腐食状況比較

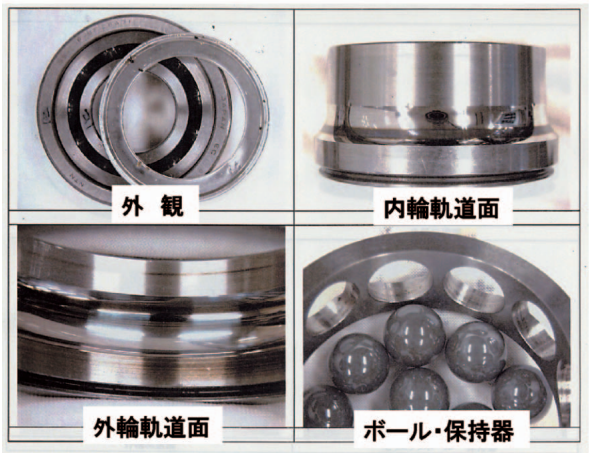
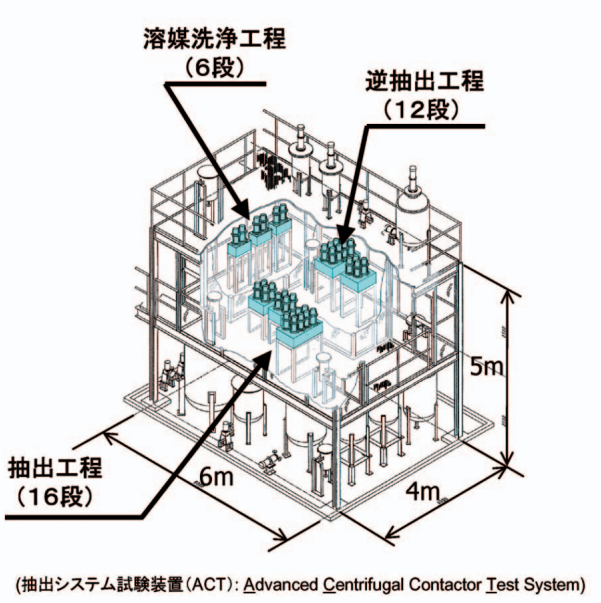


写真３　セラミック軸受けの外観（5,000hr運転後）



(抽出システム試験装置(ACT): Advanced Centrifugal Contactor Test System)

図７　抽出システム試験装置鳥瞰図

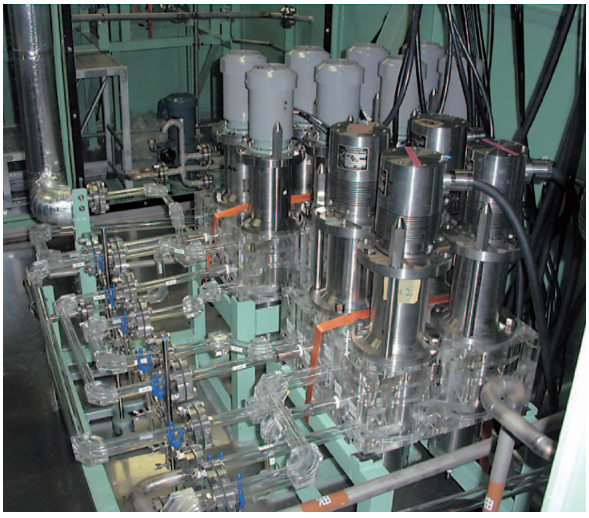


写真４　抽出システム試験装置の外観（抽出工程）

た場合，複数段の遠心抽出器からなる抽出工程をいかに安定に運転するかが大きな課題である。遠心抽出器は滞留時間が短く，応答性が速いことが大きな特徴であるが，その一方で，応答性の速さから抽出工程の運転制御が難しいと考えられている。このため，工学規模の抽出システム試験装置を製作し，遠心抽出器システムの特性を把握することとした。本装置では，将来的な実プラントにおける遠心抽出器からなる抽出システムの安定性を評価することを目的とし，定常時及び非定常時の抽出システムの特性を把握することとした。

抽出システム試験装置の鳥瞰図を図７に，また，外観（抽出工程）を写真４に示す。抽出システム試験装置はRETFの基本設計を基に製作し，1999年に応用試験棟工学試験室に設置，2000年よりウラン試験を開始した。処理能力はRETFとほぼ同等の10kg-HM/hrであり，ウランを用いた抽出，逆抽出及び溶媒洗浄の各工程の試験が可能である。現在，抽出工程及び逆抽出工程におけるシステム評価を実施しており，通常時のフローシートデータ及び異常時（マルオペレーション時）の挙動データ等を取得している。以下に抽出試験及びマルオペレーション試験の結果を示す。

(1) 抽出試験結果

抽出工程のフローシート条件及びウラン濃度プロファイルを図８及び図９に示す。試験結果から，ウランの平衡到達時間は10分以内と非常に速いことが分かり，遠心抽出器を使った抽出システムの性能が確認された。また，定常状態のウラン濃度プロファイルの結果は抽出計算コード（MIXSET-

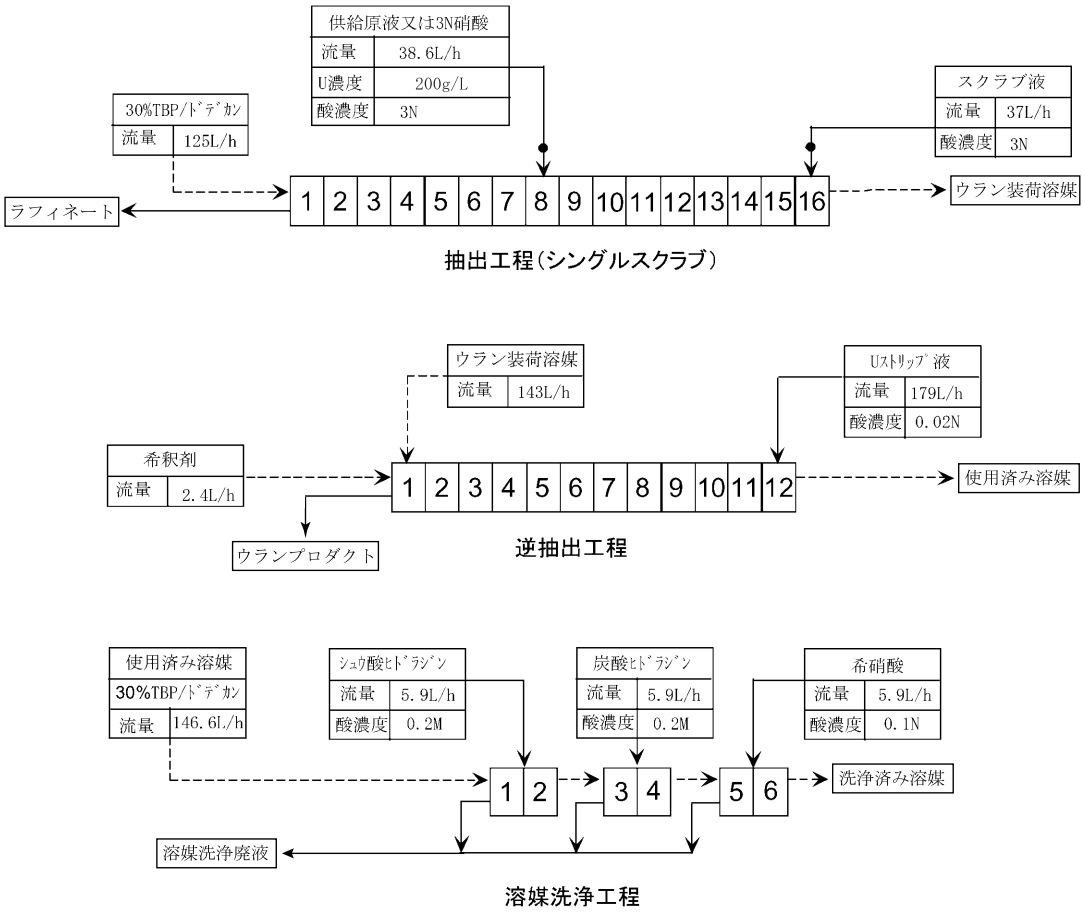


図８　抽出システム試験における標準フローシート

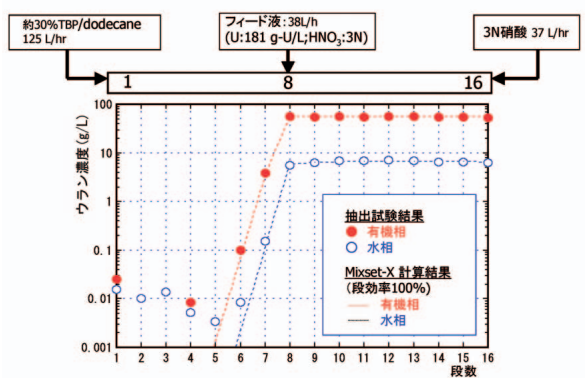


図９　抽出工程のウラン濃度プロファイル

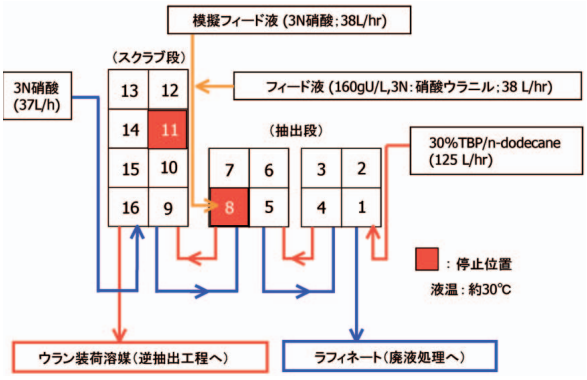


図10　１段停止を想定したマルオペレーション試験条件

X）による解析結果と良く一致し，MIXSET-Xによる抽出プロファイルの推定が可能であることが確認された[10]。

(2) マルオペレーション試験結果

ここでは，抽出工程における遠心抽出器の１段停止を想定したマルオペレーション試験を実施した[11]。図10に本試験の条件を示す。停止段はウラン濃度プロファイルへの影響を評価するため，フィード段である８段目とスクラブ段の中間段である11段目とした。

図11に８段目停止時の結果を示す。停止後の変化は速く，約５分後にはウラン濃度プロファイル

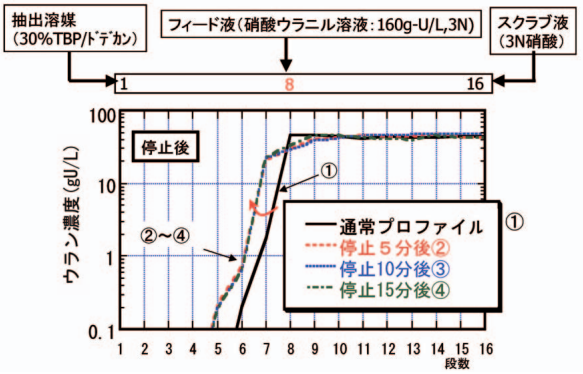


図11　１段停止時の濃度プロファイル変化（８段目停止），（有機相ウラン濃度）

は通常時のプロファイルに比べて溶媒供給側に約１段分移行した状態で再平衡に達した。また，この停止段を再起動したところ，５分以内に通常のウラン濃度プロファイルへ復帰した。

このように１段停止時の抽出器システム内の流動状況を模式的に示すと図12のようになる。つまり，停止段では前後段から供給される水相，有機相により液位が上昇し，オーバーフロー穴からの流出が発生する。このオーバーフロー流は水相と有機相がほぼ半分の割合であり，両相は本来の方向に流れる。また，停止段の前後段では流量増加が生じ，混合部液位が上昇する。この時，増加後の流量が抽出器の相分離性能の範囲であれば，この遠心抽出器の工程は，継続して運転が可能である。

６．おわりに

遠心抽出器はミキサセトラーやパルスカラムと異なり多数の駆動部を有するとともに応答時間が速いことが，実プラントにおける保守性，制御性の点から課題とされてきた。しかし，サイクル機構ではこれまでに，遠隔保守対応の遠心抽出器の開発を実施し，遠心抽出器の単体開発をほぼ完成しつつある。

また，現在，サイクル機構では遠心抽出器の単体開発からシステム開発に重点を移し，抽出システム試験設備を用いた工学装置のシステム安定性の評価を実施している。また，遠心抽出器の耐久性検討として，セラミックボール軸受けを用いた耐久性評価と並行し，磁気軸受け型遠心抽出器を開発中である。今後は，更に将来の大型プラント用の遠心抽出器構造についても検討を実施する予定である。

参考文献

１）林正太郎，武田宏他：“遠心抽出器の開発”，動燃技報，No.70（1989）.
２）林正太郎，根本慎一：“遠心抽出器”，特願平１－35827.
３）根本慎一，清水亮，武田誠一郎：“内部循環型遠心抽出器”，特願平２－403017.
４）荻野英樹，鷲谷忠博：“遠心抽出器”，特願2002－225769.
５）荻野英樹，鷲谷忠博：“非接触軸支構造の遠心抽出器”，特願2002－365075.
６）Donald S. Webster:“Hydraulic Performance of a 5-inch Centrifugal Contactor”, DP-370, Aug. 1962.
７）Tadahiro Washiya, Hideki Ogino:“Development of a

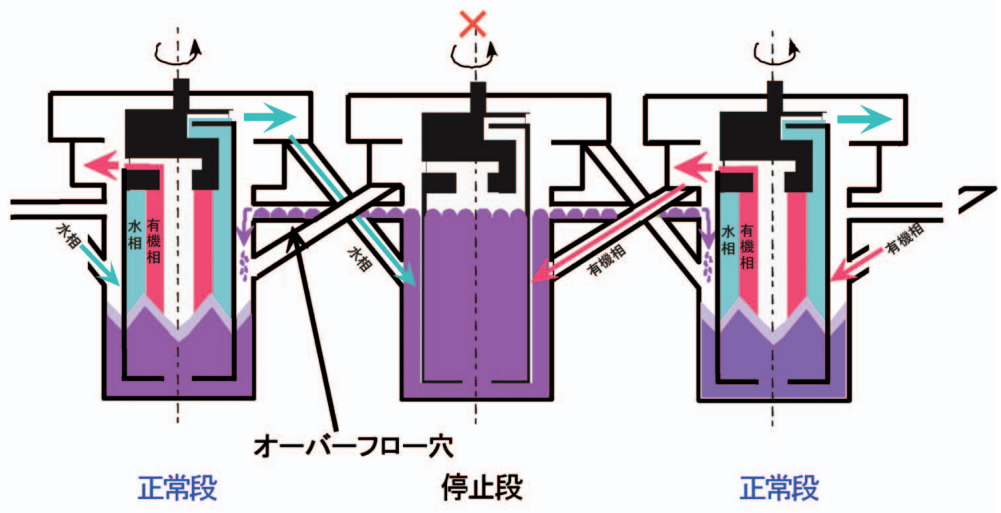


図12　単段停止時の流動状況（模式図）

centrifugal contactor for fast reactor spent fuel reprocessing", Atarante2000, Oct.2000.
8）高田岳，上田吉徳他：“高速炉燃料用遠心抽出器の開発（Ⅱ），―遠隔保守―”，日本原子力学会，2000年秋の大会，(2000).
9）藤咲和彦，荻野英樹他：“遠心抽出器耐久性試験（2）―セラミック軸受の適用性検討―”，日本原子力学会，2002年秋の大会，(2002).
10）荻野英樹，鷲谷忠博他：“遠心抽出器システム試験（1）―装置概要と抽出試験結果―”，日本原子力学会，2002年春の年会，(2002).
11）荻野英樹，鷲谷忠博他：“遠心抽出器システム試験（2）－1段停止時における運転評価－”，日本原子力学会，2003年春の年会，(2003).

資料番号：21－4

技術報告

高放射性廃液貯槽の肉厚測定

清水　亮　蔦木　浩一　杉山　孝行　中澤　豊
田中　等　綿引　優　武藤　英世

東海事業所　再処理センター　処理部

Wall Thickness Measurement Result of HALW Storage Tank

Ryou SHIMIZU　Kouich TSUTAGI　Takayuki SUGIYAMA　Yutaka NAKAZAWA
Hitoshi TANAKA　Masaru WATAHIKI　Hideyo MUTOU

Reprocessing Operation Division, Reprocessing Center, Tokai Works

高放射性廃液を貯蔵する高放射性廃液貯槽（貯槽）は，東海再処理施設の分離精製工場（MP）に４基，高放射性廃液貯蔵場（HAW）に６基，計10基が設置されているが，高放射線環境のセル内に設置されており，従来，貯槽を直接点検することは困難であった。

このため，遠隔操作により直接貯槽の健全性を確認するため，2000年度から点検装置の開発に着手し，貯槽上を自走する測定ロボットを用いた点検装置を開発し，2002年度に点検作業を実施した。

測定の結果，貯槽の腐食による有意な減肉はなく，高放射性廃液による腐食は極軽微であり，今後も安全に高放射性廃液を貯蔵できることを確認した。

Although a total of ten High Activity Liquid Waste (HALW) storage tanks were installed in the Main Plant (MP) and in High Active Liquid Waste Storage at the Tokai Reprocessing Plant, they had not been inspected directly because the HALW storage tanks were in a highly radioactive environment.

To check the soundness of HALW storage tanks directly by remote control, the development of a measurement system was started from fiscal 2000. Remote inspection equipment with a robot that can run on a tank wall was also developed, and measurement work was performed in fiscal 2002.

No significant loss of wall thickness by tank corrosion was observed as a result of the measurement. Thus the corrosion by HALW was very slight, which confirmed the reliability of safe HALW storage.

キーワード

腐食，高放射性廃液，高放射性廃液貯槽，高放射線環境，点検装置開発，肉厚測定，再処理，遠隔操作，ロボット，ステンレス鋼（SUS316ULC）

Corrosion, High Activity Liquid Waste, High Activity Liquid Waste Storage Tank, Highly Radioactive Environment, Development of Inspection Equipment, Thickness Measurement, Reprocessing, Remote Control, Robot, Stainless Steel (SUS316ULC)

清水　亮*
化学処理第三課　蒸発濃縮チーム所属
副主任技術員
蒸発濃縮・酸回収・貯蔵・試薬調整工程の運転管理に従事
第一種放射線取扱主任者

蔦木　浩一
化学処理第三課　蒸発濃縮チーム所属
蒸発濃縮・酸回収・貯蔵・試薬調整工程の運転管理に従事

杉山　孝行
化学処理第三課　蒸発濃縮チーム所属
技術員　蒸発濃縮・酸回収・貯蔵・試薬調整工程の運転管理に従事

中澤　豊
化学処理第三課　蒸発濃縮チーム所属
技術員　蒸発濃縮・酸回収・貯蔵・試薬調整工程の運転管理に従事

田中　等
化学処理第三課　蒸発濃縮チーム所属
チームリーダ副主任技術員
蒸発濃縮・酸回収・貯蔵・試薬調整工程の運転管理に従事

綿引　優*1
化学処理第三課　課長代理
蒸発濃縮・酸回収・貯蔵・試薬調整及びウラン脱硝工程の運転管理業務の取りまとめに従事

武藤　英世
化学処理第三課　課長
蒸発濃縮・酸回収・貯蔵・試薬調整及びウラン脱硝工程の運転管理業務の取りまとめに従事

*現在：環境保全部　処理第三課
*1現在：施設管理部　分析第一課 課長代理

１．はじめに

高放射性廃液を貯蔵する高放射性廃液貯槽（貯槽）は，東海再処理施設の分離精製工場（MP）に４基，高放射性廃液貯蔵場（HAW）に６基，計10基が設置されている。いずれの貯槽も高放射線環境のセル内に設置されており，貯槽にアクセスするためには狭隘なインターベンションチューブ（点検孔）を介して行うほかないことから，従来，貯槽を直接点検することは困難であった。

このため，遠隔操作により貯槽の健全性を直接確認するため，点検装置の開発に2000年度から着手し，貯槽上を自走する測定ロボットを用いた点検装置を開発し，2002年度に点検作業を実施した。

本報告では，高放射性廃液貯槽の点検装置の概要及び測定状況，肉厚測定結果について述べる。

２．点検装置の開発

2.1　点検対象の選定

高放射性廃液貯槽は，分離精製工場（MP）に４基と高放射性廃液貯蔵場（HAW）に６基が設置されているが，MPは使用開始後約24年，HAWは約17年であり（2003年現在），MPの方が使用期間が長い。また，使用材質がともにステンレス鋼（SUS316ULC）であり耐食性に差はない。そこで，長期間使用しているMPの貯槽である272V16を今回の点検対象に選定し点検装置の開発を行った。

MPの４基の貯槽の内，272V16を選定した理由としては，点検作業はMPの中央保守区域（A143）からインターベンションチューブを開口しアクセスする必要があることからA143側に設置されている272V12，16が点検対象候補となるが，V12は未濃縮液を貯蔵していたことから，濃縮液を貯蔵しているV16を選定した。

272V16は，直径6,000mm，高さ4,460mmの円筒型の貯槽で，高放射性廃液90m^{3}を貯蔵する。材質は，SUS316ULC鋼を使用しており，肉厚は19mm（腐食しろ６mm）である。

2.2　開発の経緯

装置開発にあたっては，2000年に既存技術を用いた測定方法の選定を行った。検討の結果，広い範囲を測定でき，高い測定の信頼性が得られると判断されたことから，測定部を分離し貯槽表面を自走させる方式（図１参照）を，点検方法として採用した。

2001年度に，上記装置の設計・製作を行い2002年３月に完成した。

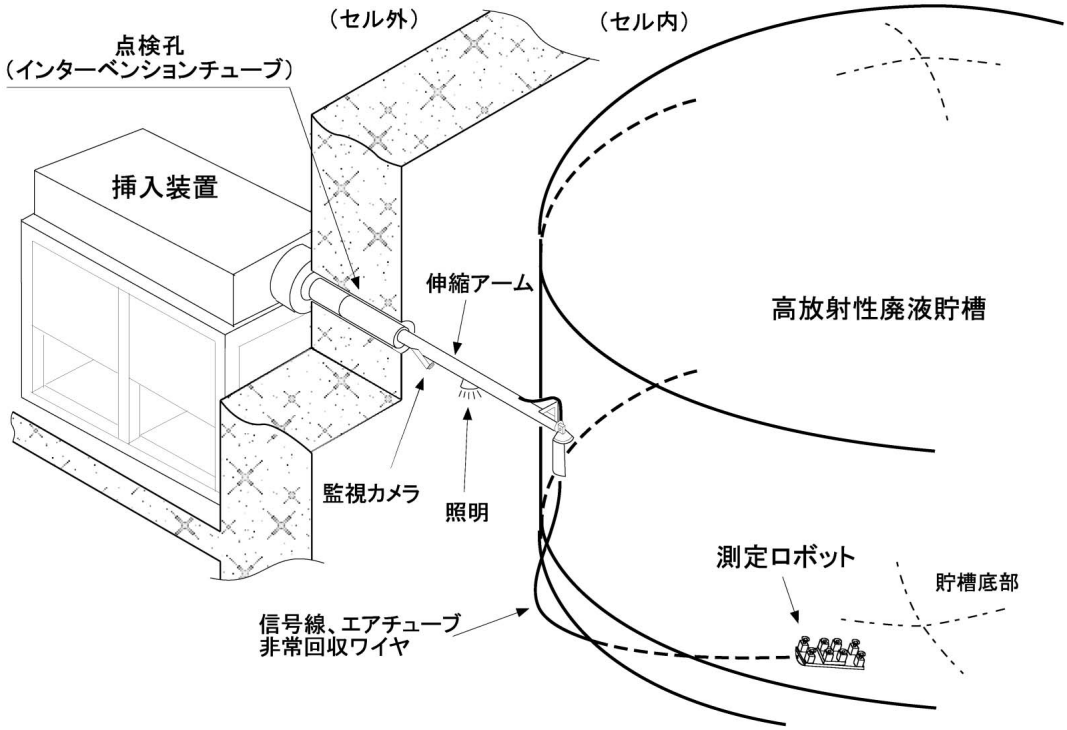


図１　高放射性廃液貯槽外壁の肉厚測定概念図

３．セル内線量の測定

高放射性廃液貯槽の肉厚測定実施に先立って，セル内の放射線状況を確認するためにセル内の線量の調査を実施した。測定は，温度測定用の熱電対のガイド管から測定素子をセル内に挿入する方法で，TLD（熱ルミネセンス線量計）及びアラニン線量計を用いて実施した。結果を以下に示す。

3.1　TLDによる測定

TLD素子は，測定可能な線量が比較的低く（＜10Sv）短時間の測定になることから，セル壁面近傍の線量測定に使用した。

TLD素子によるセル内壁表面の線量率は，約８～15Sv/hであった。

3.2　アラニン線量計による測定

高線量の貯槽表面の線量測定は，高線量の測定が可能なアラニン線量計（アミノグレイ）を用いて実施した。線量測定は貯槽表面温度測定用のVUチューブに針金に巻き付けた線量計を挿入し行った。

測定した線量は，貯槽底部で116Sv/hであった。

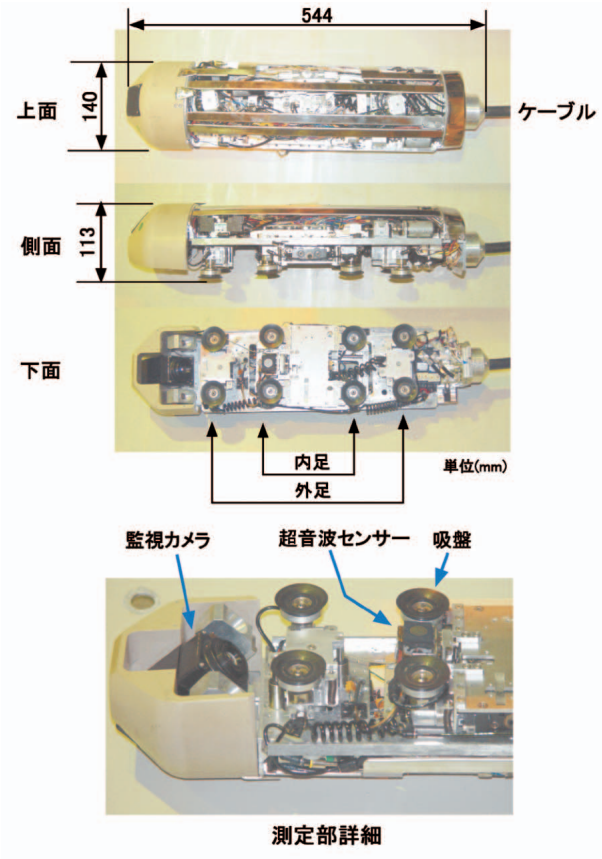


図２　測定ロボット外観

４．点検装置

4.1　仕様

測定装置は，挿入装置と肉厚測定ロボット，制御盤等で構成されている。各装置の主な仕様を以下に示す。

(1) 挿入装置

インターベンションチューブから遮蔽プラグの着脱を行うプラグアーム部，ロボットの挿入を行うロボットアーム部，及びインターベンションチューブ開口時にセル内からの放射線を遮蔽する遮蔽体から構成されている。

主要寸法：幅1,860mm×長さ2,535mm×
　　高さ2,050mm
重　　量：約3,400kg
　　（内　遮蔽体鉛重量　1,760kg）

(2) 測定ロボット

図２に測定ロボットの外観を示す。測定ロボットは，貯槽表面を真空吸着しながら歩行し，超音波センサによって肉厚を測定する。吸着及び歩行動作の動力は，挿入装置から供給される圧縮空気を用いている。また，歩行時の障害物の有無を確認する監視カメラを搭載している。

主要寸法：最大外径φ150mm×長さ544mm
重　　量：約７kg
歩　　幅：前進後退　25～75mm/歩
　　左右横行　25mm/歩
歩行速度：75mm/min
角度調整範囲：±５°回
肉厚測定精度：±0.1mm
耐放射線性：2.6C/kg（10^4R/h）で100h以上

金属等を除く使用部品については照射試験を実施し，2.6×10^2C/kg（10^6R）の耐放射線性を確認した。

(3) 制御盤

挿入装置及び測定ロボットの制御を行うもので，ロボット制御盤と挿入装置制御盤の２面で構成される。

4.2　点検装置による測定方法

(1) 遮蔽プラグ引き抜き・挿入・収納

図３に遮蔽プラグ及びインターベンションチューブ概要及び図４の遮蔽プラグの抜き出し手順を示す。

インターベンションチューブには，遮蔽のためのスチール製ブロック（遮蔽プラグ）が６個挿入

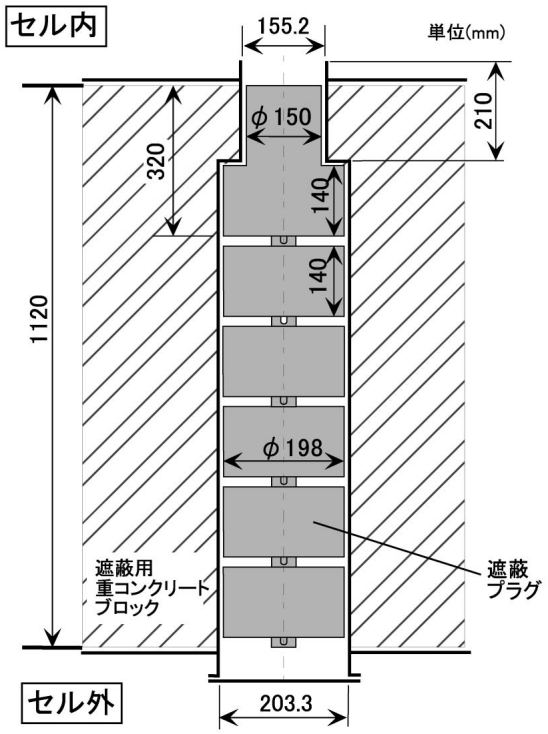
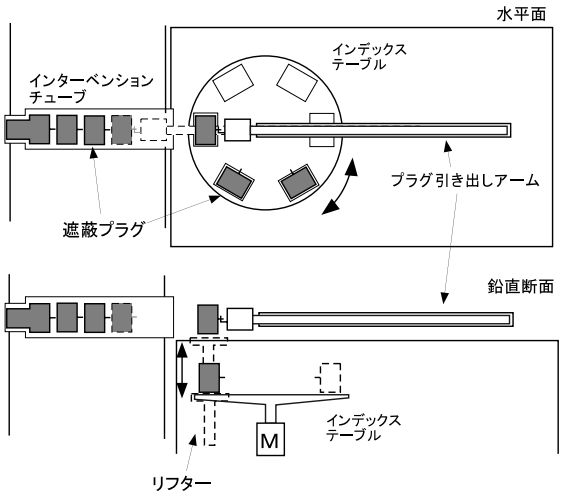


図３　インターベンションチューブ概要



遮蔽プラグの抜き出し手順

①プラグ引き出しアームを伸ばし、遮蔽プラグの取手を掴む。
②プラグ引き出しアームを縮め、遮蔽プラグをリフターに乗せる。
③リフターを下げ、インデックステーブル上に遮蔽プラグを乗せる。
④インデックステーブルを回転させ、遮蔽プラグを収納する。
⑤リフターを上げる。

①から⑤を繰り返し遮蔽プラグを抜き出す。
遮蔽プラグ閉止の場合は、逆の手順で遮蔽プラグの押し込み操作を行う。

図４　遮蔽プラグの抜き出し手順

されており，セル内にアクセスするためには遮蔽プラグを引き抜く必要がある。しかし，遮蔽プラグを人手で外すと，セル内からの放射線により被ばくする可能性があるため，遮蔽プラグの引き抜き・収納等の取り扱いは，すべて遠隔操作にて行う設計とした。

遠隔操作による遮蔽プラグの引き抜きは，プラグ引き出しアームで遮蔽プラグの取手をつかみ，インターベンションチューブから引き出した後，測定装置内に設けられているインデックステーブル上に１基ずつ収納していく方式とした。

遮蔽プラグ挿入は，引き抜きと逆の手順で，1基ずつ遮蔽プラグを挿入していく方式とした。

(2) 測定ロボット挿入

遮蔽プラグ引き抜き後，ロボットアームをインターベンションチューブ開口部正面に移動させ，アームを伸長させて測定ロボットをセル内に送り込む。

測定ロボットは，狭いインターベンションチューブを通過させるため，アーム先端に水平に取り付けられているが，セル内に入ったところでアーム先端を90°屈曲させ，測定ロボットと貯槽を平行とし，アームを伸長させ，アーム先端が貯槽側面に接しロボットの足が貯槽側面に達したところで，吸着パッドによりロボットを，貯槽側面に吸着させる。(図５参照)

(3) 測定ロボット及び測定

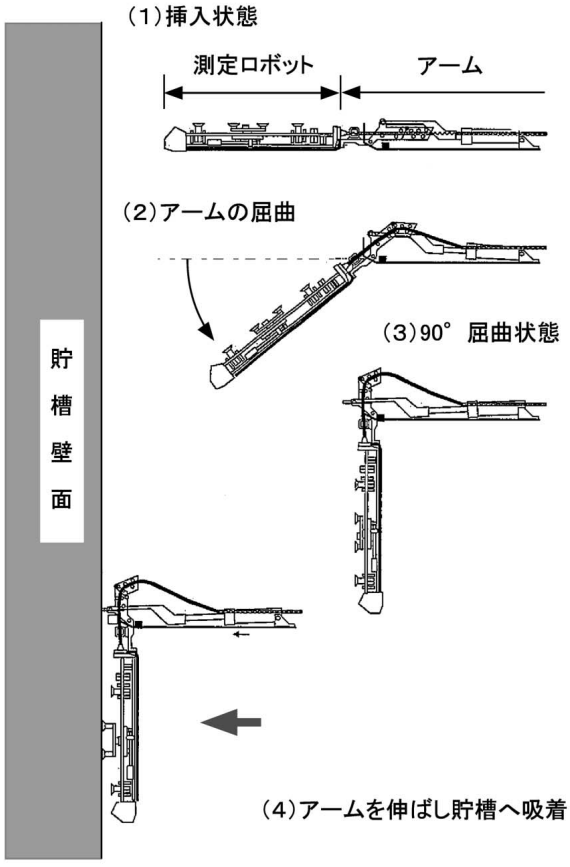


図５　測定ロボットの貯槽への吸着手順

図６に測定ロボットの歩行方法の概要を示す。

測定ロボットは，各４個の吸着パッドを持つ内足と外足を，交互に前後左右に移動させることによって歩行する。移動速度は75mm/minであり，貯槽側面から底部までの距離約4.2mを約１hで移動できる計算となる（実際には，溶接線等の障害を回避するための操作の時間が必要となることから，1.5h程度となる）。

測定ロボットには，肉厚を測定する超音波センサを搭載しており，内足が吸着した状態で貯槽表面にセンサを密着させ，測定を行う。

(4)　測定ロボットの回収

測定ロボットの回収は，測定ロボットを貯槽底部から，吸着を解除しロボットを貯槽から切り離した場合にセル床面に衝突しない所まで戻した後，吸着を解除し，回収ワイヤを巻き上げロボットアームに回収する。

５．貯槽の肉厚測定

5.1　測定作業概要

測定作業は，2003年１月28日～２月12日に実施した。なお，測定に先立ち，2002年８月21日～８月27日に，実規模でのモックアップ操作訓練を実施した。

測定装置は，MPの中央保守区域（A143）に設置し，すべての測定操作は，A143側よりすべて遠隔操作にて行った。作業手順を図７に示す。

5.2　測定範囲

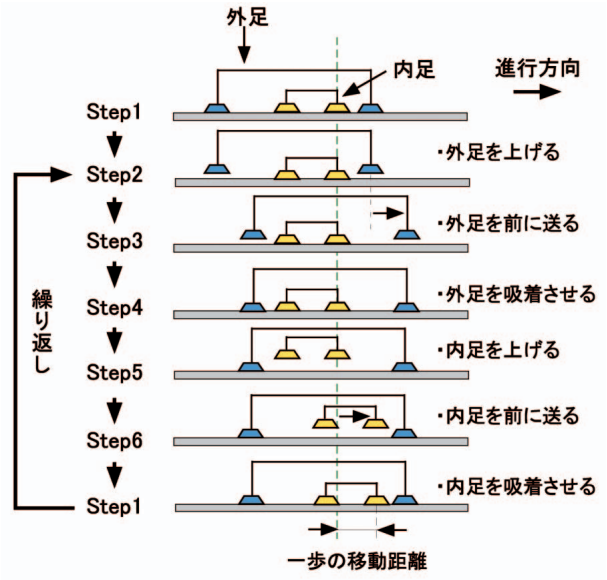


図６　測定ロボットの走行方法

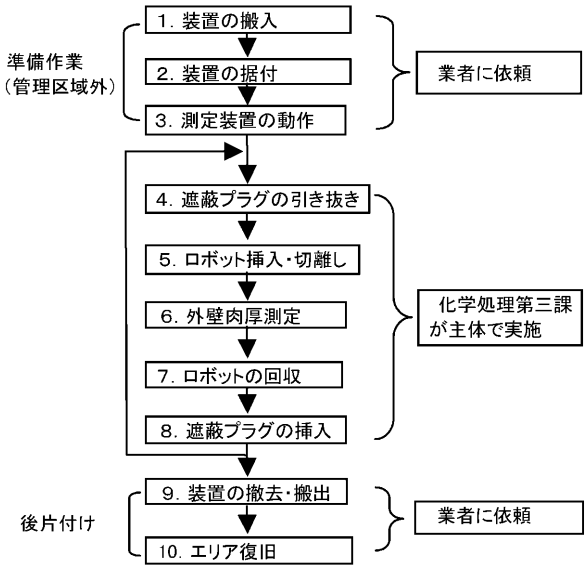


図７　作業手順

高放射性廃液貯槽の肉厚測定範囲は，図８に示すように，インターベンションチューブから挿入したロボットが貯槽に吸着するポイントを起点とし，貯槽の底部中央を終点とする，直線上である。

貯槽は対称型であり，１ラインの測定で代表性は得られると判断した。

5.3　測定作業

5.3.1　搬入・据付

装置搬入は，屋外で搬送トラックより50tクレーン車によりMPエアロック（A145）前に荷下ろしし，牽引用ウィンチでA143へ搬入した。設置場所は，床面への傷等を防止するため，ベニヤ板及び鋼板にて養生を施した。

搬入後，R016インターベンションチューブ正面へ装置を設置した。設置状況を図９に示す。

5.3.2　測定

測定は，２月６日，７日の２日間実施した。

計７回測定操作を実施し，貯槽底部までの測定データが得られたのは３回であった。ほかの４回は，測定開始直後，第一溶接線を乗り越える際にロボットが落下した。落下の原因は，第一溶接線の溶接ビード周辺にペンキあるいはコンクリート付着跡の様なものが貯槽表面のロボット搭載カメラによって確認されたことから，このために足の吸着が十分できず落下したと考えられた。また，第一溶接線のビードを越えるとすぐにR部（湾曲

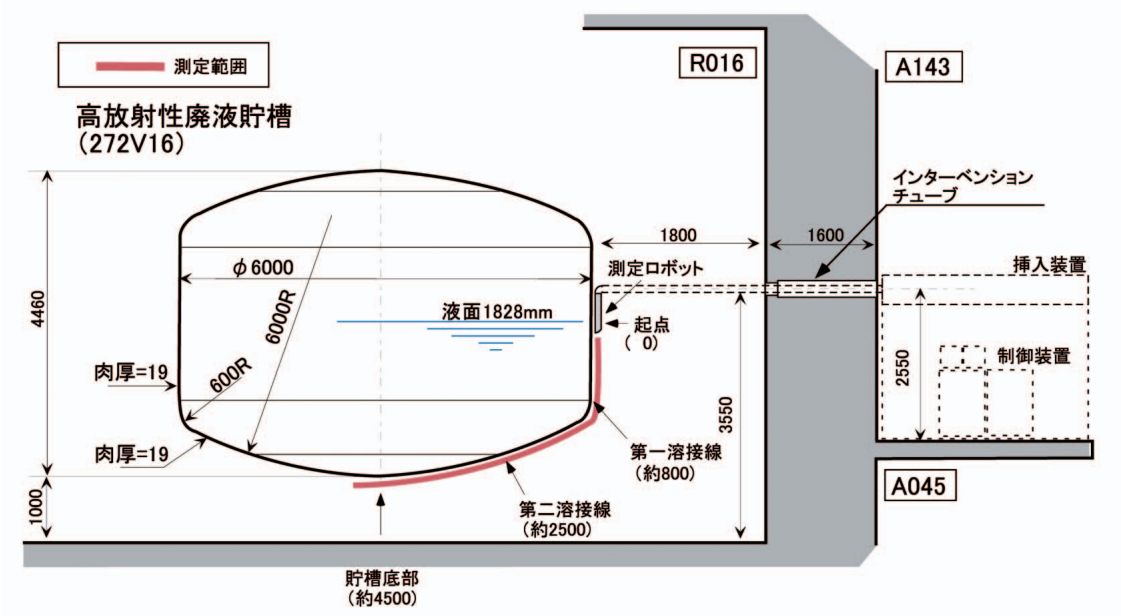


図８　高放射性廃液貯槽（272V16）外壁肉厚測定の範囲

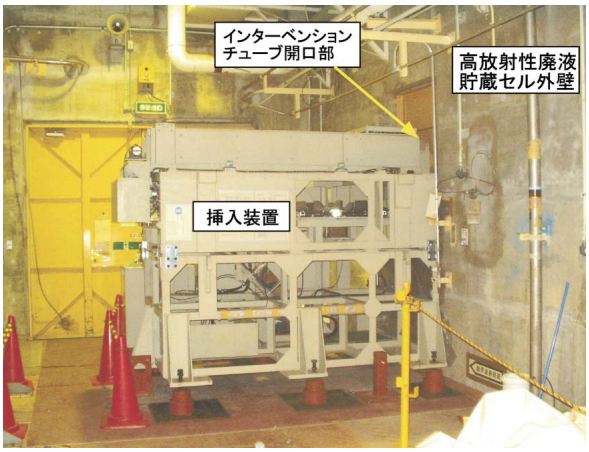


図９　挿入装置設置状況
（分離精製工場　中央保守区域A143）

部）があり，吸着しづらかった事も落下した原因として考えられた。

測定開始後３回連続して落下したことから，表面状態が比較的良好な場所を，ロボットを水平移動させながら探し，最初の吸着位置より左方向へ25mmずらした場所を測定ラインに設定した。以降，４回測定したが，落下は１回に留まった。

貯槽底部までの肉厚測定ポイント数は，約95点であった。

測定時間は，

１）遮蔽プラグ取り外し：20分

２）ロボット挿入～測定～回収まで：120分

３）遮蔽プラグ挿入：20分

計160分程度であった。

5.3.3　放射線状況等

(1) 放射線状況

肉厚測定作業時には，作業単位ごとに放射線状況を確認した。

線量の最大は，遮蔽プラグ引き抜き後の開放状態となったインターベンションチューブのセル外側開口部でγ：25mSv/hであった。この時，装置後方のインターベンションチューブの延長線上の線量はγ：２μSv/h，作業区域（A143）の線量はγ：２μSv/hで，インターベンションチューブ引き抜き後の作業区域における線量上昇はなかった。

なお，線量が比較的低かった要因は，高放射性廃液貯槽の液位がインターベンションチューブの位置よりも低く，高放射性廃液からの放射線がA143へ直接照射されなかったためと考えられる。

(2) 被ばく管理

本作業は，アラームメータにより被ばく管理を行ったが，計画値である0.1mSvを超えることはなかった。

(3) 装置の汚染状況

遮蔽プラグ及び測定後のロボット並びにセル内に入ったケーブル類に汚染はなかった。

5.3.4　セル内負圧変化

インターベンションチューブの蓋取外し後のセル内差圧計（dPI 016）の値は，通常値約160Paに対して変化はなかった。また，全遮蔽プラグ引抜

後（開放状態）では約125Paであった。なお，他工程の負圧に影響を及ぼすことはなかった。

5.3.5　装置への放射線の影響

測定装置のセル内での使用時間は約15時間であった。放射線の影響は，測定ロボットに搭載されているカメラで認められ，映像のコントラストが低下した。ただし，モニタ側で補正可能なレベルであり，使用上は問題なかった。

肉厚測定については，測定の前後に標準試験片を用いた超音波センサの校正を行ったが，測定値への影響は認められなかった。また，ゴムパッキン等の劣化も観察されなかった。

６．肉厚測定結果

肉厚測定結果を図10に示す。

測定肉厚は，18.3mm～19.5mmの間にあり，局所的な減肉はなかった。また，各測定ごとの差は小さかった。

第１溶接線及び第２溶接線の位置で，肉厚の不連続が観察されるが，これは，製作時の使用板厚の差によるものと考えられる。

文献等で報告されている高放射性廃液による腐食速度は，1983年にサイクル機構で実施した高放射性廃液を用いた腐食試験の結果では，SUS316ULCの30℃で1.8×10^{-3}mm/yであり[1]，また，仏Marcoule再処理プラントの高放射性廃液貯槽での浸せき試験では，10年間の腐食量が１μm未満[2]と，いずれも非常に小さいという結果が得られている。

これまでの272V16の使用期間からの予想される腐食量は，液温がほぼ室温であることから腐食速度を1.8×10^{-3}mm/yとすると，4.3×10^{-2}mmと非常に小さな値であり，有意な減肉が認められなかった今回の測定結果は予想と一致した。

７．おわりに

高放射性廃液貯槽の外壁の肉厚測定を行った結果，有意な減肉はなく，腐食はほとんど進行していないことが判った。今回の測定により，今後も高放射性廃液を，問題なく貯蔵していく目処を得ることができた。

開発した点検装置は，インターベンションチューブの径による大きさの制限があったこと，及び，測定部を遠隔操作による自走式としたことで，その開発の難易度は高い装置であったが，装置の性能通り，測定を完了することができた。

今回の，高放射線環境下でかつアクセスが困難な箇所での点検装置の開発，測定の経験及び知見は，今後のセル内機器の点検技術の開発に反映できるものである。

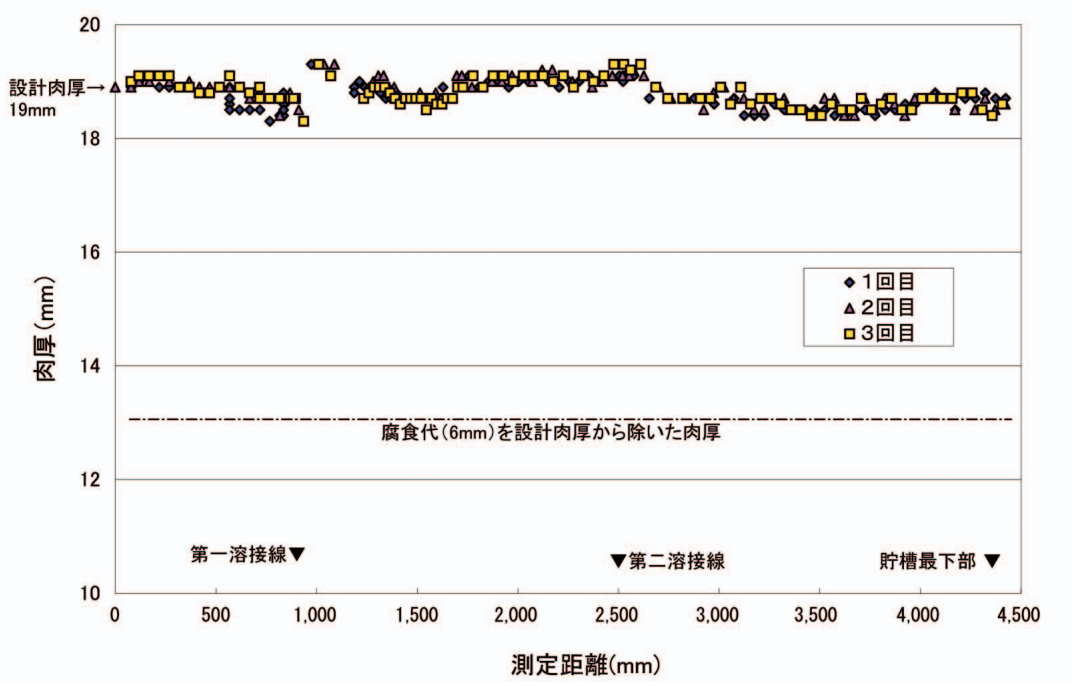


図10　272V16　肉厚測定結果

参考文献

1）槇彰,“東海再処理施設の腐食環境と機器の腐食速度評価”, サイクル機構技報No.14, p39～63（2002）
2）J. BACHELAY et al.:“HLLW STORAGE TANK MATERIALS: TECHNICAL OPTIONS AND OPERATING EXPERIENCE”, IAEA-TECDOC-421, p83～96(1987)

資料番号：21－5

技術報告

再処理施設酸回収工程スチームジェットの故障要因調査

清水　亮　高谷　暁和　白水　秀知　内田　直樹
田中　康介*　山口　彰*1　青砥　紀身*1　綿引　優

東海事業所　再処理センター　処理部
*大洗工学センター　照射施設運転管理センター 燃料材料試験部
*1大洗工学センター　要素技術開発部

Investigation of Causes of the Failed Steam Jet in the Acid Recovery Process of Tokai Reprocessing Plant.

Ryou SHIMIZU　Akikazu TAKAYA　Hidetomo SHIROUZU　Naoki UCHIDA
Kousuke TANAKA*　Akira YAMAGUCHI*1　Kazumi AOTO*1　Masaru WATAHIKI

Reprocessing Operation Division,Tokai Reprocessing Center, Tokai Works
*Fuels and Materials Division,Irradiation Center, Oarai Engineering Center
*1Advanced Technology Division, Oarai Engineering Center

東海再処理施設の酸回収工程において送液装置であるスチームジェット（273J202）で生じた故障の原因について調査した。回収されたスチームジェットの観察結果から，スチームジェット吸引室内の蒸気ノズル付け根付近を起点に，構造体内部を貫通する腐食による欠陥が生じたことがわかった。

このような形態の故障に至った要因を解明するため，スチームジェットの使用条件について調査し，また使用環境を模擬した試験，解析等を実施して事象の把握を試みた。

その結果，スチームジェット材料の元素分析及び腐食試験の結果から使用材料には加工に起因すると考えられる異方性が確認され，これと合わせて使用時の構造体内部での温度条件が腐食による欠陥の進展に対して主たる要因であることを明らかにした。以上，スチームジェットが故障に至った要因を調査した結果について報告する。

The cause of the failure, which had occurred in the steam jet (273J202) in the acid recovery process of Tokai reprocessing plant, was investigated. Observation of the retrieved steam jet revealed that a defect by corrosion, which penetrated the inside of the structure, arose from the steam nozzle root in the suction room of the steam jet.

To ascertain why such failure occurred, examinations to investigate the operating condition of the jet, an analysis to simulate the ordinary environmental condition, etc. were conducted.

Consequently, anisotropy of the material, possibly originating in the manufacturing process, was observed from the result of the elemental analysis and corrosion examination of the steam jet material. Temperature conditions inside the structure also clearly showed that they were the main factor in progressing the defect by the corrosion within the jet.

清水　亮*2

化学処理第三課　蒸発濃縮チーム所属
ウラン濃縮・脱硝工程，酸回収工程等の運転及び技術開発に従事
第一種放射線取扱主任者

高谷　暁和*3

転換技術課所属
再処理施設の安全評価に従事
第一種放射線取扱主任者

白水　秀知*4

前処理課所属
前処理工程等の工程管理に従事

内田　直樹

化学処理第一課所属
溶解工程の運転及び技術開発に従事
第一種放射線取扱主任者

田中　康介

照射燃料集合体試験室所属
照射後試験及び燃料材料の照射挙動評価に従事
第一種放射線取扱主任者

山口　彰

流体計算工学研究グループ所属　グループリーダ
流体計算工学研究グループの統括に従事
工学博士

青砥　紀身

新材料研究グループ所属
グループリーダ
高速炉構造用材料開発，高温材料の強度・挙動評価手法及び環境効果評価手法開発，損傷指標及び検知技術開発に従事
工学博士

綿引　優*5

化学処理第二課　課長代理
ウラン濃縮・脱硝工程，酸回収工程等の運転及び技術開発の管理に従事

*2現在：環境保全部　処理第三課
*3現在：技術部　技術開発課
*4現在：処理部　化学処理第一課
*5現在：施設管理部　分析第一課　課長代理

キーワード
再処理，スチームジェット，硝酸溶液，加工フロー腐食，オーステナイト系ステンレス，異方性，偏析，温度分布，温度解析，腐食試験

Reprocessing, Steam Jet, Nitric Acid, Tunnel Corrosion, Austenitic Stainless Steel, Anisotropy, Segregation, Temperature Distribution, Temperature Analysis, Corrosion Examination

１．はじめに

使用済燃料の再処理施設では，溶解，分離・精製から廃液処理までの多くの工程が硝酸を扱うプラントであり，機器・配管等に使用される材料としては耐食性の高いSUS304L等のオーステナイト系ステンレス鋼を用いるなど，使用環境に応じた適切な材料の選定が求められる。

東海再処理施設においては，これまで約25年にわたる設備の運転実績を通じて加熱機器である酸回収蒸発缶や濃縮ウラン溶解槽の溶接箇所など，より厳しい環境条件で使用される機器において腐食による故障を経験し，その対策として材質の変更や施工技術の改良・開発を行ってきた。[1)]

今回報告する酸回収工程スチームジェットの事例においても，同様に硝酸を使用する加熱環境で発生した腐食による故障事例であったが，この事象はスチームジェットの蒸気供給配管側で発生した欠陥からの漏えいによって確認され，当該設備の調査を行ったのち，現在ではより耐食性の高い材料に更新されている。

設備更新の際に回収したスチームジェットについては，故障要因を解明するための詳細な調査を実施した。調査は故障したスチームジェット（273J202）と，比較のために予備機（273J203）及び同工程のスチームジェット（273J204）の合計３基を対象とし，マクロ観察，金属組織観察，元素分析，温度解析，腐食試験などの結果から故障が発生した要因及び環境条件との相関を明らかにした。故障要因の解明に至るまでの調査フローを図１に示す。本報告ではこれら一連の調査結果について述べる。

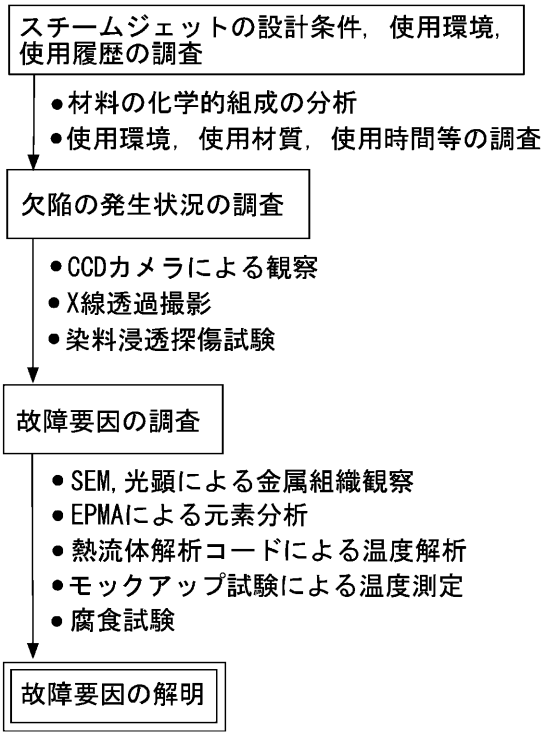


図１　スチームジェットの調査フロー図

２．概要

2.1　酸回収工程の概要

酸回収工程は，分離精製工場において使用した硝酸を回収して再利用するために，硝酸廃液の濃縮及び精留を行う工程である。酸回収蒸発缶供給系の概要を図２に示す。酸回収中間貯槽(273V20)

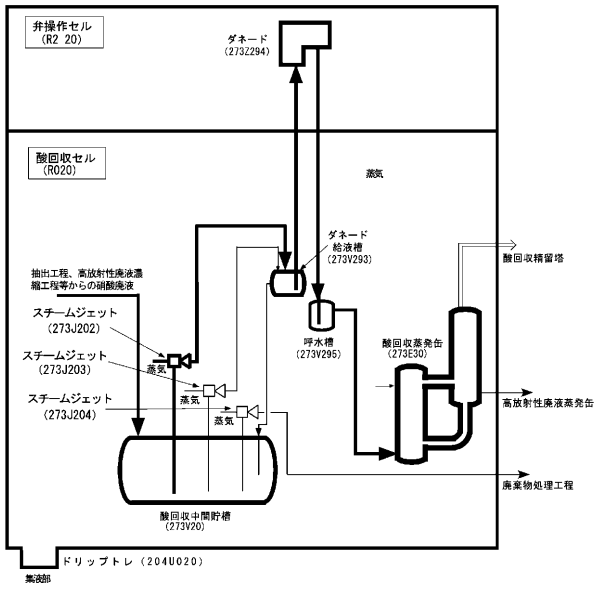


図２　酸回収蒸発缶供給系概要図

に集められた硝酸廃液は，スチームジェット（273J202）により酸回収蒸発缶（273E30）へ送られ蒸発濃縮される。この送液系統には，予備のスチームジェット（273J203）が設けられている。濃縮された硝酸廃液は高放射性廃液蒸発缶へ送られる。酸回収蒸発缶からの硝酸蒸気は酸回収精留塔に送られ，濃硝酸として回収し，試薬調整工程へ送り再利用される。スチームジェット（273J204）は，酸回収中間貯槽から廃棄物処理工程へ送液する場合に用いられる。

2.2　スチームジェットの概要

スチームジェットは流体を輸送するための装置である。吸引室，ディフューザー，ノズルで構成され，駆動流体として蒸気をノズルから噴出することにより吸引室が減圧されて液体を吸引し，これがディフューザーへ吐出される。スチームジェットの断面構造の一例を図３に示す。本工程において使用に供されたスチームジェットはフランスSaint-Gobain社製のものである。JIS-SUS304L相当の材料を用い，鋼塊を鍛造または圧延により一定方向へ引伸ばした丸棒からの削り出しにより製作されている。材料の化学的組成については分析により改めてその値を確認した。JIS-SUS304Lの規格値，ミルシート記載値及び分析値の比較を表１に示す。

次に，当該スチームジェットの使用環境を以下に示す。

１）駆動流体の蒸気温度：約170℃
　（蒸気圧力0.7MPaG）
２）送液される廃液の温度：約40℃
３）廃液中の硝酸濃度：約２mol/l
４）設計流量：４m^3/h

送液する廃液の組成は処理する使用済燃料のタイプにより若干異なるが代表的な液組成は表２の通りである。

また，スチームジェット（273J202，J203，J204）の使用時間については，故障が確認されたJ202が約59,000時間と特に長く，J203については約3,000時間，J204については約10時間であった。

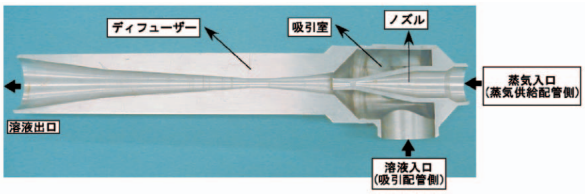


図３　スチームジェットの構造

３．スチームジェット故障箇所の観察

3.1　観察手順

故障が生じたスチームジェット（273J202）とともに，同じ材料で製作され使用時間のみ異なるスチームジェット（273J203，J204）について観察を実施した。CCDカメラ，染料浸透探傷試験（PT試験）によりスチームジェットの外表面及び吸引室内表面の観察を実施し，欠陥の状況を確認した。次に，X線透過試験（RT試験）で構造体内部の欠陥の状況を確認し，その後スチームジェットを８

表１　スチームジェット材料の化学的組成

	C	Si	Mn	P	S	Ni	Cr
JIS-SUS304L	≦0.03	≦1.00	≦2.00	≦0.045	≦0.03	9.00／13.00	18.00／20.00
ミルシート（SGN）	0.027	0.47	1.67	0.024	0.010	9.26	17.68
分析値（実施）	0.025	0.387	1.73	0.026	0.009	9.19	17.60

表２　スチームジェット移送液の液組成

	硝酸 (mol/l)	U (g/l)	Pu (mg/l)	Ru* (mg/l)	Np (mg/l)	Fe (mg/l)	Cr** (mg/l)	Ni (mg/l)	備　考
1	2.77	<0.01	<0.05	0.0071	0.4	3.4	0.95	0.62	ATR燃料処理時
2	2.45	<0.01	<0.05	0.0059	1.54	3.3	0.87	0.44	BWR燃料処理時
3	2.27	<0.01	<0.05	0.0047	1.0	5.3	1.29	0.9	PWR燃料処理時

（中間貯槽　273V20の分析値：2000年11月～2001年10月）
＊Ru106の放射能分析結果から，Ru全量をORIGEN2により計算した値。
＊＊全Cr：Cr（III）のみ。Cr（VI）は検出されず。

