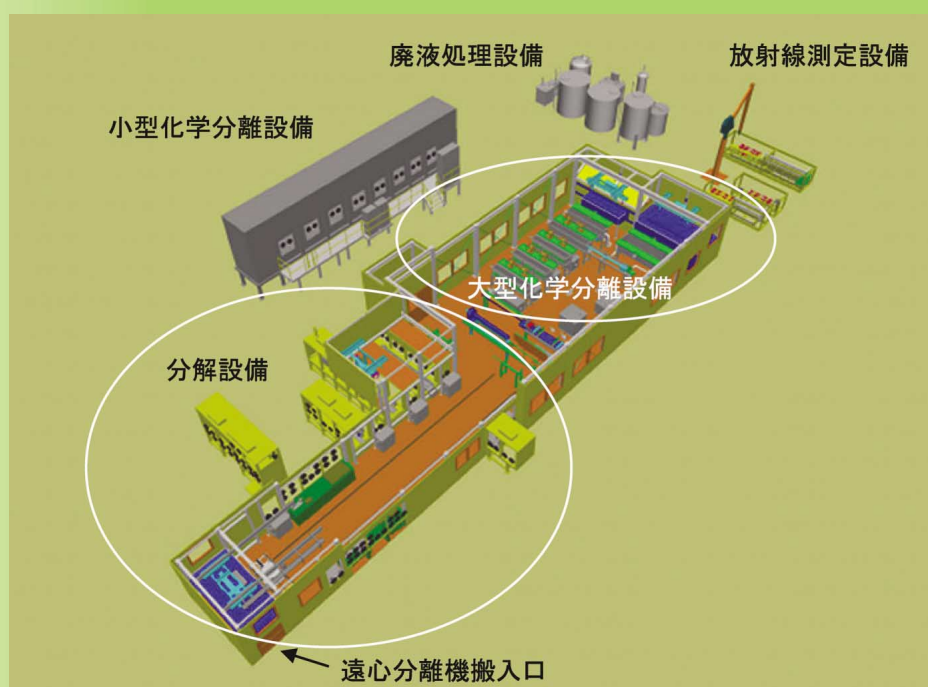
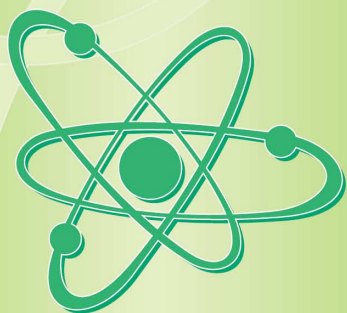


サイクル機構技報

JNC Technical Review

No.14 2002.3



サイクル機構技報

No.14 2002年3月

目 次

技 術 報 告

—高速炉サイクルの研究開発を支える解析システム— IV. 乾式再処理システムの物質収支評価コードの開発	1
岡村 信生 佐藤 浩司	
「もんじゅ」高度化炉心における実用化技術実証概念の検討	11
金城 秀人 影山 武 西 裕士	
熔融炉改良に係るガラス固化モックアップ試験の評価	25
池田 秀雄 遠藤 昇 吉岡 正弘 豊蔭 至 白土 克之	
東海再処理施設の腐食環境と機器の腐食速度評価	39
榎 彰	
再処理センターにおけるISO9002の認証取得	65
舩井 仁一 小林健太郎 岩崎 省悟 深野木真二	
ウラン系低レベル放射性金属廃棄物の熔融除染技術開発	75
青山 誠 須藤 収	
ウラン濃縮遠心分離機の化学除染法の開発	85
美田 豊 遠藤 裕治 山中 俊広 大橋 裕介	
ロシア余剰核兵器解体プルトニウム処分協力の現状	93
舟田 敏雄 庄野 彰 浅賀 健男 亀井 孝信 遠藤 寛 石田 政義 坪井 靖 新谷 聖法	
サイクル機構における高速ネットワークの構築	105
野崎 信久 青木 和久 成田 信幾	

研 究 報 告

未臨界度測定技術の開発	115
羽様 平 毛利 智聡 相原 永史	
オーステナイト系ステンレス鋼を対象とした損傷非破壊検出技術の開発	125
永江 勇二 青砥 紀身 陳 振茂	
高速炉炉心の群振動解析手法の開発 —JNC/CEA 炉心耐震共同研究 SYMPHONYの成果—	137
北村 誠司 浅山 泰 森下 正樹	
モンテカルロシミュレーションによる高レベル放射性廃棄物地層処分の 安全性評価に対するデータ不確実性解析	149
若杉圭一郎 小尾 繁 牧野 仁史	
日本列島における大規模火砕流の特徴と熱的影響解析	161
石丸 恒存 角田 地文	
TRU廃棄物処分におけるセメント系材料に対する収着データベースの整備	171
加藤 大生 三原 守弘 本田 明 大井 貴夫	
質量分析法と放射化学分析法を組み合わせた回収ウランのバイオアッセイ分析法	181
植頭 康裕 渡辺 均 武石 稔 篠原 邦彦	

JNC Technical Review

No.14 2002.3

CONTENTS

会 議 報 告

国際特別研究員による2001年度研究成果報告会	187
小山 和俊	
IAEA/RCA排水の放出管理と環境モニタリングに関するワークショップ	191
植頭 康裕	
長半減期放射性核種に関する第10回JNC/CEA技術情報交換会議	193
矢野 公彦	
核燃料サイクル開発機構安全研究5カ年成果報告会	196
石川 敬二	
「魅力あるスマート原子力エンジンの未来 Part2」シンポジウム	199
榊原 安英	
第2回 地層処分研究報告会	204
柏崎 博	

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	209
高速増殖炉サイクル実用化戦略調査研究	211
高速増殖炉の研究開発	214
高速増殖炉燃料の研究開発	218
高速増殖炉燃料再処理技術の研究開発	219
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	221
軽水炉燃料再処理技術の研究開発	227
環境保全対策	230
ウラン探鉱・ウラン濃縮技術の開発	233
新型転換炉の研究開発	234
核物質管理と核不拡散対応	236
安全管理と安全研究	237

国 際 協 力

国際会議、海外派遣・留学、主要外国人の来訪、国際協力協定、解体核プルトニウム処分協力	241
--	-----

活 動 報 告

業務品質保証活動	243
情報公開	246
外部発表	249
技術情報管理、情報システム	255
大学等の研究協力、社内公募型研究	256
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	258
特許・実用新案紹介	260

お 知 ら せ

超深地層研究所計画	262
北海道幌延町における深地層研究計画	266

サイクル機構技報

No.14 2002年3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

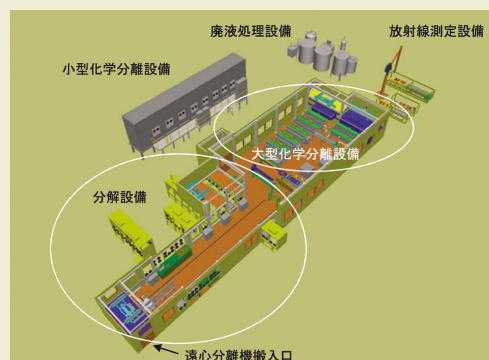
「遠心機処理設備の鳥瞰図」

使用済みウラン濃縮遠心分離機を処理する設備の概念鳥瞰図。

処理設備は、部品ごとに分解する分解設備、放射性物質を除染・分離する化学分離設備、持ち出し基準を検査するサーベイ設備及び廃液の放射性物質を回収する廃液処理設備で構成されている。

人形峠環境技術センターでは、パイロットプラント遠心分離機を用いた基礎試験を実施中で、今後、原型プラント遠心分離機について電力会社との共同研究も進めていく。

詳細は掲載研究報告「ウラン濃縮遠心分離機の化学除染試験」を参照。



画像提供：人形峠環境技術センター
環境保全技術開発部 遠心機処理技術課

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

〔アドレス〕 <http://www.jnc.go.jp/siryou/gihou/main.html>

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

核燃料サイクル開発機構 技術展開部 技術協力課

〒319-1184 茨城県那珂郡東海村村松 4-49

© 核燃料サイクル開発機構 2002

Inquiries about copyright and reproduction should be addressed to:

Technical Cooperation Section, Technical Management Division,
Japan Nuclear Cycle Development Institute
4-49 Muramatsu, Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki 319-1184, Japan
© 2002 JAPAN NUCLEAR CYCLE DEVELOPMENT INSTITUTE



ー高速炉サイクルの研究開発を支える解析システムー

IV. 乾式再処理システムの物質収支 評価コードの開発

岡村 信生 佐藤 浩司

大洗工学センター システム技術開発部

Computer Code System for the R&D of Nuclear Fuel Cycle with Fast Reactor
IV. Development of an Object-Oriented Analysis Code for Estimation of the Material Balance in
the Pyrochemical Reprocessing Process

Nobuo OKAMURA Koji SATO

System Engineering Technology Division, O-arai Engineering Center

乾式再処理のシステム設計を行う上で重要な情報となる、物質収支、放射能収支、崩壊熱収支、工程内滞留量を評価するための計算コードを開発した。本コードは、バッチ式処理のシステムを対象としたものであり、プロセスフロー等の変更に対して容易に対応できるようにオブジェクト指向型ソフトを用いて作成した。高速増殖炉サイクルの実用化戦略調査研究において検討されている乾式再処理の酸化物電解法プロセスを一例として、溶融塩のリサイクルの影響を考慮した物質収支評価を本計算コードにより実施した。その結果、溶融塩精製の間隔を長期化することによるガラス固化体発生量の低減の可能性が、定量的に示された。

本報では、開発した計算コードの概要を紹介するとともに、溶融塩のリサイクルの影響を考慮した酸化物電解法プロセスの物質収支評価結果について報告する。

An analysis code using the object-oriented software EX-TD Ver.4 was developed for the estimation of material balance for the system design of the pyrochemical reprocessing plants consisting of batch processes. This code can also estimate the radioactivity balance, decay heat balance and holdup, and easily cope with the improvement of the process flow, and so on.

An example of the material balance estimation under the consideration of the solvent(molten salt) recycling time is presented for the oxide electrowinning reprocessing system designed in the feasibility study of the FBR fuel cycle system. The results indicate the possibility of reduction of the vitrified waste form volume due to the extension of the recycling time of the solvent.

This paper describes the outline of the code and estimation of the material balance in the oxide electrowinning reprocessing system under consideration of the solvent recycling time.

キーワード

オブジェクト指向型ソフト、物質収支、放射能収支、崩壊熱収支、工程内滞留量、溶融塩リサイクル、乾式再処理、バッチ式処理、システム設計

Object-Oriented Software, Material Balance, Radioactivity Balance, Decay Heat Balance, Holdup, Molten Salt Recycle, Pyrochemical Reprocessing, Batch Process, System Design



岡村 信生

再処理システムグループ所属
研究員
乾式再処理システムの設計
研究に従事
第一種放射線取扱主任者



佐藤 浩司

再処理システムグループ
リーダー
湿式及び乾式再処理シ
ステムの設計研究及びグル
ープの総括に従事
第一種放射線取扱主任者

1. はじめに

高速増殖炉サイクルの実用化戦略調査研究（以下、FS）においては、湿式法、乾式法を含めた幅広い再処理技術の検討が実施されている¹⁾。ここで乾式再処理としては、U、TRUの分離回収を行う際に、溶融塩や液体金属を用いた電解・還元抽出や、元素間の蒸気圧差を利用した揮発・凝縮等の

方法が利用される。しかし、既に商用化されている湿式再処理の一つである溶媒抽出法と比較して、これらの方法は実績が少なく物質挙動が十分に把握されていない。そのため、検討されている乾式再処理のシステムではプロセスフローがまだ完全に固まっておらず、主プロセスの工程の変更や追加等が行われる余地が大きい。

そこでこれらのプロセスフローの改良に対して柔軟に対応しながら、システム設計を行っていく上で重要な情報となる物質収支を容易に評価することができる計算コードの開発を実施した^{2),3)}。FSのフェーズIIにおいて乾式再処理の検討の中心となる酸化物電解法と金属電解法は、共に電気分解の工程をプロセスの中心とし、バッチにより離散的に物流を取り扱うものであることから、開発したコードはバッチ式処理システムを評価対象としている。

本報では、開発した評価コードの概要を紹介すると共に、一例として溶融塩のリサイクルの影響を考慮した酸化物電解法プロセスの物質収支評価結果について報告する。

2. 評価コードの概要

2.1 評価コードの特徴

評価コードの作成に当たっては、プロセスフローの変更に対して柔軟に対応するという要求を満たすために、科学技術の分野で一般的に利用されているFORTRAN等のプログラム言語ではなく、オブジェクト指向型ソフト*の一種であるEX・TD Ver.4**を使用した。再処理システムの構成要素である各工程に対応する様にブロックを作成しているので、システム設計で用いられるPFD (Process Flow Diagram) を描く感覚で、多様な再処理システムの評価モデルを構築することが可能となっている。また、接続線を付け替えたりすることにより、プロセスフローの変更にも容易に対応できる。

評価コードの基本となるブロックを設計する際には、少ない種類のブロックの組み合わせで多種多様なプロセスの構築が可能となる様に、汎用性を考慮しておくことが重要である。具体的には、

タスクを分解し、一つのブロックにさせる作業を必要最小限にすることが挙げられる。ここでは、評価コードを構成するブロックの役割を基準として表1に示すように、工程ブロック群、管理ブロック群、評価ブロック群の3種類に分類して考え、ブロックの作成を実施した。

2.2 工程内の物質移行

再処理システム内の物質移行は、分離と混合という二つの要素の組み合わせによる結果である。分離をモデル化したブロックでは、それぞれの経路へ流れ出ていく物量の割合を指定する必要がある。分離方法の種類として、

- ① 物流の一部を精製等のために取り出すもの
- ② 指定したバッチ数の間隔ごとに流れる経路を変更するもの
- ③ 化学反応等により特定の物質を取り出すものが考えられる。“①”、“②”は共に「管理ブロック群」と呼ばれるブロック群に属し、物質ごとに異なった挙動を示さないため取り扱いが容易であるが、「工程ブロック群」と呼ばれるブロック群に属する“③”では物質ごとにそれぞれの経路への割合を指定しなければならない。工程の運転条件を基に各物質の挙動（化学反応等）をシミュレーションする方法も考えられるが、本評価コードは要素技術開発ではなくシステム設計に適用することが目的であることから、ここでは工程内の物質移行は分岐率を用いて取り扱うこととした。分岐率の定義について図1に示す。使用する分岐率は過去の実験結果や物性値等を基に、化学的特性の類似性から同じ挙動を示す元素ごとにまとめて設定

表1 評価コードの構成ブロックの分類

分類	内 容
工程ブロック群	溶解、沈殿、電解析出等の処理を行う主工程における物質移行を取り扱う。
管理ブロック群	物流の分岐・合流や経路の変更、特定区間における物流量（バッチ数）の制限等の工程管理を行う。
評価ブロック群	物量を基にした放射能や崩壊熱の評価、廃棄体の本数の算出、表計算ソフト形式へのデータの変換等を行う。

*オブジェクト指向型ソフト (EX・TD) の特徴；特定の機能を果たすまとまった部分をFORTRAN等ではサブルーチンとして取り扱うが、EX・TDでは“ブロック”として管理する。ブロックはアイコンで表現され、ブロック間を接続線で結合することで情報(物量データ等)の受け渡しが行われる。ブロックは、更に別のブロックの集合体もしくは、ModL言語で記述される。(図5参照)

** Imagine That社製



$$B = A \times [B \text{ への分岐率}(\%)]$$

$$C = A \times [C \text{ への分岐率}(\%)]$$

図1 分岐率の定義²⁾

される（表2参照）。

更に工程ブロックには、分岐率を基に求められた反応生成物の量から、“③”の反応において消費される試薬の量や発生する塩素ガス等の2次生成物の量についてmol単位で算出できる機能を装荷した。

2.3 工程間の物流

評価コードの対象とした乾式再処理システムでは運転方法がバッチ式であるため、使用済燃料解体から再処理製品の払出までを一貫して離散事象と見なした。

そこで、1バッチで取り扱う物量を管理するために、アイテムという機能を利用した。アイテムの中では、元素名を属性名、重量を属性値とする

ことにより各元素の物量情報を保存することが可能である。アイテムは、これらの情報をまとめてブロック間で受け渡すために使用される。物流の分割過程では、アイテムを経路の数だけ複製し、分岐率を基に属性として保存されている元素量の情報をそれぞれのアイテムに割り当てる。また、複数の物流を混合する場合には、各アイテムに保存されている元素量を合計し、一つのアイテムにまとめる。

しかし、実際に電気分解を行うときには、電解反応を効率よく進行させるために、析出対象となる溶融塩中の物質の濃度を高くしておく必要がある。そこで本評価コードでは、直接、反応に寄与する元素と、濃度を高めるために利用され反応には寄与しないバックグラウンド分の元素の情報を別々のアイテムとして取り扱うこととした。よって、電解過程においてのみ1バッチの物量の情報は、二つのアイテムに分割されている。

2.4 処理時間

シミュレーションでは、再処理システムの平均的な物質収支と時間依存のシステム内物質移動を含めた物質収支のいずれも評価することが可能である。

任意時間当たりの処理量を入力（使用済燃料受入）とし、各ブロックにおける処理時間に関わる項目を設定しないことにより、平均的な物質収支を求めることができる。

時間依存の物質収支を求めるときには、1バッチ当たりの取扱量を入力とし、各ブロック（工程）ごとに機器の処理速度、機器台数、マテハン時間*を設定することにより時間依存の物質移動と物質収支を求めることができる。また、処理の実行中に次のアイテムが前工程から送られた場合には、各ブロックの前で保留されるようになっているため、その仕掛品**量をチェックすることにより処理能力を調整する必要がある工程を抽出することが可能である。

なお、同じ装置で実施される複数の工程の取り扱いについては注意を要する。ブロックは基本的に工程単位で作成されるため、上述の様な装置では一連の工程が複数のブロックを用いて表現されるが、そのブロック群では合計で1バッチ分の物

表2 分岐率の設定項目

項目	内 容
溶 融 塩	溶媒として用いる溶融塩
U	U
Np	Np
Pu	Pu
Am	Am
Cm	Cm
ALM	アルカリ金属 (Li, Na, K, Rb, Cs)
ALE	アルカリ土類金属 (Be, Mg, Ca, Sr, Ba)
RE	希土類 (Y, La~Lu)
NM	貴金属 (Ru~Ag)
Cd	Cd
Zr	Zr
HG	ハロゲン (Br, I)
NG	希ガス (Kr, Xe)
3H, 14C	³ H, ¹⁴ C
そ の 他	Sc~Se, Nb~Tc, In~Te, Hf~Po
指 定 元 素	個別に挙動を把握したい元素

* 処理対象物や処理物払出容器等の必要機材の調達や装置のセッティング等を行うための時間。

** 連続する二つの工程のうち、後工程の方の処理能力が低いときに工程間に発生する在庫。

量しか同時に処理できない。この時には本評価コードでは、管理ブロック群の中に用意されている「特定のブロック群に含まれるバッチ数を制限する機能」を有するブロックにより対処することが可能である。

2.5 工程内滞留量

乾式再処理では、核物質を粉体や顆粒として取り扱うことが多く、工程内への滞留は湿式再処理と比較して増加することが予測される。そこで、工程ブロック群には工程内滞留量（ホールドアップ）を評価する機能を付加した。

プラント操作中に流れている物量の内、常に一定の割合が工程内に滞留するのではなく、運転初期（装置更新時も含む）では滞留する割合は大きい、時間の経過とともにその割合は減少し、最終的にホールドアップは飽和するものと考えられる。以上のことを踏まえて本評価コードでは、次式でホールドアップを定義した。

$$H_x = 0.01 \times a \times (1 - (x+1)^b) \times M$$

x : バッチ番号

H_x : xバッチ時点のホールドアップ (kg)

a : 平衡滞留量割合(%) [= (平衡状態でのホールドアップ)/(1バッチ当たりの物流量) × 100]

b : 滞留量特性係数（ホールドアップの時間変化を設定。通常は、 $b < 0$ ）

M : 1バッチ当たりの物流量 (kg)

a=10, b=-1の条件下におけるホールドアップの時間変化を図2に示す。

2.6 ブロックとその条件設定

本評価コードは、工程ブロック群が8個、管理ブロック群が11個、評価ブロック群が4個のブ

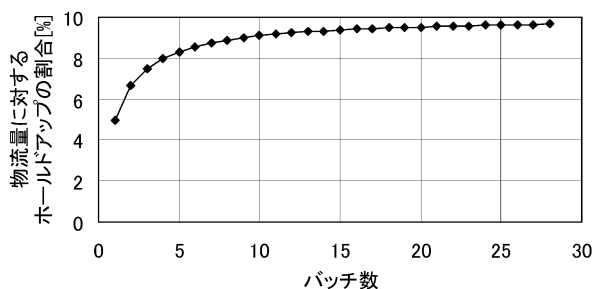


図2 ホールドアップの時間変化

ックにより構成されている。使用者はこれらのブロックから必要となるものを選択して、評価対象とする再処理システムのモデルを構築することができる。

ここでは例として、工程ブロック群に属する物流を分岐させるブロックの条件設定画面を図3に示す。上から順に、機器数、処理速度、マテハン時間という時間依存の物質収支を評価する時に必要となる処理時間に関する項目と、処理に伴い必要となる試薬量や2次生成物量を算出するために用いられる工程種別番号を設定する欄がある。次に、滞留量特性と各経路への分岐率が入力できるようになっている。その下の「処理待ち（結果）」、「滞留量（結果）」は、ブロックの直前における仕掛品の状況と工程内の滞留量の過渡的な情報を表示する。その他のブロックにおいてもダブルクリックにより同様の条件設定画面を開くことができるので、シミュレーションの実行前に必要な条件を与えておく必要がある。

3. 酸化物電解法プロセスとそのモデル化

3.1 酸化物電解法プロセス

本報で評価の対象とした酸化物電解法を用いた乾式再処理プロセス¹⁾について、その概略を説明す

Figure 3 shows the 'separate3' condition setting interface. Key sections include:

- Header:** Title 'separate3' and a dropdown for '工程種別番号' (Process Type Number).
- Input Fields:** Fields for '機器数[基]' (Equipment Count), '機器当たりの処理速度[kg/hr]' (Processing Speed per Equipment), 'マテハン時間[hr]' (Material Handling Time), and '工程種別番号' (Process Type Number).
- Legend:** A box explaining the process types: 1=培化溶解(酸化物電解法), 2=培化溶解(金属電解法), 3=電解(酸化物電解法), 4=電解(金属電解法), 5=抽出, 6=Cd抽出, 7=リン酸沈殿, 8=L還元, 0=その他(試薬なし).
- Flow Rate Table:** A table with columns 'select No' (1, 2, 3) and rows for various elements (U, Np, Pu, Am, Cm, ALM, ALE, RE, NM, Cd, Zr, HG, NG, 3H, 14C, 指定元素). Each cell contains a numerical value.
- Waiting Time Section:** Fields for '処理待ち(結果)' (Waiting Time Result) and '待機中[バッチ]' (Waiting Time in Batches).
- Inventory Section:** Fields for '滞留量(結果)' (Inventory Result) and 'U[kg]', 'Np[kg]', 'Pu[kg]', 'Am[kg]', 'Cm[kg]'.
- Buttons:** 'Help' and '計算中の過渡変化' (Transient Change during Calculation).

図3 分岐ブロックの条件設定画面

る(図4を参照)。このプロセスでは、使用済燃料を溶融塩($\text{NaCl}-2\text{CsCl}$)に溶解し、電解操作により UO_2 、MOX、TRUを回収し、最後に沈殿操作により溶融塩中に残留しているFPを除去する。各工程の詳細について以下に述べる。

① 脱被覆工程

ロール矯正法により被覆管内の燃料を粉砕した後、燃料ピンの中央部を切断して中身をハンマーで叩き出す。この機械式脱被覆法では、処理後の被覆管に有意な量の燃料が付着していると想定されるためハル洗浄を行う。

② ハル洗浄工程

ハルを溶融塩中に浸漬させ、 ZrCl_4 を添加して付着している燃料を溶融塩中に溶出させて回収する。

③ 同時電解工程

電解槽へ投入された燃料粉末を陽極として、主に UO_2 を UO_2^{2+} として溶解させることにより、 UO_2 を選択的に回収する。[U製品Iの回収]

④ 追加溶解工程

塩素ガスを吹き込むことにより、同時電解工程後に残留している燃料粉末を溶融塩中に溶解させる。この時、Uは UO_2^{2+} として、Puは Pu^{4+} として溶解する。

⑤ NM(貴金属)除去電解工程

追加溶解直後にU、Puの回収を実施すると最も還元されやすいNMの混入が避けられないため、

低電流で電解を行い選択的に溶融塩中からNMを除去する。

⑥ MOX電解工程

塩素ガス中に酸素ガスを混ぜて吹き込むことにより、 Pu^{4+} の形態で溶解しているPuを PuO_2^{2+} に酸化させながら、固体陰極に UO_2 、 PuO_2 を同時にMOXとして析出させる。[MOX製品の回収]

⑦ 絞り電解工程

電解電流を絞りながら時間をかけて、溶融塩中に残留しているU、Pu、MAを回収する。ここで回収されないアクチニド元素は、次工程⑧のリン酸沈殿工程で希土類と共に廃棄物となる。

[TRU製品の回収]

⑧ リン酸沈殿工程

溶融塩を構成するNa、Csと同じ割合のリン酸ナトリウムとリン酸セシウムを投入することにより、溶融塩中に残留しているFPをリン酸塩の沈殿物として回収する(回収されたリン酸塩はリン酸ガラスへ添加される)。リン酸塩の投入による溶融塩の増量分を余剰塩として廃棄する(この余剰塩は、酸化転換後、ホウケイ酸ガラスへ添加される)。その結果、崩壊熱が大きく溶融塩の使用限度に大きな影響を及ぼすFPのCsについては、蓄積が回避され、ある一定濃度で飽和する。[リン酸ガラス固化体、ホウケイ酸ガラス固化体の廃棄]

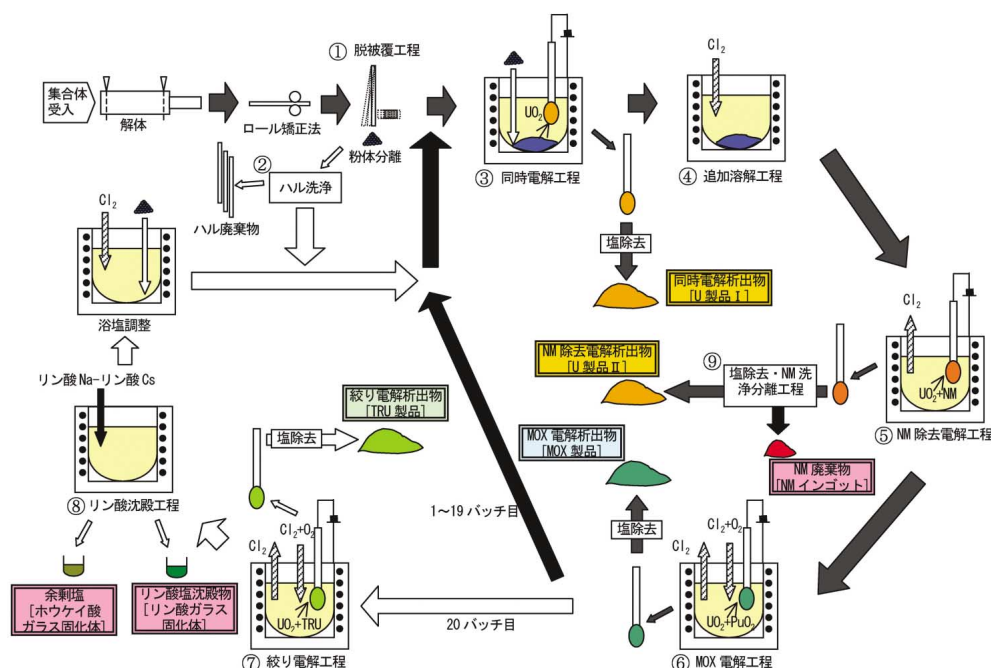


図4 酸化物電解法プロセス¹⁾

⑨ NM分離洗浄工程

NM除去電解工程で回収された電解析出物中にはNM以外に UO_2 が混入しているため、両者の比重差を利用して水中で分離し、 UO_2 を回収する。

〔U製品Ⅱの回収，NMインゴットの廃棄〕

⑦，⑧は溶融塩を精製する工程であり，溶融塩中のFPが蓄積してきた段階で実施される。よって，通常のバッチは①～⑥，⑨で構成されており，サイクルの最終バッチにおいてのみ①～⑨までの操作が行われる。電解はある程度濃度が高い領域で実施する方が効率を上げられるため，サイクルの初めに1バッチ分の使用済燃料を塩素化溶解により溶解しておく（浴調整）。この濃度の底上げを担うバックグラウンド分については③，⑤，⑥では回収されず，最終バッチの⑦，⑧にてTRU製品または廃棄物としてシステム外へと除去される。ハル洗浄工程における回収物は，バッチごとではなく次のサイクルが開始される直前の浴調整時に

電解槽へ投入される。

このプロセスにおいて高レベル固化体として発生する廃棄体は，⑨のNMインゴット，⑧のリン酸塩を起源とするリン酸ガラス固化体と余剰塩を起源とするホウケイ酸ガラス固化体の3種類である。

3.2 評価コードによるモデル化と設定条件

評価コードのブロックの中から必要なものを用いて，酸化物電解法プロセスのモデルを作成した。モデルについては図5に示す。また，物質収支を計算する上で用いた各工程の分岐率を表3にまとめた。

絞り電解により回収されたバックグラウンド分は，次サイクルのバックグラウンドとして利用する方法も考えられるが，FSではMA回収とそのリサイクルも目的の一つとしているため，多量のUを含む絞り電解析出物はTRU製品として燃料製造に移送することとした。

NMインゴット，リン酸ガラス固化体，ホウケ

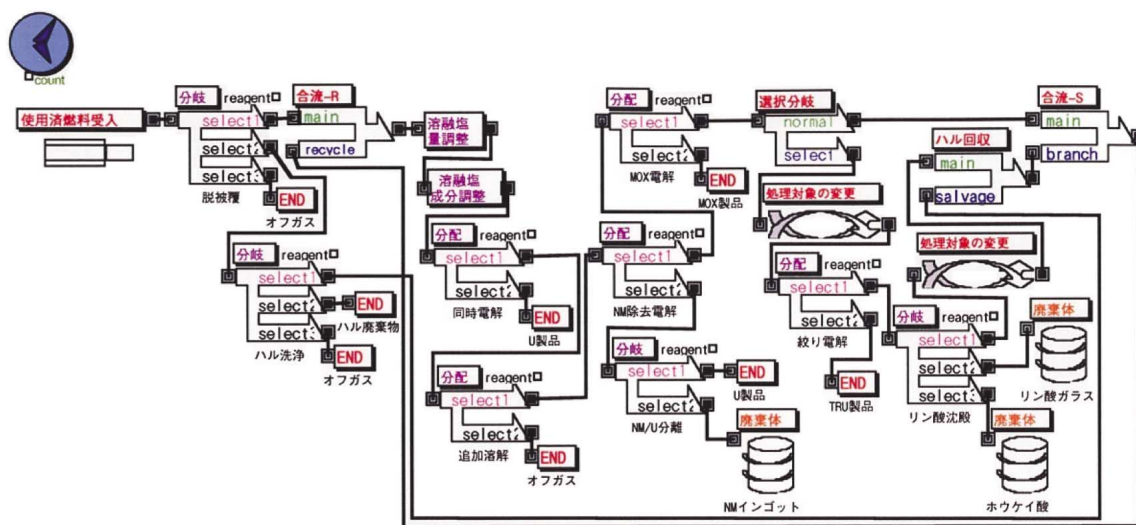


図5 評価コードにおける酸化物電解法プロセスのモデル

表3 酸化物電解法プロセスの分岐率

工程	脱被覆%			ハル洗浄%			同時電解%			追加溶解%			NM除去電解%		NM/U分離%		MOX電解%		絞り電解%		リン酸沈殿%		
次工程 (分岐先)	同時電解	ハル洗浄	オフガス	浴調整	ハル 廃棄物	オフガス	追加溶解	U製品Ⅰ	NM除去 電解	オフガス	MOX 電解	NM/U 析出物	U製品Ⅱ	NM 廃棄物	リサイクル or絞り電解	MOX 製品	リン酸 沈殿	TRU 製品	浴調整	リン酸 沈殿	余剰塩		
U	99.00	1.00	0.00	90.00	10.00	0.00	30.00	70.00	100.00	0.00	79.80	20.20	99.00	1.00	10.00	90.00	0.10	99.90	6.26	90.00	3.74		
Np	99.00	1.00	0.00	90.00	10.00	0.00	30.00	70.00	100.00	0.00	79.80	20.20	99.00	1.00	10.00	90.00	0.10	99.90	0.00	100.00	0.00		
Pu	99.00	1.00	0.00	90.00	10.00	0.00	99.50	0.50	100.00	0.00	99.50	0.50	100.00	0.00	10.00	90.00	0.10	99.90	1.88	97.00	1.12		
Am	99.00	1.00	0.00	90.00	10.00	0.00	99.90	0.10	100.00	0.00	99.90	0.10	100.00	0.00	99.90	0.10	1.00	99.00	0.06	99.90	0.04		
Cm	99.00	1.00	0.00	90.00	10.00	0.00	99.90	0.10	100.00	0.00	99.90	0.10	100.00	0.00	99.90	0.10	5.00	95.00	0.06	99.90	0.04		
ALM	99.00	1.00	0.00	90.00	10.00	0.00	100.00	0.00	100.00	0.00	100.00	0.00	-	-	100.00	0.00	100.00	0.00	62.49	0.10	37.41		
ALE	99.00	1.00	0.00	90.00	10.00	0.00	100.00	0.00	100.00	0.00	100.00	0.00	-	-	100.00	0.00	100.00	0.00	0.31	99.50	0.19		
RE	99.00	1.00	0.00	90.00	10.00	0.00	99.90	0.10	100.00	0.00	99.90	0.10	100.00	0.00	99.90	0.10	90.00	10.00	0.31	99.50	0.19		
NM	99.00	1.00	0.00	90.00	10.00	0.00	90.00	10.00	100.00	0.00	5.00	95.00	5.30	94.70	0.00	100.00	-	-	-	-	-		
Cd	99.00	1.00	0.00	90.00	10.00	0.00	90.00	10.00	100.00	0.00	5.00	95.00	5.30	94.70	0.00	100.00	-	-	-	-	-		
Zr	99.00	1.00	0.00	90.00	10.00	0.00	90.00	10.00	100.00	0.00	5.00	95.00	5.30	94.70	0.00	100.00	-	-	-	-	-		
HG	99.00	1.00	0.00	90.00	10.00	0.00	100.00	0.00	100.00	0.00	100.00	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-		
NG	20.00	0.00	80.00	-	-	-	100.00	0.00	100.00	0.00	100.00	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-		
3H,14C	99.00	1.00	0.00	0.00	0.00	100.00	100.00	0.00	0.00	100.00	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-		
その他	99.00	1.00	0.00	0.00	0.00	100.00	100.00	0.00	0.00	100.00	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-		

イ酸ガラス固化体の高レベル廃棄物については、FP元素の濃度制限で廃棄体の本数を算出するように設定した。濃度の制限値は、FSのフェーズⅠの結果1)を参考に決めた。本報で行った評価計算においては、いずれのガラス固化体も六ヶ所再処理工場の発熱量の制限値である2.3kW/本を下回った。

酸化物電解法プロセスの中で最も長い処理時間を要する箇所は電解工程であり、1バッチ当り36時間である。よって、プロセス全体の処理能力も1バッチ当り1.5日となる。FSの設計では機器のメンテナンス性を理由に1サイクルの構成バッチ数を20バッチと設定していることから、これを基準に構成バッチ数を変えた場合に生じるプロセスへの影響を次章で評価する。計算ケースについては表4に示す。ここでは、プラントの年間稼働日数が200日という設計条件を考慮して、サイクルの期間を最大で210日とした。

1バッチ当りに受け入れる使用済燃料の組成別重量を表5に示す。サイクルの開始時に、電解の処理効率を上げるために投入されるバックグラウンドの量もこれと同じである。ただし、サイクルの期間が120日と210日のケースでは、ハル回収工程においてハルから回収されるUと前のサイクルで回収されずに溶融塩中に残留するUの重量の合計が表5にある311kgを超えるため、第2サイクル以降においてバックグラウンドの投入は行わない。

4. 評価結果

4.1 溶融塩中のFP・MA発熱量

1サイクルの構成日数が30日のケース（20バッチ/サイクル）における溶融塩中のFP・MA発熱量の変化を図6に示す。発熱量の値は、1サイクルの中で最大となる最終バッチの使用済燃料を受け入れ直後のものを示している。実際には、7基の電解槽で処理されるため1基当たりの発熱量

は、図6の値を7で除したものとなる。

1サイクル当たりの回収率が95%を超えるAm, Cm, ALE（アルカリ土類金属）、RE（希土類）については、2サイクル目以降ではほぼ平衡状態となる。しかし、溶融塩の構成元素と同じアルカリ金属元素のFP（主にCs, Rb）は、溶融塩精製過程においても回収率が低く、蓄積していく。これらが系外へ除去されるのは、廃棄される余剰塩に含有される分のみであり1サイクル当たり37%程度であるため、全体の発熱量が平衡に達するのは7サイクル以降となる。

サイクルの構成日数を変化させたときの溶融塩中のFP・MA発熱量を表6に示す。平衡状態における発熱量は、サイクルの長さ按比例しているが、平衡状態になるまでのサイクル数は、サイクルの構成日数に依存しない。サイクル間の発熱量の増

表5 バッチ当たりの受入量

種 類	重量[kg]	種 類	重量[kg]
U	311.4	NM	4.9
Np	0.2	Cd	0.2
Pu	35.8	Zr	2.0
Am	1.1	HG	0.3
Cm	0.4	NG	3.6
ALM	2.9	³ H, ¹⁴ C	0.0
ALE	1.6	その他	3.7
RE	7.2	総 計	375.0

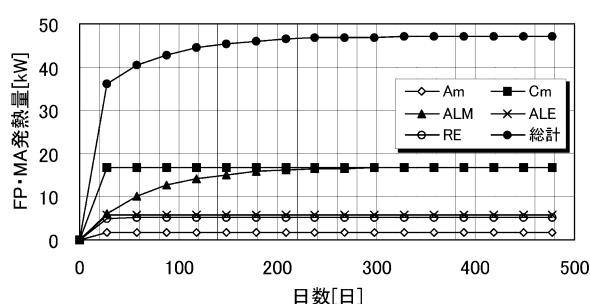


図6 溶融塩中のFP・MA発熱量(1サイクル＝30日)

表4 計算ケース

ケース	サイクルの期間[日]	サイクルの構成バッチ数
1	15	10
2(基準)	30	20
3	60	40
4	120	80
5	210	140

表6 溶融塩中のFP・MA発熱量

サイクルの期間[日]	平衡到達サイクル数	最大発熱量[W]
15	7	2.4×10^4
30	7	4.6×10^4
60	7	8.9×10^4
120	7	1.7×10^5
210	7	2.8×10^5

加率が1%以下となったときに平衡と見なすもの
とすると、そのサイクル数は7サイクルである。

4.2 廃棄物の発生量

サイクルの構成日数別に、平衡状態で1日当
りに発生する廃棄物量を図7に示す。サイクルの
構成日数が長くなるにつれて、廃棄物発生量は減
少している（NMインゴットにおいても210日の発
生量は15日の0.91倍である）。原因の一つとして、
バックランド分の使用済燃料の影響が考えられ
る。構成日数が15日（10バッチ）では処理する使
用済燃料は11バッチ分となり、1日当たり0.73バ
ッチ分の燃料を取り扱う。60日（40バッチ）では
1サイクルで41バッチ分の燃料を処理するため、
1日当たりの取扱量は0.68バッチ分となる。さら
に、120日以上ではバックランドを補給しないた
め、0.67バッチまで減少する。

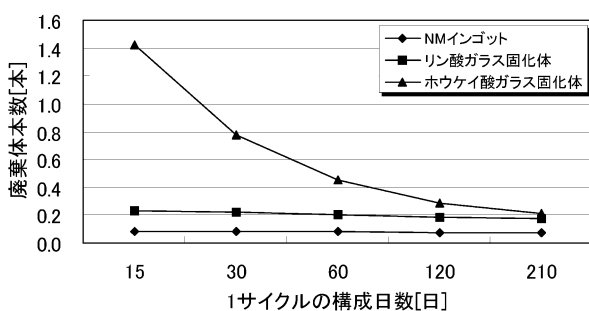


図7 1日当たりの廃棄体発生量

表7 廃棄体中の廃棄物組成

廃棄体 サイクル 期間[日]	NMインゴット [%]		リン酸ガラス 固化体 [%]		ホウケイ酸ガラ ス固化体 [%]	
	15	210	15	210	15	210
U	3.0	3.2	0.35	0.04	0.004	0.002
Pu	0.0	0.0	0.046	0.005	0.0	0.0
Np	0.001	0.002	0.0	0.0	0.0	0.0
Am	0.0	0.0	0.1	0.1	0.0	0.0
Cm	0.0	0.0	0.2	0.2	0.0	0.0
ALM	0.0	0.0	0.1	0.1	9.5	55.5
ALE	0.0	0.0	19.7	24.5	0.01	0.07
RE	0.0	0.0	79.4	75.0	0.04	0.20
NM	67.7	67.52	0.0	0.0	0.0	0.0
Cd	2.3	2.3	0.0	0.0	0.0	0.0
Zr	27.1	27.0	0.0	0.0	0.0	0.0
溶融塩	0.0	0.0	0.0	0.0	90.4	44.2
合計	100.0	100.0	100.0	100.0	100.0	100.0

次に、各廃棄体の減少率の相違について検討す
る。サイクル構成日数が15日と210日の2ケースに
ついて、各廃棄体中の廃棄物の組成を表7に示し
た。両ケースとも平衡状態を比較するため、15日
のケースでは33サイクル目（481～495日）、210日
のケースでは14サイクル目（2731～2940日目）の
データを用いた。

NMインゴットには、U、NM、Cd、Zrが含ま
れている。主要成分であるNM、Zr、Cdはバッチ
における回収率が100%であり、溶融塩中へ蓄積し
ない。それ故に廃棄体の減少の原因は、バックグ
ランド分の影響によるもののみであるから、120日
以上では廃棄体の発生量は変化しない。

リン酸ガラス固化体には、ALE、RE と少量の
U、Pu、Am、Cm、ALM（アルカリ金属）が含ま
れる。ALEとほとんどのREは、絞り電解工程と
リン酸沈殿工程という溶融塩精製過程で系外へ取
り除かれるため、同一サイクルの中ではバッチの
経過と共に溶融塩中に蓄積される。NMインゴッ
トと振る舞いが異なる理由は、蓄積されたREの一
部がU製品、MOX製品に混入するためである。サ
イクルの期間が長くなると製品側へ移行するRE
量が増加し、廃棄体発生量はNMインゴットより
も大きく減少する。表7から、構成日数が210日
では廃棄体中のREの割合が少なくなっているこ
とが分かる。

ホウケイ酸ガラス固化体には、ALM、余剰塩と
少量のU、ALE、REが含有される。廃棄体の減少
については、バックランド分がないことも一つ
の要因ではあるが、サイクル構成日数が15日では
ALMの約10倍の量が含まれる溶融塩（余剰塩）に
よる影響が大きい。他の廃棄体との減少率の比較
からも、サイクル期間の長期化による利得が最も
大きい。

4.3 製品の成分と回収率

酸化物電解法プロセスでは、四つの電解工程に
より再処理製品が回収される。基準ケース（1サ
イクル＝30日）におけるそれぞれの製品の成分を
表8に示す。本評価ではバックランド分を考慮
したため、TRU製品におけるUの割合が大きくな
っている。現状では、絞り電解においてMAとU
を分離するプロセスは含まれていないため、TRU
製品中のTRU濃度は低いものとなる。

サイクルの構成日数別に各元素回収率を図8に

表8 製品の組成

製 品	U 製 品 [%]		MOX製品[%]	TRU製品[%]
回収工程	同時電解	NM除去電解	MOX 電解	絞り電解
U	99.47	96.59	65.76	80.80
Pu	0.09	0.99	33.76	9.73
Np	0.05	0.05	0.03	0.04
Am	0.01	0.08	0.02	4.79
Cm	0.00	0.03	0.01	1.49
RE	0.05	0.55	0.10	3.15
NM,Zr,Cd	0.33	1.71	0.32	0.00
合 計	100.00	100.00	100.00	100.00

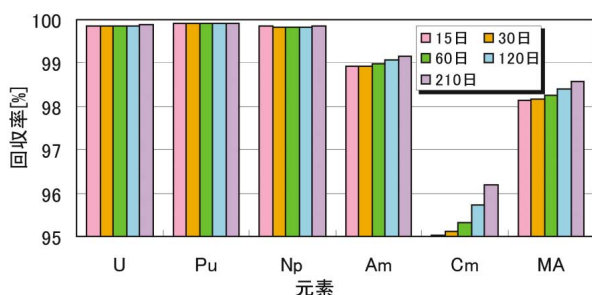


図8 サイクル構成日数別の回収率

示す。いずれのケースにおいてもU, Pu, Npの回収率は、99.8%以上であった。Am, Cmは主に絞り電解工程で回収されるが、そこでの両者の回収率の違いによる影響が図8に現れている。バックグラウンド分を回収し、その製品への利用を行わない場合には、U, Pu, Npの回収率は89.8~98.9%、Am, Cmについては2.1~25.7%まで減少する。

4.4 塩廃棄率の影響

溶融塩電解を用いた再処理では、溶融塩中のFP等の発熱量には作業上の制約から上限値が設定されている。そこで、基準ケースよりもサイクルの構成日数が長い60日のケースについて、リン酸沈殿工程における余剰塩の発生量（塩廃棄率）を増加させ、基準ケースに対する発熱量の増加幅をどの程度抑えることが可能であるかということについて評価した。

ここでは、塩廃棄率を増やすことにより不足した溶融塩は、次サイクルの開始時に補給することとした。塩廃棄率を37%から100%まで変化させた時の溶融塩中のFP・MA発熱量の変化を図9に示す。これまでと同様に、サイクル内での最大発熱量の値で評価をしている。塩廃棄率の影響を最も

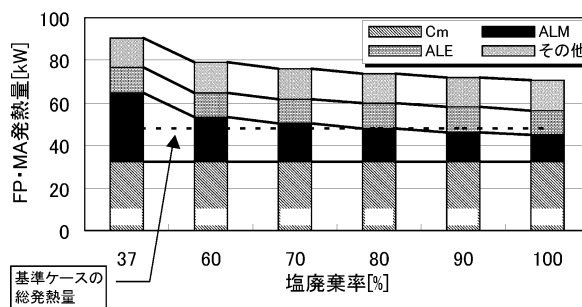


図9 塩廃棄率と溶融塩のFP・MA発熱量(1サイクル=60日)

受けるALMはCmとともに主要な発熱成分ではあるが、塩廃棄率が37%の時点においてもその発熱量は全体の35.8%程度である。それゆえに、塩廃棄率を100%まで増加させても、総発熱量は77.9%までしか低下せず、基準ケースの1.5倍である。

次に、廃棄物発生量の変化について図10に示す。図7との比較より塩廃棄率が80%を超えると、基準ケースよりも廃棄物発生量が増えるためサイクルの期間を長期化する有意性が失われる。

以上より、塩廃棄率を上げることで溶融塩中のFP・MA発熱量を低下させることは可能であるが、廃棄物発生量の観点からもその効果は限定的なものとなる。

4.5 まとめ

本報では、酸化物電解法プロセスについて運転サイクルの期間の長さをパラメータに、溶融塩中のFP・MA発熱量と廃棄物の観点から評価を実施した。その結果得られたプロセスの特徴を以下にまとめる。

- 溶融塩中のFP・MA発熱量は、サイクル期間の長さに比例する。
- 発熱量が平衡状態に到達するまでの期間は、サイクル数にのみ依存する（ALMに起因する発熱量が平衡になることと同値）。

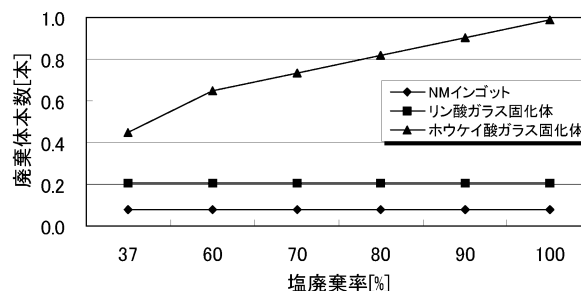


図10 1日当たりの廃棄体発生量(1サイクル=60日)

- ・ サイクル期間が長期化すると、廃棄体発生量が減少する。
- ・ U, Pu, MA回収率の向上の見地からバックグラウンド分の回収は必須である。
- ・ サイクル期間を長期化した場合には、塩廃棄率の増加では有意な発熱量の低下を図ることは困難である。

FSの酸化物電解法プロセス設計(20バッチ/サイクル)では、1電解槽当たりの溶融塩中のFP・MA発熱量が6.6kW(表6参照)であり、金属電解法で検討された発熱量制限値の15kW¹⁾と比較して半分以下であるので、熱的制約からはサイクル期間の長期化の余地はあると考えられる。現在、1サイクルの構成バッチ数を決定している機器のメンテナンス性(るつば交換等)に起因する制約を緩和することが可能であれば、廃棄物の低減の見地からサイクル期間を長期化することが有効である。

5. おわりに

今回、プロセス改良の余地が大きい乾式再処理システムの物質収支評価を容易に行うため、オブジェクト指向型ソフトを用いたコード開発を実施し、基本的な機能を備えた各種のブロックを一通り作成した。乾式再処理システムの設計の進行に伴い新たに必要な機能が生じた場合にも、本コードの特性から拡張していくことは容易であり、今後の設計研究においても有効に活用していくことが可能である。

参考文献

- 1) 田中博, 河村文雄, 他:“再処理システム技術検討書—実用化戦略調査研究(フェーズI)成果報告—”, JNC TY9400 2001-014(2001).
- 2) 岡村信生, 米澤重晃:“物質収支評価コードの開発 Object指向型コードの開発と解析例(I)”, JNC TN9400 2000-034(2000).
- 3) 岡村信生, 田中博:“乾式再処理における物質収支評価コードの開発(II) Object指向型コードの開発と工程滞留量の解析”, JNC TN9400 2001-059(2001).