分割して切断面の状況について観察した。

3.2　マクロ観察結果

3.2.1　CCDカメラによる観察

(1) 外表面観察結果

外表面観察の結果，J202のスチームジェット本体の蒸気供給配管側に４箇所の欠陥が確認された。欠陥部を図４に，拡大した様子を図５に示す。

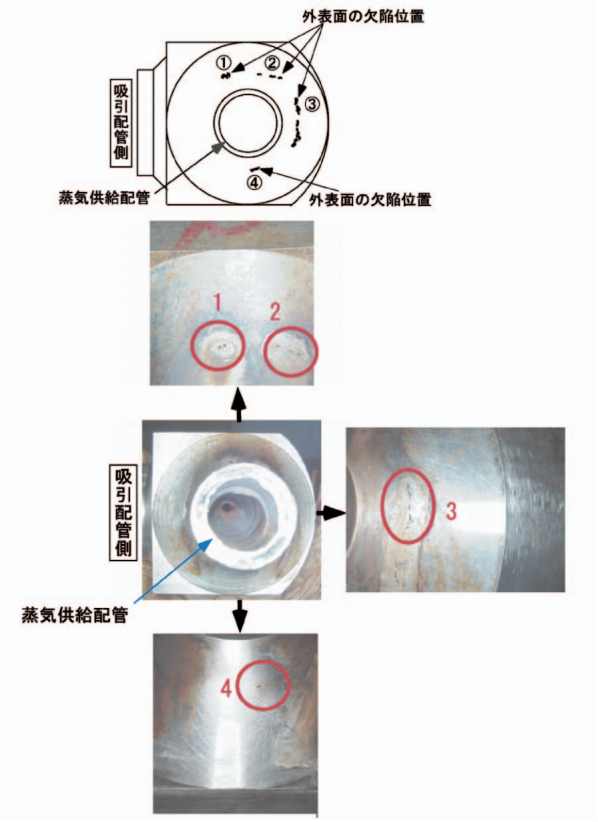


図４　J202外表面の欠陥部

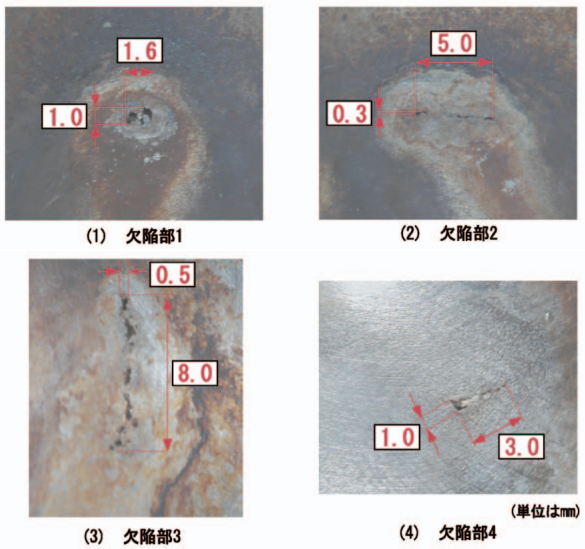


図５　J202外表面の欠陥部拡大

欠陥部には，それぞれ複数の孔が観察され，孔の直径は大きいもので１mm程度であった。４箇所の欠陥は，蒸気供給配管からの距離が8.5mmから10mmのほぼ同心円上にあり，吸引配管側以外の箇所に位置していた。

(2) 吸引室内表面観察結果

スチームジェット３基の吸引室部分を図６のように切断し，吸引室内部の観察を実施した。

CCDによる拡大観察の結果を図７に示す。J202蒸気ノズルの付け根に沿って，吸引配管の反対側が半円周にわたり茶褐色に変色し，多数の微小な孔状の窪みが観察された。

3.2.2　PT試験による観察

(1) 外表面観察結果

観察結果を図８(１)に示す。J202において，外表面観察で確認された蒸気供給配管側の４箇所に欠陥を示す赤色指示が確認され，外表面での漏え

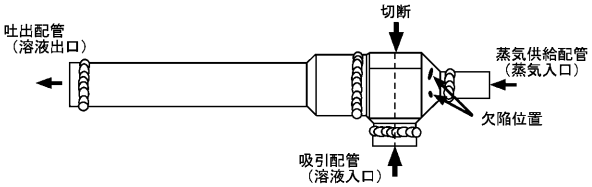


図６　スチームジェットの切断箇所

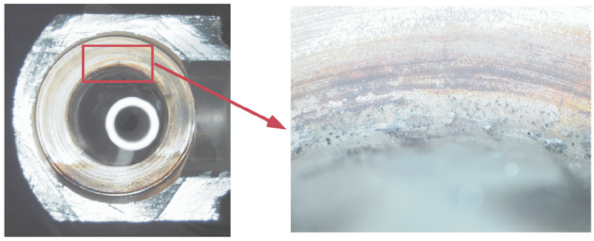


図７　J202蒸気ノズル付け根部の拡大観察

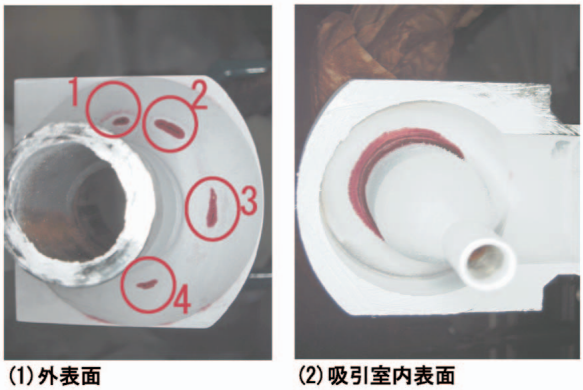


図８　染料浸透探傷試験結果

い箇所が特定された。孔の周り及びその他の部分にき裂状の欠陥は認められなかった。

また,J203及びJ204には欠陥は確認されなかった。

(2) 吸引室内表面観察結果

スチームジェットJ202吸引室内部のPT試験結果を図８(２)に示す。蒸気ノズルの軸を中心として,吸引配管側を除く蒸気ノズルの付け根に沿った４分の３周にわたり，赤色指示が認められた。

吸引室内表面においては，この部分に欠陥が集中して存在している様子が確認された。

また,外表面での観察結果と同様,J203及びJ204では欠陥は確認されていない。

3.2.3 RT試験による観察

欠陥部の細断前にスチームジェットJ202のX線透過試験を行い，構造体内部の状況を調査した。図９に蒸気ノズルの正面方向から撮影した結果を示す。外表面で確認された欠陥部位４箇所に対応する位置に影が見られ，構造体内部では欠陥が広がって存在している様子が確認された。

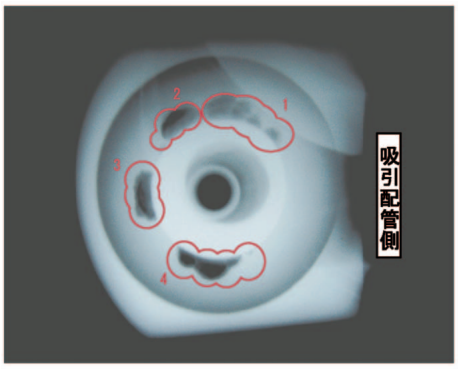


図９　J202X線透過試験結果

3.2.4 欠陥断面の観察

スチームジェットの吸引室を８分割してその断面を観察した。図10に断面の写真を示す。構造体内部に空洞部が確認され，形状はいずれも翼の断面のような形状をしていた。また，空洞部はいずれも蒸気ノズル付け根からやや内部に入ったところから広がり始めており，空洞部はこの蒸気ノズル付け根付近を起点に外側に向かって構造体内部を貫通している様子が観察された。

断面の拡大を図11に示す。特徴的なこととしては,蒸気ノズルの先端方向（外表面側とは逆方向）にも空洞部が進行している様子が確認された。

3.3 マクロ観察結果のまとめ

以上のJ202の観察結果から明らかなように，今回の事象は，溶液入口側の約４分の１周を除いた蒸気ノズルの付け根部分に欠陥が生じ，スチームジェットの内部を蒸気配管からやや離れるように外側に向かって外表面まで進行した結果，その部位から溶液が漏えいしたものと考えられた。内表面及び外表面に確認された欠陥は孔状の欠陥であり，孔の廻りには亀裂を示すワレは確認されておらず，内部に空洞を形成していた様子から，欠陥は腐食により生じたものと考えられた。

なお，J202の使用時間は約59,000時間と長いも

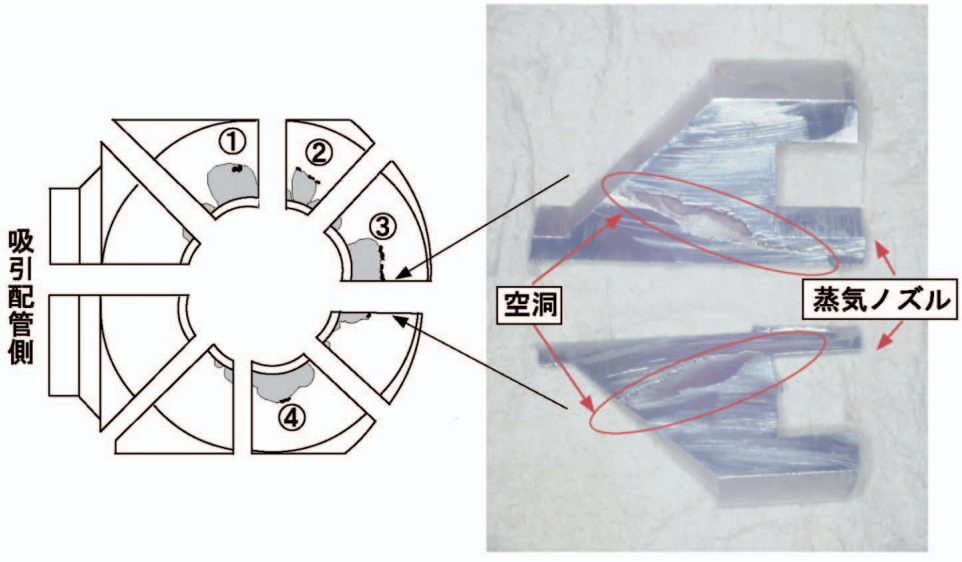


図10　J202切断箇所と切断面

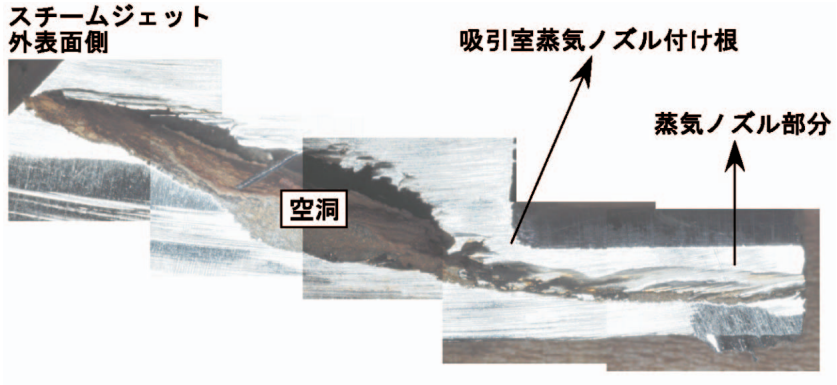


図11　J202切断面と拡大

のであったが，それと比べて使用時間が短いJ203（約3,000時間）及びJ204（約10時間）のCCDカメラによる観察及びPT試験結果では，欠陥は確認されなかった。

以上，CCDカメラなどによるマクロ観察結果から欠陥部は腐食により生じたことがほぼ確認されることとなったが，この様な形態の欠陥が腐食により発生したことの要因を解明するために，腐食が進行したと思われる温度などの環境条件や材料に起因する要因について調査し，腐食状況との相関について検討した結果を以下に述べる。

４．金属組織観察

腐食部位のより詳細な特徴を観察するため，光学顕微鏡及び電子顕微鏡（SEM）により金属組織観察を実施した。観察は，腐食による欠陥が生じたJ202と，比較のためにJ203の吸引部から切出した試料を対象とした。

4.1　吸引室内表面の観察結果

J202吸引室内表面の光学顕微鏡による観察結果を図12に示す。蒸気ノズル付近に比較的大きな孔が観察され，蒸気ノズル付け根から離れるとともに数も少なく，大きさも小さくなっていることがわかる。また，図13にSEMによる拡大観察像を示す。蒸気ノズル付け根付近で多くの小孔が観察され，腐食により結晶粒界が現われている。結晶粒界の腐食は蒸気ノズル付け根付近が最も激しく，蒸気ノズルから離れるとともに現われる粒界は不明瞭で，外周部近くではほとんど認められない状態であった。J203吸引室内表面の光学顕微鏡による観察結果を図14に示す。J202と比較するとJ203では使用時間が短いこともあってJ202のような深

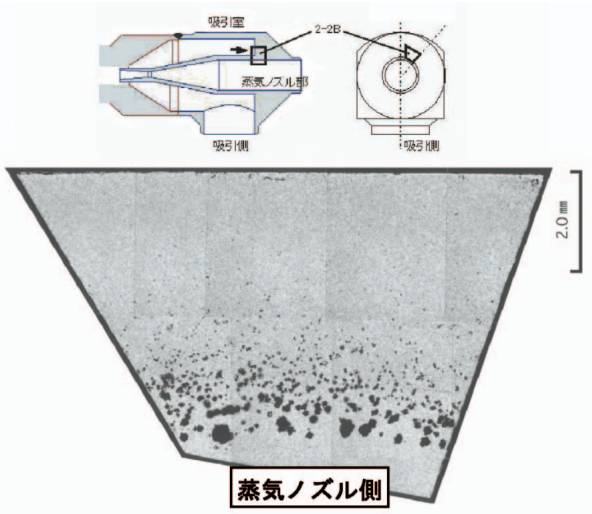


図12　光学顕微鏡によるJ202ノズル近辺の観察

い腐食部は認められないが，蒸気ノズル付け根部付近に多くの微小孔が現われている。J203においても吸引室内部ではわずかではあるが腐食が進行しており，その形態としてはJ202と変わらないものであることがわかった。

4.2　欠陥断面の観察結果

光学顕微鏡によるJ202断面の観察結果を図15に示す。図中には進行過程にある数多くの腐食孔の断面が観察されているが，いずれも材料の加工フロー方向（鍛造方向）に沿って直線的に進行している様子がわかる。また，腐食部の先端は結晶粒界に沿って進展している様子が観察された。

次に，J203断面の観察結果を図16に示すが，J203においてもJ202と同様にわずかではあるが蒸気ノズル付け根部付近から加工フロー方向へ腐食が進行している様子が観察された。

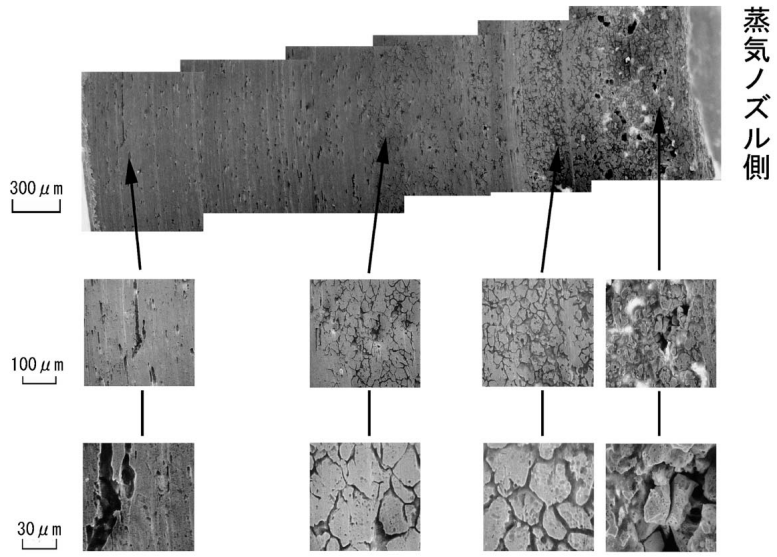


図13　J202吸引室内表面のSEM二次電子像

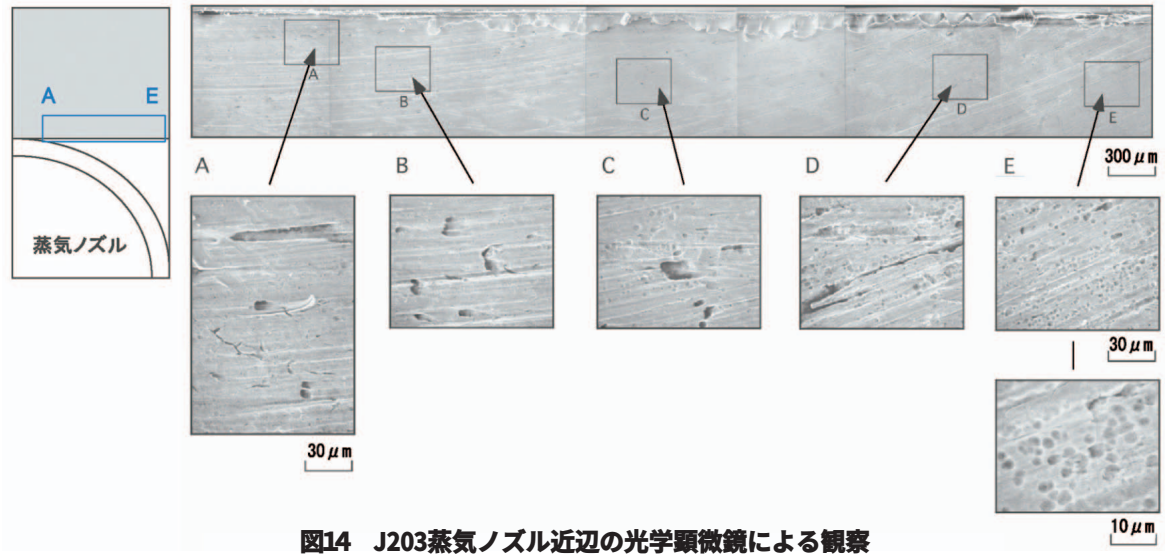


図14　J203蒸気ノズル近辺の光学顕微鏡による観察

5．X線マイクロアナライザーによる元素分析

先に示したスチームジェット材料の分析結果においては規格を逸脱する有意な不純物元素は認められなかったが，ここでは材料中での元素の偏析の有無を調査するためにX線マイクロアナライザー（EPMA）を用いた元素分析を実施した。

まず，局所的に腐食孔の周辺及び断面の粒界腐食部を分析した結果，硫黄（S）及びリン（P）などの不純物元素に有意な偏析は確認されず，粒界に沿ったクロム（Cr），ニッケル（Ni）の濃化や欠乏なども認められなかった。

次に，腐食の進行が材料の加工方向と一致していることから，複数の箇所で加工方向及びそれと直交する方向の元素分布を比較した。図17にEPMAによる線分析結果の一例を示す。いずれの測定箇所においても加工方向と直交する方向においてNiの強度変化が顕著であり，Crについてはこれと相補的な強度変化を示している。一方で，加工方向と平行な方向では測定強度はほぼ平坦であり，EPMAの分析結果からも元素分布の状態が加工フローと関連しているものと考えられた。

その他，MnS系，Al_2O_3系の介在物が加工方向と平行した線状相や点状相として材料全般に偏りなく観察されたが，腐食部との有意な関連は見られず材料の持つ特徴と考えられた。

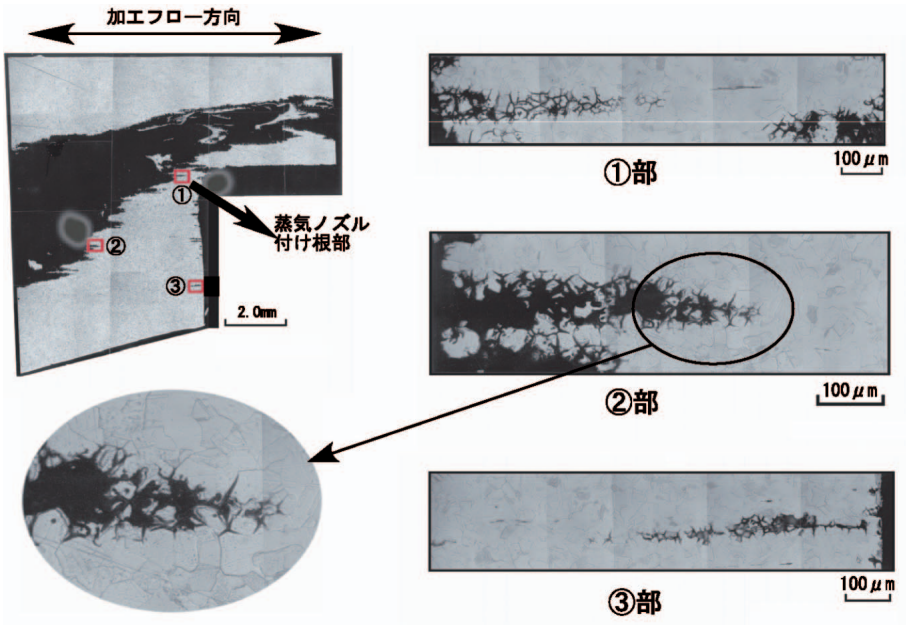


図15　光学顕微鏡によるJ202吸引室断面の観察（エッチング処理）

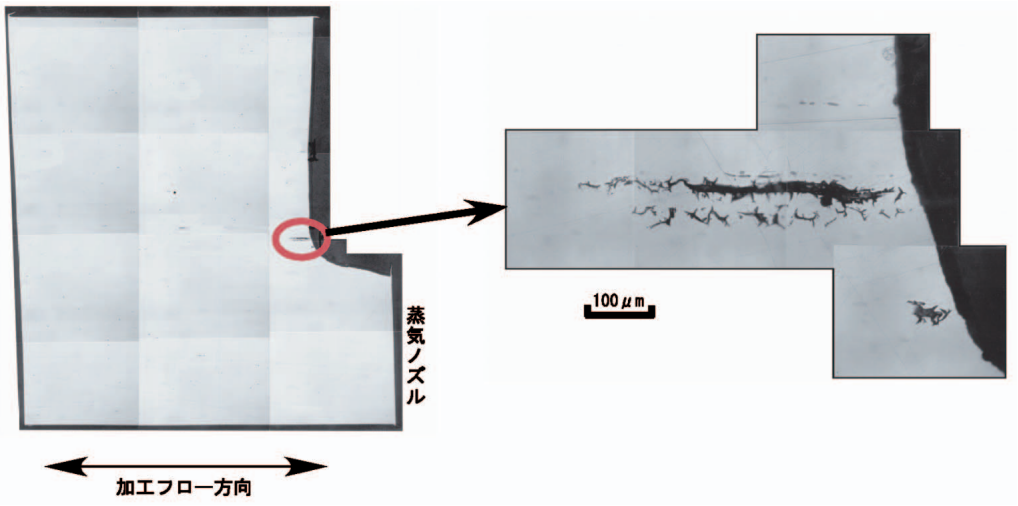


図16　J203光学顕微鏡による吸引室断面の観察

6．温度評価

観察結果から，腐食は蒸気ノズル周辺から生じ，構造体内部ではある勾配に沿って進行し，外表面まで達したものと推測された。

一般的に腐食速度は温度との相関が高いことから，蒸気ノズル周辺部及び構造体内部の温度分布と腐食状態との関連を明らかにするため，計算コードを用いた数値解析により温度評価を実施した。

また，実機と同構造のスチームジェットを製作し，解析結果の検証も含め，作動時の構造体内部及び外表面の温度測定を実施した。

6.1　数値解析による温度評価

スチームジェットをモデル化し，溶液及び駆動用蒸気の温度条件を与え，内部流動状態及び構造体の温度解析を実施した。解析には汎用熱流体解析コードFLUENTを用い，スチームジェットを約14万メッシュに分割し，溶液温度40℃，蒸気ノズル内壁温度170℃一定条件のもとスチームジェットの温度分布を評価した。

吸引室内部流体の温度分布を図18に示す。蒸気ノズルに接する部分の流体温度が高く，溶液入口反対側では止水域となるため温度が最も高くなっていることがわかる。蒸気ノズル付け根部で温度

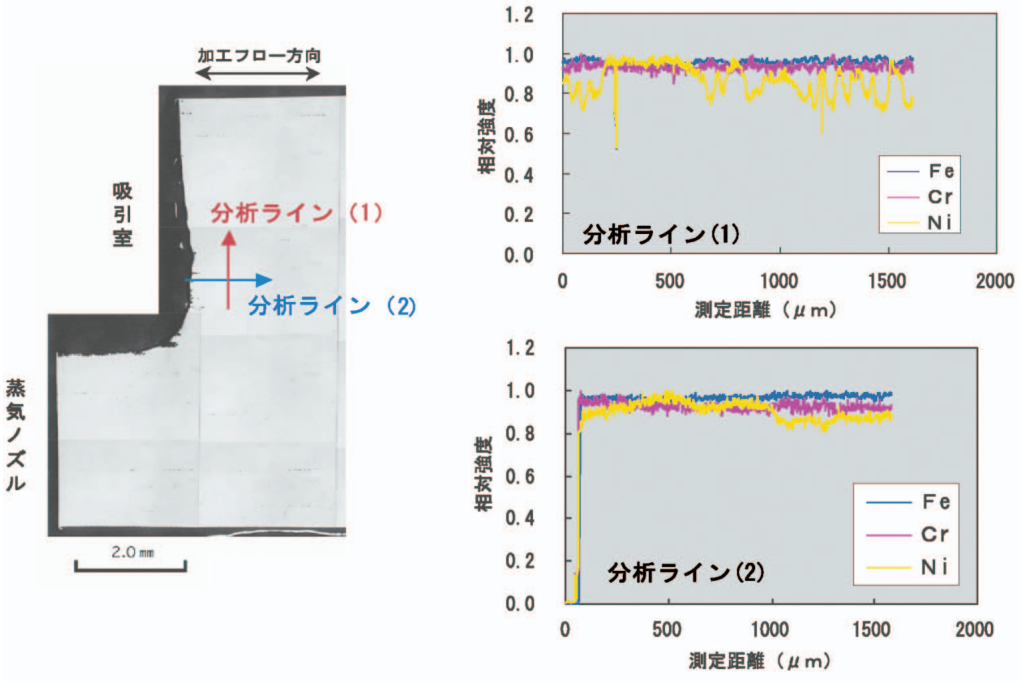


図17　J202マトリックスのEPMAによる元素分析結果

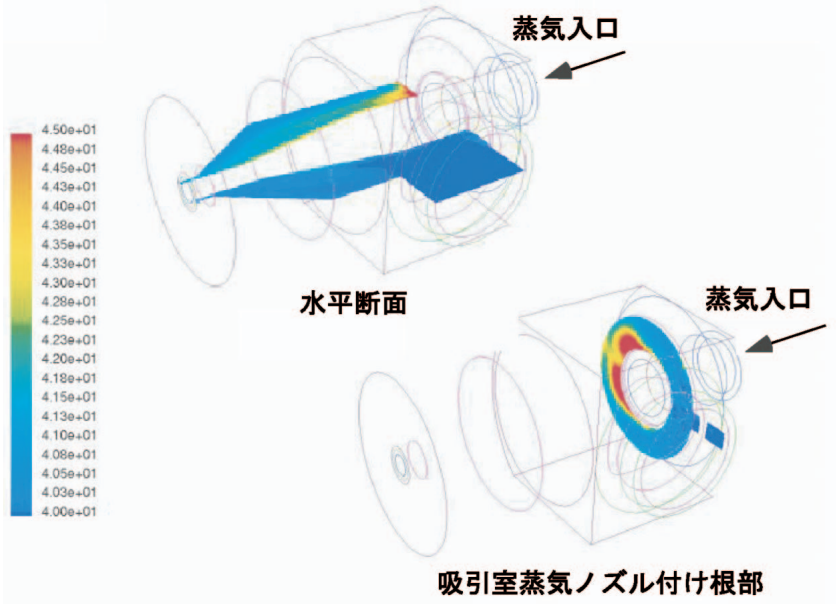


図18　吸引室内部流体の温度分布解析

の高い箇所は，先に観察された腐食が著しい部分とほぼ対応している。

　次に，スチームジェット構造体の温度分布の解析結果を図19に示す。スチームジェットの等温面は，蒸気ノズルを軸として同軸円錐状に分布している。吸引室の蒸気供給側表面では蒸気ノズル付け根付近で約100℃，構造体の内部で空洞部が確認された部分は120℃～130℃の温度範囲となっている。

　また，この温度領域は蒸気ノズルの付け根付近から蒸気ノズルの先端方向へも連続して分布していることが確認できた。

6.2　温度測定試験

　実機の設計を基に同寸法，同等材料（SUS304L）で製作したスチームジェットを温度測定試験に用

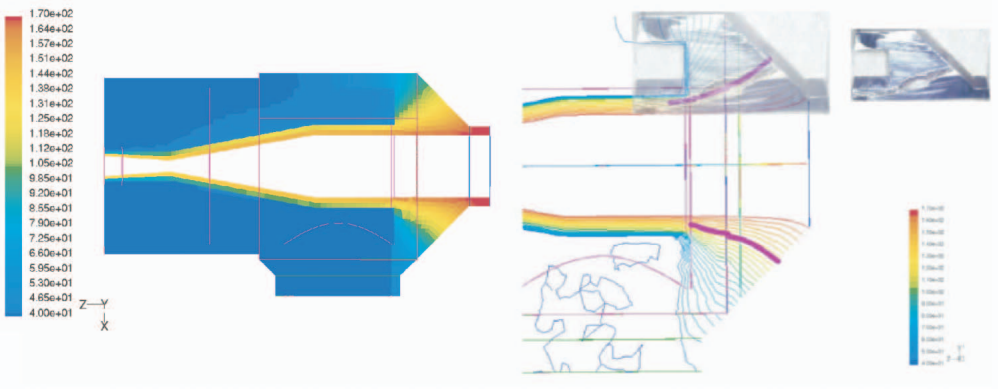


図19　スチームジェットの温度分布解析

いた。試験条件は蒸気圧力及び溶液温度を解析条件と合わせ，溶液の密度はほぼ1.0g/cm³であることから流体には水を使用した。温度測定は構造体の上下左右に各６ヶ所の熱伝対測定用の孔（直径２mm）を空け，合計24ヶ所の内部位置と外表面４ヶ所の温度測定を実施した。測定結果と解析値との比較を図20に示す。測定結果によると，構造体内部に生じた腐食孔の位置は110～120℃の温度範囲にあることが確認できた。

解析では熱電対孔の構造を考慮して評価を実施している。測定値と解析値とを比較すると，上下左右の位置の違いによる傾向はほぼ一致しているが，解析値のほうが各部位とも高く，５℃～20℃の差が生じている。

測定値と解析値の違いの要因については，熱電対のわずかな位置のずれや，解析では外表面を断熱条件として評価していることなどが考えられるが，傾向として良い一致を示している。

また，外表面については，サーモグラフィによる温度測定も実施しており，その結果を図21に示す。サーモグラフィの測定値は，熱電対による測定ポイントと比較すると５℃程度低い値を示しているが，蒸気供給配管を中心として同心円状の温度分布を示していることが確認できた。

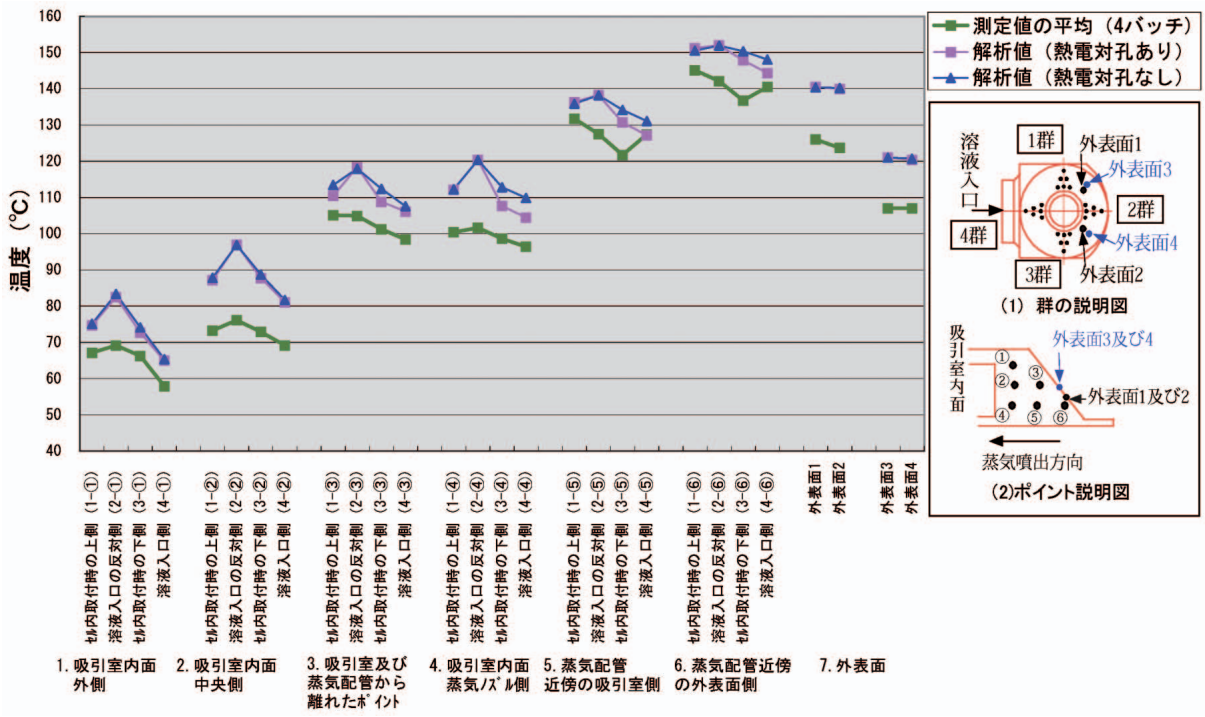


図20　測定値と解析値の比較

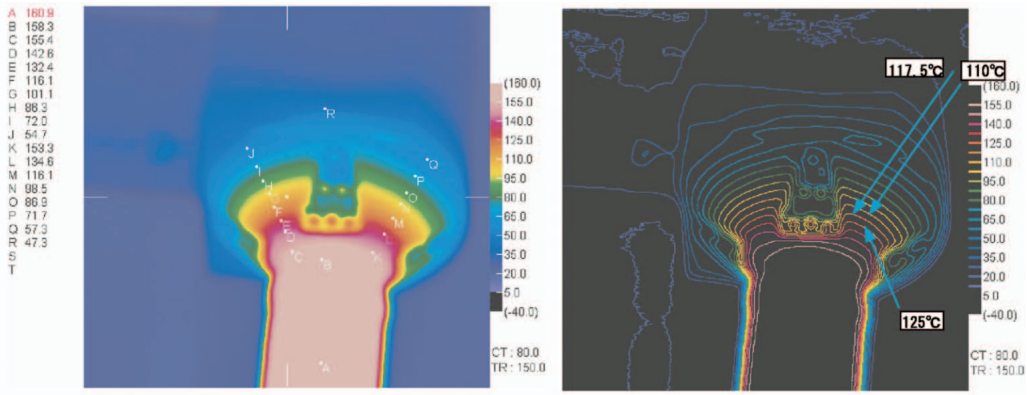


図21　外表面の温度分布

7．腐食試験

7.1　腐食試験概要と試験条件

スチームジェット吸引室の蒸気ノズル周辺に発生した腐食の起点は，構造材料の加工フロー方向（鍛造方向）に選択的に進んでいることが金属組織観察の結果から確認された。この特徴を検証するため，スチームジェットから試料を切出し腐食試験を実施した。

試験片はJ204から採取し，材料の加工フローの方向に平行な面及び直交する面を採取して腐食の程度を比較した。また，比較試料として加工フロー腐食に強いとされる２次溶解処理（ESR処理）を行ったR-SUS304ULC（SA材）[5] を用い，腐食の程度を比較した。

試験条件としては，酸濃度８mol/lの沸騰硝酸を用い，これに溶出Crの影響を考慮してCr^{6+} 1,000mg/ｌを添加した沸騰硝酸による２ケースの浸漬試験とし，いずれも加速条件で試験を実施した。浸漬時間は最大で255時間であり，腐食の状況は重量変化及び表面観察により評価した。

7.2　腐食試験結果

(1) 試験片の重量変化

試験結果を図22に示す。硝酸（クロム添加なし）による浸漬試験において，加工フローに直交する面の試験片で大きく重量減が生じ，加工フローに平行な試験片との腐食速度の異方性が顕著であった。

また，クロムを添加した浸漬試験において，加工フローに直交する試験片ではさらに大きく重量減が生じ，加工フローに平行な試験片においても直交する試験片の１/２程度の腐食速度を示した。

R-SUS304ULC（SA材）については重量変化は少なく，腐食の異方性も見られなかった。

(2) 表面観察結果

255時間経過後の表面状態の変化を図23に示す。硝酸条件では，スチームジェット材料の加工フロー直交面において，全面的に粒界腐食が進行し

試験片材質	試　験　条　件	試験片の表面と加工フロー方向の関係	腐食速度（g/m²・h）0 1.0 2.0 3.0 4.0
スチームジェット試料	8 mol/l硝酸　沸騰条件	加工フローに直交する面	腐食に大きな異方性を示す
		加工フローに平行な面	
	8 mol/l硝酸＋１g/l Cr(VI)添加　沸騰条件	加工フローに直交する面	腐食に異方性を示す
		加工フローに平行な面	
SUS304ULC・SA材	8 mol/l硝酸　沸騰条件	加工フローに直交する面	スチームジェットの材料に比較し腐食速度は遅く、腐食の異方性は少ない
		加工フローに平行な面	
	8 mol/l硝酸＋１g/l Cr(VI)添加　沸騰条件	加工フローに直交する面	
		加工フローに平行な面	

図22　浸漬試験における腐食速度の測定結果

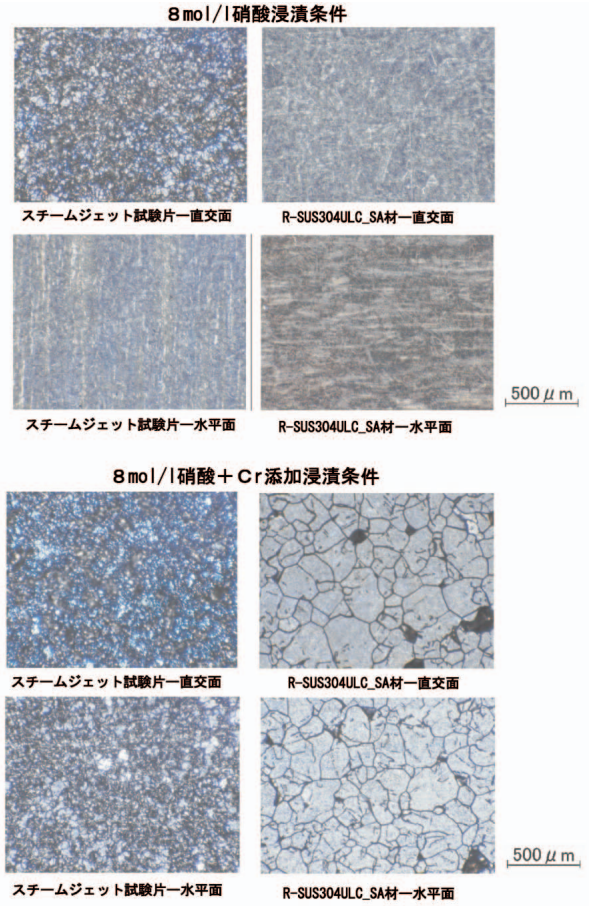


図23　浸漬試験後の表面状態

て脱粒が生じたが，平行する面では腐食は観察されるものの脱粒は生じない程度であった。R-SUS304ULC（SA材）では，両方向とも腐食はほとんど観察されていない。

クロム添加条件では，スチームジェット材料の直交面で脱粒が激しく，一部に深い腐食孔が観察された。平行面では，全面的に粒界腐食が生じているものの腐食孔は認められなかった。

R-SUS材では，粒界腐食が観察されるが腐食孔はなく異方性も見られない。これらの表面状態の観察結果は，重量変化の測定で得られた傾向と良い一致がみられた。

加工フローに直交するスチームジェット材料試験片の断面写真を図24に示す。図は8 mol/l硝酸での浸漬試験を終えたものの断面である。腐食は加工フロー方向（紙面の上下方向）に沿って深く進行しており，その形状は故障したスチームジェットの腐食部分と同様の形態となっていることが確認された。

8．故障要因の考察

スチームジェットの欠陥部の調査結果を踏まえ，腐食によって欠陥が発生したことの要因について検討した。

(1) 腐食の発生原因について

スチームジェット腐食部の各種観察，腐食試験及び温度解析結果から以下の点が確認された。

PT試験の結果，吸引室内表面には溶液の入口側を除いて蒸気ノズルを取り囲むように欠陥の存在を示す赤色指示部が確認された。

この部位の詳細観察を行った結果，蒸気ノズル近傍に多数の孔があることが観察され，蒸気ノズルから離れた位置でも，小孔が分布している様子が確認された。また，孔の径は，蒸気ノズルに近いほど大きなものであった。

運転時におけるこの部位の表面温度は，温度解析の結果から蒸気ノズル付け根で約100℃と推定される。

吸引室の断面の観察結果では，小孔は粒界に

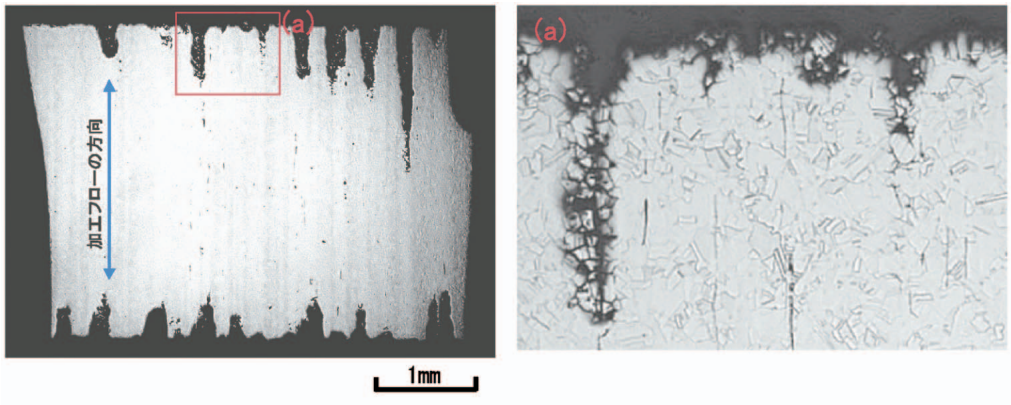


図24　腐食試験片の断面

沿って直線的に成長しており，その方向は，加工フロー方向（鍛造方向）と一致していた。

硝酸による腐食試験の結果では，スチームジェットの材料は腐食に対して大きな異方性を持ち，加工フロー方向に対して著しく腐食し易く，縦穴状に進行することを確認しており，吸引室断面の観察結果と一致している。

これら断面で観察された腐食の形状は，過去に報告された酸回収精留塔の過熱蒸気配管等での加工フロー腐食の形状とも類似したものであった。[1,2]

以上のことから，スチームジェットの腐食は，加工フローに直交する吸引室の蒸気供給側表面で小孔状の加工フロー方向への粒界腐食が多数発生し，それらの中で温度が高い蒸気ノズル近傍の腐食孔が成長し，内部の腐食への起点となったと推測される。

(2) 空洞の形成について

腐食は表面では小孔状であるが，内部では空洞を形成していた。また，空洞の広がりは小孔とは異なり，蒸気ノズル軸に対し10～20°の傾きを持って外表面に向けて成長しており，一部の空洞は蒸気ノズル側へも進行していた。

この空洞の形成要因としては，温度との相関が高いと考えられた。スチームジェット内部の温度解析の結果，空洞形成箇所の温度分布は120～130℃の等温線の領域とほぼ重なる結果となっており，その特徴は一部蒸気ノズル側へと進行した空洞部分も含め，全体的な空洞の形成状態と良く一致するものであった。

スチームジェットの内部の温度分布については，温度解析結果が実測値よりも５～20℃高い値となることをモックアップによる測定結果から確認しており，空洞の形成部分は実際には110～120℃の領域にあったと考えられる。

空洞の形成要因としては，加工フローに沿って成長した小孔状の腐食が，スチームジェット内部の温度の高い領域（110～120℃）に達すると，そこでの温度条件により腐食が促進されて空洞を形成し，吸引室との液の移動が制限された空洞の中では，硝酸の濃縮及びCr（VI）イオンの生成によりさらに厳しい腐食条件となり得たものと推測される。硝酸は約120℃，約15mol/lが硝酸－水溶液系の共沸点温度であり[3]，溶液として存在できる最高温度であったことも，腐食が温度分布に沿って進行した要因として挙げられる。

(3) 材料の要因について

J204については使用時間も極端に少なく，そこから採取された試験片は材料の初期の特徴をそのまま持ち合わせているものと考えられる。J204の試験片を用いた腐食試験の結果から，スチームジェットに用いられた材料は大きな異方性を持つものであることが明らかとなった。

スチームジェットから試料を採取して成分分析を実施した結果では，不純物濃度（Mn，Si，P，S）ともJIS-SUS304Lの化学成分の許容変動値の範囲内であり，問題は認められなかった。

また，断面の観察結果では，アルミナ系と考えられる点状の介在物，MnSと考えられる加工方向に伸びた線状の介在物が観察され，これらの存在が腐食の起点・進行ルートになったのではないかとも考えられたが，腐食部との有意な関連は認められなかった。

EPMAを用いた不純物の観察は，S及び加工フロー腐食に影響があるとの報告のあるP[4]を対象に実施したが，有意な偏析を確認することはできなかった。しかし，マトリックス元素である，Fe，Cr，Niについて濃度の変動があることが確認され，加工フローに直交する面で濃度の変動が顕著であることが明らかとなった。

以上より，材料の腐食に対する異方性の原因は，材料製造時に形成されたマトリックス元素の偏析が，その後の鍛造等により加工フロー方向に引き伸ばされたことが原因と考えられた。このため，加工フロー方向に直交する断面での耐食性に差が生じ，弱い部分が選択的に腐食されたものと考えられた。

加工フロー腐食は，微量に残留するP等の不純物元素の偏析[4]及びCr負偏析[5]により生じると考えられているが，本スチームジェットの材料においては，製造時に生じたマトリックス元素も含めた偏析によって生じたものと考えられる。

加工フロー腐食対策として有効とされるESR等の２次溶解法により製造されたR-SU304ULC(SA)材について腐食試験を実施した結果は，スチームジェット材料と比較して腐食量は少なく，腐食に対する異方性も認められなかった。

腐食試験の結果から見ても，R-SU304ULCは加工フロー腐食対策として有効な材料であることが確認された。

9．調査結果の反映

スチームジェットの故障要因について調査した結果を踏まえ，東海再処理施設にある約400基のスチームジェットを対象として，予防保全上の観点から講じた対策について以下にまとめた。

9.1　他のスチームジェットの使用状況

今回故障が発生した273J202については，蒸発缶の運転にあわせて連続的に送液するジェットであるため，使用時間は他のジェットと比べて特に長いものであった。他のスチームジェットの多くは貯槽間の液移送に使用されているため，数千時間のものが５基あることを除いては，概して使用時間は500時間未満となっている。

しかし，現在使われている多くのスチームジェットは故障したスチームジェットと同等の材料で製造されており，また温度条件となる蒸気の使用圧力も同様であることから，使用時間が長くなれば同様の腐食が進行するものと考えられる。

9.2　予防保全上の対策とその根拠

今回の腐食の過程には，①吸引室内の蒸気ノズル部から材料の加工フロー方向に直線的に進行する部分と，②構造体内部の約120℃の温度領域に空洞を形成しながら進行する部分の二つの特徴があると考えられた。①の腐食については，進行過程にあった273J203の腐食状況の観察結果から，その進行速度を概算することが可能である。273J203の使用時間は約3,000時間であり，観察で確認された腐食孔の深さは最大で約0.５（mm）であったことから，

$0.5(\mathrm{mm}) \div 3{,}000(\mathrm{h}) \quad 2 \times 10^{-4}\ (\mathrm{mm/h})$

の速度で吸引室内の蒸気ノズル部から加工フロー方向に進行すると考えることができる。図25に寸法の概略を示すが，この腐食が130℃（計算解析による温度）付近となる２（mm）まで進行するものと考えると，その時間は10,000（h）となる。

その後，②の腐食が進行して約20mmの構造体を貫通したことになり，その時間は①の時間も含めて59,000時間であった。

よって②の腐食速度は

$20(\mathrm{mm}) \div [59{,}000(\mathrm{h}) - 10{,}000(\mathrm{h})]$

$4.5 \times 10^{-4}\ (\mathrm{mm/h})$

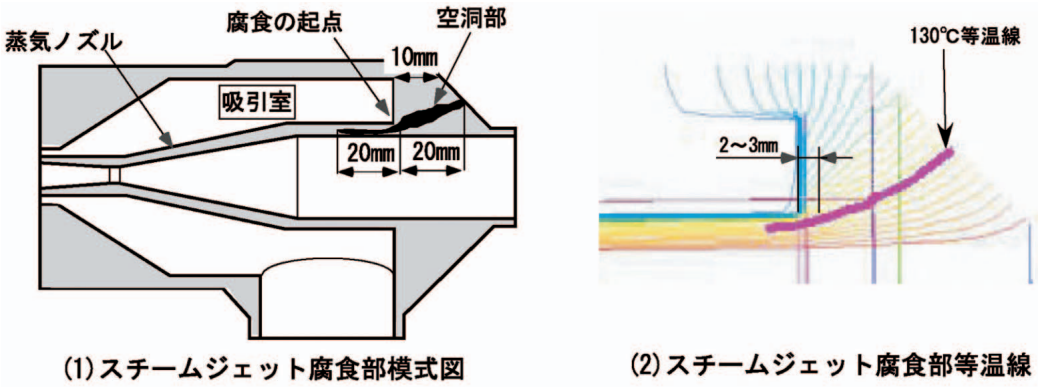
程度と見積もることができる。

スチームジェットの構造上，厚みは少なくとも10（mm）程度はあるので，この種の方向性をもって進行する腐食の速度を②で見積もった場合においても，約20,000（h）の使用には耐えるものと考えられる。予防保全の観点からは欠陥が貫通に至る前に腐食の進行具合を把握しておく必要があり，この意味からも運転時間が約10,000時間に達した段階でスチームジェットの健全性を確認することを対策として講じることとした。

10．おわりに

スチームジェット（273J202）で発生した腐食は，吸引室内の蒸気ノズル付け根部分を起点として加工フローに沿った小孔状の粒界腐食が発生し，内部の高温域で腐食が促進されて空洞を形成したが，この際には硝酸，Crイオンの濃縮によりさらに厳しい条件で腐食が進行したとも考えられ，長時間の使用により外部までの貫通に至ったものと推定された。

起点での加工フローに沿った腐食は，製造時に



(1) スチームジェット腐食部模式図　　(2) スチームジェット腐食部等温線

図25　腐食速度の見積もりに係る寸法の概略

生じた元素の偏析によって局所的に腐食に弱い部分が存在したため発生したものと考えられ，また腐食の進行が方向性を持って空洞の形成に至った過程には，スチームジェット構造体内部での温度条件が大きく影響したものと推定された。

スチームジェット材料が腐食に対して示した異方性については，母材が約30年前の海外生産品であることから，その詳細な製造過程を調査することは出来なかったが，各種観察及び試験による客観的事実からスチームジェットの故障要因を解明することができた。

以上の様に，この種の欠陥の発生に関わる要因を整理できたことは，単に事象を解明するだけに留まらず，今後とも既存の施設の設備保全を効果的に計っていくという観点からも有用な技術的知見になり得るものと考えられる。

謝　辞

今回のスチームジェット故障要因の調査にあたっては，機構内外の有識者で構成される技術評価会議を設け，調査計画の段階から幅広い技術的知見を反映しつつ調査を進めてきた。東京工業大学教授小林英男先生，東北大学教授杉本克久先生，日本溶接技術センター教授入江宏定先生には評価委員として技術評価会議に参加して頂き，助言，評価をして頂いた。ここに感謝の意を表します。

参考文献

1）槙，東海再処理施設の腐食環境と腐食速度評価，サイクル機構技報No. 14（2002）
2）住友化学工業（株），再処理施設耐食安全性実証試験検討委員会・腐食専門部会報告書（1987）
3）Purex technical manual,RHO-MA-116 (1980)
4）金子，阿部，ステンレス鋼の加工フロー腐食機構の解明と防止対策の確立，CAMP-ISIJ Vol.3(1990),p811
5）長野，梶村，原田他，高酸化性硝酸中におけるステンレス鋼の腐食形態と耐食性，材料学会学術講演会，37巻（1988），p196－198

資料番号：21－6

技術報告

ウラン濃縮施設機材の切削除染技術開発

遠藤　裕治　　大曽根　勤*　八木澤　博

人形峠環境技術センター　環境保全技術開発部
*検査開発株式会社

Development of Scraping Decontamination Technology for the Equipment of Uranium Enrichment Facilities.

Yuji ENDO　Tsutomu OSONE*　Hiroshi YAGISAWA

Environmental Research and Development Division, Ningyo-toge Environmental Engineering Center
*Inspection and Development Company Ltd.

表面が汚染されたウラン濃縮施設の機材について，汚染部分を機械的に切削除去する除染方法の開発を実施した。炭素鋼又はアルミ合金製の円筒状機材の表面形状に沿って，汚染した部分を一定深さだけ切削することができる「円筒加工装置」を試作した。ウラン濃縮機材の汚染深さに合わせて切削量を0.5mmに設定して，切りくずを吸引回収に適した形状にする加工条件，加工精度を検討する試験を行い，汚染を模擬した試験体の切削試験により除染効果を把握した。その結果，「円筒加工装置」の基本機能の妥当性及び切削除染に適した加工条件を確認したが，切りくず回収機構，切削部の冷却など，実機機材の処理に適用するための課題も併せて摘出した。

The decontamination method of scraping off contaminated depth mechanically was developed for the equipment of uranium enrichment facilities whose surface was contaminated by uranium.

The "Cylinder Scraping Machine," made as an experiment, can scrape off a constant depth of cylinder-shaped equipment along the surface of equipment made of carbon steel or aluminum alloy. The depth of scraping was set at 0.5mm in accordance with the contamination depth of the uranium enrichment equipment, and examination of the processing condition, which makes the scraps into a suitable form for suction collection, and of the processing precision was conducted and the decontamination effect was gauged by a scraping test of the test body with simulated contamination.

As a result, the validity of the basic function of the "Cylinder Scraping Machine" and the processing conditions suitable for scraping decontamination were confirmed and the subjects to apply it to the processing of the actual used materials regarding the scraps collection mechanism, cooling of the scraping part and others were extracted.

キーワード

放射性廃棄物，金属廃棄物，ウラン，ウラン濃縮，除染，切削除染，炭素鋼，アルミ合金，汚染深さ

Radioactive Waste, Metal Waste, Uranium, Uranium Enrichment, Decontamination, Scraping Decontamination, Carbon Steel, Aluminum Alloy, Contaminated Depth

１．はじめに

人形峠環境技術センターでは，ウラン濃縮パイロットプラント（当時。1991年に「濃縮工学施設」と改称。）で1979年から1990年，ウラン濃縮原型プラントで1988年から2001年までの期間，ウラン濃縮技術開発に係る各種試験及び電力会社との役務

遠藤　裕治
遠心機処理技術課所属
遠心機処理技術開発業務に従事

大曽根　勤
遠心機処理技術課所属
遠心機処理技術開発業務に従事

八木澤　博*1
遠心機処理技術課所属
遠心機処理技術開発業務に従事

*1現在：日立製作所サイクルプロジェクト部所属

契約に基づく濃縮ウランの生産を行ってきた。2001年９月に核燃料サイクル開発機構におけるウラン濃縮技術開発業務が終了したことから，現在これらの施設ではウラン濃縮に使用した機材の除染技術の開発を実施している。

今回，ウラン濃縮に使用した機材のうち円筒状の機材を対象に，ウランで汚染した部分を切削除去する切削除染法について，切削除染用に試作した円筒加工装置と汎用工作機器及び汚染模擬機材を用いて試験を実施したので，以下に主な成果を示す。

２．切削除染の概要

(1) 切削除染方法の特徴

ウラン濃縮施設の機材は，10年程度の期間六フッ化ウランに曝され，機材表面で六フッ化ウランとの反応によりウラン化合物が付着し，汚染している。汚染の形態は表面汚染であり，極表層の汚染部分が除去できれば，クリアランスレベルを適用して，機材の大部分を産業廃棄物と同様に措置することが可能になると考えられる。

これまで，想定クリアランスレベルを0.1Bq/gと仮定して，湿式化学除染法を用いて除染試験を実施してきた。今回試験を行った切削除染法は，切削・研削など機械的な加工法によって汚染部分を除去する方法であり，レーザー加工，電解研磨，化学研磨などの電気的，化学的な加工法に比べて，エネルギー効率や金属表面の除去速度に優れている特徴がある。

一般の機械工作では，潤滑剤が摩擦を小さくして切削抵抗を減らすことで工具の磨耗を軽減し，冷却効果により工具硬度や加工寸法精度の低下の抑制など重要な役割を果たしている。しかし，切削除染法では，放射性物質で汚染した機材を機械加工するという特徴から，潤滑剤による切削面への二次汚染を避けるため，潤滑剤を使用しない乾式切削を試みた。

また，旋盤などによる加工法では“切削量＋製作公差”が切りくずとして廃棄物になる可能性があるため，加工対象物（以下，「ワーク」という。）の表面形状に倣った加工方法を選択し，表面からの切り込み量を汚染深さに合わせて一定に保ち，二次廃棄物の発生量を抑制するシステムとした。

(2) 円筒加工装置の構造

切削除染用に試作した円筒加工装置を図１及び写真１に，ワーク表面形状に倣って加工するための倣い機構の概要を図２に示す。

円筒加工装置は中型旋盤に取り付けられた専用ツールバーの先端に固定し，工具ホルダ，チップ，倣いローラ，スプリング，切りくず回収機構などで構成されている。ワークの表面形状が変化しても，図２のようにスプリングがローラをワークに

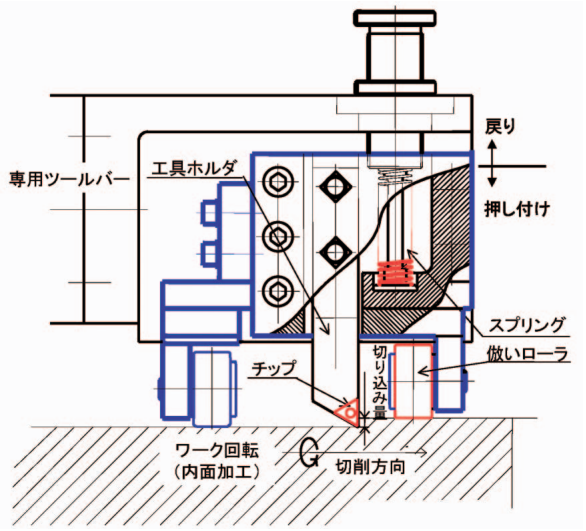


図１　円筒加工装置の構造

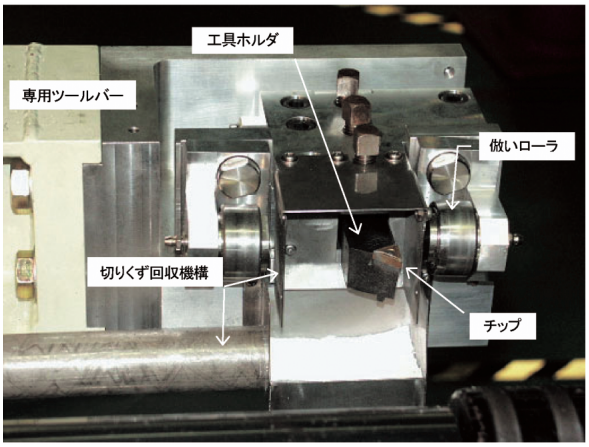


写真１　円筒加工装置

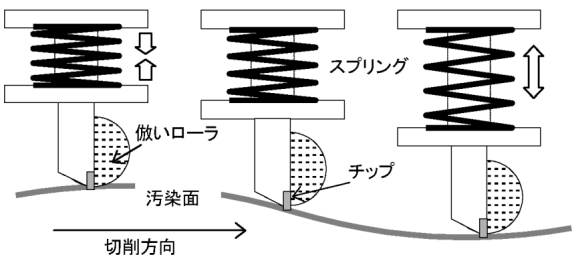


図２　円筒加工装置の倣い機構原理

押し付け，接触面を基準に一定の切り込み量でワーク表面を切削していく構造としている。

円筒加工装置を構成する各部品の役割は次のとおりである。

① 工具ホルダ，チップ

ワークの表面を切削加工する。

円筒加工装置では，切りくず回収機構で確実に切りくずが回収されるよう，加工条件により切りくずの形状を制御するようにしている。

② 倣いローラ

ワークの汚染表面を走行し，工具ホルダ，チップに対してワーク表面からの切削深さを決定する。

③ スプリング

チップ，倣いローラをワーク表面に押し当てて，倣いローラの跳ね上がりを防止するとともにチップに対して切削加工に必要な切削力を伝える。

④ 切りくず回収機構

切りくず回収カバーと真空クリーナで構成し，切りくずを回収して切削面への二次汚染を防止する。

３．試験概要

円筒加工装置の基本性能を確認するための試験の流れを図３に示す。なお，本除染法の適用対象は，鋼材（炭素鋼）と軽金属（アルミ合金）とした。

3.1 汚染深さの特定

切削除去する表面の汚染範囲を特定するため，ウラン濃縮施設で使用され，長時間六フッ化ウランに曝された機材から試験片を採取し，グロー放電質量分析装置（GDMS）により表面から金属内部に向かってウラン濃度の分析を行い，深さ方向のウラン濃度分布を明らかにした。

3.2 円筒加工装置基本性能の確認

実機材を用いた試験を行う前に，切削除染に適した加工条件を見い出すため，実機材を模擬したワークを用いて円筒加工装置の基本性能を確認した。

(1) ローラ押し付け力の検討

本除染法の特徴である倣い加工を実現するためには，倣いローラがワーク表面を的確に捉えて転動する必要がある。ワーク表面の凹凸によるローラの跳ね上がりなどを防止するスプリング力を検討するため，スプリング力を変化させながら，倣いローラとワークとの電気導通状態を測定することによりローラの押し付け状態を確認した。

(2) 切りくず形状の確認

本除染法では，切削面への二次汚染を防止するため，切りくず形状を制御して回収することが重要である。

一般切削での代表的な切りくず形状は図４のとおりであるが，本除染法では切りくずを回収カバーに閉じ込め，真空クリーナまで排気回収する構造としているため，小片状の「折れた切りくず」又は「せん断形切りくず」にすることが望ましいことから，切りくず寸法10mm程度を目安として加工条件を検討した。

なお，本除染法の実用化時を考慮して，チップ

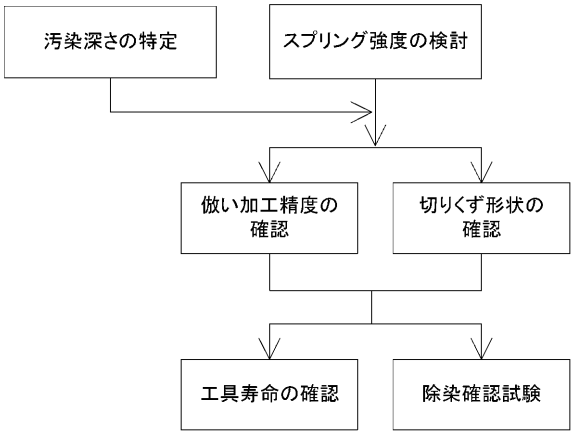


図３ 円筒加工装置基本性能確認のための試験フロー

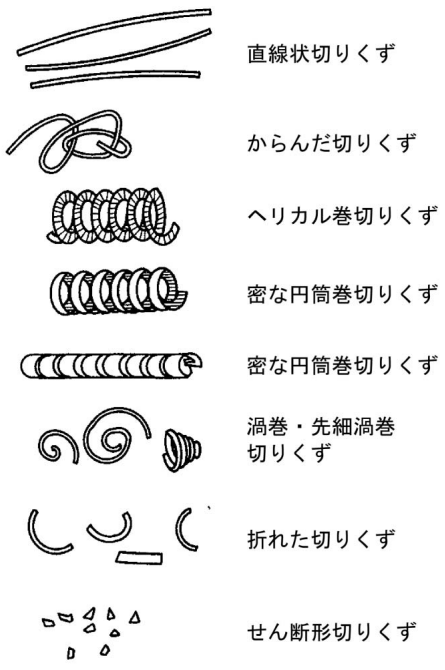


図４ 一般加工における切りくず形状の例[1)]

は入手が容易な汎用品の中から複数選定して，切りくず形状を基に選別を行った。

(3) 倣い加工精度の確認

ローラ押し付け力，切りくず形状の確認結果に基づいてワークを切削加工し，ダイヤルゲージによる変位量から軸方向，周方向の切削量（切削深さ）を求め，設定切り込み量に対する倣い加工の精度を確認した。

(4) 工具寿命の推定

本除染法では乾式で切削するため，チップ寿命が短くなると考えられる。本除染法を実用化する上では，工具寿命によるチップ交換頻度を予め把握しておく必要があるため，上述の検討結果で得られた加工条件に基づいてワークを加工し，チップの欠損状況など外観観察結果から寿命を推定した。

3.3 除染確認試験

(1) 汚染模擬機材による試験

炭素鋼及びアルミ合金製の試験機材に銅メッキで表面汚染を模擬して切削加工し，加工面の銅濃度をGDMSで分析し，除染効果の程度を確認した。

(2) 実機材による試験

管理区域から持ち出せるレベルまで湿式化学除染法にて除染した炭素鋼及びアルミ合金の実機材をワークとして切削加工し，加工表面のウラン濃度をGDMSで分析し，除染効果の程度を確認した。

4．試験結果

4.1 汚染深さの特定

ウラン濃縮施設の実機材から採取した試験片について，GDMSを用いたウラン汚染深さの確認結果は表１に示すとおり，炭素鋼では表面に堆積したウラン化合物を含め約500μm，アルミ合金では約53μmの汚染深さであった。これらの分析結果より，以降の試験では炭素鋼の汚染深さに合わせ，切り込み深さを0.5mmに設定して各種試験を実施した。

表1　汚染深さの調査結果

ワーク	データ数	最大値	最小値	平均値	標準偏差	平均＋3σ
炭素鋼	2	500μm	140μm	－	－	－
アルミ合金	16	42μm	3μm	20μm	11μm	53μm

4.2 円筒加工装置基本性能の確認

(1) ローラ押し付け力の検討

表２に示すとおり，スプリング力を変化させた時の倣いローラとワークの電気導通状態から，炭素鋼，アルミ合金それぞれにおいて100N又は300Nを超えるローラ押し付け力が必要となる結果を得た。

(2) 切りくず形状の確認

加工条件（ローラ押し付け力，回転数，チップ送り速度等）及び使用するチップにより，切りくずの形状が異なり回収しやすい切りくず形状となる組み合せとして表３の加工条件及び切りくず形状を選択した。

(3) 倣い加工精度の確認

倣い加工精度の確認結果を図５及び図６に示す。

切り込み量設定0.5mmに対して十分な切削量が確保できていることから，スプリングによる切削力が十分に作用していることが確認できた。

しかし，切り込み量設定値に対して最大0.1mm程度深く切削される箇所があり，各測定箇所間での切削量にもばらつきが発生している。二次廃棄物発生量を低減する観点から切り込み量の設定精度を向上させて切削量との差を低減する必要があることが分った。

(4) 工具寿命の確認

アルミ合金は長さ800mmのワークをチップ交換無しで切削可能であった。チップ先端の外観観察結果では，写真２のとおり乾式切削により高温となったチップ先端にアルミの溶着が観られた。更に，チップ先端ではこの溶着と脱離が繰り返されていることも観察されたが，チップ自体に磨耗，欠損等もなく，この間の切りくずも安定した形状を保っていた。

一方，炭素鋼ではワーク長さ800mm付近でチップに欠損が発生した。乾式切削による切削抵抗の増大が原因と考えられ，冷却対策やチップ材質の見直しによる長寿命化の検討が必要である。

4.3 除染確認試験

(1) 汚染模擬機材による試験

炭素鋼及びアルミ合金製ワーク切削加工後の外観は，写真３に示すとおり銅メッキが一様に除去され，母材の金属色に変化していた。

アルミ合金製ワークの切削加工で，アルミ溶着・脱離が発生したがチップ先端をフィールドエミッ

表2　ローラ押し付け力の検討結果

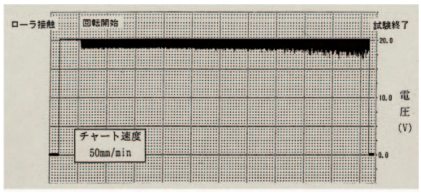
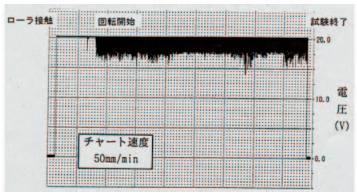
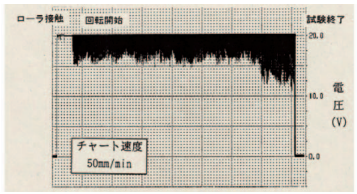
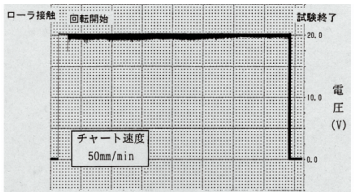
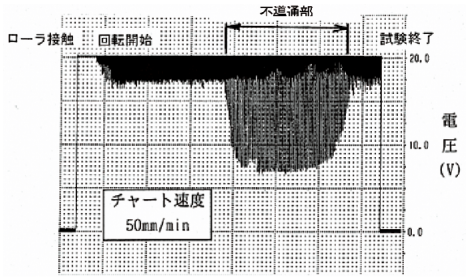
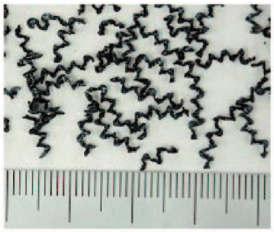
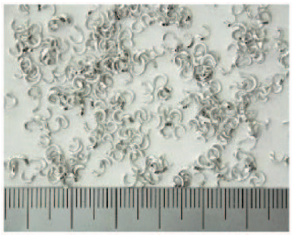
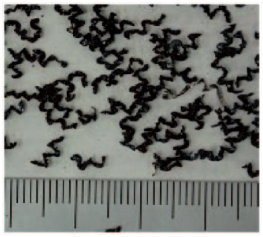
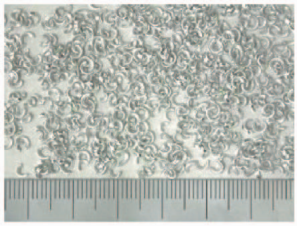
ー	炭素鋼	アルミ合金
外面加工	 スプリング設定：100N	 スプリング設定：300N
内面加工	 スプリング設定：300N	 スプリング設定：100N
備考	ローラ追随性の確認判定（導通状態） 	

表3　切りくず形状の確認結果

ー	炭素鋼		アルミ合金	
外面加工				
	回転数	280rpm	回転数	140rpm
	送り速度	0.2mm/rev	送り速度	0.2mm/rev
	切り込み量	0.5mm	切り込み量	0.5mm
	ローラ押し付け力	300N	ローラ押し付け力	300N
	チップ型式	ダイジェット製 TNMG160404-F1	チップ型式	京セラ製 TNGG160402R-B
内面加工				
	回転数	400rpm	回転数	140 rpm
	送り速度	0.2mm/rev	送り速度	0.2mm/rev
	切り込み量	0.5mm	切り込み量	0.5 mm
	ローラ押し付け力	400N	ローラ押し付け力	300N
	チップ型式	ダイジェット製 TNMG160404-F1	チップ型式	京セラ製 TNGG160402L-B

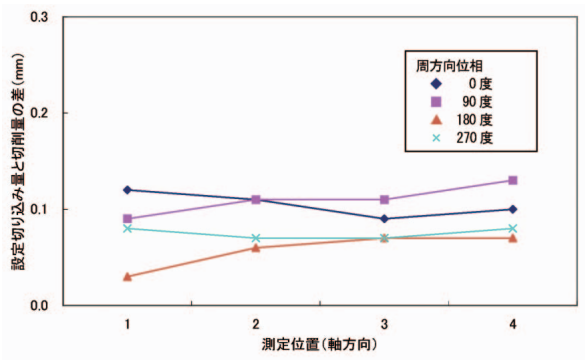


図５　炭素鋼切削時の倣い加工精度確認結果

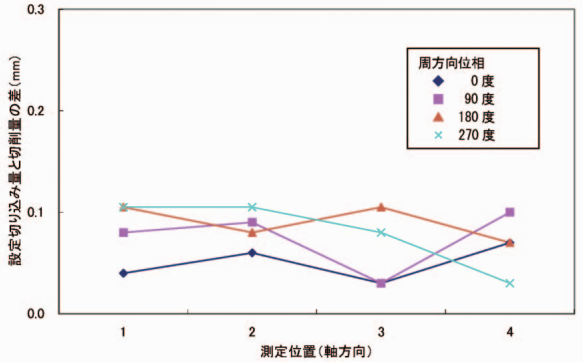


図６　アルミ合金切削時の倣い加工精度確認結果

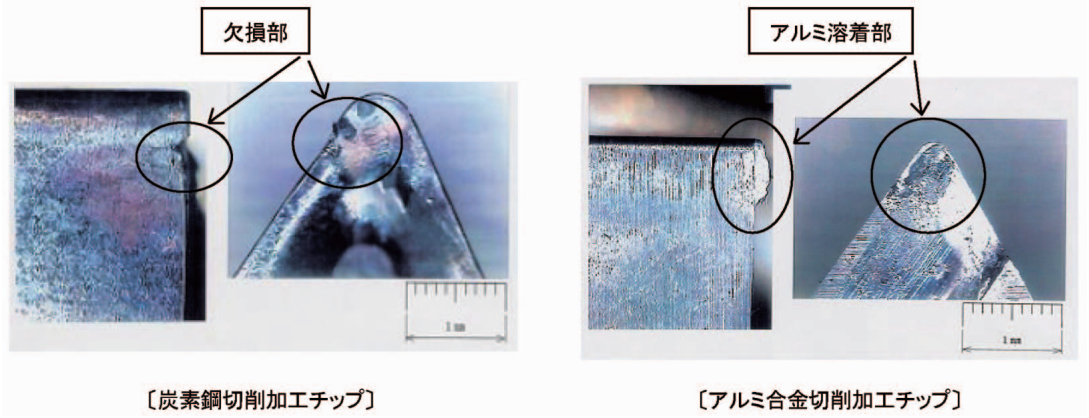


写真２　チップ寿命の確認結果

ション型電子顕微鏡（FE-SEM）により観察した結果，写真４のとおり切削部の表面状態は，溶着アルミの脱離部と脱離せずに溶着アルミが残る周辺部の二種類に別れ，脱離部は未使用チップの観察結果と同様の表面状態であった。また，チップ先端部への二次汚染を確認するため，銅の付着状況をＸ線マイクロアナライザー（EPMA）により

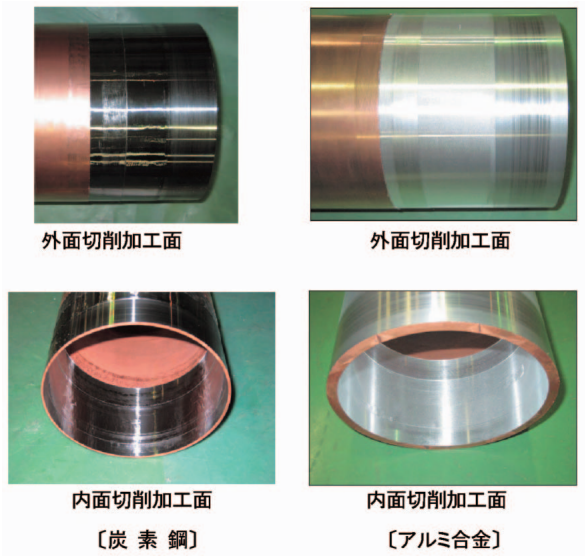


写真３　切削加工後のワーク外観（銅メッキワーク）

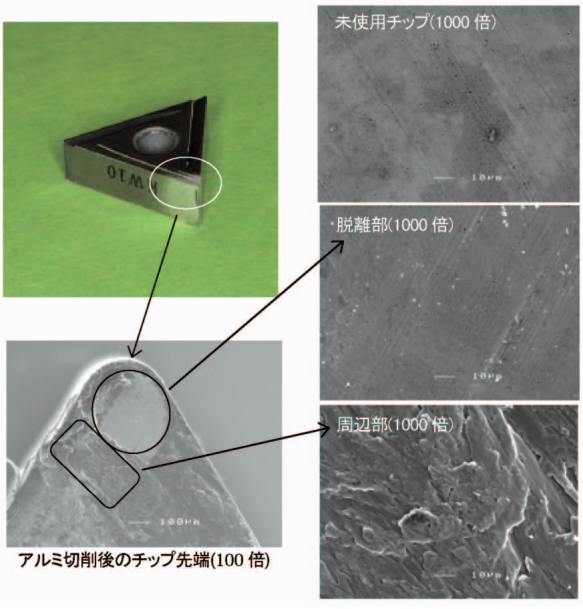


写真４　アルミ合金切削チップの外観観察

定性分析したが，銅成分は検出されなかった。

次に，切削面から採取した試験片について，表面から深さ方向にGDMSによる銅濃度分析を行った。分析は実機材の汚染状況から，炭素鋼製ワークは内外面，アルミ合金製ワークでは内面のみ行った。分析結果を図７及び図８に示す。

内面切削加工面の銅濃度は，炭素鋼製ワークで約0.2μm，アルミ合金製ワークで約0.5μmの極表面部分の銅濃度が高くなる傾向にあった。EPMA及びGDMSの分析結果から，切削加工時の銅微小塵埃による二次汚染などが原因として考えられ，切りくず回収機構の吸引能力向上などによる二次汚染対策が必要と考える。

(2) 実機材による試験

銅メッキによる汚染模擬材と同様に，切削後の表面からGDMSによるウラン濃度分析を行った。分析結果を図９及び図10に示す。

炭素鋼製ワーク内外面の切削加工面でのウラン濃度は，分析した深さ方向全域にわたって，除染後の目標値として設定している0.1Bq/g相当のウラン濃度（比放射能を濃縮度５wt%としてウラン濃度を評価）を下回っている。ウラン濃度は，酸素濃度と同様に表面に向かって緩やかな上昇を示している。未使用炭素鋼材の切削加工面でも同様の傾向を示しており，炭素鋼表面での酸化が進むことに合わせてウラン濃度も上昇する傾向にあることから，二次汚染とは特定できない。ただし，表面のウラン付着量が多い場合には，銅メッキの切削試験で見られたような二次汚染にも配慮する必要があることが分った。

アルミ合金製ワーク内面の切削加工面でのウラン濃度は，分析した深さ方向全域にわたって未使用アルミ合金材中のウラン濃度を下回っており，機材中に含まれるウラン濃度の範囲内に留まっていることを示した。

５．おわりに

ウラン濃縮施設で使用した円筒状の機材を対象に，切削除染用に試作した円筒加工装置を用いた，炭素鋼及びアルミ合金の切削試験を行い，以下の結果を得た。

(1) ウラン濃縮施設で使用した機材のウラン濃度分析を行った結果，汚染深さは炭素鋼で約500μm，アルミ合金で約50μmであることが分った。

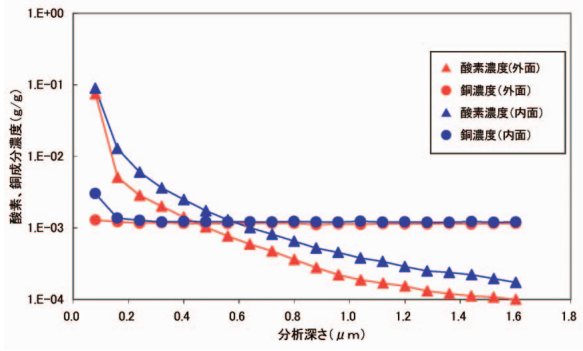


図７　炭素鋼切削加工面の銅濃度

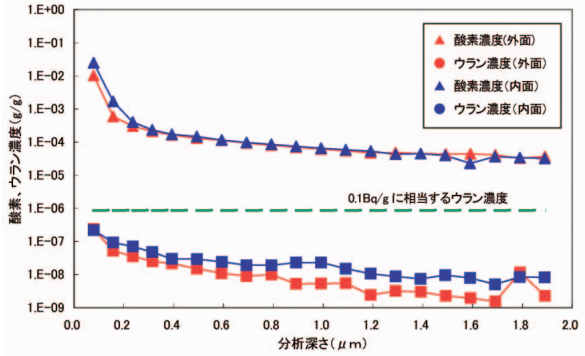


図９　炭素鋼切削加工面のウラン濃度

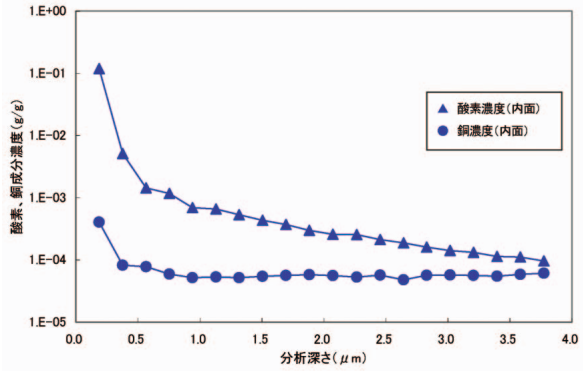


図８　アルミ合金切削加工面の銅濃度

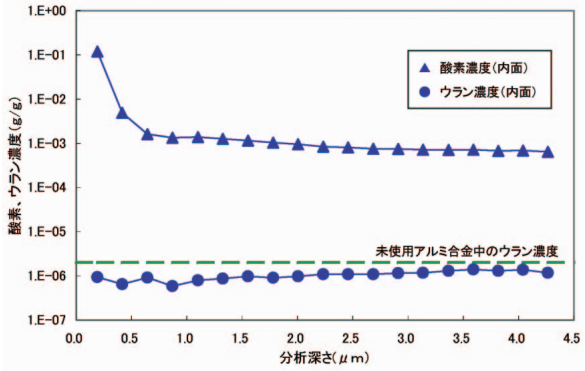


図10　アルミ合金切削加工面のウラン濃度

(2) 試作した円筒加工装置を基本構造として，機材形状に倣って表面を一定深さだけ切削加工できることを確認した。
(3) 切りくず回収が可能なチップ，切り込み深さ，回転数，送り速度，押し付け力（スプリング力）などの加工条件の絞り込みを行った。
(4) 改善すべき項目として，二次汚染低減のための切りくず回収機構の能力向上，倣い精度の向上のための切り込み量設定方法の見直し，チップ寿命向上のための冷却対策などの課題を摘出した。

これまでの試験により，切削除染に使用する円筒加工装置の基本機能の妥当性及び切削除染に適した加工条件を確認した。また，実機機材の処理に適用するための課題も併せて摘出した。今後は，摘出した課題の対策も含め，ウラン濃縮施設で実際に使用してきた汚染機材を用いた試験の中で除染性能の確認を実施していく予定である。

なお，本試験の一部は電気事業者との共同研究として実施している。

参考文献

1）社団法人日本機械学会：機械工学便覧，B 2 -127 (1991)

資料番号：21－7

研究報告

OECD/NEA Sorption Projectにおける収着モデルの検討

神徳　敬　柴田　雅博　吉田　泰　陶山　忠宏
東海事業所　環境保全・研究開発センター　処分研究部

Sorption Modeling Study in the OECD/NEA Sorption Project

Takashi JINTOKU　Masahiro SHIBATA　Yasushi YOSHIDA　Tadahiro SUYAMA

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

鉱物に対する核種の収着試験結果に対しモデルを作成し，既知の収着試験結果に当てはめ，モデルの適用性を確認するというOECD/NEAの収着モデル化プロジェクトに参画した。サイクル機構は，Ni，Npにおけるスメクタイトの収着挙動，Uにおける風化した片岩（針鉄鉱と仮定）の収着挙動を選択し，これらに対して，表面錯体反応及び／もしくはイオン交換反応を用いモデル化作業を実施した。モデル化作業では，計算コードPHREEQCを用い，試験結果に対し解析結果をフィッティングさせ，実験値をもっとも良く反映する結果から平衡定数を決定した。モデルの適用性確認作業において，分配係数の実測値との誤差がほぼ一桁以内となる良い一致を示した。今後はパラメータ及び採用したモデルの妥当性を検証する必要がある。

A group of engineers from JNC participated in the OECD/NEA Sorption Project in which a sorption modeling study and applicability study for sorption experimental results on minerals were conducted. In this study, JNC selected the sorption modeling of Ni, Np onto Montmorillonite and U onto Weathered Shist, adopted the surface complexation model and/or ion exchange model, and conducted modeling for the experimental results using the fitting procedure. In this procedure, the PHREEQC geochemical calculation code was used. Based on the modeling results, which can explain the experimental results, the equilibrium constants were fixed.

Following the modeling, an applicability study, which applies the modeling results to other sorption experiments, revealed that the Kd value errors between them were within approximately one order. For the future, validation procedures for this model are required.

キーワード

収着試験，スメクタイト，モンモリロナイト，針鉄鉱，モデル化，表面錯体反応，イオン交換反応，PHREEQC，分配係数，Ni，U

Sorption Experiment, Smectite, Montmorillonite, Goethite, Modeling, Surface Complexation Model, Ion Exchange Model, PHREEQC, Distribution Coefficient, Ni, U

１．はじめに

放射性廃棄物処分システムにおいて，人工バリア（特に緩衝材）及び天然バリアにおける核種の収着による遅延は，処分システムに期待されている重要な安全機能のひとつである。我が国における地層処分システムの性能評価報告書（例えば，「我が国における高レベル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

神徳　敬
処分バリア性能研究グループ所属
緩衝材の変質劣化／間隙水モデル化研究に従事

柴田　雅博
放射化学グループ所属
チームリーダ，副主任研究員
地層処分における核種移行に関する研究に従事
第一種放射線取扱主任者

吉田　泰
処分バリア性能研究グループ所属
熱力学データベース開発及び地球化学モデリングに従事

陶山　忠宏
処分バリア性能研究グループ所属
収着データベース開発及び緩衝材の変質劣化研究に従事

め－」[1]）をはじめ，各国で実施されている性能評価における核種移行解析では，収着の程度を表すパラメータとして，分配係数（以下「Kd」とする）という値が用いられている。Kdは，収着が平衡に到達した際の，対象元素の溶液中濃度と固相の単位重量あたりの収着量との比で定義され，実験的に求められる。しかしながら，Kdは化学的環境条件に依存した値である。したがって，本来であれば想定される処分環境条件と同一の条件で測定した値を評価に用いることが理想的であるが，実際には，処分環境と類似した条件で測定された値を基に保守性等を考慮して，性能評価に用いる値が設定されている。

一方，収着現象を溶液中の化学種と固相表面の収着サイトの結合反応として，質量保存則に基づいて記述する熱力学的収着モデル（Thermodynamic sorption model（TSM））の検討が世界的に行なわれている。このモデルを用いることで，実験的に求められたKdの値を，化学反応の平衡で説明することができるとともに，地下水水質等の化学環境条件の変化がKdに与える影響の程度を予測することが可能となる。したがって，熱力学的収着モデルは性能評価におけるKd設定を補完し，設定の信頼性を向上させるツールとして期待されている。このような収着モデルの性能評価への適用性について国際的に議論を行なう場として，経済開発協力機構／原子力機関（OECD/NEA）による収着プロジェクトが1997年から進められており[2]，2000年９月からは収着プロジェクト・フェーズ２が開始されている。フェーズ２では，いくつかの異なる手法での収着モデルを相互比較することで，性能評価における収着パラメータの設定を補完する際の，各モデルの得失や，モデルの適用限界，留意事項等を明らかにすることを目的として，バッチ収着試験データを設定問題として，各国のモデリングチームによるベンチマーク計算が行なわれた。設定されたテストケースを表１に示す。人工バリア及び天然バリアの両方を対象とし，粘土，岩石，地質媒体中で収着に寄与すると考えられる代表的な鉱物がそれぞれ選ばれている。モデル化は，テストケース１～５，７から任意に選択して実施したうえで，モデル化が義務付けられた鉱物の集合体である風化した片岩を対象としたテストケース６を実施することとなっている。モデリングチームは11カ国，21チームに及び，我が国からは，サイクル機構と電力中央研究所が参加した。サイクル機構はテストケース４，５及び６を実施した。

テストケース４及び５はともにモンモリロナイトへの収着試験であり，モデル化作業も同様の手法を用いたため，本報告では２つのテストケース４及び６（３，４章におのおの記載）を例に，我々のモデリングチームが実施したモデル化作業の概要と，モデル化作業から学んだことについて記述する。

２．　モデル化作業の実施

2.1　モデル化の手順

単純な鉱物組成の系のモデル化は，まず，その鉱物の表面特性を調査し，続いて，表面特性に対応する収着反応を選定し，最後に，鉱物がさらされる溶液条件に基づき解析を実施するという手順となる。

(1) 主たる収着反応と反応の取り扱い形式の決定

一般に地質媒体への収着反応としてイオン交換反応と表面錯体反応が知られている。イオン交換反応は，スメクタイトやゼオライト等のように，結晶構造中の原子の同型置換（たとえば，Si→Al）により，結晶が負の電荷を持ち，それを補償するために陽イオンを収着しているものであり，スメタイトであるモンモリロナイトも陽イオン交換能を持つ粘土鉱物の代表である。表面錯体反応のモデル化は，結晶構造末端（破断面もしくはブロークンボンド）のOH基を収着サイトとするもので，

表１　収着モデル開発にあたり設定されたバッチ収着試験テストケース

テストケースNo.	1	2	3	4	5	6*	7
元素名	Np	Se	U	Ni	Np	U	Co
固　相	赤鉄鉱	針鉄鋼	石　英	粘土（モンモリロナイト）	粘土（モンモリロナイト）	風化した片岩	土　壌

＊情報制限ケースと詳細情報利用ケースの２ケースの設定をしており，JNCでは情報制限ケースについてモデル化作業を実施した。

主として単純な構造の酸化物表面において検討されているものである。モンモリトナイトのようなフィロケイ酸塩鉱物においても，結晶端においてSi-OH，Al-OH等の表面サイトが存在することから，これらのサイトにおける表面錯体反応による収着反応が考えられる。

1）イオン交換反応

イオン交換反応の熱力学的な取り扱いは，いくつかの形式が提案されているが[3]，本研究でのモデル化作業では，粘土のイオン交換の研究において最も広く用いられているGains and Thomasの定義式[4,5]による取り扱いを行なうこととし，交換体組成を表す変数として当量分率を用いることとした。Na-Niのイオン交換反応を例に反応式を(1)式に示す。

$$2(ZNa) + Ni^{2+} \Leftrightarrow Z_2Ni + 2Na^{+} \quad \cdots\cdots (1)$$

ここで，Zは一価のイオンを取り込めるイオン交換サイトであり，Z_2Niは，イオン交換サイトに取り込まれたニッケルイオンを表す。この時，Gains and Thomasの選択係数は(2)式で定義され，交換平衡定数と選択係数との関係は(3)式で表される。

$${}^{Ni}_{Na}K_{GT} \quad \frac{(Z_2Ni)}{(ZNa)^2} \times \frac{\{Na^{+}\}^2}{\{Ni^{2+}\}} \quad \cdots\cdots (2)$$

$${}^{Ni}_{Na}K_{ex} \quad \frac{f_{Z_2Ni}}{f_{ZNa}} \times {}^{Ni}_{Na}K_{GT} \quad \cdots\cdots (3)$$

ここで，$\{Na^{+}\}$，$\{Ni^{2+}\}$ は，それぞれ溶液中のNa^{+}及びNi^{2+}の活量，(ZNa)，(Z_2Ni) は，それぞれイオン交換体中のNa及びNiの当量分率，f_{ZNa}，f_{Z2Ni}は，それぞれNa及びNiを収着している交換体成分の活量係数である。ここで，この活量係数を1とみなすことができれば，Gains and Thomasの選択係数をイオン交換平衡定数として取り扱うことができる。

このGains and Thomasの選択係数をイオン交換平衡定数とする取り扱いは，広く利用されている地球化学計算コード（例えば，PHREEQC[6]）においても行なわれている。

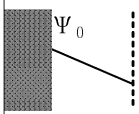
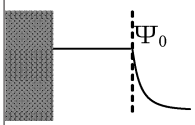
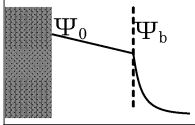
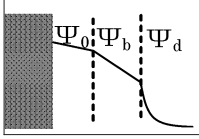
2）表面錯体反応

表面錯体反応を記述するモデルは電気三重層モデル等，固液界面における静電的相互作用をどのように表現するかという観点から，いくつかのモデルが提案されている（表2参照）。本解析では，モデルの仮定が比較的単純で，計算に必要なパラメータが少ない電気二重層モデル[7]を採用した。

(2) 収着化学種とその表面錯形成定数の設定

例えば，Niイオンは水溶液中でNi^{2+}，$NiOH^{+}$，$Ni(OH)_2(aq)$として存在しており，支配化学種は

表2　表面錯体反応について提案されている既往のモデル

モデル	理論
一定静電容量モデル 	電気二重層を仮定し，層間の電位差Ψ_0と固相の表面電荷密度σ_0の関係を1つの静電容量C_1で表す。 $\Psi_0 = \sigma_0/C_1$
電気二重層モデル 	拡散層を仮定し，グイーチャップマンの理論より電位差Ψ_0と固相の表面電荷密度σ_0の関係をイオンの沖合の濃度Cで表す。 $\sigma_0 = 0.1174C^{1/2}\cdot\sinh(Ze\Psi_0/2kT)$ ここで，Zはイオンの価数，eは電気素量，kはボルツマン定数，Tは絶対温度である。
スターンモデル 	(1)と(2)の組合せ。Ψ_0とσ_0の関係は1つの静電容量C_1とイオンの沖合濃度Cで表す。 $\Psi_0 - \Psi_b = \sigma_0/C_1$ $\sigma_0 = 0.1174C^{1/2}\cdot\sinh(Ze\Psi_b/2kT)$
電気三重層モデル 	電気二重層と拡散層を仮定する。電気的境界は，固相表面層－イオン吸着面間，及びイオン吸着面－拡散層開始面間の２箇所により各の静電容量をC_1，C_2，イオンの沖合濃度をCとすると， $\Psi_0 - \Psi_b = \sigma_0/C_1$ ，$\Psi_b - \Psi_d = \sigma_d/C_2$ $\sigma_d = 0.1174C^{1/2}\cdot\sinh(Ze\Psi_d/2kT)$

pHにより異なる。大気下では空気中の二酸化炭素（炭酸分圧）の影響から，$NiCO_3$(aq)もアルカリ側で，支配的な化学種となりうる。

また，表面錯体反応を行う鉱物表面は，後述するように，その表面特性がpHに依存し，基本的にアルカリ側で陽イオンの収着量が多くなるが，化学種ごとに収着の選択性がある。よって，pHを中心とした溶液の変化に伴い収着特性が変化する。これらの値を鉱物表面との平衡定数として求める解析を以下で行う。

2.2 モデル化の狙い

モンモリロナイトのように組成が比較的明確な系は，既往の知見を参考に上記2.1項で述べた手法を用いて，詳細な解析が行える。

一方，天然の地質を対象とした複雑系に対しては，ボトムアップの手法（系の鉱物構成要素の決定，核種の収着に影響する鉱物構成相の定義，試験データの選定，個々の収着モデルの開発；component additive）を行うか，トップダウンの手法（系があまりにも複雑なため，その系と核種の収着実験を実施し，一般化した表面官能基を仮定し，試験結果を最もよく反映する表面反応を仮定・フィッティングする；generalised composite）[2]を用いるのか選択する必要が生じる。以下，４項で述べる風化した片岩については，表面官能基を針鉄鉱と同等であると仮定したトップダウンの手法を用いて解析し，その妥当性を確認した。

３．モンモリロナイトへのNiの収着（テストケース４）

本テストケースでは，収着対象鉱物であるモンモリロナイトの精製が行われていること，モンモリロナイトに対するNiの収着化学種の情報の入手が可能であることから，既知の情報を用いた詳細なモデル化を実施するアプローチを採った。

本テストケースでは，モンモリロナイト（及びベントナイト）に対するNiのバッチ収着試験データが示されており（表３参照），これら４つの文献のうち，Bradburyら（1997）[8]のデータセット（表４参照）から収着モデルを決定し，他の３つのデータセット[9),10)]に対しては，収着モデルは変更せず，試験条件に依存するパラメータのみを変更して試験結果の推定を行なうというものである。モンモリロナイト収着モデルの決定においては，与えられたデータから導出することが原則であるが，必要に応じて既存の文献値を利用したり，仮定を導入したりすることは許されている。なお，溶液中の化学種を計算するためのNiの熱力学データは問題設定の中で与えられており，主としてNa-

表３　モデルの作成及びその適用性検討に用いたモンモリロナイト及びベントナイトに対するNiのバッチ収着試験

試料番号	鉱物の産地，試験条件	モデル化作業内容	文献
４－１	精製Na型モンモリロナイト（米国ワイオミング産（Swy-1）） 試験溶液：$NaClO_4$，脱CO_2雰囲気	モデル化の実施／パラメータの決定	Bradbury & Baeyens (1997)[8]
４－２	精製Ca型モンモリロナイト（米国ワイオミング産（Swy-1）） 試験溶液：$CaNO_3$，脱CO_2雰囲気	モデルの適用	Bradbury & Baeyens (1999)[9]
４－３	精製Na型モンモリロナイト（米国ワイオミング産（Swy-1）） 試験溶液：$NaClO_4$，微量CO_2雰囲気	モデルの適用	Lothenbach et al (1997)[10]
４－４	山形県月形産ベントナイト（クニゲルV1） 試験溶液：NaCl，大気雰囲気	モデルの適用	Tachi & Shibutani（未公開データ）

表４　収着試験条件*

	pH依存性試験	Ni濃度依存性試験
イオン強度	0.01，0.03，0.1	0.1
CEC(mg/100g)	87	
固液比(g/L)	1.1	0.24
全Ni濃度(mol/L)	3.2×10^{-7}，1.3×10^{-7}	$2.0\times10^{-9}<x<4.0\times10^{-4}$
pH	3＜pH＜10.5	5.9，7.0，8.2

*Bradbury & Baeyens (1997) [8]

gra/PSI熱力学データベース[11]に基づいている。その他の熱力学データについてはJNC-TDB[12]を用いた。

モデルの決定は以下の手順で進めた。

・酸－塩基滴定データによる表面サイト特性の決定
・異なるイオン強度でのKdのpH依存性結果によるNiのイオン交換平衡定数，表面錯形成定数の決定
・Kdの全Ni濃度依存性結果（以下，「収着等温線」とする）によるNiの表面錯形成定数の確認

3.1 酸－塩基滴定による表面サイト特性の導出

酸塩基滴定の試験結果から，粘土鉱物の結晶端のOH基による変異電荷のサイト数がどの程度あるかを示す表面サイト容量 $[SOH]_{total}$，表面サイトに対しプロトンがどういった割合で吸脱着するかをpHの関数として表す平衡定数（以下，「酸解離定数」とする）$K_{int}^{(+)}$，$K_{int}^{(-)}$が求められる。ここでは，最小二乗法を用いて化学平衡定数を決定するプログラムであるFITEQL Version4.0[13]（以下，「FITEQL」とする）を用いた。文献[8]では，イオン強度，試験期間及び固液比の異なる３種類の酸塩基滴定試験結果が提示されており，正味のH^+吸収量，固液比のデータをもとに，上記三つのパラメータを各々の試験条件に対して導出した。なお，この際，モンモリロナイトの比表面積はN_2-BET法を用いた測定値である35（m^2/g）（Bradburyら，1997[8]）を引用し，定数とした。

以下に本解析で用いた反応式／質量作用の法則の方程式を(4)，(4)'式に示す。

$$\equiv SOH + H^+ \Leftrightarrow \equiv SOH_2^+ ,$$

$${}^{s}K_{int}(+) \quad \frac{[\equiv SOH_2^+]}{[\equiv SOH][H^+]\exp(-F\Psi/RT)} \quad \cdots\cdots (4)$$

$$\equiv SOH \Leftrightarrow \equiv SO^- + H^+ ,$$

$${}^{s}K_{int}(-) \quad \frac{[\equiv SO^-][H^+]\exp(-F\Psi/RT)}{[\equiv SOH]} \quad \cdots\cdots (4)'$$

ここで，≡SOHは表面サイト種を表す。例えば２八面体型スメクタイトでは，シラノール基（以下「Si-OH」とする）とアルミノール基（以下，「Al-OH」とする）のうちAl，Siの部位をSと表す。また，exp（$-F\Psi/RT$）は静電項を表す。

表面サイト容量$[\equiv SOH]_{total}$は，(5)式で示すように，表面サイト数の和で求められる。

$$[\equiv SOH]_{total} = [\equiv SO^-] + [\equiv SOH] + [\equiv SOH_2^+] \cdots\cdots (5)$$

各々の試験条件に対して，導出したパラメータをPHREEQC ver.2.4.2（以下，「PHREEQC」とする）に入力し，各々の解析結果と試験結果とを比較した。全ての試験結果に対し，もっともよく一致している“導出したパラメータ”を選定し，$[\equiv SOH]_{total} = 5.06\times10^{-2}$ [mol/kg]，$\log K_{int}(+) = 6.17$，$\log K_{int}(-) = -7.80$を採用した。図１に，試験結果と採用した上記パラメータを用いた解析結果を示す。なお，高pH側で実験値が大きく外れているのは，試料の溶解などが考えられる。

3.2 Niのイオン交換反応

陽イオン交換サイトに対するNi^{2+}イオンの平衡定数は，ある溶液条件のもと，溶液中の対象元素の化学種形態が一様で，陽イオン交換サイトへの競合反応に寄与する溶液中の水素イオン濃度が極端に高くない領域においては，一定の値を示す。

NiのKdの試験結果及びイオン交換反応のみを考慮した解析結果を図２に示す。ここで，酸性～中性の領域におけるKdの試験結果がイオン交換反応の支配的な領域とし，イオン交換平衡定数を求めた。本計算では，NiはNi^{2+}のみがイオン交換すると仮定した。図２中の解析結果は，溶液中の支配化学種（Ni^{2+}，$NiOH^+$，$Ni(OH)_2$）の変化によりアルカリ側で，さらに溶液中のHイオンとの競

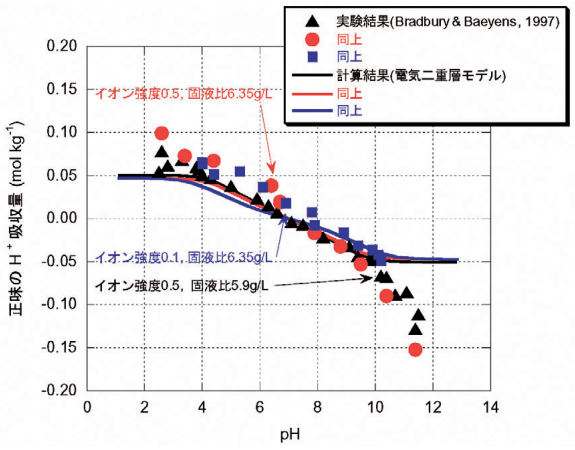


図１ 酸塩基滴定試験結果とフィッティング計算結果
解析に用いた反応式は，≡SOH+H^+⇔≡SOH_2^+，≡SOH⇔≡SO^-+H^+，平衡定数は，$\log K_{int}(+) = 6.17$，$\log K_{int}(-) = -7.80$，表面サイト容量は，$[\equiv SOH]_{total} = 5.06\times10^{-2}$ [mol/kg] である。

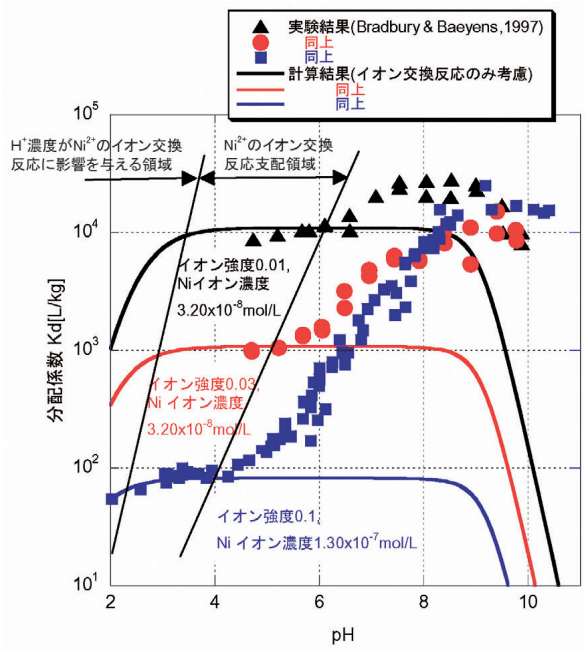


図２　分配係数の試験結果とイオン交換反応のみを考慮したフィッティング計算結果

解析に用いた反応式は，$Ni^{2+}+2(ZNa) \Leftrightarrow Z_2Ni + 2Na^+$，$H^+ + ZNa \Leftrightarrow ZH + Na^+$で，求められた平衡定数は各々 $\log K_{GT} = 0.491$，0.25である。固液比は，全て1.1g/L。

合反応により酸側で，Kdが低下している。全Ni濃度は陽イオン交換サイトに比べ十分に低い濃度であることから，サイトの飽和によるKdの低下は考えなくて良い。以下に，解析を実施した手順を示す。

(1) 酸性～中性の領域におけるKdの決定

イオン交換平衡定数はPHREEQCを用い，試験結果に対し，解析結果をフィッティングさせ，もっとも整合する値として導出した。本解析のイオン交換平衡定数は以下のとおりであった。

$$Ni^{2+} + 2(ZNa) \Leftrightarrow Z_2Ni + 2Na^+ \quad \cdots\cdots (1)'$$

$$\log K_{GT} = 0.491 \quad \cdots\cdots (2)'$$

(2) 溶液中のHイオン濃度の増加影響の検討

試験結果では，pHが低い領域でKd値が下がる傾向が見られた。これはH濃度の増大に伴うイオン交換サイトへの収着における競合反応を示すものと考え，H^+とのイオン交換平衡定数を，イオン強度0.1の結果からフィッティングにより導出した。

$$H^+ + ZNa \Leftrightarrow ZH + Na^+ \quad \cdots\cdots (1)''$$

$$\log K_{GT} = 0.25 \quad \cdots\cdots (2)''$$

3.3　Niの表面錯体反応

表面錯形成定数もPHREEQCを用い，フィッティングにより試験結果ともっとも整合する値として導出した。想定される表面錯形成種として，$(\equiv SO)_2Ni$，$\equiv SONiOH$も考えられたが，これらを想定した場合，アルカリ側で試験結果との差異が大きくなる結果となったため，今回は，$\equiv SONi^+$のみを表面錯形成種とした。その結果，本解析の表面錯体反応により得られた値は以下(6)式のとおりであった。なお，詳細なモデル化を試みるにはベントナイト端面のAl-OHとSi-OHの差異について検討する必要があるが，単一の表面サイトとしてモデル化を行うこととし，今回は検討対象外とした。

$$\equiv SOH + Ni^{2+} \Leftrightarrow \equiv SONi^+ + H^+ ,$$

$${}^{s}K_{int}(Ni) \quad \frac{[\equiv SONi^+][H^+]}{[\equiv SOH][Ni^{2+}]\exp(-F\Psi/RT)}$$

$$\log {}^{S}K_{int}(\mathrm{Ni}) = -3.475 \quad \cdots\cdots (6)$$

これらの値を用いて得られた結果を図３に示す。解析ではイオン強度によるKd値のピーク高さが異なる傾向を示し，試験結果と解析結果で違いが現れた。

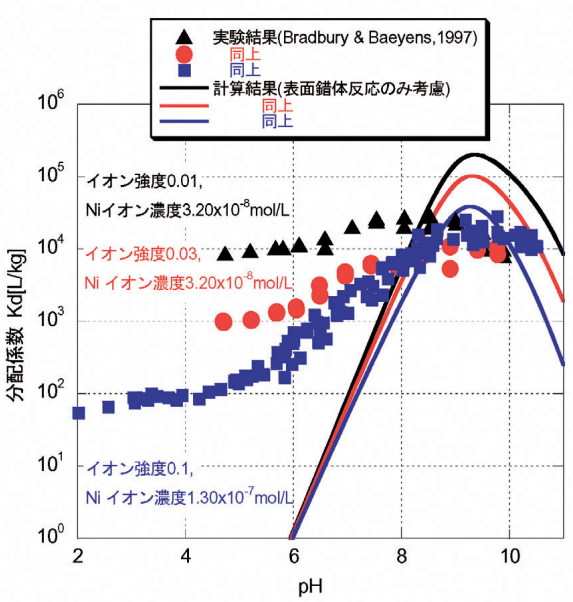


図３　分配係数の試験結果と表面錯体反応のみを考慮したフィッティング計算結果

解析に用いた反応式，平衡定数，表面サイト容量$\equiv SOH + H^+ \Leftrightarrow \equiv SOH_2^+$，$\equiv SOH \Leftrightarrow \equiv SO^- + H^+$，$\log K_{int}(+) = 6.17$，$\log K_{int}(-) = -7.80$，$[\equiv SOH]_{total} = 5.06 \times 10^{-2}$[mol/kg]に加え，Niの表面錯体反応を表現する反応式$\equiv SOH_2^+, Ni^{2+} \Leftrightarrow \equiv SONi^+ + 2H^+$を設定し，平衡定数$\log {}^{S}K_{int}(Ni) = -3.475$が求められた。

3.4　モデルの決定

試験結果とイオン交換及び表面錯体反応を考慮した解析結果との比較を図４に示す。イオン交換反応は，Gains and Thomasの定義式[5]を用いることで，解析結果がイオン強度依存性も含め良く一致したが，表面錯体反応は，中性から弱アルカリ領域でのpHの増加によるKdの増加傾向の傾き，Kdのピーク位置／ピーク高さに違いが見られ，モデルのさらなる改良が望まれる結果となった。しかし，単純なモデルを採用し，その限界を検討するという趣旨から，このモデルを採用し，3.5にて示す他の試験結果へ適用することとした。

3.5　異なる試験への適応

収着反応のモデル化で設定した表面反応種及び反応定数の適用性を確認するために，上述した表３の文献[9),10)]の試験条件をPHREEQCにインプットし，Kdを計算した。その結果，Lothenbachら(1999)[10)] 及びTachiらの一部の試験条件では，全Ni濃度が高く（１×10^{-4}mol/L程度），計算結果は，$Ni(OH)_2$や$NiCO_3$の沈殿を示した。Kdの計算結果に対して，これらの沈殿の値を加えない場合，加える場合の各々を導出した。

一例として，Lothenbachら（1999)[10)]の結果を図５に示す。なお試験は，大気条件下で実施されていたが，アルゴンガスパージを実施し，試験期間中は密封条件で実施されていたため，モデル化においては，大気中の炭酸の影響は無いものとして取り扱った。

3.6　Niの試験結果の相違とモデル化の問題点

試験結果の相違として，図４（Bradburyら，1997)[8)] と，図５（Lothenbachら，1999)[10)] の“中性から弱アルカリ領域でのpHの増加によるNiのKdの増加傾向の傾きの違い”について検討した。この理由として，図４のモンモリロナイトの精製手順は，約pH3の酸溶液で洗浄したのに対し，図５は，中性領域でのNaClを用いた簡便な操作であったため，不純物として，鉄酸化物やアルミナが残存し，モンモリロナイト端面とNi化学種との反応を阻害することで収着結果に影響を及ぼしているものと推察される。

モデル化の問題点は，図４の試験結果の“中性から弱アルカリ領域でのpHの増加によるNiのKdの増加傾向の傾き”，Kdのピーク位置／ピーク高さのイオン強度による差異の有無を正確に表現できなかった点にあった。よって，この部分をより良く整合させるために，2.1で述べた静電項を考慮した単純な電気二重層モデルを変更し，追加解析として静電項を考慮しないモデルを検討したので次項に示す。

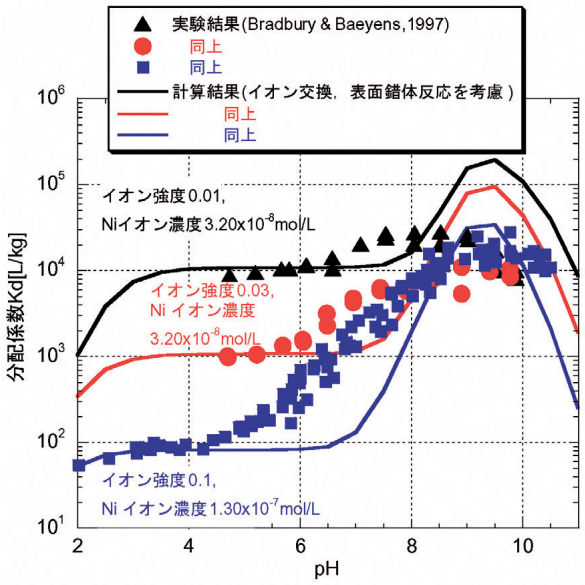


図４　分配係数の試験結果とイオン交換反応及び表面錯体の両反応を考慮したフィッティング計算結果

解析に用いた反応式，平衡定数，表面サイト容量は，図１の予備解析，図２，３の結果から求められた値を用いている。

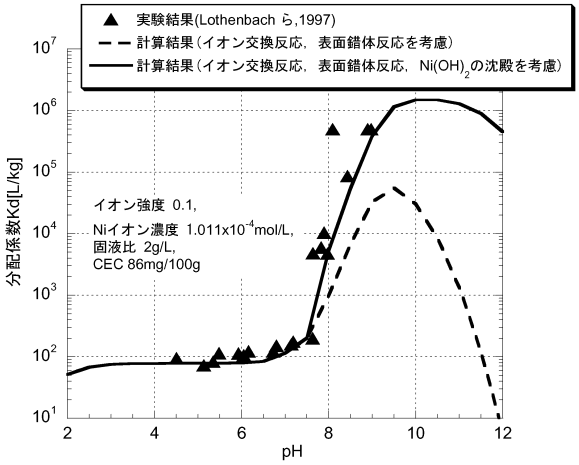


図５　イオン交換，表面錯体モデル結果の適用性確認

解析に用いた反応式，平衡定数，表面サイト容量は，図１の予備解析，図２，３の結果から求められた値を用いている。

3.7 追加解析

(1) 静電項を考慮しないモデル

3.6で述べた“中性から弱アルカリ領域でのpHの増加によるKdの増加傾向の傾きの違い”についてBradburyら（1997)[8]も注目しており，電気二重層モデルの静電項の寄与を除いた「静電項を考慮しないモデル（以下「NEST*」とする」）を提示している。よって,一例として本モデルを採用し，再度解析を実施した。更に，ベントナイト端面の影響を考慮した詳細なモデル化を試みた。

静電項を考慮しないモデルにおける酸塩基特性は,(4)式を修正した(7)式を用い,3.1と同様にFITEQLを用いて導出した。その結果，酸解離定数，表面サイト容量は以下のように求められた。

$$ {}^{s}K_{\mathrm{int}}(+) \quad \frac{[\equiv SOH_2^+]}{[\equiv SOH][H^+]} \quad \cdots\cdots (7) $$

$$ \log K_{int}(+) : 6.54033 \quad \cdots\cdots (7)' $$

$$ {}^{s}K_{\mathrm{int}}(-) \quad \frac{[\equiv SO^-][H^+]}{[\equiv SOH]} \quad \cdots\cdots (7)'' $$

$$ \log K_{int}(-) : -8.40305 \quad \cdots\cdots (7)''' $$

$$ [\mathrm{SOH}]_{\mathrm{total}} = 5.542 \times 10^{-2} [\mathrm{mol/kg}] \quad \cdots\cdots (5)' $$

また，Ni^{2+}の表面錯形成定数は，次のようになった。

$$ \mathrm{SOH} + \mathrm{Ni}^{2+} \Leftrightarrow \mathrm{SONi}^{+} + \mathrm{H}^{+} $$

$$ {}^{s}K_{\mathrm{int}}(Ni) \quad \frac{[\equiv SONi^+][H^+]}{[\equiv SOH][Ni^{2+}]} , $$

$$ \log {}^{S}K_{int}(\mathrm{Ni}) = -2.0 \quad \cdots\cdots (8) $$

以前のモデルとNESTモデルの比較を図６に示す。

モデル結果を比較すると,Kdのピーク位置が電気二重層モデルと比較し，NESTモデルではpHが9.2から8.5に移動し，試験結果から想定されるピーク位置に,より近い結果が得られた。しかし，試験結果では，ピーク位置のイオン強度依存性が見受けられるが，モデルでは表現されていない。また，ピーク高さのイオン強度依存性はNESTモデルにおいても見受けられるが，影響がより小さいため，本モデルがより適用性が高いモデルになりうると考えられる。

＊Neglecting Electro Static Term modelの略

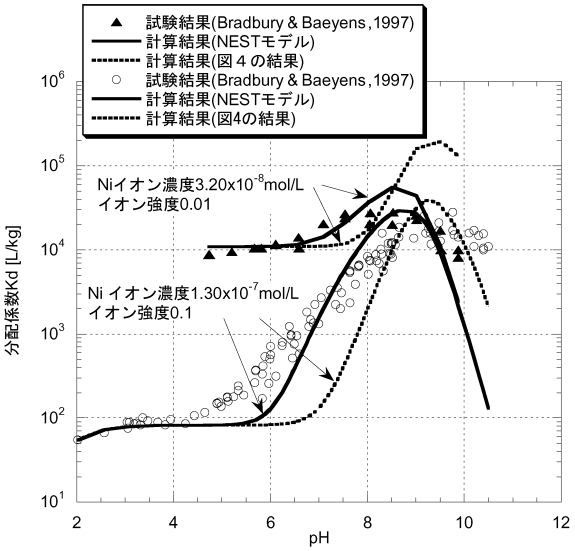


図６　表面錯体反応において静電項を割り当てないモデル（NESTモデル）によるフィッティング計算結果

解析に用いた表面サイト容量,平衡定数は,静電項の寄与がない条件の計算から各々,$[SOH]_{total}=5.542x10^{-2}$[mol/kg], $\log K_{int}(+)= 6.54$，$\log K_{int}(-) = -8.40$，$\log {}^{s}K_{int}(Ni) = -2.0$として求められた値を用いている。イオン交換反応の平衡定数は，図２の結果から求められた値を用いている。

(2) 収着サイト限定モデル

また，pH5.9，7.0，8.2における収着等温線と計算結果の比較を行った。その結果，表面錯体が支配的になる領域のpH7と8.2の結果では，溶液中のNi濃度の増加と共にKdが減少する傾向が試験結果及び解析結果において見られた。しかし,Kdの減少が始まる溶液濃度に差異が見受けられた。よって,仮想的に表面サイトの一部をNi収着可能サイトとする“収着サイトを限定したモデル”を想定し，収着可能サイトの割合をパラメータとしてフィッティングを行った。その割合を10%とした際の結果を図７に示す。

収着サイトを限定したモデルを用い再度,pH依存性の解析を実施したが，結論として，収着サイトの依存性はほとんど見られない結果となった。これは，Niイオン濃度が収着サイトに比べて，非常に小さい条件であったためである。

４．風化した片岩へのUの収着（テストケース６）

2.2項で述べたように,本テストケースで収着対象固相としている片岩のような天然の岩石に対するKdのモデル化においては,ボトムアップとトップダウンの２通りの方法が考えられる。実際の天

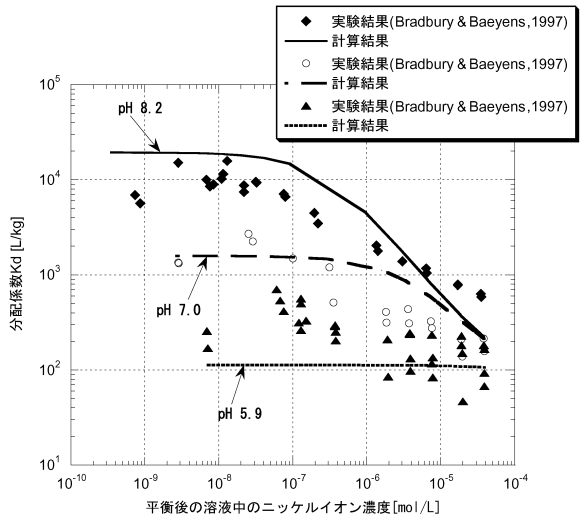


図７　分配係数のNiイオン濃度依存性試験結果と収着サイト数*を考慮したフィッティング計算結果

解析に用いた反応式，平衡定数，表面サイト容量は，図６の結果から求められた値を用いている。加えて，*Niイオン収着サイト数を実サイト数の10%として計算

然バリアに対するKd設定作業を考えると，様々なサンプルの鉱物組成や，各鉱物の表面特性値，収着特性を精緻にモデル化することは，かなり複雑な作業になる。したがって，固相の特性を代表する簡便なモデルとパラメータ設定の有効性の確認を行うことを目的として，トップダウンアプローチによるモデル化を行った。

本テストケースでは，表５[14] に示す４つの固相試料（いずれも風化した片岩）に対するUのバッチ収着試験結果が与えられており，固相試料番号W２のデータセットから実験的に求められたU(Ⅵ)のKdのpH依存性のモデルを中性領域(pH6.5～９)と全領域について構築する。なお，３.で実施したNiのモデル化作業と同様に，与えられたデータから導出することが原則であるが，必要に応じて既存の文献値を利用したり，仮定を導入したりすることは許されている。