「もんじゅ」高度化炉心における実用化 技術実証概念の検討

金城 秀人 影山 武* 西 裕士

敦賀本部 国際技術センター

*1 原子力システム株式会社

An Upgraded Monju Core Concept for Demonstration of Future FBR Technologies

Hidehito KINJO Takeshi KAGEYAMA* Hiroshi NISHI

International Cooperation and Technology Development Center, Tsuruga Head Office

*1 Nuclear Energy System Inc.

「もんじゅ」では将来、燃料高燃焼度化や運転サイクル長期化等の炉心性能向上と共に、「高速増殖炉サイクル実用化戦略調査研究（FS）」で検討・提案される実用化燃料概念等の事前実証を行うことなどが議論されている。そこで敦賀本部国際技術センターでは、同研究（フェーズⅠ）で提案された太径の実用化燃料概念案に基づき、ピン本数等を調整した「もんじゅ」用の照射集合体仕様を設定し、これを検討中の高度化炉心に部分炉心規模で装荷する実証概念の炉心特性を評価した。

種々の装荷概念を検討した結果、実証用燃料集合体30体程を炉心中心部に装荷する概念では、約5年の照射期間で取出平均燃焼度は目標の15万 MWd/tに達し、最大線出力や燃焼反応度、制御棒価値、ドップラ反応度等の炉心特性・安全特性も大きく変動せず設計上許容し得ることを示し、性能実証試験としての技術的成立性を明らかにした。

Upgrading of the Monju core is planned for increased fuel burn-up and longer operating cycles. It is also proposed that this upgraded core be utilized as an irradiation test bed to demonstrate the performance of the advanced fuel subassembly concepts proposed by the "Feasibility Study on Commercialized Fast Reactor Cycle Systems (FS)".

A conceptual design study has been performed at the International Cooperation and Technology Development Center to investigate the feasibility of demonstrating the commercial FBR fuel subassembly concept proposed in the first phase of the above study.

The specification of the subassembly with an increased fuel pin diameter irradiated in Monju will have fewer pins than the full-scale commercial subassembly due to the smaller wrapper diameter. The effects of loading different numbers of commercial-type subassemblies in different patterns on the major core characteristics have been evaluated along with the reactivity parameters related to core safety.

The results show that in a core loading scheme with up to 30 subassemblies around the core center, the target discharge burn-up of 150GWd/t could be achieved in 5 years, without causing significant drawbacks on the core neutronics and safety aspects, such as the maximum linear power, burnup reactivity, control-rod worth and Doppler reactivity.

Thus the feasibility of demonstrating the performance of the commercial FBR fuel designs of this type in the upgraded core has been confirmed.

キーワード

もんじゅ、高度化炉心、照射機能、炉心特性、高速増殖炉実用化戦略調査研究、高速炉、高燃焼度化、実用化燃料、技術実証、15万 MWd/t

Monju, Upgraded Core, Irradiation, Core Characteristics, Feasibility Study (FS), Fast Reactor, Increased Burnup, Commercial FBR Fuel, Demonstration, 150GWd/t



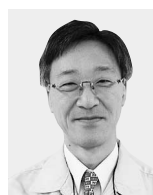
金城 秀人

炉心技術開発グループ所属
「もんじゅ」の炉心設計、熱
流設計に従事



影山 武

炉心技術開発グループ所属
「もんじゅ」の炉心設計に従
事
第一種放射線取扱主任者



西 裕士

炉心技術開発グループリー
ダ
「もんじゅ」の炉心設計、遮
蔽設計解析業務とその高度
化研究に従事

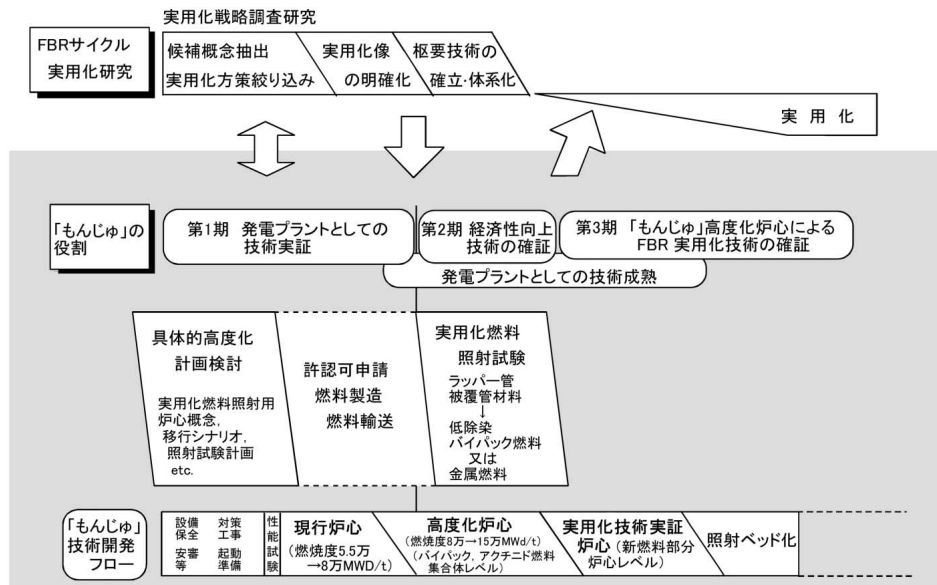
1. はじめに

「もんじゅ」では将来、燃料高燃焼度化や運転サイクル長期化等の炉心性能向上と共に、高次化Pu/TRU燃焼データの取得、あるいは「高速増殖炉サイクル実用化戦略調査研究（FS）」で検討・提案される実用化燃料概念等の事前実証試験を行うことなどが議論されている。また、先の原子力長期計画¹⁾においても、「長期的には、実用化に向けた研究開発によって得られた要素技術等の成果を「もんじゅ」において実証するなど…（略）…もん

じゅを有効に活用していくことが重要である」とその意義、必要性に言及している（図1）。

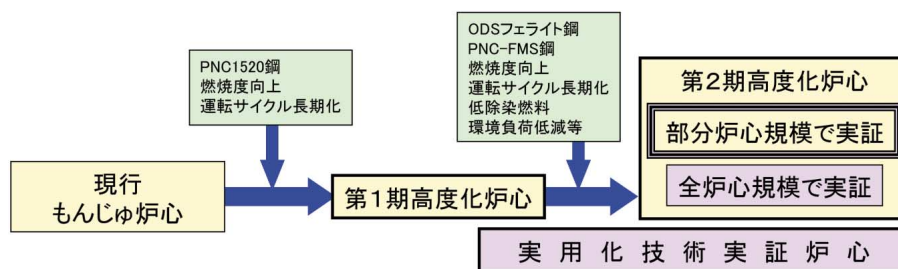
そこで敦賀本部国際技術センターでは、同調査研究で提案される実用化燃料集合体概念を将来の「もんじゅ」高度化炉心に導入し、性能実証試験を行うとの想定で、具体的な実証概念の検討とその技術的成立性についての評価を行った（図2）。

そのため、まず上記FSのフェーズⅠで提案された実用化燃料集合体概念案²⁾に基づき、「もんじゅ」照射用集合体仕様を設定し、それらを検討



原子力委員会長期計画策定会議 第三分科会（第6回）資料第3-1号（1999年10月25日）を基に照射試験計画を追記

図1 FBR実用化に向けた「もんじゅ」の役割



現行もんじゅ炉心	第1期高度化炉心	第2期高度化炉心
最高線出力密度 360W/cm	最高線出力密度 360～440W/cm	最高線出力密度 440～480W/cm
サイクル長 5ヵ月	サイクル長 6～8ヵ月	サイクル長 9～12ヵ月
平均燃焼度 80GWd/t	平均燃焼度 100GWd/t	平均燃焼度 130～150GWd/t

図2 「もんじゅ」炉心高度化計画での本研究の位置付け

中の高度化炉心内に多数体（部分炉心規模で）装荷し、一定期間照射する試験形態（以後これを実用化技術実証炉心概念、略して「実証概念」と呼ぶ。）を複数想定して、その主要な炉心特性を評価した。

ここで検討のベースとする将来の高度化炉心像と移行形態についてはいくつかの考え方があり、現状必ずしも一つの問題に確定した状況にはないが、ここでは当センターで検討中の高度化炉心概念³⁾（取出平均燃焼度：10万 MWd/t（第1期）、13～15万 MWd/t（第2期））を基本とし、この中に多数装荷される照射用実用化燃料の性能実証とその技術的成立性を検討した。なお、本高度化炉心では前回の検討³⁾と同様、原子炉出力・流量、原子炉出入口温度等の基本プラント条件や炉心径、集合体長などは変更せず、燃料ピン径やスタック長、ピン本数等集合体内部の燃料仕様変更のみで炉心性能、照射性能向上を図ることを前提としている。

また、フェーズⅠの結果として提示された実用化燃料概念は暫定仕様であり、今後変更があり得ることから、本検討ではそれらを「もんじゅ」高度化炉心に導入する場合の炉心特性への影響の上限を把握し、性能実証試験としての技術的な見通しと課題が明確になるようにした。

以下本稿では、将来の「もんじゅ」高度化炉心の一形態として提案した「実証炉心概念」の具体化例と、炉心特性評価結果に基づく技術的成立性について述べる。

2. 実用化技術実証炉心概念の検討手順

2.1 基本条件及び燃料基本仕様の検討

(1) 基本条件（前提条件）^{4),5)}

1) プラント基本仕様

検討のベースとなる高度化炉心は、現状の炉心技術、材料の適用で早期に移行することを主眼とすることから、原子炉熱出力、原子炉出入口温度等の基本プラント条件や原子炉構造、主冷却系設備等の設備改造あるいは炉心サイズ（炉心径、集合体長）拡張を伴わず、燃料集合体内部の燃料要素仕様変更のみで性能向上を図ることを基本とする。

2) 高度化炉心の構成・燃料仕様条件

高度化炉心の構成は、現行炉心と同じ均質2領域炉心とし、制御棒、中性子遮蔽体等炉心構成要素配置・本数も現行仕様どおりとするが、径ブランケット燃料集合体についてはコスト低減、Pu需

給状況等の観点から、削除（反射体等に置換）を前提として以下検討を進める。

3) 炉心・燃料仕様条件

a) 燃料組成

① プルトニウム（Pu）同位体組成比⁶⁾

炉心燃料Pu組成は、軽水炉燃料の取出燃焼度45GWd/t（炉外期間：10年）相当の以下を想定する。

$$\begin{aligned} &^{238}\text{Pu}/^{239}\text{Pu}/^{240}\text{Pu}/^{241}\text{Pu}/^{241}\text{Am} \\ &=3.0/52.0/27.0/9.5/7.0/1.5 \end{aligned}$$

② Pu富化度上限値 $\leq 32\text{wt}\%$ （融点降下や再処理時の溶解性等を考慮に入れて想定）。

b) 燃料被覆管材質^{7),8)}

改良オーステナイト鋼 [PNC1520鋼, 15Cr-20Ni鋼 (Ti, Nb添加)] 及び酸化物分散強化 [ODS] フェライト鋼採用により、熱流設計基準である被覆管最高温度を700°Cまで許容するものとする。

4) 反応度制御設備上の制限

現在基本概念検討中の、「もんじゅ」長寿命化制御棒（20ヵ月炉内滞在、¹⁰B量増加）を将来導入することを前提に、燃焼反応度制限を $3.2\%\Delta k/kk'$ （現行は $2.6\%\Delta k/kk'$ ）まで許容する。

(2) 燃料基本仕様の検討

1) 実用化燃料実証用集合体の仕様

実用化燃料実証用集合体の仕様は、実用化戦略調査研究（フェーズⅠ）²⁾で提案された代表的なFBR燃料概念の基本仕様に基づき、これをピン外径8.8mmや燃料スミヤ密度82%、ピン配列ピッチ、炉心長等を極力維持したまま現行ラップ管内径110.5mmに収納可能なように集合体内ピン本数を減らし、91本ピンバンドル仕様に設定し直した。

この実証用集合体出力を置換前のドライバ燃料並みに維持する場合には、ピン本数の削減割合分（ $169/91=1.86$ 倍）燃料線出力密度は増大するため、炉心高さを増すが必要になる。仮に、最高線出力密度を現行中実ペレットの360 [W/cm] から470 [W/cm]（中空ペレット暫定値）まで許容するとしても、炉心高さは最大で、 $93\text{cm} \times (360/470) \times (169/91) = 132\text{cm}$ 以上にする必要がある。

一方、炉心高さを増やさずにドライバ燃料並みの100cm（後述）以下にする場合には、線出力にほぼ比例して燃料温度が上昇するため、集合体出力を下げて線出力増大を抑える、すなわち集合体出力を、例えば通常ドライバの70%以下なるようにPu富化度も下げて線出力増加を抑制する必要

がある。なお、実証用集合体出力をこのように下げ
る場合には、低下幅に相当する欠損反応度補償のた
め、ドライバ燃料のPu富化度をその分増加させる。

以上のような考え方で設定した実証用集合体仕
様を表1に示す。本仕様では現行ラッパ管寸法の
制限からピン数を91本まで減らしたため、実効燃
料体積比は29.4%となって実用化燃料の値（約
35%）からは減少する。ただし、ピン径やスミヤ
密度は維持され、実用化時代の太径燃料集合体バ
ンドル形状の模擬性は基本的に確保されることか
ら、今回の主要な性能実証対象を部分炉心規模で
の15万MWd/t高燃焼度化とすれば、所期の目標は
達成され则认为る。

2) ドライバ燃料仕様の検討

高度化炉心のドライバ燃料仕様、特に燃料要素
仕様、炉心長等は、基本的には従来³⁾と同様の考
え方で設定する。今回の実証概念検討に当たり一部
の仕様を見直し、また、一層の燃焼度向上を目指す
第2期高度化炉心（13～15MWd/t）の概念検討を
行ったので、その基本的考え方を以下にまとめる。

一般に目標燃焼度100～150GWd/tの高燃焼度・
長サイクル炉心を実現するには、平衡炉心末期ま
での運転に必要な所要Pu装荷量を算出し、可能な
限り燃料体積比率を大きく、Pu富化度を低くして
内部転換比を向上させることが必要である。この
燃料体積比を実効的に増加させる方法として、燃
料ピンの太径化とペレットの高密度化があるが、
これらを組合わせても現行ラッパ管寸法（対面間

距離）の拡大なしに実現できる実効燃料比率は、
現行の28.4%から30～32%程度が限度であるこ
とがこれまでの検討³⁾から分かっている。そこで今回
は高燃焼度健全性の観点から燃料スミヤ密度を
85%以下に抑え、Pu富化度も上限以下にし、また
線出力増加防止のため炉心スタック長を若干延長
した、(a)「169本・90%高密度中実ペレット・
100cm長尺型」及び(b)「127本・95%高密度太
径・中空ペレット・100cm長尺型」ドライバ燃料
仕様を設定する。

上記(a)の中実高密度ペレット仕様では10万
MWd/t高燃焼度条件下でのPCMI抑制を念頭に入
れ、燃料スミヤ密度を実績のある85%以下にする
ため、ペレット焼結密度（対理論密度比(%TD)）
はこれまでに検討した92%から90%に下げ、実効
燃料体積比は現行の28.4%から30%と約6%の相
対的增加にとどめる。一方、(b)の太径中空仕様
ではバンドル部圧損が増加しないピン径
(7.65mm)にとどめるが、82%スミヤ密度を維持
したままペレット密度を95%までとれるため実効
燃料体積比は31～32%まで増加でき、内部転換比
向上により燃焼度の一層の増大を図る。以上の考
え方で設定したドライバ燃料から構成される高度
化炉心の概要を、性能実証概念の検討に先立ち、
次節で説明する。

2.2 高度化炉心（基準炉心）の概要

実用化燃料実証用集合体を多数装荷・照射し、

表1 もんじゅ炉心装荷用照射集合体仕様

項 目	実用化戦略調査研究 [FS(1)] 実用化燃料概念	もんじゅ炉心装荷用 照射試験集合体 ^{*1}
集合体燃料ピン本数 [本]	331	91
集合体配列ピッチ [mm]	201	115.6
被覆管材	ODS フェライト鋼	←
被覆管外径／肉厚 [mm]	8.8／0.6	←
炉心燃料スミヤ密度 [%TD]	82 (MOX), 75 (Metal)	←
ペレット外径／内径 [mm], 密度 [%TD]	—	7.4／2.2, 95 ^{*2}
実効燃料体積比 [%]	35.2 (MOX)	29.3 (MOX), 26.8 (Metal)
炉心長／上ブラ／下ブラ [cm]	100／40／40	100／27／31
Pu富化度 [wt%]	25.8 (富化度1領域)	19.5 (内側)／31.5 (外側)
炉内滞在日数	570日×4 (炉心部)	184日×10～15
取出平均燃焼度 [GWd/t _{HM}]	147	150

*1：ピン径，スミヤ密度，炉心長はFS（ABLE型MOX・径非均質）仕様を維持 *2：スミヤ密度（82%）から暫定

その性能実証を行うための基準の炉心としては、「大洗FBRサイクルシンポジウム（2001年9月）」等で提案された「もんじゅ」炉心基本移行工程（案）に基づく下記高度化炉心を想定する。

- ① 第1期高度化炉心（取出燃焼度10万 MWd/t, 6ヵ月サイクル, 2010年頃の移行を想定）
- ② 第2期高度化炉心（取出燃焼度15万 MWd/t, 12ヵ月サイクル, 2020年頃の移行を想定）

これらはいずれも径ブランケットの削除と照射機能向上も前提にしており、性能目標になるべく近づくよう概念の具体化を図る。

高度化炉心への移行イメージを図2に示す。

それぞれの炉心概念（仕様）と主要炉心特性を表2に示し、要点を以下に延べる。

(1) 第1期高度化炉心の概要

第1期高度化炉心は上述のように、PNC1520鋼被覆管で平均燃焼度10万 MWd/tの約6ヵ月サイクル炉心とするため、ドライバ燃料仕様としては下記2種類のオプションを用意する。

- (a) 169本高密度（90%）中実燃料
100～103cm炉心長, 6.5mmピン径
〔前仕様³⁾の炉心長（93cm）と密度（92%）を変更〕
- (b) 127本高密度（95%）太径中空燃料
100～103cm炉心長, 7.65mmピン径
（ペレット外径／内径：6.47／2.0mm）

いずれのオプションも、約6.5ヵ月×5サイクル（分散バッチ）燃焼運転で、約10万 MWd/tの高燃焼度平衡炉心に到達する。

実効燃料体積比では1%ほど高い127本高密度（95%）太径中空ドライバ燃料炉心の方が燃焼反応度、制御棒価値は若干小さく、最高線出力密度も増大するが、いずれも設計上許容し得る範囲〔360W/cm（中実燃料）、480W/cm（中空燃料）〕にある。

冷却材ボイド反応度については、設置許可申請書に示すように、「もんじゅ」は冷却材の沸騰を防止する設計となっており、炉心がボイド化することはないが、仮にボイド化したとの仮想的な条件での反応度変化を、1炉心燃料集合体の最大反応度として評価した。本炉心では、燃焼度増大に伴う核分裂性生成物（FP）蓄積によるスペクトル硬化と炉心高さ延長により、やや増加する傾向にあるがその絶対値は0.019%Δk/kk²⁾と十分に小さい。

ドップラ反応度については、Pu富化度を下げて²³⁸U装荷量が相対的に増えた効果と、燃焼が進み蓄積FP吸収によるスペクトル硬化効果が相殺し合った結果、現行炉心設計値（ -5.7×10^{-3} Tdk/dt）からの変化は2%以下である。

(2) 第2期高度化炉心の概要

第2期高度化炉心は、ODSフェライト鋼被覆管で取出平均燃焼度13～15万 MWd/t、運転サイクル

表2 高度化炉心仕様・炉心特性

仕 様 ・ 特 性	現行炉心 (80 GWd/t)	第1期高度化炉心 (100 GWd/t)		第2期高度化炉心 (130 GWd/t)
		169本ピン中実	127本ピン中空	
被覆管外径／肉厚 [mm] (材質)	6.5/0.47 (PNC316)	← (PNC1520)	7.65/0.51 (PNC1520)	← (ODS フェライト)
ペレット外径／内径 [mm], 密度 [%TD]	5.4/—, 85	5.4/—, 90	6.47/2.0, 95	←
スミヤ密度／実効燃料体積比 [%]	80.1/28.4	84.9/30.1	81.8/31.0	←
炉心長／上ブラ／下ブラ [cm]	93/30/35	100/27/31	←	103/26/29
Pu ^{fiss} 富化度（内／外側）[wt%]	約16/約21	15.5/19.5	14.6/18.8	15.1/19.6
取出平均燃焼度 [GWd/t _{HM}]	80	101 (95) ^{*3}	100 (93) ^{*3}	130
所要照射日数 [日]	148×5	194×5	199×5	275×5
燃焼反応度 [%Δk/kk ²⁾]	2.6	2.9	2.8	3.8
最大線出力（内／外側）[W/cm]	360/350	336/330	450/431	441/431
制御棒価値 ^{*1} [%Δk/kk ²⁾]	7.0	6.3	6.3	6.2
ボイド反応度 ^{*2} [$\times 10^{-4}$ Δk/kk ²⁾]	1.1～1.5	1.9	1.8	1.9
ドップラ係数 [$\times 10^{-3}$ Tdk/dT]	—(5.7～7.6)	—5.6	—5.7	—5.3

*1：主炉停止系1ロッドスタック時（最小値），*2：1炉心燃料集合体最大ボイド反応度，*3：照射日数184×5（日）の場合

長期化（5→9～12ヵ月炉心）、径ブランケット削除、照射用スペース（6～12体分）の確保等を具備すべき要件（目標性能）とする。このためドライバ燃料仕様は前記の127本高密度（95%）太径中空燃料にして、平衡炉心サイクル末期までの余剰反応度を維持するためPu富化度を第1期炉心より高めに設定する。

当面の目標取出燃焼度を、早期達成の観点から可能性の高い13万MWd/tとすると、炉内照射期間は約9ヵ月（275日）×5サイクルあるいは約6.5ヵ月（196日）×7サイクル運転（15万MWd/tでは、196日×8サイクル）で目標燃焼度に到達する。主要炉心特性を同じく表2に示す。

6.5ヵ月サイクル炉心では燃焼反応度、制御棒価値は現行炉心に比べて若干減少し、最大線出力はピン本数を127本に減らしているために増大するが、いずれも設計上許容し得る範囲（前出480W/cm以下）にある。9ヵ月サイクル炉心では燃焼反応度が約1%Δk/kk増加するが、現行反応度収支の設計余裕合理化と制御棒¹⁰B濃縮度増加策により、将来的には反応度収支の成立範囲にある。

また冷却材ボイド反応度は、FPの蓄積によりスペクトル硬化が更に進行するが、10万MWd/t燃焼度の第1期高度化炉心からの増加はわずかである。ドップラ反応度については、Pu富化度を増して²³⁸U装荷量が相対的に減ったため、現行炉心設計値（ -5.7×10^{-3} Tdk/dt）から約8%減少する。

2.3 実用化技術実証概念の検討（装荷概念の検討）

第2.1節にて設定された実証用集合体を高度化炉心に装荷するに当たり、以下の方針にしたがって複数の概念を想定する。

1) 今回実証すべき性能は、特定の集合体単体の

最大燃焼度や中性子照射量もあるが、炉心の広い領域での取出平均燃焼度が主眼となることから、なるべく多数の実証用集合体を対象とし、少なくとも数十体規模の部分炉心を用いた「工学規模での照射実証」を想定する。

2) ただし、多数の実証用集合体装荷に伴うドライバ燃料への負担や炉心全体への外乱（出力ピーキングなど）を極力抑え、また実証用集合体自身の照射期間中の健全性も確保されるように装荷体数の上限を設定する。この観点から装荷体数（N）の上限としては、前出の実証用集合体出力比（ドライバ燃料の70%）と、残りのドライバによる出力負担（補償）の上限を5%までとすれば、 $0.3 \times N / (198 - N) \leq 0.05$ 、すなわちN=30体が一つの目安となる。ただし、炉心高さ変更等の対策もあり、実証用集合体仕様やその集合体出力抑制比によってはこの限りではない。

3) 実証用集合体の所要照射期間（炉内滞在期間）をなるべく短縮し、取出平均燃焼度15万MWd/tの早期達成の観点から、炉内装荷位置を選定する。

4) 実証用集合体自身をドライバ相当燃料として併用することも考える（燃料製造コストやドライバ燃料の供給状況を考慮）。

5) 今後実用化集合体のピン径や炉心高さ等の仕様が多少変更されても、その影響はあらかじめ保守側に評価された炉心特性値に包絡されるよう、装荷本数と装荷位置の組合せを設定する。

以上の方針に則り、性能実証概念（実証炉心概念）の具体化を図り、各々の炉心特性への影響を評価する。

以下に実証概念の具体化例を示し、その概要（着眼点）と炉心概念を表3、図3に示す。

表3 実証概念（炉心内装荷概念）と着眼点

実証炉心概念	実証集合体炉心内装荷概念	着眼点
実証概念(1)	・内側炉心にMOX燃料30体 ・184日×10サイクル	・炉中心装荷、照射期間短縮 ・標準的な部分炉心装荷概念
実証概念(2)	・外側炉心にMOX燃料90体 ・184日×15サイクル	・部分炉心での最大実証体数 ・ドライバ相当燃料として装荷
実証概念(3)	・内側炉心に金属燃料30体 ・184日×12サイクル	・「MOX→金属燃料」の影響確認 ・燃焼特性向上効果
実証概念(4)	・内側炉心に金属燃料30体 （第2期高度化炉心ベース） ・275日×8サイクル	・長サイクル炉心の燃焼特性向上 ・先進燃料技術の継続実証

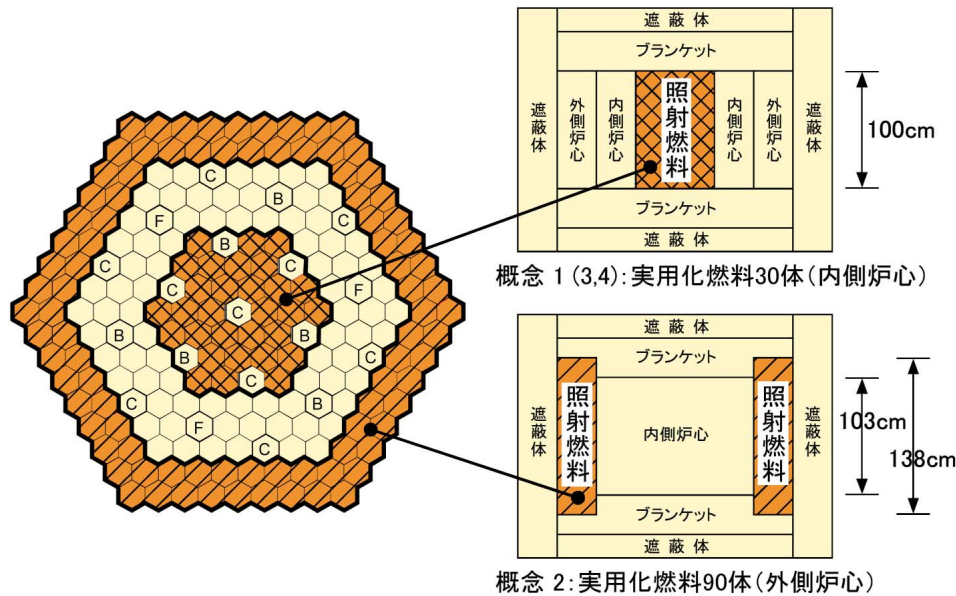


図3 実証用照射集合体の炉心内装荷概念図

(1) [実証炉心概念-1] <内側30体>

第1期高度化炉心（10万MWd/t平均取出燃焼度）の平衡炉心をベースに、

- ・実証用集合体（MOX）を内側炉心に30体装荷
- ・炉内照射期間：約6ヵ月（184日）×10サイクル燃焼させる。

サイクル長さは、上述のドライバ燃料領域の出力分担増加5%に対応して表2の日数より約10日短い184日とし、炉内照射期間は、実証用集合体領域出力分担（推定値）と重金属量の比から求める。

(2) [実証炉心概念-2] <外側90体>

同じく第1期高度化炉心をベースに、

- ・実証用集合体（MOX）を外側炉心に90体装荷
- ・炉内照射期間：約6ヵ月（184日）×15サイクル燃焼させる。

この場合には、実証用集合体炉心長を約3割増加させて集合体出力抑制比は変えない(1.0)ので、残りのドライバへの出力負担上限から決まる装荷体数制限はなく、ドライバ相当燃料として併用する。ただし、重金属装荷量が増加することで所要照射日数は増加する。

(3) [実証炉心概念-3, 4] <金属、内側30体>

第1期及び第2期高度化炉心（13～15万MWd/t 取出平均燃焼度）の平衡炉心を対象に、

- ・内側炉心に実証用集合体30体装荷（金属燃料）
- ・炉内照射期間：

- 1) 約6ヵ月（184日）×12サイクル燃焼
（第1期高度化炉心ベース）

2) 約9ヵ月（275日）×8サイクル 燃焼

（第2期高度化炉心ベース）

ここで、第2期高度化炉心での性能実証を想定するのは、金属燃料の実用化時期、試験集合体としての供給可能性や時期などを、第1期高度化炉心移行時期よりも更に先になることを想定してのことであり、また、ドライバ燃料を含めた炉心全体の平均燃焼度を極力15万MWd/tに近付け、更に9ヵ月サイクル炉心の燃焼反応度改善を狙うとの観点から検討したものである。

3. 実証概念の炉心特性評価

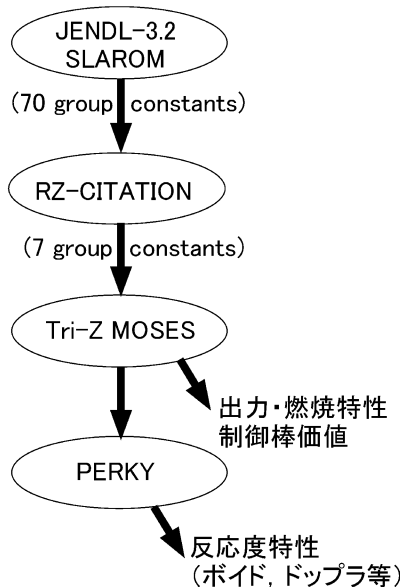
3.1 炉心特性評価方法

高度化炉心及び各性能実証概念（実用化実証炉心概念）の、出力分布・燃焼特性、実効増倍率、制御棒価値、各種反応度（係数）等の主要炉心特性は、3次元拡散・燃焼解析コードMOSESと反応度解析用の拡散摂動計算PERKYコードシステムにより求める^{9),10)}。

本コードシステムの核特性評価手順を図4に、各炉心特性計算の要点を以下に示す。

(1) Pu 富化度調整

Pu 富化度は現行8万MWd/t高燃焼度炉心の核分裂性Pu装荷量をベースに、燃焼度、実効燃料体積比や炉心高さ、出力分担比の相違分で補正し、更に平衡炉心の燃焼末期において制御棒バイト分の余剰反応度（0.3% $\Delta k/k$ ； $k_{eff} \geq 1.003$ ）を有し、かつ内側炉心と外側炉心のピーク出力比が



群定数セット	JFS-3-J 3.2 (Y9510,127核種)
格子計算	使用コード: SLAROM 燃料集合体: 均質モデル 制御棒: 円筒状非均質 スーパーセルモデル
縮約計算	使用コード: CITATION JOINT
体系計算 (拡散計算)	使用コード: MOSES エネルギー群数: 7群 炉心体系: Tri-Z
摂動計算	使用コード: PERKY エネルギー群数: 18群 炉心体系: Tri-Z

図4 解析フローと計算方法

平坦化するように、それぞれのPu富化度(初期値)を与える。

(2) 出力分布・燃焼特性

3次元拡散燃焼計算(7群, Tri-Z)により、平衡炉心燃焼初期から末期の実効増倍率, 出力分布(集合体出力, 最大線出力), 燃焼欠損反応度を求めた。

なお、制御棒挿入深度は現行設計と同様に燃焼計算と出力分布計算用とで異なる深度を設定し、出力分布計算では集合体出力を保守的に大きく評価するため、サイクル初期については中途挿入と全引抜(Naフォロー)の二通りを想定する。

(3) 反応度及び反応度係数

ドップラ係数, 冷却材ボイド反応度等は, 多群(18群)・3次元Tri-Z体系での一次摂動計算により求めた。なお、後者は前節2.2(1)で述べたように、「もんじゅ」は冷却材の沸騰を防止する設計となっており、炉心がボイド化することはないが、仮にボイド化したとの仮想的な条件での反応度変化を、炉心特性把握の一環として評価する。

(4) 制御棒価値と反応度収支評価

制御棒挿入体系と引抜体系での実効増倍率 k_1 , k_2 を拡散計算により求め、下式より反応度変化量である制御棒価値($\Delta\rho$)を計算する。

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

k_1 : 制御棒挿入体系での実効増倍率

k_2 : 制御棒引抜体系での実効増倍率

3.2 炉心特性評価結果

各性能実証概念(実用化実証炉心概念)の、出力分布・燃焼特性, 制御棒反応度価値, ドップラ及び冷却材ボイド反応度等の主要炉心特性を表4にまとめる。

各特性の要点は以下(1)~(4)のとおりである。

(1) 出力分布・燃焼特性

1) 各実証炉心概念のドライバ燃料及び実証用燃料の核分裂性Pu富化度は, 3.1(1)で設定した初期値に, 実用化集合体出力抑制補償分(30体装荷で約5%)を見込んで若干高めに与えることで, 平衡炉心各サイクルの必要余剰反応度($k_{eff} > 1.003$)が確保されることを確認した。

想定Pu同位体組成比に対応する全Pu富化度[内/外炉心, (実証用集合体)]は, [28.1/31.7, (19.5)], [25.5/-, (31.5)], [28.1/31.7, (14.5)], 「実証概念-4」では [26.5/31.9, (15.0)]であり, いずれも上限として想定した32wt%以内である。また, 実証用集合体部の取出平均燃焼度はいずれも15万MWd/t(ペレット最大では約20万MWd/t)に到達し, 所要照射日数はそれぞれ約5年(MOX30体), 7.5年(MOX(外側)90体), 6年(金属燃料30体)となる。

2) 燃焼反応度は各ケースとも現行値(2.6% $\Delta k/k_k$)より増加するが, 9ヵ月サイクル炉心ベースの「実証概念-4」を除き6ヵ月運転サイクルを維持するので3.0% $\Delta k/k_k$ を超えることはない。金属燃料集合体装荷では, この領域

表4 実証炉心概念の炉心特性

実証概念 仕様・特性	実証概念(1) 内側30体装荷 (MOX)	実証概念(2) 外側90体装荷 (MOX)	実証概念(3) 内側30体装荷 (Metal)	実証概念(4) 内側30体装荷 (Metal) 130GWd/tベース
燃料要素数-外径 [mm]	169-6.5 [91-8.8]	←	←	127-7.65 [91-8.8]
スミヤ密度/実効燃料体積比 [%]	[82.1, 29.3]	←	[75.0, 26.8]	←
炉心長/上ブラ/下ブラ [cm]	[100/27/31]	[138/9/11]	[100/27/31]	[103/26/29]
Pu ^{fiss} 富化度 (内/外側) [wt%]	[12.0] 17.3/19.5	15.7/ [19.4]	[8.9] 17.3/19.5	[9.2] 16.3/19.6
取出平均燃焼度 [GWd/t _{HM}]	102 [159]	106 [153]	98 [149]	136 [153]
所要照射日数 [日]	[184×10]	[184×15]	[184×12]	[275×8]
燃焼反応度 [% Δ k/kk]	2.9	2.8	2.7	3.7
最大線出力 (内/外側) [W/cm]	[451] 342/338	373/ [482]	[455] 332/333	[476] 431/450
制御棒価値* ¹ [% Δ k/kk]	6.2	6.4	6.1	6.1
ボイド反応度* ² [×10 ⁻⁴ Δ k/kk]	1.7	2.2	2.0	2.1
ドップラ係数 [×10 ⁻³ Tdk/dT]	-5.5	-5.6	-5.0	-4.9

[] : 実用化実証用集合体データ, *1 : 主炉停止系1ロッドスタック時 (最小値), *2 : 1炉心燃料集合体最大ボイド反応度

での内部転換比が良いので全体としての燃焼反応度は0.2% Δ k/kk ほど下がり、現行炉心並みとなる。

3) 最高線出力密度 (ドライバ燃料) は、「実証概念-2」を除き炉心長を100cmとしたことにより現行炉心並みの360 [W/cm] 以下に収まる。実証用集合体領域の線出力密度も460 [W/cm] 以下であり、高密度・高熱伝導の中空ペレットを想定すれば燃料最高温度は許容範囲(116%過出力時で2,650℃以下)にある。ただし「実証概念-4」では470 [W/cm] を超えるので、裕度確保のためにはPu富化度の微調整が望ましい。

外側90体装荷の「実証概念-2」では、元々実証用集合体の集合体出力をドライバ燃料並みに保ったまま91本の少数ピンバンドル構成とせざるを得ないことに加え、新旧燃料の出力 mismatches が拡大して、新燃料集合体出力や線出力密度も大きく増大する。そのため、炉心長を130cm以上に再設定するなど出力分担の調整を図ったが、それでも結果的に480 [W/cm] をやや上回った。またドライバ燃料の線出力も370 [W/cm] 以上に増加するが、燃料最高温度としてはほぼ許容範囲にある。

(2) 制御棒価値と反応度収支の成立性

主炉停止系制御棒のワンロッドスタック時反応度価値 (設計余裕を含む最小値) は6.3~6.0% Δ k/kk であり、現行値 (7.0% Δ k/kk) から11~

15%低下する。これは、実証用集合体を含む高度化炉心全体の実効燃料体積比 (30.1%) 及びPu ^{fiss} 富化度 (核分裂性Pu富化度) の増減分はほぼ相殺し合うが、炉心高さ増加分だけ吸収体部の効果が相対的に低下したためである。Pu富化度を増やして燃焼度を13万MWd/tまで上げた第2期高度化炉心に金属燃料30体を装荷した「実証概念-4」では更に低下する。ただしこの場合でも、燃焼反応度は大きく増加しない。また所要反応度のうちの出力補償反応度は、ドップラ係数減少が主因となって0.3% Δ k/kk ほど減少する (後述)。このことから、制御棒の¹⁰B濃縮度増加による制御棒価値増加などの対策を考慮すれば、反応度収支上はそれほど厳しくはなく、成立の見込みはあるといえる³⁾。

後備炉停止系制御棒については、もともと余裕が大きいので、本炉心においても十分な余裕を持って成立する。

(3) 各種反応度特性

炉の動特性、安全性に影響する主要な反応度のうち、代表的なものとしてドップラ反応度 (係数) と冷却材ボイド反応度を摂動計算により評価した。

1) ドップラ係数は主に²³⁸U共鳴吸収の変動の影響を受ける。まず検討のベースとした第1期高度化炉心 (100GWd/t) では100cm炉心長尺化でPu富化度を下げて²³⁸U量が相対的に増えた効果

と、燃焼が進み蓄積FP吸収によるスペクトル硬化効果が相殺し合った結果、現行炉心設計値 (-5.7×10^{-3} Tdk/dt) からほとんど変化しない。

ドライバ燃料のPu富化度がやや高い「実証概念-1, 2」でも、部分炉心での15万MWd/t高燃焼度化によるFP増大効果は予想通り小さく、高度化炉心からの変化幅は5%以下、係数は -5.4×10^{-3} Tdk/dtにとどまる。

金属燃料を装荷する「実証概念-3」ではこの部分のスペクトル硬化により絶対値が15%程小さくなり、第2期高度化炉心ベースの「実証概念-4」も、これに燃焼度増大の効果が若干上乗せされ、 -5.1×10^{-3} Tdk/dtまで減少する。いずれにしても現行の設計範囲を下回るが安全評価で見込む設計余裕(30%)の範囲にはある。今後詳細評価を含む検討が必要である。

- 2) 冷却材ボイド反応度については、仮想的な状態として炉心部全体のボイド反応度に着目すると、各ケースとも実証用集合体の15万MWd/t高燃焼度化に伴う蓄積FP量の増加や炉心長尺化、及び金属燃料のスペクトル硬化等のプラス側の増加要因が重なって、炉心全体では増大する傾向にある。ただし「実証概念-1」では実証用集合体領域のPu富化度を下げたことによってFP蓄積に伴うスペクトル硬化効果が抑制され、ほとんど変化しない。金属燃料に置換した「実証概念-3, 4」ではスペクトル硬化の程度が増えるが、炉心部全体としての増加は7%程度である。外側90体装荷の「実証概念-2」では大幅な炉心長尺化により増大することも懸念されたが、ボイド反応度寄与の小さい外側炉心領域への装荷のため長尺化の影響は小さく、炉心全体ではほとんど変化しない。

以上を確認した上で設置許可申請書に記載の、1炉心燃料集合体の最大ボイド反応度を求めると、何れのケースも $1.8 \sim 2.2 \times 10^{-4} \Delta k/kk$ の範囲にあり、最も大きい「実証概念-2, 4」で高度化炉心を15%前後上回るが絶対値は十分小さい。ただし、これらの反応度特性は一般に運転時の異常な過度変化時や事故時の炉心挙動だけでなく、仮想的炉心崩壊事故を敢えて想定した場合の事象推移にも影響し得るので、許認可までには改めてその影響を把握、確認することが望ましい。

4. 検討・考察

以上の炉心特性評価結果を基に、炉心の安全性や運転性能に直接かかわる最高線出力密度や諸反応度特性、あるいは所要照射期間等に注目して各実証概念の特徴を比較すると図5ようになる。図はベースとした第1期高度化炉心の反応度特性や許容線出力密度値〔中空ペレットで460W/cm(暫定)〕、通常ドライバ燃料の場合の15万MWd/t燃焼度到達期間(約4年)等を基準としてその変化を示しており、六角形状はなるべく小さい(中心部に向かう)ことが望ましい。これより、高度化炉心を用いて実用化燃料等の性能実証試験を実施した場合に、

- ① 炉心への外乱の程度やそれが許容範囲内か
- ② 性能実証確認までの所要照射期間が現実的か等といった観点から、各実証概念の技術的成立性について検討する。

(1) 実証概念-1

1) 内側炉心領域に実証用集合体(MOX)30体を装荷した「実証概念-1」では、炉内滞在期間約5年で目標取出平均燃焼度15万MWd/t(ペレット最大では約20万MWd/t)に到達する。一方、仮に高度化炉心のドライバ燃料だけで15万MWd/t燃焼度まで通常運転すると想定した場合でも、本来要する照射期間として1,500日前後、4年と1~2ヵ月が必要であり、燃料体積比の大きい別の太径ドライバ燃料では4年半近い照射期間が必要となる。これらを考慮すれば、5年という照射期間は出力密度の低い太径実証用燃料の照射日数としては大幅な増加とは言えず、15万MWd/tの高燃焼度実証試験期間としては止むを得ないものと判断される。

2) 炉心特性へ与える影響のうち、実証用集合体の最高線出力密度が450W/cm近くにまで上昇するが、高密度中空ペレット燃料を想定すれば燃料最高温度は基準値(燃料融点)を上回ることはない。ドライバ燃料の最高線出力密度も現行の360W/cmを下回っており問題はない。

また、燃焼反応度はほとんど変わらず、制御棒価値が若干($0.2\% \Delta k/kk$)低下するが、反応度収支上はほぼ許容範囲にある。更に主要な炉心安全パラメータである冷却材ボイド反応度、ドップラ反応度に関しても、数%オーダーと微小な変化範囲にある。

3) 以上、所要照射期間は合理的かつ妥当な長

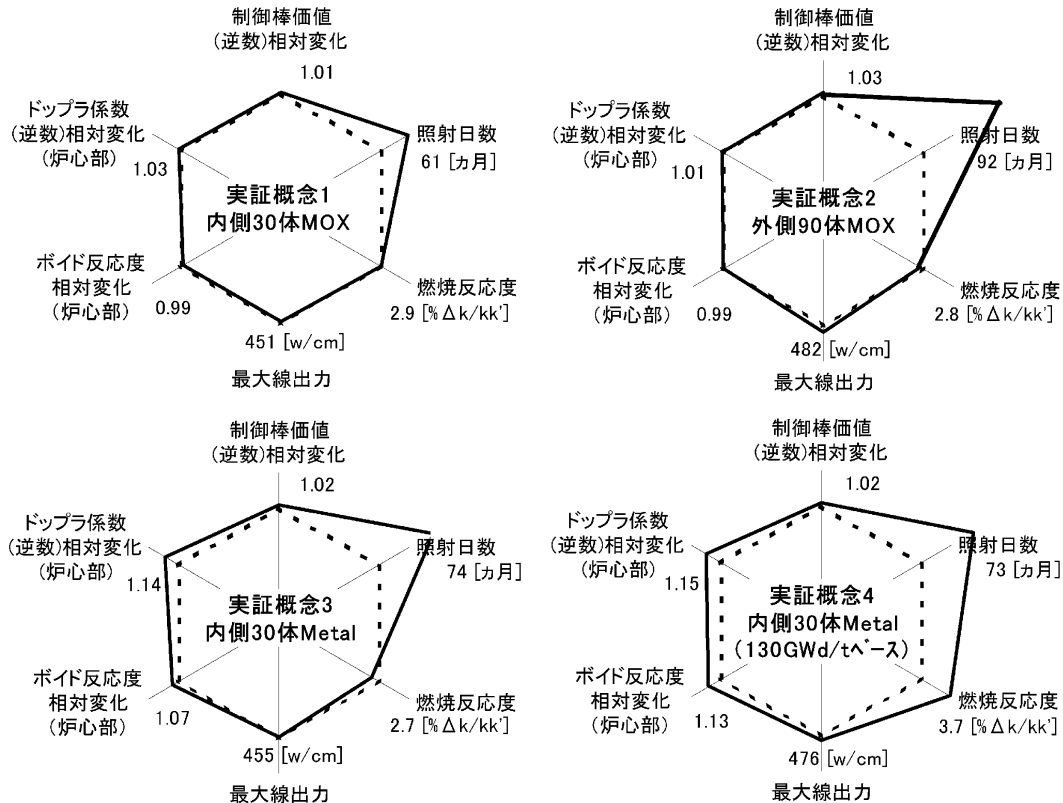


図5 実証概念の特性比較

さとみなせる5年で15万MWd/t燃焼度達成が可能で、炉心特性への影響がほぼ許容範囲にあることから、性能実証概念としての技術的成立性は高いと判断される。

(2) 実証概念-2

1) 外側炉心領域に(MOX)実証用集合体90体を装荷した「実証概念-2」では、所要照射期間は大幅に増加し、実証用集合体の15万MWd/t燃焼度到達には7年が必要となる。これは通常ドライバ燃料の場合の15万MWd/t燃焼度達成期間(4年)に比べても2倍近い長期間となるため、所要期間短縮のための検討が必要となる。

2) 炉心特性への影響のうち、出力分布・燃焼特性では実証用集合体の最高線出力密度が480W/cmを超え、ドライバ燃料の最高線出力密度も高密度中実ペレット燃料のほぼ上限の375W/cmに近づくため、燃料最高温度の裕度がほとんどなくなる。

燃焼反応度は若干(0.1% Δk/kk)改善され、制御棒価値はほとんど変化しないため、反応度収支としては、「実証概念-1」よりはわずかに改善される。

また、冷却材ボイド反応度、ドップラ反応度

等は、「実証概念-1」と同様に数%オーダーで変化するが設計余裕の範囲内である。

3) したがって、7年近い長期の照射期間を要すること、最高線出力密度が増大して燃料温度上の余裕がなくなること、及び実証用集合体の炉心長を限度一杯に延長せざるを得ないことから、ドライバ燃料としての活用(併用)はあるとしても、性能実証概念としての技術的成立性は低く、更なる検討が必要であると判断される。