他の３つのデータセットに対しては，収着モデルは変更せず，試験条件に依存するパラメータのみを変更して，異なった試験条件の結果に対して構築したモデルの適用性を確認するものである。

なお，溶液中の化学種を計算するための熱力学データはテストケース６の設定の中で与えられており，主としてOECD/NEA（1992)[15]に基づくものである。その他の熱力学データについてはJNC-TDB[12]を用いた。

モデルの決定は以下の手順で進めた。

- 主たる収着反応と反応の取り扱い形式（表面サイト）の決定
- 文献情報による表面サイトパラメータの決定
- KdのpH依存性結果によるUの表面錯形成定数の決定

4.1　主たる収着反応と反応の取り扱い形式の決定

(1) 固相特性の仮定

風化した片岩はイオン交換性の鉱物を含んでいないこと，元素分析結果から主としてFe, Al, Mg, K，Siから構成されていることが示されていた。そこで，幾つかの鉱物表面は鉄酸化物で覆われて存在していると仮定し，収着はFe-OH表面サイトによって支配されているとした。また，固相中のすべての鉄は針鉄鉱と仮定し，そのサイト特性を適用した。

(2) 表面錯体パラメータ

(1)の仮定に基づき，固相中の鉄含有量より針鉄鉱の割合を算出し，この値を固液比に割り付け，収着サイトとした。表面錯体パラメータ（酸解離定数及びUの化学種の表面錯形成定数），比表面積及びサイト密度は，同じ地域の固相試料を使用しているJung et al.(1999)[16]の値を採用した。これら

表５　モデルの作成及びその適用性検討に用いた風化した片岩に対するUのバッチ収着試験*

試料番号	試　　験　　条　　件	モデル化作業内容
W2	試験溶液：0.1M $NaNO_3$，大気CO_2雰囲気	モデル化の実施／パラメータの決定
	試験溶液：0.1M $NaNO_3$，1%CO_2雰囲気	
	試験溶液：0.02，0.2，2.2M $NaNO_3$，大気CO_2雰囲気	
	試験溶液：0.1M $NaNO_3$，大気CO_2雰囲気	
W1	試験溶液：0.1M $NaNO_3$，大気CO_2雰囲気	モデルの適用
W7	試験溶液：0.1M $NaNO_3$，大気CO_2雰囲気	モデルの適用
W2c	試験溶液：0.02，0.1，0.5，2.5M $NaNO_3$，大気CO_2雰囲気	モデルの適用

*Payne, T.E.,1999[14]

とW2のデータセットを用いてUのモデル開発に着手した。パラメータ一覧を表６，７に示す。

4.2　Uの表面錯体反応

表面錯体反応に用いる酸解離定数K_{int}(+)，K_{int}(−)は，滴定データ等が与えられていないため，Jung et al.(1999)[16]のパラメータ（表７参照）をそのまま用いることとした。

(1) 中性領域のモデル化

表面錯形成定数は，まずJung et al.(1999)[16]により提示されたパラメータ（表７参照）を用い，計算を実施し，試験結果との相違が見られる領域での液相支配化学種を考慮し，固相（針鉄鉱）への新たな収着化学種の設定もしくは，既存の化学種の表面錯形成定数を変更する操作を解析結果のフィッティングにより実施した。試験結果との整合性を確認し，加えて炭酸影響（１%CO_2gas条件）の結果に対しても試験結果の整合性を確認した（図８参照）。その結果，表８に示すように，錯形成定数の変更，及び新たな収着化学種とその表面錯形成定数の設定がなされた。

(2) 全pH領域のモデル化

(1)で求められた表面錯形成定数を用い，全pH領域における解析結果の妥当性を検討した。表８の条件では，図９の点線で示される解析結果となり，酸側及びアルカリ側で試験結果と相違が見られた。よって，酸側の収着係数を増加させるため，酸側の溶液の支配化学種であるUO_2^{2+}が表面サイトである≡SOHへ収着すると仮定し，フィッティング操作により解析を実施し，図９の黒の実線になる値の錯形成定数を求めた(表９参照)。なお，アルカリ側においても，その環境における支配化学種について，フィッティング操作を実施したが，適切な錯形成定数の設定が行えなかった。したがって，アルカリ側での改善はなされなかった。

引き続き炭酸影響（１%CO_2gas条件）の試験結果（図９の赤色のプロット）に対し，上記で求め

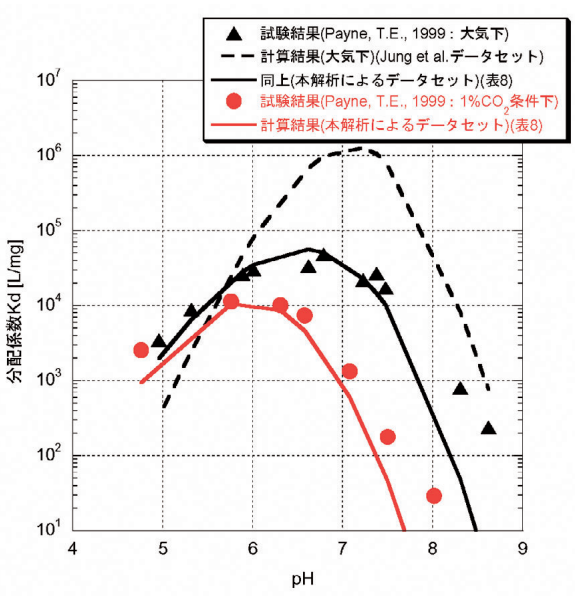


図８　中性領域における分配係数の試験結果と針鉄鉱の表面錯体反応を考慮したフィッティング計算結果

表８　中性領域の試験結果へのフィッティング後の表面錯体パラメータ

平衡定数		表面錯体種
$\log^s K_{int}$	7.5*	SOH_2^+
	−10.2*	SO^-
	−6.1*	$SOUO_2OH$
	30**	$SOH_2UO_2(CO_3)_3^{3-}$
	2.7**	$SOUO_2^+$

＊Jung et al., 1999[16]の針鉄鉱のデータ
＊＊中性領域の試験結果へのフィッティングにより変更，追加されたデータ

表６　風化した片岩の表面特性

針鉄鉱の割合	18	%
比表面積	52*	m^2/g
サイト密度	10*	$sites/nm^2$
固液比	4	g/L
収着サイト濃度	6.23×10^{-4}	mol/L
初期ウラン濃度	3.78×10^{-6}	mol/L

＊Jung et al., 1999[16]の針鉄鉱のデータ

表７　風化した片岩の表面錯体パラメータ

	平衡定数		表面錯体反応式
酸解離定数	$\log K_{int}$(+)	7.5*	$SOH + H^+ = SOH_2^+$
	$\log K_{int}$(-)	−10.2*	$SOH - H^+ = SO^-$
表面錯形成定数	$\log^s K_{int}$	6.102*	$SOH + UO_2^{2+} + H_2O - 2H^+ = SOUO_2OH$
		22.08*	$SOH + CO_3^{2-} + 2H^+ - H_2O = SOCOOH$
		35.31*	$SOH + UO_2^{2+} + 3CO_3^{2-} - H^+ = SOH_2UO_2(CO_3)_3^{3-}$

＊Jung et al., 1999[16]の針鉄鉱のデータ

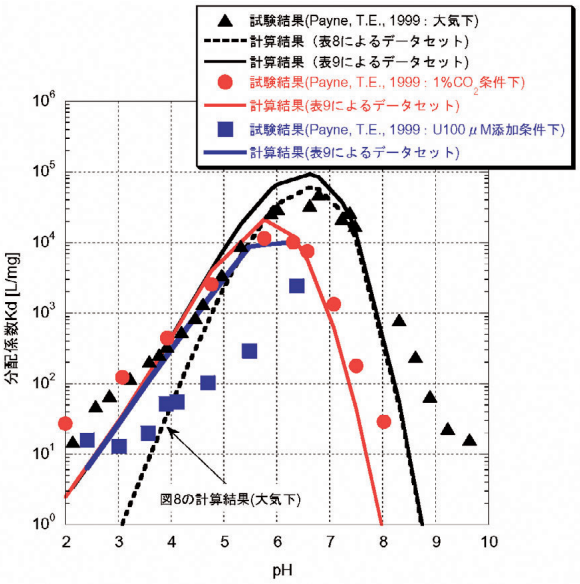


図９　全pH領域における分配係数の試験結果と針鉄鉱の表面錯体反応を考慮したフィッティング計算結果

られた錯形成定数を用いた。その結果，図９の赤の実線となり，ほぼ整合性が確認された。また，Uを100μM添加した試験結果（図９の青色のプロット）に対し，同様に上記で求められた錯形成定数を用いた。その結果，図９の青の実線となり，実験値では，pHの増加とともに徐々にKdが上昇し続ける傾向にあるが，計算値では中性pH領域までKdが上昇し，それより高いpHでは上昇する傾向にない結果が得られた。すなわち，サイトが飽和している可能性を示唆する結果となった。しかし，その差異が約１桁であることから，新たな錯形成化学種の想定は行わなかった。

表９　全pH領域の試験結果へのフィッティング後の表面錯体パラメータ

平衡定数		表面錯体種
$\log^s K_{int}$	7.5*	SOH_2^+
	−10.2*	SO^-
	−6.1*	$SOUO_2OH$
	30**	$SOH_2UO_2(CO_3)_3^{3-}$
	2.7**	$SOUO_2^+$
	11***	$SOHUO_2^{2+}$

*Jung et al., 1999の針鉄鉱のデータ
**中性領域の試験結果へのフィッティングにより変更，追加されたデータ
***全pH領域の試験結果へのフィッティングにより追加されたデータ

4.3　異なる試験への適応

収着反応のモデル化で設定した表面反応種及び反応定数の適用性を確認するために，表５の試料番号W1，W7，W2cに対する試験結果についてKdを計算した。

W1では，試料の化学組成及び初期U濃度が異なる条件，W7では，試料の化学組成が異なり，初期U濃度をパラメータとした条件，W2cでは，初期U濃度が異なり，イオン強度をパラメータとした条件での試験結果が与えられている。いずれの試験結果に対しても，pH依存性については，モデルによりその傾向性が表現できている。

一例として，W2cの結果を図10に示す。試験結果では，イオン強度の影響は小さいが，イオン強度の増加とともにKdは低下する傾向が見られた。しかし，解析結果は，試験結果に反し，Kdはイオン強度とともに増加する傾向が見られ，今後さらなるモデルの改良が望まれる。

５．考察

5.1　Niモデル化のまとめ

３.での検討結果を踏まえ，NiのKdに対するモデルの適用性について，酸性のイオン交換反応のみが支配的な領域においては，計算値と実験値は良い一致を示し，適切なモデル化ができていると

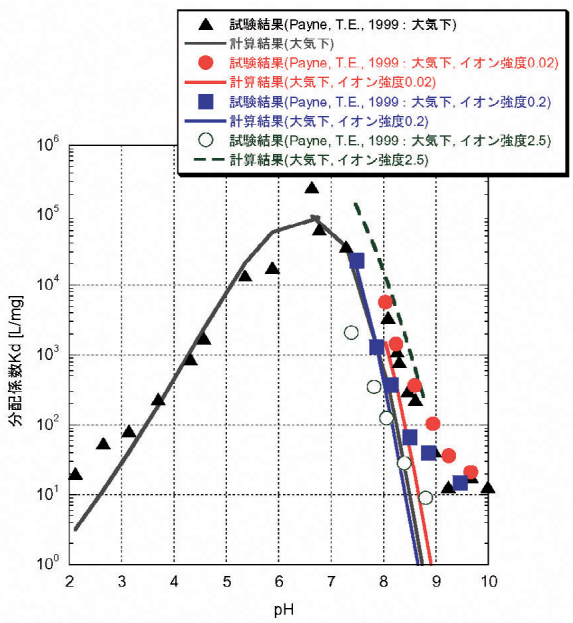


図10　異なった条件での分配係数の試験結果と計算結果

解析に用いた平衡定数は，表９のデータセットを用いている。

考えられた。中性からアルカリ性の表面錯体反応が支配的な領域においては，Bradburyら（1997)[8]の試験結果である純粋なモンモリロナイトについて，単純な電気二重層モデルと静電項の寄与を除いたNESTモデルの２種類の解析を実施し試験結果と比較した。その結果，電気二重層モデルと比較すると，NESTモデルでは改善はされたが，ともにKdの増加傾向の立ち上がりpHとその傾き，ピーク位置／ピーク高さのイオン強度依存性について違いが見受けられた。これらから，単純なモデルでは,概略としてKdの傾向性を示すことが可能なレベルであるが，適切なモデル化まではいたらなかった。

しかし，不純物が混入していることが考えられるモンモリロナイト／ベントナイト試料（Lothenbachら，1999[10]やTachiら）において，単純な電気二重層モデルの解析結果が良い一致を示したことを考えると，収着に及ぼす不純物の影響を考慮することも重要であると考えられる。また，モデルの詳細化の観点からは，複数の表面錯形成種及び複数の表面錯形成サイトの導入の検討や，その実験的な裏づけとなるEXAFS（広域X線吸収微細構造）による表面錯体反応に寄与する化学種，結合距離，配位数の同定等の情報を直接取り入れていくことも重要であると考える。

5.2　Uモデル化のまとめ

４.での検討結果を踏まえ，U(VI)のKdに対するモデルの適応性について，表面サイト特性や収着特性を針鉄鉱のそれで一般化した電気二重層モデルの解析を実施し試験結果と比較した。このような大胆な仮定においても，実験結果に対し良いトレースを行えた。例えば，全pH領域を対象とした図９の結果を他の試験条件（鉱物の採取場所により,比表面積／鉱物組成が異なっているため,それらの影響がモデルに対してどのような影響を与えているかを確認する）に適用した結果，概して良い一致を示した。しかしながら，例えばイオン強度依存性について，解析結果との差異が見受けられる等，針鉄鉱の電気二重層のみのモデル化の限界も見受けられた。今後はモデルのさらなる改良が望まれる。

６．まとめ

OECD/NEA Sorption projectのモデル化作業を通して以下の内容を学んだ。

①　収着メカニズムのモデル化に必要となる試験結果,
②　用いるためのツールの確認，及び
③　モデル化作業の手順の確認

現象論を解明する目的で収着試験計画を策定するには，以下の点に留意することが確認された。

①　対象鉱物の精製手順
②　pH,イオン強度をパラメータとした試験条件だけではなく，対象元素濃度をパラメータとした試験の実施

今後は，性能評価における核種の収着現象の解明に向けて，国際的動向も踏まえ，収着現象モデルの適用性確認や基本定数の整備を進めていく予定である。

なお，モデリング結果の相互比較によるモデル化手法やその適用性検討等に関して議論を行ったプロジェクトの全体レポートは，2004年９月頃OECD/NEAより発刊される予定である。

謝　辞

本研究を進めるにあたりM.Ochs博士（BMG Ltd.）には，解析方法について多大な協力と助言をいただいた。ここに感謝の意を表します。

参考文献

１）核燃料サイクル開発機構：“我が国における高レベル廃棄物地層処分の技術的信頼性　－地層処分研究開発第２次取りまとめ－総論レポート”，JNC TN1400 99-020 (1999)
２）OECD/NEA: Using Thermodynaic Sorption Models for Guiding Radioelement distribution Coefficient (Kd) Investigations, A Status Report (2001)
３）Sposito, G.: The thermodynamics of Soil Solutions, Oxford University Press, Oxford (1981)
４）和田信一郎：“粘土のイオン交換の熱力学－最近の進歩”，粘土科学，第27巻，第４号，pp.227-236(1987)
５）Gaines, G.L.Jr. and Thomas, H. C.:“ Adsorption Studies on Clay Minerals. II. A Formulation of the Thermodynamics of Exchange Adsorption ”, The Journal of Chemical Physics, Vol.21, No.4, pp.714-718 (1953)
６）Parkhurst, D.L. and Appelo, C. A. J: User's Guide to PHREEQC(Version 2)-A Computer Program for Speciation, Batch-Reaction, One-Dimensional Transport and Inverse Geochemical Calculations, U.S. Geological Survey, Water-Resources Investigations Report 99-4259 (1999)
７）Dzombak, D. A. and Morel, F. M. M.: Surface Complexation Modeling Hydrous Ferric Oxide, Wiley, New York (1990)

8）Bradbury, H., and Baeyens, B.: " A Mechanistic Description of Ni and Zn sorption on Na-montmorillonite. Part II: modeling ", J. Contam. Hydrol. 27, pp.223-248 (1997)
9）Bradbury M.H., Baeyens B.: " Modelling the sorption of Zn and Ni on Ca-montmorillonite ", Geochimica et Cosmochimica Acta, 63, No. 3/4, pp. 325-336 (1999)
10）Lothenbach, B., G. Furrer et al.: " Immobilization of heavy metals by polynuclear aluminium and montmorillonite compounds ", Environmental Science and Technology 31 , pp. 1452 - 1462 (1997)
11）Hummel, W.: Nagra/PSI thermochemical database update: data selection of nickel. PSI Note AN-44-00-12 (2000)
12）M.Yui, J. Azuma et al.: " JNC Thermodynamic Database for Performance Assessment of High-level Radioactive Waste Disposal System ", JNC Technical Report, JNC TN 8400 99-070 (1999)
13）Armando L. and John C. Westall: " A Computer Program for Determination of Chemical Equilibrium Constants from Experimental Data ", Department of Chemistry Oregon State University Corvallis, Oregon 97731 (1999)
14）Payne, T.E.: " Uranium (VI) Interactions with Mineral Surfaces: ControllingFactors and Surface Complexation Modelling ", PhD Thesis, University of NSW (1999)
15）Grenthe, I., Fuger,J. et al: Chemical Thermodynamics of Uranium, OECD-NEA, North-Holland (1992)
16）Jung, J., Hyun, S. P. et al: " Adsorption of UO_2^{2+} on Natural Composite Materials ", Journal of Radioanalytical and Nuclear Chemistry, Vol.242, No.2, pp.405-412 (1999)

資料番号：21－8

研究報告

技術情報統合システム(JGIS)開発への取り組み

柴田　勝志　　牧野　仁史　　若杉圭一郎　　内田　雅大

東海事業所　環境保全・研究開発センター　処分研究部

Development of the JNC Geological Disposal Technical Information Integration System (JGIS)

Katsushi SHIBATA　Hitoshi MAKINO　Keiichiro WAKASUGI　Masahiro UCHIDA

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

地層処分技術に関する研究開発は，今後，複数の研究開発分野が連携した研究が繰り返されることで生ずる技術的な情報の量的な増加と質的な多様化・複雑化に対応することが課題となる。そのため，技術的な情報を適切に登録・更新することができ，その技術的な情報を効率的・効果的に共有・利用できる環境を整備する必要がある。本稿では，このような必要性に基づき開発を進めてきている技術情報統合システムの大きな特徴である，多様で複雑な技術的な情報を相関関係・依存関係をもとに集約・統合して全体像を明らかにする「技術的な情報の体系化」と，その全体像を基盤として技術的な情報の効果的・効率的な利用や提供を実現するための登録・利用・更新及びコミュニケーションといった「主要システム機能」について説明する。

R&D of geological disposal of high-level radioactive waste consists of three fields (site investigation, repository design and safety assessment). It is necessary to deal with an increase in the quantity and a growing diversity and complexity of technical information as a result of the progress of R&D in each field and iteration within these three fields. To deal with this situation, it is necessary to prepare a computational environment that can catalogue and share the technical information efficiently and effectively. This report introduces the concept and the approach for developing the" JNC Geological Disposal Technical Information Integration System (JGIS)".

キーワード

技術情報統合システム，地層処分，高レベル放射性廃棄物，深地層の科学的研究，処分技術の信頼性向上，安全評価手法の高度化，連携，技術情報，体系化，データベースマネージメントシステム

JGIS, Geological Disposal, High-Level Radioactive Waste, Site Investigation, Repository Design, Safety Assessment, Iteration, Technical Information,Integration, Database Management System

１．はじめに

サイクル機構では，1992年に公表した「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－」[1)]を受けて，わが国における地層処分の技術的信頼性を示すとともに，処分事業を進める上で必要となる処分予定地の選定や安全基準の策定の技術的な拠り所とする位置づけで，1999年11月に「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－」[2)]（以下，「第２次取りまとめ」という）を原子力委員会に提出した。また，処分事業については，2000年６月に「特定放射性廃棄物

柴田　勝志

システム解析グループ
システム性能研究チーム所属
技術情報統合システムの開発に従事

牧野　仁史

システム解析グループ
システム性能研究チームリーダ
副主任研究員
高レベル放射性廃棄物地層処分の安全評価解析及びその不確実性の評価に従事

若杉圭一郎

システム解析グループ
システム性能研究チーム所属
副主任研究員
高レベル放射性廃棄物地層処分の安全評価解析及びその不確実性の評価に従事

内田　雅大

システム解析グループ
システム性能研究チーム所属　グループリーダ
地層処分における水理・物質移動に関する研究に従事

の最終処分に関する法律」が公布され，これに基づき，2000年10月には処分事業の実施主体である「原子力発電環境整備機構」（以下，原環機構という）が設立された。さらに，2002年12月に原環機構より，「高レベル放射性廃棄物の最終処分施設の設置可能性を調査する区域」の公募が開始されている。また，安全規制については，2000年11月に原子力安全委員会より，「高レベル放射性廃棄物の処分に係る安全規制の基本的考え方について（第１次報告）」[3]が公表されている。

ここで，第２次取りまとめにおいては，サイトを特定せずに，わが国の地質環境条件などを幅広くとらえ，既存の情報を取りまとめつつ，仮想的な地質環境に例示的な処分システムを設計した上で安全評価を行った。

「第２次取りまとめ」以降のサイクル機構での研究開発では，「我が国における高レベル放射性廃棄物地層処分研究開発の技術的信頼性の評価」[4]と「安全規制の基本的な考え方」[5]に示された課題をふまえて「地層処分技術の信頼性の向上」を大目標とし，以下の２つを目標として進めている。

① 実際の地質環境への地層処分技術の適用性確認

② 地層処分システムの長期挙動の理解

以上の目標を達成するために，「地層処分技術に関する研究開発」として「地層処分研究開発」とその基盤となる「深地層の科学的研究」をそれぞれ進めている。さらに，「地層処分研究開発」は「処分技術の信頼性向上」と「安全評価手法の高度化」で構成される。

ここで挙げた「深地層の科学的研究」，「処分技術の信頼性向上」，「安全評価手法の高度化」の３分野は，それぞれ多様な研究要素を含んでおり，今後，具体的な地質環境への適用などを通じた地層処分技術の信頼性の向上を行うためには，同じ分野内及び分野間での研究開発を効果的かつ効率的に連携して進めていくことが特に重要となる。

その際，研究の進展に伴い，技術的な情報のやりとりが量的に増大するとともに，質的にも多様化・複雑化すると考えられ，このことに対処することが課題となる。

このような課題は，サイクル機構に特有の問題ではなく，地質環境特性の研究でのデータ取得から処分（設計）技術・安全評価に至る連携のあり方を整備しておくことの重要性は，2001年に出されたSKBのサイト調査に関する報告書[6]や2003年６月に開催されたOECD/NEAのAMIGOプロジェクト（Approaches and Methods for Integrating Geologic Information in the Safety Case）のワークショップなどでも重要な課題として取り上げられており，世界的にも共通の課題となっている。

この課題に対応するためには，増大・多様化・複雑化していく技術的な情報を適切に登録・更新することができ，その技術情報を効果的かつ効率的に共有・利用できる環境を整備することにより

・効果的かつ効率的な連携の実現の支援

・整合性や追跡性の向上の支援

・評価結果の品質の向上の支援

を図る必要がある。この環境を実現するための連携支援ツールとして「技術情報統合システム（JGIS＝JNC Geological Disposal Technical Information Integration System）」を開発することとした（図１）[7),8),9),10),11)]。

本稿では，まず全体像を示すために第２章でシステム開発上のキーワードを，第３章で技術情報統合システムの利用イメージを示し，そのあと第４章で本システム開発の前提となる技術情報の体系化，第５章でシステム開発上の重要な項目についてそれぞれより詳しく説明する。なお，本システムは開発途上のものであるため，本稿の説明は考え方や構想及び現状を中心に紹介している。

２．システム開発上のキーワード

本章では，本システムで実現を目指す先述の３つの支援を考える上でキーワードになる，３つの研究開発分野での主な内容，連携の主なパターン，及び技術的な情報の内容について説明する。

地層処分技術に関する研究開発の３分野はそれぞれ次のような内容である。

・深地層の科学的研究：わが国の地質環境の特性や長期安定性に関する調査研究を通じて理解を深めながら地質環境を調査・解析・評価するための技術を整備していく研究分野

・処分技術の信頼性向上：人工バリアや地下施設などの基本特性や長期挙動に関するデータの蓄積とモデルの高度化，設計技術の構築，工学要素技術の検証を行うことで，処分技術の信頼性向上を図る研究分野

・安全評価手法の高度化：深地層の科学的研究や処分技術の信頼性の向上の成果を基盤情報とし

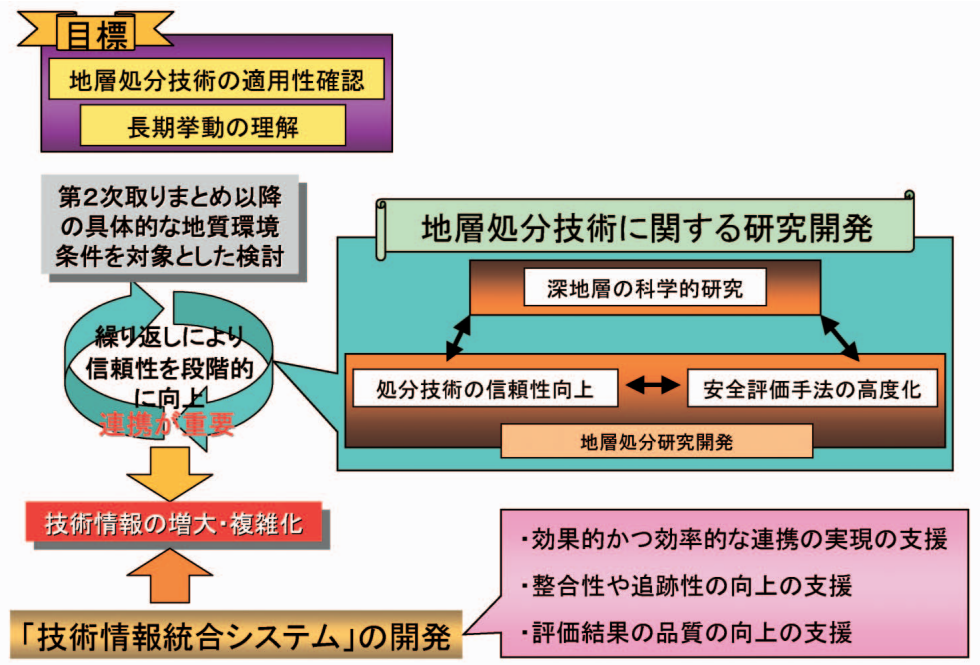


図１　技術情報統合システム開発の背景と目的

て取り込みつつ，安全評価に関するデータの蓄積，安全評価モデルや手法の高度化を行うことにより，信頼性の高い安全評価技術を構築していく研究分野

第１章でも述べたように，地層処分技術の信頼性の向上のためには，上記の３分野間及び各分野内の連携が大切になる。ここで述べている連携とは，

① 上流側の検討結果を，下流側の検討の材料として活用すること

② 下流側の検討結果を，上流側の検討にフィードバックすること

である。たとえば，①については，深地層の科学的研究の地質環境特性についての検討結果を下流側の処分（設計）技術分野・安全評価分野にて活用すること，②については，安全評価での検討の結果に基づき，地質環境特性などの上流側の研究で必要な調査などを提案すること，を指す。①と②の作業を繰り返すことにより重要な課題を効率的に掘り下げていくことで，地層処分技術の信頼性を段階的に向上していくことが可能となる。なお，サイトを特定せずにジェネリックな検討を行った第２次取りまとめにおいては，分野内及び分野間での情報の流れを大まかに整理し，明らかな不整合を回避した。

また，本システム内で取り扱う技術的な情報とは，狭義には，主に調査や解析などの結果として得られるデータなどを指す。さらに，こうしたデータと共に，そのデータの背景を示す情報（例えば，どのような作業･処理･判断を行ったか，そのデータを得るまでにどういった他のデータを利用したか：以下，「品質情報」という），及びそのデータを識別するための情報（例えばデータの作成者や作成日時：以下「属性情報」という）も重要な情報となる。本稿では，これらをまとめたものを「技術情報」ということとする。

次の章では本システムの全体像を示すことを目的として，利用イメージについて簡単に説明する。

３．システムの利用イメージ

技術情報統合システムの利用イメージを図２に示す。

システム利用の最初の段階は，「計画」の登録である。これにより，ひとつの大きな作業を複数の小さな作業から構成されるまとまりとして表現し，その目的や範囲及び内容を明確にする。すでに登録されている「計画」に対して，範囲や内容を見直すことも可能である。

次に，「計画」で選択されている成果項目あるいは作業項目に対して，実際の研究開発の進捗に応じて得られた結果などを技術情報として登録・更新を行う。

さらに，技術情報利用機能を用いることにより，

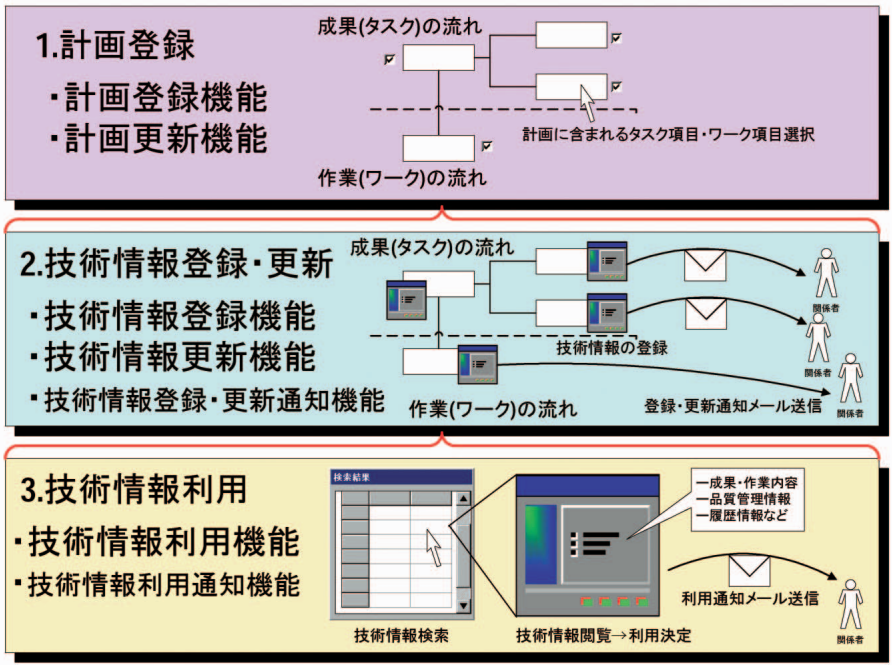


図２　技術情報統合システムの利用イメージ

他の技術情報の内容を参照したり利用することができる。

以上の，登録・更新及び利用については，履歴管理を行うとともに，その行為の発生を関係者に通知することにより，連携のスムーズな実現に必要な研究者間でのコミュニケーションを促進する工夫を図っている。

以降の章では，以上のようなシステム利用を実現するための技術に関してより詳しく説明する。

４．技術情報の体系化

最初に，技術情報の体系化の必要性について説明する。

従来の技術情報の取り扱いについては，プロジェクトにおける各技術情報の位置づけや他の技術情報との関係についての基本的な考え方はあるものの，技術情報の内容及びそのやり取りは実施担当者が個別に管理していることが多く，全体で見ると技術情報はばらばらに存在している状態である。このばらばらに存在する技術情報を相関関係・依存関係をもとに集約・統合し全体像を明らかにすることによって，技術情報の効果的かつ効率的な利用が可能になる。これを実施するために，技術情報の相関関係・依存関係を表す体系的なフレームを整備する（技術情報の体系化）。技術情報の体系化の有効性を図３に示す。技術情報Ａ，Ｂ，Ｃそれぞれがばらばらの状態で各担当者が管理している状態では，その技術情報の位置づけやつながりが見えにくく共有しにくい状態となる。しかし，技術情報の体系的なフレームを整備し，そのフレームに技術情報を対応付けすることにより，それぞれの技術情報の関係や全体像の中での位置づけが明確になり共有しやすくなる。具体的には，技術情報Ａの担当者は，その下流に技術情報Ｂ，Ｃが存在することが確認でき，その下流の内容によって担当している技術情報Ａのどの部分が重要かを認識しながら作業を進めることができるようになる。また，技術情報Ｂの担当者にとっては上流に技術情報Ａ，下流に技術情報Ｃがあり，技術情報Ｃの担当者にとっては上流に技術情報Ａ，Ｂがあるということを認識しながら作業を行うことができる。このように，共通のフレームを持つことにより，常に全体像と，その中における技術情報との関係を意識できるようになり，技術情報の効果的かつ効率的な利用，さらには連携を支援することになる。

次に，実際に体系化を図る際のアプローチについて説明する。

第１章でも述べたように，地層処分技術の研究開発は３つの分野から構成されており，さらに各分野も多数の研究要素を含んでいる。こうした研究要素のひとつひとつは「研究成果」と「その研

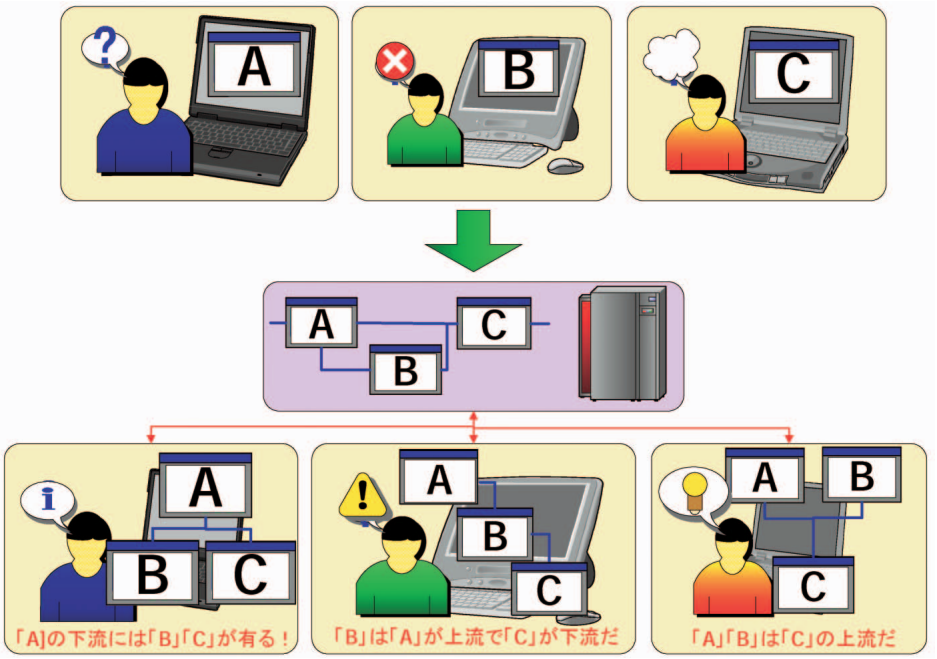


図３　技術情報の体系化イメージ

究成果達成に向けた作業」に分類することができる。「研究成果」を相関関係･依存関係に従って結べば研究成果の全体的な流れを表すことができる。また，各研究成果達成に向けた作業を個別の作業単位で整理し，研究成果との相関関係・依存関係に従って結べば，それぞれの研究成果に至るまでに必要な個々の作業内容とその構造を表すことができる。この２つの視点を，体系化を考える上での切り口とする。

本稿では，研究成果を「タスク」，研究成果の達成に向けて行う個別作業を「ワーク」ということとする。このタスクとワークを用いて体系化の切り口を記述すると：

- タスクの層とワークの層の２層を考える
- タスクの層では研究成果の流れ（種類，構造）を体系化する
- ワークの層では，各タスクに向かう個別作業の流れ（種類，構造）を体系化する
- タスクの層とワークの層のそれぞれの体系化の結果を図４のように融合することにより，全体的な相関関係･依存関係を俯瞰できるようにする

ここで，タスクの層での研究成果の流れ（タスクフロー：図４の左から右の流れ）は，下流側の研究成果を利用して評価を実施する研究者にとっ

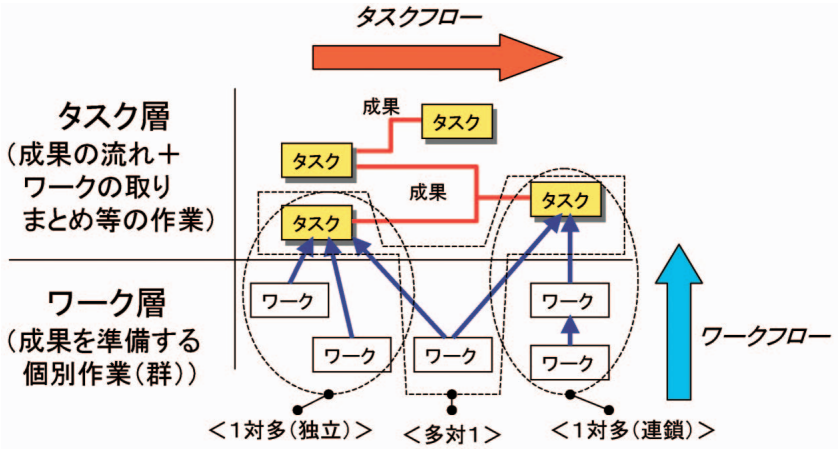


図４　タスク・ワークの概念と体系化イメージ

て特に重要なフレームとなり，一方，ワーク層での個別作業の流れ（ワークフロー：図４の下から上への流れ）は，調査や試験などの基盤的な研究を行う研究者にとってゴールとなる研究成果を認識するための重要なフレームとなる。

こうしたアプローチにより，先に説明した体系化の必要性に対応する形で，各タスク・ワークに関わる研究者からも，その位置づけやつながりを見渡すことができるようになり，作業上で重要となるポイントを見いだすことができるようになる。また，図３のように「タスク」と「ワーク」の対応は必ずしも１対１ではなく，「タスク」や「ワーク」の選択や組み合わせによって多様な作業パターンを表現することが出来る。

・１対多（独立）：ひとつのタスクに対して，複数のワークが独立に対応する場合。
・１対多（連鎖）：ひとつのタスクに対して複数のワークが直列処理的な関係により対応づけられる場合。
・多対１：ひとつのワークが別々なタスクに対応づけられる場合。

次に，ここまでで述べた一般的な体系化のアプローチを，技術情報統合システムに適用することを考える。この体系化のフレームを，技術情報統合システムにおける技術情報の登録・更新・閲覧・利用の基盤として使っていくためには，３分野それぞれについて「タスク」と「ワーク」を実際の作業内容に照らし合わせて仕分けをした上で，「タスク」と「ワーク」の対応付け作業を行わなければならない。そして，このタスクやワークに技術情報を関係づけられるようにすることが必要になる。仕分けや対応付け作業の実施は，地層処分技術の研究開発の各分野の特徴に応じて専門的な知識を活用して行う必要がある。そのため，機械的な作業は不可能であり，各タスク・ワークの作業実施者へのインタビューとレビューを何度も重ねながら対応付け作業を実施する必要がある。

なお，図４では，体系化の基本的な考え方を説明するために，ワークからタスクへの一方向の流れを例として示したが，これは，第２章の連携の説明で示した，①の「上流側の検討結果を，下流側の検討の材料として活用すること」に相当する流れであり，これ以外にも，②の「下流側の検討結果を上流側の検討にフィードバックすること」に相当する流れ，例えばタスクからワークへの流れにも対応できるようにする。

５．システム開発について

本章では技術情報統合システム開発上の重要な機能について，利用のニーズや運用の形態と関係付けながら説明する。

まず，本システムの特徴を再整理する。本システムは，分野内及び分野間において，多種多様な研究要素に対応する技術情報を効果的かつ効率的に共有・利用できる環境を整備するものとする。そのため，本システムはデータベースマネジメントシステムを中心とし，それにユーザインターフェイスを加えたものになる。一般的なデータベースマネジメントシステムではデータベースのデータ構造を分類するモデルとして「３層スキーマモデル*」を採用している。ここで，本システムの概念に，この「３層スキーマモデル」をあてはめた場合，第４章で述べた技術情報の全体的な体系化フレームは，データベースの全体像である「概念スキーマ」に相当し，各ユーザが自分の担当作業を基点としてタスク層やワーク層を局所的に見ることは「外部スキーマ」に相当する。本システムにおけるデータベースマネジメントシステムの特徴は，外部スキーマを概念スキーマの部分集合となるようにしていることであり，それにより，連携の実現において重要となる，「ユーザが全体像を把握しながらそこからのスムーズなズームダウンにより局所的な担当作業を設定し実施すること」を可能とする。体系化フレームに基づいて構築されるデータベースマネジメントシステムは，技術情報の書庫となる。なお，登録の対象とする技術情報の形式としては，テキスト形式と一般的な商用ソフトのファイル形式（文書，図，表）を基本とする。

次に，技術情報を提供する側と活用する側という二つのユーザの立場からシステムに何を期待するか，何に利用するか（利用のニーズ）を整理すると，以下のものが考えられる：

技術情報を提供する側

＊３層スキーマモデル：データベースのデータ構造を「内部スキーマ：実際のデータベースの中での，データの物理的な構造」，「概念スキーマ：すべての行われていることやデータの関係を鳥瞰したもの」，「外部スキーマ：ユーザの立場ごとの，実際にユーザが使うデータとその関係」の３つのレベルに分けたもの。

・技術情報を提供する側が担当するタスクやワークを中心として，関係する上流・下流の技術情報を把握できること
・提供する技術情報を作業の進め方にあった形で，効率的かつ効果的にタスクやワークと関連づけて登録・更新でき，それらが適切に管理されること
・提供した技術情報が他の研究者によって利用された場合に技術情報活用の実績が把握できること
・技術情報の登録・更新がこの技術情報の関係者（例えば，技術情報を利用している者）に周知されること
・提供した技術情報に関して関係者と容易にコミュニケーションができること

技術情報を活用する側

・技術情報を活用する側が担当するタスクやワークを中心として，関係する上流・下流の技術情報を把握できること
・目的とする技術情報へ容易にアクセスし，活用できること
・活用する技術情報に関して，技術情報を提供する側へ質問などができること

以下，こうしたニーズに応えるために，システム上で実現する主要な機能について説明する。

(1)「計画」の導入について

本システムでは，技術情報を効果的かつ効率的に管理することを目的として，管理の対象とするタスクやワークを束ねる「計画」の概念を導入する。「計画」は，タスクやワークの組合せにより構成される大きな作業単位の目的や範囲及び内容を概説する情報を持つとともに，そこに含まれるタスクやワークを指定する。技術情報統合システムにおける技術情報の管理では，この「計画－タスク－ワーク」をひとつの管理単位として取り扱うことになる。ユーザは第４章で述べた体系化の結果であるタスクフロー・ワークフローの一部分または全てを任意に選択して「計画」をフレキシブルに組み立てることができる。さらに，研究マネジメントの支援に資するように，「計画」の進捗状況を属性情報として示す項目を設ける。

(2) 技術情報の登録・更新機能について

技術情報統合システムでは，計画において選択したタスクあるいはワークのそれぞれに技術情報を登録していく。この技術情報を登録する際には，透明性・追跡性を確保するために，図５に示すように，調査や解析の結果として得られるデータなど（狭義の技術情報）と共に，バージョン番号を付番し，さらに品質情報と履歴情報を同時に登録する。品質情報とは，狭義の技術情報を「誰が」「どのような方法・過程で」「どういったデータを利用して」作成したかを記録したものである。また，技術情報は一度登録された後も，新たな調査や測定・解析の結果を反映するために技術情報を更新することになる。この場合，新規登録や更新登録の行為を全て記録した履歴情報がかならず作成され，技術情報の一部として残される。この履歴情報に記載が行われる度に，この技術情報の

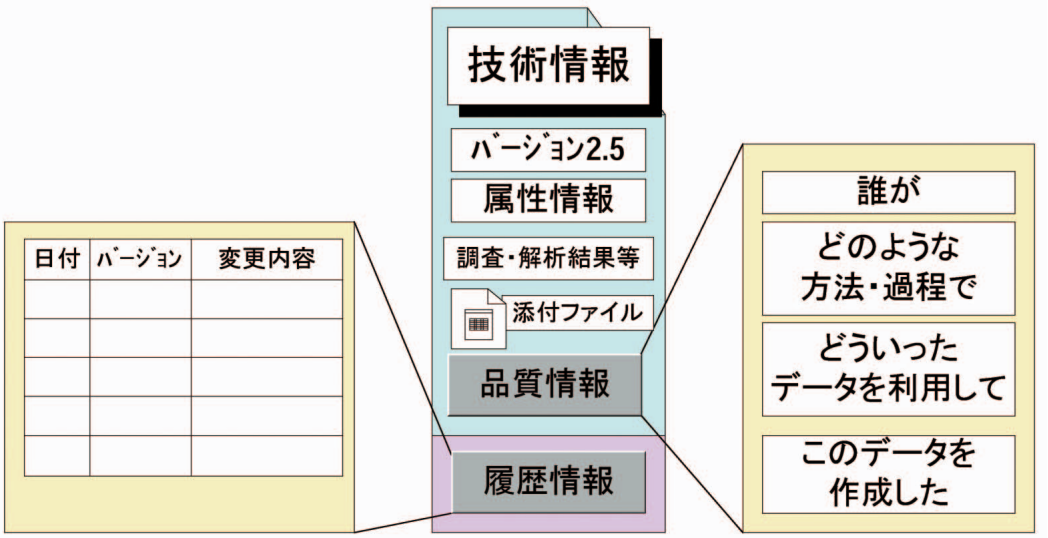


図５　技術情報の登録内容

バージョンが変更され，計画作成の時点でリストアップされた計画に関与する研究者や技術情報の利用者（(3)参照）などの関係者へ，登録･更新の通知が行われる。通知を受けた各研究者は，更新による影響を調査し，必要に応じて担当する技術情報に対して整合のとれた更新を行うことになる。

ここまでは，単体のタスクあるいはワークを例として，技術情報の登録やその履歴管理の基本的な考え方について述べてきた。しかし，技術情報の登録・更新の管理方法については，いくつかの課題が残されている。

まず一つ目の課題として，バージョンの付番のタイミングの問題が挙げられる。先の説明では，登録更新時に無条件で付番する説明であったが，実際には技術情報の登録・更新の操作に，さらに公開／非公開の指定を組み合わせてバージョンの付番を制御することが考えられる。例えば，あるワークの作業がある程度の区切りがつくまでは個人管理として非公開とし，閲覧・利用ともに不可とする。その後区切りがついた段階で公開とし，その時点を履歴管理の対象となる更新と定義してバージョンを付番した上で，閲覧・利用を可能とすることが考えられる。これにより，修正や変更の自由度が求められる更新時から次の更新時の間の作業においても，本システムを共通的に活用することが可能になり，また，閲覧・利用可能な技術情報の品質の確保にも役立つと考えられる。

二つ目の課題は，登録・更新の影響伝搬範囲の問題である。すなわち，ある技術情報の登録・更新の影響が他の技術情報へ連鎖的に伝搬する可能性があり，その場合の複数の技術情報間での内容及びバージョン変更の整合性を確保することが重要となる。

(3) 技術情報の閲覧・利用について

次に技術情報利用者の立場より，技術情報の閲覧と利用について説明する。本システムにおいて，技術情報の閲覧と利用は次のような区別があり重要な意味を持つ。

- 「利用」：当該技術情報に含まれる記載内容やファイルが，他のタスクやワークにおいて用いられ，それらタスクやワークの技術情報に影響を与える。また，利用実績は，(2)で述べた品質情報の一部として記録される。このような「利用」をシステム上で実現することは，本システムの特徴であり，また連携の実現の支援のための主要な工夫のひとつである
- 「閲覧」：技術情報の内容を見るのみであり，上記の「利用」には該当しない

ここで，例えば，ある計画の中のあるワークにおいて技術情報の利用が発生した場合には，その技術情報の提供者へ利用通知メールが届けられる。この通知メールの受信者は意見や注意事項などの追加情報を返信することができる（図６）。また，利用した技術情報の内容を用いて利用者が担当している技術情報の更新が行われた場合(2)の登録・更新と同様に，関係者への通知により周

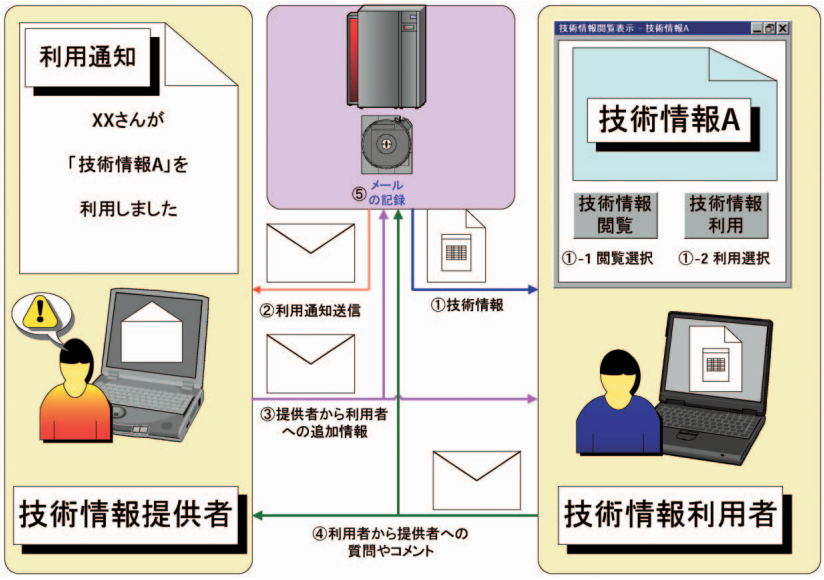


図６　技術情報の利用に伴うコミュニケーション支援の例

知される。

こうした機能により，各研究者間で技術情報の登録・更新・利用にあたっての技術情報に関する動向の把握及びコミュニケーションを支援・促進することが出来る。

なお，こうしたコミュニケーションの結果は，その後の研究を進める上でも重要な情報となる。その理由としては，対象となる技術情報に対する解釈・見方や考え方の変遷が整理され，研究者間での共有と共通の認識の醸成に役立つと考えられるためである。そこで，本システムでは交換されるメールの内容を全て記録してログとして残し，公開することで，技術情報の登録・更新や利用にあたって寄せられた議論の内容を閲覧できるようにする。

また，このようなコミュニケーションに配慮することは，システムを利用するユーザにとって，計画に参加している実感やモチベーション向上のために重要である。

以上の閲覧・利用及びその通知とコミュニケーションの手順を，技術情報を利用した場合を例として図６に番号順で示す。①最初に技術情報利用者が，検索機能などを利用して，目的の「技術情報A」の閲覧を行う，②技術情報利用者が「技術情報A」の利用を決定して「技術情報利用」ボタンを押すと，「技術情報A」の提供者へ利用通知のメールがシステムより送信される，③利用通知を受信した技術情報提供者は，意見や注意事項といった内容のメールを技術情報利用者へ出すことができる，④また，技術情報利用者から技術情報提供者に対して質問やコメントなどのメールも送信できる，⑤これらメールのやりとりはシステム側で記録され，公開される。

(4) システムの利用環境

次に，システムの利用環境について説明する。システムのユーザは，目的の技術情報などに自由な操作環境でストレスなくアクセスできることを望んでいる。そのため，本システム構成は，近年急速に普及しているJava Applet技術を利用することでユーザにWebベースでのインタラクティブな操作環境を提供できる（図７参照）。

これにより，従来と比較して拡張性や保守性に優れたシステムとなるほか，システム利用者は，本システムがインストールされているサーバと通信可能な研究者各自の作業用パソコンから，設置場所を選ばず，Webブラウザのみで特別なアプリケーションソフトをインストールすることなく，本システムを利用することが可能となる。

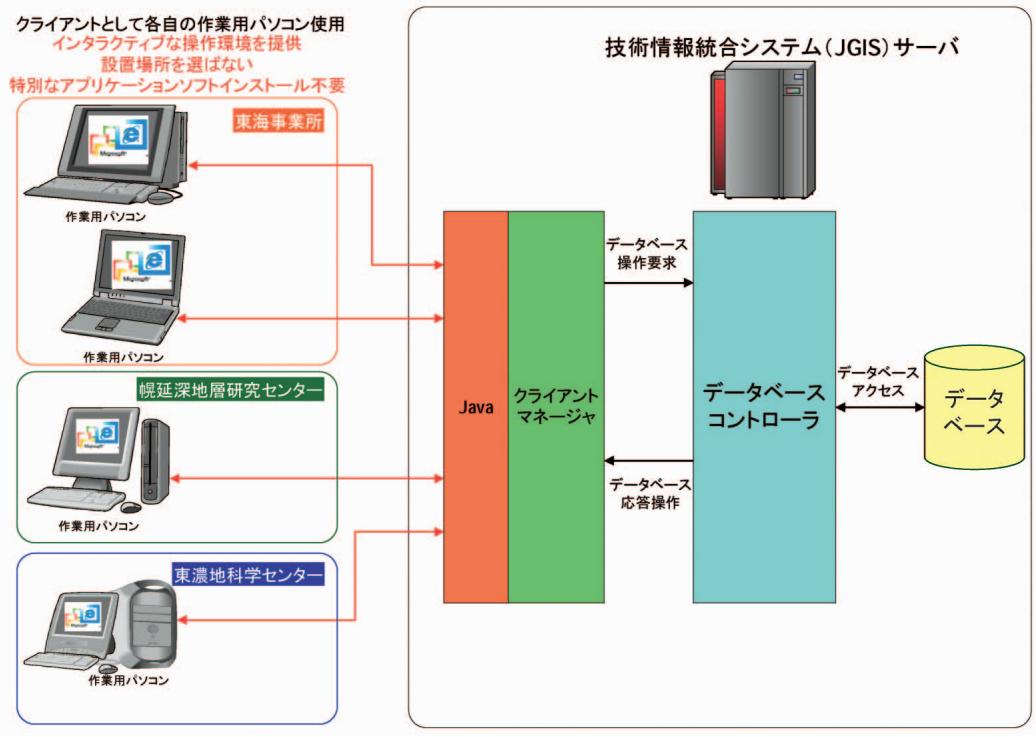


図７　技術情報統合システムの動作環境の概念

サーバは複数のクライアント側から送信されてくる操作要求をクライアントマネージャが受け付けて，要求を受け付けた順番や操作内容の優先順位を整理した上で，整合性を保ちながらデータベースへのアクセスを行う。クライアントマネージャは，データベースへのアクセスの結果を，受け付けた要求に応じた応答として各クライアントへ返信することで，操作が完了する。

また，ユーザIDとパスワードによるユーザ管理機能により，管理者か一般ユーザかを識別し，新規のユーザ登録などのシステムに直結する操作の権限を管理者に限定するなどのセキュリティにも配慮する。操作可能な機能別に，管理者・一般ユーザ以外にも，さらに細かいユーザ設定を行うことも可能である。

６．おわりに

本稿では，技術情報統合システムの開発に関して，キーワードや使用イメージを示した上で，開発の前提となる技術情報の体系化と，開発上重要となる主な機能やその有効性について説明した。

まず，本システムの目指す３つの支援を考える際に重要となるシステム開発上のキーワードとして，各研究分野の多岐にわたる内容，連携の主なパターン，及び本システムで取り扱う技術的な情報の内容を整理した。

また，本システムの全体像を，計画の登録・更新，技術情報の登録・更新，技術情報の利用という３段階の利用イメージを中心として整理した。

さらに，本システムの開発において重要となる，技術情報の体系化について，そのアプローチとして，成果とそれに至る個別作業の関係を同時に見ることが出来るタスクとワークの概念を導入した。現在，各タスクやワークの作業担当者と協力しつつ，タスクとワークの仕分け及び対応付け作業の最終的な詰めを行っている。

最後に，システム開発については，「計画－タスク－ワーク」を管理単位とすること，技術情報の登録・更新とその履歴管理，本システムの特徴である技術情報の「利用」，及びシステムの利用環境，といった開発上重要となる機能の基本的な考え方と実現の方策を利用のニーズ及び利用の形態と関係づけながら整理した。現状，機能間の整合性の確認やバージョン管理方法などの細部を詰めながら，システム製作の準備を進めている。

今後の予定としては，2003年度中に，本稿で示した技術情報の体系化の結果をシステム上に具現化するとともに，主要な機能を実装した基本システムの製作を完了する。あわせて，実際の運用で使用される技術情報のサンプルを利用した機能確認を行う。それらを踏まえて，2004年度から試運用を開始する予定である。

参考文献

１）動力炉・核燃料開発事業団（1992）：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 TN 1410 92-081.

２）サイクル機構（1999）：わが国における高レベル放射性廃棄物地層処分の技術的信頼性－地層処分研究開発第２次取りまとめ－　総論レポート，JNC TN1400 99-020.

３）原子力安全委員会（2000）：高レベル放射性廃棄物の処分に係る安全規制の基本的考え方について（第１次報告）.

４）原子力委員会（2000）：我が国における高レベル放射性廃棄物地層処分研究開発の技術的信頼性の評価.

５）原子力安全委員会（2000）：安全規制の基本的な考え方.

６）SKB(2001): Site investigation - Investigation methods and general execution programme, SKB Technical report, TR-0129.

７）核燃料サイクル開発機構（2002）：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－平成13年度報告－，サイクル機構技術資料，JNC TN1400 2002-003.

８）伊藤貴司，牧野仁史，若杉圭一郎，内田雅大，石原義尚，辻本恵一（2003）：地層処分研究の技術情報統合システムの構築（その１）－研究開発の連携支援への取り組み－，日本原子力学会2003年春の年会要旨集，p.878.

９）石原義尚，福井裕，佐川寛，伊藤隆哉，松永健一，小華和治，桑山有紀（2002）：地層処分システムの設計・安全評価体系のシステム化に関する研究，業務委託報告書，JNC TJ8400 2002-042.

10）石原義尚，岩本裕，小林茂樹，値山敦史，遠藤修司，進藤智徳（2002）：地層処分統合解析システムの制作設計，契約業務報告書，JNC TJ8440 2002-009.

11）辻本恵一，篠原芳樹，齋藤茂幸，上田真三，河村裕二，富山真吾，大橋東洋（2002）：地質環境モデルの構築技術に関する研究，業務委託報告書，JNC TJ8400 2002-019.