(3) 実証概念-3, 4

1) 「実証概念-1」のMOX燃料を金属燃料に置換した「実証概念-3」(ベースは同じく10万MWd/t炉心)では、所要照射期間は2割ほど長期化し、実証用集合体の15万MWd/t燃焼度到達に約6年が必要となる。これは通常ドライバ燃料による同一燃焼度達成期間(4年)の1.5倍近い長期間となるが、重金属装荷量の多い金属燃料としては止むを得ない面もあると考えられる。

2) ただし炉心特性への影響のうち、実証用集合体部の内部転換比が高いために炉心全体の燃焼特性(燃焼反応度)が0.2% Δk/kkほど改善され、反応度収支も「実証概念-1」に比べ向上

する。

一方、冷却材ボイド反応度、ドップラ反応度はスペクトル硬化により最大で15%程度劣化するが、安全評価上の設計余裕(±30%)の範囲内である。

- 3) したがって、所要照射期間は同じ30体装荷の「実証概念-1」よりも1年増加して約6年で15万MWd/t燃焼度に到達するものの、燃焼反応度特性がかなり改善し、その他の炉心安全特性もほぼ許容範囲にあると考えられる。このことから、何らかの照射期間短縮の工夫や対策、例えば線出力に留意しつつ炉心を短尺化し、重金属装荷量を減らして照射時間を短縮することなどを前提とすれば、将来的には性能実証概念としての技術的成立性はあると判断される。

このことは、平均燃焼度13~15万MWd/tの第2期高度化炉心に装荷する「実証概念-4」でも同様であり、9ヵ月以上の長期サイクル運転による燃焼反応度増大が、内部転換比の高い金属燃料装荷によって若干抑制される利点や、照射期間の長期化を許容あるいは短縮の見込みが得られれば、より先進的な性能実証概念として、技術的な成立性とその意義はあると判断される。ただし、最高線出力密度の点からは、Pu富化度の微調整を含む仕様の一部見直しが望ましい。

以上、各実証概念の特徴、技術的成立見通しについて考察した。

5. おわりに

実用化戦略調査研究で検討・提案されるFBR燃料概念等の性能実証試験を、将来の「もんじゅ」高度化炉心で行うとの想定で、「もんじゅ」に適合する実証用集合体仕様と炉心内装荷概念(実証炉心概念)を複数考案し、その炉心特性や所要試験期間等の評価を行い、性能実証試験としての技術的成立性を検討した。

まず、同研究のフェーズⅠで提案された実用化燃料仕様(案)に基づき、燃料ピン径(8.8mm)、燃料スミヤ密度(82%)、炉心有効長(100cm)及び燃料形態(MOX/Metal)等の基本的な仕様は維持しつつ、現行ラップ管内径:110.5mmに収納できる91本ピンバンドルの実証用集合体仕様を設定した。

次に、これらの実証用集合体を数十体規模(部

分炉心規模)で装荷し、その性能を実証するための基準となる炉心として、「169本・90%高密度中実ペレット・100cm炉心長」及び「127本・95%高密度中空・太径ペレット・100cm炉心長」ドライバ燃料から構成される高度化炉心概念を新たに構築し、平衡炉心の主要特性を評価した。

更に、部分炉心規模での15万MWd/t燃焼度到達に着目した具体的な装荷形態、すなわち性能実証概念(実証炉心概念)を複数考案し、3次元炉心燃焼解析によりその炉心諸特性を評価した。

これらの炉心特性評価結果や所要照射期間などから、各実証概念の特徴、技術的成立性を評価検討し、以下のような見通しを得た。

- ・内側炉心にMOXの実証用集合体30体を装荷する「実証概念-1」では、照射期間約5年で目標燃焼度15万MWd/t(ペレット最大で20万MWd/t)に到達し、最高線出力密度、制御棒反応度収支、各種反応度(係数)等も許容範囲にあり、早期に実現可能性の高い実証試験として技術的成立性がある。
- ・外側炉心にドライバ相当燃料として90体装荷の「実証概念-2」では、目標燃焼度到達に7年以上の照射期間を要し、最高線出力密度抑制のため炉心の大幅延長が必要なことから、ドライバ燃料としての活用はあるとしても技術的成立性は低く、更なる検討が必要である。
- ・内側炉心に金属燃料の実用化集合体30体装荷の「実証概念-3」では、目標燃焼度到達に6年の照射期間(MOX燃料の1.2倍)を要するが、燃焼特性が改善され、他の炉心特性も許容範囲にあること、あるいは運転サイクル長期化のポテンシャルが大きいこと等から、今後燃焼期間短縮の工夫等を前提にすれば、中長期的な先進的概念の実証試験としてその技術的成立性はあると考える。
- ・「実証概念-4」についても最高線出力密度の裕度改善などを前提に、ほぼ同様の見通しである。

今後の検討課題としては、前節4.にて考察したように、各実証概念の炉心特性への影響(外乱)緩和方策の検討が必要であり、また、これらの試験実施に当たっては、高度化炉心そのものへの移行計画の具体化検討も早期に行うべきである。

その上で、取出平均燃焼度向上以外の性能実証項目、例えば将来のFBR実用化燃料が志向す

る12ヵ月以上の運転サイクル，高次化Pu/TRU燃焼・消滅，低除染燃料導入，再臨界排除機構，受動的炉停止機構等の実証形態の具体化を図ること，及び全炉心規模でのよりいっそうの高燃焼度化と運転サイクル長期化を志向する第2期高度化炉心概念について，検討を更に進めることなども必要と考えられる。

参考文献

- 1) 原子力委員会：“原子力の研究，開発及び利用に関する長期計画”，第2部 第3章 5. 高速増殖炉サイクル技術の研究開発の在り方と将来展開，p. 37～(2000)。
- 2) 池上，林，他：“実用化戦略調査研究（フェーズⅠ）炉心・燃料（燃料形態）の技術検討書 —平成11年度報告—”，PNC TY9400 2000-021 (2000)。
- 3) 金城秀人，横堀仁：“「もんじゅ」高度化炉心概念の検討”，サイクル機構技報，No.7 (2000)。
- 4) 動力炉・核燃料開発事業団：“高速増殖原型炉「もんじゅ」発電所 原子炉設置許可申請書 本文及び添付書類（八）”，p.8-3-1～(1980)。
- 5) F. Nakashima, Y. Kaise et al.：“Core Performance and Characteristics of the Prototype Fast Breeder Reactor MONJU”，FR 91, Kyoto, Vol. - II, P8. 2-1～9 (1991)。
- 6) 林，山館，他：“各種燃料形態・炉心に関する設計評価（1）—ナトリウム冷却炉心の検討—”，サイクル機構技報 No.12, 別冊 (2001)。
- 7) I. Shibahara：“Development of in-core materials for fast breeder reactors”，Radiation Effects & Defects in Solids, Vol.144, p. 233-235 (1998)。
- 8) 堀雅夫監修：“基礎高速炉工学”日刊工業新聞社 (1993)。
- 9) H. Tsunoda et al.：“MOSES-Upgrading and Installation (Ⅱ)”，JNC TJ8400 99-057 (1999)。
- 10) 飯島進，吉田弘幸，他：“高速炉設計用計算プログラム・2（2次元・3次元拡散摂動理論計算コード：PERKY）”，JAERI-M6993 (1977)。



溶融炉改良に係るガラス固化モックアップ試験の評価

池田 秀雄 遠藤 昇 吉岡 正弘 豊嶋 至*
白土 克之*

東海事業所 再処理センター 環境保全部
*石川島播磨重工業株式会社 エネルギー事業本部 原子力事業部 原燃プラント設計部

Cold Test for Improvement of the Glass Melter Performance

Hideo IKEDA Noboru ENDO Masahiro YOSHIOKA *Itaru TOYOSHIMA *Katsuyuki SHIRATO

Vitrification Technology Section Waste Management Division, Tokai Reprocessing Center, Tokai Works
* Nuclear Fuel Cycle Plant Engineering Dept, Nuclear Power Division, Ishikawajima-Harima Heavy Industries Co.Ltd

ガラス固化技術開発施設（TVF）において、長期間の断続的な運転により高放射性廃液に含まれる白金族元素が炉底部に堆積する課題が確認されており、長期的に安定した運転を継続するためには解決すべき重要な課題であった。また、日本原燃株式会社（JNFL）において建設中のK施設溶融炉もTVF溶融炉と同様の溶融方式を採用し、スケールアップしていることから、上記課題が発生する可能性があるとともに、大型溶融炉の運転特性を把握する必要がある。そこで炉底構造を改良し白金族元素の抜き出し性を向上させたK施設とほぼ同スケールの溶融炉を用いて溶融試験を実施し、白金族元素の拔出率99%以上が確認され、その課題に対する有効性を確認した。

The vitrification of a high-level liquid waste has been carried out at Tokai Vitrification Facility (TVF). In the long-term operation of the TVF melter, the fact that noble metals in the high-level liquid waste (HLLW) accumulate on the bottom of the melter has been confirmed. This is an important problem which has to be improved in order to continue stable operation of the TVF melter for a long time. At the same time, the operational characteristics of a large commercial melter that adopts the TVF melter process at the K-facility in Japan Nuclear Fuel Limited (JNFL) also has to be studied. So, a cold test was conducted using a melter of the same scale as the K-facility melter with a modification in discharge performance of the noble metal by changing the bottom structure. In the cold test, the discharge rate of the noble metal was more than 99%. Thus the problem was solved through the cold test.

キーワード

白金族元素, ガラス溶融炉, 高放射性廃液, 炉底構造, 液体供給式直接通電型セラミックメルタ, ルテニウム, 溶融処理能力, 白金族元素抜き出し性

Noble Metal, Melter, High-Level Liquid Waste, Bottom Structure, Liquid Fed Joule-Heated Ceramic Melter, Ruthenium, Melting Rate, Discharge Performance of Noble Metal



池田 秀雄

処理第三課 確証試験対応
チーム所属
副主任技術員
確証改良溶融炉を用いたモックアップ試験の実施、評価等に従事
第1種放射線取扱主任者、
第1種情報処理技術者



遠藤 昇

処理第三課 確証試験対応
チームリーダー
副主任研究員
確証改良溶融炉を用いたモックアップ試験管理等に従事



吉岡 正弘

環境保全部次長
ガラス固化技術開発施設の
運転管理等に従事
核燃料取扱主任者、
第1種放射線取扱主任者



豊嶋 至

課長
高レベル廃液ガラス固化・
貯蔵施設設計に従事



白土 克之

課長
高レベル廃液ガラス固化・
貯蔵施設設計に従事

1. はじめに

東海事業所のガラス固化技術開発施設（Tokai Vitrification Facility：以下、TVF）は、使用済燃料を再処理した際に発生する高放射性廃液（以下、HLLW）をガラス固化処理する技術をプラント規模で実証する施設である。

TVFは、HLLWを用いたホット試験を1995年1月から開始し、2001年10月までに123本のガラス固化体を製造、同施設の保管ピットにて保管管理している。

TVFは、ガラス溶融炉の方式としてLFCM法¹⁾（液体供給式直接通電型セラミックメルタ）を採用しており、長期間の断続運転によりHLLWに含まれる白金族元素（Ru, Pd, Rh）が炉底部に堆積する課題が確認されている。白金族元素は電気伝導度が高く炉底部に堆積した場合、電極間の電流が一部堆積した白金族元素を介して流れ、溶融ガラスを加熱する電流が低下することから、ガラスの発熱が抑えられ溶融能力の低下を引き起こすことが知られている²⁾。このためTVFの安定運転にとって、白金族元素の堆積防止を図ることが重要な課題とされた。またTVF溶融炉と同様の溶融方式を採用し大型化された日本原燃㈱（以下、JNFL）K施設溶融炉についても同様の課題が予想されると共に、スケールアップに伴う運転特性の把握が建設を進めている石川島播磨重工業㈱（以下、IHI）により急務と指摘されていた。

これらの状況を受けて、サイクル機構とIHIは「溶融炉改良に係る共同研究」を1999年12月に締結し、K施設溶融炉と同規模の確証改良溶融炉を用いて模擬廃液により上記課題の解決等を図ることとした。

本報告では、上記課題に対する対策の効果、商業用大型炉の運転特性を確認するために実施した確証改良溶融炉1次試験の結果、1次試験で新たに確認された課題、この原因・究明のための基礎試験結果、その対策の検討結果、及びその確認のために実施した確証改良溶融炉2次試験の結果について報告する。

2. 確証改良溶融炉の構造と運転条件

2.1 溶融炉の構造

確証改良溶融炉の構造を図1に示す。本炉はK施設溶融炉とほぼ同スケールの溶融炉でTVF溶融炉の約4倍の溶融表面積を持つ。溶融方式として

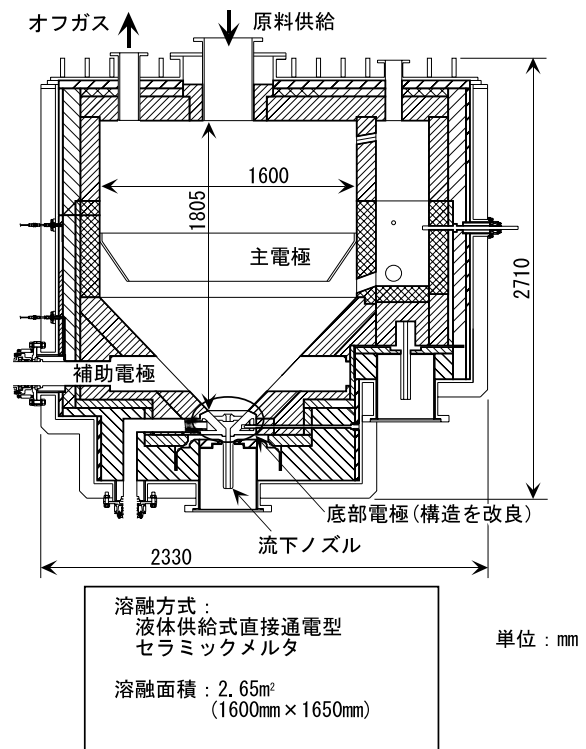


図1 確証改良溶融炉構造概略

はTVF溶融炉と同じLFCM法を採用している。溶融炉は、溶融ガラスに対して耐食性に優れた耐火レンガ及び直接通電電極で構築され、炉底部には溶融ガラスを抜き出すための高周波加熱方式の流下ノズルを設置している。

2.2 溶融処理能力

K施設溶融炉の溶融処理能力は、通常溶融処理速度*で43.1kg/h（使用済燃料の処理能力2.0tU/dayに相当）、最大溶融処理速度で51.7kg/h（2.4tU/day）である。なお、溶融運転中における溶融処理能力が達成されているか否かの判断の指標は以下のとおりである。

(1) 溶融処理能力が達成されている状態

ホットスポット（表面の未溶融のガラス原料層に部分的に溶融ガラス面が露出した状態）が継続して観察され、雰囲気温度が下降せず安定している状態。

(2) 溶融処理能力が不足している状態

溶融表面全体を未溶融のガラス原料層が覆い、ホットスポットが観察されず炉内雰囲気温度が低

* 1時間当たりに溶融されるガラスの重量。ガラス製造速度。

下する状態。

2.3 溶融運転と流下サイクル

ガラス原料の供給は連続式、流下はバッチ式で行なわれる。流下から次の流下までの一連の操作（流下サイクル）は、流下、炉底部冷却、炉底部の低温保持、流下前準備としての炉底部加熱、流下である。これは炉底低温運転という運転手法で、流下時以外は炉底部を低温に保持し、ガラスの粘性を高め、白金族元素が炉底部に堆積するのを防ぐことを目的とした運転手法である。そのため、流下前準備として炉底部加熱が必要となり、白金族元素の炉底への堆積防止の観点から加熱は短時間に効率良く行わなければならない。よって炉底部の加熱能力は本炉の運転性能を左右する要素となる。

また流下サイクルは、通常処理速度時で約9時間30分、最大処理速度の場合約8時間となり、各段階での遅れが全体工程に影響を与えることとなる。

2.4 白金族元素が溶融炉の運転に与える影響

白金族元素は、溶融ガラスに取り込まれにくい^{*}上、その比重が溶融ガラスよりも大きいことから、炉底部に沈降しやすい性質を持っている。またRuO₂、Pd、Rhは高い電気伝導度を示し、中でもRuO₂は酸化物でありながら、高い電気伝導度を示す。このような性質を有する白金族元素が炉底部に堆積した場合、抵抗の低下により直接通電の電流が堆積物に流れ、加熱電流が低下することからガラスの発熱が抑えられ溶融能力の低下を引き起こす。

3. 試験の経緯

炉底部構造の改良による白金族元素の抜き出し性向上対策の確認及びK施設溶融炉と同等の大型溶融炉の運転特性を確認するために2000年8月から10月にかけて確認改良溶融炉1次試験を行った。本試験の結果、白金族元素の抜き出し性の向上は達成できたものの、新たな問題点として白金族元素含有模擬廃液（以下、高模擬度廃液）を供給した場合、白金族元素を含有しない模擬廃液（以下、低模擬度廃液）に比し溶融処理量が減少する

溶融処理能力不足及び炉底部の加熱能力不足が原因と見られるガラス流下性不良が確認された。一方、TVFにおける運転データの再評価から、HLLWの処理においては、低模擬度廃液よりも溶融処理能力が向上することが明らかとなった。

そこで、HLLW、高模擬度廃液及び低模擬度廃液について処理能力の違いの原因を明らかにするために性状分析、るつば規模での溶融試験等の廃液性状確認試験を実施した。また、炉底部の加熱能力不足の問題に対しては、溶融炉の電位分布解析、温度分布解析等を実施し、炉底構造を再度見直した。

以上の対策の効果を確認するために2001年5月から6月にかけて確認改良溶融炉2次試験を実施し、その結果TVF溶融炉及びK施設溶融炉における技術的課題が解決できることを確認できた。

4. 確認改良溶融炉1次試験

4.1 試験の目的と概要

本試験の目的は以下の3点である。

- ① 底部構造変更による白金族元素抜き出し性向上の確認
- ② 商用大型溶融炉における廃気配管水洗浄効果の確認（TVFでは実証済み³⁾）
- ③ 商用大型溶融炉（K施設）の運転特性把握

本試験はK施設と同スケールで、白金族元素の抜き出し性を向上させる目的で炉底部のステップアップ構造をなくし、炉底部の勾配を流下ノズルまで延長した構造に改良した確認改良溶融炉を用いて試験を実施した。図2に炉底構造の比較を示す。

試験はガラス溶融特性、ガラス流下特性等の溶融炉基本性能の確認として低模擬度廃液を用いて30バッチの溶融運転を実施した後、白金族元素が運転に与える影響及び炉底構造改良の効果を確認する目的で高模擬度廃液を用いて30バッチの溶融運転を実施した。

また、廃気配管の水洗浄は、炉内から発生する粉塵等が廃気配管に堆積し、圧力損失が上昇し、長期間に渡る連続運転が困難となる課題に対し、水による配管内の洗浄を行うもので、TVFにおいては実証されている技術である。本試験では大型溶融炉における水洗浄システムの効果の確認を行

^{*}白金族元素がガラス中に取り込まれにくいことを前提の上、ガラス固化体の浸出率評価を実施しており、処分上の問題はない。

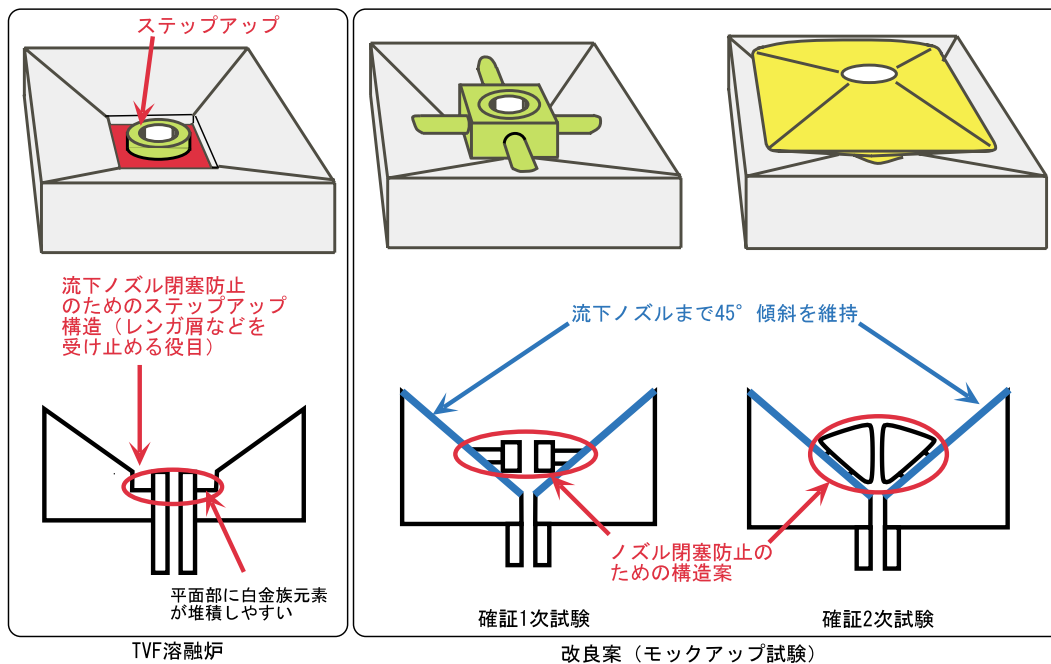


図2 炉底構造の比較

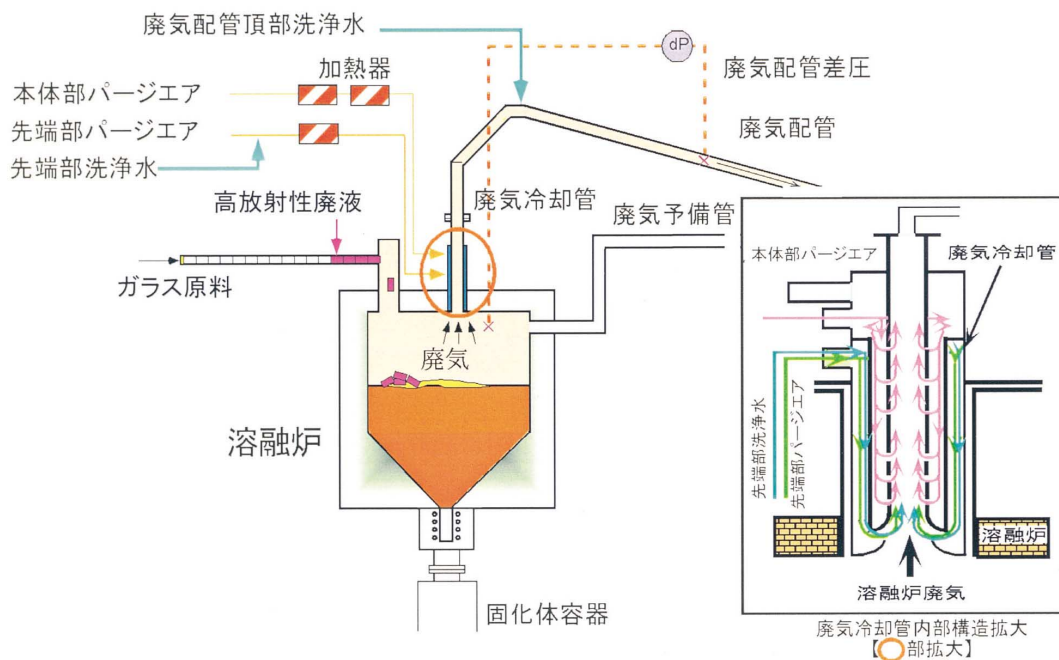


図3 水洗浄システム概要

うために、廃気配管の差圧がある程度上昇した段階で水洗浄を実施した。図3に水洗浄システムの概要を示す。

4.2 試験結果

(1) 白金族元素の抜き出し性

白金族元素の抜き出し性は、①バッチごとの流

下ガラスのサンプル分析による白金族元素の抜き出し量の測定及び②ドレンアウト後の残留ガラスのサンプル分析による炉内残留量の測定の2通りの方法により評価し、白金族元素の収支を算出した。精度の高い後者の方法による評価の結果99%程度の白金族元素抜き出し率が得られたが、残留ガラス中には局部的であるものの、約10wt%と高

濃度（固化ガラス中の平均濃度約0.8wt %）の白金族元素（Ru）が検出された部分があった。この原因は、炉底部加熱能力が不足しており、炉底低温運転の状態から安定な流下に必要な温度まで底部のガラス温度を上昇させることが困難となったことから、流下後の炉底部冷却を緩和し、その後の炉底部温度を高め、保持せざるを得なかったことにより白金族元素の堆積を促進したためと考えられる。

また、主電極の位置におけるガラス温度が低い状態で原料供給・溶融運転を継続した場合、流下における白金族元素の拔出量が固化体1本あたりの標準値より少なく、その後約15時間の保持運転（原料の供給を行わず、ガラスの加熱・溶融を継続する運転）を行うことによって保持運転後の1回の流下で固化体2本分の白金族元素が抜き出された。これは、主電極の位置におけるガラス温度が低いことから、ガラスの粘性が高くなり、この位置に白金族元素が滞留し拔出量が標準値よりも少なくなり、その後の保持運転及び原料供給運転の再開（主電極の位置のガラス温度を高い温度で運転）によって炉底部へ沈降し、流下により通常の2倍もの白金族元素が抜き出されたものと考えられる。以上の結果から、白金族元素が多量に沈降しても抜き出すことができ、白金族元素抜き出し性向上のための炉底部構造変更の妥当性が

確認されるとともに、この運転条件では多量の白金族元素が沈降することが確認された。一方、主電極の位置におけるガラス温度が高い状態で運転を継続した後の保持運転では、主電極の位置における白金族元素の滞留がなく炉内保有量が増加しなかったことから、1バッチ分の白金族元素しか抜き出されず、沈降量が少ないことを示している。以上のことから炉底部への白金族元素の堆積を防止するには、主電極の位置におけるガラス温度を高くした運転を行う必要があることが確認できた。図4にRuの供給量、流下量及び炉内残存量の関係について示す。

(2) 廃気配管水洗浄効果の確認

本運転において、低模擬度廃液を用いた溶融試験30バッチ実施後、水洗浄試験を実施した結果、廃気配管の差圧が約0.8kPaから約0.2kPaとほぼ初期の値に復帰した。また、強制換気により常時負圧に保たれている炉内圧力についても異常な変動は確認されなかった。以上の結果より大型の溶融炉においても廃気配管の粉塵堆積に対する水洗浄の効果が確認できた。図5に運転中の廃気温度変化及び廃気配管差圧の変化を示す。

(3) 溶融炉基本性能の確認

溶融炉基本性能のうち溶融処理能力については、低模擬度廃液を用いた試験では最大処理能力である51.7kg/hを確認した。しかしながら、高模

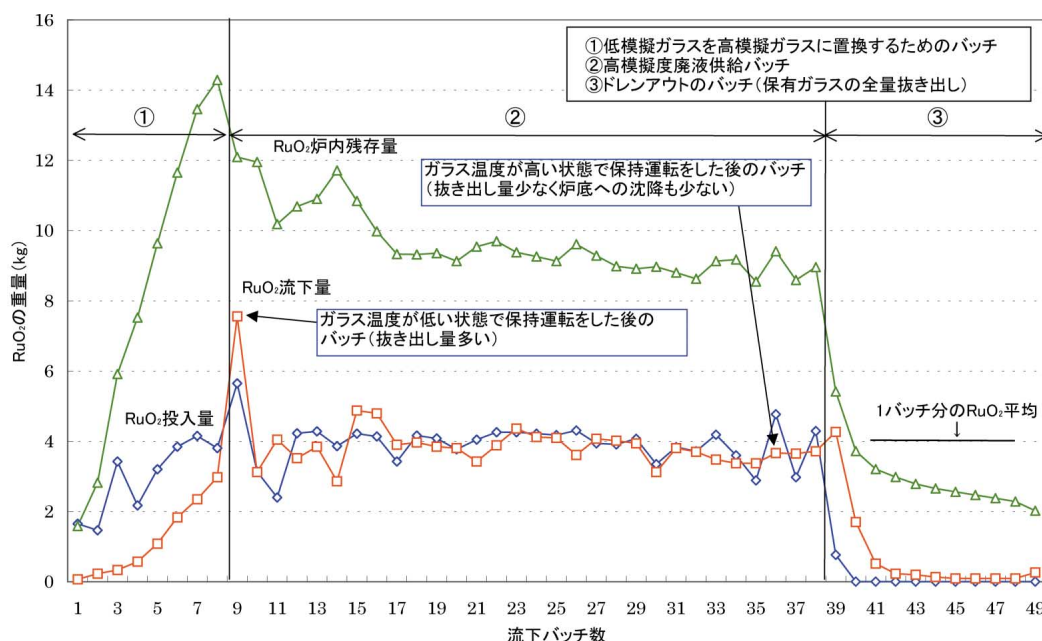


図4 RuO₂の供給量、流下量及び炉内残存量の関係

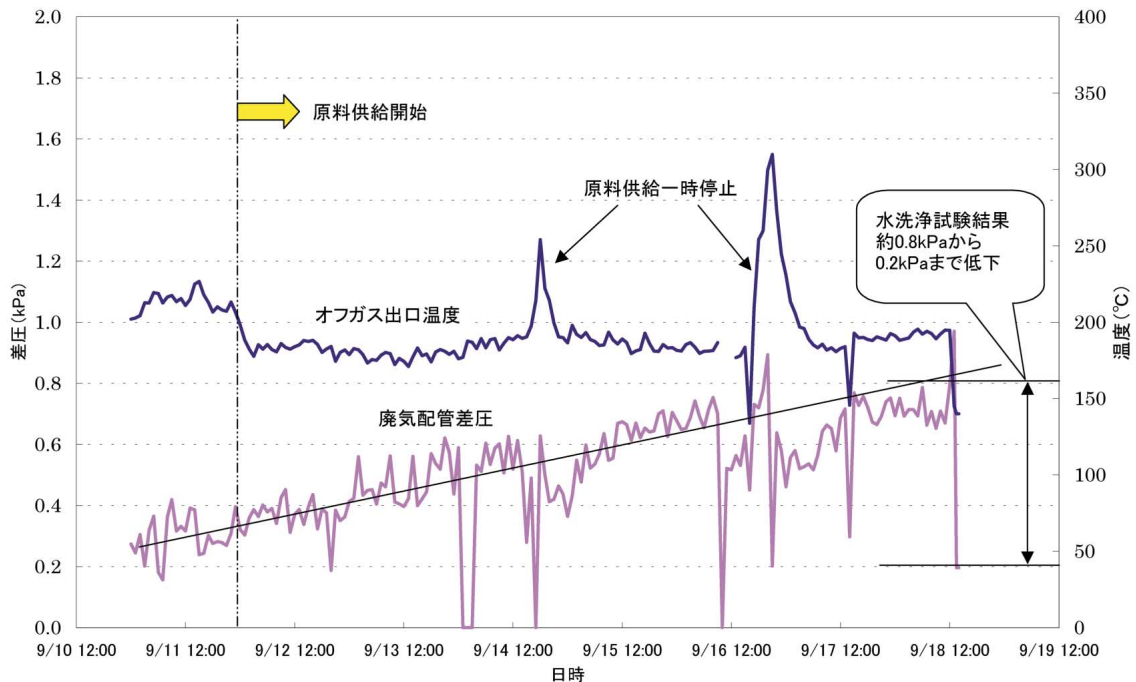


図5 廃気配管水洗浄試験結果

擬度廃液を用いた試験では溶融処理能力判断の指標である炉内雰囲気温度が低下する一方、溶融ガラス温度が上昇する傾向を示したため、ガラス温度を運転範囲（最大1,250℃）で制御するために主電極の投入電力を降下させる必要が生じた。その結果、最大処理能力での溶融運転は困難となり、溶融処理能力は34.1kg/hまで低下した。その後、溶融層上部に対する主電極冷却の影響を緩和*させる目的で、流下開始時間を1バッチのみ遅らせ、溶融中のガラスレベルを上昇させるといった変更を行った。これにより、多少の改善が見られたが最終的に38.5kg/hと最大処理能力の約75%にとどまった。図6に試験結果を示す。

また、流下準備としての炉底部加熱時の性能については、高模擬度廃液を用いた試験では、低模擬ガラスと比して粘性が高く、より高い温度まで上昇させる必要があったが、十分な加熱能力が得られず、安定流下に必要な温度まで炉底部を加熱できなかった。炉底部の加熱が十分でないと流下初期のガラスの粘性が高く流下速度が低下することとなり、結果として流下時間目標値の3時間を大幅に越えるバッチが発生した。

(4) 技術的課題

以上の結果から、当初の目的であった、炉底構造の改良による白金族元素の抜き出し性の向上、及び大型溶融炉における廃気配管の水洗浄効果については確認できたものの、新たな課題として以下の2点が挙げられた。

- ① 高模擬度廃液供給時の溶融処理能力不足
- ② ガラス流下性不良

5. 技術的課題に係る試験

5.1 試験の目的と概要

最大溶融処理速度（51.7kg/h）に対する溶融処理能力不足の原因を明らかにするために、低模擬度廃液と高模擬度廃液の性状の違いに着目し、成分分析及びるつぼを用いた溶融試験を実施した。また、HLLWと模擬廃液の違いについても調査することとし、これまでのTVF運転実績のデータ再評価及びホットセルでのるつぼを用いた模擬廃液とHLLWの溶融比較試験を実施した。

ガラス流下性不良については、流下前準備としての炉底部の加熱能力（主電極—底部電極間通電による加熱）が不足しており、安定流下に必要な温度まで十分に加熱できていないことから、流下

*ガラスレベル変更前は主電極と仮焼層との距離が近く（最短で10mm程度）主電極の冷却の影響で仮焼層への入熱が減少し、溶融処理能力の低下を招いた。

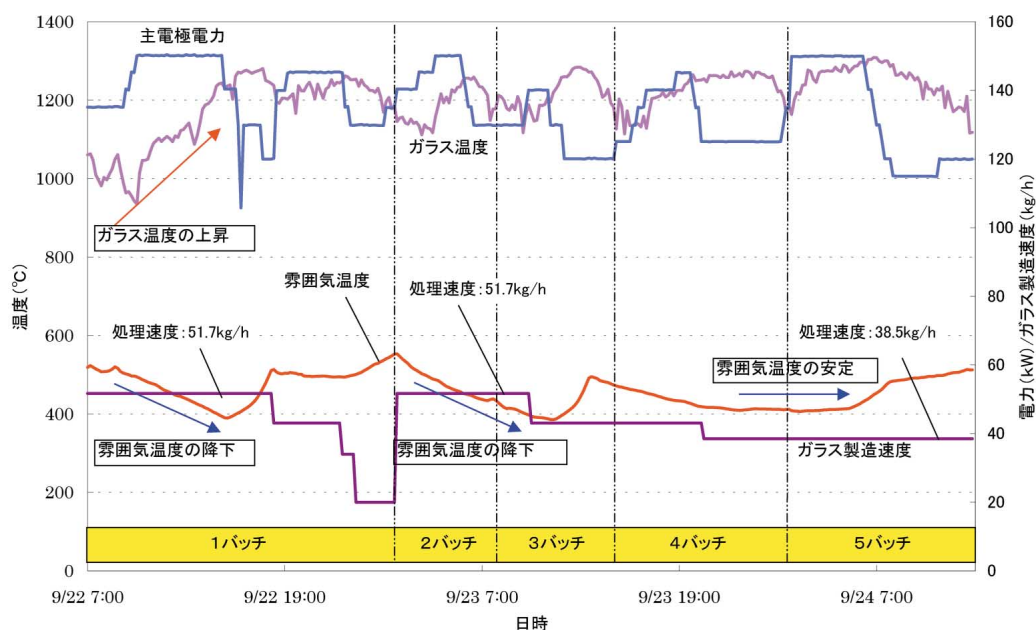


図6 高模擬度廃液供給試験状況

初期のガラス流速低下を招き、しいては流下目標時間3時間を大幅に上回るバッチが発生した。主たる要因である炉底部加熱能力不足の原因を解明するために、電位分布解析及び温度分布解析を実施した。

5.2 試験結果

(1) 廃液性状確認試験結果

1) 調査結果

廃液性状調査として、HLLWについて元素濃度分析を実施した。低模擬度廃液、高模擬度廃液については、調整の再確認のため濃度分析を実施した。なお、HLLWはサイクル機構東海再処理工場の実廃液であり、低模擬度廃液及び高模擬度廃液はJNFL六ヶ所再処理施設の設計値を基に調整している。濃度分析の結果、HLLWでは腐食生成物であるFe、Crが低模擬度廃液、高模擬度廃液に比して多く含有されている。逆に白金族元素については、高模擬度廃液の方がHLLWに比して多い。また、Zr、Moなどの沈降成分もHLLWに比して低模擬、高模擬の方が多い結果となった。元素濃度の比較を図7に示す。

るつば規模での溶融試験では、表面状態の観察結果から低模擬度廃液とHLLWは同程度の溶け込

み性*を示したが、高模擬度廃液は、るつば壁面やガラス表面に未溶融の成分が残っており、溶け込み性が劣ることが確認された。さらに、低模擬度廃液に白金族元素(Ru)を添加した場合、高模擬度廃液と同様に未溶融物が生成し、溶け込み性が悪化した。また、Na濃度は通常の10wt%に相当するNaを模擬廃液側に添加し、ガラス原料に含まれるNaを0とした場合、未溶融物はかなり減少し、廃液成分の溶け込み性は向上した。写真1にるつば試験結果を示す。

過去のTVF溶融炉運転データの再評価を行った結果、TVFの模擬廃液試験⁹⁾において高模擬度廃液は低模擬度廃液に比して、10%程度溶融処理能力が劣ることが確認されるとともに、HLLWは低模擬度廃液よりも向上することが確認された。

また、確認改良溶融炉1次試験で製造されたガラスの粘性を測定した結果、高模擬度ガラスが低模擬度ガラスよりも高かった。図8にガラス粘性測定結果を示す。

2) 溶融処理能力低下のメカニズム

以上の試験結果から、溶融処理能力低下のメカニズムは以下のように推察される。

高模擬度廃液ではRuの影響により溶融ガラスの粘性が上昇し、自然対流が小さくなり、溶融層

*廃液成分がガラス中に溶け込む度合い。溶け込み性が悪いと未溶融物（ガラス中に取り込まれない廃液成分）が発生する。

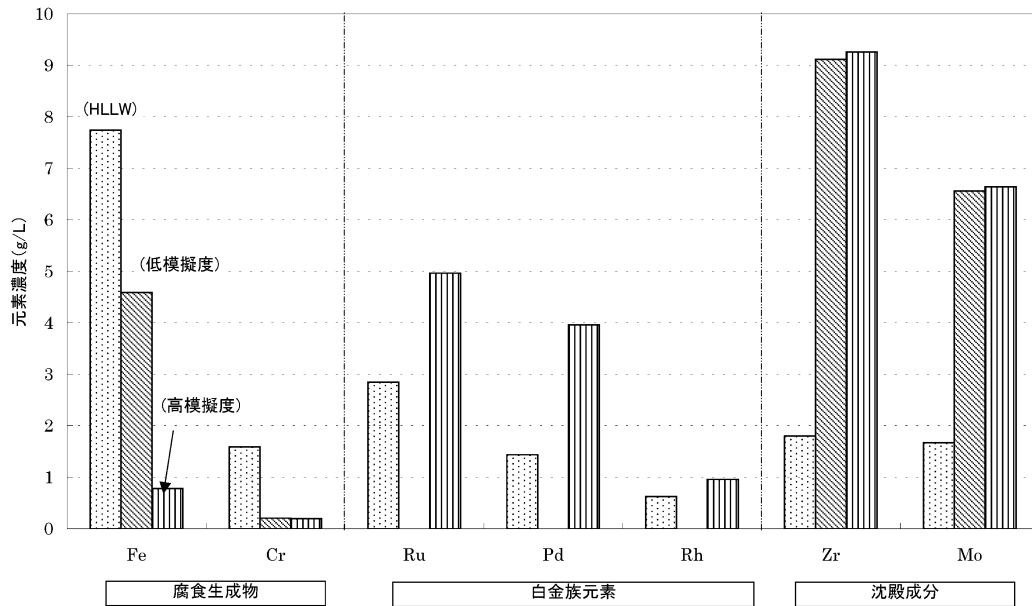


図7 廃液性状比較結果

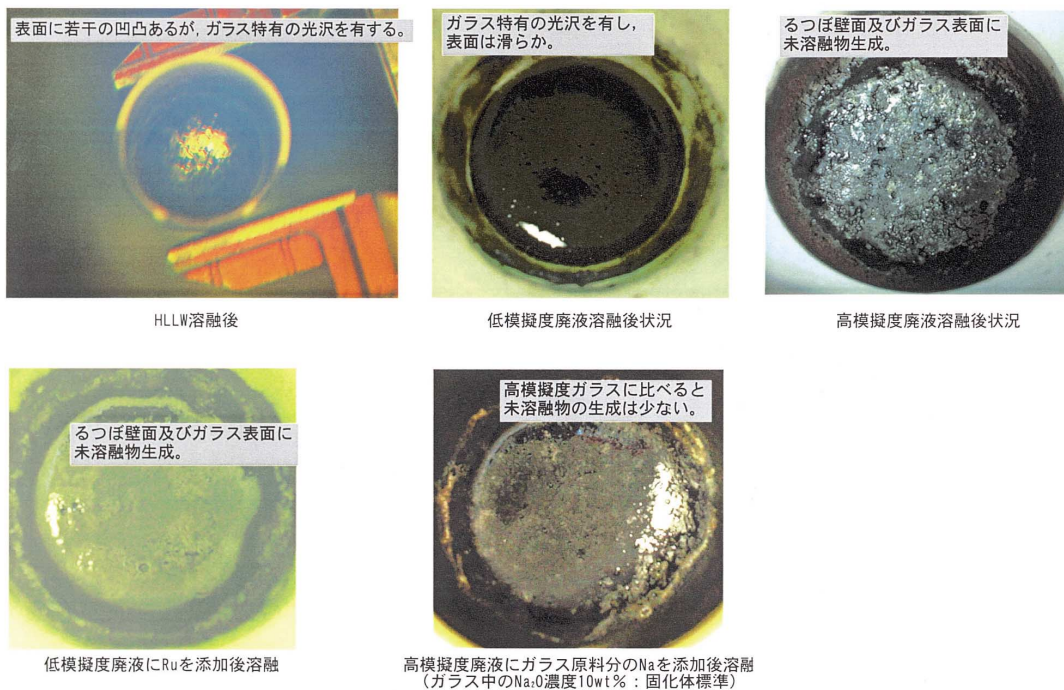


写真1 るつぼ規模の溶融試験結果

から仮焼層（溶融ガラス上の層でガラス原料と廃液成分が混合した状態のもの）への熱伝達量が低下したことにより、仮焼層に十分な熱が供給されなかった。さらに、仮焼層に未溶融物が生成し、熱伝導性が小さくなり、加熱が十分に行なわれなかった。このようなメカニズムにより溶融すべき仮焼層への入熱量が低下し溶融処理能力が低下したと評価される。これは、ガラス中に発生したジ

ュール熱の移動量が小さいため、溶融ガラス自体が加熱され温度が上昇したこととも一致する。

なお、HLLWにもRuが含有されているにもかかわらず溶融処理能力が向上した点については、HLLWにはFeが多く含有されており、Feはガラスの粘性を低下させる効果があることから自然対流が大きくなり熱移動量が増大していると推察される。また、NaはRuによる廃液成分のガラスへの

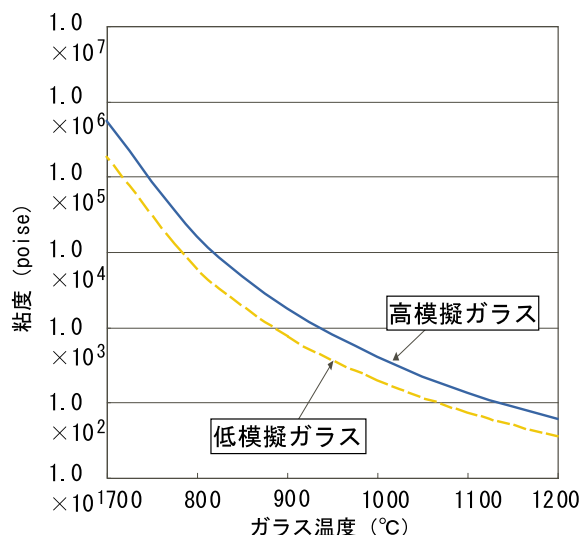


図8 低模擬及び高模擬ガラスの粘性

溶け込み性低下を改善する効果があることから、HLLW中に多いNaが仮焼層における未溶融物の生成を少なくし仮焼層の熱伝導性が改善され仮焼層での熱移動が多くなることによって、Ruによる負の影響を打ち消していると考えられる。

3) 溶融処理能力低下の対策

以上の検討から、仮焼層への入熱量低下が、溶融処理能力低下の原因と考えられることから、溶融炉上部に取り付けてあり、通常熱上げ運転に使用する間接加熱ヒータ（SiC発熱体による外部加熱ヒータ）を溶融運転中に併用し、溶融ガラスから供給される熱で不足する熱量を上部から補うことで溶融処理能力が改善できると考えられた。さらにHLLWの溶融処理能力の向上メカニズムからFeの添加及びNaの廃液側への添加もあると考えられるため、これらの対策について再度確認改良溶融炉によるモックアップ試験にて効果の確認を実施することとした。図9に溶融処理能力低下のメカニズムと対策について示す。

(2) 炉底部に係る解析結果

1) 解析結果

主電極—底部電極間通電における電位分布解析の結果、改良型の底部構造では閉塞防止リング（耐火レンガ層などによる流下ノズルの閉塞防止の目的で設置）に電流が集中するが、電極材料の電流密度の制限から十分な電力が投入できなかったこと、及び閉塞防止リングより下のガラスには加熱源がなく、熱伝導による加熱のみであり昇温性が不十分であることが確認できた。また温度分布解

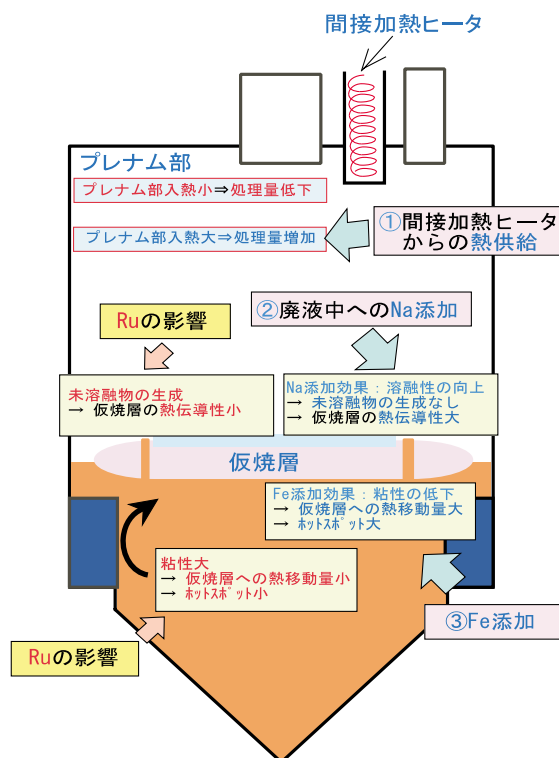


図9 溶融処理能力低下のメカニズムと対策

析により、熱伝導では閉塞リングより下のガラスが十分に加熱できないことが確認できた。図10に電位分布解析結果を示す。

2) 炉底部構造の改良条件

以上の結果から、改良すべき底部構造の条件としては、閉塞防止リングのような電流集中を来さないように、電極上面はできる限り平面状で、かつ電極の通電により加熱できない電極下部のガラス容量をできる限り少なくする構造とする必要がある。また当初の目的であった白金族元素の抜き出し性の向上については、その効果が確認されていることから、ノズル上部まで傾斜部を延長する構造は引き続き採用することとした。

3) 改良型底部構造の妥当性

改良条件に見合う構造案として図2に示す構造を考案し、改良前の底部構造の解析と同様に電位分布解析を実施した。その結果、改良前は11kWだった主電極—底部電極間通電による発熱量が39kWまで増加すると共に、底部が均一に加熱されることが確認された。また、通電により加熱されていない部分のガラス量が少ないことから、底部全体の昇温性が向上している。更に構造変更によって白金族元素の抜き出し性に影響を与えないこ