会議報告

サイクル機構シンポジウム福井
－竹村健一さんと『もんじゅ』を語る－
－2003年８月26日開催－

山澤友梨恵
敦賀本部　業務統括部

１．はじめに

2003年８月26日に福井市のユー・アイふくいにおいて約600名の参加を得て,「竹村健一さんと『もんじゅ』を語る」をサブタイトルに「サイクル機構シンポジウム福井」を開催した。「『ふげん』から『もんじゅ』へ」をテーマに「もんじゅ」の必要性や運転再開に向けた取り組みについての業務報告,竹村健一氏による「これからの日本」と題した特別講演後，四戸友也福井新聞読者センター長のコーディネートのもと，竹村健一氏と中神靖雄副理事長（当時）の三者にて対談というプログラムで行った（表１参照)。

２．業務報告

菊池三郎理事（当時）より「『ふげん』から『もんじゅ』へ」のテーマで「もんじゅ」の必要性や運転再開に向けた取り組みについて，以下のような報告を行った。

1967年の原子力利用長期計画にて「ふげん」,「もんじゅ」を中心とした核燃料サイクルの確立が国家プロジェクトとして策定されたが，軽水炉でのMOX燃料の利用（プルサーマル）が技術的に可能になったこと等から,「ふげん」は運転を終了した。ふげんのこれまでの実績として，単独の原子力発電所として世界一のMOX燃料の利用や様々な国産技術の開発，また近隣アジア諸国との国際協力等がある。今後は，廃止措置技術の実証を行うと共に，これまでに培った技術や経験を「もんじゅ」や軽水炉に活かしていくこととしている。

高速増殖原型炉「もんじゅ」は，小資源国の日本として，限りあるウラン資源の有効利用を目的として開発され，高レベル放射性廃棄物の環境負荷低減のための研究も進められている。1995年12月のナトリウム漏えい事故以降，運転は停止しており，現在は地元の了解を得て，改造工事の一日も早い着手を目指している。2003年１月のもんじゅ行政訴訟の高裁判決について，サイクル機構としては，上訴を行った国に技術的なサポートを行っていく。海外では，仏国・露国等も高速増殖炉の運転や開発を行っており，今後「もんじゅ」は，高速増殖炉の研究開発の中核施設として活用されることが期待されている。

事故後，見学会や説明会等を通して，対話活動を積極的に行っており，約80万人以上の方々と対話をしてきた。今後も継続して続けていき，地元の皆様のご理解を頂いて，一日も早く「もんじゅ」を動かし，プルトニウム技術を確立することが我々の責務である。そのために,「ふげん」の技術や経験を「もんじゅ」に引き継ぎ，活かしていくことが重要である。

表１　プログラム

16：30～16：35	１．開会挨拶	理事長　都甲　泰正
16：35～16：50	２．業務報告　「『ふげん』から『もんじゅ』へ」	理　事　菊池　三郎　（当時）
16：50～17：15	３．質疑応答	
17：25～18：25	４．特別講演　「これからの日本」	竹村　健一氏
18：25～18：55	５．対　　談　「竹村健一さんと『もんじゅ』を語る」 福井新聞社読者センター長 副理事長	竹村　健一氏 四戸　友也氏 中神　靖雄　（当時）
18：55～19：00	６．閉会挨拶	副理事長　殿塚　猷一

３．質疑応答

情報公開や理解活動等の質問があり，それぞれ役員等から回答を行った。

また，アンケート用紙にも22件の質問があり，直接回答するとともに，サイクル機構のホームページにも掲載することとしている。

４．特別講演

竹村健一氏から「これからの日本」と題し，講演をいただいた（写真１参照）。

講演では，総裁選挙や小泉首相，また石川県出身の森前首相の話題等，国内の政局，経済状況等を述べられた。その後，エネルギー問題，もんじゅ訴訟の高裁判決の問題点等についても触れられ，「とにかく危険な物は止めた方が良いという判決。そうなると，自動車も飛行機も止めた方がいいでしょう。薬も良く効くほど毒薬の毒の度合いが強いもの。つまり，文明と言うのは，より便利になる物ほど，それの裏に危険がある。だから，そこは人間の知恵で，危険がないように考えるのが大切。危険な物は止めろと言うのはおかしい。」と述べられた。

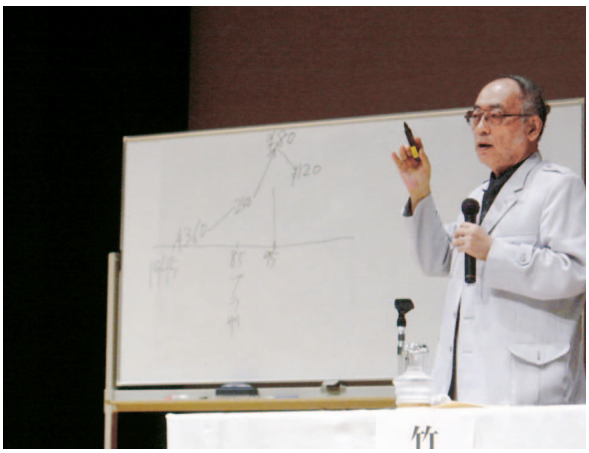


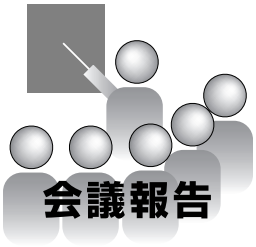
写真１　竹村健一氏による特別講演

５．対談

「竹村健一さんと『もんじゅ』を語る」と題して，四戸友也福井新聞読者センター長のコーディネートのもと，竹村健一氏と中神靖雄副理事長（当時）の三者にて，「もんじゅ」の必要性やナトリウム取扱い技術の確立，「もんじゅ」が果たす国際貢献等について意見交換を行った。

参考文献

１）核燃料サイクル開発機構：サイクル機構シンポジウム福井（2003）.



核燃料サイクル開発機構・日本原子力研究所

合　同　報　告　会
－統合と新展開に向けて－
－2003年10月10日開催－

板橋　　靖
本社　広報部

１．はじめに

2003年10月10日，茨城県東海村の東海文化センターで，核燃料サイクル開発機構（以下，サイクル機構という）と日本原子力研究所（以下，原研という）は合同報告会を開催した。

今回の報告会は，両法人の先行的取り組みとして，本年６月に開催した東京有楽町朝日ホールでの合同報告会に続く２度目の合同報告会である。

今回の報告会でも「統合と新展開に向けて」をテーマに，活動の現状と将来の展望及び特定テーマの最近の研究成果の報告，並びに東京大学大学院農学生命科学研究所教授鷲谷いづみ氏による特別講演が行われた。表１に合同報告会のプログラムを示す。

以下，当日の報告等の概要を紹介する。

２．報告会

(1) 開会挨拶　　サイクル機構　都甲泰正理事長

サイクル機構，原研のこれまでの業績を紹介し，国の「原子力二法人統合準備会議」の最終報告書の内容にふれ，「両法人とも統合に向けた作業を確実に進めるとともに可能なものについては先行的に実施していくとともに，今後とも地元の皆様に安心していただけるよう，安全確保に万全を期すとともに地域共生に最善を尽くして参りたい」と挨拶した（写真１参照）。

(2) 原子力二法人統合について

文部科学省　丸山剛司大臣官房審議官

2001年12月に，二法人を廃止した上で新たに原子力研究開発を総合的に実施する独立行政法人を発足させるとされたことを受け，2002年２月に，文部科学省に原子力二法人統合準備会議を設置し，これまで16回の会議を経て2003年９月に「原子力二法人の統合に関する報告書」がまとめられた。

新法人設立は，原子力への国民の信頼回復と原子力研究開発利用の再活性化に向けた転換点とすることを基本とし，国際的な中核拠点（COE）の実現などの基本理念とするものである。新法人の

表１　核燃料サイクル開発機構・日本原子力研究所　合同報告会プログラム

13：30	開　　会
13：30～13：40	開会挨拶　　サイクル機構　理事長　都甲　泰正
13：40～14：00	「原子力二法人統合について」　　文部科学省　大臣官房審議官　丸山　剛司氏
14：00～14：40	活動の現状と将来展望　　サイクル機構　副理事長　殿塚　猷一
14：40～16：20	原　　研　副理事長　岡﨑　俊雄
	特定テーマ報告
	「これからの先端的・先導的研究」－陽子加速器・放射線利用・水素製造－
	原研　東海研究所副所長　野田　健治
	「高速増殖炉（FBR）サイクルの研究開発の展望」
	サイクル機構　大洗工学センター所長　柳澤　　務
	～休憩（20分）～
	「核燃料サイクル・バックエンド研究開発の新たな展開」
	サイクル機構　東海事業所副所長　野村　茂雄
	「原子力の安全確保のために」
	原研　安全性試験研究センター長　阿部　清治
16：20～17：00	特別講演
	「生態系をよみがえらせる」
	東京大学　大学院農学生命科学研究科教授　鷲谷いづみ氏
17：00～17：05	閉会挨拶　　原研　理事長　齋藤　伸三
17：05	閉　　会

写真１　サイクル機構　都甲理事長挨拶

使命は，①原子力システムの高度化によるエネルギー安定確保と地球環境問題の解決への貢献，②原子力の新たな可能性の開拓による科学技術の発展への貢献，③原子力基盤の強化による直面する諸問題解決への貢献，④自らの放射性廃棄物を責任をもって処理処分することであり，これらを達成するため，原子力の基礎・基盤研究等，核燃料サイクルの確立を目指した研究開発など８項目が業務の柱になる。

組織の面では独立行政法人との形態となるが，両法人の現在の形態である特殊法人との違いとして，国から提示された中期目標を基に，これを達成するための中期計画を作成し，理事長のリーダーシップで業務を実施すること，その内容について，国に置かれる第３者機関である独立行政法人評価委員会が定期的に評価することなどがある。また，新法人の場合，他の独立行政法人と異なり，原子力委員会，原子力安全委員会の政策の適切な反映の仕組みや，独立行政法人の趣旨から経営方針，研究開発戦略策定への外部の関係者の意見の反映が必要である。

今後，文部科学省として，原子力二法人統合準備会議の報告書を受け，2004年度中に法案を提出するための準備を進めていく。

(3) 活動の現状と将来展望

① サイクル機構　　殿塚　猷一副理事長

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

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

② 原　研　　岡﨑俊雄副理事長

原研は，原子力エネルギー利用の開拓・先端的科学技術の先導，新産業創出への貢献，安全の確保・安心の醸成，国際貢献・人材育成と，広範囲にわたる事業を展開している。原研の研究開発の現状と今後の展開について，高い経済性とプルトニウムの柔軟な利用を可能とする革新的水冷却炉開発の進展，水素社会に貢献する高温ガス炉の研究開発，核融合エネルギー実現に向けた取り組み，原子力施設の安全性評価への貢献，幅広い産業応用を目指す放射線利用研究の成果，原子力の可能性のさらなる開拓を目指す基礎・基盤研究などの着実な進展ぶりについて報告した。

(4) 特定テーマ報告

① これからの先端的・先導的原子力研究の姿
－陽子加速器・放射線利用・水素製造－
原研　東海研究所　野田健治副所長

これからの先端的･先導的原子力研究として，放射線利用研究，中性子利用研究を飛躍的に発展させることが期待される大強度陽子加速器施設（J-PARC），及び高温ガス炉による水素製造技術開発について報告した。放射線はものをナノレベルで観たり創ったりできる最先端のツールであり，これを利用して，物質・材料，生命科学等の研究開発に最先端の成果を挙げ，科学技術や産業の発展に貢献している。さらに，現在，東海研究所に建設中のJ-PARCはその完成後に，中性子利用研究に更なるブレークスルーをもたらすと期待されている。また，地球温暖化防止のため，世界で水素社会への動きが急速に高まっているが，原研では，高温ガス炉によるクリーンな水素製造の研究開発を世界をリードして進めている。

② 高速増殖炉（FBR）サイクルの研究開発の展望　　サイクル機構　柳澤務理事

我が国は核燃料サイクルの確立を目指した原子力開発を政策としている。電力会社による軽

水炉の導入及び発電技術開発は成熟期となり，軽水炉再処理及びプルサーマルによる軽水炉サイクルの確立を目指している。一方，サイクル機構では，核燃料サイクルの確立を目指して新型転換炉「ふげん」，高速増殖原型炉「もんじゅ」を中心としたプルトニウム利用技術を開発してきた。

核燃料サイクルの役割はウラン資源の有効利用や放射性廃棄物による環境負荷低減などの様々な観点からますます重要性を増しており，サイクル機構はその究極目標である高速増殖炉サイクルの技術体系を2015年に確立して実用化することを目指して，国内外の様々な機関と協力して研究開発を進めている。

高速増殖炉サイクルの研究開発の中核である高速実験炉「常陽」や高レベル放射性物質研究施設（CPF）を中心に要素技術開発の新たな取組みの状況及び研究開発の今後の展望について報告した。

③　核燃料サイクル・バックエンド研究開発の新たな展開

サイクル機構　東海事業所　野村茂雄副所長

持続的エネルギーの確保をめざした核燃料サイクルを推進するにあたり，放射性廃棄物が発生する。こうした廃棄物は，21世紀の循環型環境経済社会に適合させ，適正に処理し，処分する必要がある。このためには，ウラン資源の利用から廃棄物処分までの一生「核燃料ライフサイクル」を最適化することが重要である。ウラン資源はリサイクル利用し，廃棄物は最少の発生量で，しかも合理的に処理･処分する視点で，各種廃棄物対策への取り組みを具体的に推進していく。

放射能レベルの高い廃棄物について，2002年12月，原子力発電環境整備機構が，「最終処分施設の設置可能性を調査する区域」について，公募を開始し，地層処分の事業化に向けた新たな段階に入った。サイクル機構は，岐阜県瑞浪市と北海道幌延町において建設に着手した深地層の研究施設や東海事業所を活用した基盤的な研究開発等を展開することでこれを支えている。

再処理やウラン加工等で発生する放射能レベルが低い廃棄物の処理・処分については，管理プログラムを策定し，安全かつ着実な処理技術の開発，合理的な制度化，処分の実現に向けた体系的な検討を行っている。適切な業務運営の枠組みとその具体化については，新法人設立に向けた原研との一元的な取り組みの一つとして開始した。

④　原子力の安全確保のために

原研　東海研究所

阿部清治安全性試験研究センター長

原研は，原子力事業者として自らの施設の安全確保を図る一方，国の研究所として，安全性研究を実施し，その成果をもって国の規制を支援するとともに，事故やトラブルが起きた時は，国が事故収束や原因分析を行うのを支援している。

安全性研究では，国の原子力開発・利用計画（燃料の高燃焼度化やプルサーマル利用，原子炉の長期供用，高レベル放射性廃棄物処分計画など）の進展に対し，第三者の立場でその安全性を確認するとともに，公衆に影響を及ぼす可能性のある重大な事故については，原子力災害の防止を目指して，事故時の諸現象の解明，事故のリスクの評価，防災の最適化等に関する研究を行っている。

事故・故障対応としては，JCO臨界事故の収束及び原因解明に貢献するとともに，昨年来のBWR炉心シュラウド等のひび割れ問題については，ひび割れ部の材料調査，シュラウドの健全性評価により，国の判断を支援した。

原研はまた，サイクル機構と協力して，「指定公共機関」としての防災活動での協力，NSネットや東海NOAH協定への参加を通じて，自らの施設及び地域の施設の一層の安全確保を図っている。

(5) 特別講演　「生態系をよみがえらせる」

東京大学大学院

農学生命科学研究科　鷲谷いづみ教授

生態学で動植物の生活を研究していると，まわりの自然が不健全化してしまっていることを感じる。このままでは，人も自然の豊かな恵みに浴しながら豊かな生活を続けることができなくなってしまうことから，健全な生態系を取りもどすことが重要である。

国際的にもそのような動きがあり，日本においても自然再生が政策になってきている。

大気の環境変化を見てみると，南極の氷中二酸化炭素濃度から大気中の二酸化炭素濃度を調べたものでは，過去40万年間に180-280ppmvの間で変

動してきたが，現在は370ppmv程度にもなり，このまま人間活動等が続けられると，2100年には倍くらいになると予想されている。生態学の立場では，もとのレンジに戻りにくい変動が起こると何がこれに伴って起こってくるか推定しにくく，もとの変動範囲に戻すことが望まれる。

そのためには，地球規模での生態系の健全性を取りもどす取り組みが必要であり，人間活動のあり方を健全な生態系を維持できる範囲に調整することが重要となるが，化石燃料を使用して発生する二酸化炭素を吸収するのに森林等の植生に必要な面積を求めたデータからすると，1980年代に地球の限界を超えてしまっている。この影響はたとえば，絶滅の恐れのある動植物の著しい増加などに見られる。

環境問題の中でも種の絶滅を問題にするときに使われるキーワードに「生物多様性」ということばがある。地球規模でも，また，メダカが絶滅危惧種に指定されるなど，私たちの生活域でも生物多様性を失った生態系において本来の構成要素（主に生き物）や，水や大気を浄化するなどの機能を回復すること，つまり生態系の修復・再生が必要となってきている。これを日本の行政用語では自然再生と言っている。

自然を再生する手法に関しては，順応的管理が必要であることが強調されている。生態系は多用な要素からなる複雑なシステムのため不確実性が非常に高く，理解できていることが一部であるので，人にとって望ましい要素や機能を回復させるのに，従来の自然科学的な手法の適用は難しい。自然再生には多様な主体（地域の人たち，科学者，行政，企業など）が関わることから情報の共有をいかに行うかが重要なテーマであり，作成した計画が完璧ではないものとして，仮説，実験，検証のサイクルとして事業を進める必要がある。

現在，生態系の再生が最も必要なものは，湖や川などの淡水系の生態系である。淡水生態系では，生物的な自然の衰えが50%程度にもなっている。人間が行った治水工事などが淡水系の健全性を失わせることになったものである。湖沼の自然な護岸では抽水植物群落，浮葉植物群落，沈水植物群落からなる移行帯が形成され，植物が多様で，それに依存して動物も多様となり，生物の相互作用で営まれる機能が高いが，湖沼のコンクリート護岸ではその機能が失われてしまう。

茨城県霞ヶ浦では，水辺の移行帯の再生などを目的として，アサザプロジェクトが進められている。これは日本における自然再生のモデルになっているもので，NPO法人であるアサザ基金のコーディネートのもとで，市民，学校，大学，行政，企業が協働して行っている。プロジェクトでは，波よけのための粗朶が必要だが，これを管理が放棄された流域の里山林から採ることによって里山林の管理もできるようになった。また，自然湖岸（移行帯）の再生では，順応的管理の考えを取り入れた進め方が行われている。霞ヶ浦では沈水植物は見られなくなっているが，これを再生するために，湖底の土壌シードバンクを微地形に変化のある場所にまきだすことにより多様な植物を含む移行帯を再生できるとの仮定に立ち，土壌シードバンクが活用された。

アサザプロジェクトでは，施工後３ヶ月でエゾウキヤガラが繁茂し，霞ヶ浦では絶滅したと思われていた水生植物も甦ってき，１年半後には，水辺らしい風景を取りもどした。

モニタリングでは，霞ヶ浦で消えていた沈水植物や魚類などが確認され，水辺の生態系をよみがえらせることができた。

(6) 閉会挨拶　　原研　齋藤伸三理事長

今後，二法人は報告書にまとめられた内容を着実に実行していけるよう，緊密な連携をとって準備を進めていく。先行して取組んでいける課題については，順次これに取組んでいく。新法人が我が国の原子力研究・開発の中核的拠点としての役割を立派に果たせるよう，世界に冠たる先進的な研究センターとなるよう，努力をしていきたい。

３．最後に

当日は，約500名の参加を得て，盛会のうちに報告会を終了した。

2004年度も，統合の先行的取り組みとして，合同の報告会を実施していく予定である。

（文責　サイクル機構　広報部）

会議報告

エントリー国際ワークショップ「ENTRY2003」
－2003年10月22～24日開催－

石川　博久　　油井　三和　　内田　雅大　　亀井　玄人　　青木　和弘*
東海事業所　環境保全・研究開発センター　処分研究部
*幌延深地層研究センター

１．はじめに

2003年10月22日から24日の３日間にかけて，地層処分基盤研究施設（エントリー）を会場に処分研究部主催の国際ワークショップを開催した。エントリーは1993年10月の開設以来，地層処分に関する総合的な研究施設として，我が国における地層処分開発の中核的役割を担ってきたが，本年は同施設の開設10周年に当たり，幌延及び東濃の深地層研究施設も本格化することから，深地層の研究施設との連携とエントリーの役割を確認する意味で国際ワークショップを開催することとした。このワークショップでは，地層処分研究開発課題のうち，世界的に共通でJNCにおいても重要となるニアフィールド（人工バリア及びその近傍の人工バリアの影響の及ぶ領域のこと）の長期的変遷と，処分システムの性能評価と室内試験・深地層研究施設での試験との連携について，専門家間の共通認識を得るとともに，成果をJNCの地層処分研究計画と地層処分研究開発の次期取りまとめへ反映する。以上の主旨を反映して，このワークショップのタイトル及びサブタイトルをENTRY 2003, The International Workshop on Reliable Performance Assessment through Laboratory Experiments and Ground Surface Investigationsとした。このワークショップの内容及び成果については，英文の公開技術資料として取りまとめることにしている。

なお，これに先立って10月20，21日の２日間にわたり，海外からの研究者（米国，カナダ，スウェーデン，韓国，フィンランド，フランス，ハンガリーの大学，研究機関等から12名）を対象に，幌延の深地層研究施設建設サイトの見学会を行った。幌延深地層研究センターから施設計画の進展や研究対象領域の場としての地質環境に関する理解の状況等，幌延深地層研究計画の進捗状況を説明した。これらに関し，研究の規模（調査対象の面積），岩盤力学，　地下水の流れ，地下水や鉱物の組成，微生物に関する試験計画など幅広い分野にわたって質疑が行われた。

２．ワークショップ概要

表１のスケジュールに示すように，第１日目午前の全体講演においてワークショップの目的等を紹介し，次いで招待講演，エントリーの見学会を行った。午後からは２つの個別セッションに分かれて議論し，第３日目に全体総括を行った。最後に希望者を対象として地層処分放射化学研究施設（クオリティ）の見学会を行った。

限られた時間の中で技術的に深い議論を行う必要があったことから，前もってテーマを絞り，国際協力協定などJNCと関係のある機関に打診し，専門家の派遣を募った。国内の大学，企業にも参加を案内したが，海外機関と同様に参加者をいずれも地層処分研究の専門家に絞って議論を行った。内訳は海外が米国，フィンランド，カナダ，フランス，スウェーデン，スイス，ハンガリー，韓国から合わせて20名，国内からは大学，研究機関，企業等から合わせて26名であった。JNCは東海のほか本社，東濃，幌延から参加があった。

(1) 全体講演

環境保全･研究開発センター副センター長･処分研究部長　　石川　博久

主催者としてワークショップの背景，主旨，目的を述べた。これに引き続き，我が国の高レベル廃棄物処分にかかわる組織とそれらの役割，JNCの廃棄物処分研究計画，我が国の処分実施計画，エントリー及びクオリティの研究概要，幌延及び瑞浪での深地層研究施設の概要と計画，室内試験と深地層での原位置試験との関係等について発表した。

表１　エントリー国際ワークショッププログラム

10月20日(月)－21日(火)
幌延深地層研究センター　テクニカルツアー
10月22日(水)
国際ワークショップ
　9：00　歓迎挨拶（処分研究部長）
　9：05　JNCの研究概要とワークショップの目的（処分研究部長）
　9：40　招待講演１
　　大本　洋　教授
　　（ペンシルベニア州立大学，米国）
　10：40　招待講演２
　　A.Hautojärvi氏（POSIVA OY社，フィンランド）
　11：40　施設見学（エントリー及びクオリティ非管理区域）
ワークショップ　セッション１
　13：30　ニアフィールドの長期的変遷(1)
ワークショップ　セッション２
　13：30　地表からの調査段階への性能評価からの反映
　16：10　地圏概念モデル，性能評価モデル及び不確実性
10月23日(木)
ワークショップ　セッション１
　9：00　ニアフィールドの長期的変遷(2)
　13：00　ニアフィールドの長期的変遷(3)
　　核種移行メカニズム
ワークショップ　セッション２
　9：00　地表からの調査段階への性能評価からの反映（つづき）
　　地圏概念モデル，性能評価モデル及び不確実性（つづき）
　13：00　地表からの調査段階への性能評価からの反映（つづき）
　　地圏概念モデル，性能評価モデル及び不確実性（つづき）
　16：00　研究の「終点」の検討
10月24日(金)
ワークショップ　セッション１
　9：00　ニアフィールドの長期的変遷(4)
ワークショップ　セッション２
　9：00　地表からの調査段階への性能評価からの反映
　　まとめ
ワークショップ　総まとめ
　13：00　それぞれのセッションの総括紹介，議論
　14：00　希望者への施設見学（クオリティ管理区域）
　15：00　終了

(2) 招待講演

(i) 米国ペンシルベニア州立大学宇宙生物学研究センター長　大本　洋　教授

演題：Dissolution kinetics of smectite and other aluminum silicates in high alkaline solutions

室内でのバッチ式実験と，既往の報告データの徹底的なレビューに基づき，処分場にセメントを用いることに起因するアルカリ性地下水の緩衝材への影響評価のための基盤的な鉱物溶解速度論モデルが提示された。これによると，廃棄体をとりまく緩衝材(圧縮したベントナイト)を構成する主成分鉱物の溶解はかなり速いことが示唆された。この問題はその後の個別セッションでも検討され，この速さゆえに，セメントの量が緩衝材や埋め戻し材などにくらべて有意に少ない場合には，緩衝材の性能は保持されるであろうとされた。また，処分場の緩衝材はバッチ式実験の条件とは異なり圧縮系であって，物質移行が支配する場となり，溶解反応は顕著には起きないであろうとの議論があった。(写真１)

(ii) フィンランドPOSIVA OY社　長期安全研究リサーチマネジャー　Aimo Hautojärvi氏

演題：Site selection, current activities and plans for future in the Finish spent nuclear fuel disposal programme

フィンランドにおいては，1983年に全国規模でのサイト調査を開始し，５地点における概略サイト特性調査を1987－1992年，４地点における詳細サイト特性調査を1993－2000年に行い，その結果2001年に最終処分場をオルキルオトにすることの原則決定が議会で承認された。オルキルオトでは，詳細サイト特性調査終了時までに18本の深堀りボーリングが掘削され，破砕帯の分布，水理，地下水水質分布などが調査されるとともに，１万年後の塩分濃度の予測解析などのモデル化が行われた。

今後は，地下520mに到達する地下研究施設（ONKALO）を建設し，詳細な調査を2010年頃まで行い，2020年頃操業を開始する予定である。処分場の母岩への影響を避けるため，処分深度に至るボーリングはアクセス坑道から掘削するなど工夫を凝らしていることが報告された。

写真１　大本教授による招待講演

(3) 個別セッション

主な議題は (i) ニアフィールドの長期的変遷と核種移行メカニズムと，(ii) サイト地表調査への性能評価からの反映であり，それぞれを個別セッションのテーマとして，白熱した議論が展開された。

(i) セッション１：ニアフィールドの長期的変遷と核種移行メカニズム

性能評価や設計を行う上で重要な人工バリアとその周辺岩盤の長期的変遷評価について，熱－水－応力－化学連成現象モデルを用いた予測手法の信頼性向上や核種の収着現象解析モデルの適用性に関して情報交換と議論を行った。特に，招待講演でも問題提起されたセメント影響評価，室内試験／原位置試験／ナチュラルアナログ研究／数値実験といった“各実験”の位置づけやアプローチ等に関して議論が行われた。以下に個別の議論の要点を記す。

セメント影響については，高pH環境をもたらすためセメント－ベントナイト共存は適切ではないとの意見も出されたが，アルカリ消費のバランスから顕著なベントナイト変質は避けられる可能性があること，圧縮系における物質移行の影響や二次鉱物の生成に関する詳細評価の重要性が認識された。

室内試験，原位置試験，ナチュラルアナログ研究の位置付けについては，スモール・スケール（室内実験）→ラージ･スケール（室内実験）→原位置試験→処分場スケールという基本的な手順を踏み，ステップごとの理解とデモンストレーションが重要であること，地下研究施設には，評価すべき時間に比べての試験時間の短さ，放射性物質の使用制限，地球化学の理解の難しさ，などの制約がありえること，セメント影響に関するナチュラルアナログ研究では，超長期のナチュラルアナログより，古い人工物に着目した定量的解釈を目指すべきとの意見が出された。

数値実験については，科学は常に進歩することから絶え間ない専門家間の議論やステップ･バイ･ステップによるモデル改良の必要性，検証と確証の手続きを守ることの重要性等が指摘された。

さらに，地球化学，水理，力学といった異なる分野の専門家間の連成解析によるコミュニケーション，貴重な最新情報をもたらすECプロジェクト等の国際協調・協力の重要性が認識された。また，千年万年といった長期予測の信頼性向上のためには，地道な現象理解，連成解析，データベース構築等の重要性が参加者間で認識されていたことを付記したい。

(ii) セッション２：サイト地表調査への性能評価からの反映

性能評価の信頼性を向上させるには，現象理解に基づくモデルの現実化と不確実性低減が重要である。この不確実性低減のために，条件を厳密に制御した室内試験のほか原位置試験も行う必要がある。我が国では今後概要調査地区において地表からの調査が行われることになるが，本ワークショップでは性能評価の観点から地表からの調査で考慮すべき課題等について議論した（写真２）。以下に個別の議論の要点を記す。

概要調査の目的は各国ごとに異なるが，サイトの適性を考慮すること，文献調査に基づく代替モデルを含む概念モデルを構築し，それを検証するための計画を立てること，性能評価・設計に必要なデータ取得のための調査だけでなく，地質環境を理解するための調査，という観点が重要であることが共通の認識として得られた。また，モデル化に際しては，広域スケール，サイトスケール，施設スケール，処分孔スケールのそれぞれのモデル化が必要であるが，処分孔スケールなどの詳細スケールについては，調査の容易性及び概要調査の目的で安全評価を行うか否かの必要性に応じて各国で見解が分かれた。スカンジナビア諸国のように岩盤の露出の良い国は，詳細スケールのモデル化が可能だが，スイスや日本のように岩盤の露出の少ない地域は技術的に難しいとの意見があっ

写真２　個別セッションでの白熱した議論

た。また，概要調査段階における地質環境モデルの不確実性についての議論を行い，米国のWIPPでは地表調査段階と坑道からの調査段階で岩塩のモデルが大きく変化したことが紹介されるなど，「予測できない不確実性」が現れる場合があるので，それを捕捉するモニタリングシステムの構築が重要であるとの意見があった。

性能評価からのフィードバックについては，各国とも努力しており，性能評価担当者と調査担当者が協力し合える体制作りが重要であるとの見解が示された。また，文献調査段階から性能評価に限らず何らかのモデル化が必要であるとの認識が示された。

概要調査の段階においては，性能評価に必要なすべてのデータを現地で取得することは難しく，他の地下研究施設や東海のエントリーのような室内試験を活用することが重要であること，不確実性を低減する上で，異なる分野のデータを統合的に解釈するMultiple-lines of evidenceが重要であるとの見解が示された。

３．おわりに

以上のように本ワークショップでは海外，国内の地層処分研究の専門家とともに幅広く深い議論ができ，今後の研究方針策定にとって示唆に富むものとなったと考える。

最後にこのワークショップに参加いただき，貴重なご意見，ご批判等を賜った国内外の大学，研究機関，企業のみなさまに心より謝意を申し上げます。また，ワークショップの運営に尽力したJNCのスタッフに感謝します。

会議報告

新型転換炉技術開発成果報告会
－2003年10月30日開催－

渋谷　進　飯島　隆　丸山　創*　望月　弘保*1

敦賀本部ふげん発電所
*東海事業所　開発調整室
*1大洗工学センター　システム技術開発部

１．はじめに

2003年10月30日，東京の虎ノ門パストラルにおいて新型転換炉技術成果報告会を開催した。
本報告会は，本年９月30日をもって，サイクル機構が進めていた新型転換炉の開発業務を終了したことを踏まえて，これまでの36年間に及ぶ新型転換炉開発の実績とそこで得られた技術成果を関係した多くの方々に報告することを目的として開催したものである。当日は，藤家洋一原子力委員長，木谷雅人文部科学省大臣官房審議官，佐々木宜彦原子力安全・保安院長，来馬克美福井県原子力安全対策課長，小谷隆亮大洗町長を初め，国，地元自治体，電力会社，メーカなどから合計約210名のご出席を賜り，盛大に行われた。

報告会に先立ち，藤家洋一原子力委員長より，「我が国の原子力政策の展望（ふげんに学ぶ）」と題するご講演を頂いた。それに引き続き，サイクル機構より，原型炉「ふげん」の運転実績と開発成果，大洗での研究開発成果，並びに東海でのMOX燃料の製造と再処理実績について報告を行った。

２．報告会概要

講演並びに報告会の概要を以下に示す（表１参照）。

2.1　講演

「我が国の原子力政策の展望（ふげんに学ぶ）」
（藤家洋一原子力委員長）

現在の人類が，原子力エネルギーを安全に安定に使うことを目指すのはごく当然である。また，今後，放射性廃棄物によるリスクをなくしていく必要がある。

環境を保全しながらエネルギー源を確保することは，化石燃料では不可能で原子力エネルギーで初めて可能になる。しかし，「核燃料サイクル」についての一般社会の理解は，未だに十分ではない。

核燃料サイクル確立の先鞭をつけたのが「ふげん」だと思っている。しかも自主技術でやったということで大変な成果だと思うが，こういうことのPRがなされていない。以下の視点での評価をしてもらいたい。

① 日本の原子力開発黎明期，天然ウランを利用することを目指したが，後に濃縮ウラン利用に変えた。このような政策変更の中で，新型転換炉はどのような対応をし，どのような役割を果たしたのか？　技術開発面と政策面についての評価をすること。

表１　報告会プログラム

13：00～13：05	１．開会挨拶　理事長　都甲　泰正
13：05～14：05	２．講演　－我が国の原子力政策の展望（ふげんに学ぶ）－ 原子力委員長　藤家　洋一
14：05～16：05	３．成果報告 (1) 新型転換炉「ふげん」プロジェクトの開発成果（総論） －プルトニウム利用の先導者として－　敦賀本部長代理　柳澤　務 （休　憩） (2)「ふげんとともに」上映 (3)「ふげん」の運転実績と国際貢献　新型転換炉ふげん発電所長　新澤　達也 (4) 大洗工学センターにおけるATR技術開発　大洗工学センター所長　永田　敬 (5)「ふげん」MOX燃料製造・再処理実績　東海事業所長　大島　博文
16：05～16：10	４．閉会挨拶　敦賀本部長　岸本　洋一郎

② 新型転換炉開発にかける意気込みはすごいものがあったろうし，日本の技術開発史上，高く評価されるべきものと思うが，それがなぜ頓挫せざるを得なかったか？官民の役割分担は良かったのか？いろいろ分析するべき。

政策的な意味合い，技術開発的な意味合い，官民の役割分担も含めて「日本では技術移転が難しい」ことをどう変えていくか，そういったことに大きな発言をするポテンシャルをサイクル機構は持っていると思う。

更に大事なことは，「ふげん」で経験された人を，今後サイクル機構の中であるいは統合後の組織の中でどう配置していくか，それが「ふげん」を生かす一つの大きなこと。サイエンスはドキュメントで伝わるが，テクノロジーはノウハウで伝わることを最後に強調したい（写真１参照）。

2.2 成果報告

(1) 新型転換炉「ふげん」プロジェクトの開発成果

柳澤務本部長代理

核燃料サイクルの確立を柱とする我が国の原子力の開発利用計画において，ATRプロジェクトは，プルトニウム利用の先導役として実炉規模でのプルトニウム利用を早期に実証すること，自主技術開発により原子力産業基盤の強化・確立に寄与するという使命を担ってきた。

大洗工学センターの大型開発試験施設における貴重な開発成果，「ふげん」の四半世紀にわたる良好な運転実績や東海事業所の再処理センターやプルトニウム燃料センターとの緊密な連携による数々のMOX燃料の利用実績は，ATRプロジェクトがそれらの使命を十分に果たしたことを示している。そして「ふげん」は，我が国の核燃料サイクル技術開発をリードし，プルサーマルやＦＢＲへ続く礎を築くとともに，我が国のプルトニウム平和利用に対する国内外の理解を深めるのに大きく貢献してきた。これらは国際的にも高い評価を受け，「ふげん」は我が国では初めて米国原子力学会のランドマーク賞を受賞することとなった。受賞の要件である「原子力平和利用への貢献」，「開拓者であること」，「20年以上の実績」は，まさに「ふげん」の実績に相応しいものである。

写真１　藤家原子力委員長講演風景

一方で，「ふげん」に続く実証炉の建設は，計画が遅延するなか，抜本的な経済性向上をなし得なかったことが大きな要因となり，中止に至った。ATRの開発業務を終了するに当たって，両者の成否を比較対照的に分析することにより，教訓を学び取り，それらを「もんじゅ」開発やFBRの実用化に向けて，確実に活かしていくのがサイクル機構の責任と考える。

自主開発の旗の下，「ふげん」の開発・運転に参画した多くの人々は，現在，原子力を始めとする科学立国日本を支える様々な重要分野で活躍されている。この貴重な人的財産を得たことも「ふげん」プロジェクトの大きな成果であった。

(2) 「ふげん」の運転実績と国際貢献

新澤達也ふげん発電所長

新型転換炉「ふげん」は，1978年３月に初臨界達成以降，25年間にわたり，安全・安定運転を継続し，国産初の動力炉としてその信頼性を実証した。運転初期においては，原子炉冷却系のステンレス鋼配管にSCCが発生するなどのトラブルが発生したが，その都度，設備改善や最新技術の取り込みに努めることにより，再発防止を図ってきた。その結果，平均設備利用率約62%という良好な実績をあげることができた。

この間に利用したMOX燃料の総数は772体，炉心内の装荷割合は最大72%まで経験している。これは，単一の熱中性子炉としては世界一の使用実績であり，核燃料サイクル技術を先駆的に実証したと考えている。

「ふげん」の運転を通して開発された水素注入によるSCC抑制対策，系統化学除染や亜鉛注入による被ばく低減技術などは，国内軽水炉にも応用された技術である。

また，圧力管検査技術やファジィ制御による給

水制御技術などは，旧ソ連製のRBMK炉の安全性向上のための日本からの技術支援に活用された。更に，近隣アジア諸国の技術者を研修生として受け入れるなど，多くの国際貢献を行ってきている。

今後，商業規模の水冷却炉で最初の廃止措置を行うプラントとして，安全かつ合理的で，環境負荷の低減にも配慮した廃止措置技術の開発に努め，将来の軽水炉の廃止措置にも役立つ技術の実証に取り組んでいきたい。

(3) 大洗工学センターにおけるATR技術開発

永田敬大洗工学センター所長

大洗工学センターでは，重水臨界実験室，流動伝熱試験室，安全性試験室，部品・機器試験室，ISI試験棟，照射材料試験室などの施設を用いて，実規模条件でのデータ取得を含め「ふげん」の建設と運転に必要な試験研究を行った。

新型転換炉は，燃料が独立した圧力管の中に装荷される我が国初のタイプの圧力管型原子炉として，軽水炉の技術をできる限り活用しながらも，原子炉及び冷却系にはATR特有の機器・構造の部分があるため，重要な部分を中心に特性を一つ一つ確認しつつ建設・運転を進めた。プルトニウム燃料の核特性を把握する研究，ジルコニウム材料で圧力バウンダリーが構成されている部分の健全性の研究，種々のタイプの燃料の限界出力を把握し安全裕度を確認する研究に加えて，実機では起こり難い規模の大口径配管破断時の冷却性能の確認試験など，様々な研究で重要な実証データを得て，設計と運転法の改良を進め，また運転に伴う安全性の確認を行った。

このような研究を通じて，「ふげん」の設計や運転で生じ得る問題点等に迅速かつ適切に対応するとともに，種々の現象に関して，非常に信頼性の高い評価式などを得て，「ふげん」を大型にした場合の炉の設計にも適用した。

さらに，「ふげん」用に得たデータ，開発された解析コード・機器は，旧ソ連製RBMK炉の安全性向上など，海外炉の評価・改善にも活用されている。

(4)「ふげん」MOX燃料製造・再処理実績

大島博文東海事業所長

新型転換炉（ATR）原型炉「ふげん」におけるMOX燃料の使用実績は燃料集合体として772体，MOX量にして約140tである。これは，世界の熱中性子炉に装荷された全MOX燃料集合体数の約１／５に相当し，1基の発電炉における装荷実績としては世界最高の実績である。これらの燃料は，東海事業所プルトニウム燃料第二開発室において製造したものである。このうち68体，約10tの使用済み燃料については東海再処理施設で再処理を行い，回収されたプルトニウムをMOX燃料として再度「ふげん」で利用した。これにより「ふげん」を通した核燃料サイクルの輪が完結し，プルトニウムリサイクル技術の確立を実証した。

「ふげん」の約25年間に及ぶプルトニウムの本格利用実績は，それを支えるプルトニウム燃料開発・製造実績・再処理技術など核燃料サイクル基盤技術をわが国に定着させる原動力となると共に，わが国のプルトニウム利用の先駆的役割を果たした。今後，残りの使用済み燃料（約107t）については，東海再処理施設で再処理を行い，MOX燃料再処理に係る技術データを取得していく計画である。これらを通して，得られた技術・成果は，「もんじゅ」燃料の製造技術に反映されると共に，民間MOX加工事業，軽水炉MOX再処理技術，そしてFBRサイクル技術の実用化に引き継がれていくものと確信する。

３．おわりに

我が国における新型転換炉の開発は，ここにその歴史の幕を閉じた。本報告会においては，これまで新型転換炉の開発に心血を注いでこられた多くの方々に参集していただいた。我が国が敗戦により多くを失ったところから戦後復興に努め，先進国に何とか追いつこうとしていた頃，将来のエネルギー安定供給と国内産業レベルの向上を目指すために，国産動力炉の開発という国家プロジェクトとして生まれたのが，新型転換炉と高速増殖炉の開発であった。その先人の優れた先見力とエネルギー安定供給へ向けた気概が，原型炉「ふげん」を成功に導き，今日までに達成され，ここに報告された多くの貴重な成果となって実を結んだと考える。

新型転換炉は，当初は天然ウラン利用を期待されたが，原型炉「ふげん」の設計において安全性を向上させるためにプルトニウムを混ぜることにしたことが，核燃料サイクルの中に特異な位置を占めることにつながったと言える。そして，これにより「ふげん」は長期にわたるプルトニウム利用を通して我が国の核燃料サイクル技術の確立に大きく貢献することができたのである。新型転換

炉は実用化に至らなかったが，軽水炉が順調に発展していく中，高速増殖炉へつなぐプルトニウムリサイクル技術を確立したことで，「つなぎ」としての役割は十分果たしたとも考えられる。

原型炉「ふげん」の施設は，今後，安全な廃止措置の実証のために有効に利用することで，新たな役割を担い再出発した。また，「ふげん」で育まれた運転管理技術や人材は，引き続き高速増殖炉「もんじゅ」へ受け継がれるよう努めていく。

本報告会を通して，このようなメッセージが聴衆に伝えられたものと考えている。

会議報告

2003年度安全研究成果発表会（動力炉分野）
－2003年11月７日開催－

大岡　　誠
大洗工学センター　開発調整室

１．はじめに

2003年11月７日，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「2003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･効果的な研究を実施するための内外のニーズの把握，及び④若手研究者の育成を目的としている。大洗工学センター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15回目の開催となる。

２．発表概要

発表会当日は，官庁，大学，メーカなど外部の機関から29名の方々にご参加いただいたほか，サイクル機構からは木阪理事，大洗工学センター永田所長をはじめとする約90名が出席した。参加者風景を写真１に示す。

今年度は，2001年度から2005年度までの５ヵ年の安全研究基本計画の初年度から２年間の成果を中心に，FBR分野８件（うち，１件は敦賀本部），PSA分野１件の計９件について発表した。
なお，当日は発表資料[1]とともに動力炉分野のうち今回選定されたテーマ以外の成果や核燃料サイクル分野の成果をまとめたCD-ROM[2]の配布も合せて行った。

以下では，表１に従い，発表概要を示す。なお，詳細な質疑応答については会議報告書[3]として別途まとめる予定である。

(1) FBR分野

高速増殖炉におけるリスク情報を用いた安全設計方針に関する研究（表１中No.1）では，安全確保の基本的考え方，安全要求レベル等の調査・検討に加え目標レベルに対応した，原子炉プラントに対する定量的な目標や要求機能について報告した。大型炉と「もんじゅ」との関わりや再臨界の想定について質疑応答がなされた。

高速炉心の安全性に係わる核特性評価に関する研究（表１中No.2）では，炉心の核特性（臨界性，出力分布，ドップラー反応度，ナトリウムボイド反応度等）の予測精度を定量的に評価するため，解析手法，データベースの整備及び予測精度の向上について報告し，炉定数調整法を適用することにより，目標予測精度の確保の見通しを得たことなどが述べられた。燃焼反応度係数や実効遅発中性子割合などの誤差についての議論があった。

機器・配管の寿命予測評価に関する研究（表１中No.3）では，主要機器･配管の寿命予測に必要なデータベースの拡充及び予測・測定技術開発として，長時間クリープ，疲労試験等の試験データの取得を行うとともにマルチレベルモデリングを使用した損傷シミュレーションプログラムにより

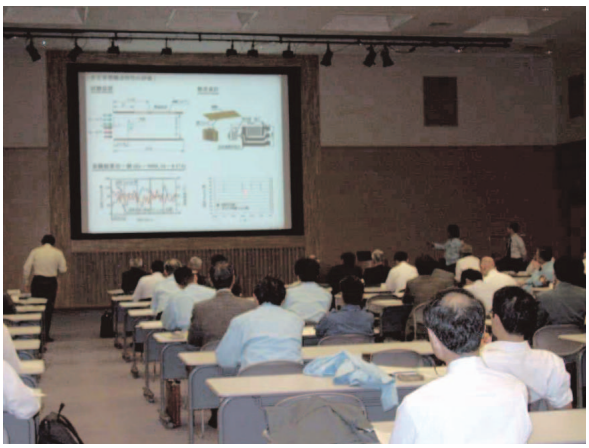


写真１　参加者風景

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
1	高速増殖炉におけるリスク情報を用いた安全設計方針の設定に関する研究	大洗　システム技術開発部 研究主席　丹羽　元
2	高速炉心の安全性に係わる核特性評価に関する研究	大洗　システム技術開発部 中性子工学グループ　副主研　大木　繁夫
3	機器・配管の寿命予測評価に関する研究	大洗　要素技術開発部 新材料研究グループ　副主研　若井　隆純
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	ナトリウム燃焼及びソースタームに関する研究	大洗　要素技術開発部 熱化学安全試験グループ　副主研　石川　浩康
6	炉心損傷時の融体放出移行挙動に関する研究	大洗　要素技術開発部 リスク評価グループ　副主研　松葉　賢一
7	「もんじゅ」の破損燃料検出装置の信頼性に係る検討	高速増殖炉もんじゅ建設所　技術課　鈴置　善郎
8	「常陽」高性能化プラントの性能評価	大洗　実験炉部　技術課　副主技　吉田　昌宏
9	リスク情報に基づく高速増殖炉プラントの運転・保守に関する研究	大洗　システム技術開発部 FBRサイクル安全設計グループ　副主研　栗坂　健一

クリープ損傷に至る推移が予測可能となったことなどについて報告した。「Phenix」や「常陽」の配管に対しての実施状況，シミュレーションや試験条件について質疑応答が行われた。

過渡伝熱流動現象評価に関する研究（表１中No.4）では，コード検証として配管合流部での乱流混合特性の評価を基礎実験に基づき行うとともに低周波流動振動，サーマルストライピング，温度伝達挙動などの各種現象の解明状況について報告した。解析コードを適用していく上での基準や評価指針の妥当性を確認する観点より活発な討議が行われた。

ナトリウム燃焼及びソースタームに関する研究（表１中No.5）では，基礎試験，確証試験からナトリウムの再着火の発生メカニズムや燃焼残渣の安定化に資するデータの分析結果について報告した。再着火に係る雰囲気条件や時系列，実機での安定化を行う処理手順等が議論された。

炉心損傷時の融体放出挙動に関する研究（表１中No.6）では，模擬物質（低融点金属－水）を用いた基礎試験を実施し，燃料流出挙動，FCI挙動（溶融燃料－冷却材熱的相互作用）に係るデータ取得から流出評価に重要な挙動を明らかにするとともに，今後予定する実機物質（MOX燃料-Na）を用いた炉内・炉外試験（IGR炉：カザフスタン共和国）の紹介も合せて行った。実機を考えた場合での基礎試験の位置づけやIGR炉外試験について質疑応答が行われた。

「もんじゅ」の破損燃料検出装置の信頼性に係る検討（表１中No.7）では，タギング法FFDL（破損燃料検出及び破損集合体位置の同定）の改良として，活性炭の特性を踏まえ運転シーケンスの最適化を検討し，破損燃料同定能力を改良する案について報告した。タギング法の位置づけと特徴などについて質疑応答が行われた。

「常陽」高性能化プラントの性能評価（表１中No.8）では，MK-Ⅲ炉心（熱出力140MWt）となった「常陽」の総合機能試験，性能試験結果よりプラントの安全性の確認を行うとともに本格運転に向けて，各種設備や運転手法の改善策をまとめている状況について報告した。試験結果と解析結果の差異や核計算，制御棒価値の計算に用いたコードについて質疑応答が行われた。

(2) PSA分野

リスク情報に基づく高速増殖炉プラントの運転・保守に関する研究（表１中No.9）では，「常陽」及び「もんじゅ」機器信頼性データの収集整備の状況や炉心損傷リスクを管理するため，PSAモデルを改良し，リスク低減に有効な追加アクシデントマネージメント（AM）を提案したことなどについて報告した。データの母集団やリスク推定に用いる仮定について質疑応答が行われた。

３．おわりに

2003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御参加頂き，無事開催することができた。外部の方々からは，目標に対して現在どこまで達成されているのか，また，一番強調したいものに絞るなど発表資料や説明方法の改善に関すること，「常陽」及び「もんじゅ」

のデータ活用や研究成果の反映といった実プラントの有効活用に関すること，また,「もんじゅ」に対する取組みなどについてご意見を頂いた。

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５ヵ年計画で進めている安全研究基本計画に適切に反映して行きたいと考えている。

謝　辞

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 TW1409 2003-004「平成15年度安全研究成果発表会資料（動力炉分野）」
２）JNC TN1400 2003-005「安全研究成果の概要（平成13年度～平成14年度－動力炉分野）」
JNC TN1400 2003-006「安全研究成果の概要（平成13年度～平成14年度－核燃料サイクル分野）」
[3]「平成15年度安全研究成果発表会（動力炉分野）」（会議報告）（2003年12月発行予定）

会議報告

2003年度地層科学研究情報・意見交換会
－2003年11月10，11日開催－

花室　孝広
東濃地科学センター　瑞浪超深地層研究所

１．はじめに

2003年11月10日・11日の２日間にわたって，瑞浪市産業振興センターにおいて「平成15年度地層科学研究情報・意見交換会」を開催した。

東濃地科学センターでは，深地層の科学的研究（地層科学研究）を適正かつ効率的に進めていくために，関連する国内の大学，研究機関，企業などの研究者・技術者にご参加いただき，サイクル機構における最近の研究開発状況や成果，さらに今後の研究開発の方向性について専門的な情報・意見交換を行うことを目的として地層科学研究情報・意見交換会を開催してきたが，今年度はより開かれた形で多くの専門家の方々との技術的な情報･意見交換を行う場とすべく，関係する学会を中心に参加者を公募し，約200名の参加をいただいた。

また，第２日目には個別セッションとして，より専門的かつ詳細な議論ができるよう，分野ごとにセッションを配置した。

２．全体セッション

第１日目には，全体セッションとして，サイクル機構東濃地科学センター所長の挨拶の後，東京大学大久保誠介教授による基調講演及びサイクル機構による地層科学研究の成果概要報告を行った。

2.1　基調講演「岩石の長期挙動」

東京大学・大久保誠介教授

地下深部に坑道などを設置する際に重要となる岩石の物性と，その長期的な挙動についての研究成果について講演していただいた（写真１参照）。

写真１　東京大学大久保教授による基調講演

2.2　地層科学研究の成果概要報告

(1) 全体概要　　東濃・武田副所長

サイクル機構で進めている地層科学研究の位置付け，各プロジェクトの構成，研究の概要及び今後の研究開発の進め方について報告した。

(2) 幌延深地層研究計画の現状

幌延・山崎副所長

幌延深地層研究センターで進めている深地層研究計画のこれまでの経緯，研究の現状及び施設建設の計画について報告した。

(3) 広域地下水流動研究・超深地層研究所計画

東濃・小出　超深地層研究グループリーダ

東濃地科学センターで進めている広域地下水流動研究及び超深地層研究所計画について，研究の枠組み，研究成果の概要及び今後の進め方について報告した。

(4) 地質環境の長期安定性に関する研究・東濃鉱山における調査試験研究

東濃・中司　地質環境研究グループリーダ

東濃地科学センターで進めている地質環境の長期安定性に関する研究及び東濃鉱山における調査試験研究の現状及び今後の進め方について報告した。

表１　平成15年度地層科学研究情報・意見交換会プログラム

第１日目（11月10日(月)）
＜全体セッション＞

１．主催者挨拶	【大澤正秀】	13：30～13：40
２．基調講演「岩石の長期挙動」	【東京大学　大久保誠介教授】	13：40～14：40
３．地層科学研究の成果概要報告		
全体概要	【武田精悦】	14：40～15：00
幌延深地層研究計画の現状	【山崎眞一】	15：00～15：30
（　休　憩　）		15：30～16：00
広域地下水流動研究・超深地層研究所計画	【小出　馨】	16：00～16：40
地質環境の長期安定性に関する研究・東濃鉱山における調査試験研究	【中司　昇】	16：40～17：10
４．全体質疑		17：10～17：30

第２日目（11月11日(火)）
＜個別セッション＞

セッションA「地質環境特性（地質－水理－地球化学）」	【座長：山口大学　田中和広教授】	
１．座長挨拶		９：30～９：40
２．繰り返しアプローチに基づく地質構造および地下水流動のモデル化（東濃を例として）	【松岡稔幸，三枝博光，熊崎直樹】	９：40～10：55
３．幌延の泥質堆積岩の地質環境特性に関する研究		10：55～11：55
その１　地質・地質構造	【高橋一晴】	
その２　地下水の水理特性	【竹内竜史】	
その３　地下水の地球化学特性	【濱　克宏】	
（　休　憩　）		11：55～13：00
４．地質環境特性の調査・評価体系構築の考え方	【茂田直孝】	13：00～13：45
５．総合討論		13：45～14：15
６．座長総括		14：15～14：30

セッションB「岩盤力学・工学技術」	【座長：京都大学　青木謙治教授】	
１．座長挨拶		９：30～９：40
２．超深地層研究所計画における岩盤力学に関する調査･研究と現在までの知見	【佐藤稔紀】	９：40～10：25
３．瑞浪超深地層研究所の設計・施工	【今津雅紀】	10：25～11：10
４．幌延の泥質堆積岩の岩盤力学特性	【松井裕哉】	11：10～11：55
（　休　憩　）		11：55～13：00
５．幌延深地層研究計画における地下施設計画	【白戸伸明】	13：00～13：45
６．総合討論		13：45～14：15
７．座長総括		14：15～14：30

セッションC「地質環境の長期安定性」	【座長：東京都立大学　山崎晴雄教授】	
１．座長挨拶		９：30～９：40
２．隆起・侵食に関する研究	【藤原　治】	９：40～10：25
３．火山活動に関する研究	【梅田浩司】	10：25～11：10
４．活断層に関する研究	【野原　壮】	11：10～11：55
（　休　憩　）		11：55～13：00
５．幌延深地層研究計画における地質環境の長期安定性に関する研究	【浴　信博，阿部寛信】	13：00～13：45
６．総合討論		13：45～14：15
７．座長総括		14：15～14：30

2.3　全体質疑

主な質疑として，空間スケールに加えて地質環境の変動を考慮した時間スケールのモデル化・解析の必要性，東濃の堆積岩に還元環境をもたらしている要因，東濃の堆積岩中に生息している微生物の起源等に関するご意見・ご質問などをいただいた。

３．個別セッション

第２日目には，個別セッションとして，「地質環境特性（地質刧水理刧地球化学）」（座長：山口大学・田中和広教授），「岩盤力学・工学技術」（座長：京都大学・青木謙治教授），「地質環境の長期安定性」（座長：東京都立大学・山崎晴雄教授）の３つのセッションに分かれ，それぞれのセッションで個々の研究についての報告と質疑・討論を行った（写真２参照）。

写真２　個別セッションの状況

3.1　セッションA「地質環境特性（地質却水理却地球化学）」

座長：山口大学・田中和広教授

(1) 繰り返しアプローチに基づく地質構造及び地下水流動のモデル化（東濃を例として）

東濃・超深地層研究グループ

松岡，三枝，熊崎

瑞浪超深地層研究所において実施している調査・研究について，繰り返しアプローチによって段階的に調査・研究を進めている事例を紹介し，これまでの成果を報告した。

リニアメントや，地質構造モデルの不確実性の取り扱いについてのご意見･ご質問をいただいた。

(2) 幌延の泥質堆積岩の地質環境特性に関する研究

その１　地質・地質構造

幌延・深地層研究グループ　高橋

その２　地下水の水理特性

幌延・深地層研究グループ　竹内

その３　地下水の地球化学特性

幌延・研究調整グループ　濱

幌延深地層研究計画においてこれまで実施された試錐調査などの成果について，分野ごとに報告した。

地下水の起源，堆積岩の調査の体系化，大曲断層の調査についてのご意見などをいただいた。

(3) 地質環境特性の調査・評価体系構築の考え方

東濃・茂田　研究情報化グループリーダ

東濃地科学センターで現在検討している地質環境特性の調査・評価体系の構築，不確実性の取り扱いについての考え方を紹介した。

調査・評価体系の柔軟性，検討のスケール，設計や性能評価との関係についてのご意見などをいただいた。

(4) 総合討論

主な内容として，地質環境のモデル化に時間軸を取り入れることや，繰り返しアプローチの目標設定についての議論がなされた。

(5) 座長総括

調査の考え方に柔軟性を持たせるべきであることや，言葉の定義・考え方を共有して議論できる場を作っていく必要性などが示された。

3.2　セッションB「岩盤力学・工学技術」

座長：京都大学・青木謙治教授

(1) 超深地層研究所計画における岩盤力学に関する調査・研究と現在までの知見

東濃・施設建設グループ　佐藤(稔)

超深地層研究所計画において実施している岩盤力学に関するこれまでの調査・研究の成果と今後の進め方について報告した。

初期応力の測定手法の精度や，坑道掘削解析の評価を行うための変位量測定手法についてのご意見・ご質問をいただいた。

(2) 瑞浪超深地層研究所の設計・施工

東濃・施設建設グループ　今津

瑞浪超深地層研究所の研究坑道等の設計・施工について報告した。

掘削時の計測項目，坑道掘削手法，山はねの事前予知，周辺影響調査などについてのご意見・ご質問をいただいた。

(3) 幌延の泥質堆積岩の岩盤力学特性

幌延・深地層研究グループ　松井

幌延深地層研究計画の研究所設置地区に分布する堆積岩の力学特性を把握するために実施している調査・試験の結果と今後実施予定のモデル化について報告した。

岩盤物性の深度変化，大曲断層を挟んで物性が異なること，試験条件などについてのご意見・ご質問をいただいた。

(4) 幌延深地層研究計画における地下施設計画

幌延・施設建設グループ　白戸

幌延深地層研究計画における地下施設の設計について報告した。

掘削時の湧水対策，掘削工法，坑道の安定性解析に関するご意見・ご質問をいただいた。

(5) 総合討論

主な内容として，工事安全の側面からの水抜きと研究坑道としての側面からの場の擾乱との関係，研究成果の発信のありかた，環境影響評価などについての議論がなされた。

(6) 座長総括

岩盤力学に関しては，地表からの調査段階で地圧の状態をどこまでつかめるかがポイント，坑道周辺の掘削影響領域の予測と検証が必要などのご意見をいただいた。また，設計･施工に関しては，岩盤の動きを事前に予測し，実際の現象で確かめていく作業の重要性，周辺岩盤への影響をできるだけ少なくした掘削方法を岩盤の状況に応じて適用するシステムの構築，泥岩の変形における時間依存性を考慮した検討，施設建設過程で得られる地質環境情報を統合して高度化するシステムの構築の必要性が示された。

3.3 セッションC「地質環境の長期安定性」

座長：東京都立大学・山崎晴雄教授

(1) 隆起・侵食に関する研究

東濃・地質環境研究グループ　藤原(治)

隆起・侵食に関する研究のうち，主に地形変化シミュレーションに関する研究について報告した。

地形発達史との関係，植生の考慮，局所的な変化を考慮したアルゴリズムの構築についてのご意見をいただいた。

(2) 火山活動に関する研究

東濃・研究調整グループ　梅田

火山活動に関する研究のうち，主に非火山地域に存在する地熱異常地域の調査技術について報告した。

紀伊半島の高温泉の熱源や，単成火山群の分布域の確率分布に関するご意見･ご質問をいただいた。

(3) 活断層に関する研究

東濃・研究調整グループ　野原

活断層に関する研究のうち，主に中国地方を事例とした震源断層の調査技術の開発について報告した。

リニアメントの取り扱いについてのご意見をいただいた。

(4) 幌延深地層研究計画における地質環境の長期安定性に関する研究

幌延・深地層研究グループ　浴
研究調整グループ　阿部

幌延深地層研究センターで実施している幌延地域の地震観測や地殻変動量調査の結果について報告した。

大曲断層の性状や調査結果に関するご質問などをいただいた。

(5) 総合討論

主な内容として，単成火山の発生確率の表現の方法，地形変化シミュレーションにおける河川流路の変化や大規模火砕流による地形変化の影響の取り扱い，GPSによる短期間の観測データから長期間の地形変動量を見積もる際の解釈などについての議論がなされた。

(6) 座長総括

今後の将来予測に際して現在及び過去のデータを元にしたモデル化,シミュレーション,検証という道筋をきちんとたてることの重要性が示された。

4．謝辞

基調講演をお願いした東京大学の大久保誠介教授，個別セッションで座長をお願いした山口大学の田中和広教授，京都大学の青木謙治教授，東京都立大学の山崎晴雄教授には会の運営にご尽力いただきました。また，ご参加いただいた皆様には多数のご意見･ご質問をいただきました。最後に，開催にあたりご協力いただいた関係者の方々に御礼申し上げます。

参考文献

核燃料サイクル開発機構（2003）：平成15年度地層科学研究情報・意見交換会－要旨集－，サイクル機構技術資料，JNC TN7410 2003-002.