とを模擬粒子を用いたアクリルモデル試験によって確認した。よって本構造案を確証改良熔融炉に適用し、再度試験を実施することとした。図10に電位分布解析結果を示す。

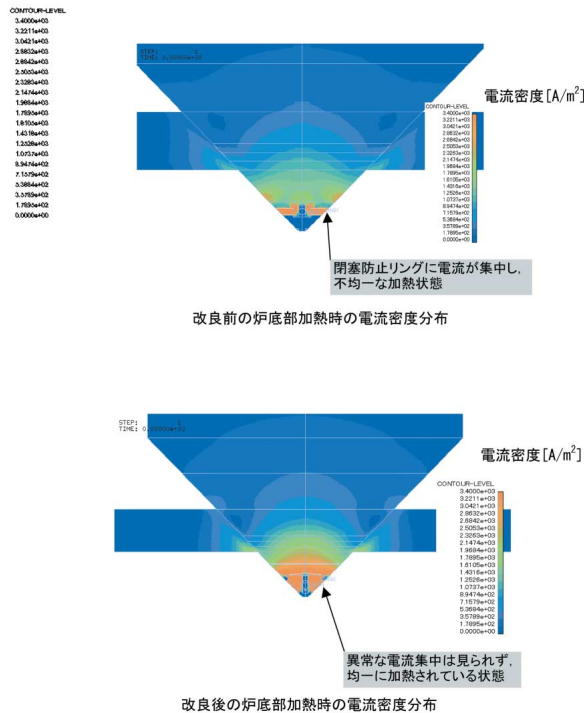


図10 改良前及び改良後の炉底部加熱時の電流密度分布

6. 確証改良熔融炉2次試験

6.1 試験の目的と概要

本試験の目的を以下に示す。

- ① 熔融処理能力不足対策の効果確認（間接加熱併用運転，Naの廃液側への添加^{*}，Feの添加^{**}）
- ② 流下性不良対策の効果確認
- ③ 白金族元素の抜き出し性評価

試験は熔融炉改良後の定常運転状態における運転条件の把握及びガラス熔融特性，ガラス流下特性等の熔融炉基本性能の確認として低模擬度廃液を用いて9バッチの熔融運転を実施した。そのうち後半の4バッチについては，間接加熱ヒータを併用した場合の運転特性データ取得を行うため，間接加熱併用運転を実施した。続いて高模擬度廃液を使用した運転試験に移行し，間接加熱併用試験，Na添加試験，Fe添加試験及びこれらの複合条件における効果の確認を実施した。高模擬度廃液による熔融は20バッチ実施した。

これらの結果を踏まえて流下性不良改善及び白金族元素の抜き出し性向上を図るため，炉底部構造を再度変更した。これまでの炉底部の構造比較を図2に示す。

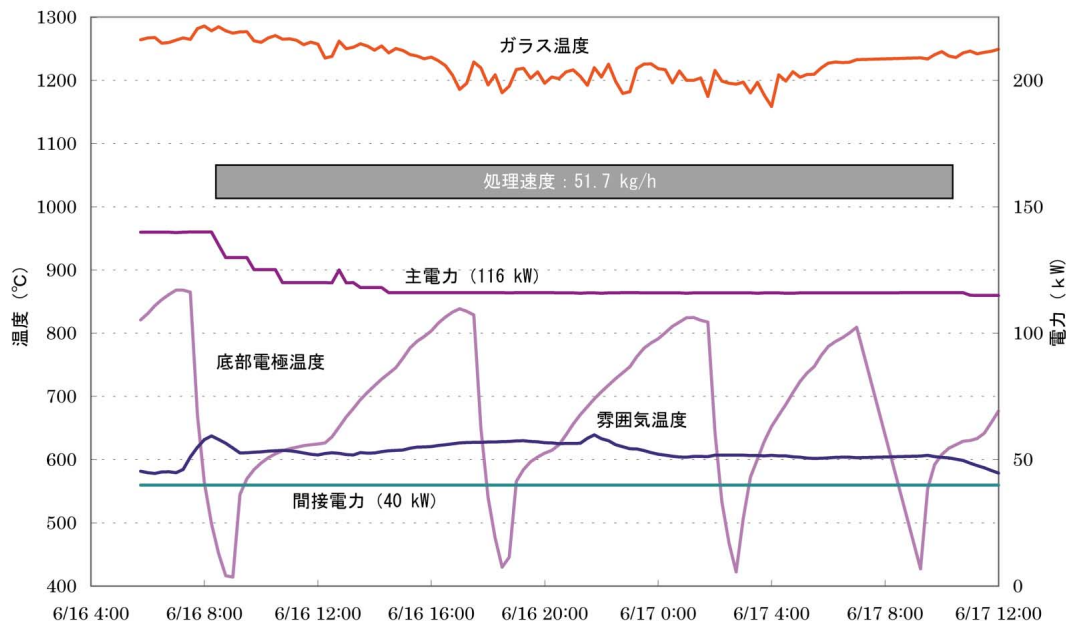


図11 最大処理能力時の間接加熱併用運転試験結果

^{*} Na 添加試験は，模擬廃液に NaOH 水溶液及び NaNO₃ 水溶液としてあらかじめ添加している。
^{**} Fe 添加試験は，模擬廃液に Fe(NO₃)₃ 水溶液としてあらかじめ添加している。

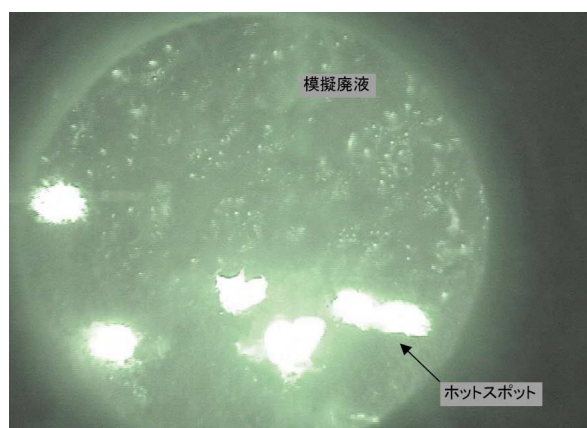


写真2 溶融表面の状態（赤外線撮影）

6.2 試験結果

(1) 溶融処理能力不足対策の効果確認

1) 間接加熱併用試験

高模倣度廃液を用いた試験では、ガラス温度が上昇するといった特有の傾向が見られたためガラス温度の上限管理の観点から、主電極電力を徐々に低下させる必要が生じ、最大処理能力が得られなかった。これに対して間接加熱ヒータを40kWで併用運転することにより、(加熱間接加熱ヒータで熱量を補っていることから、溶融に必要な主電極間電力は低下する。)51.7kg/hの速度で原料を供給している状態でも溶融表面にホットスポットが継続して観察され、雰囲気温度の下降傾向は見られず600℃程度で安定したことから、最大処理能力を有することを確認した。図11に試験結果を示す。また写真2に溶融表面の状態を示す。

2) Na添加試験

Naの添加は、ガラス原料の成分として含まれる量を廃液側にあらかじめ添加し、Naを含まないガラス原料を供給することで実施した。本試験では雰囲気温度の低下が継続したことから最大溶融処理能力は有していないと判断した。Naの添加は白金族元素のガラスへの溶け込み性を向上し(仮焼層における未溶融物の生成抑止)、仮焼層自体の熱伝達性は向上させるものの、溶融ガラス中のNaの総量は変わらないことから、ガラスの粘性をさらに低下させる効果はなく、対流によるガラスから仮焼層への熱伝達は期待ほど大きなものとはならず、溶融処理能力向上への効果が小さかったと推定される。また、模倣廃液中の全酸化物濃度を変えずにNaを溶液として模倣廃液に添加したため

に溶融炉への供給液量が増加し、蒸発の熱負荷が増大したことも原因の一つと考えられる。

3) Fe添加試験

Feを廃液に添加した試験において、最大処理速度で原料供給を実施したところ炉内雰囲気温度が徐々に低下した。しかしながら、通常溶融ではホットスポットが確認されない低い炉内雰囲気温度でもホットスポットが観察されたこと、ガラス温度が異常な上昇を示すことなく、主電極電力の投入量を上昇できたことから、Fe添加のガラス粘性低下効果によって溶融ガラスの対流が増加し、仮焼層への熱移動量が増加したものと考えられる。なお、本試験においても最大処理能力を達成できなかったが、模倣廃液中の全酸化物濃度を変えずにFeを溶液で添加したことにより溶融炉への供給液量が増加し、蒸発の熱負荷が増大したことが、一要因と考えられ、溶融炉へ供給する廃液の濃縮倍率を上げ水分を相対的に減らすことにより溶融処理能力向上が期待できる。

(2) 流下性不良対策の効果確認

炉底部の加熱能力不足に起因する流下性不良を改善するために実施した炉底部の構造変更の結果、変更前では14kW程度であった炉底部加熱能力が、変更後では20kW以上と大幅に改善した。また、炉底部の昇温性(底部電極温度で評価)についても、変更前は数℃/h程度であったものが、変更後には約50℃/hと改善した。さらに安定流下に必要な底部電極温度(流下開始時)について、変更前は局部的にしか加熱されず、熱伝導でのみ加熱されるガラス量が多かったことから800℃以上必要であったのに対し、変更後は均一に加熱され、熱伝導のみで加熱されるガラス量が減少したことから730℃の昇温で十分であった。この結果、安定流下に必要な底部温度を十分に上回ることができ、流下目標時間3時間を達成できた。また流下初期の流速の低下も見られず、低温で粘性が高く細い糸状になったガラスが流路に堆積するような状態も観察されなかった。流下速度の上昇傾向と流下所要時間の比較について図12に、炉底部の昇温性について図13に示す。

(3) 白金族元素の抜き出し性評価

白金族元素の抜き出し性については、確証改良溶融炉1次試験と同様の手法により算出した。その結果、1次試験を上回る抜き出し率が得られたことにより、炉底構造変更により白金族元素抜き

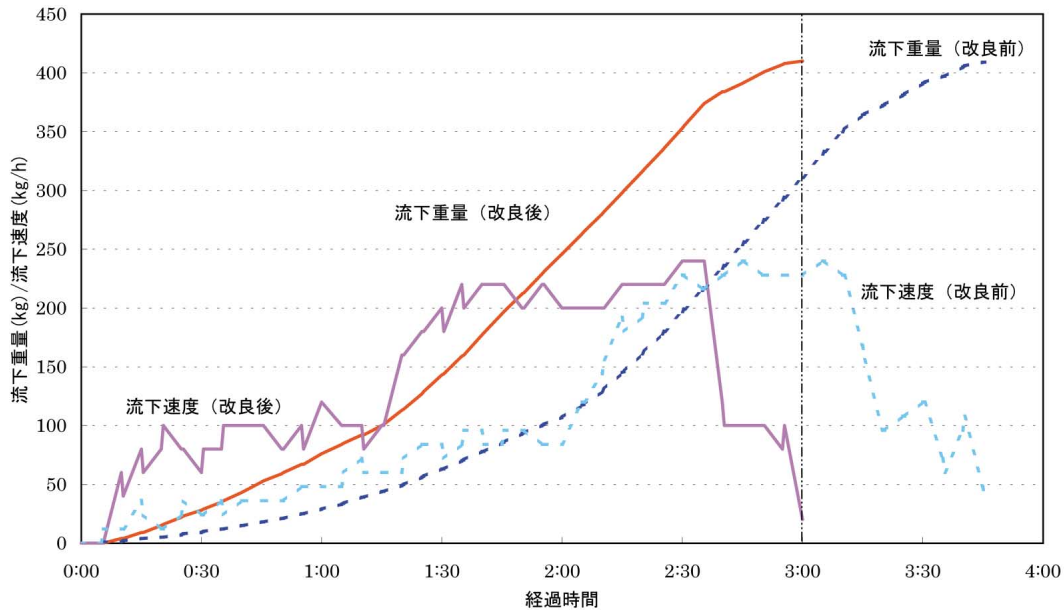


図12 1次試験及び2次試験における流下速度の比較

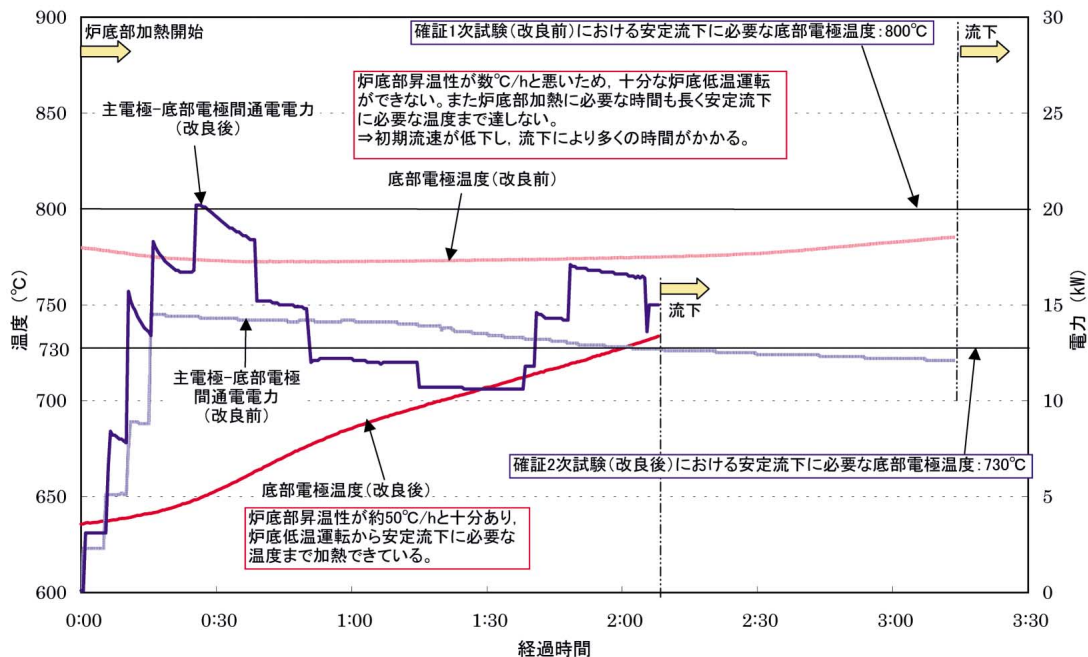


図13 炉底部の昇温性比較

出し性が良好であることが確認できた。また、廃液供給試験後、保有ガラスを全量抜き出すためのドレンアウトを行った後の炉内観察結果からも炉内残留ガラスはほとんど見られず、かつその中の白金族元素濃度は、改良前の構造での10wt%程度から通常流下における濃度に低下し、確実に抜き出されており、白金族元素の抜き出し性向上には十分に有効な構造であることが確認された。

確証改良溶融炉における白金族元素堆積の可能

性について検討した結果、炉底部の冷却及び主電極－底部電極間通電による炉底部の加熱能力の増大により確実な炉底低温運転が可能であり、炉底低温運転を着実に実行すれば、炉底部への堆積を防止できる。また、TVFのように熱上げ後の最初のバッチで、一度に多量の白金族元素が炉底部に沈降した場合においても抜き出し可能であることから、炉底部へ白金族元素が堆積する可能性は低いといえる。なお、運転終了時に仮焼層を完全に

溶融するための保持運転（主電極レベルのガラス温度を高温にし、粘性を低下させ白金族元素を沈降させる運転）を行った後、炉内保有ガラス量11バッチの内3バッチ分だけ流下を行えば溶融炉内に保有する白金族元素の90%以上を抜き出すこと

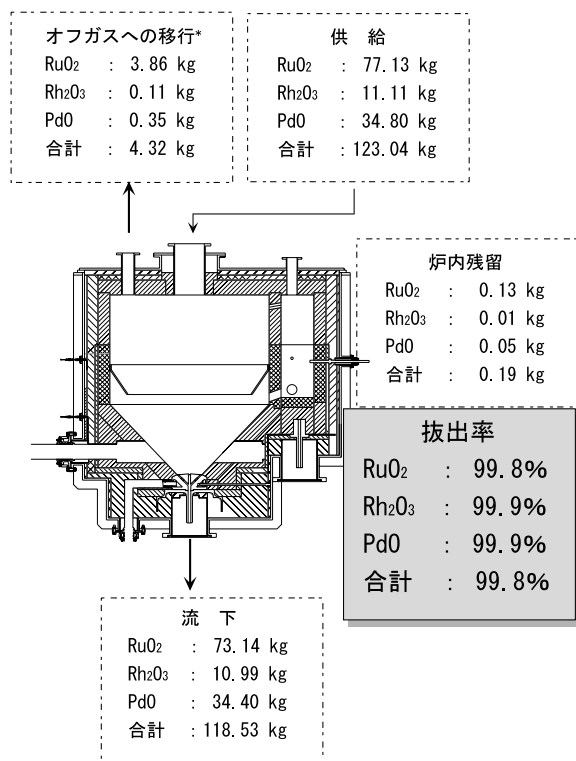


図14 確証改良溶融炉における白金族収支

*) 設計値を用いた。

ができることから、運転終了時に3本分を流下することは、熱上げ後の最初のバッチでの白金族元素の沈降を防止するのに有効な手法の一つであると考えられる。

図14に白金族元素収支について示し、図15に運転終了時のドレンアウト効果について示す。また、ドレンアウト直後の炉底部の状況を写真3に示す。

7. おわりに

コールドのモックアップ試験である確証改良溶融炉試験を通じて、白金族元素の抜き出し性向上のための炉底構造変更の妥当性が、関連する炉底部加熱能力を含めて確認できた。この結果はTVF 2号溶融炉に反映し、今後運転を通じて有効性を



写真3 ドレンアウト後の底部状況

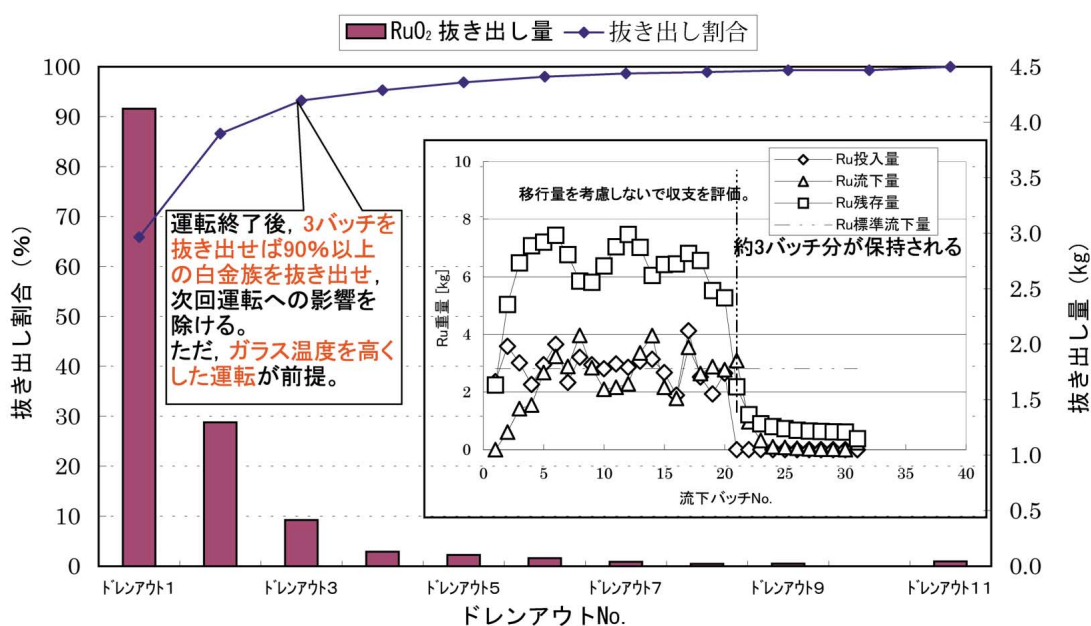


図15 ドレンアウト経過に伴う白金族元素抜き出し評価

実証していく予定である。また、溶融処理能力不足については、白金族元素（特にRu）の影響による熱移動量の低下が主要因であるとの判断から、間接加熱装置によりガラス溶融層上部における原料の溶融と廃液の蒸発に必要な熱量を補うことによって、最大処理能力を確保できることを確認できた。併せて、廃気配管水洗浄効果の確認を始め、商用大型溶融炉に関する運転特性の把握ができた。これらの知見は、TVF技術を基本としてスケールアップを図ったJNFLのK施設溶融炉の設計及び運転に適宜反映していく。

参考文献

- 1) M.Yoshioka,T.Takahashi,et al.: "Glass Melter and Process Development for PNC Tokai Vitrification Facility", WASTE MANAGEMENT, Vol12,p7-16(1992).
- 2) 遠藤, 吉岡, 他 : " TVF ガラス溶融炉の運転評価(Ⅰ) " 日本原子力学会 1999春の年会 要旨集, M5,p697, (1999).
- 3) 浅野, 吉岡, 他 : " 廃気配管水洗浄システムの開発(Ⅱ) " 日本原子力学会 2001秋の大会 要旨集, M70, p799, (2001).
- 4) 吉岡, 稲田 : " ガラス固化技術開発施設 (TVF) コールド試運転結果 ", 動燃技報, No.91,p111(1994).



東海再処理施設の腐食環境と機器の腐食速度評価

横 彰

東海事業所 再処理センター

Corrosion Circumstance in the Tokai Reprocessing Plant and Evaluation of the Corrosion Rate

Akira MAKI

Tokai Reprocessing Center, Tokai Works

再処理プロセスには、FP、U、Pu等の金属イオンの濃度、硝酸の濃度、環境温度が異なるなど様々な腐食環境が存在し、構成材料もその環境に応じて異なった材質となっている。

これまで、東海再処理施設においては、重要な機器の腐食故障が発生し、材質の変更や施工技術の開発などを行い、機器の更新や補修を行うとともに、故障した機器の調査を行ってきた。その知見から、Nb添加のステンレス鋼は、溶解槽における伝熱面では1 mm/yを超える腐食速度で、かつ、溶解槽及び酸回収蒸発缶の溶接部において微細な貫通孔が発生した。Ti-5Taについては、プルトニウム溶液蒸発缶の気相部において、0.1~0.3 mm/yの腐食速度を示したが、局所的な腐食は認められておらず、かつ、酸回収蒸発缶では腐食は観察されていない。

本報告では、上記のような腐食機器の調査結果や腐食試験の概要、機器の健全性確認として実施した肉厚測定結果について述べる。

In the reprocessing plant, corrosive circumstances arise, because the major equipment contains a high concentration of the metal ions that originate from the fission products. They are also equipped in the various concentrations of nitric acid and various temperatures.

Based on failed experiments due to corrosion, repairing the equipment and exchanging materials, the corrosion rate of stainless steel containing Nb was measured over 1 mm/yr in the heat transfer surface of the dissolver. Pin-holes in the weld zone of the heat conduction surface of the dissolver and the acid recovery evaporator were observed. Although the corrosion rate of Ti-5Ta in the vapor zone of the plutonium solution evaporator reached 0.1~0.3 mm/yr, no local attacks were confirmed. On the other hand, the corrosion of Ti-5Ta was not observed in the acid recovery evaporator.

This report presents the survey result of the corrosion equipment and an outline of the corrosion tests, with the wall thickness measurement result obtained as a soundness confirmation of the equipment.

キーワード

腐食, チタン合金, オーステナイト系ステンレス鋼, 硝酸, 再処理, 伝熱面, 溶接部, 溶解槽, 酸回収蒸発缶, 酸回収精留塔, プルトニウム溶液蒸発缶, 核分裂生成物

Corrosion, Titanium Alloy, Austenite Stainless Steel, Nitric Acid, Reprocessing, Heat Transfer Surface, Weld Zone, Dissolver, Acid Recovery Evaporator, Acid Recovery Distillate, Plutonium Solution Evaporator, Fission Products



横 彰

技術主幹
再処理施設の安全性確認、
六ヶ所への技術支援などに
従事

1. はじめに

現在工業規模で採用されている再処理方式はPurex法であり、溶媒としてリン酸トリブチル (Tri-Buthyl Phosphate : TBP) を、塩析材として硝酸を用い、原子力発電所からの使用済燃料を溶解し、核分裂生成物 (FP) を除去、ウラン (U) 及びプルトニウム (Pu) を回収するという化学処

理プロセスである。再処理プロセスでは、工程により、FP、U、Pu等の金属イオンの濃度、硝酸の濃度、温度が異なり、機器によって様々な腐食環境条件である。特に、金属イオンでみると、FPのうち特にRuが¹⁾、TRU元素としてはNpが²⁾、核燃料物質ではPuが、硝酸によるステンレス鋼の腐食を促進する効果があり^{3), 4)}、Uはその効果が小さい⁵⁾といわれている。また、温度については、高ければ腐食速度が大きくなり、特に加熱機器の伝熱面での腐食が顕著である。こうした再処理プロセスの腐食環境に依じて、材料選定を行う必要がある。

東海再処理施設では、機器の構成材料として、SUS304Lを中心としたオーステナイト系ステンレ

ス鋼を用い、特に腐食環境の厳しい加熱機器では、含有炭素量の低いSUS310系のステンレス鋼やTiなどを用いているほか、硝酸ナトリウムやリン酸等を含む低レベルの放射性廃液を扱う工程ではSUS316Lを主に用いている。

これまで東海再処理施設においては、酸回収蒸発缶や濃縮ウラン溶解槽などの加熱機器の腐食故障が発生したが、材質の変更や施工技術の改良・開発などを行い、故障した機器の更新や補修を行ってきた（図1、表1参照）。

本報告では、これまで東海再処理施設で経験してきた機器の腐食事例の概要とともに、更新工事において調査した機器の腐食状況、各種腐食試験

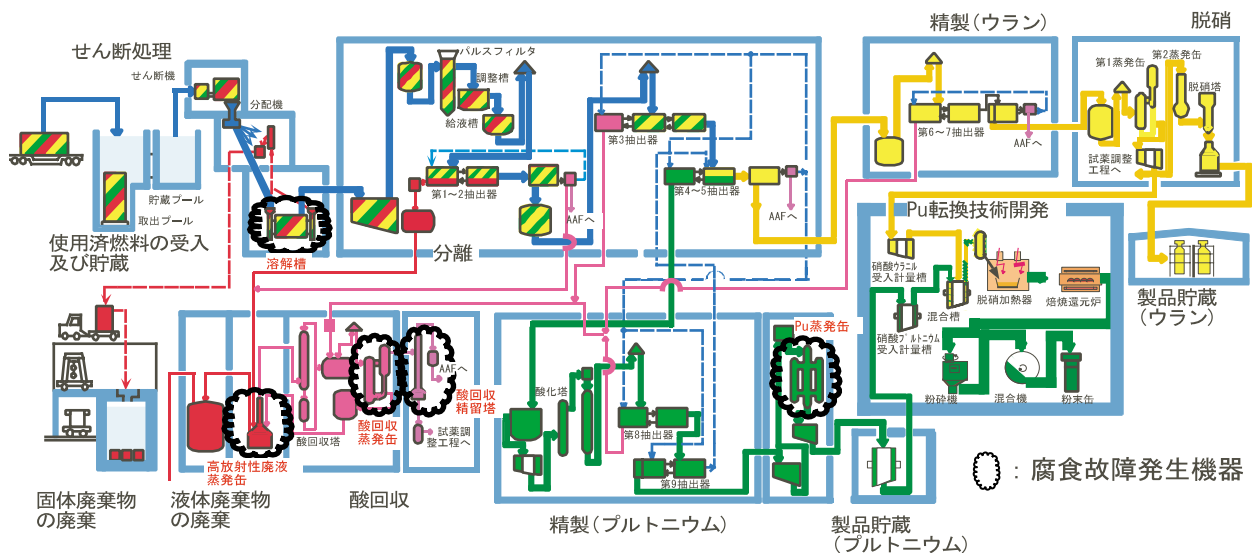


図1 東海再処理施設における主要な機器の腐食発生箇所概要図

表1 主な未臨界度測定技術と未臨界度モニタとしての適正評価

機器	材料	腐食部位		腐食状況	使用時間
ウラン溶解槽	ウラナス - 65 ^{*1}	R10	バレルB	溶接部に貫通孔	約4,100hr
		R11	バレルA	溶接部に貫通孔	約3,100hr
			バレルB	溶接部に貫通孔	
酸回収蒸発缶	ウラナス - 65 ^{*1}	上部管端溶接部		溶接部に貫通孔	約6,000hr
	クロニファ - 25 - 25Nb ^{*2}	伝熱管母材（肉厚：4.95mm）		母材が減肉し貫通	約13,000hr
酸回収精溜塔	SUS310ULC	加熱蒸気配管		加熱蒸気配管とサポート溶接部に貫通孔	約12,400hr
プルトニウム溶液蒸発缶	SUS304L（塔部）Ti（加熱部）	気相部（塔部）		記装配管ベルマウスに貫通孔	約11,000hr
高放射性廃液蒸発缶	ウラナス - 65 ^{*1}	中段加熱蒸気配管		—	約59,000hr
海中放出管	炭素鋼鋼管 アスファルト被覆	汀線付近		母材部に貫通孔	約17年

*1 フランス クロソワール社製 Cr：Ni：Nb=25：20：0.25 C≤0.02

*2 ドイツ V.D.M社製 Cr：Ni：Nb=25：20：0.25 C≤0.02

の結果、機器の健全性確認として実施した肉厚測定結果などについて述べる。

2. 機器の腐食事例

2.1 酸回収蒸発缶

酸回収蒸発缶は、分離第二サイクル以降の抽出工程からの抽出残液や高放射性廃液蒸発缶及び溶解槽の蒸発蒸気から回収した硝酸溶液など中レベルの放射性廃液を蒸発処理する加熱機器であり、加熱部と蒸発部から構成されているサーモサイフォン型の蒸発缶である。運転条件は、硝酸濃度が約8 mol/l、加熱蒸気温度が約130℃、溶液温度として約110℃である。この溶液中には、PuやRuが0.1～1 mg/l程度含まれており、Npは一桁程度大きく10～20 mg/l程度である。

酸回収蒸発缶は腐食対策としてこれまで3回の更新を行っており、更新ごとに材質も変更してきた。第一代の蒸発缶の材質は、ウラナス-65（フランスのクロゾワール社製の材料で、Cr：Ni：Nb＝25：20：0.25）であったが、腐食による機器の更新のため、第二代はウラナス-65とほぼ同等のクロニファー 25-20Nb（西ドイツのV. D. M. 社製の材料でウラナス-65とほぼ同じ組成）、第三代がNAR310Nb（C、Si、P、Sなどの微量不純物を極力低減したSUS310系のオーステナイト鋼でNbを添加した国産材料⁶⁾。現在のR-SUS310Nbに相当）、その後予防保全の観点から更新した第四代の蒸発

缶がR-Ti-5Ta（現在設置されている蒸発缶）と変遷してきている。

第一代の蒸発缶は、約6,000時間の運転後に、加熱部における伝熱管と管板の溶接部の5箇所に通孔が発生し、第二代の蒸発缶は、約13,000時間の運転後に、伝熱管の母材部に通孔が発生した。

(1) 第一代酸回収蒸発缶の腐食状況

第一代の蒸発缶における通孔の腐食形態は、溶接ビード上のクレーター部（溶接の最終部）から貫通に至ったものと、管板と伝熱管の隅肉溶接部（2層盛）の初層の溶接金属から貫通に至ったものの2種類に大別される（写真1参照）。

加熱部やカラム部の内部表面については、細かい肌荒れが認められたが、カラム部、連通管等の減肉量は、超音波測定や渦流探傷における測定誤差あるいは製作誤差の範囲内であった。

伝熱管については、中央部の7本について渦流探傷を行ったが、測定精度（肉厚4.5mmの20%）の範囲内であった。

(2) 第二代酸回収蒸発缶の腐食状況

第二代の蒸発缶は、上記の知見を踏まえて、管板と伝熱管の溶接部はU字開先をとった3層盛の溶接とするとともに、初層及び第二層の溶接金属が露出しないように改良を施した。

第二代の蒸発缶では、195本ある伝熱管のうち2本に通孔が確認され、うち1本は下部管板より上方約1.1mの位置に小さな貫通孔が多数（当該部

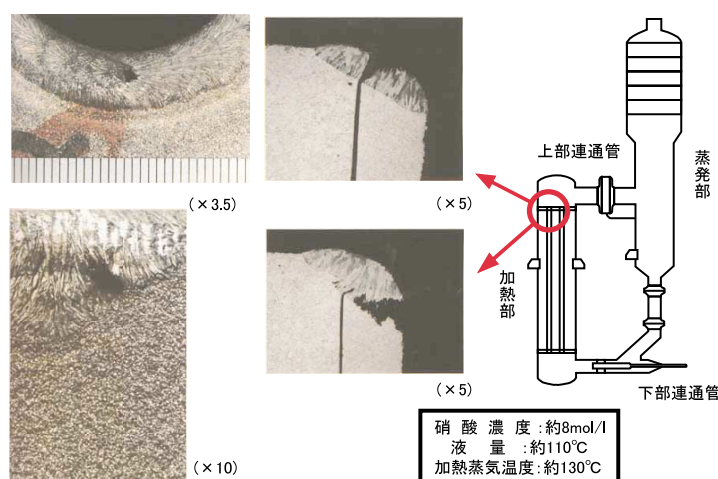


写真1 第一代酸回収蒸発缶の腐食概要

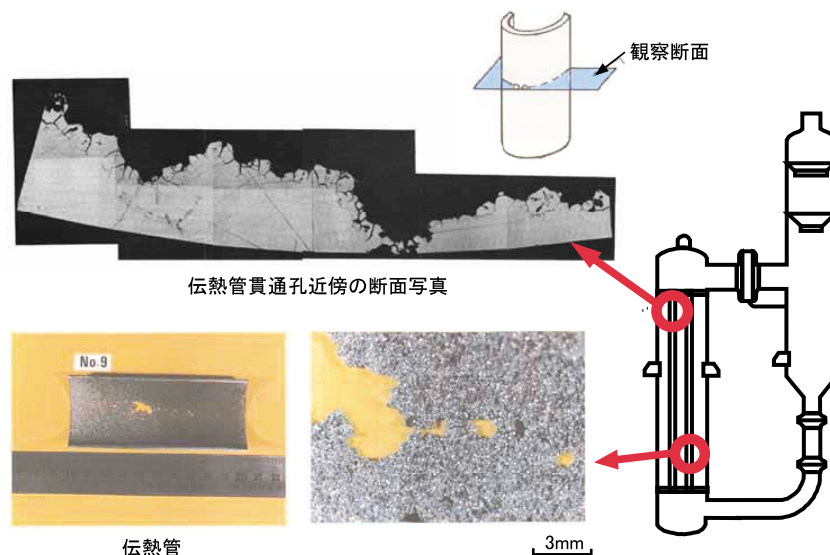


写真2 第二代酸回収蒸発缶の腐食概要

分の肉厚は非常に薄くなっていた), 他の1本は上部管板より下方約0.15mの位置に2個の小さな貫通孔(ただし, 硝酸溶液側からみると1個)が確認された(写真2参照)。

その他, 上部管板近傍において, 伝熱管の端面から発したと思われる溝状の腐食(加工フロー腐食^{7),8)}が進展した後に, 酸回収蒸発缶内溶液により伝熱管表面から腐食が進行し, 溝状となったもの)が多数観察され, 下部管板では顕著な溝状の腐食は1本の伝熱管のみに認められ, かつ溝状の腐食のうち最も長く約6cmであった(写真3参照)。これを腐食速度に換算すると約40mm/yに相当する。

195本の伝熱管については, 全数渦流探傷を行っており, その肉厚測定結果に基づく伝熱管全長にわたる肉厚プロフィールを図2に示す。この肉厚プロフィールから, 残肉量の傾向は以下のとおりである。

- ① 加熱蒸気の入口付近から上部に至る伝熱管の残肉量が多く, 下部方向に行くに従って残肉量が少なくなっている。
- ② さらに, 加熱蒸気出口(熱交換を終えた凝縮液の出口)付近及び下部管板付近において残肉量が多くなっている。

伝熱管も含めた各部位の腐食速度(超音波肉厚計による測定の結果と製作時の肉厚及び運転時間から腐食速度を求めた腐食速度)を表2に示す。腐食速度は, 蒸発缶溶液の気相部が最も小さく, 気液混相部, 液浸部, 伝熱面の順に大きくなっており, 伝熱面の腐食速度は, 液浸部の約3倍(貫通孔が生じ

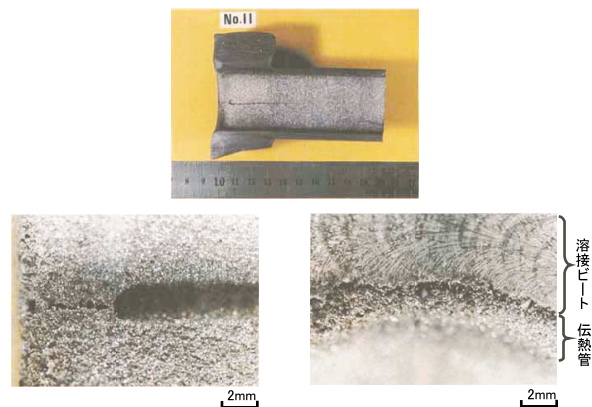


写真3 下部管板と伝熱管溶接部近傍に認められた加工フロー腐食の外観

た部位が最大で, 約10倍)となっている。

また, 腐食に関するデータを蓄積する観点で沸騰の8 mol/l 純硝酸溶液を用いた48時間のコールドの浸漬試験を行った結果, クロニファー25.20Nbの腐食速度は約0.03mm/yであった。この値と実機における液浸部の腐食速度を比較すると, 約10倍となる。この違いは, 48時間の浸漬試験であるために未だ脱粒に至らないが, 実機の場合, 浸漬時間が長く結晶粒の脱落が生じること, 実機の溶液中存在するPuやRu (0.1~1 mg/l程度), Np (10~20mg/l程度)により腐食が加速されることなどによるものと考えられる。

加えて, 第二代の材料であるクロニファー25.20Nbと第三代のNAR310Nbの伝熱管を夫々2本, 合計4本の伝熱管を有する模擬蒸発缶を製作し, 約8 mol/lの硝酸に Cr^{6+} を3~5 g/l添加し

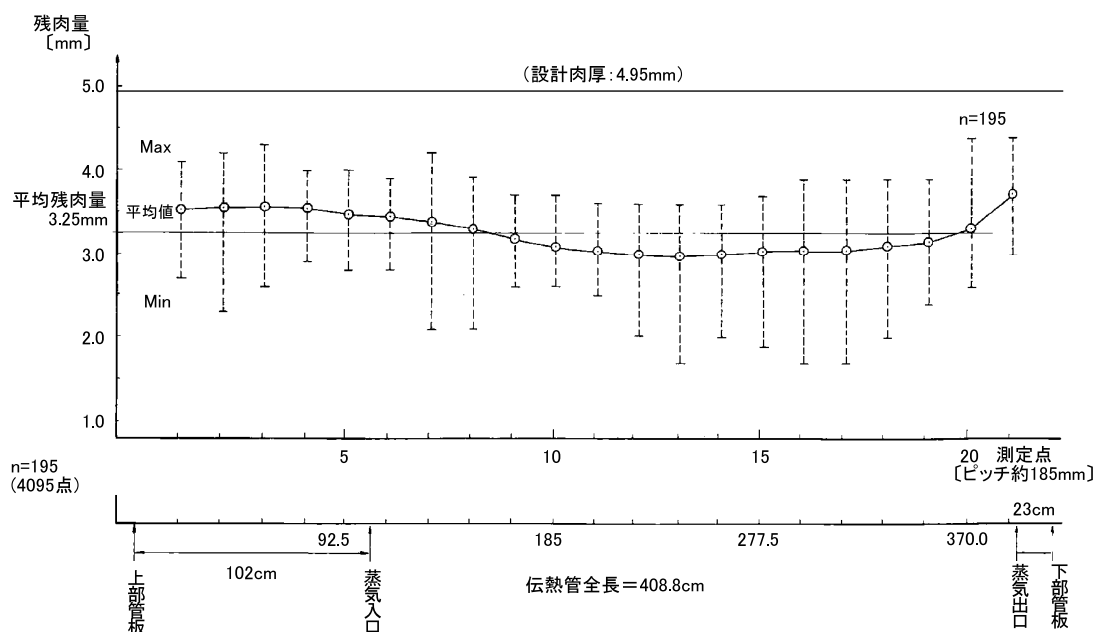


図2 第二代酸回収蒸発缶伝熱管軸方向残肉量分布(伝熱管195本全数での分布)

表2 第二代酸回収蒸発缶各部位における腐食速度

部 位	減肉量 (mm)	腐食速度 (mm/y)	備 考
伝 熱 管	平均1.7 (最大5.0) *	1.1 (3.4) *	液浸条件 +伝熱条件
上部連通管	平均0.54	0.36	液浸条件
下部連通管	平均0.37	0.25	液浸条件
加熱部鏡板	平均0.30	0.20	液浸条件
蒸 発 部	平均0.34	0.22	液浸条件
	平均0.23	0.15	気液混相
	平均0.16	0.11	蒸気相

*貫通孔が生じた部位

た溶液による比較試験を行った(写真4参照)。この結果、クロニファー 25.20Nbの腐食速度はNAR310Nbの約2倍で、住友化学(株)で実施された酸回収蒸発缶実証機における結果⁶⁾と同程度であることが示され、かつ、クロニファー 25.20Nbの伝熱管に、第二代の酸回収蒸発缶で見られた溝状の腐食が確認された。この溝状腐食の先端部分についてX線マイクロアナライザーによる面分析を行ったところ、材料製造時に添加されていたLa, Ceと不純物として含まれているSの偏析が認められ(写真5参照)、この偏析が加工フロー腐食

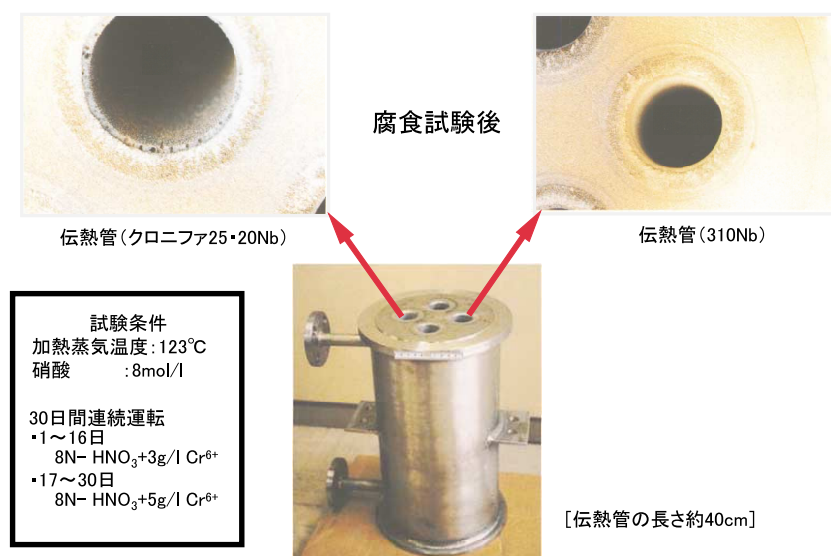
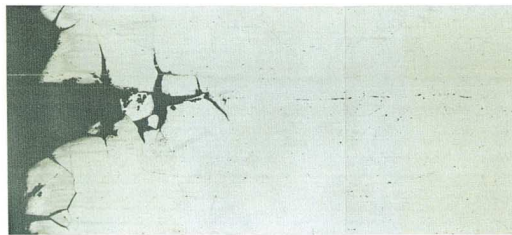
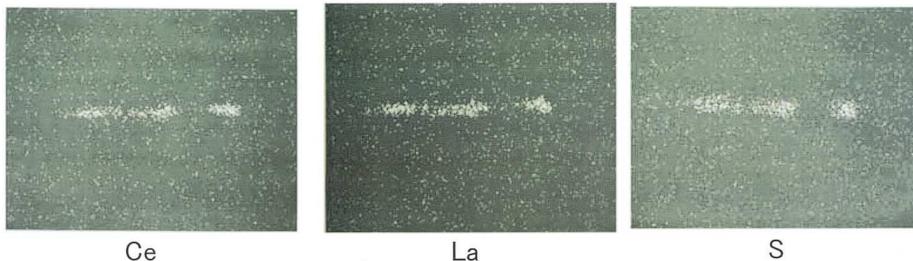


写真4 模擬蒸発缶腐食試験



加工フロー腐食伝熱管の断面組織 (×100)



加工フロー腐食先端部(上記写真の中央部)におけるX線マイクロアナライザーによる面分析(×1000)

写真5 模擬蒸発缶で認められた加工フロー腐食(クロニファ 25.20Nb鋼管)

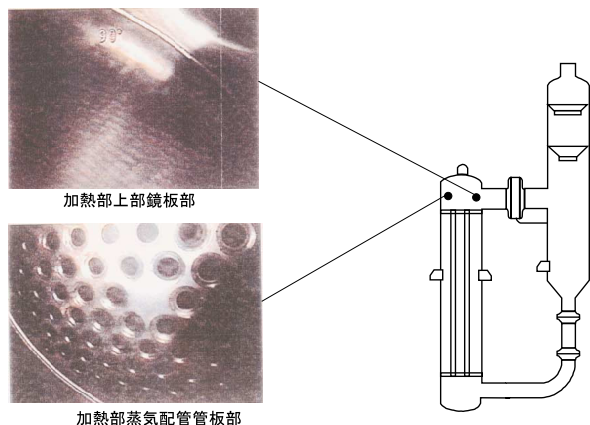


写真6 第四代酸回収蒸発缶内部観察結果

の要因となっていると推察された。

(3) 第三代酸回収蒸発缶の腐食状況

NAR310Nbで製作した第三代の蒸発缶は、約10,000時間の運転を行った後に、予防保全の観点から、Ti-5Taで製作した第四代の蒸発缶に更新した。この更新工事では、第三代の蒸発缶の伝熱管7本について渦流探傷を行ったが、肉厚は製作公差や測定誤差の範囲内であり、有意な減肉は確認できなかった。

(4) 第四代酸回収蒸発缶の腐食状況

Ti-5Ta製である第四代の蒸発缶についても、第二代の蒸発缶で腐食故障が発生した約13,000時間の運転経過後に、超音波肉厚測定装置や渦流探傷による検査を行ったが、カラム部、上部連通管及び伝熱管ともに減肉は確認できなかった。この検

査では蒸発缶の内部観察も併わせて行ったが、その結果、金属光沢が認められ腐食は全く進行していないことが確認できた(写真6参照)。なお、現在までに、約25,000時間の運転を継続しているが、何ら問題は生じていない。また、小型酸回収蒸発缶による約40,000時間の実証試験⁹⁾においても、Ti-5Taの腐食速度は0.1mm/yを下回り、工学的に優れた耐食性を示すことが確認されている。

(5) 酸回収蒸発缶の濃縮液を用いた腐食試験

酸回収蒸発缶の材質変更に伴い、酸回収蒸発缶の濃縮液(表3参照)を用いてSUS304L, Ti, Zr, Ti-5Taの各材料の腐食試験を行った。この結果、SUS304Lは約0.3mm/yの腐食速度を示したが、その他の材料は、溶接の有無にかかわらず優れた耐食性を示し(図3参照)¹⁰⁾、バブルメタルが酸回収蒸発缶環境において優れた耐食性を示すことが確認できた。ただし、Zrについては、定電位(1.5V)の腐食試験を行うと、初期段階において孔食状の腐食が始まり、時間の経過とともに全面に広がっていく腐食形態を示すことが確認された(写真7参照)。この現象は、酸回収蒸発缶内溶液だけではなく、純硝酸溶液においても生じ、1.4V以上の電位においてZr表面の酸化皮膜が破壊される現象として既に報告されている¹¹⁾。

(6) 異種材料の継手の開発

第四代の酸回収蒸発缶の材質にはTi-5Taを採用したが、既存の配管材料はステンレス鋼であるため、異種材料間の継手の開発を行った¹²⁾。この

表3 腐食試験に用いた酸回収蒸発缶内容液の組成

分析値	
硝酸濃度 (mol/ℓ)	6.17
金属不純物 (mg/ℓ)	Fe 325
	Cr 125
	Ni 100
γ核種 (Bq/ml)	¹⁴⁴ Ce 1.0×10^9
	¹³⁷ Cs 1.0×10^{10}
	¹³⁴ Cs 1.9×10^{10}
	¹⁰⁶ Ru 4.1×10^{10}
	¹⁰³ Ru $< 3.7 \times 10^9$
	⁹⁵ Zr $< 3.7 \times 10^9$
	⁹⁵ Nb $< 3.7 \times 10^9$

開発の一環として、熱間圧延管継手の試験片 (Ti-5Ta 或いは Zr と SUS304L の熱間圧延管継手) を酸回収蒸発缶の濃縮液抜き出し配管内に設置し、約9,006時間の浸漬試験を行った。

その結果、Ti-5Ta や Zr は金属光沢を示し、SUS304L は光沢のある黒色に変化したものの異常は認められず、かつ染料探傷試験においても異材の界面を含めて赤色指示は認められなかった。このことから、蒸発缶への供給液のように常温に近い硝酸廃液の環境で熱間圧延管継手を使用することには問題ないものといえる。

2.2 濃縮ウラン溶解槽

濃縮ウラン溶解槽は、使用済燃料を硝酸で溶解

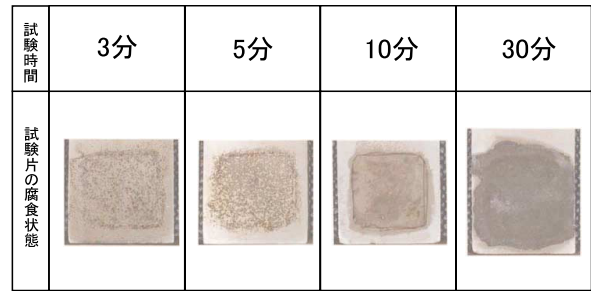


写真7 定電位 (1.5V) 腐食試験外観写真(Zr)

する加熱機器で、2本の円筒状の溶解部と平板状の貯液部から構成されている (図4参照)。

基本的な運転モードは、以下のとおりである。溶解開始前に純水を供給した後、せん断した使用済燃料約400kg-Uを溶解部に装荷し、さらに約10mol/ℓの初期硝酸を供給し硝酸濃度を約1mol/ℓとする。約180℃の蒸気で加熱を開始し、断続的に約10mol/ℓの硝酸を供給しながら7～10時間の加熱運転を行い、最終的にはウラン濃度約500g/ℓ、硝酸濃度約3mol/ℓの溶解液を得る。加熱運転中の溶液温度は、約104℃である。この溶液の中には、Puが約4g/ℓ、Ruは約1g/ℓ程度含まれている。

当初設置されていた溶解槽 (242R10, R11) は、1982年4月に242R11が約3,100時間の運転後に、1983年2月には242R10が約4,100時間の運転後に、加熱部の溶接線に腐食による貫通孔が発生したため、両溶解槽とも遠隔で補修するとともに、1984年には新たな溶解槽242R12を設置し、合計3

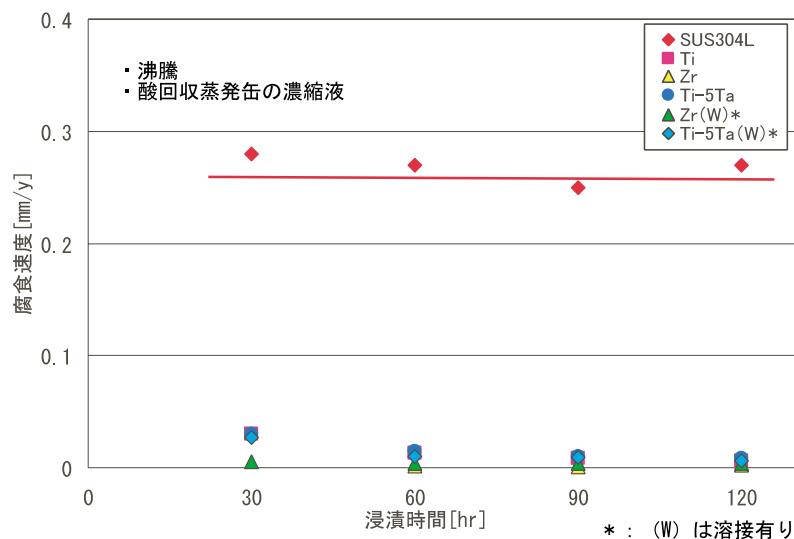


図3 浸漬時間と腐食速度の関係

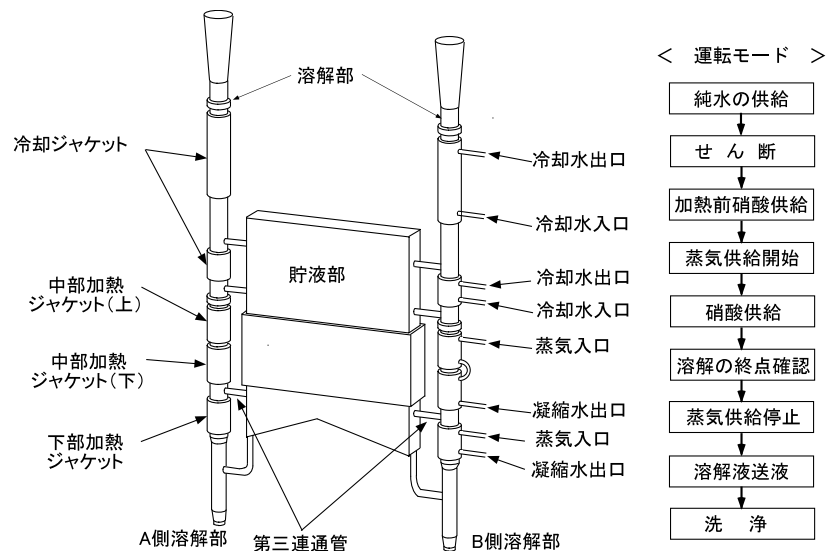


図4 濃縮ウラン溶解槽概要図

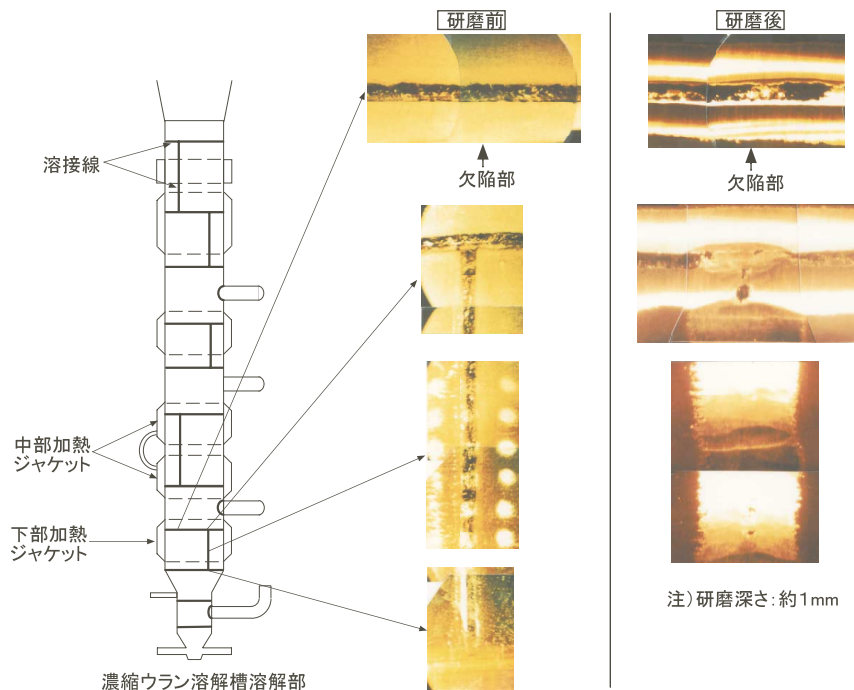


写真8 溶解槽の腐食状況

基となった。242R10及びR11の材料はウラナス65であり、242R12は第三代の酸回収蒸発缶と同じNAR310Nbを採用し、加熱ジャケットに覆われた部分の溶接線をなくすなどの改良を施した。

(1) 溶解槽の腐食状況

貫通孔が発生した箇所は、242R11では下部加熱ジャケットに覆われた溶接線及び第三連通管と溶解部との溶接部の2箇所、242R10では下部加熱ジャケットに覆われた溶接線1箇所であった。これらの貫通孔は外観観察では特定できず、発泡試

験で確認できる程度であり、その大きさは、オリフィスと仮定した場合の直径として0.01~0.03mm程度であり、微細なものであった。

腐食発生後に実施した外観観察の結果、溶接部(TIG溶接)は、下部加熱ジャケットで覆われた部位の腐食が著しく、加熱ジャケットから外れた溶接線の腐食は軽度であった(写真8参照)。母材部は微細な肌荒れが認められただけで特に異常は認められず、約1mm程度の研磨によって肌荒れが削除できる程度であり(写真8参照)、かつ、超音波

肉厚計による測定では有意な減肉は認められなかった。第三連通管と加熱部との接続箇所である溶接部（電子ビーム溶接）は、全周にわたって侵食されており、研磨によっても侵食箇所は削除できなかった。

こうしたTIG溶接による溶接線において特に著しい腐食が進行する要因は、以下のことが考えられる。

- ① 溶解液に接している部位は、溶接線の裏波であり、多層盛りの溶接線のうち初層に相当し、溶接の熱影響を受け、鋭敏化している可能性が最も高い。従って、母材部よりも耐食性に劣ることとなる。
- ② 溶接部で腐食が生じると、デンドライト組織であるために、粒状の結晶となっている母材部とは異なり、肉厚方向に対して比較的深い粒界腐食となる。
- ③ さらに、貫通孔が生じた溶接部は、加熱蒸気温度が約180℃、溶解液が約104℃の伝熱面であるため、肉厚方向の温度勾配が大きく（約6℃/mm）、デンドライト組織の先端部での温度が溶解液よりも更に高く、腐食速度は、腐食の進行とともに加速度的に増大していく。加えて、腐食が進行した先端部では、硝酸の沸点を超える温度条件となり、硝酸濃度の上昇やステンレス鋼から溶出したCrイオン等の濃縮も加わって、比較的短時間で貫通に至ったものと考えられる。設計肉厚及び加熱運転時間からこの溶接部における腐食速度を求めると30mm/yを超える値となる。

これに対して、電子ビーム溶接で施工されている第三連通管の溶接部は、加熱ジャケットで覆わ

れていないため、他のTIG溶接部よりは腐食環境としてマイルドであったことから腐食の進行は軽度あるといえるが、貫通に至る腐食が発生している。このことは、本機器は海外で製作されたため、溶接に関する品質管理記録が十分に残されておらず明確にはいえないが、内在欠陥が存在していた可能性もある。

(2) 濃縮ウラン溶解槽の補修

これらの補修のために遠隔装置を開発し、貫通孔を含む溶接部、即ち下部加熱ジャケットに覆われたTIG溶接部及び第三連通管の電子ビーム溶接部について、外観検査、研磨、補修溶接、染料浸透試験、超音波試験の一連の補修作業を行った。さらに、予防保全の観点から中部加熱ジャケットに覆われた溶接部についても追加補修を行った。

(3) 補修した溶解槽の点検結果

補修部位の健全性を確認するために、遠隔装置を用いて定期的に外観観察や肉厚測定などの検査を行ってきている。

溶接部の外観観察については、視覚的な情報から腐食の程度を比較・推定するために、溶接を施した試験片を製作し、Ruを添加した溶液による伝熱面の腐食加速試験を行った。その結果を表4に示す。なお、この試験では、実機での補修を模擬するとの観点から内在欠陥の上から肉盛り溶接を施した。この肉盛り溶接部については、表4に示す第三段階まで腐食が進行しても、溶接ビードから欠陥部位に至るような侵食はなく、閉じ込め性は確保できることも合わせて確認した。

写真9に補修溶接以降加熱運転を約4,800時間及び約6,100時間（現在）経過した時点での溶接部

表4 コールド試験で得られた腐食進行モデル

段 階	第1段階	第2段階	第3段階
写 真			
外観上の特色	金属光沢がなくなり肉盛り溶接ビード上のリップル線が消失	デンドライト組織の脱落により芝生状の外観へ変化	肉盛り溶接ビードが芝生状の外観を呈し、肉盛り溶接ビード幅減少
腐食の状況	・デンドライト組織境界に沿った侵食 ・明瞭なデンドライト組織 ・デンドライト組織の脱落	・溶接ビードのリップル線が消失 ・デンドライト組織の脱落の進行	・肉盛り溶接ビードの端部におけるデンドライト組織の脱落による肉盛り溶接ビード幅の減少

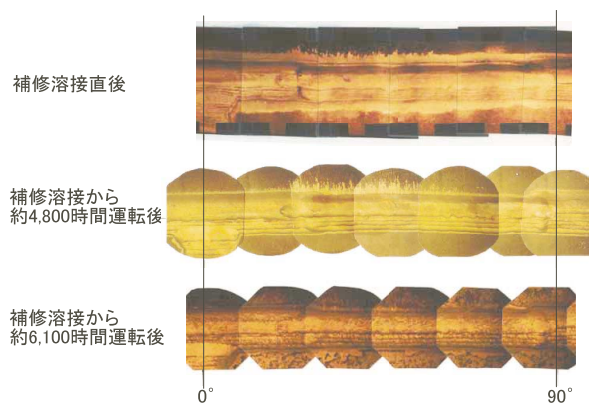


写真9 濃縮ウラン溶解槽下部加熱ジャケットの周溶接線

の観察結果を示すが、いずれも表4の第一段階にあるといえる。

超音波測定の結果として、最も減肉が進んでいる242R11の減肉の経時変化を図5に示す。図5のうちにポイント38~42は、加熱ジャケットに覆われておらず、伝熱面ではなく沸騰した溶解液に浸漬されているだけであり、減肉が1桁程度小さな値を示している。従って、溶解液が循環するだけの溶解槽の貯液部については減肉しているとしても軽度であるといえる。

このデータをもとに求めた減肉量と加熱時間の関係を図6に示す。このグラフから最小二乗法により求めた傾きが腐食速度であり、242R10及び

242R11の加熱ジャケットに覆われた伝熱面の腐食速度は、 $2.2 \sim 3.3 \text{ mm/y}$ となることがわかる。なお、 2 mol/l の沸騰硝酸による48時間の浸漬試験により得られたウラナス-65の腐食速度は約 0.01 mm/y であり、実機の腐食速度は、この値の100倍を超えることとなる。このことは、伝熱面及びPuやRuによる加速効果並びに長時間の腐食による脱粒によるものと考えられる。

一方、新たに設置した242R12については、最近測定を開始したためデータが少なく、かつ中部加熱ジャケットのみであり他の溶解槽に比べて信頼性は劣るが、設計肉厚と現時点における肉厚測定の結果から腐食速度を求めると約 1.5 mm/y となる。従って、242R12の材料であるNAR310Nbは242R10やR11の材料であるウラナス-65の約1/2の腐食速度であり、耐食性の向上が図られていることが分かる。

さらに、溶解槽に腐食故障が発生して以降、加熱時間の短縮などの運転モードの変更を行っているが、図6から、この運転モードの変更による腐食速度の低減傾向が見られる。

2.3 酸回収精留塔

酸回収精留塔は、9段の泡鐘段と3系統の加熱蒸気用蒸気配管を有する加熱部から構成されており、酸回収蒸発缶からの硝酸蒸気を下から4段目

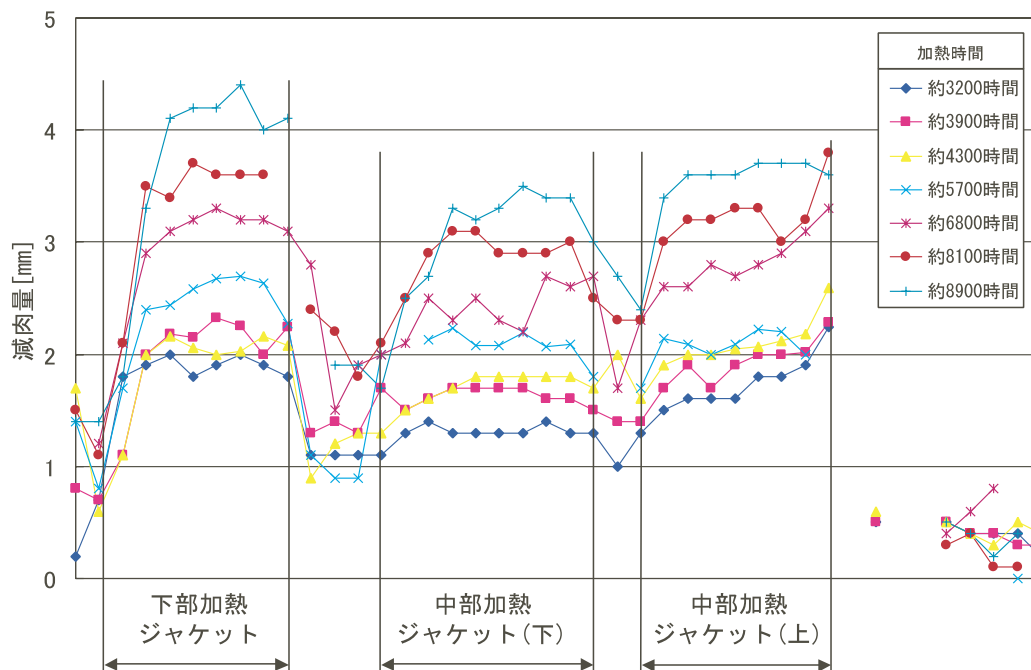


図5 濃縮ウラン溶解槽減肉状況の例

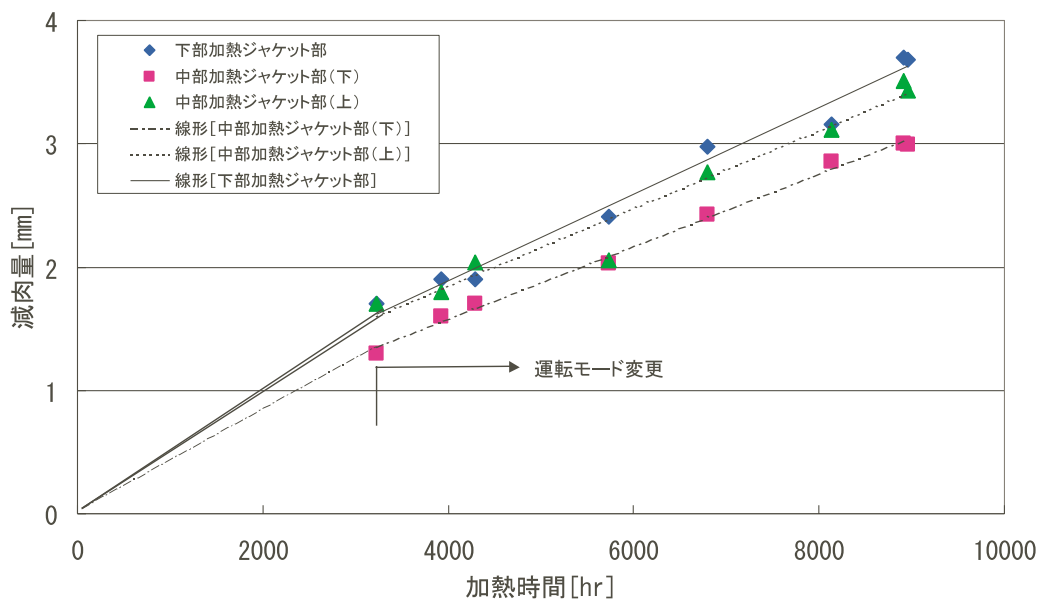


図6 濃縮ウラン溶解槽の腐食速度(242R11A側溶解部)

と5段目の泡鐘段の間に導入し、10～11mol/lの硝酸を回収する加熱装置である。材質は、泡鐘段部がSUS304Lで、加熱部はSUS310ULCであり、加熱蒸気温度は約183℃、加熱運転時の液温は約115℃である(図7参照)。なお、回収される硝酸中の放射性物質は、極微量である。

(1) 酸回収精留塔の腐食状況

当該精留塔は、1981年2月に、腐食による機器の故障が発生した(累積加熱運転時間は約12,400時間)。点検の結果、3系統ある加熱蒸気配管のうち2系統の溶接部3箇所に通孔が認められたことから(図8参照)、当該箇所の撤去・更新を行っ

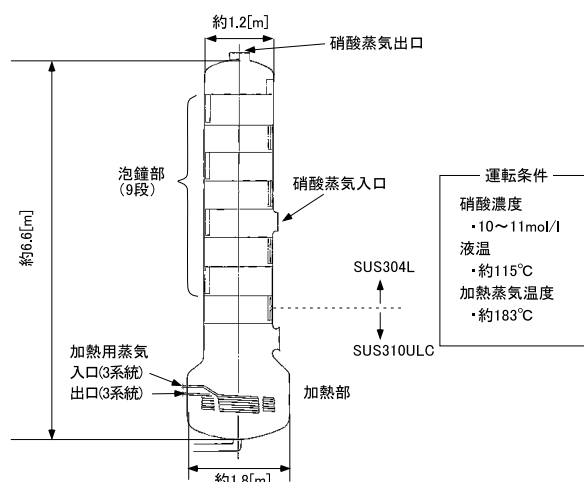


図7 酸回収精留塔概要図

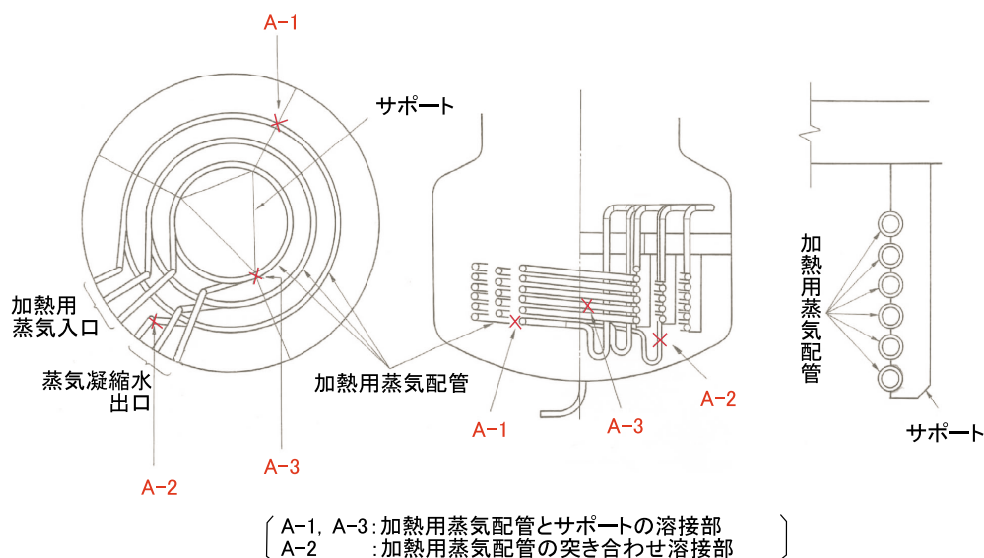


図8 酸回収精留塔異常部位(A1～A3)

た。撤去した箇所について断面観察などの破壊検査を行ったところ、どの貫通欠陥部も、ステンレス配管の軸方向への広がりをもった空洞が存在した(写真10参照)。これは、溶接部を起点として腐食が始まり、腐食の進行に伴って、ステンレス鋼内部に侵食が進展していくが、肉厚方向への腐食速度(約3.5mm/yに相当)に比べて管軸方向に沿った腐食速度(約40mm/yに相当)がはるかに大きいことにより生じたものと考えられる。

(2) 酸回収精留塔における腐食試験

当該精留塔加熱部の材質である SUS310ULC の耐食性を確認するために、以下の試験片を作成し、その試験片を当該精留塔に設置し約1,850時間の浸漬腐食試験を行った。

- ・配管材を突合わせ溶接したもの
- ・溶接ビードの余盛を研削したもの
- ・溶接ビードをバフ研磨したもの
- ・溶接ビード及び溶接ビード近傍に細孔(φ0.5mm)をあけたもの

この試験では、本環境における他の材料の耐食性についても確認するため、Ti, Zr, ウラナス-65, SUS304Lの浸漬試験も併せて行った。その結果を図9に示す。

この結果から、SUS310ULCは、他のステンレス鋼よりも優れた耐食性を示し、かつ予め細孔をあけた試験片においても特に腐食の進展が認められなかった。なお、Tiは約0.25mm/yrとウラナス-65

やSUS310ULCよりも大きな腐食速度を示すとともに、Zrは良好な耐食性を示した。

このように、浸漬だけの条件ではSUS310ULCの腐食速度は小さい。しかし、貫通欠陥が生じた箇所は伝熱面にある溶接部であり、加熱蒸気温度が約183℃で溶液温度が約115℃であるため、温度勾配が大きい(約14℃/mmであり濃縮ウラン溶解槽の約2倍)。溶接部におけるデンドライト組織の粒界腐食は粒状晶である母材に比べてより深い浸食となるため、一旦腐食が始まると腐食の先端部における温度が液温に比べて高いこと及び先端部において溶出したCrなどのイオンが濃縮すること、さらには、高温でかつ高濃度の硝酸によるCr⁶⁺への酸化¹⁰⁾等が生じることにより、溶接部において加速度的に腐食が進行したものと考えられる。また、腐食により生じた孔内部では、硝酸が侵入する孔が小径のため、硝酸の供給が制限され、かつ高温であるため、侵入した硝酸が濃縮される。この硝酸は、気液平衡曲線に沿って共沸組成(約15mol/l, 沸点約120℃)まで濃縮され酸化力が増加し、腐食が加速される。しかし、この温度を超えると気相となるため、腐食で生じた電子の授受を行う水溶液が存在しないため、腐食速度が逆に小さくなる。一方、加熱配管では、外表面が約115℃の硝酸溶液、内表面が約183℃の蒸気であるため、120℃を若干超える温度領域が管軸方向に沿って存在する。120℃よりも若干高い温度領域において

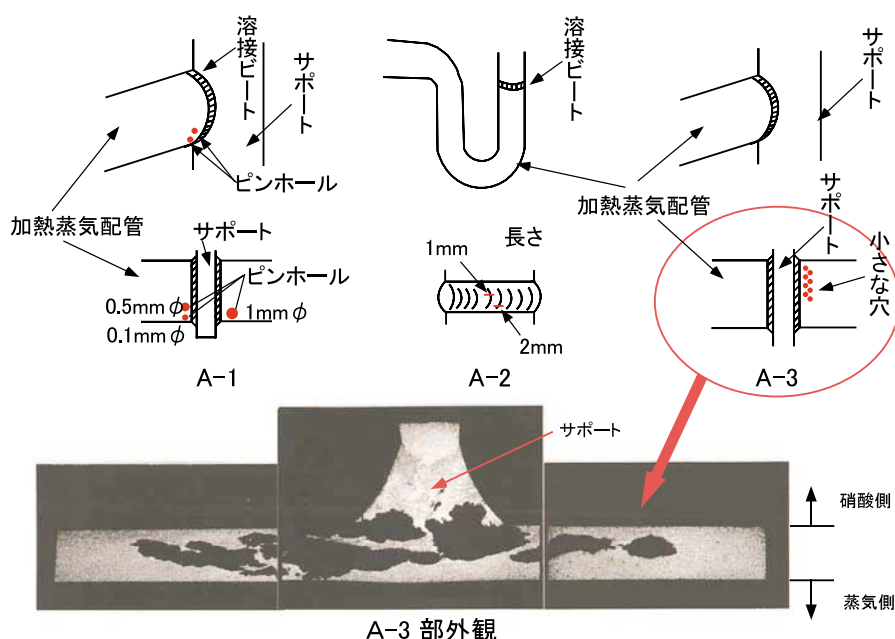


写真10 酸回収精留塔の加熱蒸気配管における各異常部位の概要

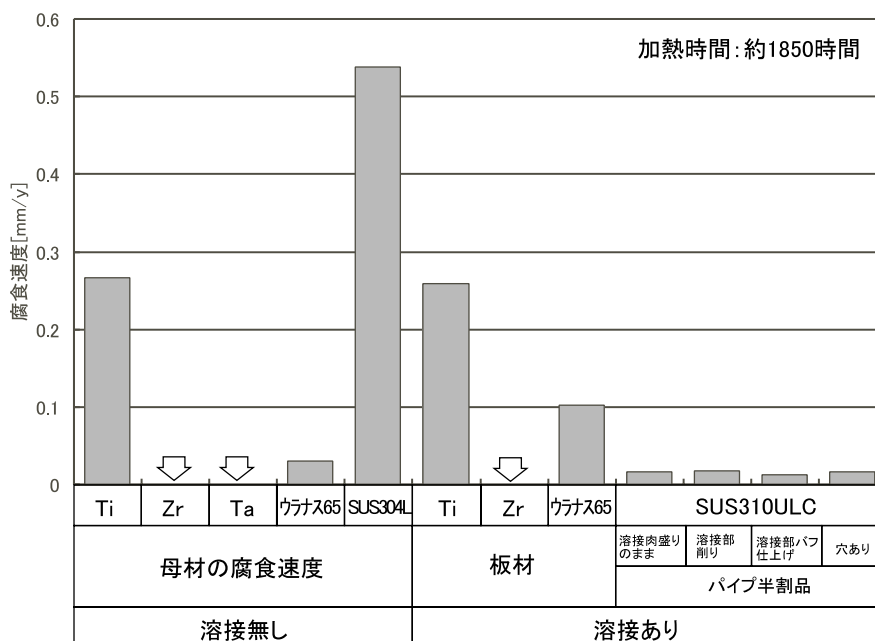


図9 酸回収精留塔内浸漬試験結果

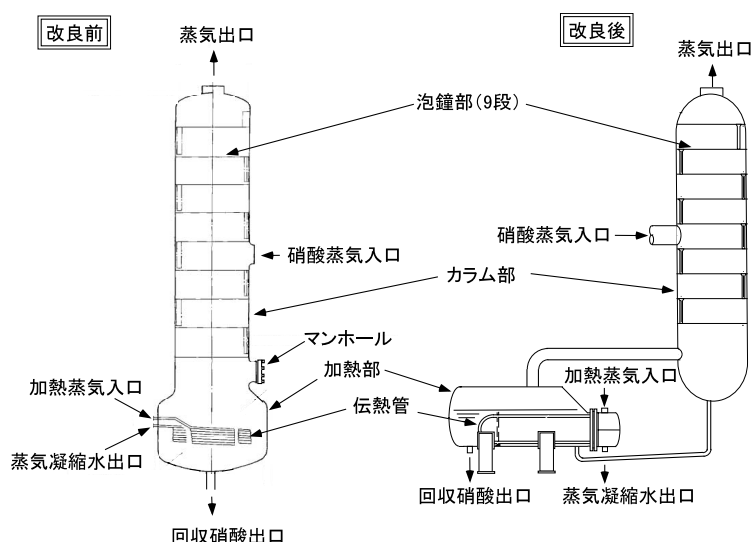


図10 酸回収精留塔の形状変更概要

腐食が進行し易く、かつ加工フローに沿っているため、写真10に示すような腐食孔の形状になったものと考えられる。

こうした事象にかんがみ、年2回の頻度で点検を行い、染料探傷試験により赤色指示が認められた箇所については、腐食が進展する前に除去するとの観点から、研磨などの対応を行うこととした。その後、1984年には予防保全として加熱部の更新を行い、さらに、1988年には、加熱蒸気配管の点検が効率的に行えるように型式変更を行った（図10参照）。これらの更新においては、材料は変更せ

ずに、SUS310ULCを用いていた。しかし、1991年以降は、伝熱管の材質を、金属イオンを含まない硝酸環境ではSUS310系のステンレス鋼よりも大きな腐食速度を示すものの、局部腐食が生じることがなく定期的な点検により寿命予測が可能なTi-5Ta製へと変更し、現在に至っている。

(4) 酸回収精留塔環境におけるTi-5Taの腐食速度
Ti-5Ta製の伝熱管については、これまで定期的に外径寸法測定を行ってきた。この結果をもとに、減肉量の経時変化として表したのが図11である。これから、最小二乗法によってTi-5Taの酸回収精

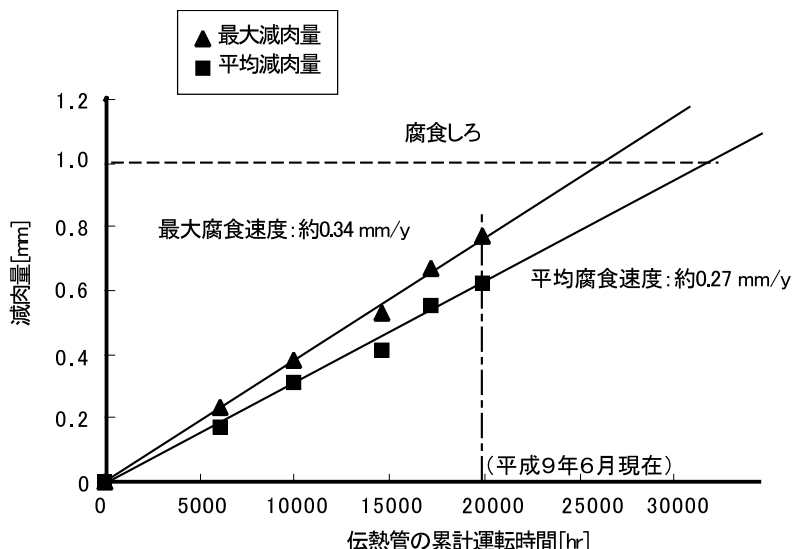


図11 酸回収精留塔伝熱管の減肉量の推移(寸法側測定結果)

留塔における伝熱面の腐食速度を求めると、約0.3 mm/yとなる。

佐藤¹⁴⁾は、4時間に6回の液更新という条件における約10mol/lの沸騰硝酸中のTi-5Taの腐食速度を約0.3mm/yと報告している。酸回収精留塔では、6.5時間に1回程度の液更新条件であるから、この値よりも小さな腐食速度となるはずであるが、同程度の値となっている。このことは、液更新頻度が小さいことに伴うTiイオンによるTi-5Taの腐食速度の低減効果と、伝熱面における腐食の促進効果が相殺されているためと考えられる。

2.4 プルトニウム溶液蒸発缶

プルトニウム溶液蒸発缶は、抽出工程で精製されたプルトニウム溶液を約220g-Pu/lまで濃縮する加熱機器である。運転は、加熱開始前に約5mol/lの硝酸を張り、その後加熱を開始し、溶液が沸騰した段階でプルトニウム溶液を供給する。溶液中のプルトニウム濃度が約220g/lに達したら加熱を停止する。

材質は、5段の泡鐘段を有する塔部がSUS304L、加熱部がTiで構成されており、加熱蒸気温度は約120℃、溶液温度は約110℃、濃縮後の硝酸濃度は約7mol/lである。この材料については、TiはPuのような金属イオンを含む硝酸溶液については優れた耐食性を示すが、気相部の硝酸蒸気の凝縮部のように純硝酸溶液では腐食されやすいこと、一方ステンレス鋼はTiと逆の腐食挙動を示すことから¹⁴⁾、各々の長所を生かして選定されている。

この蒸発缶は、1984年に、腐食対策として、初代と同じ材質であるが肉厚の増加や溶接線の減少を図るとともに、計装ノズルの位置を変更した予備品へと更新した。さらに、1988年には、予防保全の観点で、塔部のみをTi-5Ta製へと更新し、第三代の蒸発缶となった。この材質変更に伴い、従来はSUS304Lの塔部とTiの加熱部の接続はフランジであったが、TiとTi-5Taの溶接接続へと変更した。

(1) 初代プルトニウム溶液蒸発缶の腐食状況

1982年7月に塔部(SUS304L)の計装配管の接続部においてピンホールが発生し、プラグ溶接補修を行った。この時の加熱運転時間は約11,000時間であった。設計肉厚から腐食速度を求めると約2.8mm/yとなる。

当該部位は、鍛造材から削りだしたもので、所謂、加工フロー腐食によって貫通孔が発生したものであった(図12参照)。この塔部においては、この他に、温度計の熱電対を挿入する配管の先端部も、丸棒から削りだして製作したものであり、機器の更新工事を行った時の観察において、同様な加工フロー腐食が認められていた。

1984年に行った更新工事の一環として、既設の蒸発缶の各部位について肉厚測定を行った。その結果をもとに、加熱運転時間を考慮して求めた各部位の腐食速度を図13に示す。この結果から、塔部においては、ステンレス鋼の腐食を加速する元素であるPuの影響から、プルトニウム溶液の飛沫同伴の影響がある加熱部に近い部位の腐食速度が大きな値を示している。一方、Ti製である加熱部

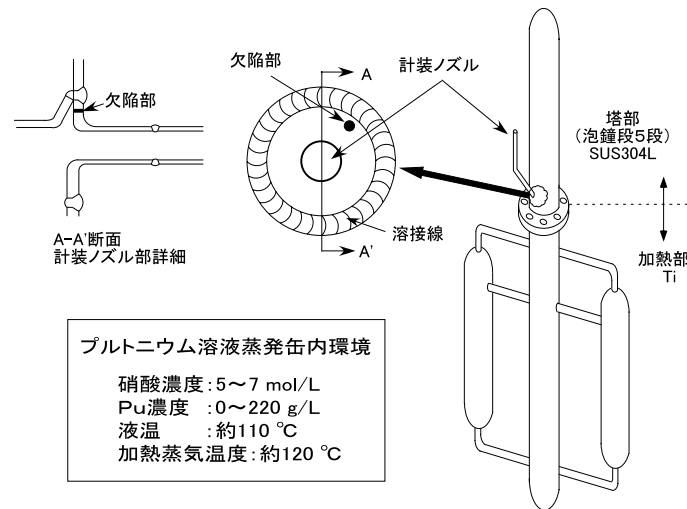


図12 初代プルトニウム溶液蒸発缶故障概要図

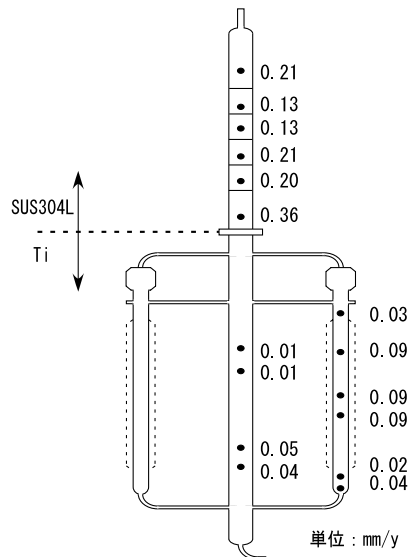


図13 初代プルトニウム溶液蒸発缶腐食速度
(腐食速度の値: 周辺方向4点の平均値)

については、伝熱面が最も大きく約0.1mm/y程度の腐食速度を示しているが、浸漬のみの条件となっている加熱部の中央部については、0.01~0.04mm/yである。

(2) 第三代プルトニウム溶液蒸発缶の腐食状況

第三代の蒸発缶については、機器の健全性を確認する目的で定期的な点検を行ってきている。塔部については、溶接線をはさんで上下40mmの位置及び塔頂部を、加熱部については上部を、各位置において周方向に90°ごとに4点、超音波肉厚計にて肉厚測定を行っている(図14参照)。

これらの測定結果の例として、Ti製である加熱部における測定結果を図15に、塔部のうちTi-5Ta製である測定点6, 7の結果を図16、塔部のうちTi

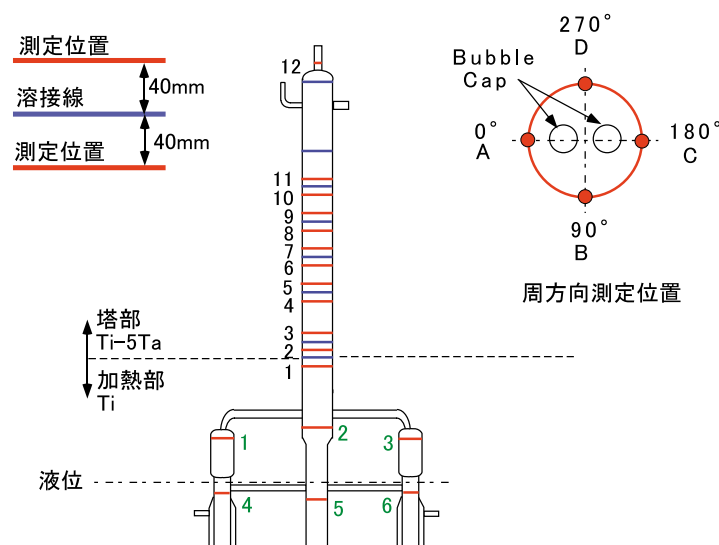


図14 プルトニウム溶液蒸発缶における肉厚の測定位置

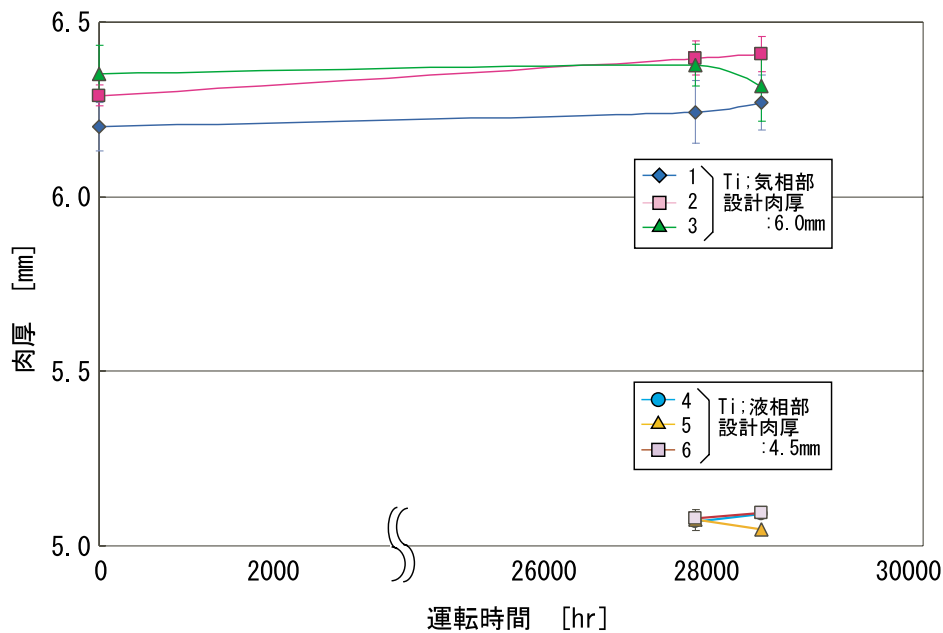


図15 プルトニウム溶液蒸発缶加熱部の肉厚測定結果

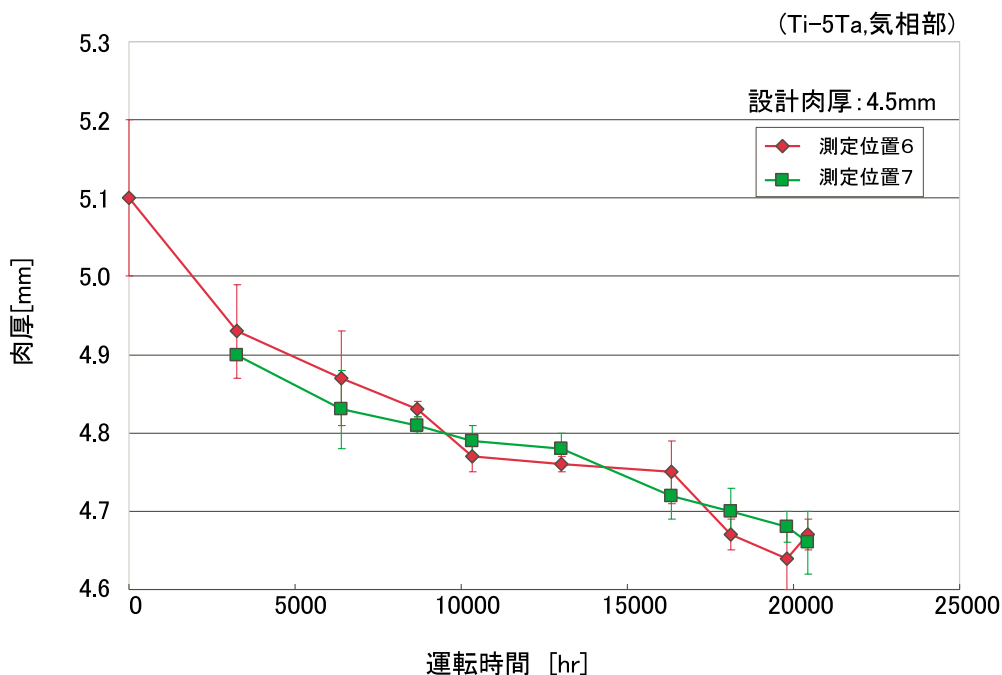


図16 測定位置6及び7における肉厚測定結果

製である測定点1における結果を図17に示す。

図15から、Ti製の加熱部は約28,000時間以上の加熱時間が経過した現在でも殆ど腐食が進行していないことがわかる。一方、図16及び図17から、塔部は初期の段階での減肉が大きいが、その後は小さく、一定の割合で減肉していることが分かる。また、図17に示すように、減肉傾向が大きい初期の値を除いた結果を用いて、最小二乗法により傾きを求め腐

食速度を評価した。各測定点における腐食速度を、気相部、洗浄液浸漬部及び泡鐘段気相部に区別して図18に示す。これは、図19に示すように、塔部の測定位置のうち、5, 7, 9, 11については、気相部に相当するが、4, 6, 8, 10については、泡鐘段の洗浄液に浸漬している部分(A, C, D)と気相部に相当する部位(B)があるためである。

Ti-5Ta製の塔部の腐食速度は、測定点2から測

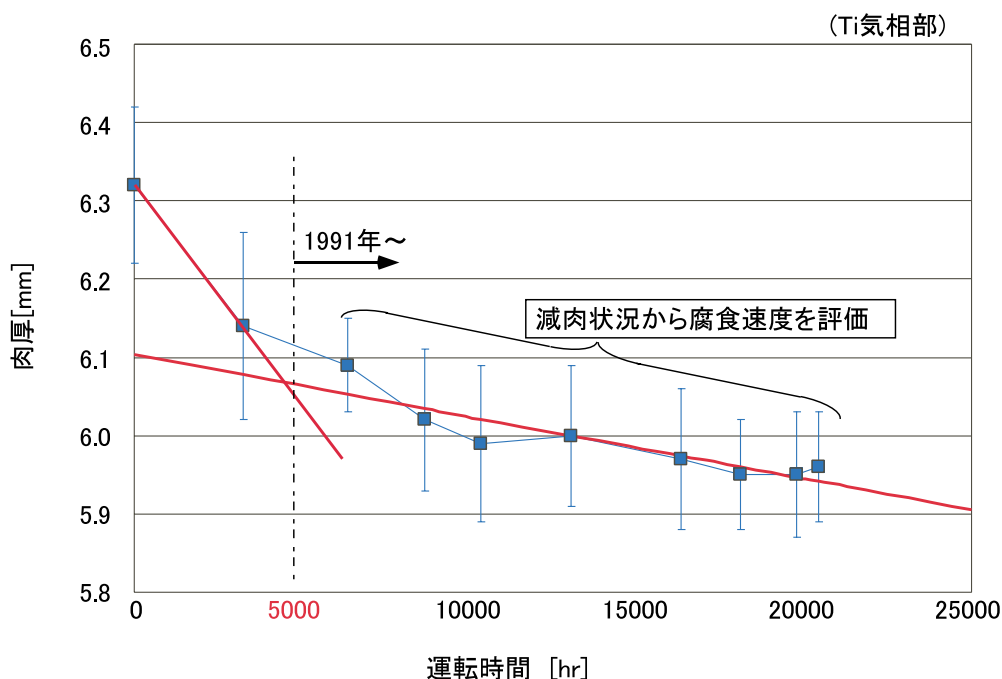


図17 測定位置1における肉厚測定結果

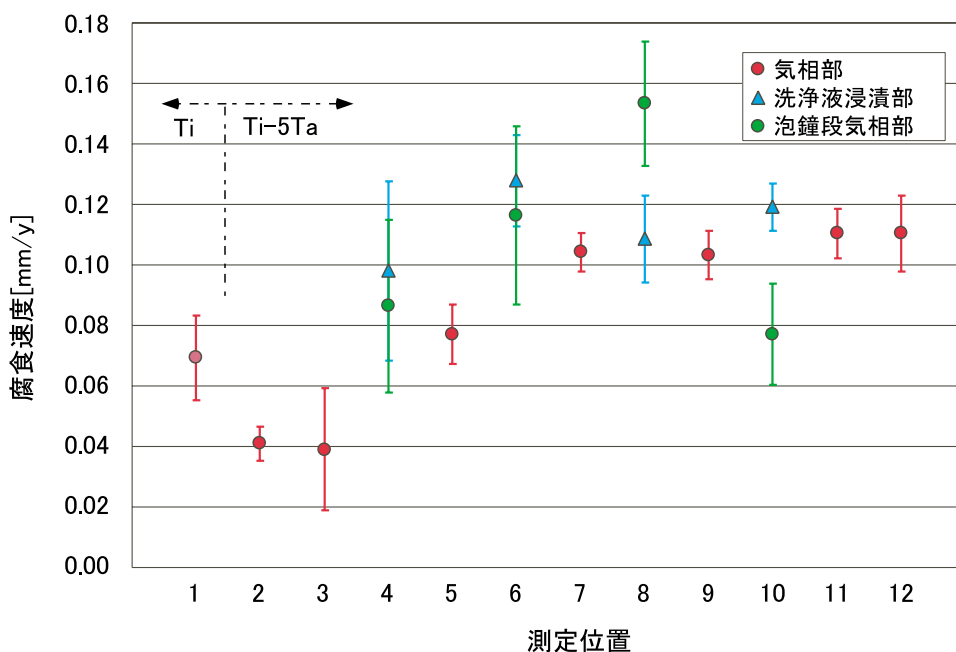


図18プルトニウム溶液蒸発缶塔部における腐食速度

定点8までは徐々に大きくなっているが、測定点9から測定点12までは、ほぼ一定となっている。Ti-5TaはTiと比較して耐食性は向上しているものの、主成分であるTiと類似の腐食挙動を示し、プルトニウム溶液の飛沫の影響がある下部ほど腐食速度が小さくなっている。このことは、蒸発濃縮によって発生するプルトニウムの飛沫が、5段ある泡鐘段のうち下部の3段でほぼ洗浄できている

ことを示している。

2.5 高放射性廃液蒸発缶

高放射性廃液蒸発缶は、使用済燃料中の殆どの核分裂生成物を含む分離第一サイクルからの抽出残液や分離第一サイクルの溶媒洗浄廃液、酸回収蒸発缶の濃縮液、パルスフィルタでろ過した不溶性残渣などを濃縮する加熱機器である。本蒸発