概況報告
2003年7月～9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」

2003年度設備点検が2003年5月6日より開始された。設備点検実績を表1，表2に示す。

ナトリウム漏えい対策等に係る原子炉設置変更

表1　2003年度設備点検主要工程

□：計画　■：実績

項目	2003年度 4月	5月	6月	7月	8月	9月	10月	11月	12月	1月	2月	3月	備考
1次主冷却系設備							1次主冷却系循環ポンプ(A)メカニカルシール部等						
2次主冷却系設備				2次主冷却系循環ポンプ(B)ポニーモータ等									
補助冷却設備									補助冷却設備(A)送風機等				
2次メンテナンス冷却系設備					2次メンテナンス冷却系電磁ポンプ等								
原子炉補機冷却水設備		原子炉補機冷却水熱交換器，冷却水ポンプ等 (A)		(B)			(C)						
原子炉補機冷却海水設備		原子炉補機冷却海水ポンプ等 (A)		(B)									
1次アルゴンガス系設備								1次アルゴンガス系圧縮機(B)等					
機器冷却系設備					機器冷却系冷凍機(C)等			ポニーモータ冷却ユニット 電磁ポンプ冷却ユニット(A)等					
制御用圧縮空気設備		制御用空気圧縮機等 (A)		(B)									
ディーゼル発電機設備		非常用ディーゼル発電機，内燃機関等 (A)		(B)			(C)						
所内電源設備				Bメタクラ，パワーセンタ等									
無停電電源一般計装電源設備								交流，直流無停電電源，計算機用電源，一般計装用電源等					
屋外開閉所主要変圧器設備		275kV,特高開閉所設備等					77kV特高開閉所設備,主要変圧器等						
燃料交換設備		燃料出入孔・燃料交換孔ドアバルブ等											

注：状況によって工程の変更はあり得る。

表２　2003年度設備点検期間内の設備保全工程

□：計画　■：実績

項　　目	2003年度												備　　考
	4月	5月	6月	7月	8月	9月	10月	11月	12月	1月	2月	3月	
もんじゅ港湾内の浚渫	取水口,もんじゅ港の浚渫等												

注：状況によって工程の変更はあり得る。

許可申請について，2002年12月27日にナトリウム漏えい対策工事等の設計及び工事の方法の変更に係る認可申請書を提出したが，2003年９月12日，設工認変更に係る審査の過程において申請書の記載の修正，追加等が必要になったと判断した事項について，経済産業大臣に「設計及び工事の方法の変更に係る認可申請書の一部補正」を行った。併せて，電気事業法に基づく工事計画の変更認可申請等の手続きを行った。主な補正内容は以下の通り。原子炉補助建物床ライナ等の設置範囲の追記，ヒートシンク材の敷設範囲の追記，原子炉補助建物床ライナの健全性についての説明書変更，ヒートシンク材の敷設とその影響についての説明資料の追加である。

現在，原子力安全規制の見直しが全面的に行われており，電気事業法（電事法）の工事計画の認可・届出範囲を定める省令内容の見直し，電事法省令62号の性能規定化について，その対応を継続中である。

福井県のもんじゅ安全性調査検討専門委員会は，2003年８月11日に審議が終了し，「もんじゅは工学的に安全である」旨の見解を示された。９月16日に報告書案の審議が行われた。約１ヵ月かけて意見公募が行われる。

地域の皆様にサイクル機構の業務及び原子力の基本的な事項も含めて理解していただくことを目的に「さいくるミーティング」を継続して実施している。2001年10月１日から開始して，現時点で約320回，約9,350人の方々と交流を図った。なお，2003年６月12日より「理解促進活動の強化キャンペーン」を展開し，地元区長や企業への訪問を含めて，取組を強化している。期間中，８月26日にサイクル機構福井シンポジウムを開催した。

「もんじゅ」現場見学会を継続的に開催し，本期間中に1,924名（累積72,556名）の方々に直接現場を見学して戴くとともに，ご意見を頂戴した。

２.「もんじゅ」に係る研究開発

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

2.1　研究開発

(1) プルトニウム利用高度化を目指した研究開発

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

高速増殖炉燃料の高性能化については，運転再開後に当初の安全・安定運転を達成した後の新しい炉心体系への移行計画やそれと同時に開始するマイナーアクチニド照射試験計画などについて検討を実施し，学会発表した（図１参照）。「もんじゅ」制御棒の長寿命化については，ダブルポーラスプラグ（多孔質金属製の端栓）型ナトリウムボンド・ピンの成立性の見通しを確認するためのナトリウム洗浄後の長期保管試験などに着手した。

(2) 供用期間中検査技術開発

供用期間中検査技術開発については，主として，原子炉容器廻り検査システムと蒸気発生器伝熱管検査システムの開発整備を進めている。原子炉容器廻り検査システムについては，検査装置に搭載を検討しているEMAT（電磁超音波探傷器）について，センサー用磁石の小型高性能化のための構造検討を行った。試作したHalbach構造のEMATの超音波強度，超音波指向性等の200℃での基本性能を調べるために高温特性解析に着手するとともに，検証に必要なフラックスメータの仕様検討に着手した。蒸気発生器伝熱管検査システムについては，ECT（渦電流探傷）センサー性能の向上を目指し，センサーの解析・試作・試験を進めており，実寸大のモックアップ装置を用いて各種人工欠陥の検出試験を行った。

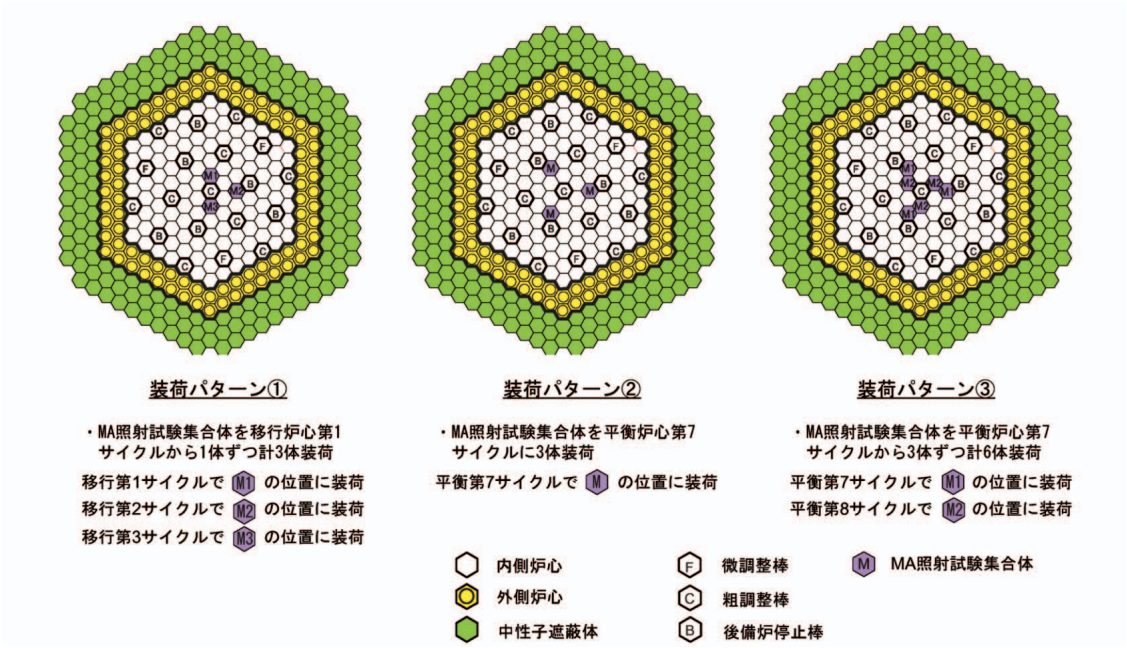


図1　MA照射試験体の装荷パターン

(3) 運転・保守支援技術，機器・システム技術の高度化

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

運転･保守支援技術開発については，「もんじゅ」作業票・保修票管理システムの開発，CADデータの整備を継続して進めている。

予防保全技術の開発として，地震時速報システムの検討を継続した。また先行高速炉のトラブル事例についてもんじゅへの反映事項の抽出を進めた。

(4) もんじゅプラント評価

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

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

(5) FBR実用化戦略調査研究

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

高温用蒸気発生器体積検査技術の開発については，伝熱管の外側にナトリウムが存在する環境下で試験が行える装置を製作するための検討を行った。また，ナトリウム中目視検査技術の開発については，2つの画像化方式の特長を併用した検査装置の検討を行った。

2.2　教育訓練

運転員，保守員の教育訓練を目的に，平成15年度FBRサイクル総合研修計画を新たに策定し，7月から９月にかけての３ヶ月分の研修として４コースのナトリウム取扱研修を８回，３コースの保守研修を４回，シミュレータ研修を４コース計17回実施した。また，契約行為に基づく保安院殿研修としてシミュレータ研修を７月に二日間，及び地元公共機関への貢献活動の一環として敦賀工業高校インターンシップを９月に三日間に渡って行った。

2.3　国際協力

「もんじゅ」・国際技術センターを国際的に開かれた共同研究の場として研究開発を推進するため，従来から進めている運転経験に関する情報交換加えて，「もんじゅ」における１）運転前試験，2）照射試験関連，3)高速炉技術の保存と活用の三つを重点課題として国際協力を推進している。特に

運転前試験においては，その計画について，2003年１月から３月にかけて国際レビューを実施し，その評価結果（推奨及びコメント）についての対応方針を定めた。また，「もんじゅ」― PHENIX（仏原子力庁）の協力においては，13課題についての共同研究を進めているが，７月に菊池所長がPHENIXを訪問し，これらの協力をより確実なものにするため協力確認書を交わした。

2.4　技術情報管理

「もんじゅ」プラント運転支援に必要なネットワーク等情報処理環境，性能評価などに利用する共有科学技術計算機環境の運用･管理，事務業務･FBR研究開発業務に必要な計算機等のITインフラ環境の運用・整備・高度化を継続した。

本期においては特に敦賀本部のウィルス対策等セキュリティ強化策検討，本部業務改善提案の選定，業務成果の外部発表，計算機用無停電電源装置（UPS）総点検などを実施した。

３．外部機関との研究協力

若狭湾エネルギー研究センターとの研究協力として「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に関する基礎研究」や「ナトリウム取扱い技術にかかわる社会的受容性研究」について2003年度実施の準備を進めている。

福井大学と４件の共同研究（①ヘリカルコイル型蒸発器管内の沸騰現象の可視化実験，②高速増殖炉構造材の超長寿命疲労強度特性に関する基礎研究，③FBRプラントにおけるき裂進展評価手法の高度化に関する研究，④高出力ミリ波セラミックス焼結法による制御棒材の改良と長寿命化）について2003年度分を開始又は準備を進めている。

先行基礎工学研究協力としては福井大学との光画像計測を応用した気液二相壁面乱流の特徴抽出に関する研究，京都大学とのFe基系ホイスラー合金熱電モジュールの高温システム適合技術に関する研究につき共同研究の2003年度分実施の準備を進めている。

大阪大学との共同研究として，原子炉容器廻り検査装置に搭載を検討しているEMAT（電磁超音波探傷器）に用いる高性能磁石配置の検討を進めており，EMATを試作し基本特性を調べている。また，もんじゅ性能試験データに基づく増殖比・反応率評価と評価手法の高度化等の検討を実施している。

九州大学との公募型研究として，蒸気発生器の伝熱管内に挿入された探傷プローブの振動ノイズの原因究明を目的とした検討を進めており，プローブに加重計と加速度計を取付けてプローブ振動に関するデータ取得を行った。

（敦賀本部）

概況報告
2003年7月～9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

高速増殖炉（FBR）サイクル実用化戦略調査研究は，安全性を大前提とした上で，軽水炉サイクル及びその他の基幹電源と比肩する経済性を達成し得るよう，FBRサイクルが本来有する資源有効利用，環境負荷低減等の長所を最大限に活用した実用化像を提案する。併せて将来の社会の多様なニーズに柔軟に対応できる開発戦略を提示することにより，FBRサイクルを将来の主要なエネルギー供給源として確立するための技術体系を整備することを目的としている。

本研究は，フェーズⅠ（1999年度，2000年度）及びフェーズⅡ（2001年度から５年間）と，段階を踏んで実施することとし，1999年７月から，サイクル機構，電気事業者，(財)電力中央研究所（電中研）及び日本原子力研究所（原研）などからなるオールジャパン体制で研究開発を開始した。さらに，その後の研究開発については，５年程度ごとにチェック・アンド・レビューを受けながら，ローリングプランで進め，競争力のあるFBRサイクル技術を2015年頃までに提示することを目標としている。

フェーズⅡでは，フェーズⅠで抽出したFBRシステム及び燃料サイクルシステムに関する有望概念について，候補概念相互の可能な限りの定量的な比較評価が実施できるレベルまで設計研究を深めるとともに，技術的選択の根拠を示す上で必要となる要素技術開発（データを取得する試験の実施，設計評価のための解析技術の整備等）を実施し，これらの成果を基にFBRサイクル全体の整合性に配慮しながら，実用化候補概念として有望な２～３の候補を選定し，併せて必要な研究開発計画（ロードマップ）を提示することとしている。

フェーズⅡの中間とりまとめを実施する2003年度の第２四半期では，2002年度の研究成果について文科省や原子力委員会等の関係箇所に報告した。また，2003年度の中間とりまとめに向けて，報告書の全体構成及び骨子案について関係部署と調整しつつ検討するとともに，フェーズⅢ以降の研究開発計画の検討を進めている。

２．高速増殖炉システム

2003年度第２四半期は，本年度に実施する中間とりまとめに向けて，各炉の設計研究と要素技術開発を着実に進展させた。以下に，炉概念ごとに進捗状況を概説する。

①　ナトリウム（Na）冷却炉

プラント設計では，大型炉について，炉容器耐震性評価，蒸気発生器（SG）熱流動特性評価，大型機器製作性検討等により成立性評価を行い，成立性を見通した。中型炉については，崩壊熱除去系系統設計及び計装設備・燃料取扱設備等を具体化した。また，高内部転換炉心に対する１次系系統概念の見直しを行うとともに，冷却能力低下型の異常な過渡事象（LOF）及び反応度投入型の異常な過渡事象（TOP）に対する安全解析を行い，成立性を見通した。炉心概念については，混合酸化物（MOX）燃料炉心では，中間とりまとめに向けて総合評価に必要な炉心データを提示するため，高増殖炉心，高内部転換炉心，長寿命核分裂生成物（LLFP）核変換炉心の各炉心概念について設計評価を実施し，中間評価の対象とする炉心仕様を設定した。金属燃料炉心では，これに加えてNaボイド反応度の低減を目的に改良を図った高出口温度対応炉心の基本仕様を設定した。振動充填燃料炉心では，太径燃料ピンについて線出力への影響評価を行った。

Na冷却炉固有の課題への対応としては，2重管SGについて，製作性・熱流動解析等について検討，評価した。また，供用期間中検査及び補修（ISI＆

R）については，Na冷却炉の特徴を反映しつつ軽水炉と同等の運転･保守性を確保するためのISI＆R方針及びプラント設計への反映策を検討している。

要素技術開発では，原子炉容器のコンパクト化に関する技術開発として，1/1.8スケール液面部分モデル試験により，燃料交換機（FHM）貫通孔プラグ及びスプリッターを入れた体系での実機流速条件でガス巻き込みが起こらないことを確認した。（図１）また，上部プレナム流動試験の内，水中渦基礎試験では気泡を伴う渦の発生条件のカバーガス圧力依存性を明らかにするための試験を実施している。ループ数削減・大流量化に係わる構造･材料の健全性評価については，1/３縮尺水流動・振動試験装置の製作を進めている。また，今年度後半に実施するエルボ部可視化試験については，試験体製作の準備を行った。１次冷却系ポンプと中間熱交換器との合体機器の開発については，合体機器の振動試験を開始した。解析については振動試験結果による解析モデルの検証を実施している。自己作動型炉停止機構（SASS）の開発に関して，炉外試験については，累積22,000時間のNa中耐熱試験を終え，誤落下しないことを確認した。また，耐熱試験後の保持力特性試験に着手した。なお，「常陽」での炉内試験については，要素照射試験体の製作を継続して実施している。

② 鉛ビスマス冷却炉

2003年度の設計研究では，保守補修性向上の観点からプラント概念の見直しを行うとともに，総合評価に必要となるデータを整備し，開発目標への適合性を評価する。また，ドイツ･カールスルーエ研究所（FZK）を中心に進めている腐食特性に関する試験を継続して実施する。

第２四半期においては，システム設計としては主要機器の引き抜き補修の考慮等，保守補修性向上の観点からプラント概念の見直しを進め，運転保守・補修性を考慮した原子炉構造，ポンプ及び蒸気発生器構造を具体化した。炉心設計では，炉外腐食試験の中間知見に基づき暫定した保守側被覆管最高温度570℃を採用した場合（従来は650℃）について，炉心特性の概略評価を実施した結果，自然・強制循環炉心とも炉心出入口温度差を小さくすることにより定格時の被覆管健全性を確保可能な見通しである。また，中間とりまとめに向け，炉心性能，燃料サイクルに係る諸量，プラント物量，廃棄物発生量等に係るデータの整備を進めている。

要素技術開発では，FZKとの協力で実施してきた停留（流れの無い）環境における腐食特性試験

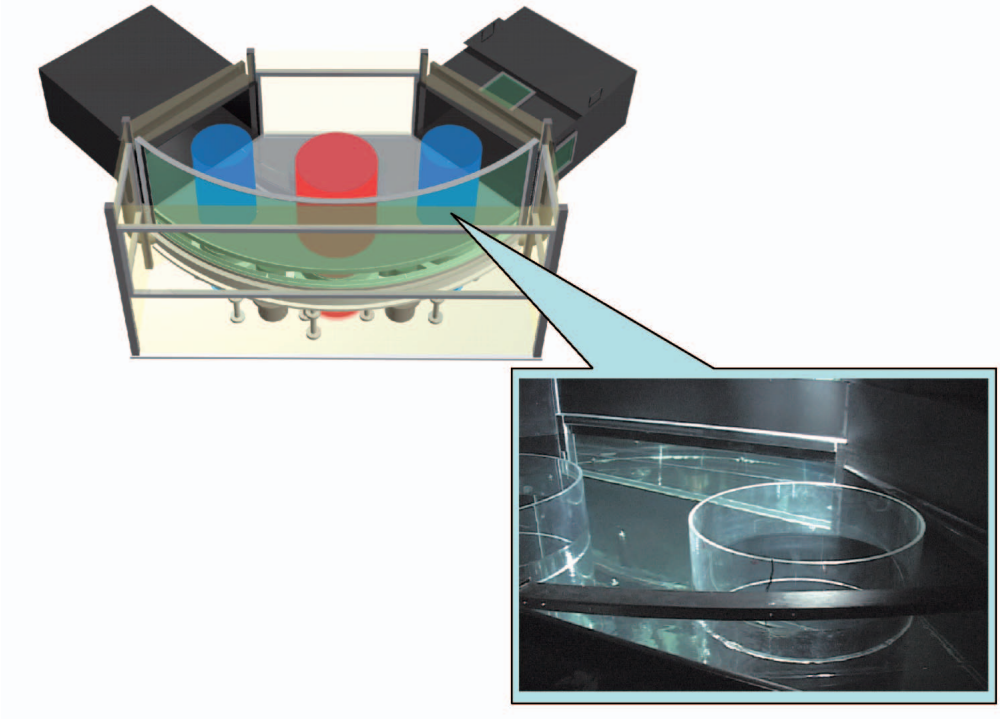


図１　１/1.8スケール液面部分モデル試験

結果の取りまとめを継続している。また，2002年度から開始した流動条件下での腐食特性試験をはじめ，腐食に係る研究を継続して実施し，鉛ビスマス冷却炉の基本的な成立見通しを得るための知見の整備を進めている。

③　ガス冷却炉

2003年度の設計研究では，炉心形態として横方向流冷却概念を中間評価で用いる代表概念と位置づけ，本炉心概念に適合するシステム，設備，機器などの仕様設定及び系統設備配置設定を実施する。炉心設計では，2002年度に引き続き横方向流冷却概念炉心の高燃焼度化の検討を進めるとともに，高内部転換炉心概念の構築や超ウラン元素（TRU）組成対応の柔軟性の評価，炉心周りの遮蔽設計を含めた炉心構成要素の設計等を進める。また，中間とりまとめに向け，総合評価に必要となるデータを整備し，開発目標への適合性を評価する。

第２四半期においては，システム設計として，保守補修性評価，原子炉計装・プロセス計装仕様，断熱材有効性評価を実施するとともに，廃炉・運転廃棄物発生量データを整備した。炉心設計では，横方向流冷却概念基準炉心（取出燃焼度120GWd/t）を対象に炉心・安全特性の改善を図り，炉心・燃料仕様を暫定した。

被覆粒子燃料に関しては，被覆層候補材の一つであるTiNを対象に，これまでに強度特性，高温特性及び厚膜形成技術等に着目してTiNの基礎特性調査を進めている。これらの結果の整理を通じて，今後の被覆層材の材料研究開発計画，スケジュールを再検討する。

④　小型炉

小型炉についてはNa冷却小型炉，鉛ビスマス冷却小型炉の設計研究，及び多目的利用として水素製造に関する検討を継続して実施している。

Na冷却小型炉では，長期燃料無交換，運転保守補修の簡素化，多目的利用など高速炉特有のアピールポイントを幅広く追及し，魅力的な小型炉概念を提示する計画である。炉心燃料設計では，金属燃料でZr密度３領域化により出口温度550℃を達成するとともにコンパクト化と長寿命化（20～30年燃料無交換）を両立させる炉心のパラメータサーベイを行い，ボイド反応度*）６ドル及び８ドルに相当する炉心・燃料仕様を設定した。現在，異常な過渡変化時のスクラム不作動事象（ATWS）の解析を進めており，今後，安全上の特徴を把握する予定である。プラントシステム設計では，2002年度までの「コンパクト化タンク型炉」に加えて，「既往設計ベースのタンク型炉（キドニー型IHXと円形電磁ポンプ（EMP））」や「炉内簡素化ループ型炉（炉外に１ループ，IHX及びEMPの合体機器を設置）」のアイデアについて建設単価の予備評価を行った。その結果，原子炉容器軸長短縮により更なる物量低減が可能なことや，ATWS発生時に炉心・制御棒相対変位反応度を有効活用できることから，今年度の検討対象概念として，「コンパクト化タンク型炉」を設定した。

鉛ビスマス冷却小型炉では，2002年度までの検討結果をもとに，制御棒設計の見直しを行い，20～30年寿命炉心の仕様の検討を開始した。

水素製造については，二酸化炭素を発生しない低温熱化学法を用いた原子力水素プラントの基本構成にかかわる検討を開始した。目標となる水素製造単価を整理し，低温熱化学法による水素製造単価の予備評価を行った。

⑤炉型に共通な技術開発課題

FBRシステムに係わる炉型に共通な要素技術開発については，炉内試験等を必要とする比較的長期の開発期間を要するものが多いが，フェーズⅡの最終とりまとめ（2005年度末）に焦点を合わせ，順次成果を出すことに留意しながら進めている。

高性能被覆管（ODS鋼）の開発では，第２四半期において，2002年度の成果に基づいて改良したプロセスによる中空キャプセル大型素管製造を開始するとともに，製造した長尺被覆管につき超音波探傷検査を進めている。また，ロシアBOR－60炉でのODS鋼燃料ピン先行照射試験を継続実施している。

再臨界回避概念の成立性を見通すためにカザフスタンで実施している試験研究（EAGLEプロジェクト）においては，炉内試験に関し中規模試験用のモックアップ試験体の製作をほぼ完了し，試験容器と試験燃料の入手・許認可手続きを進めた。炉外試験については，燃料模擬物質の最終選定に向けた試験を１試験実施した。一方，その後のNa試験については，装置改造に向けた機器類の製作

＊ボイド反応度：固体燃料と冷却材に液体を用いる原子炉の炉心内において，冷却材の沸騰あるいは気泡通過等の原因によるボイド（気泡）化が炉心反応度に及ぼす核的な反応度効果。

がほぼ完了し，Na受け入れの準備を進めた。

構造設計手法の開発では，実用化構造設計基準（FDS）策定に向け，合理的なクリープ設計領域の設定法の暫定案を示した。また，非弾性設計解析指針及び熱荷重設定指針の検討を継続した。システム化規格については，信頼性評価手法及び設計・検査等の部分基準間の裕度交換手法に関して，例題を通じた検討を進めた。

高クロム鋼（12Cr鋼）の開発では，FBR候補熱処理材の大気中試験とNa中試験を継続するとともに，FBR用12Cr鋼の熱処理及びFBR候補組成の検討を実施している。また，600℃−6,000時間熱時効後試料を含め12Cr鋼の破壊靱性評価を行い，HCM12A鋼よりもタングステン（W）添加量の少ないW中添加材及びW無添加材で靱性改善の見通しが得られた。

３次元免震技術の開発では，「建屋全体３次元免震方式」及び「建屋水平免震＋機器上下免震組合せ方式」の開発を継続している。「建屋全体３次元免震方式」の開発では，複数の候補装置に対して，試験データ及び実機適用性調査結果に基づき絞込みを実施し，今後重点開発する装置を選定した。「建屋水平免震＋機器上下免震組合せ方式」の開発では，皿バネと組み合わせて使用する水平荷重支持構造について，検討を進めた。

３．燃料サイクルシステム

フェーズⅠにおいて選定した再処理システム及び燃料製造システムの概念ごとに，これまでの要素技術開発成果を踏まえ，設計の合理化・詳細化を図るとともに，中間とりまとめの準備を開始した。

(1) 再処理システム

① 先進湿式法

システム技術開発では，再処理コストに大きく影響する施設操業費の検討を継続した。また，FBR導入期に要求される経済性や軽水炉からのマイナーアクチニド（MA）のリサイクル等，システムの運用シナリオに係る検討を実施している。さらに，中間とりまとめに向けてフェーズⅡでの設計検討に係る技術情報を整理している。

高レベル放射性物質研究施設（CPF）においては，実使用済燃料を用いた直接抽出試験及び回収U/Puを用いた晶析試験で採取した試料の分析を進めるとともに，次回ホット試験（高効率溶解試験，晶析試験，U/Pu/Np共抽出試験など）の準備を実施した。

② 乾式法（酸化物電解法，金属電解法）

酸化物電解法については，枢要技術であるMOX電解共析に関して，国内では，今年度実施するウランによる電解試験の準備を進めた。また海外機関を利用した研究開発では，ロシア・原子炉科学研究所（RIAR）において，最適な電解条件の把握のため実際の使用済燃料の処理を想定して複数のFPイオンを溶融塩中に添加して実施する電解試験を電共研にて計画しており，今期は予備試験を行うとともに，その結果を踏まえ，MOX試験を開始した。

金属電解法については，電中研との共同研究に基づきCPFに設置したPu試験用設備において，模擬物質を用いた一連の試験を行ない，工程全体の物質収支等を評価した。また，U試験に向けた準備・検討を行った。電中研と原研との共同研究においては，原研大洗研究所のアルゴン雰囲気グローブボックス内に設置した小規模電解槽及び蒸留試験装置で，Pu，U及びAmを含むCd陰極インゴットの蒸留処理試験を継続して行った。

(2) 燃料製造システム

① 簡素化ペレット法

システム技術開発では，機器・設備概念及び製造ラインの構成検討を含め，運転・保守・補修性や安全性等の評価を実施した。さらに，中間とりまとめに向けてフェーズⅡでの設計検討に係る技術情報を整理している。

ショートプロセス製造技術については，「常陽」でのODS鋼ピン照射試験に供することも含め，燃料の製造に向けた準備を開始している。低除染TRU燃料開発については，Amを含有する高除染MOX燃料ペレット照射条件を検討するとともに，Am/Npと模擬FPを添加したペレット燃料について，物性測定及び評価を実施した。

②振動充てん法

今後の振動充てん法の評価に向けたゲル化試験や振動充てんに関する小規模ウラン試験を実施するため，東海事業所の応用試験棟に設置した試験設備の調整と規定類の整備を行い，試験の準備を進めている。

また，スイス・ポールシェラー研究所（PSI）との共同研究において，オランダHFR炉で今年度から振動充てん燃料照射試験を実施する計画であ

る。現在，照射試験の準備を行っており，今期はPSIで製造した照射燃料ピンの輸送を行い，オランダHFRへの搬入を無事完了した。

③　鋳造法

電中研－原研共同研究で，原研大洗研究所に設置するU-Pu-Zrピン製造試験装置については，現在，製作中である。また，製造したピンを用いた「常陽」照射及び照射後試験に関して，JNC－電中研の共同研究計画案を作成し，照射条件等の検討を行った。

(3) その他

新リサイクル技術（ORIENT-cycle）[1] については，昨年度の検討の詳細化及び革新プロセスの創成に向けての分離技術開発に関するアクションプラン策定をワーキング・グループ形式で検討している。ORIENT-cycleは核燃料サイクル全体を見渡して分離スキームを最適化する概念であるので，ワーキング・グループは分離技術者のみならず廃棄物等幅広い分野のメンバーが集っているのが特徴である。今回の検討では，従来から着目してきた高レベル廃棄物だけでなく経済性や二次廃棄物についても配慮して議論を行っている。今期は，先に調査したORIENT-cycleに適合する革新的分離技術について，経済性等の観点も踏まえて分離技術を組み合わせ，新たな分離スキーム案を構築するとともに，その評価に着手した。また革新的分離技術の開発計画についても議論を行っている。

４．総合評価

これまで得られている設計情報に基づき，４つのFBRサイクル候補概念に対して，定量的な評価指標（経済性・資源有効利用性・環境負荷低減性）に関する予備的な多面的評価を実施し，中間評価（今年度後半）に向けての事前チェックを行った。即ち，総合評価支援システムの動作確認を行うとともに評価用データ項目に不備がないかを確認した。また，各評価指標において目標達成度に対する影響が大きい支配的因子及びシステム設計技術総括において着目すべき因子を把握した。

また，中間評価に向けて，核拡散抵抗性・技術的実現性・社会的受容性などの定性的な評価指標を見直し，具体的な評価方法の検討（専門家判断の活用等）を行っている。各評価指標の「重み」については，有識者の意見聴取等に基づき設定することとし，その準備を進めた。

FBRサイクル候補間比較に向け，炉システム及び燃料サイクルシステムの設計検討並びに技術総括を踏まえて，評価対象となるFBRサイクル概念の組み合わせ22ケースを選定した。さらに，他エネルギー源との比較評価に関しても，評価指標設定等の準備を進めている。

FBRサイクル総合評価支援システムについては，解析コードとのインターフェースの強化及び解析者のエンジニアリング検討支援機能の改良を行い，中間評価に備えた。

FBR導入に関するサイクル諸量評価としては，国内代表サイトを想定したコロケーション施設を想定し，FBR導入ペース及び必要なサイクル施設規模の検討を行った。また，世界の発電設備容量予測に基づくサイクル諸量解析を実施し，ウランの有効利用と環境負荷低減の観点からFBR導入の必要性を示した。諸量解析コードについては，MA（マイナーアクチニド）回収機能，再処理施設規模設定機能，炉心特性データ変更機能等の改良を行っている。

FBRサイクルデータベースについては，各データベースの連携策を検討するとともに，データベースの情報登録を継続的に実施した。

FBRサイクルの社会的受容性向上の検討については，段階的に取り組みを進めていくことを考慮し，以下の４つのフェーズを想定した。①FBRサイクルの研究開発実施に対する受容，②FBRサイクル実用化に対する受容，③立地に対する受容，④電気事業での利用に対する受容の各フェーズにおいて，社会的受容性向上を図る上で，FBRサイクルが有する強み，弱み，機会，脅威（SWOT）を精査し，訴求対象を同定し，具体的な取組みを検討することとした。

燃料サイクル施設を対象とした安全性のリスク特性把握については，設計要求に対する充足性の見通しを判断するため，代表的な湿式システムと乾式システムを対象として施設外への放射性物質放出リスク及び放出放射能による公衆の健康影響リスクの推定を行った。その結果，両システムともに，放射線被ばくによる急性死亡リスクは無く最大被ばく地点における個人の致死ガンリスクについても，判断基準の目安値である10^{-6}ガン死亡／人／年／サイト（１年間に日本で個人が悪性新生物により死亡する確率値の約0.1%に相当）を下回る見通しを得た。炉システムについては，ナト

リウム冷却，鉛ビスマス冷却及びヘリウムガス冷却の代表概念について安全設計概念のレビューと予備的な安全解析結果に基づいた安全設計要求の充足見通しについて検討した。

参考文献
1）野田　宏，山下英俊，他：“高速増殖炉サイクルの実用化戦略調査研究　フェーズⅡの2001年度成果”，サイクル機構技報，No.16，16-1（2002）.

（本社：経営企画本部
FBRサイクル開発推進部）

概況報告
2003年7月～9月

－高速増殖炉サイクルの研究開発－
高速増殖炉の研究開発

１．高速増殖炉固有の研究開発

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

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

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

1.1　安全性の研究

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

①　確率論的安全評価に関する研究

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

確率論的安全評価（PSA）手法については，大型及び中型Na炉並びに中型Pb-Bi炉を対象として，種々の設計オプションに対する炉心損傷の年間発生頻度を算出するとともに，実用化への課題を摘出した。また，FBR機器の信頼性データベースについては，機器信頼性データベース“CORDS”の最新データベースに基づき，故障率データハンドブックの作成を継続した。

②　燃料安全に関する研究

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

定常及び除熱能力低下型条件下での破損限界評価については，実用化被覆管候補材料であるODS鋼（酸化物分散型強化鋼）（図１）の照射材短時間強度データ評価を継続し，耐照射性能についてオーステナイト鋼と比較を行った。過出力条件下での破損限界評価については，CABRI-2計画試験の燃料破損挙動を評価し，Nuclear Technology誌に論文投稿を行った。

③　炉心安全に関する研究

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

再臨界排除（溶融した燃料が再集合し，出力が再上昇して有意な機械的エネルギー放出に達する事象を排除すること）可視化基礎試験については，冷却材逆流型FCI（燃料と冷却材の熱的相互作用）試験を11試験実施した。また，試験データ分析を

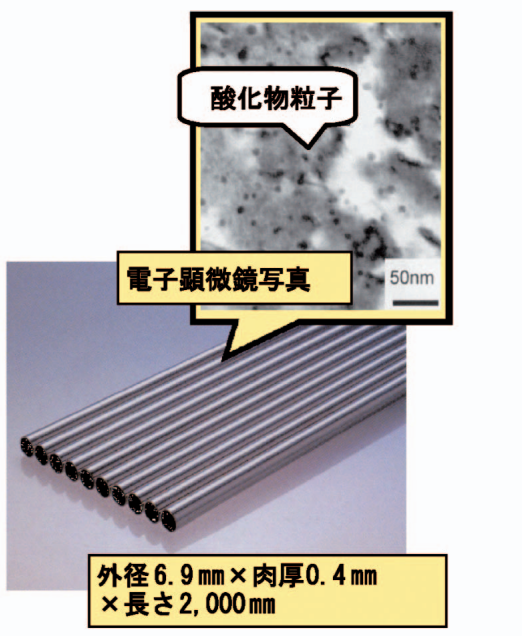


図1　ODSフェライト鋼被覆管

継続し，冷却材逆流に伴う融体放出現象を確認した。カザフスタン共和国国立原子力センター（NNC）の試験炉IGRを用いた再臨界問題排除に向けた試験研究（EAGLEプロジェクト）においては，融体の排出経路の壁破損挙動について調べる試験（WF）の試験体製作や計測系の準備を進めるとともに，炉外試験ではナトリウムを用いた試験の準備を進めた。

④　伝熱流動に関する安全研究

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

高燃焼炉心内での変形燃料ピンバンドルに対する熱流動現象の評価については，局所詳細熱流動解析用有限要素コードへの熱乱流モデルの組込みを継続した。サーマルストライピング（高サイクル熱疲労）に関する研究では，これまでの試験結果を，日本原子力学会秋の大会に２件発表し，また，サーマルストライピングの評価手法として，機械学会年次大会でシリーズ発表（５件）を行った。図２に配管合流部（T字管水試験装置）における温度変動の解析結果の例（図中赤色:変動大）と主配管／枝配管の運動量比により分類された噴流のフローパターン結果を示す。

⑤　ナトリウム及び格納系に関する安全研究

ナトリウム及び格納系に関する安全研究は，ナトリウムに係わる安全性評価技術の高度化を図る

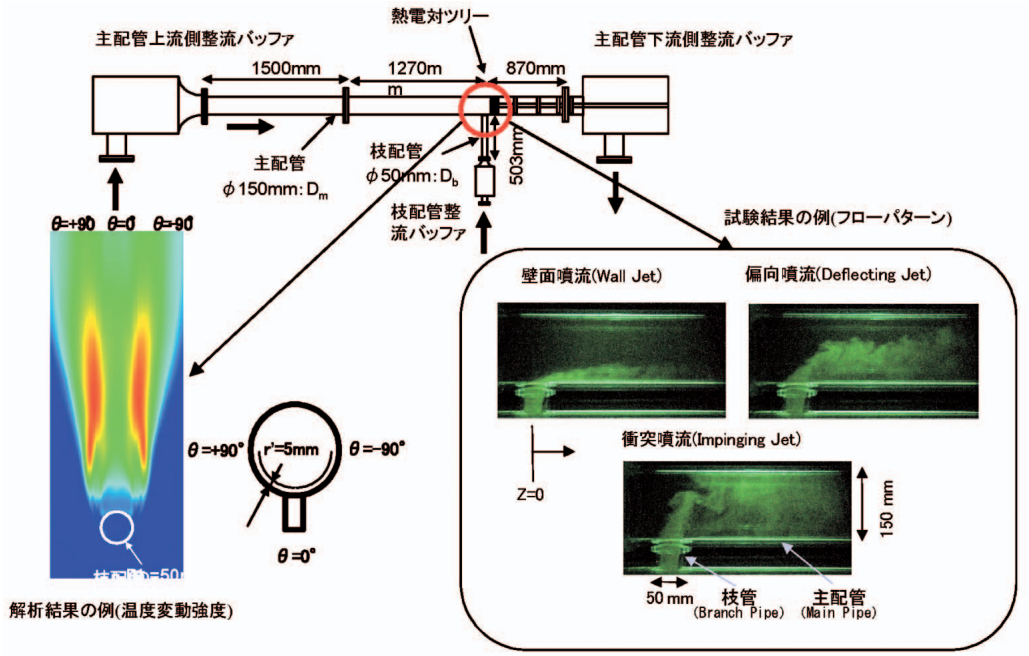


図２　T字管水試験装置概略図と試験結果例（配管合流部におけるサーマルストライピング現象の確認）

とともに，ソースターム及び格納系安全評価技術の高度化を図るものである。

ソースターム評価手法の開発については，炉内ソースターム総合解析コード“TRACER”コードについて，気泡モデルの改良，解析並びにマニュアル整備を進めている。ナトリウム燃焼に関する研究に関しては，落下液滴燃焼実験の準備に着手した。蒸気発生器に関する安全技術高度化研究に関しては，ナトリウム－水反応試験装置（SWAT-1R）による12Cr鋼のウェステージ（損耗）試験データの整理を行うとともに，蒸気発生器水リーク試験装置（SWAT-3R）のナトリウム系機能確認試験を終了した。また，高温ラプチャ解析コード“TRUE”及び破損伝播解析コード“LEAP-BLOW”による蒸気発生器水リーク試験の予備解析を継続した。

1.2 炉心・燃料の研究

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

① 炉心に関する研究

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

核特性評価技術の開発では，BN-600ハイブリッド炉心の解析評価について，国際炉物理専門家会議（PHYSOR2004）で発表する論文要旨の作成に着手した。熱流動評価技術の開発では，高燃焼度変形燃料ピンバンドル内熱流動評価手法の整備を実施しており，局所詳細解析手法について，熱乱流モデルの組み込みを継続実施した。

② 燃料に関する研究

燃料の研究は，燃料サイクルコストの低減や炉心サイズのコンパクト化を図るため，混合酸化物燃料（MOX）ペレット燃料を中心に，集合体取出平均燃焼度150GWd/t，ピーク線出力400W/cm以上，被覆管最高温度約700℃以上を目標とし，燃料ペレットから集合体規模までの高燃焼度での挙動を評価するための燃料特性評価技術開発，高燃焼度下でのスエリング特性に優れた材料を開発するための炉心材料開発に重点を置いて進めている。また，FBRサイクル実用化戦略調査研究で対象となっている金属燃料や窒化物燃料，振動充填燃料，マイナーアクチニド（MA）含有燃料等の新型燃料開発を進めている。

燃料特性評価技術開発では，燃料挙動解析コード“CEDAR”の化学的挙動モデルの高度化を図るため，物性試験として行う拡散係数測定試験の準備を継続して実施した。

炉心材料開発では，酸化物分散強化型（ODS）フェライト鋼を被覆管として用いた燃料ピンの製造をロシア原子炉科学研究所（RIAR）で行い，ロシア高速実験炉BOR-60で，照射試験を継続実施した。

③ 照射技術開発及び照射後試験技術開発

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

照射技術開発では，プラントの状態監視・異常検知の観点から，安全性・信頼性の向上に反映するため，光ファイバーによる計測システムの開発を実施している。当該四半期では「常陽」性能試験において，原子炉熱出力40MW，70MWの条件下の光ファイバーブラッググレーティング（FBG）センサによる機器・配管の振動測定を行った。

照射後試験技術開発では，燃料・材料の継続照射を目的とした温度制御型材料照射リグ（MARICO）２号機の再組立技術を確立するための技術開発を進めている。当該四半期では，照射リグ再組立時の溶接性能の確認をするため，実機を模擬した溶接試験を実施した。

④ 分離変換技術開発

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

当該四半期においては，ロシアとの共同研究である全アクチニドの同時一括抽出法に関する研究を継続実施した。

1.3　構造・材料の研究

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

①　高温構造設計技術開発

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

構造解析コードの開発については，汎用非線形構造解析コード“FINAS”の機能改良として，大型三次元構造モデルの開発を終了し，実用化戦略調査研究等における種々の解析ニーズに反映させている。構造健全性評価に係る解析・評価技術の開発では，SUS304試験体の周波数応答特性を確認するために，高サイクル熱疲労試験装置を用いた熱疲労強度試験を継続した。また，高サイクル熱疲労試験装置の開発成果を，機械学会に発表した。システム化規格技術の開発については，新たな裕度交換（裕度の重複を避け，過剰な裕度を適正な水準に設定すること）手法（ベクトル法）による疲労安全係数の合理化案を国際会議（GENES4）で発表した。

②　材料評価技術開発

FBRの構造材料は，高温すなわちクリープ現象が生じる温度領域で使用されること，ナトリウム等の液体金属が冷却材として使用されること等から，軽水炉ではさほど重要でないクリープやクリープ疲労に対する強さ，さらには延性などの高温における材料特性や耐食性に優れていることが要求される。このため，高温強度に優れた低炭素・窒素添加のオーステナイト系ステンレス鋼（316FR鋼）や高クロムフェライト鋼（12Cr鋼）等の材料開発，材料強度データベースと材料強度基準の整備，高温強度・寿命評価法の開発，高温・長時間使用環境下における構造材料の損傷機構の解明と損傷検出技術の開発，ナトリウムや鉛ビスマスなどの冷却材に対する構造材料の耐食性評価と腐食機構の解明に重点をおいて進めている。

高クロムフェライト鋼の材料開発では，FBR用12Cr鋼（HCM 12A）の大気中長時間材料試験，熱時効試験及びナトリウム中材料試験を継続した。Pb-Bi腐食特性評価及び腐食制御基礎技術の開発では，独国カールスルーエ研究所（FZK）と共同で実施している主要国産FBR材料（316FR，HCM12A，ODS）を対象とした停留Pb-Bi共晶合金（LBE）中腐食性確認試験を終了した。溶解度特性評価においては，LBE中における鉄(Fe)，酸素(O_2)溶解度特性評価試験を継続して実施し，得られた成果を日本原子力学会で発表した。漏えいナトリウムの活性抑制技術の開発においては，ナトリウム化合物の熱力学特性評価試験を継続した。

③　耐震設計技術開発

FBRの機器類は，低内圧と大きい熱応力を考慮して相対的に薄肉構造を採用することから，耐熱応力設計に加えて耐震設計を十分に行うことが重要となる。また，FBRに免震構造を採用することにより地震入力を低減でき，物量削減や設計の簡素化・標準化等が期待できる。このため，地震時の高温配管の耐震強度評価法の開発，地震荷重を根本的に緩和する技術としての３次元免震構造とその評価技術に関する研究を進めている。

上下免震評価法の開発においては，水平荷重支持構造の皿バネ材料クリープ試験を終了し，データ整理を実施した。３次元免震構造とその評価技術については，建屋３次元免震候補装置（３候補）の性能試験を終了し，建屋構造選定のためのデータ整理を実施した。

２．高速実験炉「常陽」

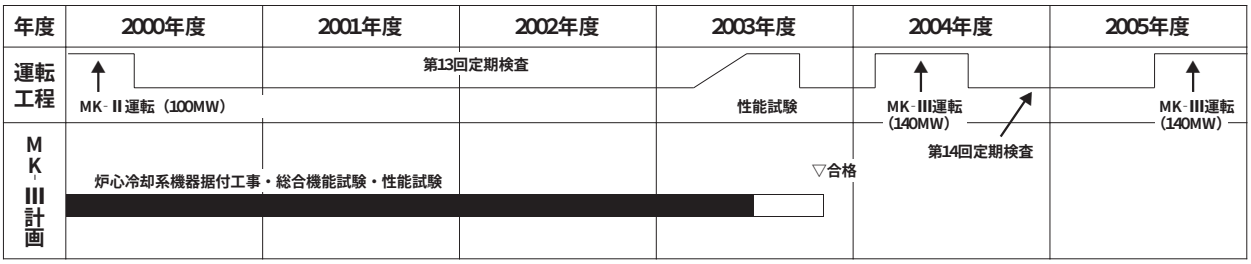
「常陽」は，液体金属ナトリウム冷却の高速増殖炉（FBR）実験炉として，1977年の初臨界達成以来，熱出力50MW及び75MWでの増殖炉心（MK-Ⅰ炉心）による運転を経て，1983年から照射用炉心（MK-Ⅱ炉心）として，熱出力100MWでの照

射運転を開始し，2000年６月末に累積運転時間約６万１千時間，積算熱出力約50億６千万kWhを達成し，MK-Ⅱ炉心としての運転を終了した。

その後，高性能燃料・材料の開発をより効率的に進めること及び外部からの幅広いニーズに即した照射試験を行うために，「常陽」高度化計画（MK-Ⅲ計画）を進めている。MK-Ⅲ計画では，MK-Ⅱ炉心より高速中性子束を高める（約1.3倍）とともに，炉心燃料領域を拡大し，制御棒の配置を変更して照射用集合体装荷数を増加（約２倍）及び燃料取扱設備の自動化等により照射運転時間の増大（約1.5倍）を図る。当該四半期においては，性能試験に伴う原子炉運転を実施し，2003年７月２日にMK-Ⅲ炉心での初臨界を達成した。引き続き，制御棒校正試験等に伴う低出力運転を実施したが，７月８日に自動停止事象が発生した。その後，再発防止対策を実施し，８月11日から性能試験運転を再開した。第13回施設定期検査及び性能試験を順次進めており，９月末現在の最大到達出力は約70MWである。表１工程表参照。

（大洗：開発調整室）

表１　工程表



概況報告
2003年7月～9月

－高速増殖炉サイクルの研究開発－
高速増殖炉燃料の研究開発

１．燃料の研究開発

本業務は，高速増殖炉燃料サイクルのトータルコストの大幅低減を可能にする燃料の開発を目的としている。第１段階として加工，再処理コストが低く，高燃焼度化が可能な太径中空燃料を用いた高経済性炉心について研究し，燃料概念の絞りこみを実施している。

当該四半期においては，高速増殖炉を利用してプルトニウム（Pu）と共にネプツニウム（Np），アメリシウム（Am）等のマイナーアクチノイド（MA）*をリサイクルするための燃料製造設備のうち，成型，焼結等の枢要設備の概念設計を行った。

２．燃料製造技術の開発

中空ペレット製造技術開発は，高速増殖炉の運転サイクルの長期化（高稼働率），燃料費低減のための高燃焼度化並びに高線出力化等に必要な燃料の中空ペレットの安定製造及び製品収率の向上を目的としている。

今年度は，引き続き中空ペレット製造用モックアップ試作機（成型設備）を用いて，模擬粉末による機器単体の性能評価試験を行う。

当該四半期においては，乾式ダイ潤滑型成型技術の確証試験を６月から開始した。

簡素化プロセス技術の開発は，MOX（混合酸化物）燃料の製造プロセスを大幅に削減し，製造コストを抑えることを目的としている。前年度までの試験により本プロセス要素技術の技術的成立性を確認している。

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

当該四半期においては，この試験燃料製造の準備を行った。

スフェアパック燃料の開発は，模擬粒子を用いたコールドの充てん試験を継続するとともに，UO_2を用いた粒子燃料製造及び振動充てんの試験を実施するため，応用試験棟に振動充てん燃料製造試験装置（写真１：装置概観）の内装機器の調整を終了し，ウラン試験の準備を進めている。

スフェアパック燃料の照射試験をスイスPSI（ポールシェラー研究所）及びオランダNRGとの共同研究により準備している。PSIにおいて製造したスフェアパックに加えて比較参照用のペレット，バイパックの各燃料をオランダのHFR炉へ輸送し，照射試験に向けて炉サイトでの準備を進めている。

スフェアパック燃料の設計コードの開発を進めており，既存のペレット用の設計コードに粒子燃料を評価するためのモデルを整備して，追加する。熱伝導度を評価するためのモデルについては，微焼結UO_2粒子を用いた測定手法の開発及びFP，

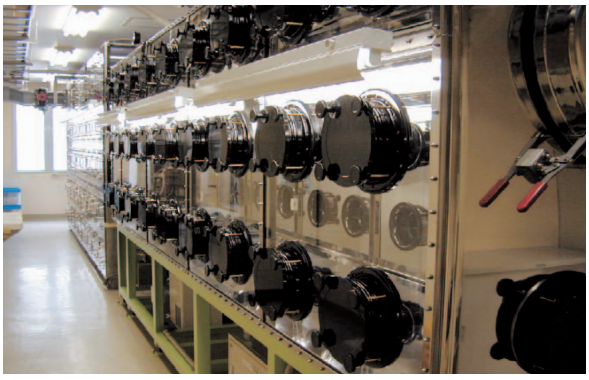


写真１　振動充てん燃料製造試験装置概観

＊マイナーアクチノイド：ウランやプルトニウムからの核変換により生成する放射性元素のうち，Np，Am，Cmの総称

TRUを模擬した低除染UO_2ペレットを用いた熱伝導度測定準備を実施している。機械強度を評価するためのモデルについては，粒子充てん体の実効弾性率モデルの改良を継続している。

３．核変換の技術開発

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

米国ORNL（オークリッジ国立研究所）との共同研究の一環として，Zr-93の熱中性子捕獲断面積に関する情報を得るため，Zr-93が中性子捕獲する際に10^{-14}秒という瞬時に放出される即発ガンマ線の測定データの解析を実施し，熱中性子捕獲断面積の下限値を解析評価し，資料の取りまとめを実施している。

また，核断面積測定技術開発の一環として，即発ガンマ線分光法と飛行時間測定法による断面積測定手法の開発を並行して進めた。即発ガンマ線分光法については，検出器の性能向上を目指した設計研究を実施した。飛行時間測定法については，BGO検出器とデジタル波形処理技術を用いた核断面積測定システムの開発を継続した。

核データ測定精度のさらなる信頼性向上を目指して，文部科学省公募型研究の一環として「高度放射線測定技術による革新炉用原子核データに関する研究開発」を継続し，革新的な核データ測定装置である全立体角Ge検出器開発の技術要素である，反同時計測用BGO検出器の開発及びGe検出器のセグメント化技術開発を継続した。

４．燃料製造

「常陽」MK-Ⅲ第一次取替燃料集合体（85体）の製造については，今年４月から開始したペレット製造に引き続き，燃料要素製造を８月から，燃料集合体組立を９月から開始した。

５．プルトニウム系廃棄物処理技術開発

プルトニウム廃棄物処理開発施設では，プルトニウム系廃棄物の減容・安定化処理技術の開発を目的として，今年度も焼却設備等の実証試験を行う計画である。

当該四半期においては，試験計画に従って，焼却設備の実証試験運転を行った。

（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
2003年7月～9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，経済性等の高速炉燃料サイクル実用化の要件に応えるため，湿式再処理工程の合理化やマイナーアクチニド（MA）回収技術，FP分離技術に関する研究開発を実施している。

(1) 簡素化再処理技術開発

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

高レベル放射性物質研究施設（CPF）では，ホットセルでの使用済燃料粉を用いた直接抽出法の試験，グローブボックスでの晶析法に関するウラン・プルトニウム基礎試験で採取した試料の分析作業を実施するとともに，これまで実施してきた高効率溶解試験，U/Pu/Np共抽出試験，晶析試験等について，溶解速度，抽出における除染係数，晶析現象等のデータ解析，評価を継続している。

また，設備の保守や回収したウラン，プルトニウムの脱硝，転換作業等を実施し，2003年10月から実施する予定のホット試験等の試験準備を進めている。

(2) マイナーアクチニド等の湿式分離研究

マイナーアクチニド（MA）回収技術開発の一環として，アメリシウム（Am）等を分離するTRUEX法，SETFICS法等の技術開発を継続している。

1.2　乾式法

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

乾式再処理プルトニウム試験に関する(財)電力中央研究所との共同研究契約に基づいて，CPFに設置した金属電解法プルトニウム試験設備のコールド試験等の調整試運転を継続した。コールド試験では模擬物質（チタン等）を使用したLi還元，電解還元，蒸留，酸化の試験を実施した。また，ウラン試験の準備作業を継続した。

酸化物電解法については，電気事業者と共同で実施しているRIAR（ロシア原子炉科学研究所）でのMOX電解試験（2003年８月開始）に立会い，試験データ等の収集を実施している。また，応用試験棟で実施したウラン試験（写真１）で採取した塩サンプルの分析作業を終了するとともに，取得した各種データを解析，評価し，塩中のウラン濃度の変化や電解電位，電流密度の運転条件を確認した。

分析技術開発については，溶融塩（NaCl-CsCl塩，温度約650℃）中での希土類元素（Sm，Pr，Nd）の吸光度測定試験を継続した。

２．機器・材料開発

2.1　前処理工程機器開発

YAGレーザによる燃料集合体の切断性能を把握するため，YAGレーザによる模擬燃料ピン及びラッパ管の切断試験準備を実施した。

写真１　ウラン試験で回収したUO_2析出物

使用済燃料粉砕化技術開発としては，昨年度に改良を行った機械式粉砕要素試験機について，模擬燃料ピンを用いて，回転刃，スクリーンの耐久性を評価する試験を実施した。また，回収した破砕片を繰り返し破砕することで，破砕片の細粒化（高磁化率化）を図るための試験を実施した。

一方，粉砕燃料粉と粉砕金属紛を分離する磁気分離技術については，昨年度に製作した磁気分離要素機について，分離性能向上のための運転条件（磁束密度，ドラム周速等）の最適化を目的とする分離試験の準備を継続した。

2.2　分離工程機器開発

乾式再処理機器開発としては，坩堝冷却式高周波誘導加熱（CCIM技術）を採用した形状管理型溶融塩電解槽の加熱特性及び電解特性を把握するため，昨年度，第二応用試験棟に設置したCCIM型電解槽の試験装置（写真２）の試験準備として，試験エリアの整備及び新設設備の安全点検等を実施した。今後，試験を実施し，CCIMによる溶融塩の加熱特性，模擬物質のスカル層への移行特性，高周波環境下における電解析出への影響等を評価していく。また，塩蒸留装置の開発として，塩蒸発速度に対する模擬析出物の有無，温度，圧力等の影響を把握するための塩蒸留基礎試験を実施している。

湿式再処理機器開発としては，遠心抽出器の工学システム環境における逆抽出等の特性を評価するため，応用試験棟に設置している抽出システム

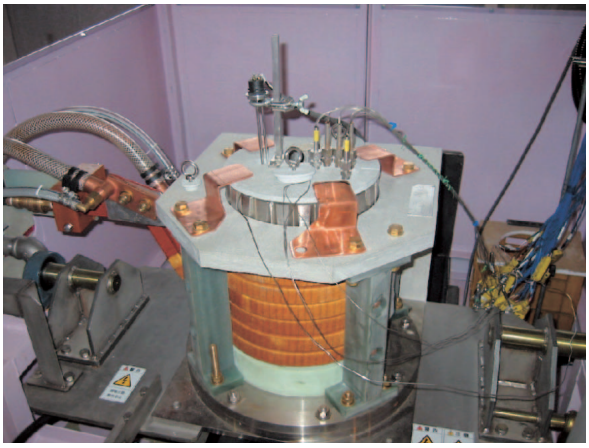


写真２　CCIM電解槽試験装置

試験設備を用いたウラン試験を計画している。本設備は，抽出（16段），逆抽出（12段），溶媒洗浄（６段）の遠心抽出器から構成されており，約10kgHM/hrの処理能力を有する。本試験の準備として抽出器及び計装機器類の保守点検等を開始した。

2.3　材料技術開発

高温環境下での乾式再処理機器用材料の検討として，溶射セラミックスコーティング材の耐久性試験に着手した。

３．関連施設の設計・建設

3.1　リサイクル機器試験施設（RETF）の計画

今後のRETF利用計画についての検討を継続した。

（東海：環境保全・研究開発センター）

概況報告
2003年7月～9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

(1) 緩衝材の連成挙動に関する研究

熱-水-応力-化学連成挙動に関する概略モデル構築の一環として，その構成要素である熱－水－応力連成モデル，物質移行モデル，地球化学モデルの解析コードの開発をそれぞれ継続して実施した。このモデル構築に関して，数値解析への取り組みとして土木学会全国大会（2003年９月24～26日）において発表した。また，熱-水-応力連成試験設備（COUPLE）について，連成モデルの検証・確証に必要となるデータ取得を目的に試験を開始し，温度，飽和度，膨潤圧，pH等の経時変化を計測中である。

(2) 緩衝材の長期力学的変形挙動

緩衝材の流出に関する研究では，CTスキャンを用いた亀裂内侵入ベントナイトの密度分布測定結果の取りまとめを実施するとともに，ベントナイトコロイドの発生量を定量的に評価するための流水試験を開始した。また，緩衝材クリープ試験及び緩衝材の基本特性に関するデータベースの構築並びに，人工海水条件下におけるガス移行試験を継続実施した。さらに，人工海水条件下での緩衝材の透水試験や断層ずれによる人工バリアのせん断挙動に関する縮小模型試験の結果を土木学会全国大会（2003年９月24～26日）において発表した。

(3) 緩衝材の化学的相互作用による変化

鉄型化ベントナイトの変質シナリオに関わるデータ取得のため，雰囲気制御下で６年間静置していた試料の固相及び液相の分析を終了し，分析結果の取りまとめを継続している。また，鉄型化加速試験用の試験準備として層間イオンをFe^{2+}に置換した試料の調整を行った。コンクリートを処分場に使用することを想定し，高pH溶液によるベントナイトの変質挙動評価のため，アルカリ溶液中でのモンモリロナイト溶解速度把握試験を継続した。

(4) オーバーパック材料の腐食評価に関する研究

炭素鋼のマグネタイト共存下での腐食挙動を把握するための腐食試験を継続した。また，チタンの不動態皮膜の安定性及び水素吸収挙動に関して，主に還元性環境での実験研究を継続し，２年間浸漬した試料の取り出し，分析を実施した。さらに，銅について，酸化性環境における腐食局在化に関する試験データの整理及び還元性環境における硫化物の影響試験を実施した。

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

数百年から千年にわたって土中に埋没していた鉄製遺物の出土した遺跡について，埋没環境等を把握する目的で，土壌や地下水の分析を継続している。出雲大社遺跡出土の鉄製品を対象とした長期健全性に関するデータ取得の結果について，粘土層で覆われ出土した鉄製斧がほとんど腐食せず，100年以下の埋没試料から外挿した腐食量の予想値を超えていないことが分かり，イギリスオックスフォードで開催された第９回環境修復放射性廃棄物管理国際会議（ICEM '03）（2003年９月21～25日）において発表した。

(6) 公募型研究

核燃料サイクル公募型研究で実施している「緩衝材及び周辺岩盤の力学的安定基準の作成」においては，緩衝材の力学挙動に関する予備試験及び試験手法の検討を行っている。

1.2　安全評価手法の高度化

(1) 水理・物質移行に関する研究

多孔質媒体水理試験装置（MACRO）を用いた塩水浸入試験の境界条件を，可動堰を用いて種々

設定し，塩水楔侵入に関する予備的データを取得し，試験結果を取りまとめた。亀裂状媒体水理試験装置（LABROCK）では，装置配管内の分散や希釈効果が最小限になるように改良し，単一亀裂を有する岩体（１辺10cmのブロック岩体）について，透水トレーサ試験を実施すると共に，同岩体について，X線CT装置を用いて非破壊状態で亀裂開口幅を計測し，画像差分法を用いた計測データ（CT値）の開口幅との相関関係についての検討を行った。亀裂ネットワーク水理試験装置（NET-BLOCK）では，2002年度に実施した高粘性流体を使用した透水試験結果について取りまとめ，土木学会全国大会（2003年９月24～26日）において発表した。また，2002年度にレジン注入を行った単一亀裂を有する10cm岩体を研削，写真撮影することによる亀裂開口幅の計測を継続した。