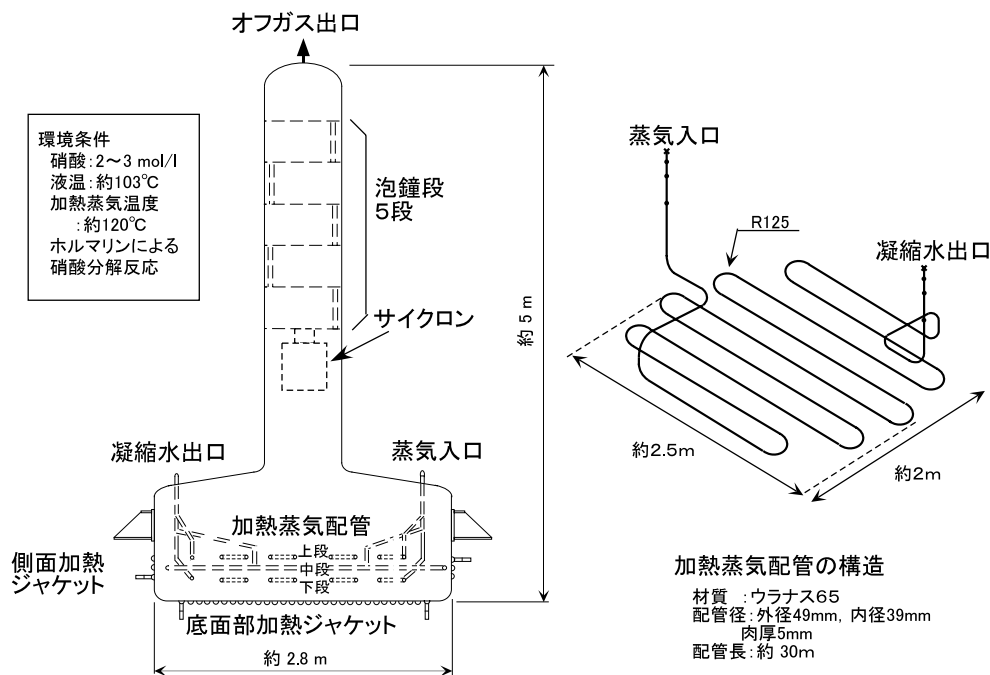
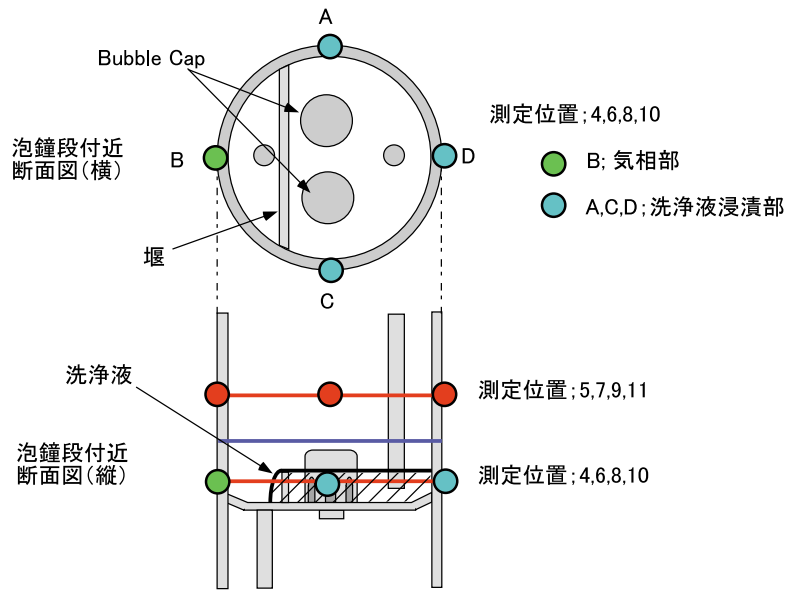


図20 高放射性廃液蒸発缶概要

缶では、これらの廃液を、ホルマリンを供給することによって硝酸分解を行いながら、缶内の硝酸溶液の濃度を約3 mol/lと一定に保ち、約120°Cの蒸気で蒸発濃縮を行う。この廃液中には、Puが0.01~0.1 g/l程度、Ruが溶解槽と同程度の約1 g/l含まれている。

材料は、濃縮ウラン溶解槽や初代の酸回収蒸発缶と同様、ウラナス-65である。本蒸発缶には、底部を外部から加熱する系統、側面を外部から加熱

する系統、及び内部に3系統（上、中、下）の蛇行した加熱蒸気配管の合計5系統の加熱蒸気の供給系がある。塔部には、蒸発蒸気などに同伴する放射性廃液の飛沫を除去するためのサイクロンと5段の泡鐘段が設置されている（図20参照）。

(1) 高放射性廃液蒸発缶の腐食状況

1995年に、中段部加熱蒸気配管に貫通欠陥が発生した。このときの累積加熱運転時間は約59,000時間である。この貫通欠陥は、オリフィスと仮定

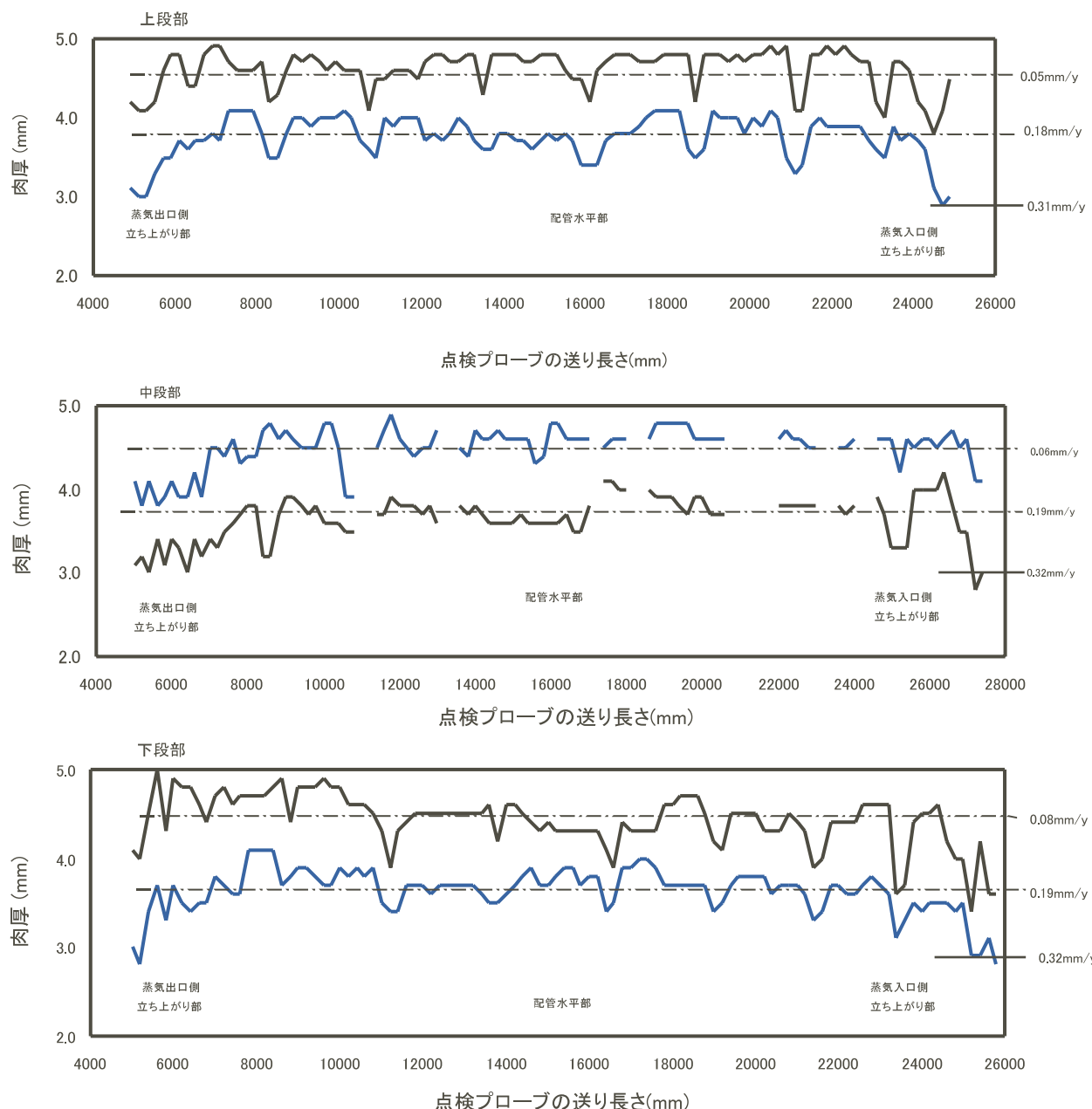


図21 加熱蒸気配管の肉厚プロファイル

すると直径0.01mm程度の微細な貫通孔と推定される。故障した蒸発缶は、予め設置されていた予備の蒸発缶に切り替えて運転に供している。

当該蒸発缶は、高放射性の廃液を扱う機器であることから、内部に設置されている加熱蒸気配管の肉厚測定は遠隔装置を用いて行った。上段、中段、下段加熱蒸気配管の肉厚プロファイルの測定結果を図21に示す。各々の図には、2つの肉厚プロファイルが示してあるが、加熱蒸気配管は蛇行した羊腸管であり、曲げ加工を施しているため周方向で必ずしも同一肉厚とはなっていないことから、

各測定点における超音波肉厚計の最大値と最小値をプロットした。この加熱蒸気配管の液浸部における平均残肉量から加熱運転時間で除した値として求めた腐食速度を同図に示したが、上段、中段、下段にかかわらず0.05~0.2mm/yの腐食速度となっている。また、加熱蒸気配管の立ち上がり部（高放射性廃液に浸漬していないために、加熱蒸気温度に近い温度となっていると推定される部位）における最小値を用いて腐食速度を求めると、約0.3mm/yとなっている。しかし、実際に貫通孔が発生していることから、腐食速度の最大値

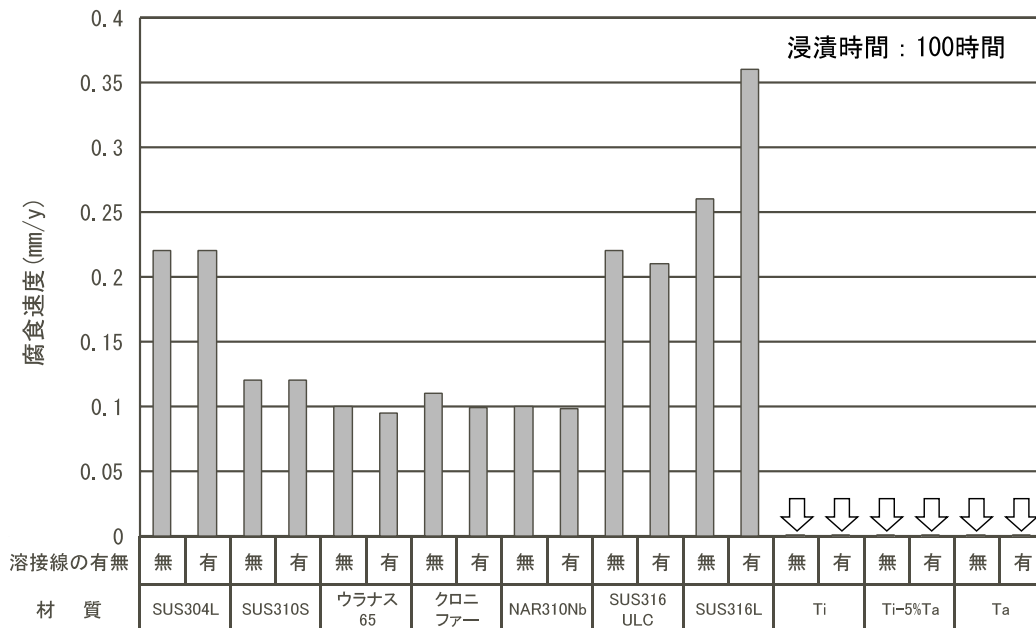


図22 高放射性実廃液による沸点での浸漬試験結果

表5 腐食試験に用いた高放射性廃液の組成

		濃 度
硝酸濃度 (mol/ℓ)		3
Fe (g/ℓ)		3.3
Cr (g/ℓ)		0.17
Ni (g/ℓ)		0.25
核種 (Bq/ml)	²⁴¹ Am	3.7×10^{13}
	¹⁴⁴ Ce	3.7×10^{15}
	¹³⁷ Cs	5.9×10^{15}
	¹³⁴ Cs	2.1×10^{15}
	¹²⁵ Sb	4.8×10^{15}
	¹⁰⁶ Ru	1.7×10^{15}
	¹⁰³ Ru	$< 3.7 \times 10^{10}$
	⁹⁵ Zr	$< 3.7 \times 10^{10}$
	⁹⁵ Nb	$< 3.7 \times 10^{10}$
	⁶⁰ Co	7.8×10^{12}

燃料の仕様
炉型：加圧水型（PWR）
燃焼度：24459 MWD/t
冷却日数：694日

↓

溶 解 液

↓

溶媒抽出
(UPu 除去)

↓

濃 縮

↓

NaOH 添加による酸度調整
(3 mol/ℓ)

は、設計肉厚 5 mm と加熱運転時間から求めると約 0.7 mm/y となる。

(2) 高放射性廃液の腐食試験

各種材料の高放射性廃液による腐食試験（沸点、100時間浸漬）を行った結果を図22に示す。この試験で用いた高放射性廃液は、PWRの燃料（燃焼度 24,459 MWD/t、冷却日数694日）の溶解液から溶媒抽出操作によりUとPuを除去した後、蒸発濃縮を行い、更に水酸化ナトリウム溶液を用いて硝酸濃度を 3 mol/ℓ に調整したものである（表5参照）。

この結果から、高放射性廃液蒸発缶の材料であるウラナス-65の腐食速度は、0.1 mm/y 程度であった。この浸漬試験で得られた腐食速度は、伝熱面である実機の加熱蒸気配管で得られた液浸部位の腐食速度（0.05～0.2 mm/y）とほぼ同程度となっている。本来であれば伝熱面の腐食速度の方が数倍大きくなるはずである。このことは、実機においてはホルマリンによる硝酸分解でNO_xガスが発生するが、NO_xによる腐食の低減効果と伝熱面の加速効果が相殺されているものと考えられる。また、この高放射性廃液を用いて室温における各種ステンレス鋼の約1,700時間の浸漬試験を行った結果を図23に示す。各材料ともに、0.03 mm/y を下回る値となっている。

2.6 海中放出管

海中放出管は、再処理施設の各工程から発生する低放射性の廃液を蒸発処理や油分除去などを行った後海洋放出するための海中放出設備の一部であり、材料はアスファルト被覆の炭素鋼である。1991年8月に定期自主検査の一環として海中放出管の漏えい試験（放出口をフランジで閉止した状態で工業用水により加圧し、圧力降下の有無を確認するものであり、年1回の割合で実施している）を実施したところ、漏えいが認められた。

調査の結果、貫通孔は汀線近傍であり、アスファルト被覆を施してある外面から腐食が進行して、

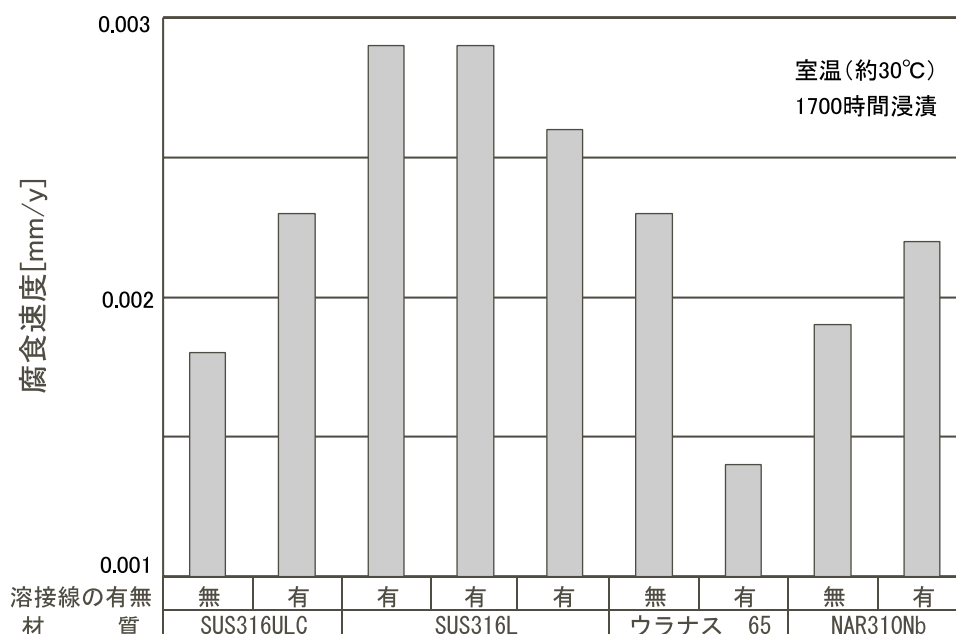


図23 高放射性実廃液による室温での浸漬試験結果

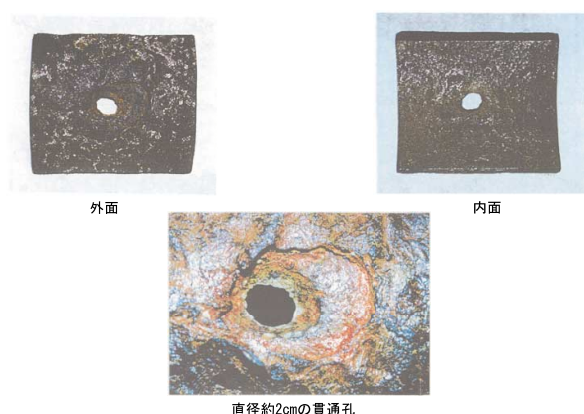


写真11 海洋放出管の腐食概要

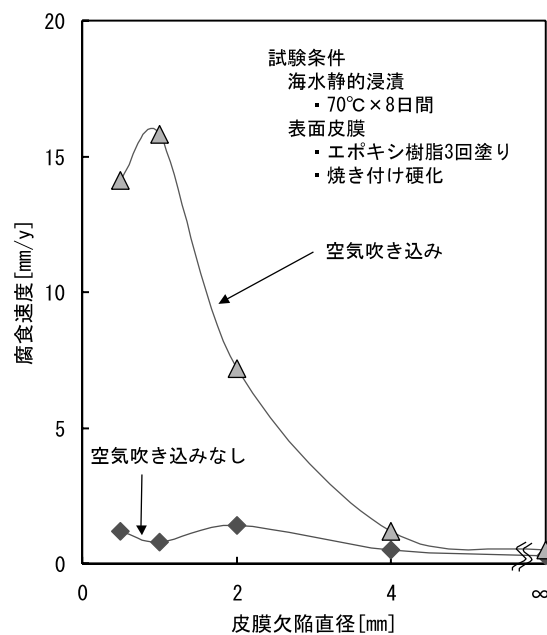
直径約2 cmの丸い貫通孔となっている(写真11参照)。大久保¹⁶⁾によれば、被覆を施した炭素鋼の海水による腐食試験の結果、空気を吹き込んだ条件では、直径約1 mmの被覆の欠陥がある場合に最も腐食速度が大きくなり、15 mm/yを超える値となることが報告されている(図24参照)。

海中放出管は、過去に海洋が荒れている時に海面から露出していることが確認されており、その時に砂礫などでアスファルト被覆に傷が付き、その部位から腐食が進展したものと推定した。

2.7 その他

(1) ウラン溶液の蒸発缶

ウラン溶液を蒸発濃縮する蒸発缶は、以下の機器がある。

図24 鉄鋼中の海水腐食に及ぼす樹脂被膜欠陥の影響¹⁶⁾

ウラン濃度が約60 g-U/l、硝酸濃度約0.02 mol/lの溶液を、約400 g-U/l、硝酸濃度0.1~0.2 mol/lに濃縮するウラン溶液蒸発缶(第一段)、この濃縮液をウラン濃度約1,000 g-U/l、硝酸濃度約0.5 mol/lまで濃縮するウラン溶液蒸発缶(第二段)がある。

第一段の蒸発缶は、サーモサイフォン型の蒸発缶で、約120°Cの蒸気で加熱し、溶液温度が約102°C、材料はSUS304Lである。

第二段の蒸発缶は、内部に加熱コイルを有する円筒形の蒸発缶で、加熱は約130℃の熱媒を用い、空気による攪拌を行いながら濃縮する。溶液温度は約115℃で、材質はTiである。なお、この第二段の蒸発缶は、蒸気で加熱する方式の蒸発缶が別途設置されているが、材料は同じTi製である。

これらの蒸発缶では、腐食による故障は発生していないが、機器の健全性確認の観点で、以下の2基の蒸発缶について超音波肉厚計（測定精度：0.1mm）による測定を行った。

1) 第一段の蒸発缶については、沸騰したウラン溶液に浸漬している部位28箇所を測定したところ、製作時の測定結果と比較して以下の結果が得られた（累積加熱運転時間は約53,400時間）。製作時と今回の測定位置が完全に一致しているとはいえないことや測定精度を考慮すれば、殆ど減肉していないといえる。

- ・0.2mmの減肉：1箇所
- ・0.1mmの減肉：6箇所
- ・減肉なし：14箇所
- ・0.1mmの肉厚増加：7箇所

2) 2基のうち累積運転時間（約15,300時間）の長い第二段の蒸発缶について、沸騰したウラン溶液に浸漬している部位9箇所、気相部に相当する部位6箇所を測定したところ、製作時の肉厚測定結果と比較して、以下のように、殆ど減肉していないといえる。

（液浸漬部）

- ・減肉なし：3箇所
- ・0.1mmの減肉：6箇所

（気相部）

- ・0.1mmの減肉：5箇所
- ・0.1mmの肉厚増加：1箇所

(2) 低放射性廃液の蒸発缶

低放射性廃液を処理する蒸発缶として、オフガス洗浄廃液や分析廃液などを処理する低放射性廃液第1蒸発缶、第2蒸発缶及び酸回収精留塔から発生した蒸発蒸気の凝縮液を主に処理する低放射性廃液第2蒸発缶及び低放射性廃液第3蒸発缶、廃溶媒の処理に伴って発生するリン酸溶液を処理するリン酸廃液蒸発缶がある。

材料はともにSUS316Lであり、各蒸発缶の主な運転条件とこれまでの累積加熱時間は以下のとおりである。

- ・低放射性廃液第1蒸発缶

供給液：0.1～0.5mol/lの硝酸酸性、
あるいはアルカリ性廃液

濃縮液：約2 mol/l

加熱蒸気温度：120～130℃

溶液温度：約102℃

累積加熱時間：約14,900時間

・低放射性廃液第2蒸発缶

供給液：0.1～0.2mol/lのアルカリ性廃液

濃縮液：約2 mol/l

加熱蒸気温度：133～134℃

溶液温度：約102℃

累積加熱時間：約8,000時間

・低放射性廃液第3蒸発缶

供給液：0.1～0.2mol/lのアルカリ性廃液

濃縮液：約2 mol/l

加熱蒸気温度：約125℃

溶液温度：約102℃

累積加熱時間：約33,700時間

・リン酸廃液蒸発缶

供給液：約150g/lのリン酸廃液

濃縮液：約600g/lのリン酸廃液（PH約4.5）

加熱蒸気温度：約120℃

溶液温度：約100℃

累積加熱時間：約1,500時間

これらの機器では、腐食による故障は発生していないが、健全性を確認するとの観点から、第1蒸発缶を除いて肉厚測定を行っている。そのうち、最も加熱時間の長い低放射性廃液第3蒸発缶及び、リン酸溶液を蒸発濃縮するリン酸廃液蒸発缶の測定結果を、図25及び表6に示す。

ともに、有意な減肉は認められていない。また、リン酸廃液蒸発缶については、内部点検を行ったところ、溶接線のリップル線も鮮明で金属光沢を有しており、健全である（写真12参照）。

3. まとめ

これまでの腐食故障が発生した機器の調査や各種腐食試験などから、東海再処理施設の各プロセス環境における構造材の腐食状況をまとめると以下のとおりである。

3.1 酸回収蒸発缶環境

本蒸発缶の腐食環境としては、0.1～1 mg/l程度のPu及びRu、その一桁高い濃度のNpなどを含む約8 mol/lの沸騰硝酸環境である。

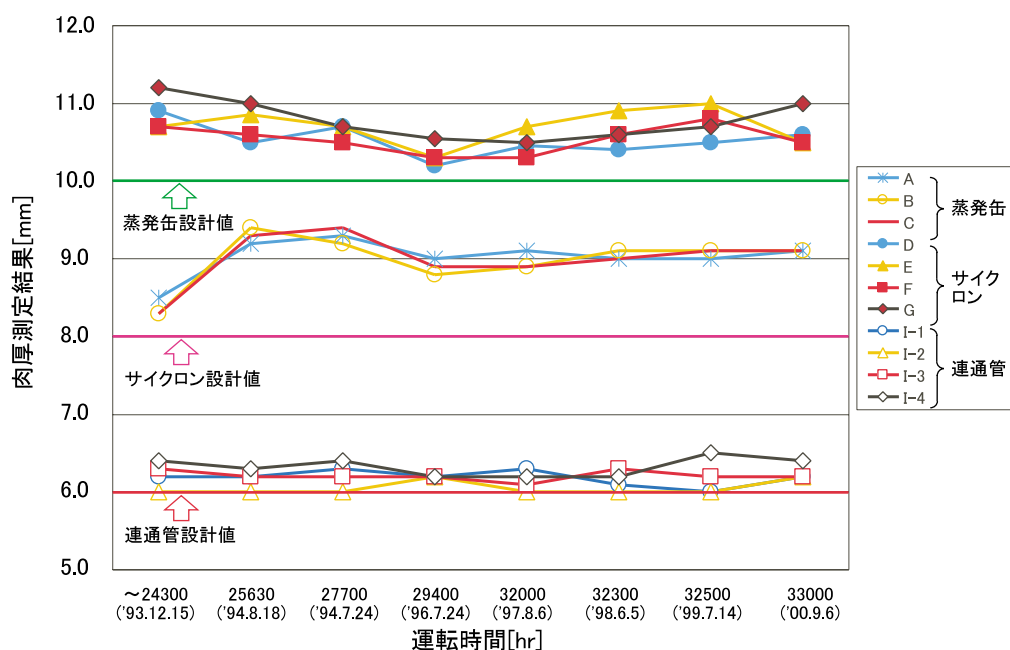


図25 低放射性廃液第3蒸発缶肉厚測定結果

表6 リン酸廃液蒸発缶肉厚測定結果

単位:mm

	0°		90°		180°		270°		公称板厚
	1回目	2回目	1回目	2回目	1回目	2回目	1回目	2回目	
A	8.7	8.7	8.8	8.8	8.8	8.8	8.7	8.7	9.0
B	9.1	9.0	9.0	9.1	9.1	9.2	9.0	9.0	9.0
C	11.0	11.2	11.5	11.5	11.3	11.3	11.2	11.2	11.0

*測定時期：1回目；1987年12月（運転時間；約500時間）
2回目；1994年1月（運転時間；約1,300時間）

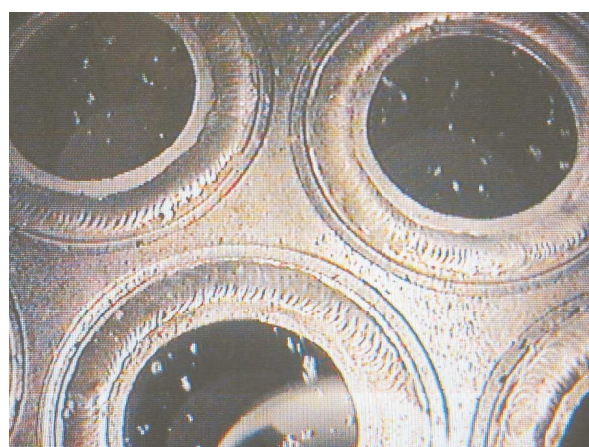


写真12 リン酸廃液蒸発缶の内部状況

Nbを添加したSUS310系のウラナス-65の溶接部については、伝熱管と管板の2層盛の溶接部の初層が露出した部位及び溶接ビード上のクレーター部から腐食が進展し貫通に至った。

ウラナスと同等のクロニファー 25.20Nbについては、伝熱管の母材が腐食し貫通に至った。この腐食速度は、最大で約3.4mm/yとなり、平均としては約1.1mm/yである。その他の部位は0.2~0.4mm/yであり、伝熱面の加速効果としては、約3倍（貫通部としては約10倍）となる。伝熱面以外の部位でみると、8mol/lの硝酸による48時間のクロニファー 25.20Nbの浸漬試験における腐食速度

(約0.03mm/yr)に比べて、本蒸発缶環境では約10倍となり、その要因としては、Ru、PuやNpなどによる加速及び長時間の腐食による脱粒が考えられる。クロニファー 25.20Nbについては、Ce、La、とSの析出物が認められ、伝熱管における加工フロー腐食の速度は40mm/yを超えるものとなった。

Ti-5Taについては、現在まで約30,000時間の加熱運転を行っているが、問題となる事象は発生していない。

3.2 濃縮ウラン溶解槽環境

濃縮ウラン溶解槽の腐食環境としては、使用済燃料に含まれる殆どのFP、U、Puを含む0~3 mol/lの沸騰硝酸環境である(Puが約4 g/l程度、Ruが約1 g/l程度)。

伝熱面条件下において、ウラナス-65のTIG溶接部の裏波から進展した腐食及び連通管と加熱部の電子ビーム溶接部での腐食が発生し貫通に至った。この腐食速度は、30mm/yを超えるものであった。一方、伝熱面の母材部については、2.2~3.3 mm/y程度の腐食速度であった。これは、2 mol/lの硝酸の48時間浸漬試験の結果と比べると100倍を超えることとなり、PuやRuの加速と伝熱面の加速によるものと考えられる(ただし、Uの溶解に伴うNO_xガスによる腐食の抑制効果も含まれる)。なお、伝熱面でない部位については、これよりも1桁程度小さな値となる。

補修溶接を施した溶接部については、補修後約6,100時間の加熱運転を行ったが、リップ線が消失しつつある程度の腐食でとどまっている。

3.3 酸回収精留塔環境

本精留塔の腐食環境としては、約10mol/lの沸騰硝酸環境である。SUS310ULCの伝熱面における溶接部において、腐食による貫通孔が発生した。この腐食においては、内部に空洞が生じており、管軸方向の腐食速度は約40mm/yとなる加工フロー腐食となり、肉厚方向については約3.5mm/yの腐食速度であった。

本精留塔に設置した各種試験片の浸漬試験の結果、SUS304Lは0.5mm/yを超える腐食速度を示し、SUS310ULCについては0.02mm/yを下回る腐食速度となった。

Ti-5Taについては、伝熱面の腐食速度として約0.3mm/yであり、SUS310ULCで見られた溶接部の

局部腐食は認められていない。

3.4 プルトニウム溶液蒸発缶環境

本蒸発缶の腐食環境は、Puを0~220 g/l含む5~7 mol/lの沸騰硝酸環境である。この環境におけるTiの腐食速度は、伝熱面で約0.1mm/y、浸漬条件で0.01~0.05mm/yであった。

気相部におけるSUS304Lの腐食速度は、Puの飛沫の程度によって異なるが、0.1~0.4mm/yであり、また、加工フロー腐食の速度は、約2.8mm/yであった。一方気相部におけるTi-5Taの腐食速度は、0.04~0.16mm/yであった。

3.5 高放射性廃液蒸発缶環境

本蒸発缶環境は、微量の核物質(Pu:0.01~0.1 g/l)と殆どのFP(Ru:約1 g/l)を含む約3 mol/lの硝酸環境であり、ホルマリンによる硝酸分解でNO_xが発生している。

本蒸発缶の材料であるウラナス-65の伝熱面における腐食速度は、廃液に浸漬している部位としては0.05~0.2mm/y、気液界面は約0.3mm/yであった。ただし、貫通孔が生じたことから、最大の腐食速度としては約0.7mm/yとなる。

高放射性廃液を用いた浸漬試験の結果、ウラナス-65の腐食速度は約0.1mm/yであり、実機の伝熱面における浸漬部位の腐食速度と同程度であった。

このことは、NO_xによる腐食の抑制効果と伝熱面による腐食の加速効果が相殺されていると考えられる。なお、この腐食試験の結果から、SUS304LやSUS316ULCの腐食速度は0.2mm/y程度、NAR310NbなどのSUS310系の腐食速度は0.1mm/y程度、SUS316Lが0.25~0.35mm/y程度であり、TiやTi-5Taは優れた耐食性を示した。常温においては、SUS316系やNbを添加したSUS310系のステンレス鋼は0.03mm/yを下回る腐食速度であった。

3.6 その他

ウラン濃度約400 g/l、硝酸濃度約0.2mol/lの沸騰溶液を扱うウラン溶液蒸発缶(第一段)の環境では、SUS304Lは殆ど減肉していない。

ウラン濃度約1,000 g/l、硝酸濃度約0.5mol/lの沸騰溶液を扱うウラン溶液蒸発缶(第二段)の環境では、Tiは殆ど減肉していない。

低レベルの放射性廃液を蒸発濃縮する環境においては、SUS316Lは殆ど減肉していない。

4. おわりに

東海再処理施設は、国内初の再処理施設として20年を超える経験を積んできた。その間、腐食による大型機器の故障に遭遇し、高線量環境下における機器の交換、遠隔補修技術の開発、高信頼性機器の開発などを行い、安定運転を行えるまでになってきている。

本報告は、これまで東海再処理施設で経験した腐食事例をまとめたものである。現在、青森県六ヶ所村において国内初の商業規模の再処理施設の建設が進められ、2003年から通水作動試験を開始するなど建設も大詰めの段階にあり、2005年度から開始される操業運転に向けて、本報告が少しでも参考になればと考える。

参考文献

- 1) 武田誠一郎, 他: 材料と環境, 第45巻, 第5号 (1996).
- 2) 鈴置昭, 他: 日本原子力学会「1997秋の大会」予稿集M30, p. 843.
- 3) 武田誠一郎, 他: 材料と環境, 第45巻, 第1号 (1995).
- 4) 武田誠一郎, 他: 材料と環境, 第45巻, 第11号 (1996).
- 5) 武田誠一郎, 他: 日本原子力学会「1991春の年会」予稿集M16, p. 618.
- 6) 長野博夫, 他: 日本原子力学会誌, vol. 34, No. 11, p. 1063 (1992).
- 7) R. D. Shaw and D. Elliott: Proc. Stainless Steels '84, p. 395 (1984).
- 8) 長野博夫, 他: 日本材料学会学術講演大会, 37, p. 196~198 (1988).
- 9) 武田誠一郎, 他: 日本原子力学会誌, vol. 42, No. 12, p. 1315 (2000).
- 10) Tuji et al.: Proc. Int. Conf. on Nuc. Fuel Reprocessing and Waste Management, Aug. 23-27 (1984).
- 11) H. Kajimura and H. Nagano Corrosion Science, 31, 246 (1990).
- 12) 武田誠一郎, 他: 日本原子力学会誌, vol. 36, No. 12, p. 1137 (1994).
- 13) R. F. Maness, HW-72076, Jan. 5 (1962).
- 14) 佐藤広士: ケミカル・エンジニアリング, 1984年2月号, p. 32.
- 15) 武田誠一郎, 他: 動燃技報, No. 67, p. 64 (1988).
- 16) 大久保勝夫: 防錆管理/'73-10 (1973).



再処理センターにおけるISO9002の認証取得

舩井 仁一 小林健太郎* 岩崎 省悟* 深野木真二*

東海事業所 再処理センター
*東海事業所 再処理センター 品質保証室

Acquisition of Certification on Quality Assurance System ISO9002 in the Tokai Reprocessing Center

Jinichi MASUI Kentaro KOBAYASHI* Shogo IWASAKI* Shinji FUKANOKI*

Tokai Reprocessing Center, Tokai Works
*Quality Assurance Section, Tokai Reprocessing Center, Tokai Works

東海再処理施設の運営組織である再処理センターは、2001年9月6日に品質規格であるJIS Z9902:1998 (ISO9002:1994)「品質システム 製造、据付け及び付帯サービスにおける品質保証モデル」の認証を取得した。

旧組織である再処理工場は、安全・安定運転を目的として1983年からJEA G4101に準拠した施設品質保証活動を進めてきた。しかし1997年のアスファルト固化処理施設における火災爆発事故等を契機に、品質保証体系の改善を目的として1995年に開始したISO9000シリーズ規格に関する取組を本格化し、これに準拠した品質システムを構築したものである。

これにより、運転に関する製品品質保証が強化されるとともに、審査機関による客観的な評価を受けることにより、業務の透明性を向上させることができた。

本稿では、再処理センターにおけるISO9002認証取得の取組経緯と、構築した製品品質システムの概要について報告する。

On September 6th 2001, Tokai Reprocessing Center obtained Certification under Quality Assurance System ISO9002:2nd edition 1994 (JIS Z9902:1998)-Model for quality assurance in production, installation and servicing.

In Tokai Reprocessing Plant, quality assurance activities have been undertaken to contribute to the safety and stable operation of the plant based on the JEAG4101 since 1983. Since 1995, the establishment of a quality assurance system based on the ISO9000 series has been underway, and with the fire and explosion incident at the Bituminization Demonstration Facility as a turning point, this activity has been accelerated and certification obtained under ISO9002.

These procedures have strengthened quality assurance activities in the plant operation and transparency of the business has been improved for society through an objective evaluation conducted by the International Organization for Standardization.

This report describes the details of quality assurance activities until the acquisition of certification and the outline of the established quality assurance system.

キーワード

使用済燃料、再処理、品質保証、製品品質、品質システム、マネジメントシステム、ウラン、プルトニウム、ISO9002, JEAG4101

Spent Fuel, Reprocessing Plant, Quality Assurance, Quality Assurance of Products, Quality System, Management System, Uranium, Plutonium, ISO9002, JEAG4101



舩井 仁一

技術主幹、品質管理責任者
再処理センターの品質保証
の業務に従事



小林健太郎

品質保証室長
再処理センターの品質保
証、許認可、保安検査業務
に従事



岩崎 省悟

技術主幹
再処理センターの品質保証
の業務に従事



深野木真二

品質保証チーム所属
副主任研究員
再処理センターの品質保
証、資料管理の業務に従事

1. はじめに

東海再処理施設の運営組織である再処理センター（以下、センター）は、2001年9月6日に品質規格であるJIS Z9902:1998 (ISO9002:1994)「品質システム 製造、据付け及び付帯サービスにおける品質保証モデル」の認証を取得した（写真1参照）。

再処理施設は、1971年に建設着工、1981年より本格運転を開始したが、1978年から1983年にかけて酸回収蒸発缶、溶解槽の幾度かの故障を経験し

たこと等から、再処理工場*は、安全・安定運転を目的として1983年より原子力発電所の品質保証指針JEAG4101-1985（以下、JEAG4101）に基づく「品質保証計画書」「品質保証要領書」等を作成し、施設の品質保証活動に取り組んできた。

しかし1997年3月11日にアスファルト固化処理施設における火災爆発事故が発生するに至り、その原因の一つに運転手順の変更管理上の問題があったこと等を契機として、運転に関する製品品質保証の強化を図るべくISO9002に基づいた品質システムを構築し、さらに業務の透明性を高めるために認証の取得を目指したものである。

本稿では、センターにおける製品品質保証活動の取組経緯と、構築した製品品質システムの概要について報告する。

なお、本稿ではJIS Z9902:1998 (ISO9002:1994)「品質システム 製造、据付け及び付帯サービスにおける品質保証モデル」を便宜上「ISO9002」と記す。

また、JEAG4101は2000年に改訂版が発行されており、これをJEAG4101-2000と記す。

2. 取組の経緯（図1参照）

(1) 取組のきっかけ

再処理施設において、分離回収によるウラン及びプルトニウムの不純物管理等の品質管理は、試運転を経て操業開始時から行っている。その管理



写真1 登録証

	1995年	1996年	1997年	1998年	1999年	2000年	2001年
再処理施設の運転（キャンペン）	95-2	96-1	96-2	97-1		定検運 00-2	01-1
取組提案	10月						
管理職セミナー		1月					
導入決定等			11月	11月	取得宣言大会		9月6日 認証取得
教育			導入教育		システム教育		
業務分析					7月	見直し	
品質システム構築（規則整備）							
内部品質監査					10月	2月	6月
マネージメントレビュー						3月	7月
審査					文書審査、予備 審査	第2回 予備審査	実地審査 7/23～25
事故等	12月8日もんじゅ事故		3月11日アスファルト事故	組織改編			

図1 ISO9002取組の経緯

方法、手順は、各工程の運転要領書等に記載され、運転員の世代交替があっても経験、技術が伝承されてきたが、顧客を意識したマネジメントシステムとしては十分なものではなかった。

再処理工場*のISO9000シリーズ規格（以下、ISO9000'S）**への取組は、1995年10月に分析部門からの提案により始まった。分析部門においては、分析技術に関する外国との交流も多く、また、技術の特質から国際標準との関連も深いこと等からの提案であった。

この提案に対し、まず中身を知ることが必要であるとの観点から、1996年1月末に外部講師を招いた管理職セミナーから開始したが、ほぼ同時期である1995年12月8日にもんじゅのナトリウム漏えい事故が発生、さらには1997年3月11日にアスファルト固化処理施設における火災爆発事故が発生し、取組は1997年上期頃まで中断することとなった。

(2) 本格的な取組の開始

ISO9000'Sに対する本格的な取組は、冒頭に述べた理由により、1997年11月から開始され、再処理工場の全従業員を対象とした導入教育、全課を対象とした業務分析を行うことから着手した。

業務分析は、使用済燃料の受入、せん断、溶解等の業務単位、もしくは更に細かく分けた業務単位ごとに手順をフロー図化するとともに、単位業務及び手順毎の責任権限（審査・承認者等）、使用する要領書、作成する記録等を表形式に洗い出す作業である。

この作業は、1998年ほぼ1年をかけて実施（途中より、次段階である手順の規則化作業を並行実施）した。

また、この段階において、再処理工場*としてISO9000'Sのいずれの規格に取り組むかについて検討を行い、ISO9002とすることを決定した。

なお、ISO9002に対する取組の目的は、品質システムの改善を第一義としていたが、「業務透明性の確保」の観点から第三者である審査機関による審査を受けることも重要と考え、この作業の終盤において従業員を一同に集めた「認証取得宣言大会」を開催した。（写真2参照）

再処理工場*は、試運転当初より保安規定に基づ



写真2 認証取得宣言大会

く安全作業基準、運転要領書等の運転に関する作業管理レベルの手順（三次文書レベルの手順）を備えている。

よって、取組の次の段階として、ISO9002に則った品質システムの中核となる手順を文書化するため、業務分析の結果を基に、一次文書としての「品質マニュアル」及び二次文書レベルの手順書として、業務管理レベルの手順をISO9002の要求事項ごとに「再処理センター規則」として作成した。

この段階では、ISO9002の要求事項に沿う業務として従来実施していなかった業務（マネージメントレビュー、内部品質監査等）を新たに組み込んだ。

(3) 要員の育成

ISO9002の取組を浸透させ円滑に進めることと、内部品質監査を実施しやすくするため、外部講習又は講師召喚による内部講習を開催し、「内部品質監査員」の養成及び「審査員」の養成を進めた。現在、内部監査員資格者47名、審査員資格者9名が在籍している。

(4) 取組の遅延

品質マニュアル、規則類は1999年7月制定となり、直ちにセンター従業員に教育を行い運用段階に移ったが、間もない9月30日にJCO臨界事故が発生した。

再処理施設は、アスファルト施設の火災爆発事故の後、運転を停止しており、安全性総点検等によるハード、ソフト両面の改善を進め運転の再開を目指してきたものであるが、JCO臨界事故に関連した対応等により、更に遅延が余儀なくされた。ISO9002の審査登録機関による審査は、システム

*再処理工場：当時の組織名。規則作成作業の途中である1998年10月1日に組織が改編され「再処理工場」から「再処理センター」となった。

**ISO9000シリーズ規格：当時のISO9000シリーズ規格（JIS Z9900シリーズ規格）はISO9001（設計から付帯サービスまでを含む品質保証モデル）、ISO9002（設計を除き、製造から付帯サービスまでを含む品質保証モデル）、ISO9003（最終検査・試験における品質保証モデル）等があり、いずれの規格に取り組むかについては、後に決定した。



写真3 登録証の受領

の計画面（文書の適合性）と、実行面（文書の遵守性）の審査である。実行面の審査は、実行した結果としてのエビデンス（品質記録）を確認することにより行うが、再処理施設の運転が行われなければ記録は発生しないことから、ISO9002の審査も遅れることとなった。

そのため、文書の適否を中心とした内部品質監査を実施し、さらに2000年3月に審査登録機関による文書審査及び予備審査を受け、その結果を反映した規則の見直しに力を入れた。

(5) 運転再開と実地審査

アスファルト固化処理施設における火災爆発事故後に行った安全性の改善等の後、2000年6月から定期検査運転を行い、さらに2000年11月から本格運転（00-2キャンペーン）を再開した。

ISO9002のシステムの見直しは、同年11月に受審した2回目の予備審査結果に基づき、さらに改善を行い、2001年7月23日から25日に実地審査を

受け、9月6日に審査登録機関・日本検査キューエイ（株）より登録証を受領した。（写真3参照）

3. 再処理施設における品質システム

3.1 施設品質システムと製品品質システムの関係

JEAG4101に基づく施設品質システムとISO9002に基づく製品品質システムの関係は、原子力施設の設置者（発注者）と製造者（受注者）との関係及び設置者の製品品質システムの「製品」の定義によって異なってくるが、センターでは両システムを相互補完させる関係で構築、運用している。相互の関係の模式図を図2に示す。

再処理施設は、使用済燃料の再処理に関する技術開発を行うとともに、電力各社及びふげん発電所との間で使用済燃料の再処理に関する役務契約を締結し、ウラン及びプルトニウムの分離回収を行う施設である。

よって、センターにおける「製品」は物的製品としての「ウラン及びプルトニウム」及びサービス製品としての「分離回収役務」である。ISO9002は大きく分けて19項目の要求事項からなっているが、製造施設・設備に関する要求事項は「4.9工程管理」の「g）項：工程能力を継続的に維持するための、設備の適切な保全」以外、ほとんどない。これはISO9002の目指すところが「顧客満足：Customer Satisfaction）であり、目的とする製品品質を確保する上で製造施設・設備の管理は供給者の責任において必須であることから、あえて強い要求事項としていないものと思われる。

一方JEAG4101は、国際原子力機関（IAEA）の「原

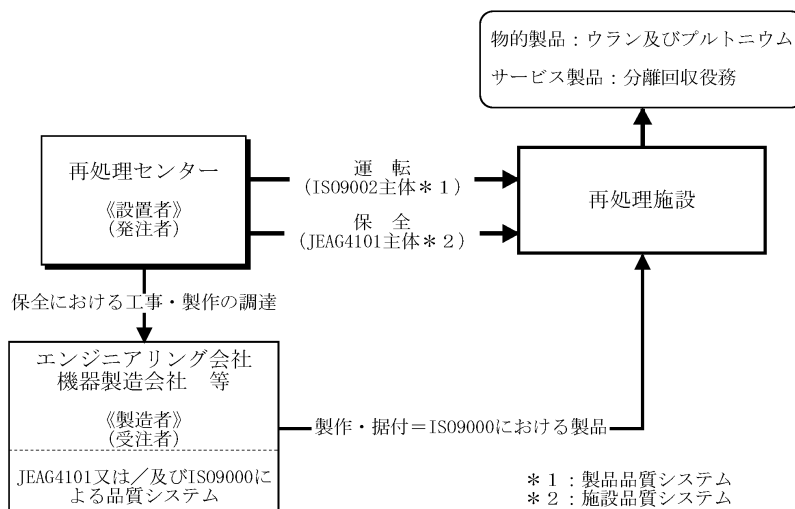


図2 再処理施設における製品品質システムと施設品質システムの関係

子力プラントにおける安全のための品質保証の実施基準」(50-C-QA)に基づいた原子力施設の設計、調達、製作・据付、材料・機器、運転・保守等の品質保証についての指針〔(社)日本電気協会の電気技術指針。50-C-QAの改訂版である50-C/SG-Qに基づくJEAG4101-2000ではこの他、立地調査、研究・開発、廃止措置等も参考事項として追加された〕であるが、運転管理についての記載は多くない。

このことから、センターでは製品の品質管理に関する品質システム(製品品質システム)をISO9002を主体に構築し、製造設備である施設の改造、更新、補修の工事等の保全における施設の品質保証(以下、施設品質保証)をJEAG4101主体に構築している。

なお、施設の品質保証においてエンジニアリング会社、機器製造会社等が行う製作・据付等の品質保証においては、ISO9000の認証を取得した企

業の製品については、JEAG4101-2000の適用を容易にしている。

3.2 製品品質システムの概要

センターの製品品質システムの内、主たる内容について説明する。

(1) 適用範囲及び品質方針

センターにおける製品品質システムの適用範囲(スコープ)及び品質方針を示す。

対象製品：使用済燃料の再処理によるウラン及びプルトニウムの分離・回収

登録範囲：11：核燃料

顧客：東北電力、東京電力、中部電力、関西電力、中国電力、四国電力、九州電力、日本原子力発電、サイクル機構(ふげん)

対象組織：センター幹部、品質管理責任者、当直長(補佐含む)及び4部17課室中3部11課室(図3参照)

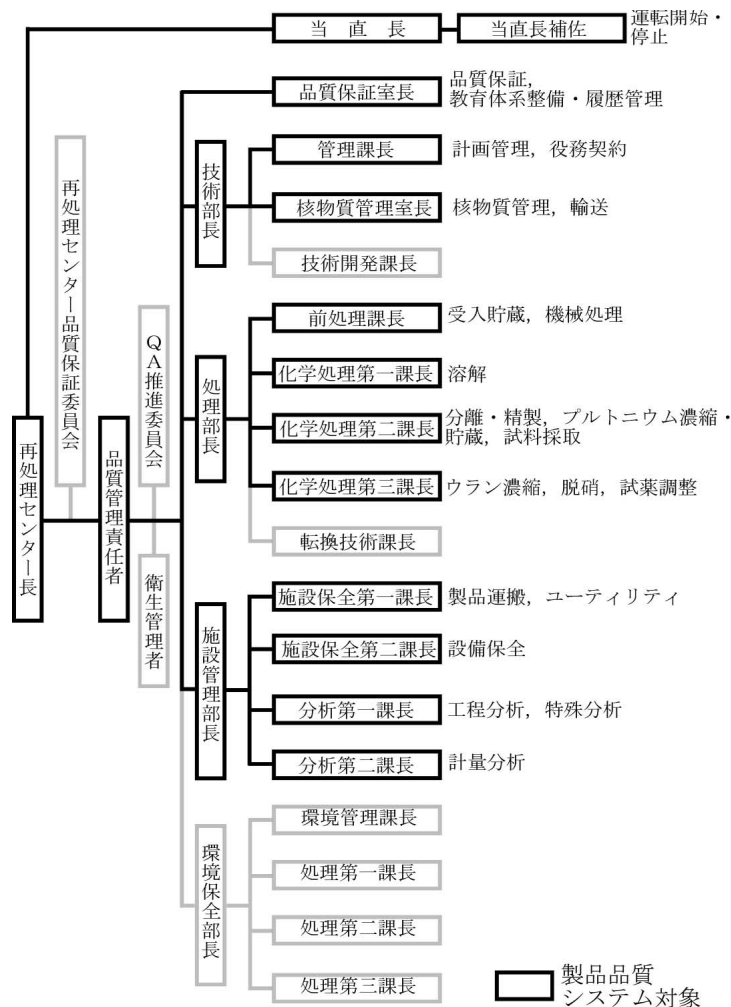


図3 製品品質システムにおけるセンター組織

対象工程：廃棄物処理貯蔵工程，ユーティリティ設備等を除く，使用済燃料の受入・貯蔵工程からウラン製品貯蔵工程，プルトニウム貯蔵工程まで（図4参照）

品質方針：国民から負託された再処理技術の開発を「安全」に進め，関係各位のご理解を得ることが最重要方針である。そのために，適切な品質管理体系を確立し，従業員一丸となって施設の保安及び作業の安全を確保し，目標とする製品品質を達成する。

なお，対象組織，対象工程は対象製品の製造（使用済燃料のせん断，溶解，抽出等によるウラン及びプルトニウムの分離，精製）に関する範囲としており，今後，廃棄物処理工程等の後工程への拡大を図る予定である。

ただし，現状においても運転要領書の新規制定及び改訂に関する審査，承認及び「再処理施設安全専門委員会」における審議等の管理は，全ての組織，工程を対象としている。

(2) 製品品質システムの流れ

センターの製品品質システムの概略の流れは以下のとおりである。

使用済燃料の役務契約前に顧客の要求事項を把握し，契約後（現契約は1994年の第5次契約），年度毎の運転計画を作成する。運転計画は更に四半期及び処理運転期間（キャンペーンという）ごとの計画に展開し，製品品質に直接影響のある工程については品質計画書をキャンペーン毎に作成する。

使用済燃料は，せん断するまでの間，顧客支給品として管理し，運転計画に基づく当直長の運転

指示によりキャンペーンを開始する。

後に述べる工程管理を行い分離回収した製品は化学分析を中心とした検査を行い，合格の後，合格したことを識別し製品貯蔵する。この過程で不適合品が発生した場合，不適合品処置を行い，実在庫調査を経て回収率検査及び全ての検査の結果を確認する最終検査を行う。

キャンペーンの処理結果は「再処理結果報告書」としてまとめ，顧客に提出する。なお，再処理施設の特徴として，回収したウラン，プルトニウムはMOX燃料の原料として使用するためにサイクル機構が買い上げることから，顧客への納品（出荷・引渡し）はなく，また，顧客への付帯サービスもない。

これらのマネジメントシステムのチェックと改善のため，年1回マネジメントレビューを行う。レビューには不適合が発生した場合の是正処置及び必要に応じた予防処置の結果及び1回／年実施する内部品質監査の結果等が報告され，レビューの結果，センター長の是正処置指示が出され，システムの改善を行う。

この流れを図5の品質保証体系図に示す。

(3) 文書体系

前述のようにセンターの文書階層は以下のようである。

一次文書：品質マニュアル

二次文書：組織運営規則類及び製品品質保証規則類並びに標準

三次文書：運転要領書，O. S. C. L.，標準，手順書等
なお，ここでいうO. S. C. L.とは，Operational Sequence Check Listの略称で，運転・操作の手順をチェックリスト形式にし，記録として残せるよう

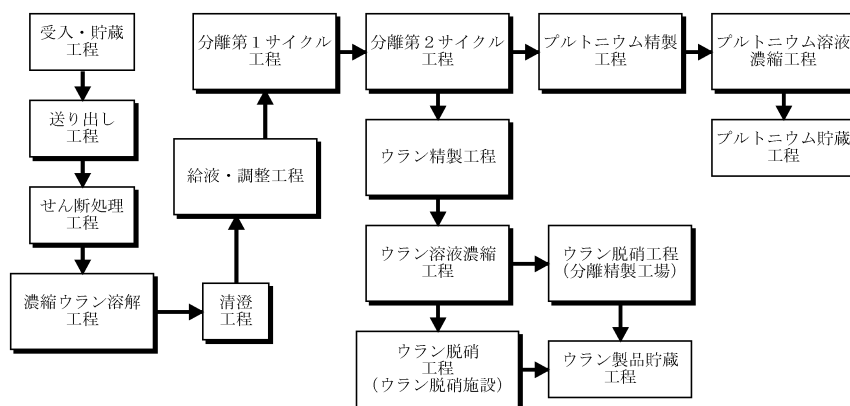


図4 主要な対象工程

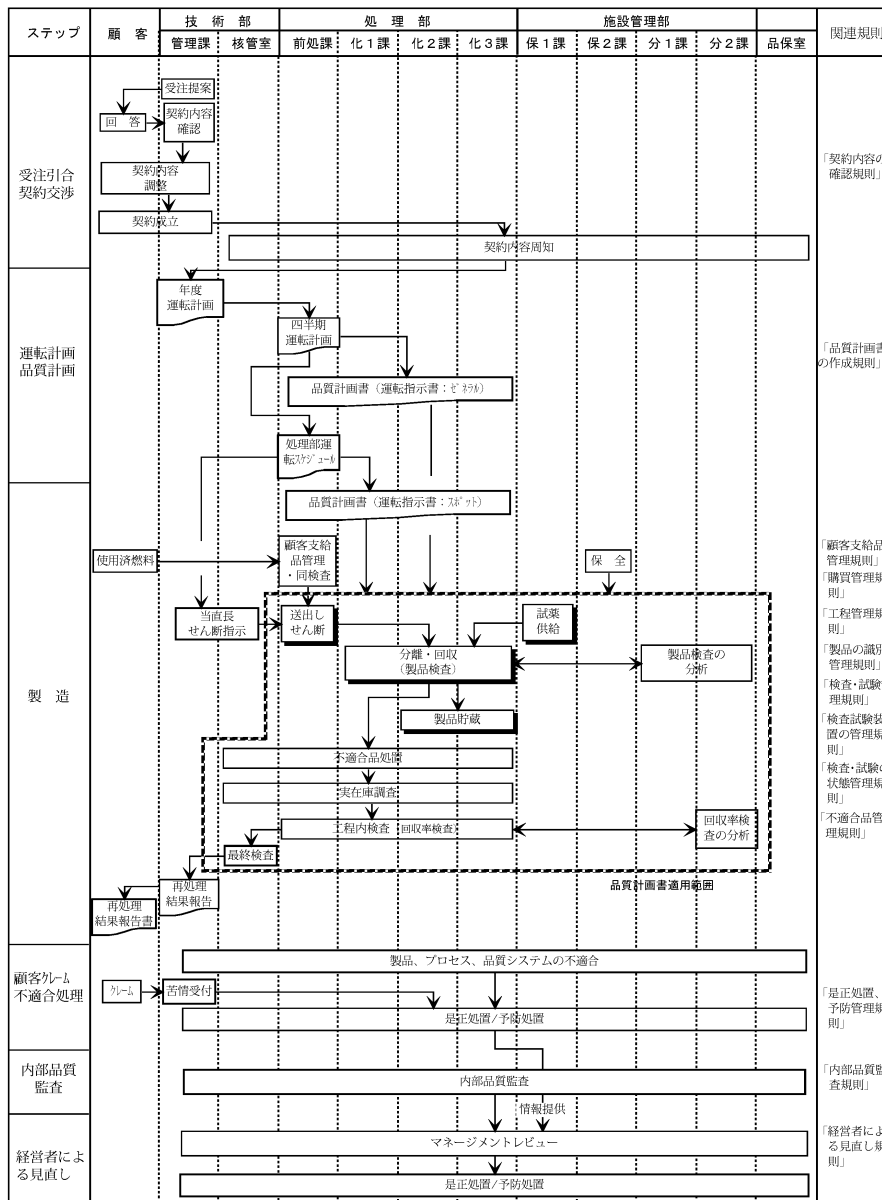


図5 センター製品品質保証体系図

にしたものである。

これらの文書は、二次文書の「文書管理規則」に基づき、文書毎の主管者、審査者、承認者、配付担当部署を定めており、業務遂行に伴い作成される各種品質記録については、二次文書の「品質記録の管理規則」に基づき、検索性を持った保管、維持等の管理を行っている。

また、運転に直接使用する運転要領書、O. S. C. L. の新規作成及び内容の変更を伴う改訂においては、サイクル機構外の委員を含む「再処理施設安全専門委員会」において安全性について審議を行い、所掌範囲の責任職位が承認する管理を行っている。

センターにはこれらの規則類の他に施設品質保証規則類を定めており、また、以下に示す外部文書がセンターの品質システムに関連することから、品質システムの文書に関連する手順としてこれを明確にし、引用している。

- ① 「原子力基本法」をはじめとする関係法令
- ② 中長期事業計画
- ③ 適用される各種JIS規格
- ④ サイクル機構が定める規程類
- ⑤ 東海事業所が定める規則
- ⑥ 再処理役務契約書
- ⑦ 施設建設技術標準（CTS）

センターにおける品質システムの文書体系を図

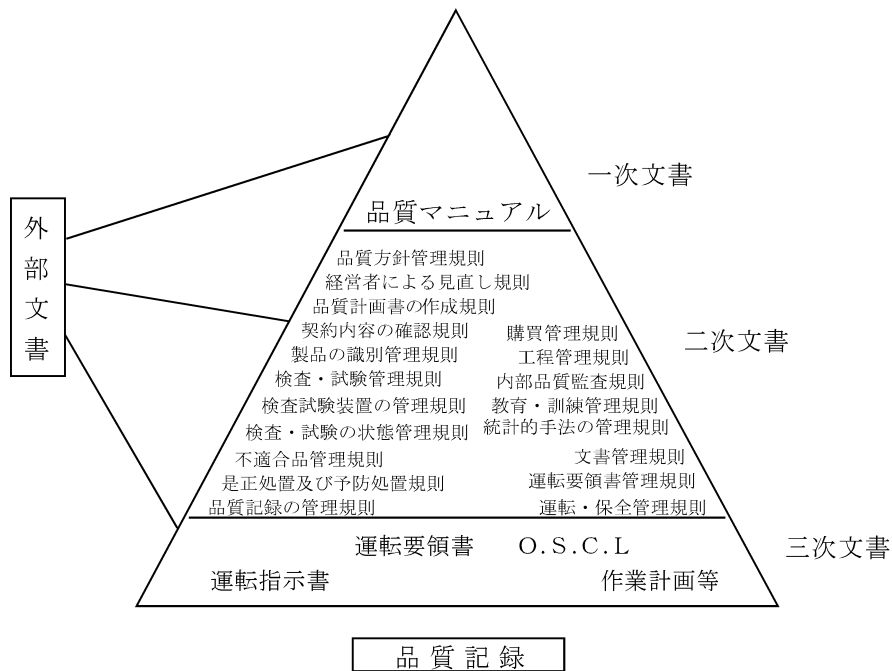


図6 センターの製品品質システム文書体系

6に示す。

(4) 識別管理

製品品質管理上識別すべき対象物としては、使用済燃料、使用済燃料溶解液、プルトニウム製品、ウラン製品、分析試料がある。

1) 使用済燃料

使用済燃料に刻印されている識別番号を燃料取り出しプールにて水中カメラ及び目視により確認し、O.S.C.L. 及び「燃料貯蔵プール集合体配置変更伝票」に記録することで識別する。

また、せん断前には、使用済燃料に刻印されている識別番号をセル内カメラにより目視で確認し、濃縮ウラン機械処理セル操作区域に表示板で表示することで識別し、O.S.C.L. に記録する。

2) 使用済燃料溶解液

使用済燃料のせん断片を溶解槽に投入した時に識別番号を付与し、中央制御室の制御盤に表示することで識別する。この過程はO.S.C.L. 及び「計量管理伝票」に記録する。

3) プルトニウム製品

プルトニウム溶液濃縮工程でプルトニウム製品の濃縮を開始した時に識別番号を付与し、中央制御室の制御盤に表示することで識別する。この過程はO.S.C.L. に記録する。

4) ウラン製品

ウラン製品を「三酸化ウラン容器」へ収納した

時に識別番号（容器番号）を付与し、容器表面に刻印されている容器番号を確認することにより識別する。

また、ウラン貯蔵所においては、第二ウラン貯蔵所のパーソナルコンピュータのCRT画面（在庫管理データベース）に表示することにより識別する。この過程はO.S.C.L. に記録する。

5) 分析試料

分析を依頼する課は、「分析試料の依頼手順書」に従い、分析依頼伝票番号と分析試料採取容器に表示した番号が合致していることを確認し、それぞれ使用するO.S.C.L. に記録することにより識別する。

(5) 工程管理

製造において、製品品質に直接影響を与える工程（図4参照）の工程管理は以下のように行う。

1) 製造準備

製造に携わる処理部の各課（以下、処理部各課）は、品質計画書として「運転指示書（ゼネラル・インストラクション）」及び「運転指示書（スポット・インストラクション）」を作成する。

製造に使用する工程及び設備の使用許可（承認）は、経済産業大臣から「施設定期検査合格証」が交付（当該製造の直前のもの）されていること等を処理部長が確認することをもって行う。また、承認された製造設備の更新等を行った場合は、「再

処理施設 使用前検査記録」で合格を確認し、保全を行った場合は、「保全作業伝票」による作業の完了を確認後、設備の使用を許可する。

2) 製造工程の管理

製造に当たっては、「再処理施設保安規定」及び同規定に基づきセンターが制定する保安関係の基準類を遵守し、「放射線管理基準」に従い適切な作業環境を維持する。

運転に伴うそれぞれの適切な設備の使用及び作業手順、管理パラメータ、製品特性及び安全上の管理項目は、O. S. C. L. 等で明確にし、これに基づき監視する。

3) 設備管理

製造設備の工程能力を維持するための定期保全（自主検査、供用期間中の検査、日常点検）は、それぞれの保全の要領書等に基づき行う。

(6) 検査及び試験の管理

再処理施設では安全管理及び工程管理のために計器による監視、化学分析を行い、多岐にわたるパラメータ管理、製品特性の管理を行っているが、製品品質保証上の検査としては以下の項目を実施している。これらの検査は、検査員として認定された者が行う。

- ① 購買品の受入検査
- ② 顧客支給品の受入検査
- ③ 工程内検査：製品検査（ウラン製品の検査、プルトニウム製品の検査）
回収率検査（入量確定検査、出量確定検査、実在庫調査）
- ④ 最終製品検査：これらの検査の内、工程内検査について説明する。

1) ウラン製品検査

ウラン製品の検査は、三酸化ウラン容器に入れ貯蔵する前に下記の項目について行い、合格により貯蔵所への移動が許可され、不合格の場合、不適合品管理の処置を行う。

- ① 成分検査（三酸化ウラン UO_3 粉末であること）
- ② UO_3 中の全不純物、不揮発性酸化物が基準値を越えていないこと
- ③ ボロン当量及び核分裂生成物、非ウラン α 放射能が基準値を越えていないこと

2) プルトニウム製品検査

プルトニウム製品の検査は、製品貯槽への送液前に下記の項目について行い、合格により貯槽への移動が許可され、不合格の場合、不適合品管理

の処置を行う。

- ① 成分検査（硝酸プルトニウム溶液であること）
 - ② 金属不純物の含量検査Ⅰ（鉄、ウランの分析値とニッケル、クロム、チタンの見込み量の含量が基準値を越えないこと）
 - ③ 金属不純物の含量検査Ⅱ（鉄、ウラン、ニッケル、クロム、チタンの見込み量の含量が基準値を越えないこと）
 - ④ 放射性不純物量が基準値を越えないこと
 - ⑤ 核分裂生成物の含量が基準値を越えないこと
- ## 3) 入量確定検査

使用済燃料をせん断、溶解し分離精製工程へ供給する前の調整槽において、ウラン、プルトニウムの入量を計量して確定する検査である。入量が確定した後、後工程への移動を許可する。

4) 出量確定検査

ウランの脱硝の後、三酸化ウラン容器に入れ貯蔵する前にウランの出量を計量して確定する検査である。確定した出量を核物質管理の部署へ報告する。

5) 実在庫調査

再処理工程内に存在する核物質量を確認するもので、PIT (Physical Inventory Taking) と呼んでいる。計量対象となる貯槽等における仕掛品、回収プルトニウム、回収ウランの実在庫量を計量し、ウラン及びプルトニウムの回収率を計算し、可否を判定し、結果を核物質管理の部署へ報告する。

なお、検査に用いる機器、装置類は、「ISO 校正対象機器ラベル」を貼付して識別し、各々の校正管理の要領書に基づき、校正員として認定された者が校正管理を行っている。

(7) 不適合管理、是正処置及び予防処置

下記の不適合に対し、是正処置及び予防処置を行う。

- ① 製品の不適合（不適合品、製品特性管理値の超過）
- ② 顧客のクレーム
- ③ 検査により発見した不適合（購買品、顧客支給品、回収率、最終製品の各検査）
- ④ マネージメントレビューによる是正処置要求
- ⑤ 外部審査機関の審査により指摘された不適合
- ⑥ 品質システムの運用において発見された不適合

この内、製品の不適合は「不適合品の報告書」を発行し、ウラン製品については再精製又は顧客

との協議による特別採用、プルトニウム製品については他中間製品との処理による手直し又は顧客との協議による特別採用による処置を行う。

他の不適合については、品質保証室長が「是正処置要求書兼報告書」を発行し、担当課室が原因調査、是正処置を行い、品質保証室長の確認により品質管理責任者に報告する。

また、予防処置については、以下の情報により、予防処置が必要と判断した場合は、「予防処置要求書兼報告書」を発行し、担当課室が予防処置計画を作成、実施し、品質保証室長の確認により、品質管理責任者に報告する。

- ① 製品の品質に影響を与えるすべての工程、作業、特別採用の情報
- ② 顧客のクレーム
- ③ 品質記録（「再処理結果報告書」「不適合品報告書」「是正処置要求書兼報告書」）
- ④ 「品質監査報告書」

(8) 教育・訓練

1) 教育のカリキュラム

従業員が履修すべき教育のカリキュラムは、担当する業務、職種（運転員、保全員、分析員、技術員、事務系員）及び階層（新人、初級、中級、上級、監督級、対象外）に応じた内容で「教育・訓練カリキュラム標準」として作成している。

カリキュラムを大別すると以下の項目に分けられ、数十項目を越えるものとなっている。

- ・ 規定基準類の教育
- ・ 運転等の操作に関する教育
- ・ 製品品質保証教育
- ・ 施設品質保証教育
- ・ 資格認定教育

なお、資格認定は以下について行っている。

- ① 受入検査員
- ② 工程内検査員
- ③ 最終検査員
- ④ 分析検査員

- ⑤ 購買検査員
- ⑥ 校正担当者
- ⑦ 内部監査員

2) 教育計画の作成と実施

毎年度末において「個人教育訓練受講状況一覧表」により、当該階層において実施すべき教育項目と受講実績から、次年度に実施する教育項目を選び、個人ごとの教育計画を作成する。

また、個人ごとの教育予定が記入された「個人教育訓練受講状況一覧表」を取りまとめ、教育項目毎の実施月を決定した課室毎の「総括スケジュール」を作成し、これらに基づき教育を実施する。

3) 教育の履歴管理

教育を受けた従業員は、各自「教育・訓練（個人）報告書」を1件1葉で作成する。

この報告書に基づく個人毎の教育履歴は「教育履歴管理システム」に登録し管理する。また、「教育履歴管理システム」にはこの他、先に説明したカリキュラム、教育計画等を含めた情報を登録し、教育・訓練の中心的システムとして使用している。

4. おわりに

センターは六ヶ所再処理工場への技術移転を第一義としている。

そのための技術開発及び安全・安定な運転を進める上で、ISO9002に対する取組は、一定の寄与を果たすものと確信している。

しかしながら、第三者機関による認証を取得したとしても、その取組は緒に着いたばかりであり、施設品質システムを含め、より効果的、効率的なシステムへの改善を進めていかなければならない。

品質システムの構築においては、先達企業及びコンサルタントの御指導、社内外の御理解と御協力を得られたことに心より感謝し、お礼を申し上げます。



ウラン系低レベル放射性金属廃棄物の 溶融除染技術開発

青山 誠 須藤 収

東海事業所 環境保全・研究開発センター 環境保全部

Development of Melt Refining Decontamination Technology for Radioactive Metal Waste Contaminated with Uranium

Makoto AOYAMA Osamu SUTO

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

核燃料サイクル関連施設で発生するウラン系低レベル放射性金属廃棄物を対象に、溶融除染技術の適用性を評価した。溶融除染は、酸化物の生成自由エネルギーの違いを利用し、ウラン等の放射性核種を酸化物としてスラグ層へ移行させ、金属を除染する技術である。

ウランを用いた小型試験装置による試験では、金属中のウラン濃度はスラグ組成や形状によらず分析下限値(0.5ppm)以下であった。工学規模試験装置を用いた試験では、ウランの模擬核種にセリウムを用い、実廃棄物を想定した金属組成において小型試験装置を用いた試験と同様の除染性能が得られた。

これらの結果から、溶融除染技術がウラン系低レベル放射性金属廃棄物の処理技術として有効であることが分かった。

The feasibility of melt refining decontamination was studied for low-level radioactive metal waste contaminated with uranium discharged from nuclear fuel cycle facilities. Melt refining decontamination is technology which uses the difference in the generation free energy of an oxide, is made to shift radioactive nuclides such as uranium to slag, as an oxide, and decontaminates metal.

Through laboratory scale experiments using uranium the concentration of uranium in the decontaminated metal did not depend on slag form or composition and was below the lower limit of detection(0.5ppm).

Similar results were obtained in engineering scale experiments using cerium as a uranium surrogate and simulated waste by metal composition.

It was demonstrated that melt refining decontamination technology is effective for low-level radioactive metal waste contaminated with uranium.

キーワード

低レベル、放射性廃棄物、金属廃棄物、溶融除染、除染、除染係数、塩基度、スラグ、ウラン、セリウム

Low-level, Radioactive Waste, Metal Waste, Melt Refining Decontamination, Decontamination, Decontamination Factor, Basicity, Slag, Uranium, Cerium



青山 誠

技術開発グループ所属
研究員
低レベル放射性廃棄物処理
技術の開発に従事



須藤 収

技術開発グループリーダー
低レベル放射性廃棄物処理
技術の開発に従事
核燃料取扱主任者

1. はじめに

高温溶融処理技術は、固体廃棄物の減容化、無害化、均質化に優れた廃棄物処理技術であり、原子炉廃棄物の処理に導入されようとしている。一方、高温溶融処理には、ウラン、プルトニウムに汚染された金属に少量の適切な酸化物を加えて溶融状態にすることで、酸化物側にウラン、プルトニウム

ムが移行し、高い除染効果が得られる特徴がある。

これまでの国内外での検討結果及び海外での実廃棄物への適用例としては、ウラン及びTRU系廃棄物の溶融除染については様々な検討がなされ、金属中のウランやTRU元素濃度を0.01ppm以下まで除染可能である等の基礎データが得られている。また、ドイツ、スウェーデン等では商業的に金属廃棄物の処理に適用され、除染された金属は再利用されている。例えば、ドイツのSiempelkamp社¹⁾では、溶融量3.2t/h規模の高周波誘導炉を用いて放射性スクラップの処理を行っている。除染係数は10⁶程度であり、溶融処理後にクリアランスレベル（α廃棄物基準：C≤0.1Bq/g）を達成した金属インゴットは一般工業用に制約条件なしに再利用されている。

サイクル機構ではこの溶融除染技術について、除染特性等に関する基礎試験、関連要素技術の検討等を実施し、適用性の評価を行っている。本報では、ウラン系金属廃棄物を対象として、小型試験装置及び工学規模試験装置を用いた溶融除染試験の結果を報告する。

2. 溶融除染の原理

溶融除染は、酸化物の生成自由エネルギーの違いを利用し、ウラン等の放射性核種によって汚染された金属を溶融酸化させることにより放射性核種を酸化物としてスラグ層へ移行させ、金属を除染する技術である。金属は酸化物生成自由エネルギーが低いほど酸化物になりやすく、高いほど酸化物になりにくいという性質を持っている。図1²⁾に主な金属とウランの酸化物生成自由エネルギー図を示す。この図から、鉄やステンレスの主成分であるクロムやニッケルに比べウランは酸化物になりやすいということが分かる。

このことから、溶融中に適切な酸化物（スラグ剤）を添加することで、ウラン等の放射性核種を金属から酸化物に移行させることにより金属廃棄物の除染が可能となる。金属廃棄物を除染することによって、放射性廃棄物発生量を低減し、処分コストを削減させるだけでなく、除染後の金属廃棄物の再利用を可能とすることにより、資源の有効利用が図れる。

3. 小型試験装置による溶融除染試験

本試験では小型試験装置により溶融除染試験を

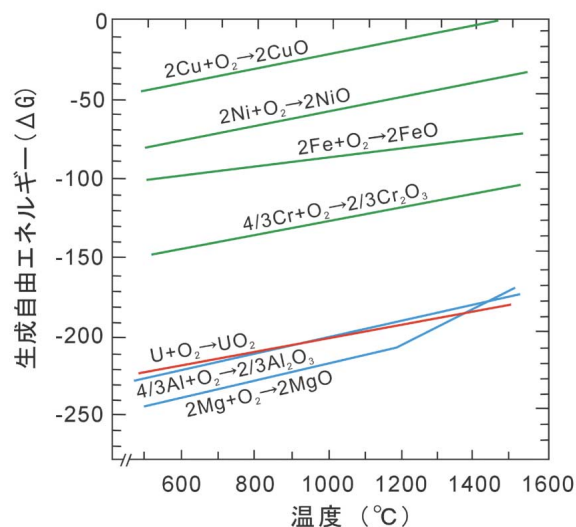


図1 金属酸化物及びウラン酸化物の生成自由エネルギー図

行い、以下に示す三項目について評価検討を行った。

① スラグ剤組成の影響

スラグ剤組成の違いによる除染性能評価、溶融状況を確認する

② スラグ剤形状の影響

粉末スラグ剤、固化スラグ剤の溶融除染技術への適用性を評価する

③ スラグ剤の再利用についての検討

スラグ剤を再利用することによる二次廃棄物量低減の可能性を検証するために、一度使用してウランを含有したスラグを回収して再びスラグ剤として利用する再利用除染試験を行い除染性能の評価する

3.1 試験方法

(1) 試験条件

試験条件の詳細を表1に示す。以下に主要な試験条件を示す。

1) 金属材質及び投入量

サイクル機構で保管している金属廃棄物は、炭素鋼やステンレス鋼が主である。このため、本試験で用いる金属の材質は、配管等様々な部分に使用されているステンレス鋼（SUS304）を用いることとした。金属の投入量は、試験装置の規模を考慮して約1000gとした。

2) スラグ剤

一般に乾式製錬操業において、複雑な組成のス

表1 小規模試験条件

試験目的	Run No.	スラグ組成 (mol%)			スラグ塩基度	スラグ形状	核 種	熔融温度	るつぼ
		CaO	SiO ₂	Al ₂ O ₃					
スラグ組成	Run 1	33	60	7	0.49	粉末	U ₃ O ₈	1,500°C	多孔質
	Run 2	50	44	6	1	粉末	U ₃ O ₈	1,500°C	多孔質
	Run 3	39	35	26	0.64	粉末	U ₃ O ₈	1,500°C	多孔質
	Run 4	50	16	34	1	粉末	U ₃ O ₈	1,500°C	多孔質
	Run 5	50	28	22	1	粉末	U ₃ O ₈	1,600°C	多孔質
	Run 6	60	14	26	1.5	粉末	U ₃ O ₈	1,600°C	多孔質
スラグ形状	Run 7	39	35	26	0.64	粉末	UO ₂ (NO ₃) ₂	1,550°C	緻密質
	Run 8	39	35	26	0.64	ペレット	UO ₂ (NO ₃) ₂	1,550°C	緻密質
再利用(1回目)	Run 9	Run7の熔融スラグ			—	粗粒	UO ₂ (NO ₃) ₂	1,550°C	緻密質
再利用(2回目)	Run10	Run9の熔融スラグ			—	粗粒	UO ₂ (NO ₃) ₂	1,550°C	緻密質

ラグの化学的な機能の目安として、スラグの塩基度と呼ばれる値が用いられる。塩基度はスラグ中の塩基性成分と酸性成分の割合で表し、ここでは次式で定義することとする。

$$\text{塩基度(C/S)} = \frac{\text{塩基性スラグのモル数(CaO)}}{\text{酸性スラグのモル数(Al}_2\text{O}_3, \text{SiO}_2\text{)}} \dots\dots (1)$$

CaO-SiO₂-Al₂O₃系スラグを用いてウランで汚染された金属廃棄物を除染する場合、除染性能のスラグ塩基度 (C/S) に対する依存性については、過去の報告^{1)~6)}において諸説があり、必ずしも明確になっていない。このため、今回の試験におけるスラグ組成は、試験装置性能 (max.1,700°C) を考慮した範囲内で、できるだけ幅広い組成を設定した。表1に本試験で設定したスラグ組成を示す。スラグ添加量は、過去の報告^{1)~6)}等を参考に金属重量の5 wt % (約50g) とし、全量初期投入することとした。

また、スラグ剤の形状の違いによる除染性能を評価するために、同一組成で粉末及び圧縮・固形化しペレット状にしたものをスラグ剤として用いた。

スラグ剤の再利用についての検討では、利用回数は1回、2回及び3回とし、それぞれについて除染性能等のデータを採取した。

写真1に本試験で使用したスラグ剤を示す。粉末スラグは、CaO、SiO₂、Al₂O₃等の試薬を目標の組成となるよう秤量、混合したものをを用いた。

ペレットスラグは、粉末スラグを2 t/cm²の荷重でプレスしてφ25×t6 mmのペレットを作製した。

再利用するスラグ剤については、以下に示す方法でスラグを回収した。各熔融試験後に回収され

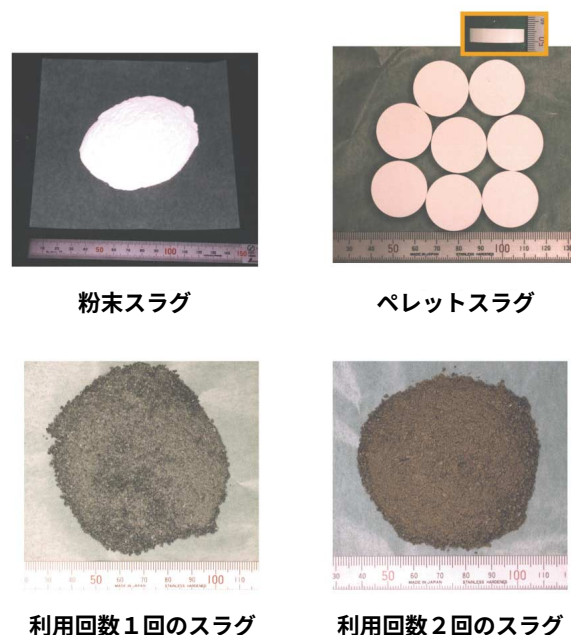


写真1 試験に使用したスラグ

るスラグ重量は約40gと予想され、また、これから分析等にサンプル採取する必要がある。再利用スラグ剤重量を1バッチに50g確保するためにスラグ利用回数1回目を3バッチ、利用回数2回目を2バッチ実施した。各熔融試験後に回収したスラグはそれぞれメノウ乳鉢で粗粉碎して1.18mm以下に調整後、同一利用回数のスラグと混合した。

3) 添加核種

本検討におけるウラン添加量は、金属試料重量の0.1wt % (ウラン単体の換算値) とした。これは、サイクル機構で保管している金属廃棄物の放射能濃度で最も多くの廃棄物が存在する濃度になるようにした。ウランを0.1wt %添加した場合の

表2 溶融後の各相中のウラン濃度 (wt%) とDF

試験目的	Run No.	スラグ	るつぽ他	ダスト	金 属	DF
スラグ組成	Run 1	0.48	0.15	1.2E-02	≤5.0E-05	>1,800
	Run 2	0.02	0.11	1.7E-03	≤5.0E-05	>1,800
	Run 3	0.31	0.13	2.0E-03	≤5.0E-05	>1,800
	Run 4	0.17	0.09	6.1E-03	≤5.0E-05	>1,800
	Run 5	0.42	0.09	2.1E-03	≤5.0E-05	>1,800
	Run 6	0.19	0.09	3.4E-03	≤5.0E-05	>1,800
スラグ形状	Run 7	1.44	0.43	3.5E-06	≤5.0E-05	>1,800
	Run 8	1.70	0.29	5.9E-06	≤5.0E-05	>1,800
再利用(1回目)	Run 9	2.60	0.35	8.0E-06	≤5.0E-05	>1,800
再利用(2回目)	Run10	3.53	1.15	1.1E-05	≤5.0E-05	>1,800

$$DF = \frac{\text{除染前の金属中のウラン濃度}}{\text{除染後の金属中のウラン濃度}}$$

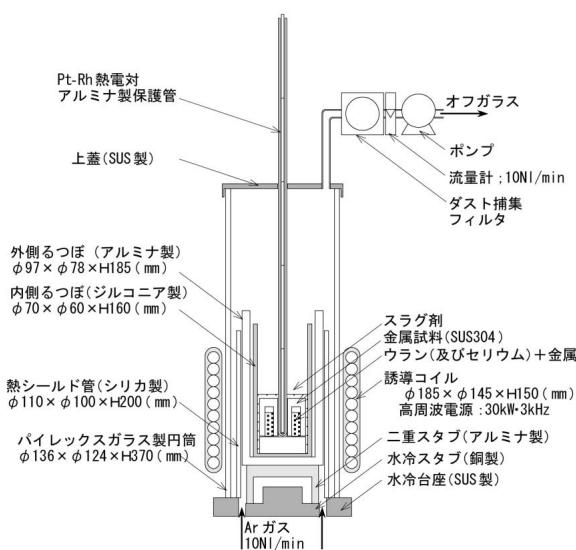


図2 小型溶融試験装置の概略

放射能濃度は天然ウラン換算で約25Bq/gとなる。金属試料への添加形態は酸化物及び硝酸化合物とした。

(2) 試験手順

1) 試験装置

装置は、誘導コイル・ガラス管・熱シールド管・外側るつぽ・内側るつぽ・熱電対保護管・蓋・排ガスサンプリング配管等から構成される。高周波電源には、定格出力が30kW、周波数3kHzのものを用いた。図2に装置の外観を示す。

2) 試料の溶融

試料を装置に装荷した後、Arガスを導入し、昇温を行った。昇温速度は、1500°C/hr程度とした。表1に示した溶融温度における保持時間は30分とした。溶融中はウランが排ガスとして移行することが想定されるため、昇温中に排ガス中のダスト

サンプリングを行った。ダストはダストモニター用紙に捕集し、その時の吸引ガス流量は10Nl/minとした。

3) 分 析

金属試料、スラグ試料、ダスト試料中のウランの定量分析にはICP-MS分析法を用いた。今回用いた分析方法の定量下限値はウランで0.5ppmである。この値は、天然ウランの同位体存在比とそれぞれの半減期から放射能濃度に換算すると約0.01Bq/gである。

3.2 試験結果

表2に分析結果を示す。

(1) スラグ組成の影響

金属中のウラン濃度は、全ての試験において定量下限値（0.5ppm）を下回り除染係数（DF）は1,800以上となった。今回の試験条件の下では、スラグ剤組成によらずウランは金属相から除染されることが分かった。

各試験の溶融状況について以下に示す。三元系スラグは組成によって融点、粘性が変化する。

Run 1 ではスラグ剤融点が約1,350°C以下と低くスラグ剤の溶融が容易であった。溶融時も溶融したスラグが金属の上面を十分に覆っており、十分な攪拌が可能であった。その反面、るつぽへのスラグの浸潤が比較的多くなった。これは、ステンレス鋼（融点：約1,400～1,450°C）が溶融する前に粘性が低くなったスラグがるつぽへ浸潤したと考えられる。

Run 2 でもスラグ剤の融点も1,420°C程度と比較的低く、スラグ剤は容易に溶融した。しかし、Run 1と同様に、るつぽへ浸潤したスラグが比較

的多くなった。

Run 3 もスラグ剤融点が1,420°C程度と比較的低く、スラグ剤の溶融も容易であった。しかし、Run 1 に比べるとスラグの粘性が高いために、つばへ浸潤したスラグはRun 1 ほど多くなかった。

Run 4 のスラグ融点は約1,500°Cと比較的高いが、溶融時のスラグの粘性も低く溶湯とスラグが十分に接触していた。

Run 5 ではスラグの融点が約1,550°Cと高く、スラグが溶融する前に炉壁や熱電対に固まり、金属とスラグの接触は十分ではなかった。

Run 6 ではスラグの融点は約1,420°Cと低いが、CaOが多いためスラグの粘性が低く、未溶融スラグを溶湯に取り込めずスラグ剤の溶融が容易ではなかった。

溶融後の固化体の一例を写真2に示す。溶融後の固化体を観察してみると、溶融温度の比較的低いRun 1, Run 2, Run 3 の金属固化体は表面が比較的に滑らかであり、スラグとの分離も容易であったが、溶融温度が高いRun 4, Run 5, Run 6 の場合は固化体表面の凹凸が大きくなり、金属とスラグの分離も困難だった。

スラグの融点がステンレス鋼融点 (1,410~1,450°C) より低い場合は、溶融時にスラグのほとんどが溶融・流動しているためスラグが溶融金属表面を覆い、空気を遮断しているため溶融金属の酸化が少ない。一方、スラグ融点の方が高い場合は、スラグの流動性が悪く、また、スラグが一旦全量溶融したとしても、スラグ相の上部のような、加熱源である金属溶湯から離れている部分では温

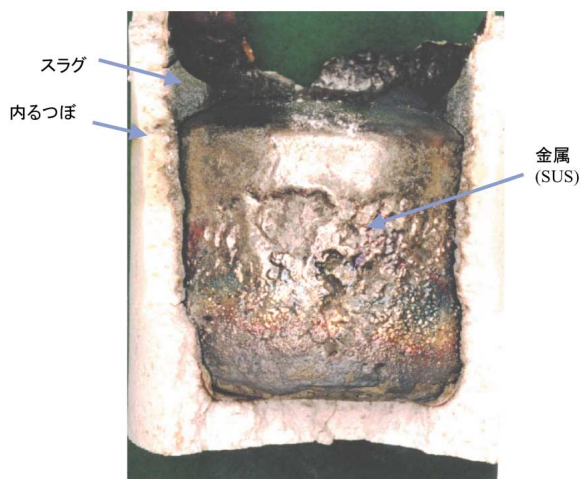
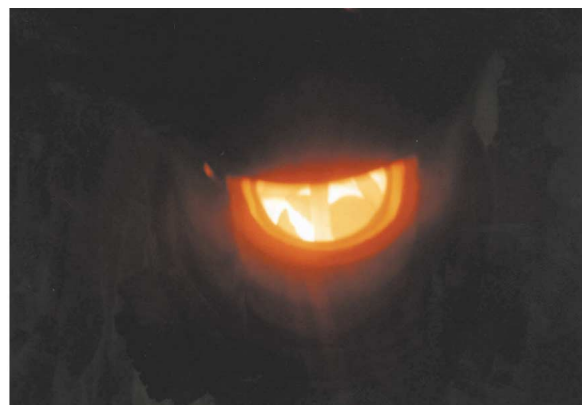


写真2 溶融後の固化体

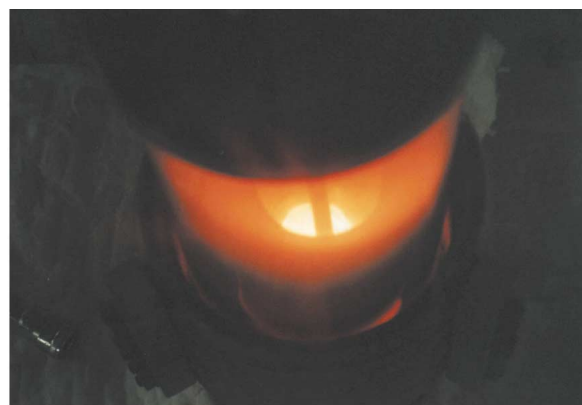
度が下がっていて流動性が極端に落ちるか、凝固により流動性が悪くなるため、溶湯表面の露出部分が多くなり鉄やクロムが酸化する。酸化クロムは流動性が悪く、溶湯面上では凹凸が激しく荒れた状態で成長し、溶融中に意識的に攪拌してやらない限りこの凹凸は解消されることはなかった。この状態で、加熱を停止して凝固させるとスラグと金属の界面ではスラグが金属に巻きこまれた状



昇温中900°C



昇温中1,430°C
左側のペレットは2個に割れているが固い



1,550°C保持 15分経過

写真3 圧縮・固化スラグ剤の溶融状況(Run 8)

態となり、スラグと金属の分離が困難な表面となった。

本試験では、金属試料にステンレス鋼を用いたためこのような状態になったが、炭素鋼の場合は発生する酸化物は酸化鉄がほとんどであるため固化体表面はそれほど凹凸にはならないと考えられる。

(2) スラグ剤形状の影響

固化スラグ剤の溶融は、粉末スラグ剤と同様に容易であった。金属の融点（約1,450℃）付近まで投入時の形状をほぼ維持し、材質SUS304の棒についても破壊されない程度の硬さであった。金属の大半が溶融した時点で、棒を使用してスラグ剤を未溶融の金属表皮ごと溶湯に落とし込むことでスラグ剤は溶融した。

金属中のウラン濃度は、粉末スラグ剤、固化スラグ剤のどちらを利用しても定量下限値（0.5ppm）を下回りDFは1,800以上であった（表2参照）。

写真3にRun 8の固化スラグ剤の溶融状況を示す。また、図3に溶融後の回収スラグ重量、図4にスラグ相中のウラン重量を示す。回収スラグ

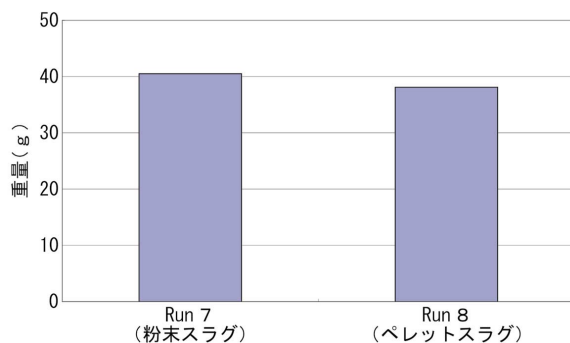


図3 溶融後の回収スラグ量

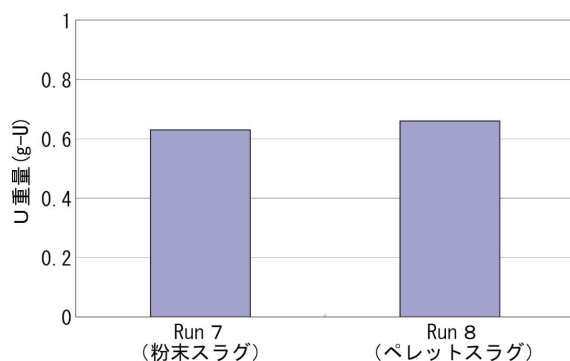


図4 溶融後の回収U重量

重量及び回収ウラン重量は投入形状による差異はほとんどなく、ウランの挙動はスラグ剤形状に依存しないことを確認した。

これにより、溶融時に飛散しやすい粉末スラグ剤よりハンドリング性に優れた固化スラグ剤の溶融除染への適用性について、見通しが得られた。

(3) スラグ剤の再利用についての検討

再利用スラグ剤は利用回数2回目、3回目ともに、利用回数1回目の新規粉末スラグ剤と同様に溶融は容易であった。図5に再利用スラグ剤を使用したときの回収スラグ重量を示す。利用回数1回目から3回目まではほぼ同様の回収重量であった。

金属中のU濃度は定量下限値（0.5ppm）を下回りDFは1,800以上であった（表2参照）。図6に再利用スラグ剤を使用したときの各相中のU重量を示す。再利用スラグ剤にUが含まれているため、溶融前の添加U重量が増えそれに伴い溶融後の回収U重量も増加した。

表3に溶融後のスラグ組成を示す。表1と表3より、Run 7、Run 9、Run 10における溶融後スラ

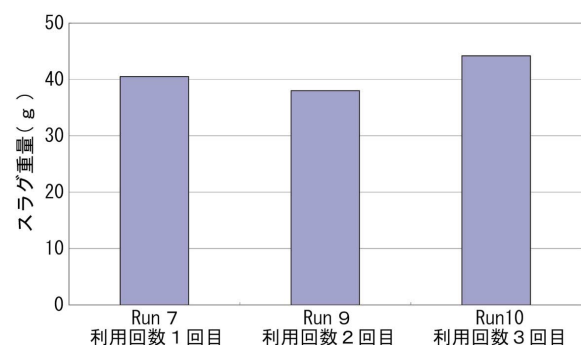


図5 溶融後の回収スラグ量

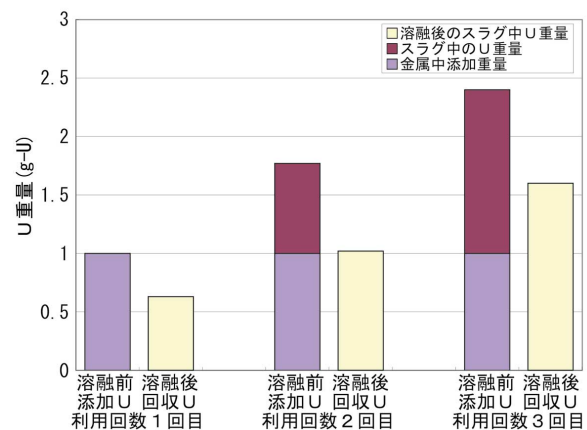


図6 各層中のU重量

表3 溶融後のスラグ組成 (wt%)

Run No.	CaO	SiO ₂	Al ₂ O ₃	FeO	Cr ₂ O ₃	Rem.	Total
Run 7	24.0	37.8	32.7	0.4	2.4	2.7	100.0
Run 9	27.9	35.1	23.2	0.5	2.6	10.5	100.0
Run10	26.6	35.2	23.5	0.3	2.7	11.6	100.0

グ中のCaO, Al₂O₃, SiO₂の存在比率とRun 7の溶融前スラグ剤組成との比較においては顕著な違いはないといえる。また、金属成分が酸化されることより生成するFeO, Cr₂O₃はRun 7において生じたが、再利用してもこれらの成分が増加する傾向は見られなかった。したがって、Ar雰囲気においてこの再利用範囲であれば、スラグ組成に大きな変化はないといえる。

以上の結果より、利用回数3回までにおいては再利用スラグ剤の溶融は可能でありそのウラン保持能力は失われまいと考えられ、スラグ剤を再利用することによる二次廃棄物量低減の可能性を確認できた。

4. 工学規模試験装置による除染試験

工学規模試験装置を用いて、ウランの模擬核種としてセリウム (Ce) を塗布した模擬廃棄物の溶融除染試験を行った。本試験では、雑多な材料で構成される機器類の溶融除染の可能性及びハンドリング性に優れた固化スラグ剤等の溶融除染への適用性について評価した。

4.1 試験方法

表4に試験条件を示す。金属系被溶融物、模擬核種及びスラグ剤は全て初装した。昇温及び溶融は高周波誘導炉と誘導プラズマ装置を併用して行った。それぞれの試験条件設定における考え方を以下に示す。