(2) 不確実性評価に関する研究

データ不確実性を確率分布として表現する手法について文献等の調査を行い整理した。

(3) 生物圏評価に関する研究

既存の生物圏評価モデルを対象として，全入力パラメータについて感度解析を行った結果をまとめ，日本原子力学会秋の大会（2003年９月24～26日）において発表した。

(4) 技術情報統合システムに関する研究

技術情報の体系化及びデータベースのシステム機能に関して，システム製作開始の準備を継続している。

(5) 性能評価研究

データベースの開発に関しては，地層処分の安全評価への利用を目的として開発を進めてきた熱力学データベース及び収着データベースのホームページ上での一般公開を開始した（2003年８月１日より）。コロイド移行研究について，平行平板状の亀裂を加工した花崗閃緑岩を充填するカラムを用いて，コロイド共存系での核種移行実験を行った。その移行挙動に関して核種－コロイド，核種－亀裂表面の収着反応を平衡論又は速度論で扱うことが可能な計算コードを用いて解析を行い，その結果を日本原子力学会秋の大会（2003年９月24～26日）において発表した。緩衝材間隙水の研究に関しては，緩衝材の間隙水pH，組成等の時間空間変化を捉えるために実施した，蒸留水系，人工海水系，低アルカリ性セメント浸出液系での試験結果について，日本原子力学会秋の大会（2003年９月24～26日）において発表した。また，補完データ取得のための追加試験計画の検討を行うとともに，中国産ベントナイトを用いた試験を実施し，国産ベントナイト（クニゲルV1）との比較検討を行った。

(6) 地層処分放射化学研究施設（QUALITY）における核種移行研究

還元条件における炭酸共存系でのNpの溶解度試験の結果を取りまとめ，国際会議Migrotion '03（2003年９月21～26日）において報告した。また，ベントナイト及び凝灰岩中のC，Clの透過拡散試験を継続するとともに，現在までの成果を国際会議Migration '03（2003年９月21～26日）において報告した。さらにSeのベントナイト及び岩石への収着試験，Npのベントナイトコロイドへの収着試験を実施するとともにLIBD（Laser-Induced Breakdown Ditection）法などを用いたコロイド特性評価を開始した。

(7) 博士研究員による研究及び先行基礎工学研究

博士研究員による研究「海水系地下水条件での堆積岩及びその岩盤亀裂充填鉱物に対する核種収着挙動とそのモデル構築」においては，幌延地域の堆積岩の分析，評価を継続すると共に，地下水水質分析結果に基づいて模擬地下水を調整し，Cs収着試験の準備を行っている。

先行基礎工学研究で実施している「オーバーパック材腐食生成物が緩衝材性能に及ぼす影響に関する研究」においては，QUALITYにおけるNpを用いた拡散試験を継続した。また，「亀裂内不均質性を考慮した流体解析」においては，格子ガスオートマトン法を用いた解析コードの改良及び操作性の向上，さらに不均質性パラメータの抽出を行った。

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

隆起・侵食に関する研究では，10万年オーダーの隆起・侵食が地質環境に与える影響を把握するための，地形変化シミュレーションモデルの開発を実施した。気候・海水準変動が地質環境に与える影響を把握するため，海水準変動にともなう平野の地層・地形の発達に関する調査計画の検討を進めた。

火山活動に関する研究では，地殻構造調査手法の整備を行なうための，鳴子火山地域を事例研究の対象とした電磁探査計画の検討を行った。火山活

動の長期予測モデルの開発については，第四紀火山を対象とした確率モデルの高度化に関する検討を進めた。また，坑井温度データベースの公開準備及び坑井温度を用いた熱流束解析手法の検討を行った。

地震・断層に関する研究では，地下の震源断層等を抽出する技術開発の一環として，地下での震源断層の存在が指摘されている中国地方を事例研究の対象とし，リニアメントの判断基準に関する検討を行った。また，断層活動による地質環境への力学的及び水理学的な影響等を把握する手法の開発を目的として，断層周辺岩盤の断層岩（断層粘土や断層角レキ等），小断層，割れ目等の分布に関するデータを収集・整理し，水理地質構造モデル等の検討を進めた。

地質環境の長期安定性に関する研究で得られたデータを効率的に活用できるよう，収集データを一元管理するためのGIS（地理情報システム）データベースの整備を行った。また，地殻変動の将来予測の信頼性の向上を目指すため，地殻変動をシミュレーションする有限要素法プログラムの開発を進めた。

陸域地下構造フロンティア研究のうち，地震発生に関する研究では，弾性波アクロスの東濃鉱山内での観測試験を継続し，送受信のルーチン化を進めた。また，正馬様用地内に新規の地震観測アレーを年度内に設置すべく準備中である。電磁アクロスについては，東濃鉱山から連続送信したEM（電磁アクロス）信号を正馬様用地内で受信する電場・磁場観測を継続した。

活断層帯での地殻活動研究では，測地用GPS観測網による跡津川断層周辺の精密地殻変動観測のほか，地震観測，地殻応力観測を継続中である。

2.2　地質環境特性に関する調査研究

(1) 東濃鉱山における試験研究

岩盤の長期挙動に関する研究については，東濃鉱山の坑道周辺岩盤長期観測を継続実施するとともに，坑道クリープ解析のとりまとめを実施した。試錐孔の劣化調査については，月１回の定期観察を実施するとともに，調査用の新規試錐孔を掘削し，試錐孔周辺のAE（Acoustic emission：音響放射量）計測等を開始した。

坑道周辺の地質環境特性に関する研究については，間隙水圧のモニタリングを継続した。不飽和領域の原位置計測手法に関する研究では，原位置計測及び，室内試験の試料採取のための試錐孔を掘削し，TDR（Time Domain Reflectometry）による原位置計測を開始した。

ナチュラルアナログ研究については，東濃ウラン鉱床の地質変遷を解明するため，ウラン鉱床を含む母岩の年代測定を行った。また，月吉断層に沿う物質移行調査の一環として採取した分析用試料の前処理を実施した。

(2) 広域地下水流動研究

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

深層を対象とした試錐調査（DH-14，15号孔；予定掘削長各約1,000m）では，掘削作業を開始し，堆積岩を対象とした水理試験を実施した。また，既存試錐孔における地下深部の水圧及び水質の長期的な変化の観測を継続実施した。

地表のリニアメントと地下深部の不連続構造・比抵抗構造との関係の把握を目的とした試錐調査（予定掘削長約400m）及びVSP（Vertical Seismic Profiling）探査の準備作業を継続実施した。

2.3　超深地層研究所計画

(1) 調査試験研究

①　瑞浪超深地層研究所

超深地層研究所計画における第１段階（地表からの調査予測研究段階）の調査研究の一環として，瑞浪超深地層研究所用地の地質環境を把握するための調査研究を継続した。

2003年３月より開始した深層試錐調査（予定掘削長約1,350m）は基盤である花崗岩に到達し，深度250mまで垂直に掘削した。その後，試錐孔を南西方向へ約12度に傾斜させるため，コントロール掘削を開始し，9月末日現在，深度約350m付近を掘削中である。７月以降，花崗岩の透水性割れ目を対象に水理試験（２点），地下水採水（１点）を実施した。

浅層試錐孔４孔を利用した地下水の水圧及び水質に関する長期観測は，引き続き継続中であり，これらの試錐調査及び観測で得られる岩石及び地下水の試料を対象とした各種室内試験・分析を実施中である。

地質環境のモデル化・解析については，文献調査～物理探査，及び既存試錐孔・浅層試錐孔によ

る調査の２段階の情報により，地質構造モデル及び地下水の地球化学モデルを構築し，情報量の増加に伴う不確実性低減の過程を評価するための地下水流動解析を実施中である。

また，昨年度実施した各調査研究の成果を取りまとめた速報や技術報告書を作成中である。

調査技術開発については，第２段階の調査研究で必要となる調査手法の整備に向け，差圧対応水理試験・水圧モニタリング装置及びVSP（Vertical Seismic Profiling）法探査を改良するにあたって情報収集を開始した。また，立坑・坑道壁面調査手法及び試錐掘削工法については引き続き仕様を検討した。

工学技術の基礎の開発に関しては，情報化施工，品質保証，突発湧水対策，地震動評価に関する委託研究の契約が締結され，作業を開始した。

②　正馬様用地

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

(2) 施設設計及び建設管理

瑞浪超深地層研究所における研究坑道掘削工事において，立坑坑口部の土留支保工，掘削工を行った。現在，坑口部のコンクリート打設を行っている。

また，施工計画，品質保証計画，安全衛生管理体制などについて検討した。（写真１：瑞浪超深地層研究所：研究坑道掘削状況）

2.4　幌延深地層研究計画

2003年度第２四半期においては，2003年度調査研究計画に基づき，各種の現場調査を開始した。施設建設については，本年７月11日に造成工事を開始した。（写真２：幌延深地層研究センター研究所着工式）

各調査研究における実施内容は以下のとおりである。

(1) 地層科学研究

写真１　瑞浪超深地層研究所研究坑道掘削状況

写真２　幌延深地層研究センター研究所着工式

① 地質環境調査技術開発

表層水理調査については，2002年度に設置した河川流量観測システムによる観測を，研究所設置地区及びその周辺地区内の２河川（ペンケエベコロベツ川，下エベコロベツ川）を対象に継続実施した。また，幌延町内の４箇所に気象観測装置を設置し，観測を開始した。

試錐調査については，2003年度調査計画に基づき，試錐調査（HDB-６，７，８孔）を開始した。

② 地質環境モニタリング技術の開発

2002年度までに掘削した試錐孔について，地下水の水圧・水質長期モニタリング装置の設置に関わる契約手続きなどを開始した。

③ 深地層の工学的技術の基礎の開発

地下施設の基本設計に関する仕様の検討を継続した。

④ 地質環境の長期安定性に関する研究

2002年度に開始した各種観測（地震，GPSなど）を継続した。また，地震観測については，幌延町内の３箇所に新たに地上地震計を設置し，観測を開始した。

(2) 地層処分研究開発

下記の①～③の研究項目について， 室内試験などの実施のための契約手続きなどを行った。

① 人工バリア等の工学技術の検証

② 設計手法の適用性確認

③ 安全評価手法の信頼性向上

(3) 環境調査

2003年度春季環境調査結果の取りまとめを行うとともに，モニタリング調査を実施した。

３．国際共同研究

(1) スイスとの共同研究

スイスNAGRA（放射性廃棄物管理協同組合）との共同研究の一環として参加しているグリムゼル原位置試験でのCRR（コロイドと放射性核種の遅延評価）プロジェクトにおける各試験及びモデル開発に関して，プロジェクトに参加する海外の研究機関が一堂に会してワークショップ（2003年９月17～18日，東海村）を行った。また，引き続き計画しているCFM（コロイド形成･移行試験）プロジェクトに関して，参加予定の海外の研究機関と研究の実施内容について打合せ（2003年９月19日，東海村）を実施した。同原位置試験のHPF（結晶質岩中の高アルカリプルームの影響評価）プロジェクトについては，現地にて採取した岩石を用いてアルカリによる変質試験を東海ENTRYにて継続すると共に，次期フェーズに向けてセメントの岩盤影響に対する現状を取りまとめている。瑞浪及び幌延の深地層の研究施設計画の技術的支援の一環として，NAGRAの研究者と共同で現在実施中の試錐調査や地下水流動に関するモデル化・解析に関する技術的検討を継続している。また，2002年度スイスポールシェラ研究所に研究者を派遣し，共同で実施してきたオパリナス粘土中の物質の拡散挙動に関する研究結果を日本原子力学会秋の大会(2003年９月24～26日)において発表した。

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

(2) スウェーデンとの共同研究

スウェーデンSKB（核燃料廃棄物管理会社）とのHRL（Hard Rock Laboratory）における共同研究に関し，プロトタイプ処分場プロジェクト（PRP）については，人工バリア及び周辺岩盤の挙動のデータ取得を継続した。また，予測解析を実施し，その結果をSKBに報告した。さらに，2002年度の検討結果について土木学会全国大会（2003年９月24～26日）において発表した。

(3) 米国との共同研究

米国DOE（エネルギー省）各研究所との共同研究に関しては，LBNL（ローレンスバークレー国立研究所）との水理・物質移行についてサイト特性調査及び予測技術に関する共同研究として，幌延及びエスポ地下研究所HRLで取得されたデータを用いたモデルの改良及び解析を継続した。PNNL（パシフィックノースウエスト国立研究所）とは，2003年度はホウケイ酸ガラス中のトリウムの溶解度制限固相の把握，シリカ系での４価のアクチニド元素の挙動に関わる熱力学データの開発を実施するため，実施内容の詳細についてPNNL専門家との打合せ（2003年９月26日）を行った。SNL（サンディア国立研究所）とは，岩盤中への拡散現象，コロイド移行挙動等に関する実験研究，モデル開発についての共同研究を継続している。このうちモデル開発として，地質環境の調査と性能評価の連携について，2003年度に実施する解析計画の検討と解析で用いる幌延で取得されたデータの分析を実施した。

(4) カナダとの共同研究

カナダAECL（原子力公社）との共同研究については，地下研究施設（URL）でのトンネルシーリング性能試験（TSX）においてデータ取得を継続するとともに，シーリング性能への温度の影響を調査するための試験システムへの加熱を継続した。また，トレーサ試験を実施した。2003年度実施予定の粘土グラウト試験の詳細な手順について協議した。

(5) その他の国際協力

多機関が参加している国際プロジェクトに関しては， DECOVALEX（熱-水-応力連成現象解明モデル高度化のための国際共同研究）について，最終報告書に資するために担当の解析結果を取りまとめた。また，次期フェーズの具体的なタスク内容について国内関係者で協議を行った。

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，本年３月25日に協力取決めを締結したKAERI（韓国原子力研究所）との協力の具体化に向けた準備会合（９月26日，韓国）を開催し，協力テーマ等に関する協議を行った。

地層処分計画に従事する専門家の養成を目的として，各国の研究機関・大学等により2003年４月に設立されたITC（地層処分に関する国際研修センター）の第１回総会（９月３日，スイス）に出席し，運営委員会メンバーとして承認されるとともに，今後の活動等について意見交換を行った。

４．関係機関との協力

電力中央研究所（電中研）との協力として，幌延における2003年度の共同研究を開始した。その一環としてボーリングの許認可手続きに着手した。

５．研究成果の公的資源化

２つの深地層の研究施設計画の進展，及び処分技術や安全評価に関する基盤データの蓄積やモデルの高度化など，2002年度における研究開発全体の進展・成果を報告書「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－平成14年度報告－」として取りまとめ，公開した。
（http://www.jnc.go.jp/kaihatu/tisou/nenpou/main.html）

また，IAEAの放射性廃棄物研究データベースへ，JNCの地層処分技術に関する研究開発の実施状況について20テーマを超える英文要旨を登録した。
（http://www.iaea.org/cgi-bin/irais.showwmt.pl?wmezsrch.wmt）

（本社：経営企画本部　バックエンド推進部）

概況報告
2003年7月～9月

軽水炉燃料再処理技術の研究開発

１．再処理施設

分離精製工場等は，2002年12月中旬から第４回計画停止期間を設け，再処理施設ユーティリティ施設への既設設備との切替え及び設備機器の点検整備等を実施した。

再処理施設ユーティリティ施設への切替えについては，内装設備の不具合が発生したことに伴い，その措置対策等が必要となり，当該施設の全体建設計画等の見直しを実施し，当初計画より約１年程度遅延することとした。

分離精製工場は2003年９月17日より03－２キャンペーンを開始した。本キャンペーンは2003年11月26日に終了する予定である。03－２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13.9tを予定しており，2003年９月末までに約4.3tを処理した。2003年９月末までの使用済燃料の累積処理量は約1,013t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。

再処理施設は，2003年６月３日より第16回施設定期検査の受検を開始し警報装置及び安全保護回路の作動試験等の「施設停止中の検査」を終了した。2003年９月中旬からは，製品の回収率及び高放射性廃液蒸発缶の処理量等の「施設運転中の検査」を受検し，2003年11月14日に終了する予定である。

表１　03－２キャンペーン実績工程

月 / 項目	2003年		
	７月	８月	９月
キャンペーン			17日 注１

注１：使用済燃料せん断開始からPu及び核分裂性生物の押し出し終了まで

表２　使用済燃料集合体の性状

項目 / 原子炉名称	燃料重量(t) 炉装荷時ベース	集合体数（体）	平均燃焼度（MWD/T）	冷却期間（年）
中国電力㈱ 島根原子力発電所１号機	6.8	38	27,900	8.9～18.9
関西電力㈱ 美浜発電所２号機	3.2	8	16,800	13.4～30.0
九州電力㈱ 福島第一原子力発電所１号機	4.0	10	32,200	10.6
合　計	13.9	56	26,600（平均値）	－

施設定期検査の性能の技術上の基準に基づく検査項目は，以下のとおりである。

- 警報装置，非常用動力装置その他の非常用装置，安全保護回路及び連動装置の作動
- 放射性廃棄物の廃棄施設の処理能力
- 主要な放射線管理施設の性能
- 放射線管理を必要とする場所における線量率及び空気中の放射性物質濃度
- 核燃料物質が臨界に達することを防ぐ能力及び使用済燃料等を限定された区域に閉じ込める能力
- 製品中の原子核分裂生成物の含有率
- 製品の回収率
- 火災及び爆発を防止する能力その他の性能

1.1　プルトニウム転換技術開発施設運転

プルトニウム転換技術開発施設では，2003年７月から９月にかけて，工程設備の調整及び作動確認，実在庫調査（８月19日）等を実施した。また，第16回施設定期検査「施設停止中の検査」を受検した。

なお，2003年９月末現在における累積転換量は約13.5tMOXである。

1.2 ガラス固化技術開発施設（TVF）開発運転

溶融炉更新工事に伴い，ガラス固化体の製造を実施していないため，2003年９月末までのガラス固化体の累積製造本数は前期同様130本である。

1.3 ガラス溶融炉の更新

ガラス固化技術開発施設（TVF）では，2002年12月から既設溶融炉を改良型溶融炉に更新する工事を実施しており，2003年５月に既設溶融炉の撤去を終了し，現在，改良型溶融炉の据付前の作動試験を実施しているところである。

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

固定化ホット試験においては，回収クリプトンを固定化した固化体（固定化容器）からのクリプトンの再放出量の測定を固化体評価試験として実施している。

固定化コールド試験においては，ターゲット電極の冷却性能を評価するための特性試験を実施した。

クリプトン回収技術開発施設については，高圧ガス保安法に基づく保安検査を受検した。

３．関連施設の設計・建設

3.1 低放射性廃棄物処理技術開発施設（LWTF）

(1) 施設の目的

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

(2) 施設の概要

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

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

また，低放射性濃縮廃液貯蔵施設と第三低放射性廃液蒸発処理施設間の配管トレンチで接続する。

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

１）建家規模

① 技術開発棟

構造：鉄筋コンクリート造

階数：地下２階，地上５階

建築面積：約2,400m^2

（延床面積：約15,000m^2）

② 発電機棟

構造：鉄筋コンクリート造

階数：地上２階

建築面積：約600m^2

（延床面積：約700m^2）

２）主要設備

① 技術開発棟

ａ）固体廃棄物処理系

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

（主要機器の能力）

焼却炉　約400kg／日以上　１基

ｂ）液体廃棄物処理系

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

（主要機器の能力）

蒸発缶　約300リットル／日以上　１基

約３m^3／日以上　２基

②発電機棟

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

（主要機器の能力）

ディーゼル発電機　容量1,000kVA　２基

(3) 進捗状況

１）許認可

再処理施設に関する設計及び工事の方法の軽微な変更を2003年８月28日に経済産業省へ報告した。

２）工　事

技術開発棟建設工事は，地下階躯体工事を継続

した。
　発電機棟建設工事は，掘削工事を終了し，基礎躯体工事を開始した。
　写真１にLWTFの工事外観を示す。

（東海：建設工務管理部
　再処理センター）

写真１　LWTFの工事外観

概況報告
2003年7月～9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

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

合理的に廃棄体を製作する方法の１つとして，MOX系廃棄物，再処理系廃棄物を対象とした廃棄体化処理施設の概念検討を実施している。また，廃棄物データの精度向上に向けた取り組みとして，雑固体廃棄物に付着している核種の組成，放射能濃度のデータ取得を実施している。図１に基本的な廃棄物処理処分フローを示す。

1.2　低レベル放射性廃棄物処理技術開発

(1) 難処理有機廃棄物処理技術開発

サイクル機構では，焼却処理が困難な廃フッ素油，廃溶媒等の難処理有機廃棄物の処理技術評価を目的として，水蒸気改質処理（スチームリフォーミング）法による分解酸化処理技術開発を実施している。

この水蒸気改質処理法は，有機物を高温の水蒸気と混合することにより分解，ガス化し，次に空気と反応させて酸化させ，水，二酸化炭素等に完全分解・酸化する技術であり，焼却炉と比較して小型，単純構造のため腐食対策が容易，設備コストが低い，大気圧に対し負圧運転可能等の特徴を有している。図２に水蒸気改質処理装置の概念図を示す。

廃棄物は約650℃に加熱したガス化装置内で水蒸気と接触し，低分子の有機化合物に分解し，ガス化する。ウラン等の放射性物質のうち固体のも

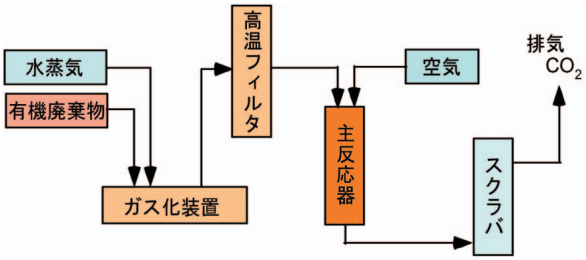


図２　水蒸気改質処理装置の概念図

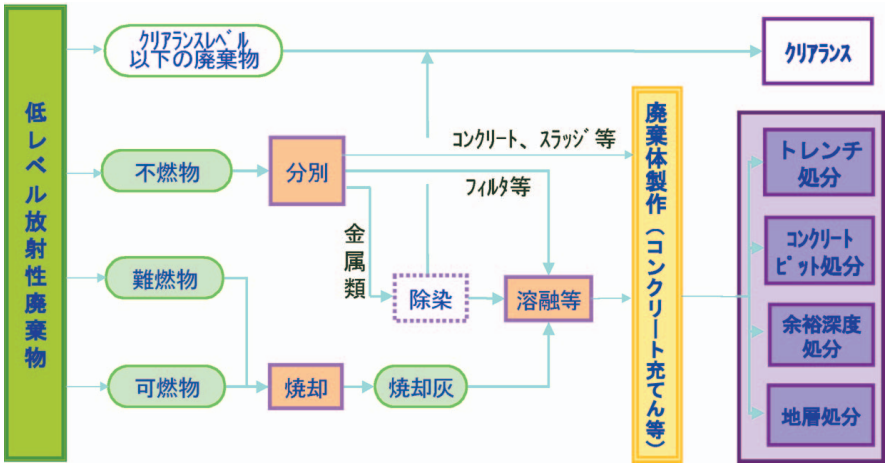


図１　基本的な廃棄物処理処分フロー

のはガス化装置において残渣として除去される。また，粒子状のものは高温フィルタにより除去される。分解ガスと気体状の放射性物質は高温フィルタを通過し，主反応器に導かれる。分解ガスは主反応器において高温の空気と反応し（約1,000℃），水，二酸化炭素，ハロゲン化水素等になる。分解ガス成分のうち，水，ハロゲン化水素等はスクラバにより除去され，二酸化炭素は大気に放出される。また，気体状の放射性物質はスクラバにより除去される。

2003年度は，2002年度に設置したコールド実証試験装置によりコールド分解処理試験を実施し，処理温度，フィルタ，スクラバ等の特性について評価する。また，実廃棄物処理試験等のホット試験を行うため本装置を改造し，管理区域に移設する。これまでに，構成機器の性能確認等のコールド実証試験準備を継続して行うとともに，ホット仕様への改造及び管理区域への設置に係る検討を継続して実施した。

2004年度以降は，改造後のホット実証試験装置を用いて，模擬廃棄物及び実廃棄物処理試験を実施していく予定である。

1.3 低レベル放射性廃棄物（TRU廃棄物）の処分技術開発

(1) 核種移行に係る個別現象モデル／データ整備

セメント系材料の硝酸塩や硝酸塩変遷生成物による変質，硝酸塩やセメント系材料由来の高pHプルームによるベントナイト／岩盤の長期変質への影響及び硝酸塩の変遷に関する本年度の研究を継続した。本年度は処分システムに及ぼす硝酸塩の影響に関する研究成果を取りまとめるとともに，セメント系材料に起因する高pHプルームのベントナイト／岩盤への影響については，モデルの確証研究を行っている。本研究の一環として実施している有機物の低酸素高アルカリ環境下での分解挙動試験について日本原子力学会2003年秋の大会（2003年９月24～26日）において発表した。写真１に個別現象を解明するための実験を実施している雰囲気制御グローブボックスを示す。

(2) 処分システムの長期安定性

ニアフィールド水理場の長期的変遷評価システムの構築に関して，これまで実施してきた化学的変遷及び力学的変遷に関する試験結果等を用いたモデルの確証／高度化を行い，プロトタイプシステムの信頼性／精度の向上を図るための研究を継続して実施するとともに，これまでの成果を日本原子力学会2003年秋の大会（2003年９月24～26日）において発表した。（図３参照）

写真１　個別現象を解析するための実験を実施している雰囲気制御グローブボックス

(3) システム性能評価

処分システムの性能に関連するパラメータの相対的重要度及び処分システムが安全に成立するための十分条件の網羅的抽出に関する研究（包括的感度解析）を継続して実施している。本年度は，結晶質岩盤にTRU廃棄物を地層処分する場合の一連の評価を行い，処分システムが安全に成立するための十分条件の網羅的抽出を行い，地質環境条件，設計条件に基づくスクリーニングにより，

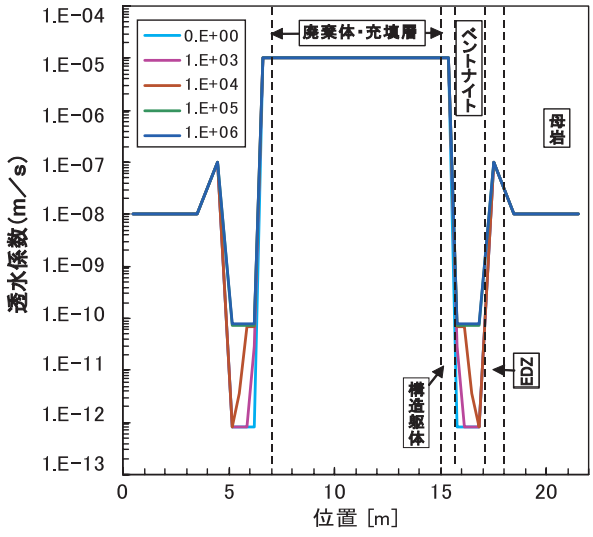


図３　施設中心を通る水平断面上の時刻０～100万年後の透水係数分布（タイムステップ100年）

現実的な条件下において処分が安全に成立する条件の抽出を試みる。そのため，解析に用いる入力データの整理等を行った。

(4) 処分材料の高度化

我が国では，TRU廃棄物処分における支配核種のひとつである放射性ヨウ素について，長期保持性能を有する固化体の開発が行われており，その一つとして，サイクル機構の自主技術である，銅マトリックス固化体が提案されている。これまで淡水系模擬地下水中におけるこの銅マトリックス固化体の浸出特性の評価を行ってきた。本年度は，海水系模擬地下水中における浸出挙動について評価している。

1.4 ナトリウム洗浄・処理技術の開発

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

ナトリウム洗浄技術開発ついては，機器等のクレビス部（すき間）を対象としたナトリウム洗浄処理試験を終了し，試験データの整理を行った。ナトリウム処理技術開発においては，ナトリウム転換基礎試験装置（図４）を用いて，苛性ソーダ水溶液中にナトリウムを連続注入する連続Na注入試験を実施した。

1.5 放射性廃棄物管理

大洗工学センター内の核燃料物質使用施設（照射燃料集合体試験施設，照射燃料試験室，照射材料試験施設）で発生する大型固体廃棄物及び高線量α固体廃棄物は，日本原子力研究所と共同で設立した廃棄物管理施設に送られ，安全に処理・保管されている。そこに送られる廃棄物のうち，廃棄物管理施設で直接処理することが困難な，大型の固体廃棄物（TRU元素等で汚染された試験機器や遠隔操作用設備等）については，固体廃棄物前処理施設（WDF）を用いて，廃棄物の取り扱いを容易にするための除染，解体，切断等による減容化処理を行っている。また，高速実験炉「常陽」とその附属施設及び核燃料物質使用施設から発生する放射性廃液については，原研の廃棄物管理施設への移送基準を適合させるために，「常陽」廃棄物処理施設（JWTF）を用いて蒸発濃縮処理等により放射性物質濃度を低減している。

固体廃棄物前処理施設（WDF）については，核燃料物質使用施設から受け入れた高及び低α固体廃棄物の処理を行い，廃棄物管理施設へ搬出した。また，電気設備，換排気設備，廃液処理装置の定期自主検査を実施した。「常陽」廃棄物処理施設（JWTF）については，「常陽」及び核燃料物質使用施設から受入れた放射性廃液の処理を行い，移

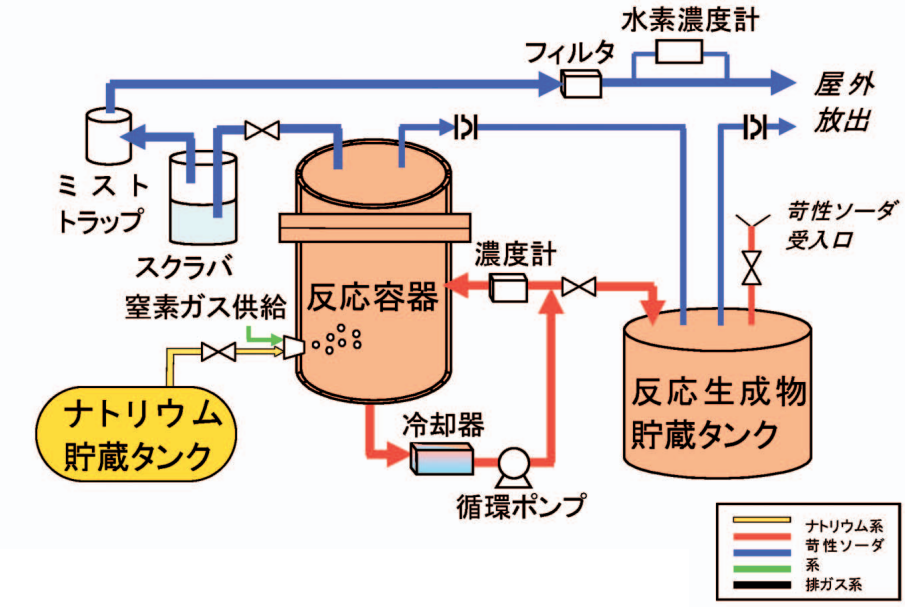


図４　ナトリウム転換基礎試験装置構成図

送基準を満足させ，廃棄物管理施設へ搬出した。また，換気設備の定期自主検査を実施した。

２．廃止措置技術開発

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

2.1 「ふげん」の廃止措置

「新型転換炉の研究開発」の章に記載。

2.2 製錬転換施設の廃止措置

乾式設備のうちウラン転換試験設備の本年度予定の解体工事（Ｆ２転換・精製工程等）についてFMEA手法を用いて10月以降の解体作業に関する安全評価・対策を実施した。

2.3 遠心機処理技術開発

パイロットプラント遠心機及び原型プラント遠心機の汚染部分を分離除去するための試験を実施した。

2.4 解体エンジニアリングシステムの構築

人形峠環境技術センター施設設備に関するデータベース化の業務を継続するとともに，解体エンジニアリングシステム（プロトタイプ）の構築として三次元CADとサブシステムとのリンク化を進めた。

また，センターのウラン系施設廃止措置計画策定に関する検討を継続した。

2.5 デコミッショニング技術の開発

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

解体技術開発として，配管の放射能インベントリを試計算と実機（旧廃棄物処理建家）を比較し計算結果の妥当性を確認するとともに，除染技術の調査とその選定作業を進めている。また，解体技術評価手法デコミッショニング評価システム（DECMAN）を用いて解体作業の事前評価のため今後解体が予定される施設(DCA, WDFの焼却炉)データの入力作業に着手した。

2.6 DCA廃止措置

DCA（重水臨界実験装置）は，1969年の初臨界以来, 新型転換炉開発のための研究開発を実施し，新型転換炉原型炉「ふげん」の設計，運転及び実証炉の設計に成果を反映し，所期の目的を達成した。その後，1995年から2000年にかけて未臨界度測定技術開発を目的とした研究開発を進め，臨界度モニター開発の見通しを得た。また，1991年より，毎年東京工業大学大学院生の実習の場としても利用され，2001年９月26日に32年間の運転を終了した。その後，2002年１月21日に国に解体届を提出し，廃止措置に着手した。

DCAの廃止措置は，原子炉機能を停止する第１段階（2001年度開始），燃料棒分解洗浄設備等を解体撤去する第２段階（2003年度開始），原子炉本体を本格的に解体する第３段階（2008年頃開始), そして原子炉建屋を解体する最終段階の第４段階（2013年頃開始）に分けて実施することを計画している（表２参照）。また，廃止措置の概略を図５に示す。

表２　DCA廃止措置計画

	2001年度	2002年度	2003年度	2004年度	2005年度	2006年度
DCA廃止措置		第１段階（原子炉の機能停止）	第２段階（燃料棒分解洗浄設備等を解体撤去）			
			燃料棒分解洗浄設備の解体		解体工法解析評価	

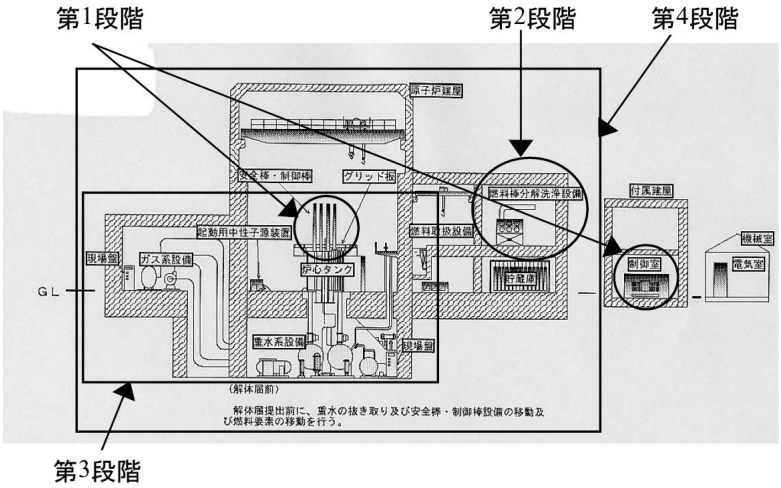


図５　DCA廃止措置概略図

当該四半期においては，廃止措置として燃料棒分解洗浄設備等の解体準備を継続するとともに，グローブボックスの解体準備として，解体届の変更届出，保安規定改正の認可申請を９月９日に行った。また，第32回施設定期検査を８月20日より開始した。

３．鉱山跡措置

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

鉱さいの措置に関連して，スーパーサイフォンフィルタのろ過砂を用いたラジウム除去の実証試験を継続した。また，坑水処理に係る廃棄物発生量の低減化に向けた水質調査及び処理の合理化に向けた基礎試験を開始した。鉱さい等の長期的な安定化方策及び安全性にかかわる評価に向けた検討を継続した。また，露天採掘場跡地，鉱さい堆積場周辺の地下水モニタリング及び測定技術開発等を継続した。

４．関連施設の設計・建設

4.1　低放射性濃縮廃液貯蔵施設（LWSF）

「軽水炉燃料再処理技術の研究開発」の章に記載。

4.2　低放射性廃棄物処理技術開発施設（LWTF）

「軽水炉燃料再処理技術の研究開発」の章に記載。

4.3　固体廃棄物処理技術開発施設（LEDF）

大洗工学センターの高速実験炉「常陽」や照射後試験施設等で発生した放射性廃棄物は，固体廃棄物前処理施設（WDF）等で前処理した後に，日本原子力研究所大洗研究所の廃棄物管理施設で処理・保管を行っている。しかし，研究開発の進展等に伴い，廃棄物発生量の増大等の課題が顕在化している。そこで，廃棄物の高減容化，安定化に関する技術開発とその実証を図るとともに，照射試験等を円滑に推進するための固体廃棄物処理技術開発施設（LEDF）の建設を計画している。

［施設の概要］

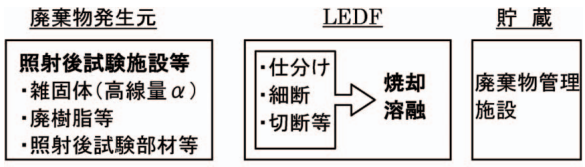
○処理能力：約13トン／年

○建家規模

・構造：鉄筋コンクリート造

○処理フロー及び建家概念

・図６にLEDFの処理フローと建家の概念を示す。



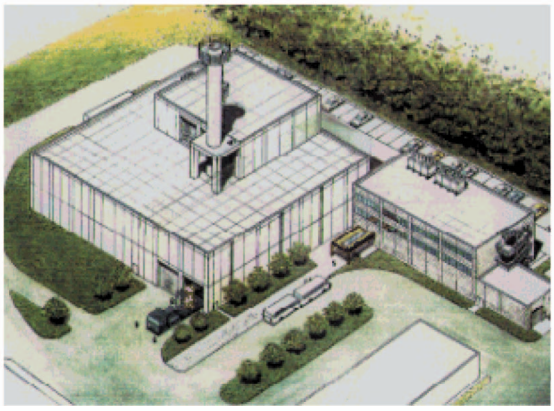


図６　LEDFの処理フロー及び建家概念

2003年度は，表３の計画に基づき，2002年度までに実施した内装設備（部屋配置，処理プロセス，物流計画等）及び建屋の基本設計Ⅰをより具体化するための基本設計Ⅱを実施する。当該四半期においては，基本設計Ⅱとして内装設備，建屋・附帯設備の設計作業を着手した。

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

表３　固体廃棄物処理技術開発施設（LEDF）設計工程

	2001年度	2002年度	2003年度	2004年度
○固体廃棄物処理技術開発施設（LEDF）	合理化設計Ⅱ	基本設計Ⅰ	基本設計Ⅱ	詳細設計Ⅰ
⑴　内装設計		（内装基本設計）	（内装設備選定） 基本設計	実施設計
⑵　建家設計				

概況報告
2003年7月～9月

ウラン濃縮

１．原型プラント

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

２．滞留ウラン除去・回収技術開発

濃縮機器やプラント内に滞留しているウランを除去・回収することを目的として，製錬転換施設においてフッ化ガス（７フッ化ヨウ素）製造設備の運転を実施している。また，原型プラントDOP-2においては，滞留ウラン除去・回収試験を７月末まで実施した。その後は，次の滞留ウラン除去・回収試験の準備作業を実施している。

（人形：環境保全技術開発部）

概況報告
2003年7月～9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，2003年３月29日をもって初臨界（1978年３月20日）以来約25年にわたる運転を終了し，6月27日より第18回定期検査を実施中である。

2003年７月４日，廃棄物処理建屋１階の焼却灰取出室（管理区域内）より火災警報が発報し，現場の状況を確認したところ焼却炉の覗き窓が破損した。その後の調査結果から火災ではなく「焼却炉の異常燃焼」であることが確認された。原因としては焼却炉燃焼室内の熱分解ガスが冷却ダクト内に蓄積したことによるものと推定され，対策として熱分解ガスの冷却ダクトへの流入防止及び焼却炉の運転の安定化等を実施した。

2003年９月８日にはトリチウム除去装置建屋の１階（管理区域内）において火災警報が発報した。現場の状況を確認したところトリチウム除去装置吸着塔の出口に設置してある後置フィルタのケースが焦げ，室内に白煙が発生したが，敦賀美方消防組合の消防隊により鎮火していることが確認された。原因及び対策については現在調査中である。

また，「ふげん」について，今年５月に米国原子力学会（ANS）に対して，ランドマーク賞（Nuclear Historic Landmark Award）を応募していたが，９月10日付けで「ふげん」の受賞が決定した旨の通知を受けた。この賞は，原子力技術の改良や適用及び原子力の平和利用のために役立つ優れた成果を達成した施設やサイトに対して贈られるもので，これまでに米国の53施設をはじめ，フランスのフェニックス（高速増殖炉原型炉）やカナダのNPD（初の発電用重水炉）など61施設が受賞しており，日本の施設としては初の受賞となる。

今後も，この受賞を励みに，更に安全管理の徹底を図り第18回定期検査を引き続き実施するとともに，廃止措置準備作業等を実施していく予定である。

２．「ふげん」用燃料

2.1　燃料の装荷，搬出，輸送等

2003年４月７日から８月13日にかけて燃料取出実施計画に基づき，燃料集合体224体全数の炉内から使用済燃料貯蔵プールへの取り出しを完了した。写真１に最後の燃料取出の操作風景を示す。

使用済燃料の輸送については，2003年度使用済燃料輸送計画に基づき６月26日に使用済MOX燃料34体を東海事業所再処理センターに搬出を行い，今年度はこの輸送１回のみである。

３．技術開発

3.1　照射後試験

「ふげん」で高燃焼度を達成したMOX燃料の照射特性を把握するため，日本原子力研究所東海研究所燃料試験棟（以下，原研という。），及び核燃料サイクル開発機構大洗工学センターにて照射後試験を実施中である。本期間中は，大洗工学センターにおいて，被覆管内面観察，燃料ペレット金相試験，及び燃料ペレット機器分析を行うと共に，原研において，マイクロγスキャン，マイクロ燃

写真１　最後の燃料取出の操作風景

焼度測定，燃料ペレット密度測定を実施し，燃料ペレットのふるまいに関するデータを採取した。

3.2　高燃焼度MOX燃料の再処理特性研究

上記燃料の一部を利用し，将来の核燃料サイクルに必要な燃焼が進んだMOX燃料の再処理施設での溶解特性を把握するため，日本原子力研究所と共同で研究を進めている。本期間中は，今年度に実施する溶解特性試験に必要なパラメータ調査を実施した。

3.3　課題評価

新型転換炉「ふげん」の開発について機構外の専門家から研究開発課題評価（事後評価）を受け，９月30日に評価結果を公開した。

４．国際貢献

4.1　文部科学省原子力研究交流制度

2002年度同制度の計画に基づき，2003年１月から2002年度の後期受入分となる６名（中国５名，インドネシア１名）が来日し，7月４日に予定していた研修のすべてを終了し帰国した。写真２に研修生終了式を示す。

写真２　研修生終了式

2003年度は，10月27日より６名（すべて中国）の研修生を受け入れる準備を進めている。また同制度に基づく講師の派遣についても2003年11月及び2004年２月の２回を予定している。

これまでの同制度に基づく研修生の受け入れ実績は2003年９月末現在累計で62名である。

５．廃止措置準備

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

また，ノルウェーの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継続している。

８月29日には，「ふげん」の廃止措置について技術的な助言をいただくために設置している廃止措置技術専門委員会において，放射能インベントリ評価の検討状況，原子炉本体解体技術の検討状況，原子炉冷却系の系統化学除染計画について報告し，機構外部の委員よりご意見をいただいた。

そのほか，放射能インベントリ評価，重水系や炉心等の特有機器の解体手順，除染方法，廃棄物の処理方法等の調査，検討，試験を継続して実施している。特に，運転停止後，構造物に含まれる放射能量を評価するため，原子炉廻りに取付けた放射化箔の回収・測定及び運転終了後の原子炉廻りの線量率測定を実施した。

（敦賀本部）

概況報告
2003年7月～9月

核物質管理と核不拡散対応

１．核物質管理

1.1　核物質防護

米国にて核物質防護についての調査を行った。（2003年７月20日～27日）

米国にて開催されたIAEA主催の核物質防護トレーニングコースに参加した。（機構より２名参加，2003年９月６日～28日）

1.2　核物質の輸送

特になし

1.3　核物質利用

2002年末の機構におけるプルトニウム管理状況をホームページに掲載し公表した。

1.4　計量管理報告

（1）核物質の在庫及びその増減の状況について以下の報告書を文部科学省へ提出した。

報　告　書　名	件数	提出日（2003年）
在庫変動報告書（ICR）	57	7/14, 8/12, 8/29, 9/11, 9/17
実在庫量明細報告書（PIL）	12	8/29, 9/9, 9/17, 9/18, 9/30
物質収支報告書（MBR）	10	8/29, 9/9, 9/18, 9/30
国籍管理報告書（OCR）	85	7/29, 8/28, 9/12, 9/30

２．核不拡散・保障措置

2.1　核不拡散

（1）米国核物質管理学会において，核拡散抵抗性定量評価，透明性・遠隔監視技術に関する発表を行った（2003年７月14～17日）

（2）核拡散抵抗性・核物質防護・透明性共同研究に関して，米国サンディア国立研究所と意見交換を行った。（2003年７月18日～22日）

（3）GenⅣ核拡散抵抗性・核物質防護ワーキンググループに参加した。（2003年８月26日～28日）

2.2　保障措置研究・技術開発

（1）国際保障措置に関するIAEA他関係機関間の情報交換会議に参加した。（2003年７月13日）

（2）反ニュートリノの測定の保障措置査察への応用に関して，米国ローレンスリバモア国立研究所と意見交換を行った。（2003年７月15日）

（3）日･IAEA保障措置協定追加議定書第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
ふげん	廃棄物処理建屋	7/8
東　海	放出廃液油分除去施設（C施設） プルトニウム燃料第３開発室（ATR棟）	7/15
東　海	J棟　応用試験棟	7/25
ふげん	原子炉建屋　アニュラス部	8/29
大　洗	MMF	9/5
ふげん	原子炉建屋	9/11

（本社：国際・核物質管理部）

概況報告
2003年7月～9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

TLD（熱蛍光線量計）を内蔵した中性子線量計について，臨界事故時の線量評価への利用を検討している。現在，^{252}Cf及びその減速場における実験及びモンテカルロ法輸送計算コードMCNP4Cを用いた計算により評価を進めているが，今四半期では引き続き，中性子線量計の表面に設置した線量計についてより詳細な計算を行い，実験結果との整合性を取るために，計算体系の再検討を行っている。

東海事業所で使用しているTLD（UD-800シリーズ）のホルダーを利用したOSL（光刺激ルミネセンス線量計）による新しい計測システム“InLight”の特性試験を行った（図１参照）。特性試験では，エネルギー特性，線量直線性，繰返し測定特性，フェーディング等を調べ，いずれも線量計として十分な性能であることを確認した（図２参照）。

なお，この結果は静岡で開催された日本原子力学会秋の大会（2003年９月：静岡大学）において口頭発表した。

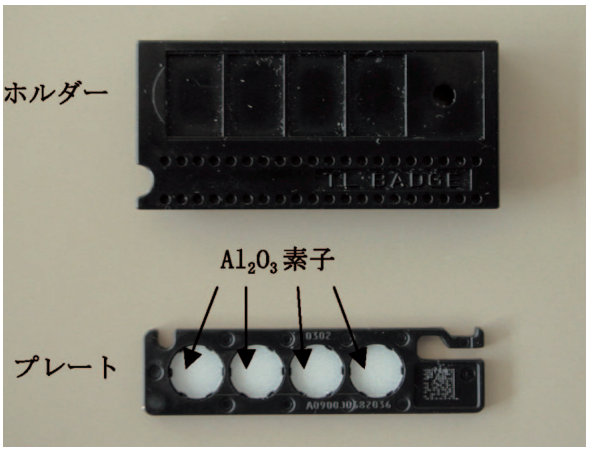


図１　InLightの外観

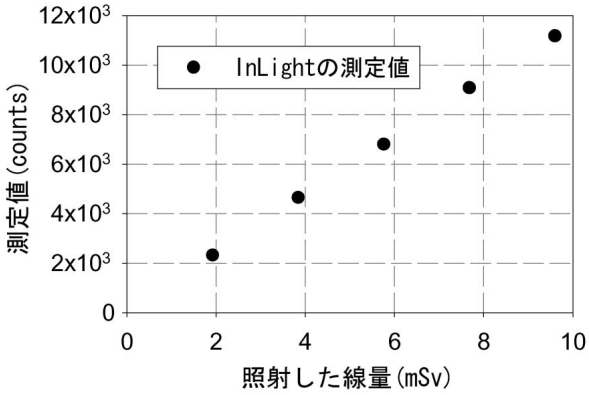


図２　InLightの線量直線性

1.2　内部被ばく線量測定･評価技術の高度化研究

サイクル機構東海は，IAEAが主催する体外計測プログラム「Direct Measurement of Radionuclides in Simulated Organs」に参加した。本プログラムは，各研究機関における体外計測機器の性能や校正条件等を客観的に調査することを目的として，数年ごとに定期的に開催されており，プログラム参加者は，主催者側より提供されるファントム（人体形状線源）を測定して，ファントム中に含まれる放射能強度や体外計測機器の検出下限値などを報告する。今回のプログラムでは，東海事業所において個人内部被ばくモニタリングに活用している３種類の体外計測機器を用いて，ファントムの測定を実施した。測定したファントムは，95%頻度確率の成人BOMABファントムであり，サイクル機構東海で校正用ファントムとして使用しているものに比べて，身長で約15cm，体重で約30kg大きいものであった。なお，同プログラムでは，体格補正を用いた放射能強度の定量についても要求されており，既に検証したモンテカルロシミュレーションによってこれを行った。

このほか，以前開発したプルトニウム内部被ば

く線量評価コード（RAPUTA）に関して，より汎用的なコードとするため，必要な機能拡張について検討を実施した。

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

減速中性子校正場の充実化を図るため，鉄-PMMAハイブリッド減速場の構築を行った。外径及び高さ30cmの中空円筒形PMMA（メタクリル樹脂），厚さ15mm，35mm，60mm及び100mmのものを製作した（図３参照）。また，厚さ60mmについては，内部に中空円筒形鉄（厚さ40mm）を組み合せられるよう設計した。

これらの減速中性子場のスペクトル，フルエンス率及び周辺線量当量等の諸量の決定については，高分解能中性子スペクトロメータ（ROSPEC）及びボナー球スペクトロメータを用いたスペクトル測定や，モンテカルロ法輸送計算コードMCNP4Bを用いた計算評価により実施しており，核分裂中性子＋1/e減速スペクトル（平均エネルギー0.87～1.68MeV）の校正場を構築した（図４参照）。なお，本件については，第９回中性子ドジメトリ国際会議（Neudos 9）（2003年10月）において発表した。

2.2 臨界監視技術の高度化に関する研究

臨界安全監視システムの開発の一環として，希ガス測定装置の設計を行った。検出器にはHgI_2及びGe半導体検出器を採用し，相互比較できる設計とした。また，放出量算出のためのソフトウエアの設計を行った。一方で，燃焼計算コードORIGEN2と実測した検出器の効率から臨界事故時に放出される希ガス元素のγ線スペクトルの時間推移を模擬した（図５参照）。

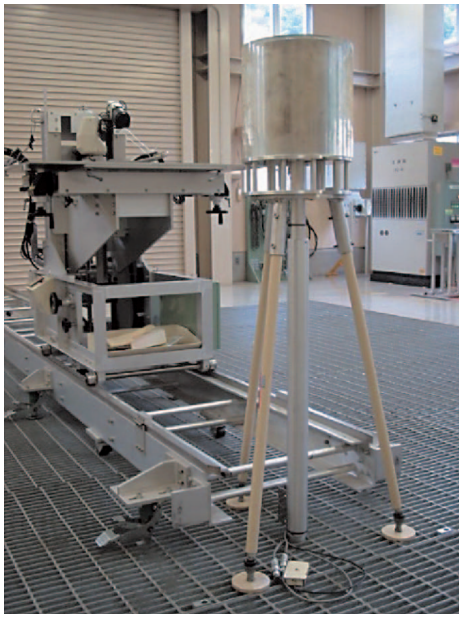


図３　鉄-PMMAハイブリッド減速材の外観

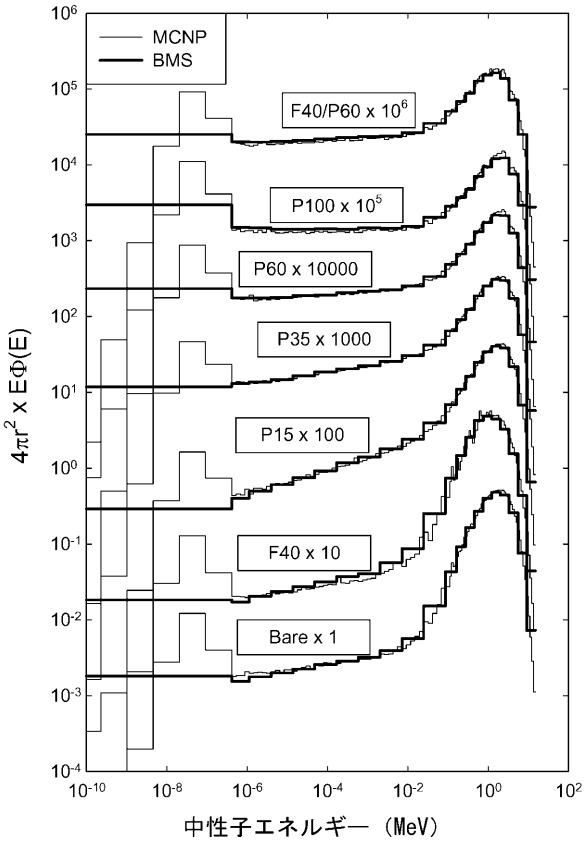


図４　鉄-PMMAハイブリッド減速場の中性子スペクトル

2.3 走行式放射線モニタの高度化に関する研究

前年度まで，走行式台車に搭載する放射線管理用機器等の種類や仕様等を検討してきており，前期は，これら搭載機器の事故時における耐久性を

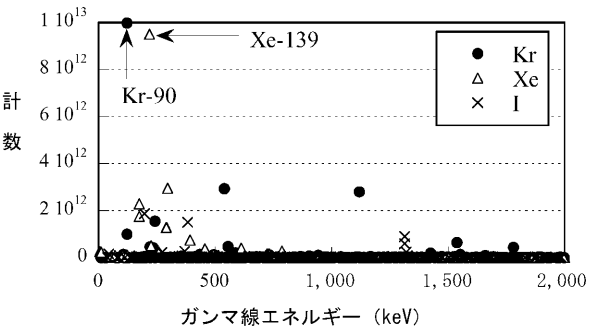


図５　臨界事故時の想定スペクトル（０秒）

確認するため，その試験方法を調査・検討した。

今期は，上記の調査・検討結果を踏まえた試験計画を作成し，耐熱，耐湿，耐煙，耐放射線に関する試験を開始した。今後は，この耐久性試験終了後，本研究結果を取りまとめ技術レポート化する予定である。

2.4 放射線モニタのシミュレーション応答解析に関する研究

放射線モニタ応答シミュレーション技術の実機設計評価への応用を進めている。

今期は，中性子線量計への適用を検討している熱／高速中性子同時検出型中性子計数管のうち，球形計数管について出力の分解能が不十分であったことから，円筒計数管を対象とした詳細検討を改めて行っている。円筒形の計数管は，軸方向と径方向の感度差が予想されたため，検討を中止していたものであるが，計算評価の結果からは，軸長と直径の比が１：１～２：１程度では顕著な感度差として現れないことが示された。

３． 環境安全技術の高度化研究

3.1 海洋環境における放射性物質移行モデルに関する研究

放射性物質の挙動と拡散予測モデルに関する研究では，東海村沿岸拡散モデルを構築するために境界条件の収集を進めている。今期は，気象研究所が開発した近海モデルの計算結果の他，文献による潮汐，河川データの収集を行った。地形データについては，全体的な地形のデジタル化を行った。

地球規模の海洋環境における放射性物質移行モデルに関する研究では，日本周辺海域の評価に重要な日本海Cs拡散モデルのテストランを行い，デフォルトで与えた拡散係数下で妥当な結果が算出されることを確認した。

3.2 環境試料の分析及び測定技術の高度化に関する研究

時間間隔解析を用いたプルトニウムの迅速定量法の開発に関して，最適条件を求めるため，プルトニウムや^{232}Uを１インチステンレス板に電着し，マイラ膜にて覆った標準線源を製作し，Fixed timeを変更した時のエネルギースペクトルへの影響について調査した。

その結果，^{232}Uの壊変生成物である^{216}Po（半減期145msec）は，半減期のおよそ10倍の1,000msec以内に全計数が得られるが，数万年という半減期を持つプルトニウム同位体については，1000msecより長い時間においても計数が認められることが確認できた（図６参照）。

今後は，これらの情報をもとに任意時間間隔内に計数される割合を求め，最適な抽出時間（Fixed time）の設定を行う。

一方，質量分析法を用いた極低濃度放射性核種の定量法の開発に関しては，^{79}Seを質量分析装置にて定量するための前処理方法について，水試料中安定セレンの分析法の開発を行っている産業技術総合研究所と情報交換を実施した。

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

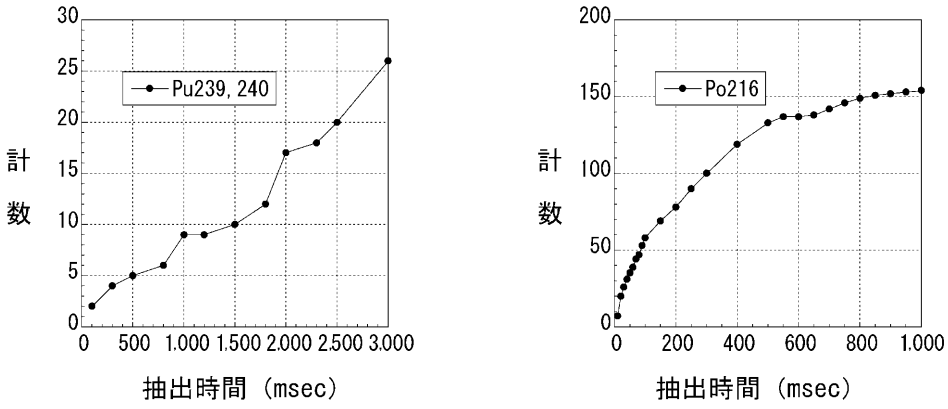


図６　短半減期核種と長半減期核種における抽出時間（Fixed time）の違いと計数との関係

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

４． 安全工学研究

4.1 異常事象時における換気系の安全性に関する研究

MOX加工施設等の換気設備等の検討のため，既存の施設の情報について調査を実施した。

また，前期に引き続き換気系解析のための市販の熱流動解析コードCFDの調査を継続した。

4.2 核燃料施設の安全解析手法の開発・整備

中性子及びガンマ線線量評価コードシステムの合理的な遮へい評価を実施するための高度化整備として，核定数ライブラリ等の改良を継続して実施した。

臨界事故時の評価手法の検討として，臨界計算コードと遮へい計算コードの接続計算を実施し，臨界事故時の対応のために米国オークリッジ国立研究所で整備されたNuclear Criticality Slide Ruleの評価結果との比較・検討を行った。また，7月に東北大学で行われたThe Second International Symposium on Radiation Safety and Detection Technology(ISORD-2)において，“Comparison of the Dose Evaluation Methods for Criticality Accident”と題する発表を行った。

MOX加工施設等の臨界管理に関する研究として，ISO TC 85/SC 5/WG 5（臨界安全に関連した計算・取扱いの規格化）に関連したMOX均質系の臨界データの評価を行った。また，MOX非均質系の臨界ベンチマークとして，これまで実施されたものに加えて，International Handbook of Evaluated Criticality safety Benchmark Experimentsに示されている実験に対する評価を許認可評価用解析コードシステムSCALE4及びモンテカルロ法輸送計算コードMCNP4を用いて行った。

4.3 核燃料施設の確率論的安全評価の適用研究

MOX施設へのPSA適用性研究として，核燃料施設の事故シナリオ，事故評価・解析手法の検討，モデルプラントの設定検討のため，主に米国にて検討中のMOX施設（MFFF）に関する安全解析書（DRAFT SAFETY EVALUATION REPORT）の調査を引き続き実施するとともに，原子炉と原子炉以外の原子力施設に対する確率論的な安全評価の実施に関する手順の差異，特徴について検討を実施した。

（本社：安全推進本部）

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

1．国際会議

1.1　国内

期　　間	開 催 場 所	会 議 名 及 び 内 容
2003年 8月4～5日	東　　海	「JNC/BNFL（英国原子燃料会社）技術情報交換会合」
9月4～5日	大　　洗	「JNC/CEA（仏国原子力庁）技術情報交換会合」
9月8～12日	大　　洗	「JNC-FZK（独国カールスルーエ研究所）/CEA　SIMMER-IIIコードの開発・検証に係る技術会合」
9月17～19日	東　　海	「RCC実験プロジェクト（コロイドと放射線核種の遅延評価に関する実験プロジェクト）ワークショップ」

1.2　国外

期　　間	開 催 場 所	会 議 名 及 び 内 容
2003年 7月8～9日	加国 ウィニペグ	「JNC/AECL（カナダ原子力公社）トンネルシーリング性能試験に関する調整／運営会議」
9月1～5日	露国 オブニンスク	「JNC/IPPE（露国物理エネルギー研究所）共同研究技術会合」
9月26日	韓国 慶州	「JNC/KAERI（韓国原子力研究所）高レベル放射性廃棄物の地層処分研究開発に関する研究協力会議準備会合」

2．海外派遣・留学

派 遣 ・ 留 学 先	期　　間	目　　的
IAEA（国際原子力機関）	2003年9月～2005年9月	IAEA保障措置分析業務
仏国 フェニックス発電所	2003年9月～2005年9月	原子炉の運転経験・保守経験に関する調査・情報収集及び情報交換
仏国 フェニックス発電所	2003年9月～2004年9月	原子炉の運転経験・保守経験に関する調査・情報収集及び情報交換
仏国 IRSN（原子力安全・放射線防護研究所）	2003年9月～2004年8月	中性子校正場の相互比較試験研究及び各種線量計の特性試験の実施
米国 カリフォルニア大学バークレー校	2003年10月～2004年9月	平成15年度海外派遣研修

３．主要外国人の来訪

訪　問　日	訪 問 場 所	訪　　問　　者
2003年７月２日	東京事務所	NEAエチャバリ事務局長
2003年９月17日	大　　洗	BNFLイオン執行役員

４．国際協力協定

特になし

５．余剰兵器解体プルトニウム（解体プル）処分協力

(1) ３体デモ照射は，ロシア原子炉科学研究所（RIAR[*1)]）との共同研究契約に基づき，４月から１体の燃料集合体の照射後試験を実施している。外観検査の後，集合体を解体し，現在燃料ピンの非破壊試験を実施している。

(2) BN600安全解析は，ロシア物理エネルギー研究所（IPPE[*2)]）との共同研究契約に基づき，BN600[*3)] のハイブリッド炉心化に際しての安全性について評価及び解析を実施している。

(3) RIAR施設整備は，RIARとの共同研究契約に基づき，BN600ハイブリッド炉心へ燃料供給する設備の改造を実施している。

＊１）RIAR： Research Institute of Atomic Reactors 原子炉科学研究所

＊２）IPPE： Institute of Physics and Power Engineering 物理エネルギー研究所

＊３）BN600： Buistrui Neitron (Fast Neutron)600 ロシアの高速原型炉

（本社：国際・核物質管理部）

活動報告
2003年7月～9月

業務品質保証活動

業務品質保証活動においては公衆と環境の安全及び社会的信頼の確保を前提とした原子力の開発及び利用の促進に係る業務の高い品質を確保することを目的に，すべての業務を対象として，業務に要求される品質（要求品質）を定め，その達成に向けた活動を推進している。

１．経営管理サイクルと業務品質保証活動

各事業所等における2002年度業務品質保証活動の実施状況について，理事長に報告した。

２．指導会

2003年度は,5事業所が７つの検討テーマについて活動を行っている。品質保証の専門家による指導のもと，敦賀本部，東海事業所，大洗工学センター，人形峠環境センター及び東濃地科学センターの指導会を開催した。

３．安全・品質監査

2002年度から，安全監査と機構品質監査とを統合し，機構品質監査（安全・品質監査）として監査機能の向上及び合理化を図っている。

2003年度監査は７月から開始しており９月末までに，東海事業所，大洗工学センター，敦賀本部，もんじゅ建設所，ふげん発電所，国際技術センター，人形峠環境技術センター，東濃地科学センター及び幌延深地層研究センターにおける安全・品質監査を実施した。

４．ISOの認証取得・維持活動の推進

各事業所におけるISO認証取得・維持活動の進捗状況を踏まえ，教育・研修等を実施している。

写真１　ISO9001内部監査員養成研修風景

東海事業所において，ISO9001内部監査員研修，OHS/EMS内部監査員スキルアップ研修，環境法研修を，また，人形峠環境技術センターにおいてISO14001内部監査員リフレッシュ研修を実施した。また,原子力施設の安全確保のための品質保証指針作成に係るコンサルティングを実施した。

写真１にISO9001内部監査員養成研修の様子を示す。

５．業務品質保証に関する階層別教育

業務品質保証活動の推進に必要な考え方の理解を深めることを目的に階層別研修を実施している。

上級専門職，専門職，主務Ⅰ，主務Ⅱ，一般職を対象に，業務品質保証に関する階層別教育を８回実施した。

（本社：品質保証推進部）

活動報告
2003年7月～9月

外　部　発　表

1．外部発表

1.1　外部発表実施状況

2003年７月から９月において外部発表終了の届けがあった外部発表資料は次のとおりである。

	発　表　内　容	発表先及び発表年月日
	高速増殖炉（FBR）関係（19件）	
1	研究室紹介：サイクル機構大洗、新技術開発試験グループ	日本原子力学会誌　44巻　６号　2002年６月
2	Response a Surface Modeling of Aerosol Release Fraction in Sodium Pool Combustion	NTHAS-3会議　（韓国）2002年10月15日
3	リスク情報に基づく高速増殖炉プラントの運転・保守に関する研究	第２回安全研究成果報告会　（東京）2002年12月18日
4	乱流自然対流場におけるエアロゾル挙動の数値解析　－均一核生成メカニズムによるエアロゾル挙動の検討－	エアロゾル研究　18巻　２号　2003年
5	g(HPGe)-g(HPGe)同時計測法による体内放射能測定	日本原子力学会和文論文誌　２巻　１号　2003年
6	ポスターセッション　燃料製造システム	高速増殖炉サイクル研究開発セミナー　ポスターセッション　（日本未来科学館）2003年２月７日
7	若手研究者と語る研究開発の将来展望	高速増殖炉サイクル研究開発セミナー　（日本未来科学館）2003年２月７日
8	第四世代原子炉国際フォーラム解説／第４章高速炉	日本原子力学会誌　45巻　３号　2003年３月
9	中性子照射したODS鋼の微細構造安定性	日本金属学会2003年春季大会（千葉大学）2003年３月29日
10	Droplet Breakup under Impulsive Acceleration Using Particle Semi-Implicit Method	ICONE-11　（東京）2003年４月21日
11	A Comparative Design Study of PB-BI Cooled Reactor Cores with Forced and Natural Convection Cooling	ICONE-11　（東京）2003年４月22日
12	高速増殖炉サイクル研究開発セミナー　若手研究者と語る研究開発の将来展望	日本原子力学会誌　45巻５号　2003年５月
13	Numerical Investigations on In-Vessel Thermohydraulic Characteristics Related to Gas Entrainment Phenomena of Sodium-Cooled Fast Reactors	2003 International Congress on Advanced Nuclear Power Plants(ICAPP'03)　（コルドバ）2003年５月４日
14	Nano-Structure Control in ODS Martensitic Steels by Means of Selecting Titanium and Oxygen Contents	第11回高温材料科学国際会議（HTMC-11）　（東京大学）2003年５月21日
15	原子力特集　高速炉関連技術	富士時報　76巻　６号　2003年６月
16	ナトリウム冷却中型モジュール炉概念の構築	日本原子力学会誌　45巻　７号　2003年７月
17	大型高速炉炉心の核的ディカップリング特性　－（その１）静特性－	日本原子力学会誌　45巻　７号　2003年７月
18	高速増殖炉における冷却材ナトリウムの漏えい燃焼対策	日本燃焼学会誌　45巻　133号　2003年８月
19	Crack Opening Displacement of a Crack in a Plate Subjected to Bending Load	SMiRT-17　（プラハ）2003年８月21日
	先進リサイクル関係（３件）	
1	Activities on R&D of Partitioning and Transmutation in Japan	7th Information Exchange Meeting on Actinide and Fission Product Partitioning & Transmutation　（済州島）2002年10月14日
2	Effect of Ce Ions on MOX Codeposition in Oxide-Electrowinning Reprocessing	High Temperature Materials Chemistry-XI　（東京）2003年５月19日
3	Segregation Behavior of UO2 and NM Elements in Oxide-Electrowinning Reprocessing	High Temperature Materials Chemistry-XI　（東京）2003年５月19日
	放射性廃棄物関係（17件）	
1	高レベル放射性廃棄物の地層処分におけるベントナイト緩衝材継目部のせん断力学特性	第36回地盤工学研究会　（徳島）2001年６月
2	高レベル放射性廃棄物地層処分におけるチタンオーバーパック腐食研究の現状と課題	チタン協会50周年記念誌　2002年11月
3	高レベル放射性廃棄物地層処分における処分容器材料の腐食寿命評価の現状と課題	材料と環境　52巻　４号　2002年12月
4	オーバーパックの腐食に関する研究の現状	NUCEFセミナー　（原研東海研究所）2003年２月20日

	発 表 内 容	発 表 先 及 び 発 表 年 月 日
	放 射 性 廃 棄 物 関 係（17件）	
5	Glovebox Dismantlement and Equipment Protection in Contaminated Environments	Waste Management 2003 （ツーソン）2003年２月23日
6	JNC熱力学・吸着データベース外部公開に向けて	第５回 放射性廃棄物地層処分に関する情報交換会（北海道大学）2003年２月27日
7	Separation and Recovery Study of Uranium From Spent NaF	High Temperature Material Chemistry-XI （東京）2003年４月15日
8	セメント水和物の溶脱挙動に与える硝酸塩の影響	［コンクリートの化学的侵食・溶脱］に関するシンポジウム・論文（日本土木学会）2003年６月
9	セメント水和物の溶脱挙動に与える硝酸塩の影響	土木学会編コンクリート技術シリーズ 53巻 2003年６月
10	Development of JNC Geologic Disposal Technical Information Integration System -An Approach to Integrate and Share Technical Information among Safety Assessment, Repository Design and Site Investigatio	OECD/NEA Amigo Project 第１回ワークショップ 2003年６月４日
11	Ge半導体検出器を用いた野外ダストモニタの開発	日本保健物理学会第37回研究発表会 （東京）2003年６月16日
12	加速器質量分析を用いた土壌呼吸CO sub 2 の放射性炭素同位体比の評価	日本保健物理学会第37回研究発表会 （幕張）2003年６月16日
13	Caesium-137 and Plutonium-239,240 as Tracers in the Oceans(1)Diffusion Coefficients and the Distribution of Caesium-137	Course on Climate Variability Studies in the Ocean Tracing and Modelling the Ocean Variability （トリエステ）2003年６月25日
14	サイクル機構大洗におけるリスクアセスメントの実施	OSHMSセミナー （安全衛生総合会館）2003年６月25日
15	熱特性からみた隙間充填材としてのベントナイトペレットの適用性	第58回土木学会年次学術講演会 （徳島大学）2003年９月24日
16	海水条件下における圧縮ベントナイトの透水特性	第58回土木学会年次学術講演会 （徳島大学）2003年９月24日
17	Prototype Code Development for Numerical Experiments on the Coupled Thermo-Hydro-Mechanical and Chemical Processes in the Near-field of a High-level Radioactive Waste Repository	International Conference on Couple T-H-M-C Processes in Geosystems: Fundamentals, Modelling and Experiments （ストックホルム）2003年10月13日
	地層処分技術に関する研究開発関係（31件）	
1	14C年代測定による堆積年代の推定における堆積学的時間平均化の重要性	第四紀研究 42巻 １号 2003年２月
2	Underground Research Laboratories for Crystalline Rock and Sedimentary Rock in Japan(Abstract)	Waste Management 2003 Symposium （ツーソン）2003年２月23日
3	Smectite Dissolution Kinetics in High-Alkaline Conditions	Scientific Basis for Waste Management （カルマー）2003年６月18日
4	Corrosion of Carbon Steel in Compacted Bentonite and its Effect on Neptunium Diffusion under Reducing Condition	Course on Climate Variability Studies in the Ocean Tracing and Modelling the Ocean Variability （モデナ）2003年６月22日
5	Detailed Seismicity and Crystal Structure in the Atotsugawa Fault A Partly Creeping Fault, Central Honshu, Japan	XXIII General Assembly of the International Union of Geodesy and Geophysics(IUGG2003)（札幌）2003年６月30日
6	The Monitoring Methodology of Underground States by Across(Accurately Controlled, Routinely Operated Signal System) As a Measurement Method of Linear Dynamic System	XXIII General Assembly of the International Union of Geodesy and Geophysics(IUGG2003)（札幌）2003年６月30日
7	Pull-down Basin in the Central Part of Japan due to Subduction-Induced Mantle Flow	Tectonophysics 2003年７月 V.367
8	Underground Research Laboratories for Crystalline Rock and Sedimentary Rock in Japan(Full Paper)	Waste Management 2003 Symposium （ツーソン）2003年７月
9	Detection of Stopping Phases by Borehole Observations	XXIII General Assembly of the International Union of Geodesy and Geophysics(IUGG2003)（札幌）2003年７月２日
10	Joining Geothermal Data by Bayesian Inference to Improve Volcanic Risk Assessment	IUGG Joint Assembly 2003 （札幌）2003年７月３日
11	Seismological Investigation of Deep Structure of the Atotsugawa Fault, Central Japan	XXIII General Assembly of the International Union of Geodesy and Geophysics(IUGG2003)（札幌）2003年７月３日
12	Deep Structure of the Nojima and the Mozumi-Sukenobu Faults, Japan, by Subsurface Observation of Fault-Zone Trapped Waves	XXIII General Assembly of the International Union of Geodesy and Geophysics(IUGG2003) （札幌）2003年７月３日
13	Discontinuity of the Mozumi-Sukenobu Fault Low-Velocity Zone Inferred from 3D Finite-Difference Simulation of the Fault Zone Waves Excited by Explosive Sources	XXIII General Assembly of the International Union of Geodesy and Geophysics(IUGG2003) （札幌）2003年７月３日
14	Faulting and Creep Behavior of Complicated Strike-Slip Fault System-A Case of the Atotsugawa Fault System, Central Japan	XXIII General Assembly of the International Union of Geodesy and Geophysics(IUGG2003) （札幌）2003年７月３日
15	Observations of the Transfer Function Using an Electromagnetic Sounding System, EM-ACROSS	XXIII General Assembly of the International Union of Geodesy and Geophysics(IUGG2003) （札幌）2003年７月３日
16	Optimum FM Signal for Monitoring the Underground States by Means of the Seismic ACROSS	XXIII General Assembly of the International Union of Geodesy and Geophysics(IUGG2003)（札幌）2003年７月３日
17	Secondary Calibration Method of Seismometers by Using ACROSS Signals and Reference Accelerometers	XXIII General Assembly of the International Union of Geodesy and Geophysics(IUGG2003)（札幌）2003年７月３日
18	Strain Accumulation Model on the Atotsugawa Fuel System, An Inland Active Fault System, Located in the High-Strain Rate Zone, Central Japan	XXIII General Assembly of the International Union of Geodesy and Geophysics(IUGG2003) （札幌）2003年７月３日

	発 表 内 容	発 表 先 及 び 発 表 年 月 日
	地層処分技術に関する研究開発関係（31件）	
19	Tectonic Creep of the Atotsugawa Fault System, Inferred from GPS Observation	XXIII General Assembly of the International Union of Geodesy and Geophysics(IUGG2003) （札幌）2003年７月３日
20	The Broadcast Station of ACROSS Signals on Seismic Observation Networks for Monitoring the Earth's Crust, the Start at Tono Mine	XXIII General Assembly of the International Union of Geodesy and Geophysics(IUGG2003) （札幌）2003年７月３日
21	Travel Time Analysis of Frequency-Domain Data Obtained by ACROSS System	XXIII General Assembly of the International Union of Geodesy and Geophysics(IUGG2003) （札幌）2003年７月３日
22	Tomography by Monte Carlo Sampling-Western Tottori Case	XXIII General Assembly of the International Union of Geodesy and Geophysics(IUGG2003) （札幌）2003年７月３日
23	粗粒砂岩におけるコンプライアンス可変型構成方程式の定数について	第38回地盤工学研究発表会 （秋田）2003年７月４日
24	MT法におけるファーリモートリファレンス処理の効果と紀伊半島南部地域の深部比抵抗構造	応用地質 44巻 ３号 2003年８月
25	高レベル放射性廃棄物の地層処分と岩盤工学	材料 52巻 ８号 2003年８月
26	Tono Natural Analogue Project: An Overview	13th The Goldschmidt Conference（倉敷）2003年９月７日
27	Tono Natural Analogue Project: Uranium Migration in Sedimentary Rocks, The Tono Uranium Deposit, Japan	13th The Goldschmidt Conference（倉敷）2003年９月７日
28	Tono Natural Analogue Project: A System Model for the Origin and Evolution of the Tono Uranium Deposit, Japan	13th The Goldschmidt Conference（倉敷）2003年９月７日
29	Tono Natural Analogue Project: Geochemical Constrains on Uranium Mobility within the Tono Uranium Deposit, Japan	13th The Goldschmidt Conference（倉敷）2003年９月７日
30	TDRによる岩石の体積含水率の測定	資源・素材2003（宇部）秋季大会 （宇部）2003年９月22日
31	亀裂交差部に沿った方向の透水特性の評価	第58回土木学会年次学術講演会 （徳島大学）2003年９月24日
	再 処 理 関 係（７件）	
1	溶融塩電解核燃料再処理雰囲気におけるセラミックス材料の耐食性	ICEM'01 （Bruges Beigium）2001年10月２日
2	金属燃料サイクル技術開発の現状	「溶融塩技術と計算シミュレーション」ワークショップ （原研東海研究所）2003年３月26日
3	VRを用いたマニピュレータの操作	2003年度精密工学会春季大会学術講演会 （東京農工大）2003年４月
4	高圧電線の表面性状オンライン診断	2003年度精密工学会春季大会学術講演会 （東京農工大）2003年４月
5	粗微動協調操作による原子炉内機器交換のための情報取得	2003年度精密工学会春季大会学術講演会 （東京農工大）2003年４月
6	光圧力による粒子の挙動に関する研究	2003年度精密工学会春季大会学術講演会 （東京農工大）2003年４月
7	Integrated Experiments to Demonstrate Innovative Reprocessing of Metal and Oxide Fuel by Means of Electrometallurgical Technology	International Conerence on Innovative Technologies for Nuclear Fuel Cycles and Nuclear Power （原研東海研究所）2003年６月23日
	環 境 保 全 関 係（１件）	
1	Electrochemical Separation of Long-lived Fission Products from High Level Liquid Waste of Spent Nuclear Fuel	7th Information Exchange Meeting on Actinide and Fission Product Partitioning & Transmutation （済州島）2002年10月14日
	放射線（安全）管理関係（１件）	
1	サイクル機構大洗におけるリスクアセスメントの概要	平成15年度全国産業安全衛生大会（名古屋）2003年10月31日
	そ の 他（５件）	
1	固体酸化物による高圧二酸化炭素の回収・再利用に関する研究	化学工学会 第35回秋季大会 （神戸大学）2002年９月18日
2	JCO臨界事故時の技術支援経験と原子力緊急時支援・研修センターの整備	最新医療情報誌「アニムス」 31巻 2003年７月
3	I-B8 ウラン鉱床	資源環境地質学－地球史と環境汚染を読む－ 2003年７月
4	天然ゴム系積層ゴムアイソレーターの引張特性試験（その８複層ゴムの単純引張及び圧縮特性）	2003年度日本建築学会大会（東海） （中部大学）2003年９月５日
5	Current Status of PIE Activities in O-arai Engineering Center of JNC on FBR MOX Fuel	7th International Conference on Nuclear Criticality Safety (ICNC2003) （東海）2003年10月20日

1.2 2003年の日本原子力学会秋の大会における口頭発表

2003年の日本原子力学会秋の大会における口頭発表の件数及び表題をプロジェクト分類別に以下に示す。

	発 表 内 容
	高速増殖炉(FBR)関係 (59件)
1	「もんじゅ」実データに基づくプラント熱過渡裕度評価I －原子炉容器出入口ノズル部熱過渡条件－
2	「もんじゅ」蒸発器熱流動挙動解析 －40%出力プラントトリップ試験解析－
3	「もんじゅ」用ISI装置の開発(7) 原子炉容器廻り検査装置の開発－
4	「もんじゅ」用ISI装置の開発(8) EMATの配置と欠陥検出感度に関する検討－
5	「もんじゅ」用ISI装置の開発(9) 高磁場配置型EMATの実測による特性評価－
6	「もんじゅ」用ISI装置の開発(10) もんじゅ蒸気発生器ECT検査における信号評価法に関する検討
7	「もんじゅ」用ISI装置の開発(11) 蒸気発生器電熱管渦電流探傷センサの開発
8	「もんじゅ」用ISI装置の開発(12) 伝熱管ECT用プローブの搬送挙動とノイズ(1)
9	「もんじゅ」用ISI装置の開発(13) ３次元リモートフィールド解析コードの開発
10	「常陽」中性子吸収ピンの低ひずみ速度引張試験
11	３次元輸送法計算コードのFBR炉心設計への適用性評価
12	A Study on Energy Group Dependency of Transport Effect in FBR Monju Initial Critical Core Criticality Analysis
13	BFS臨界実験解析(XI) BN-600ハイブリッド炉心の核設計精度評価結果の概要
14	BFS臨界実験解析(XI) ネプツニウムを装荷した高速炉心の臨界実験解析
15	BFS臨界実験解析(XII) BN-600ハイブリッド炉心の核設計精度評価結果の詳細分析
16	Comparison of the Fuel Performance for Advanced FBR Cycle Systems (FUJI Project) (2) -Design of Fuel Pins-
17	Nbドシメータによる高速炉中性子照射量の高精度測定
18	RIMSによる高速炉被覆管材料の炉内クリープ破断試料検出法の開発
19	T字管合流部における温度変動挙動に関する研究(5) －温度変動周波数特性に対するスケール効果－
20	サーマルストライピングの熱流動に関する実験研究(7) －壁噴流体系における乱流混合特性に対する壁面の影響－
21	ナトリウムエアロゾル浮遊雰囲気における輻射減衰挙動の測定
22	ナトリウムと鉛ビスマス共晶合金の相関係
23	ナトリウム加熱蒸気発生器の熱流動解析手法の開発 －カバーガス領域を含む全系解析－
24	ナトリウム加熱蒸気発生器熱流動解析コード(MSG)の改良
25	ナトリウム技術に関するリスクベースコミュニケーションの検討
26	ナトリウム水反応時の伝熱管熱伝達率の評価
27	もんじゅ高度化炉心におけるMA照射試験概念の検討
28	レーザ誘起ブレークダウン分光法によるナトリウムエアロゾルの検出特性(4)
29	液化ガス直接噴霧方式によるセル内消化特性の検証
30	鉛ビスマス－ナトリウム反応試験(2) 鉛ビスマスのナトリウム中移行挙動
31	鉛ビスマス－ナトリウム反応試験(3) ナトリウムと鉛ビスマス共晶合金の相関係
32	鉛ビスマスのナトリウム中移行挙動試験
33	鉛－ビスマス超音波流量計測に関する研究(Ⅰ)
34	曲げ負荷を受ける平板の貫通き裂の開口変位
35	金属ウラン顆粒添加UO_2顆粒充填体の熱伝導度評価
36	金属燃料リサイクルプラントの設計評価（その７） －計量管理方法の検討－
37	高温用蒸気発生器伝熱管体積検査装置の開発
38	高速炉の核熱流力安全解析コードSIMMER-IIIの検証研究(1)：－第２期検証研究の概要－
39	高速炉の核熱流力安全解析コードSIMMER-IIIの検証研究(2)：－沸騰プール挙動－
40	高速炉の核熱流力安全解析コードSIMMER-IIIの検証研究(3)：－燃料固化・移行挙動－
41	高速炉の核熱流力安全解析コードSIMMER-IIIの検証研究(4)：－燃料・冷却材相互作用－
42	高速炉の核熱流力安全解析コードSIMMER-IIIの検証研究(5)：－炉心物質の膨張挙動－
43	高速炉の核熱流力安全解析コードSIMMER-IIIの検証研究(6)：－損傷炉心の核的挙動－
44	高速炉の炉心安全向上のための可視化基礎試験 冷却材流路のボイド拡大挙動に対する融体エンタルピー投入速度の影響
45	高速炉を中核とする軽水炉との複合システムの核変換特性
46	高速炉を用いたLLFP核変換技術の検討（その５） －装荷位置・潜在期間の効果－
47	高速炉燃料ピン短時間応力制限値の検討
48	高速炉燃料集合体内詳細熱流動解析評価手法の開発(4) －乱流モデルを含む温度場解析機能の導入－
49	高速炉用オブジェクト統合型解析システムの研究開発(2) －標準プラットフォームを利用した熱過渡応力シミュレーションコードPARTS.NETの試作－
50	高速炉用次世代解析システムの研究開発(2) 標準プラットフォームを利用した熱過渡応力シミュレーションコードPARTS.NETの試作
51	酸化物平衡法によるLBE中の鉄溶解度測定
52	酸素濃度制御下停留鉛ビスマス中における国産鉄鋼材料の腐食特性(2) －LBE中酸素濃度、浸漬時間の影響－
53	自己放出r線を用いたNa中透視手法の基礎検討
54	実用高速炉構造設計基準のための技術開発（その４） －クリープ設計域の合理的設定法－
55	小中高教員向け原子力セミナーの実績と教員の反応
56	静止鉛ビスマス中での材料腐食試験
57	超臨界直接抽出法を用いた処理能力50tHM/yの再処理プラントの概念設計
58	低温作動型AMTEC用金属ローのNa中浸漬試験
59	炉心崩壊事故時における多成分多相流の数値シミュレーション－マルチスケール流動様式モデルの開発－
	先進リサイクル関係（25件）
1	Comparison of the Fuel Performance for Advanced FBR Cycle System (FUJI Project) (3) -The Fuel Temperature Estimation for the PTM Irradiation Test with Vibro-Packed Fuel Behavior Analysis Code, DIRAD-S-
2	CPFにおける金属電解法乾式再処理プロセス試験(4) －リチウム還元生成物による電解精製試験－

	発 表 内 容
	先進リサイクル関係 （25件）
3	CPFにおける金属電解法乾式再処理プロセス試験(5) －希土類元素を用いた陰極析出物の蒸留試験－
4	FBRサイクル実用化戦略調査研究フェーズⅡの燃料製造システム検討(14)（金属燃料製造における品質管理設備概念の検討）
5	FBRサイクル実用化戦略調査研究フェーズⅡの燃料製造システム検討(15)（ガス冷却高速炉用窒化物燃料製造システムの検討）
6	MD法による溶融塩中のUO2＋イオンの周りの融体構造(1)
7	Np-238の実効熱中性子捕獲断面積測定
8	Self-Shielding and Multiple Scattering Corrections for Neutron Capture Cross Section Measurements in Resonance Energy Range
9	SUPER-DIREX再処理法による使用済燃料からのU,Pu直接抽出に関する技術開発(7) －向流接触塔による超臨界流体からのUの逆抽出１
10	SUPER-DIREX再処理法による使用済燃料からのU,Pu直接抽出に関する技術開発(8) －分配係数・速度データの測定３－
11	SUPER-DIREX再処理法による使用済燃料からのU,Pu直接抽出に関する技術開発(9) －超臨界CO sub 2とTBP硝酸ウラニル錯体の混合物密度－
12	SUPER－DIREX再処理法による使用済燃料からのU，Pu直接抽出に関する技術開発(10) －超臨界二酸化炭素への硝酸ウラニルTBP錯体の溶解度(2)－
13	U＋Pu(Ⅳ)＋Pu(Ⅵ)系晶析挙動
14	乾式プロセス開発試験の評価ツールの研究 (1)金属電解法と酸化物電解法の汎用シミュレーション解析コードJURA
15	乾式プロセス開発試験の評価ツールの研究－(2)物質伝達に伴う密度勾配に起因する自然対流の数値解析－
16	乾式再処理環境へのセラミックコーティング技術の適用性検討(1) －方法検討および基礎試験結果－
17	金属燃料の乾式再処理プロセスの合理化に関する技術開発(3) －工学規模還元抽出亜披見装置の製作と基礎試験－
18	高速炉燃料再処理用機械式脱被覆法の開発(5) －磁気分離法による燃料分離要素試験－
19	酸化物電解法電解工程の開発(2)MOX共析電解での希土類元素（Ce）の影響検討
20	酸化物電解法電解工程の開発(3)MOX共析電解での共存希土類元素、腐食生成物の影響検討
21	照射済高速炉燃料の高濃度領域における溶解挙動
22	振動充填燃料設計コードの開発(11) －粒子間焼結体の熱伝導度測定手法－
23	先進的溶融塩電解槽の開発(7) －電極構造の検討－
24	先進的溶融塩電解槽の開発(8) －電極設計支援コードの整備－
25	模擬希少元素FP析出電極の電解水素製造基礎試験
	プルトニウム燃料(MOX)関係 （９件）
1	Comparison of the fuel Performance for Advanced FBR Cycle Systems（FUJI Project)(1)-Overview of the Project-
2	Comparison of the Fuel Performance for Advanced FBR Cycle Systems(FUJI project)(4)-Determination of Vipac Particle Sizes and Investigation of the Shape Effect on Packing Fraction-
3	Comparison of the Fuel Performance for Advanced FBR Cycle Systems(FUJI Project)(5)-Vipac Particle Fabrication-
4	FBRサイクル実用化戦略調査研究フェーズⅡの燃料製造システム検討(13)（燃料製造システム間の廃棄物発生量比較評価）
5	MA含有低除染MOX燃料の調製試験
6	MOX燃料製造簡素化プロセス（ショートプロセス）の基礎試験 －乾式ダイ潤滑成型試験結果－

	発 表 内 容
	プルトニウム燃料(MOX)関係 （９件）
7	MOX燃料製造簡素化プロセス（ショートプロセス）の基礎試験 －乾式ダイ潤滑法の開発－
8	Np/Am含有MOX燃料の焼結性
9	振動充填燃料の充填技術開発(6) －マイクロフォーカス型X線ＣＴを用いたスフェアパック充填メカニズムの観察評価－
	放射性廃棄物関係 （４件）
1	体エンジニアリングシステムの開発(10) －解体計画策定支援ツールの開発－
2	放射線廃棄物ガラス中の酸化ルテニウムの析出
3	TRU廃棄物処分におけるN.F.水理場の変遷に関する研究(8) －N.F.水理場の変遷評価システムのプロトタイプの構築－
4	セメント固化材の比較評価試験
	地層処分技術に関する研究開発関係（11件）
1	地下水中の天然コロイドの特性評価（Ⅱ）
2	オパリナス粘土中のHTO拡散の活性化エネルギーと拡散経路
3	圧縮ベントナイト中の間隙水組成の測定
4	ベントナイトコロイド共存下でのCsの岩石亀裂中の移行
5	地層処分生物圏評価パラメータの設定に関わる検討 －感度解析による重要パラメータの抽出と設定状況の整理－
6	HLWガラス固化体の溶解／鉱物化とCs浸出に及ぼすNaイオンの影響
7	地下水中の天然コロイドの特性評価（Ⅱ）
8	圧縮ベントナイトを用いた緩衝材の弾塑性挙動評価モデルに関する研究
9	地層処分に及ぼす微生物影響のシミュレーションに関する技術開発(1) －技術開発の概要－
10	地層処分に及ぼす微生物影響のシミュレーションに関する技術開発(2) －微生物と地球化学の相互作用に関する室内試験と解析－
11	地層処分に及ぼす微生物影響のシミュレーションに関する技術開発(3) －微生物と地球化学の相互作用に関するフィールド調査－
	再 処 理 関 係 （７件）
1	産業用ロボットを用いた保障措置試料の自動重量サンプリング装置の開発
2	再処理工程への磁気分離の適用技術に関する研究(Ⅲ)
3	燃料サイクルオプションと地層処分設計への影響
4	磁気軸受型遠心抽出器の開発
5	高放射性廃液中の不溶解性物質に係る臨界安全解析
6	東海再処理施設 高放射性廃液貯槽の肉厚測定装置の開発
7	高放射性廃液中における不溶解性物質の組成調査
	環 境 保 全 関 係 （４件）
1	人形峠における鉱山跡措置に関する基本計画(2) －鉱さいたい積場の特性調査－
2	高アルカリ低酸素雰囲気下におけるTRU廃棄物に含まれる有機物の分解挙動(2)
3	TRU廃棄物処分におけるN.F.水理場の変遷に関する研究(6) －セメント系材料の変遷と水理・力学特性の変化－
4	TRU廃棄物処分におけるN.F.水理場の変遷に関する研究(7) －ベントナイトのCa型化に伴う力学・水理特性の変化－
	ウ ラ ン 濃 縮 関 係 （５件）
1	遠心法ウラン濃縮プラントにおける滞留ウラン除去技術開発 －遠心分離機の滞留ウラン除去試験－

	発　表　内　容
	ウ ラ ン 濃 縮 関 係 （5件）
2	遠心法ウラン濃縮プラントにおける滞留ウラン除去技術開発 －滞留ウラン除去シミュレーション解析－
3	遠心法ウラン濃縮プラントにおける滞留ウラン除去技術開発 －ウラン原型プラントの滞留ウラン除去試験－
4	遠心法ウラン濃縮プラントにおける滞留ウラン除去技術開発
5	遠心法ウラン濃縮プラントにおける滞留ウラン除去技術開発 －ガス移送によるUF6とIF5の分離試験－
	新型転換炉（ATR）関係　（9件）
1	「ふげん」放射能インベントリ評価(9)　－原子炉建屋内の中性子束密度分布評価－
2	「ふげん」の重水管理技術について
3	「ふげん」の廃止措置技術開発の現状
4	「ふげん」の運転管理技術の高度化と国際協力
5	「ふげん」の自主開発成果
6	「ふげん」におけるMOX燃料利用実績とその成果について
7	ATR高度化研究の成果

	発　表　内　容
	新型転換炉（ATR）関係　（9件）
8	「ふげん」プロジェクトの開発成果
9	「ふげん」のMOX燃料製造、再処理実績について
	放射線（安全）管理関係　（5件）
1	時間間隔解析・減算システムを用いた次世代放射線モニタリングシステム(1)原理
2	時間間隔解析・減算システムを用いた次世代放射線モニタリングシステム(2)再処理施設における適用試験
3	化学的に分画された土壌有機の炭素同位体組成
4	東海再処理施設における液体廃棄物の放出モニタリング結果について
5	OSL線量計測システム－インライト“inLight”－の基本性能
	そ　　の　　他　（2件）
1	塩素系湿式法によるウラン廃棄物処理
2	擬似乱数生成アルゴリズムMersenne TwisterによるMCNPの高速化と長周期対応

活動報告
2003年7月～9月

技術情報管理
情報システム

１．技術情報管理

研究開発成果をまとめた機構作成成果報告書，委託研究報告書，共同研究報告書等を効果的に利活用するためデータベース化するとともに，データベースの利便性の向上を図るため，ウェブ利用クライアント＆サーバ方式データベースシステム（成果情報データベースシステム：JSERV）による社内運用を行っている。また，報告書等の作成者が直接入力することによりデータベース化を行う登録機能を新たに整備し，2003年７月15日より社内運用を開始した。

社外利用者のため，インターネット利用によるJSERVを整備し，2003年２月14日より公開の技術資料，外部発表資料，サイクル機構技報，特許情報等に関するデータベースの検索閲覧サービスを行っている。技術資料と外部発表資料については日本語検索に加え，英語検索ができる。

情報公開の一環として，技術資料と外部発表資料の目録をサイクル機構のホームページに掲載している。

四半期ごとに編集発行する技術広報誌であるサイクル機構技報第20号に加え，第20号別冊「ふげん」特集を編集し，2003年９月20日に社外に広く配布するとともに，全頁をホームページに掲載することにより，サイクル機構の技術動向，技術開発成果及び事業計画進ちょく状況の啓蒙に努めている。

２．情報システム

サイクル機構では，大洗工学センター内の情報センターにおいて，大型計算機システム（科学技術計算用及び業務処理用）の運用・整備，全事業所を結ぶ情報処理ネットワークの運用・整備，情報セキュリティ対策等を実施している。

大型計算機システムについては，大型汎用コンピュータ及びスーパーコンピュータシステムの運用を継続した。また，スーパーコンピュータシステムを2003年度末に更新するための入札公告並びに入札説明会を行った。

情報処理ネットワークについては，サイクル機構全社ネットワークの運用を継続するとともに，SINETへの接続切替作業を行った。

８月19日コンピュータウィルスMSブラストD感染によるネットワーク障害が発生したが，翌日復旧させた。また，パソコン利用者全員にWindows Updateを実施させるとともに，常にWindows Updateを心がけるよう注意喚起の徹底を図った。

（本社：技術展開部）

活動報告
2003年7月～9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，研究協力テーマを提示している。大学等の研究者からは研究目的を達成する上で必要な手法，アイデア等を研究協力課題として提案して頂き，サイクル機構の研究者と共同研究等の形態で研究開発を行っている（表１参照)。2003年度は，43件の研究協力課題について実施している。2004年度の先行基礎工学研究に係る研究協力課題の募集を11月中旬まで行っている。

1.2　核燃料サイクル公募型研究

サイクル機構は，1999年度より，大学及び公的研究機関の研究者から，サイクル機構が取り組む核燃料サイクル分野の研究開発において，原則としてサイクル機構の施設･設備を利用し，先見的，独創的な研究テーマを広く公募している。応募者には主体的に研究に取り組んで頂き，サイクル機構の研究者と協力して進める公募型の研究協力を行っている（表２参照)。2003年度は，12件の研究テーマについて実施している。

1.3　博士研究員制度

サイクル機構は，1997年度より，博士号の学位を有する若手研究者を２～３年間の任期付で採用している。若手研究者はサイクル機構の先導的，基礎・基盤的な研究業務に関連して，機構が承認した研究テーマを自主的に遂行し，研究者としての業績を得ていくとともに人材育成を図っている

表１　先行基礎工学研究に関する実績

〔(　) 数値は当該年度終了課題であり，内数〕

項目＼年度		1995年度	1996年度	1997年度	1998年度	1999年度	2000年度	2001年度	2002年度	2003年度
新規課題	応募	９件	13件	７件	12件	31件	19件	17件	25件	22件
	採用	９件	12件	７件	12件	27件	13件	14件	16件	13件
継続課題		－	８件	18件	22件	22件	32件	31件	26件	30件
採用課題		９件(１)	20件(２)	25件(３)	34件(12)	49件(17)	45件(14)	45件(19)	42件(12)	43件(14)

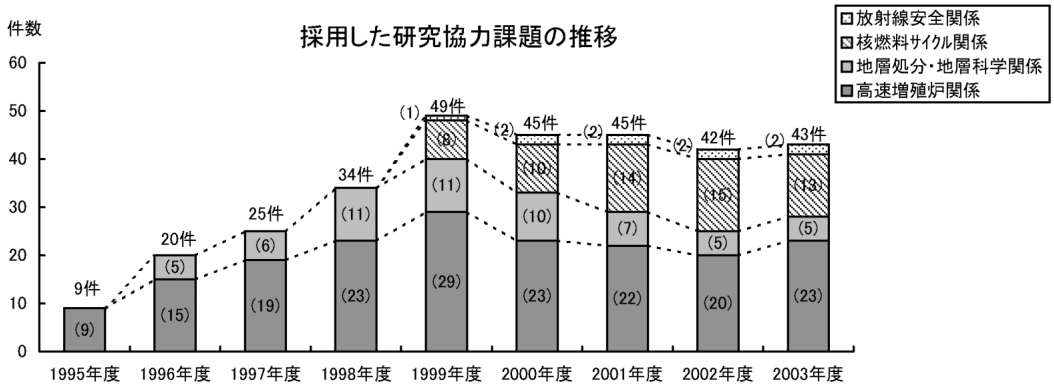
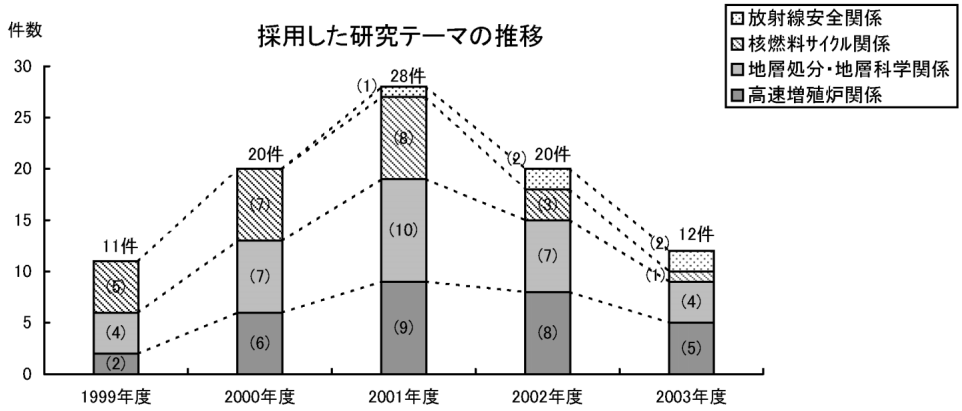


表２　核燃料サイクル公募型研究に関する実績

〔(　) 数値は当該年度終了テーマであり、内数〕

項目＼年度		1999年度	2000年度	2001年度	2002年度	2003年度
新規テーマ	応募	45件	40件	32件	19件	－
	採用	11件	９件	８件	３件	－
継続テーマ		－	11件	20件	17件	12件
採用テーマ		11件(０)	20件(０)	28件(11)	20件(８)	12件(８)



（表３参照）。2003年度は，17名の博士研究員により研究を実施している。

また，2004年度の博士研究員の募集を７月初旬から９月下旬まで行い，募集定員６名を超える応募（15名）があり，選考作業を進めている。

（本社：技術展開部）

２．社内公募型研究

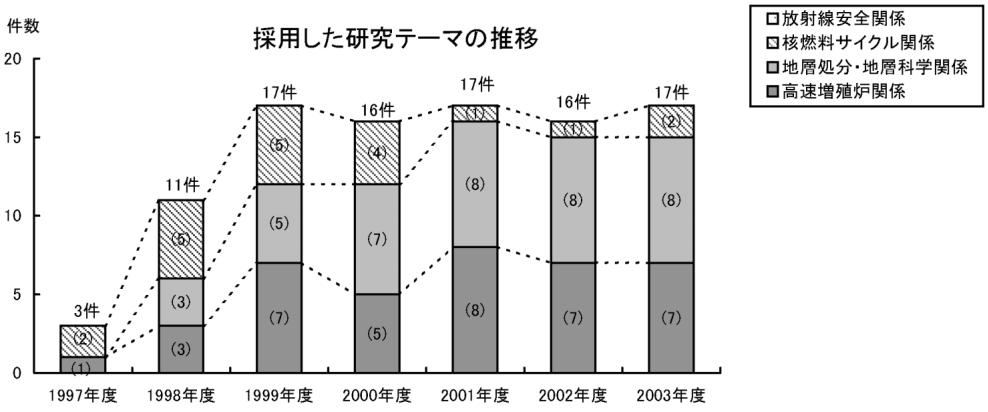
サイクル機構内の創造的研究活動を活性化するための一方策として，サイクル機構の研究者及び技術者から新概念の創出，技術のブレークスルーを目指す研究を発掘・推進する「社内公募型研究推進制度」を2001年度より開始している。

本制度は，サイクル機構が取り組む研究開発の

表３　博士研究員による研究実績

〔(　) 数値は当該年度終了テーマであり、内数〕

項目＼年度		1997年度	1998年度	1999年度	2000年度	2001年度	2002年度	2003年度
新規テーマ	応募	５件	８件	15件	16件	26件	33件	26件
	採用	３件	８件	６件	４件	７件	５件	５件
継続テーマ		-	３件	11件	12件	10件	11件	12件
採用テーマ		３件(０)	11件(０)	17件(５)	16件(６)	17件(６)	16件(４)	17件(７)



全分野から，独創性・新規性に優れた研究テーマならびに研究者を募集・選定し，一定期間（原則３年間），研究のための予算と環境を保証し自由に研究を実施できるようにするものである。募集する研究は，原則として個人レベルで実施できる規模および内容のもので，提案者自らが実施することを基本としている。

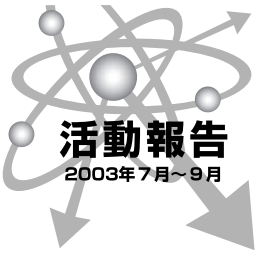
第１期（2001年度）の採択研究は，再処理工程への磁気分離技術の適用性研究，高レベル放射性廃棄物の地層処分における核種拡散移行挙動のモデル化研究，金属組織の磁性変化に着目した新しい損傷検出法の研究，及び雷雲中の放射線発生機構の研究の４件であり，当該期間においては，平成16年３月末までに研究を完了させるべく，研究の遂行，成果の取りまとめ，学会等への発表を積極的に行った。

第２期（2002年度）の採択研究は，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，及び溶融塩元素濃度の電気化学的測定手法の研究の２件であり，当該期間においては，それぞれサイクル機構内の装置や外部機関の装置を利用して本格的に試験研究に取り組んでいる。この２件の研究は，2003年12月に社内公募型研究評価委員会による中間評価を受ける予定である。

第３期（2003年度）の採択研究については，2003年４月から，原子力施設非破壊検査用小型高輝度電子銃の実用化研究，及び原子力技術の受容に関する個人及び集団の意思決定過程分析とシミュレーション研究を開始している。

第４期（2004年度）の研究テーマ募集は2003年７月から９月末までの間行った。応募テーマは同年12月に社内公募型研究評価委員会による選考審査を受ける予定である。

（本社：社内公募型研究推進室）



技術協力・技術移転
開発技術の利用・展開
施設・設備の供用
国内技術協力研修

１．技術協力・技術移転

サイクル機構は，再処理，ウラン濃縮，MOX燃料加工，高速増殖炉等の技術開発成果を事業主体に円滑に技術移転するため，技術協力協定等を締結し，技術情報の提供，技術者の派遣，技術者の教育・訓練，受託業務等を実施している。

(1) 再処理

再処理については，日本原燃㈱に対する従来の技術協力・技術移転並びに2002年７月からの六ヶ所再処理工場の試運転に関する技術支援を継続支援した。

また，六ヶ所再処理工場の試運転準備要員である日本原燃(株)再処理技術者の東海事業所での研修及び日本原燃(株)委託会社社員への研修を継続実施している。

(2) ウラン濃縮

ウラン濃縮技術については，技術者の派遣及び技術情報の提供等を実施するとともに，ウラン濃縮プラントの運転経験に基づくコンサルティング等の受託契約を締結し実施している。

また，電力会社等からの要請に基づき，人形峠環境技術センターの濃縮施設において「使用済遠心分離機処理技術に係る試験研究」の共同研究を継続実施している。

(3) MOX燃料

MOX燃料加工技術については，技術情報の開示等を実施するとともに，日本原燃(株)と「MOX燃料加工施設の詳細設計等に係る技術協力業務（その３）」及び「燃料製造プロセス条件の最適化検討に係わる小規模MOX追加試験」の受託契約を締結実施している。

(4) FBR

FBRについては，技術情報の開示等を実施するとともに，日本原子力発電(株)と「炉心安全性向上のためのIGR試験研究」，「高温構造設計手法高度化及び免震技術開発」及び「自己作動型炉停止機構炉内試験研究」に関する共同研究契約を締結実施している。

(5) 高レベル廃棄物

高レベル廃棄物の地層処分技術については，原子力発電環境整備機構と締結した「特定放射性廃棄物の地層処分技術に関する協力協定」に基づき，技術協力を実施している。

２．開発技術の利用・展開

2.1 先端原子力関連技術成果展開事業

開発成果の展開・活用を図るため，サイクル機構が保有する特許等を企業に提供して，企業の製品開発を支援する「先端原子力関連技術成果展開事業」を1998年度から行っている。

2003年度は，前年度からの継続分５件及び今年度新規分４件の合計９件の実用化共同研究開発を実施している。

2.2 特許・コンピュータコードの利用

(1) 特許の利用

サイクル機構の研究開発の過程で発明・考案された技術成果については，特許出願，技術の権利化及び技術情報の公開を図るとともに，特許の使用を希望するものと実施許諾契約を締結し，利用に供している。これまでの特許(実用新案を含む。以下同様）出願件数は，国内で約2,680件，外国で約1,010件（このうち，2003年９月末現在，開発成果として保有している特許権は，国内約970件，外国約480件）である。2003年７月から９月における登録件数は国内５件，外国２件である。(表１参照)。2003年度９月末における出願件数は国内33件である。

特許の外部利用実施状況は，使用者と実施許諾契約を締結し，契約累計はこれまで34件であり，

表１　2003年７月から９月における特許登録一覧

種類		登　録　日	登録番号	発　　明　　の　　名　　称	特 許 権 者
国内	特許	2003．7．18	3452542	中ぐり座金を用いるボルト締め付け構造	サイクル機構
		2003．8．8	3459232	配線構造の異常発生箇所遠隔操作特定機構及び配線構造の異常発生箇所遠隔操作特定方法	サイクル機構 (株)明 電 舎
		2003．8．15	3463018	薄型放射線表面汚染検出器	サイクル機構
		2003．8．22	3463931	使用済核燃料の乾式再処理法及び乾式再処理法に用いる誘導加熱装置	サイクル機構
		2003．9．5	3467740	酸化物分散強化型フェライト鋼の製造方法	サイクル機構 北 海 道 大 学
外国	特許	1998.9.10	4225783 ドイツ	浸漬型電動ポンプにおけるスラスト軸受の磨耗量の監視装置	サイクル機構
		2003．5．27	2205460 ロシア	保守用グローブボックス一体型連続焼結設備	サイクル機構

現在は18件を許諾している。

(2) コンピュータコードの利用

研究開発の過程で開発されたコンピュータ・プログラム（計算コード）については，外部利用が考えられるものについて，ソフトウェア会社と計算コードの販売に係る業務代行契約を締結し，利用者への使用許諾を行っている。これまでの契約累計は17件で，現在は12件を許諾している。

３．施設・設備の供用

技術協力の一環として，サイクル機構の施設・設備を利用した施設等の供用を行っている。2003年度は，東濃地科学センターの第２立坑（目的：無重量研究），新型転換炉ふげん発電所廃棄物処分建屋の一部（目的：デコミショニング研究），人形峠環境技術センターの環境工学施設の一部（目的：デコミショニング研究）を継続実施している。

また，東濃地科学センターにあるペレトロン年代測定装置（タンデム型加速器質量分析装置）による地層発掘物質の年代測定を外部からの依頼に基づき実施している。

４．国内技術協力研修

日本原燃㈱再処理技術者（７名）の研修を実施している。その他東電環境エンジニアリング㈱技術者（１名）の放射線管理分野に関する研修を継続実施した。また，日本原燃㈱関連会社の常陽産業㈱技術者（45名），及び検査開発㈱（２名）に対し再処理分析研修を実施している。さらに，常陽産業㈱技術者（15名）の廃棄物搬出業務研修を大洗工学センターで実施している。

（本社：技術展開部）

活動報告

特許・実用新案紹介

ライニング型貯槽

出願番号：特願2000−62992
出 願 日：平成12年３月８日
特許番号：特許第3420989号
登 録 日：平成15年４月18日
特許権者：核燃料サイクル開発機構

本発明は，貯留している液体が万一漏えいした場合でも，その漏えい拡大を防止し，漏えいの検知及び漏えい液の回収を可能とし，安全性向上に寄与するものである。

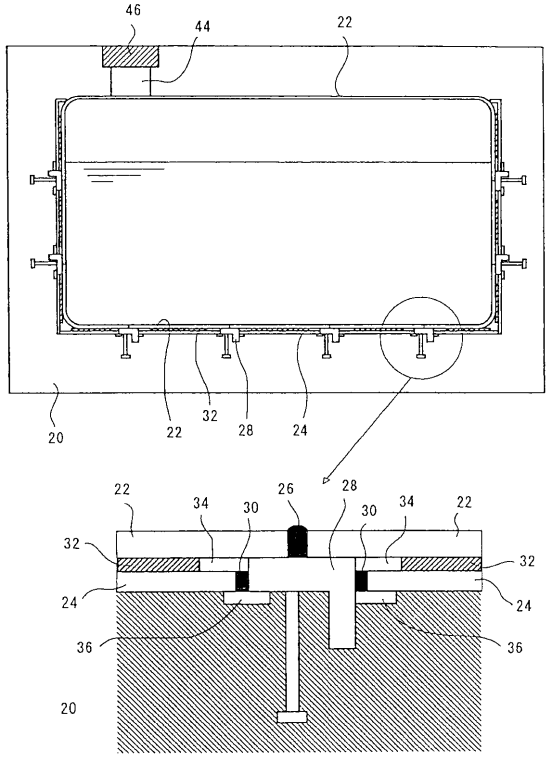
１．目的

原子力関連施設では，放射性溶液を貯留しておく設備が必要である。この種の設備は，放射性溶液の封じ込め対策（漏えいの拡大防止，漏えい検知，漏えい液の回収など）を施す必要があり，そのためライニング型貯槽が用いられている。

このライニング型貯槽を構成する容器状躯体コンクリートの内面に２重のライニング板を設け，そのライニング板の空隙部分を漏えい液の通路とすることで上述の封じ込め対策効果を向上させることを目的としている。

２．技術の概要

本発明は容器状躯体コンクリート（図１参照：



【符号の説明】
20　躯体コンクリート
22　第１のライニング板
24　第２のライニング板
26　溶接接続部
28　第１の補強部材
30　溶接接部
32　スペーサ
34　漏えい液通路
36　第２の補強部材
40　ピット部
42　漏液回収配管
44　保守用の出入り口
46　蓋体

図１　本発明に係るライニング型貯槽の一実施例を示す説明図

20）内面に，液体に接する内側の第１のライニング板(22)と躯体コンクリートに接する外側の第２のライニング板(24)とを間隔をおいて配置した２重構造のライニングを設け，第１のライニング板は溶接により液密的に接続されて貯槽本体底部を形成し，その第１のライニング板の溶接接続部を裏支えする第１の補強部剤(28)とこれよりも薄肉の第２のライニング板(24)とが溶接により液密的に接続させ，第１のライニング板(22)と第２のライニング板(24)との間に部分的にスペーサ(32)を介在させ，スペーサのない空隙部分を漏えい液の通路(34)としたライニング型貯槽である。なお，第１のライニング板(22)同士は付き合せ溶接により液密的に接続して貯槽本体底部を形成し，この溶接部(26)を裏支えするために第１の補強部材(28)を設け，第１の補強部材(28)と第２のライニング板(24)との溶接部分(30)を裏支えするために第２の補強部材(36)を設けている。

実際には，図２に示すように，容器状躯体コンクリート(20)の床面は一方的に傾斜させており，第１のライニング板(22)及び第２のライニング板(24)もそれに応じて傾斜させ，その傾斜した最下位の床面コーナ部に凹陥したピット部(40)を設けてある。このピット部(40)の第１のライニング板(22)と第２のライニング板(24)との間隙部に漏液

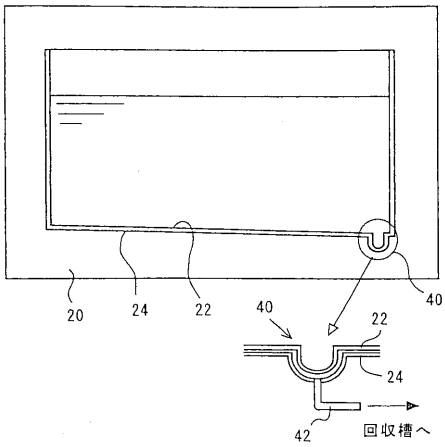


図２　漏えい液の回収経路の説明図

回収配管(42)を接続して漏液を回収槽へ導くようにした。このように底部及び側壁部を完全２重構造とすることで第１のライニング板や溶接接続部で溶液漏えいが生じても第２のライニング板で受け止めることが可能となり，漏えい液通路を通して回収槽に回収することで漏えい問題を完全に解決した。また，本発明は特に安全性，信頼性が要求される放射性溶液の貯留に有用であるが，化学工業などの分野における液状化学物質，廃液などの貯槽にも有用である。

（本社：技術展開部）

お 知 ら せ

大洗FBRサイクルシンポジウム2004
－世界の進路と「常陽」,「もんじゅ」の役割－
開催のご案内

「大洗FBRサイクルシンポジウム2004」を下記の通り開催いたします。
多数のご参加をお待ちしております。

１．日　　時：2004年２月27日(金)10：00～18：15
２．会　　場：大洗工学センター　Ｆセルホ（FBRサイクル国際研究開発センター）
　　(茨城県東茨城郡大洗町成田町4002)
３．主　　催：核燃料サイクル機構
４．後　　援：東京工業大学，茨城大学，(社)日本原子力学会，(社)日本機械学会，電気事業連合会，
（予　定）　(社)日本原子力産業会議，(社)日本電機工業会，大洗町，旭村，WIN-Japan，日本原子力研究所
５．通　　訳：日・英同時通訳あり
６．参 加 費：無料
７．内　　容：　シンポジウムでは，特別講演として，近藤駿介　原子力委員会委員長をお招きし，エネルギー開発のなかでの原子力エネルギーの必要性や原子力開発利用の将来展望などについてご講演いただきます。
　また，国内外の専門家からFBRサイクル技術開発の現状についてご紹介いただき情報を共有するとともに，国際協力で解決すべき技術課題や我が国が開発したFBR「常陽」,「もんじゅ」の役割などを討論します。これらを通じて，我が国をはじめ各国が進める実用化技術の確立を目指した技術開発の着実な推進に資するとともに，多くの方々にFBRサイクル技術開発の意義と「常陽」,「もんじゅ」の国際的役割をご理解いただくことをねらいとしています。
８．そ の 他：　本シンポジウムに関するお問い合わせ先，参加申し込み方法，その他の最新情報につきましては，2003年12月下旬にサイクル機構ホームページ（http://www.jnc.go.jp）にて掲載予定です。
　恐れ入りますが，ホームページにてご確認ください。

問 合 せ 先

シンポジウム事務局
　担当：茶谷，小井
核燃料サイクル開発機構
　大洗工学センター　開発調整室内
　電話　029-267-7153
　FAX　029-267-1418
　E-mail　info.oec@jnc.go.jp

お知らせ

平成16年度「先端原子力関連技術成果展開事業」開発提案の募集について

サイクル機構では，これまでに研究開発した成果を広く一般社会に還元していくことを方針にしています。このために，サイクル機構が保有している特許・実用新案を企業に提供して製品開発の支援を行っており，新規開発提案を募集します。

１．募集件数　６件程度

２．募集期間　2004年１月９日～2004年３月31日（消印有効）

３．応募資格　日本国籍の企業であって，中規模以下の企業

４．審査方法　応募のあった提案について，技術委員会（外部委員で構成）で審議します。

５．事業内容　(1) 審査に合格した提案について，企業とサイクル機構が「実用化共同研究開発」を実施することにより，新製品を開発します。
(2) 開発期間は原則として１年以内とします。
(3) サイクル機構は，総開発費の50%以下，500万円以下を支出します。
(4) 開発した製品が販売された場合は，サイクル機構は売上高の一部を受け取ります。

なお，詳細については，サイクル機構ホームページ（http//www.jnc.go.jp/）をご参照ください。

問合せ先

核燃料サイクル開発機構
技術展開部
佐々木
電話　029-282-1122（内線41103）
029-282-4174（夜間直通）
E-mail　sasaki@t-hq.jnc.go.jp

核燃料サイクル開発機構

Japan Nuclear Cycle Development Institute

本社	〒319−1184	茨城県那珂郡東海村村松４−４９	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	〒100−8577	東京都千代田区内幸町2−1−8　新生銀行本店ビル11階	TEL（03）5157−1911
東京インフォメーションルーム	〒100−0006	東京都千代田区有楽町1−1−2　日比谷三井ビル1階	TEL（03）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（011）200−1681
水戸連絡事務所	〒310−0852	茨城県水戸市笠原町978−25　茨城県開発公社ビル4階	TEL（029）301−1020

〈海外事務所〉

WASHINGTON　JNC Washington Office
1825 K Street, N. W., Suite508 Washington D.C.20006
U.S.A.
TEL 202−338−3770
FAX 202−338−3771

PARIS　JNC Paris Office
4−8, Rue Sainte−Anne, 75001 PARIS
France
TEL 1−4260−3101
FAX 1−4260−2413

サイクル機構技報
JNC Technical Review
No.21　2003.12

2003年12月20日発行

©2003　核燃料サイクル開発機構

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

©2003　Japan Nuclear Cycle Development Institute

Published by　Technical Cooperation Section, Technology Management Division,
Japan Nuclear Cycle Development Institute
4-49 Muramatsu, Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki 319-1184, Japan

サイクル機構

核燃料サイクル開発機構
Japan Nuclear Cycle Development Institute

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。