(1) 金属系被溶融物の組成と重量

サイクル機構で保管・管理しているウラン系金属系廃棄物の一部には、形状が複雑な機器類（バルブ等）や解体・分別が困難な雑多な材料で構成される機器類（モーター等）が約20%程度含まれている。今回の試験では、雑多な材料で構成される機器類を金属系廃棄物の約30%になるように設定した。本試験では、機器類の一例としてモーターを用いた。

試験装置の炉容積や試料の準備等を考慮して金属系被溶融物重量は約200kgとした。

表4 工学規模溶融装置による溶融試験の条件

(1) 模擬廃棄物の構成材料 (kg)

被溶融金属		スラグ剤	
モーター	65.3	アルミナセメント	7.0
鉄系構造物	134.7	CaO 試薬	0.8
		SiO ₂ 試薬	3.0
合 計	200.0	合 計	10.8

* スラグ剤粉末の混合はアルミナセメント粉末200g単位で実施した。

* 加水量はアルミナセメント粉末200gに対し、236gとした。

* 模擬廃棄物は全量初装し、追装は行わなかった。

(2) アルミナセメントの主要成分 (wt%)

CaO	Al ₂ O ₃	SiO ₂	合 計
35.5	57.2	2.7	95.4

(3) スラグ剤の主要成分 (mol%)

CaO	Al ₂ O ₃	SiO ₂	塩基度
39.0	26.0	35.0	0.64

(4) 硝酸セリウムの添加量

硝酸セリウム水溶液濃度 (kg - Ce/L)	0.55
硝酸セリウム水溶液添加量 (L)	1.83
Ce 添加重量 (kg - Ce)	1.0

(5) 運転条件

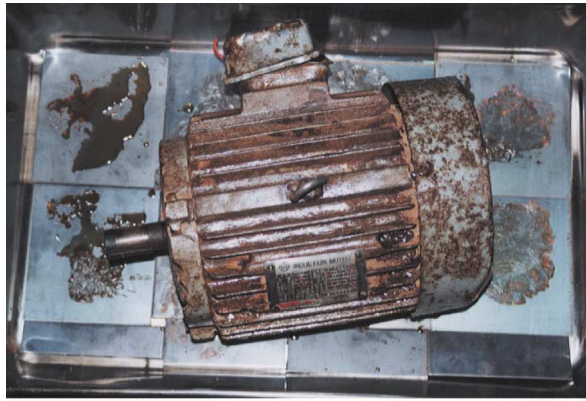
雰囲気	Air (プラズマガス; 15 m ³ /hr)
溶融温度	1,650°C
保持時間	溶湯の状況を見て判断する

(2) 模擬核種の添加形態と添加量

ウランの模擬核種としてCeを用いた。Ceの添加方法としては、硝酸セリウム水溶液を作製し、模擬廃棄物に塗布し乾燥させた。小型溶融試験では金属に対し0.1wt%のCeを添加したが、本試験ではCeの排ガスへの移行やCeの定量下限値等を考慮して小型試験より多めに設定し、0.5wt% (1 kg - Ce) 添加した。添加例を写真4に示す。

(3) スラグ剤

ハンドリング性の良い固化スラグ剤として、アルミナセメントを主体にして加水混練して乾燥固化したものを使用した。使用したスラグ剤を写



モーターへの添加例



写真5 スラグ剤



鉄筋への添加例



孔加工した炭素鋼への添加例

写真4 金属試料への模擬核種添加例

真5に示す。

本試験にアルミナセメントを選定した理由は、アルミナセメントは高温に強く一般に耐火物として使用されており、主成分が Al_2O_3 であるため CaO

試薬、 SiO_2 試薬を混合することで小型試験で使用したスラグ組成 ($39.0\text{mol}\%\text{CaO}$ - $26.0\text{mol}\%\text{Al}_2\text{O}_3$ - $35.0\text{mol}\%\text{SiO}_2$) に調整可能であるためである。

スラグ剤の添加重量は小型試験と同様に金属系被溶融物重量の5 wt%とした。なお、この重量は加水前の原料粉末のみのものである。

(4) 誘導プラズマ装置の併用

高周波誘導炉の使用だけではスラグの加熱が不十分であると予測されるため、誘導プラズマ装置を併用してスラグ上部からも加熱した。実操業を想定してプラズマガスにはAirを使用した。プラズマガスは流量 $15\text{m}^3/\text{hr}$ で一定に維持した。

(5) 溶融温度と出湯条件

溶融温度は、スラグを十分に溶融するために約 $1,650^\circ\text{C}$ とし、30分保持した。また、下抜き出湯の確実性を高めるために出湯時には $1,700^\circ\text{C}$ まで昇温した。

(6) 試験装置

工学規模溶融装置は、高周波誘導炉、誘導プラズマ装置、ダストサンプラ、排ガス分析器、二次燃焼器、冷却塔、バグフィルタ、排気プロア等からなる。高周波誘導炉は出力 250kW 、周波数 1kHz のもの、誘導プラズマ装置は出力 100kW のものを使用した。

4.2 試験結果

(1) 除染性能評価

表5に試験後の各相中のCe濃度、各相重量、Ceの移行率を示す。

金属相中のCe濃度は、全て定量下限値(0.5ppm)を下回った。DFは $10,000$ を超える。これにより、小型試験の結果と同様に金属相中に

表5 工学規模溶融試験における採取試料のCe定量分析結果

材 質	部 位	試料採取位置	Ce濃度 (wt%)	各相重量(kg)	Ce移行率(%)
金 属	溶融時に採取した金属		<5.0E-05	0.2	<1.0E-05
	固 化 体	中 央 上 段	<5.0E-05	194.8	<1.0E-05
		中 央 中 段	<5.0E-05		
		中 央 下 段	<5.0E-05		
		ボ イ ド 部	<5.0E-05		
ス ラ グ	溶融時に採取したスラグ		2.74	0.3	0.8
	鑄造スラグ	中 央 近 傍	1.84	1.3	2.4
	炉 内 残留スラグ	中 央 上 近 傍	0.84	15.7	13.0
		中 央 下 近 傍	0.76		
		東 端 近 傍	0.92		
		西 端 近 傍	0.79		
耐 火 材	東壁上近傍	0～5 mm深さ	0.24	7.4	4.4
		15～25mm深さ	0.01		
	東壁下近傍	0～5 mm深さ	0.69		
		15～25mm深さ	0.00		
	西壁上近傍	0～5 mm深さ	0.72		
		15～25mm深さ	0.02		
	西壁下近傍	0～5 mm深さ	0.69		
		15～25mm深さ	0.04		
排ガスダスト			0.012	0.113	1.4E-03

* 耐火材については,Ceの存在が顕著であった内壁表面から5 mmの深さで評価した。

はCeがほとんど残存しないことが分かった。したがって、雑多な材料で構成される機器類についても溶融除染の可能性についての見通しが得られた。また、アルミナセメントを用いた固化化スラグはハンドリングに優れ、溶融除染にも有効であることが確認された。

(2) 金属固化体の均質性

写真6に金属固化体断面の各組織写真を示す。試料採取位置によらず均一な組織を呈しており、また、ボイドもなく、ほぼ均質であることが確認された。

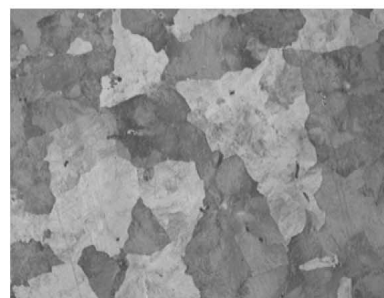
5. おわりに

ウラン系金属廃棄物を対象として、小型試験装置及び工学規模試験装置を用いた溶融除染試験を行い、以下の結果を得た。

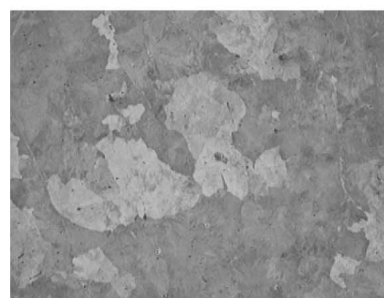
- ① 溶融除染において除染性能は添加するスラグ組成にほとんど影響を受けないことが明らかとなった。流動性の良いスラグを用いた試験では、スラグの巻きこみも確認されず、得られた金属固化体は均質であった。
- ② スラグ中には流動性が悪いスラグ成分が混入する可能性があり、金属とスラグの分離も困難になるため、溶融除染を行う際には流動性の良



中央上部



中心部



中央下部

写真6 金属固化体の組織

いスラグを用いるか、流動性を良くするための融点降下剤など添加も必要になる。

- ③ 溶融時に飛散しやすい粉末スラグ剤よりもハンドリング性に優れる固形化スラグ剤の溶融除染への適用性についての見通しが得られた。
- ④ 利用回数3回までのスラグ剤は溶融が可能であり、そのウラン保持能力は失われないと考えられ、スラグ剤を再利用することによる二次廃棄物量低減の可能性を確認できた。
- ⑤ 工学規模での模擬核種を用いた溶融除染試験を行った結果、雑多な材料で構成される機器類の溶融除染及びハンドリング性に優れる固形化スラグ剤の適用性について見通しが得られた。

これまでに実施してきた試験によって、溶融除染技術が放射性金属廃棄物の処理に有効であることが分かった。

今後はウランを用いた工学規模試験を行い、除染性能の確認、エンジニアリングデータを取得す

るとともに、溶融除染に適切な炉型の評価、出湯方式や金属とスラグの分離方法等の検討評価を行っていく予定である。

参考文献

- 1) 財団法人 原子力環境整備センター、“サイクル廃棄物溶融処理技術開発調査 平成9年度報告書”，(1998)
- 2) 阿部素久：「ウラン汚染金属の溶融除染技術の開発」動燃技報，No.54, P61-68(1985)。
- 3) M.Abe,T.Uda et al：“A Melt Refining Method for Uranium Contaminated Steel and Copper”，WM '85(1985)。
- 4) T.Uda,H.Iba,etal.：“Decontamination of Uranium - Contamination Mild Steel by Melt Refining,Nuclear Technology”Vol.73 P109-115。
- 5) 財団法人 原子力環境整備センター：“サイクル廃棄物溶融処理技術開発調査 平成10年度報告書”，(1999)。
- 6) 財団法人 原子力環境整備センター：“ウラン廃棄物処理処分システム開発調査 平成7年度報告書”，(1996)。



ウラン濃縮遠心分離機の化学除染法の開発

美田 豊 遠藤 裕治 山中 俊広 大橋 祐介

人形峠環境技術センター 環境保全技術開発部

Development of the Chemical Decontamination Process of Uranium Enrichment Gas Centrifuges

Yutaka MITA Yuji ENDO Toshihiro YAMANAKA Yusuke OOHASHI

Environmental Research and Development Division, Ningyo-Toge Environmental Engineering Center

人形峠環境技術センターには、ウラン濃縮試験に供した遠心分離機が大量（約6,000t）に保管されており、今後、適切な処理・処分を実施していく必要がある。この使用済み遠心分離機について、「放射性物質として扱う必要のないもの」に適用することにより放射性廃棄物発生量を低減化することを目的とし、湿式処理（希硫酸）によるウランの除染試験を実施した。

その結果、回転胴については、想定する「放射性物質として扱う必要のないもの」のレベルを満足したがケーシングについては、効果にバラツキが生じた。今後の課題として最適処理方法の検討等があり、そのために継続して基礎試験等を行い、処理時間及び経済性等を評価し、合理的な処理方法を検討する。

In Ningyo-Toge Environmental Engineering Center, many of the centrifuges that were tested for uranium enrichment are kept in storage. In the future, it will be necessary to dispose of them properly.

By categorizing these centrifuges as "items that are not required to be treated as radioactive waste", chemical decontamination tests were conducted with the wet process (diluted sulfuric acid) to reduce the amount of such radioactive waste.

As a result, concerning the rotors, the assumed radioactive level was attained as "items that are not required to be treated as radioactive waste", but the effectiveness of the casings varied. As a future subject, in order to find the optimal decontamination process, the basic test shall be conducted continuously. By taking economical efficiency and the processing time into consideration, the decontamination process will be evaluated and a rational method examined.

キーワード

除染, ウラン濃縮, 化学除染, 遠心分離機, パイロットプラント, 原型プラント, 廃棄措置

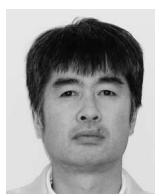
Decontamination, Uranium Enrichment, Chemical Decontamination, Gas Centrifuges, Pilot Plant, Model Plant, Waste Measure

1. はじめに

人形峠環境技術センターは、1995年にウラン鉱床が発見されてから採鉱、製錬転換及びウラン濃

縮の核燃料サイクルのフロントエンドにかかわる技術開発を実施してきた。

この中でウラン濃縮は、東海事業所で開発され



遠藤 裕治

遠心機処理技術課所属
遠心機処理に関わる全体計画策定及び遠心機処理設備設計に従事



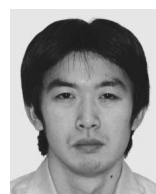
山中 俊広

遠心機処理技術課所属
遠心機処理の基礎試験及び遠心機処理設備設計に従事



美田 豊

遠心機処理技術課所属
遠心機処理の基礎試験に従事



大橋 祐介

遠心機処理技術課所属
遠心機処理の基礎試験に従事

た遠心分離機及び六フッ化ウラン（以下、UF₆）のハンドリング技術等についてウラン濃縮プラントとしての技術を実証するため、ウラン濃縮工場（パイロットプラント及び原型プラント）において1979年9月からウラン濃縮試験を開始し、2001年3月に所期の目的を達成し、運転を終了した。特にウラン濃縮原型プラントは、13年間に及ぶ長期無停止運転を達成し、この成果は、日本原燃㈱が実施したウラン濃縮工場の建設、運転に反映し、サイクル機構の使命である民間への技術移転を果たした。

ウラン濃縮工場の使用済み遠心分離機は、約6,000tonであり、これらは、放射性廃棄物低減化及び資源の有効利用を目的として「放射性廃棄物」、「放射性物質として扱う必要のないもの」に区分し、「放射性物質として扱う必要のないもの」は、適切にリサイクルすることが望まれている。「放射性物質として扱う必要のないもの」への適用を目的として、パイロットプラントから事業展開により名称を変更した濃縮工学施設（以下、EEF）において使用済み遠心分離機を用いた放射性物質の分離・除染に関する技術開発を実施している。以下に、ウラン濃縮遠心分離機の化学除染試験の結果と考察について報告する。

2. 遠心機処理設備の概要

EEFに設置している使用済み遠心分離機の処理設備（以下、処理設備）は、1993年から詳細設計に着手し、1998年に完成した。

図1に遠心分離機の概略図を示す。なお、遠心分離機は、密閉容器（以下、ケーシング）とその中に設けた高速回転する円筒（以下、回転胴）、UF₆

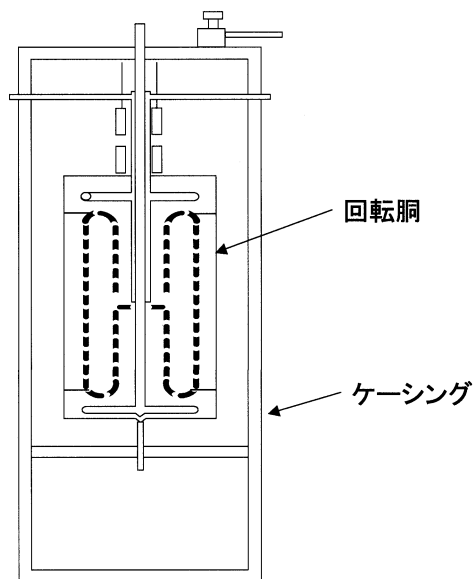


図1 遠心分離機の概略図

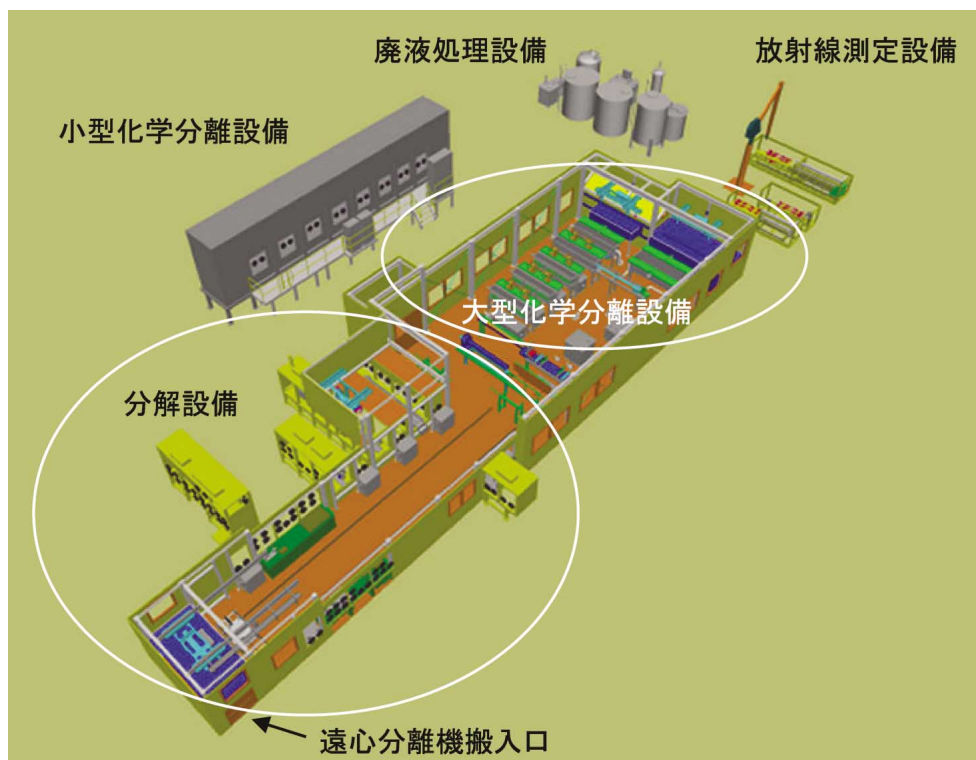


図2 遠心機処理設備の鳥瞰図

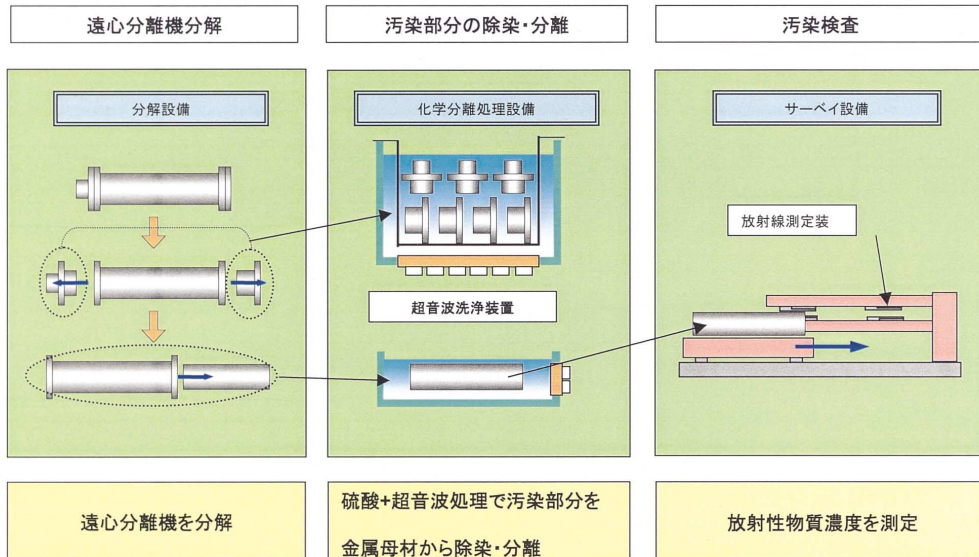


図3 遠心分離機の処理フロー

ガスを供給する配管及び抜き出す配管、回転性能を保持するモーター、軸受け等で構成されている。

図2に処理設備の鳥瞰図、図3に遠心分離機の処理フローを示す。なお、処理設備は、分解等で発生する放射性物質等の飛散を封じ込めるために、各装置をハウス内に設置し、作業員は外部からグローブ操作により作業する構造である。

遠心分離機の処理フローは、搬送台車により処理設備に運ばれ、分解設備でケーシング上下のフランジを取り外した後、内部の回転胴等の部品が引き抜かれる。ケーシング、回転胴等の大形部品は、大形化学分離設備により放射性物質が除染・分離された後、ハウスから搬出される。その後、シンチレーション式放射能測定器で表面密度を検査し、人形峠環境技術センター内規で定められた管理区域からの持ち出し管理目標値〔法令の1/10、 $\alpha: \leq 0.04 \text{ Bq/cm}^2$ 、 $\beta(\gamma): \leq 0.4 \text{ Bq/cm}^2$ 〕を満足していることを確認した後、EEF内の非管理区域に保管する。また、表面密度検査が定量的にできない複雑形状の小物部品は、分解後、小形化学分離設備で除染された後、ドラム缶に保管するシステムとしている。

3. 「放射性物質として扱う必要のないもの」の想定値

3.1 「放射性廃棄物でない廃棄物」

放射性廃棄物でない廃棄物の基本的な考え方は、放射性物質で汚染された範囲がクロスコンタミネーションを起こさないで分離除去できること

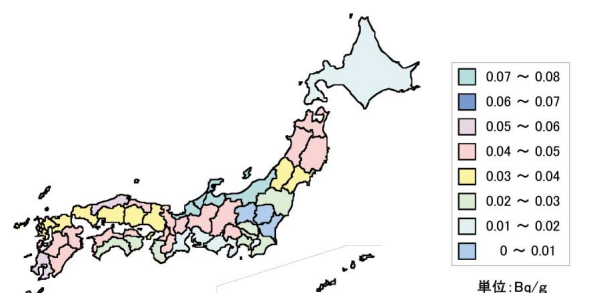
である。

遠心分離機は、ガス状のUF₆を用いウランの濃縮試験を実施しているため、汚染核種は濃縮ウランから劣化ウランである。ウランは、図4に示すとおり土壌中にも微量にあり、天然に存在する放射性物質である。「放射性廃棄物でない廃棄物」は、汚染を分離除去後に表面のウラン濃度が未使用材のウラン濃度レベル（以下、天然レベル）まで低下したことを確認することにより、検認できるものと考えられる。

したがって、遠心機部材が「放射性廃棄物でない廃棄物」として処分できる想定値を設定する必要がある。このため、未使用材のウラン濃度を以下のとおり分析した。

(1) 分析法

未使用の遠心機部材のウラン濃度が極めて微量



参考文献: 環境放射線モニタリング
編集発行: (財)原子力安全研究協会

図4 日本各地の土壌中のウラン濃度

と予測されるため、高感度、高分解能の高周波誘導結合プラズマ質量分析計（以下、ICPMS）を用いた。ICPMSの原理を図5に示す。分析試料の形態は水溶液が対象であり、ネブライザーで霧化した試料が、高周波とアルゴンガスにより発生したプラズマ中へ導入されて、溶存元素がイオン化する。イオン化した元素は、レンズへ導入されマグネットで質量分離しやすい形状の長方形に成形されて、マグネットにより着目元素を質量分離し、イオン検出器により元素量に応じたカウントが計数される。定量法は、あらかじめ標準試料（濃度既知溶液）を分析し、カウントと濃度により検量線を作成する方法をとった。

手順は、試料を材質に応じた酸（鉄材：王水、非鉄材：塩酸）により溶解した後、ICPMSでウラン濃度を定量分析した。なお、分析におけるクロスコンタミネーションを防止するため、高純度試薬及びPFA製の容器を用いる等、細心の注意を払った。

(2) 分析結果

未使用の遠心機部材と一般部材について分析し、得られたウラン濃度を天然ウランの比放射能（約 2.6×10^4 Bq/g）で換算した結果を図6に示す。回転胴材及び鉄材は、 10^{-4} Bq/gのレベルであった。ステンレス材は、ばらつきが大きいが平均値は鉄材とほぼ同様な濃度であった。一方、ケーシング材及び非鉄材は、 10^{-2} Bq/gのレベルであり、鉄材より約2桁高い濃度であった。

以上の分析結果から、「放射性廃棄物でない廃棄物」の想定値は、回転胴で 7.8×10^{-5} Bq/gから 4.2×10^{-4} Bq/g、ケーシングで 5.8×10^{-3} Bq/gから 9.3×10^{-2} Bq/g（分析結果にバラツキがあった

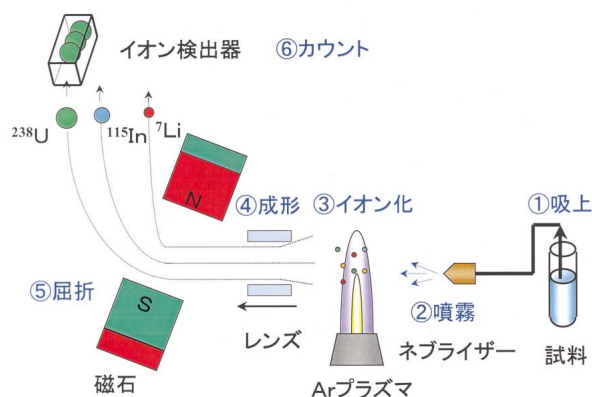


図5 ICPMSの概略原理図

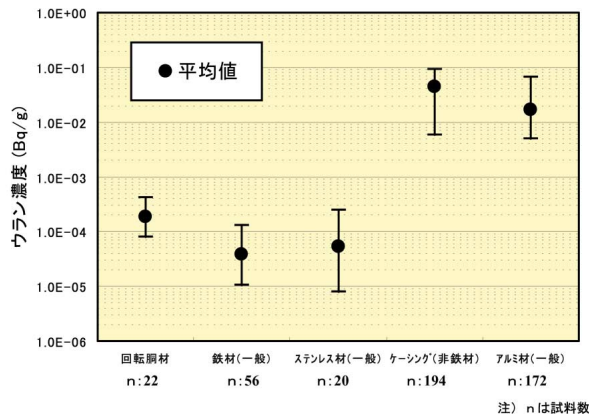


図6 部材表層のウラン濃度

め幅を持った値とした）とする。

3.2 「想定クリアランスレベル以下のもの」

国内におけるウラン系廃棄物のクリアランスレベルは、設定されていないが、国際原子力機関（IAEA）は、TECDOC-855においてクリアランスレベルの参考値を定めており、その内、最小値は、 0.1 Bq/gである。この 0.1 Bq/gを参考に想定クリアランスレベルを設定した。

回転胴の想定クリアランスレベルは、管理区域の持ち出し管理目標値と同様の安全裕度（一桁）を持たせた 0.01 Bq/gとした。一方、分離・除染効果は、ICPMSにより表層のウラン濃度を測定する。このため、想定クリアランスレベルの単位の重量密度で評価するには溶融により、母材の未汚染領域で希釈される量を考慮して表面濃度を設定する必要がある。表層領域のウラン濃度による想定クリアランスレベルは、分析領域と回転胴肉厚から希釈率を求め、使用したウランの最大比放射能（約 4.8×10^4 Bq/g）から算出した 0.3 Bq/gと設定した。

ケーシング（非鉄材）は、「放射性廃棄物でない廃棄物」で示したとおり 10^{-3} Bq/gから 10^{-2} Bq/gオーダーであり、天然レベルの 0.1 Bq/gに近接しているため、クリアランスレベルの想定はしない。

放射性物質として扱う必要のないものと想定するレベルを表1に示す。

4. 化学除染

4.1 試験方法

供試体は遠心分離機部品のうち、UF₆ガスに常時曝露されて汚染の激しい回転胴と重量の多いケーシングを選定した。なお、供試体の運転履歴

表1 放射性物質として扱う必要のないもの（想定）

濃 度 部品名	放射性廃棄物でない廃棄物の想定濃度（未使用部材のウラン濃度）（Bq/g）	クリアランスレベル（想 定）	
		全体の濃度（Bq/g）	表層の濃度（Bq/g）
回 転 胴	$7.8 \times 10^{-5} \sim 4.2 \times 10^{-4}$	$\leq 1.0 \times 10^{-2}$	$\leq 3.0 \times 10^{-1}$
ケーシング（非鉄材）	$5.8 \times 10^{-3} \sim 9.3 \times 10^{-2}$	—	—

は、EEF遠心分離機でカスードの位置（濃縮段，供給段，減損段）にかかわりなく，約20万時間から約50万時間（ホット運転時間）である。

分離・除染剤には，取り扱い及び装置への腐食性等を考慮し，希硫酸を選定した。

分離・除染の試験条件を表2に示す。

回転胴は，希硫酸による超音波洗浄，水による超音波洗浄，ジェット洗浄，乾燥の順で処理した。

水による超音波洗浄は，希硫酸による超音波洗浄の際に表層に形成する鬆層（スポンジ状の母材の溶け残り）を分離除去するための処理である。また，「放射性でない廃棄物」を目的とした試験では，徹底的に放射性物質を分離する必要があることから，希硫酸による超音波洗浄，水による超音波洗浄，ジェット洗浄を繰り返し実施するとともに，装置のクロスコンタミネーションを防ぐため，その都度，装置を洗浄した。

ケーシングは，希硫酸による超音波洗浄，ジェ

ット洗浄，乾燥の順で処理した。

希硫酸による超音波洗浄及び水による超音波洗浄は，最適条件を検討するために洗浄時間をパラメータとした。

分離・除染効果は，放射線管理に用いられている α 及び β （ γ ）の表面密度測定及び表層領域のウラン濃度をICPMSにより評価した。

二次廃棄物の低減を目的とした希硫酸の繰り返し利用可能回数の確認は，想定クリアランスレベル以下に除染するため繰り返し処理を行い，希硫酸中のウラン濃度をICPMSにより定量分析し，表層領域のウラン濃度との関係を検討することにより評価した。

4.2 試験結果

表面密度の測定結果は，いずれの試験条件においても測定器の検出下限値〔 α ：0.02Bq/cm²～0.03Bq/cm²， β （ γ ）：0.1Bq/cm²〕以下であり，人形峠環境技術センター内規で定めている管理区域からの持ち出し管理目標値〔 α ：0.04Bq/cm²， β （ γ ）：0.4Bq/cm²〕を十分下回るものであった。

回転胴の化学除染のうち，ケース1（硫酸を繰り返し使用）は，硫酸超音波洗浄時間の増加に伴い表層のウラン濃度が10⁻¹Bq/gから10⁻²Bq/gまで低下した。しかし，10⁻²Bq/gに飽和する結果となり，これが限界と考えられる。なお，硫酸超音波洗浄時間を30分以上かける処理により，想定クリアランスレベルを下回るウラン濃度を示した。

表2 試験方法（分離・除染試験の条件）

ケース(No)	試 験 条 件
ケース1	SAU (t:15m, 30m, 60m, 90m) → WU (t:30m, 80m) → JW (t:3m)
ケース2	SAU (t:90m) → WU (t:80m) → JW (t:3m) SAU (NSA, t:60m) → WU (t:80m) → JW (t:3m)
ケース3	SAU (t:10m) → JW (t:3m) → WU (t:30m) SAU (NSA, t:40m) → JW (t:3m) → WU (t:30m) SAU (NSA, t:50m) → WU (t:30m) → JW (t:3m)
凡例	SAU：硫酸溶液による超音波洗浄 WU：水による超音波洗浄 JW：水によるジェット洗浄 NSA：新しい硫酸溶液 t：処理時間（分）

ケース2（硫酸を新しい物と交換し2回処理）は、表層のウラン濃度がケース1より1桁低い 10^{-3} Bq/gまで低下した。

ケース3（硫酸を1回ごとに新しい物と交換し3回処理）は、処理した後に、各処理槽をその都度洗浄した。その結果、表層のウラン濃度が想定する放射性廃棄物でない廃棄物のレベルの 10^{-3} Bq/gまで低下した。

ケーシングについては、硫酸超音波洗浄時間の増加に伴い表層のウラン濃度が数Bq/gから 10^{-3} Bq/gまで低下した。硫酸超音波処理時間が60分から90分で表層のウラン濃度が想定する放射性廃棄物でない廃棄物のレベルまで低下するものもあったが、同時間及び150分の処理においても想定する放射性廃棄物でない廃棄物のレベルより大きいものもあった。

ICPMSによる回転胴及びケーシングの表層ウラン濃度と硫酸超音波処理時間との関係を図7並びに図8に示す。

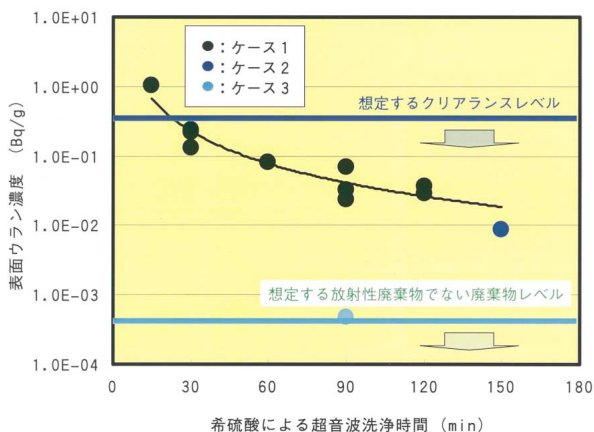


図7 回転胴表層のウラン濃度と硫酸超音波処理時間

表層のウラン濃度は、硫酸溶液のウラン濃度に比例し増加する傾向を示した。回転胴のケース1における処理後の表層のウラン濃度と硫酸溶液のウラン濃度の関係を図9に示す。

4.3 考察

(1) 処理不良要因

回転胴の処理不良要因を検討するため、ケース2で処理したテストピースをグロー放電質量分析装置により表面から深さ方向のウラン濃度を分析した。ウラン濃度は、表面が 10^{-2} Bq/gで深さ方向に低下し、表面の極浅い領域（約 $0.8\mu\text{m}$ ）で想定する放射性廃棄物でない廃棄物のレベルに到達した。これは、処理後の表面観察（薄いねずみ色）から、硫酸との溶解反応時に残留する難溶性元素から成るスポンジ状の層が表面の極浅い領域に残留しているところに要因があるものと考えられる。表面から深さ方向のウラン濃度を図10に示す。

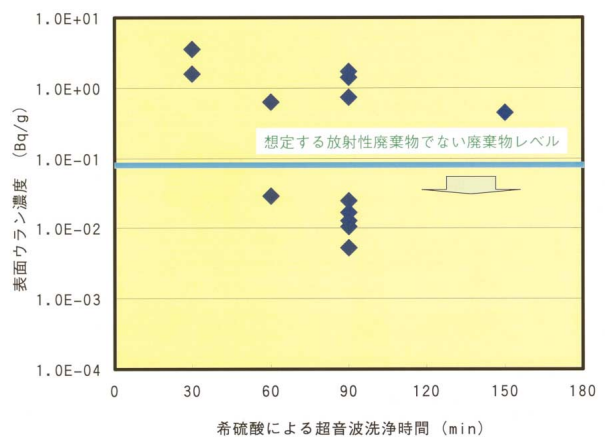


図8 ケーシング表層のウラン濃度と硫酸超音波処理時間

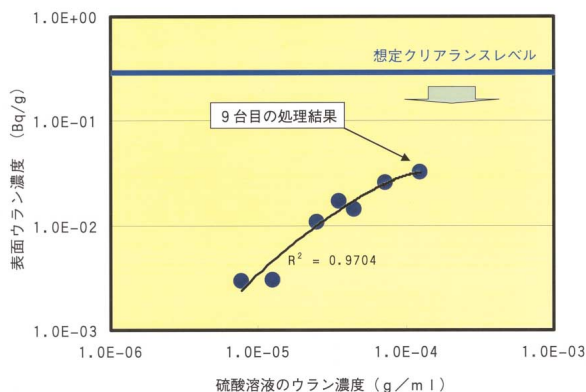


図9 表層領域のウラン濃度と硫酸溶液のウラン濃度の関係

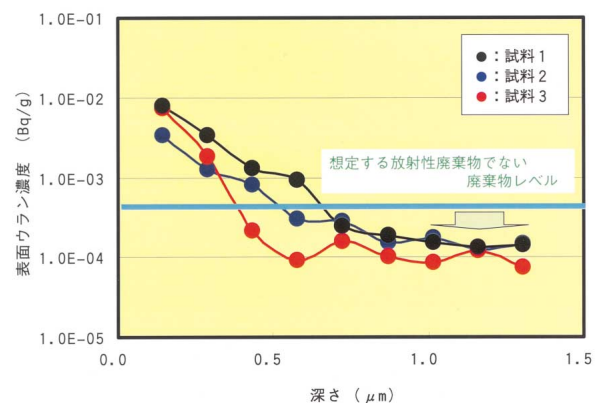


図10 処理後回転胴の深さ方向のウラン濃度推移

(2) 硫酸の繰り返し使用限度

回転胴のケース1における処理後の表層のウラン濃度と硫酸溶液のウラン濃度の関係から、想定クリアランスレベルを目標とした場合に硫酸溶液の繰り返し使用限度は、20回程度と考えられる。また、表層のウラン濃度が硫酸溶液中のウラン濃度と高い相関性（相関係数:0.94）を示したので、硫酸溶液を分析することにより表層のウラン濃度が推定できることから、分析用テストピースの採取作業の低減が期待できる。

5. おわりに

EEFの使用済み遠心機の回転胴とケーシングを用いて除染試験を行った結果、想定する「放射性物質として扱う必要のないもの」のレベルを満足

できる見通しを得ることができた。しかし、ケーシング（非鉄材）は、硫酸による湿式処理では効果にバラツキが生じており、他の分離手法を含めた検討が必要である。

今後は、基礎試験による各種データを蓄積するとともに二次廃棄物の発生量を低減化等の最適処理条件を確立していく。また、国のウラン系廃棄物の処理・処分に関する動向を踏まえ、合理的な遠心機処理システムを構築していく計画である。

参考文献

- 1) INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY:
“Clearance levels for radionuclides in solid materials”, IAEA—TECDOC—855(1996).



ロシア余剰核兵器解体プルトニウム処分協力の現状

舟田 敏雄 庄野 彰* 浅賀 健男* 亀井 孝信*
遠藤 寛*¹ 石田 政義*¹ 坪井 靖*² 新谷 聖法

本社 国際・核物質管理部
*大洗工学センター システム技術開発部
*¹大洗工学センター 要素技術開発部
*²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

The Current Status of Collaboration with Russian Institutes for Russian Surplus Weapons Plutonium Disposition

Toshio FUNADA Akira SHONO* Takeo ASAGA* Takanobu KAMEI*
Hiroshi ENDO*¹ Masayishi ISHIDA*¹ Yashushi TSUBOI*² Kiyonori ARATANI

International Cooperation and Nuclear Material Management Division, Head Office

*System Engineering Technology Division, O-arai Engineering Center

*¹Advanced Technology Division, O-arai Engineering Center

*²Advanced Fuel Recycle Technology Division, Waste Management and Fuel Cycle Research Center, Tokai Works

冷戦の終焉と核軍縮の進展にともない蓄積される兵器級プルトニウムの管理・処分が、国際的課題となっている。サイクル機構は、ロシアの余剰核兵器解体プルトニウム処分に協力するとともに得られた成果を高速炉の開発に利用する目的で、1999年以来、解体プルトニウムを振動充てん（バイバック）法によってMOX燃料としBN-600で燃焼処分する「BN-600バイバック燃料オプション」について、ロシアの研究機関と共同研究を実施してきた。本報告では、本オプションについて概説するとともに、BN-600をMOX燃料化した場合の炉物理特性や3体のバイバック燃料集合体の照射実績などを中心に、これまでの主な共同研究成果について述べる。

The management and disposition of surplus weapon-grade plutonium accumulated through nuclear disarmament after the cold war is an important issue of nuclear non-proliferation. JNC has been collaborating with Russian institutes to assist in the disposition of Russian weapons plutonium and to utilize technical information for FR development since 1999. In this report, a description is provided of the outlines of the “BN-600 vibro-packed fuel option” proposed by JNC and the results of the collaboration, such as the reactor physics study to use MOX and irradiation tests of 3 Lead Test Assemblies in BN-600.

キーワード

プルトニウム、ロシア共同研究、余剰核兵器解体プルトニウム、処分、バイバック燃料、BN-600、高速炉、MOX燃料

Plutonium, Collaboration with Russia, Surplus Weapons Plutonium, Disposition, Vibro - packed Fuel, BN-600, Fast Reactor, MOX Fuel



舟田 敏雄

解体プルトニウム処分協力推進グループ所属
研究主幹
解体プルトニウム処分協力関係業務に従事



庄野 彰

中性子工学グループ所属
研究主幹
高速炉炉心解析技術の開発に従事



浅賀 健男

核燃料工学グループリーダー
高速炉の燃料及び炉心材料の研究開発に従事
核燃料取扱主任者
第1種放射線取扱主任者



亀井 孝信

炉心・燃料システムグループ所属
余剰核兵器解体Pu処分のための炉心設計検討に従事
工学博士



遠藤 寛

リスク評価研究グループ所属
炉心安全性の研究開発に従事
理学博士



石田 政義

リスク評価研究グループ所属
炉心安全解析・評価に従事



坪井 靖

プルトニウム燃料開発グループ所属
解体プルトニウム処分協力関係業務に従事



新谷 聖法

解体プルトニウム処分協力推進グループリーダー
解体プルトニウム処分協力関係業務に従事

1. はじめに

冷戦の終焉と核軍縮の進展に伴い、米国とロシアとの間で戦略兵器削減条約が締結され（1994年12月発効）、両国の保有する戦略核弾頭は冷戦期の半数程度に減少した¹⁾といわれている。一方、これに伴って蓄積される兵器級プルトニウム^{*}への懸念が、1996年4月のモスクワ・原子力安全サミットで提起され、ロシアの余剰核兵器解体プルトニウム（以下、解体プルトニウム）処分^{**}に関する国際協力が本格化した。

処分の対象となる解体プルトニウムは、当初、米国では52t（兵器級でないもの14tを含む）、ロシアでは約50tとされていた¹⁾が、2000年9月に調印された米露協定²⁾では、双方が34tを下回らない量の処分を行うこと、そのための施設を2007年までに立ち上げることなどが合意された。

サイクル機構は、米国及びロシアと協力して1999年からロシア解体プルトニウムから振動充てん（バイバック）法を用いて顆粒MOX燃料を製造し、ロシアの高速炉BN-600を利用して燃焼処分を行う方法（以下、BN-600バイバック燃料オプション）について、ロシアの研究所と共同研究を開始した。バイバック燃料は、製造コストが安価であることから、我が国の高速炉燃料製造の有力な候補技術として、サイクル機構の実用化戦略調査研究での研究対象³⁾とされており、共同研究は、ロシアの解体プルトニウム処分に協力し世界の軍縮・核不拡散に寄与するとともに、研究成果をサイクル機構の高速炉開発に反映するという目的をもつ。2000年のG8⁴⁾においても、BN-600での燃焼処分等の国際的支援枠組みの検討が合意された。

以下に、BN-600バイバック燃料オプションの概要とその実現に向けてサイクル機構が進めているロシアとの共同研究の現状とこれまでの成果について述べる。

2. BN-600バイバック燃料オプションの現状

まず始めに2.1節において、「BN-600バイバック燃料オプション」の全体構想と日本（サイクル機

構）の協力分担項目を紹介し、2.2節において、サイクル機構の協力の詳細内容と現状を紹介する。

2.1 BN-600バイバック燃料オプションの全体構想

バイバック法を利用してウラン・プルトニウム混合酸化物（MOX）燃料を製造し、現在ロシアで稼働中の高速炉BN-600で燃焼させる構想は、図1に示すように以下の三つのフェーズから成る。フェーズ0及びフェーズ1の実施スケジュールと各国分担（案）を表1に示す。

(1) フェーズ0（準備段階：1999年～2003年）

解体プルトニウム処分の準備のため、予備的試験・調査として、ロシアの臨界実験装置BFS-2を用いてBN-600MOX炉心を模擬した臨界実験と解析・評価、解体プルトニウム約20kgを用いた3体のバイバック燃料先行試験集合体（LTA）の製造・BN-600での照射試験、及びBN-600での本格的処分に必要な技術・コスト評価を実施する。

準備段階であることから、サイクル機構の資金分担により、ロシアの研究所との共同研究として既に1999年から開始している。

(2) フェーズ1（先行的処分段階：BN-600の部分MOX炉心化、2001年～2007年）

BN-600による先行的処分の段階として、現行濃縮ウラン燃料の約1/5～1/4を、バイバックMOX燃料に置換する。同時にプルトニウムの増殖

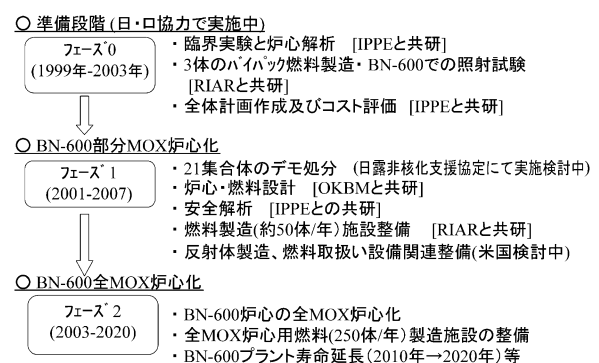


図1 BN-600バイバック燃料オプションの進め方

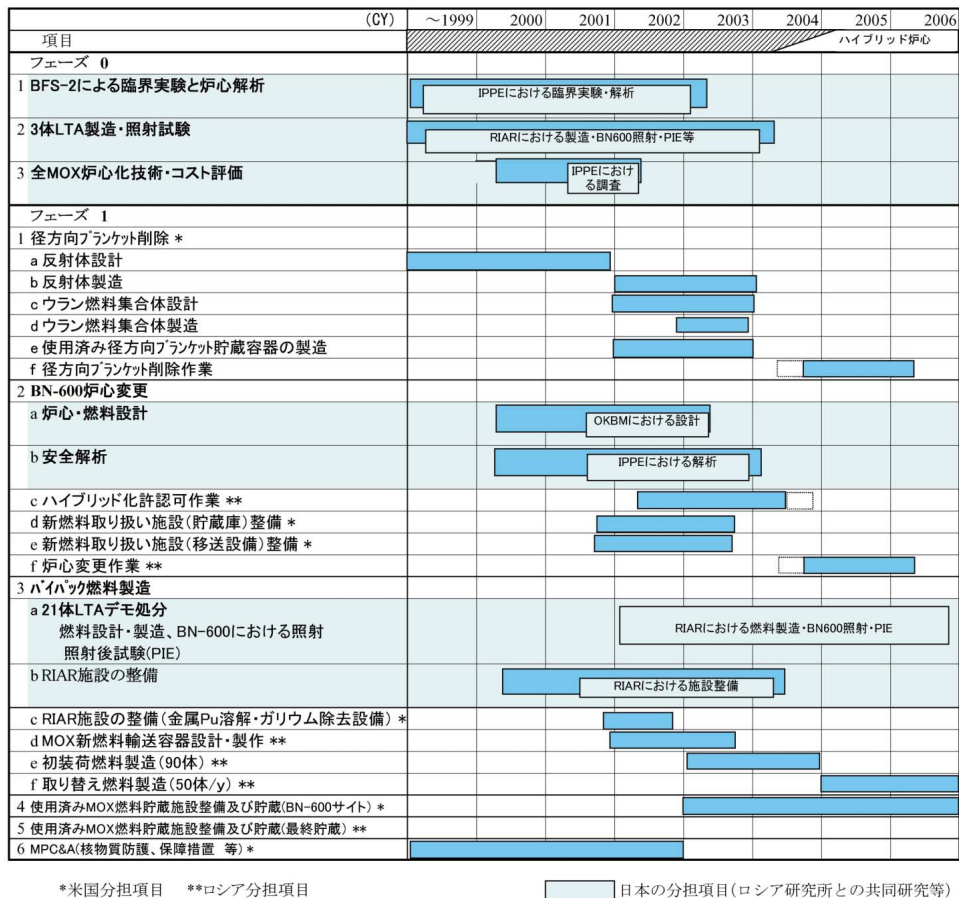
^{*}兵器級プルトニウム

核分裂性Pu-239を高濃度を含むプルトニウムで、一般には特殊なプルトニウム生産用原子炉でU-238から造られる。これに対して、商業発電炉の使用済み燃料の再処理から得られるプルトニウムはPu-240、Pu-241など高次のプルトニウム同位体を多く含む（特にPu-240の自発核分裂による中性子が）。核兵器には適さないといわれる。米露協定では、Pu-240とPu-239の比が0.1以下のものを兵器級プルトニウムと定義する。

^{**}余剰核兵器解体プルトニウム処分

解体プルトニウムを不可逆的な方法で核兵器として使用が不可能な形態にすること。原子炉で燃焼（照射）する方法と高レベル廃棄物とともに地層処分に適するよう固化する方法が考えられている。高速炉による燃焼処分は、解体プルトニウムとウランの混合酸化物燃料をBN-600で10at.%程度燃焼させ、兵器としての使用に適さない同位体比の、また、アクセス困難な高放射線量の使用済み燃料とすること。したがって、プルトニウム処分量は、プルトニウム消費量とは異なる。

表1 フェーズ0とフェーズ1の実施スケジュール



を抑えるため、径方向ブランケット集合体をステンレスとボロン反射体で置換する。また、新燃料輸送容器の製造、BN-600の新燃料取扱い施設の整備及び使用済みMOX燃料貯蔵施設の整備等も併せて実施する。このフェーズ1の部分MOX炉心(以下、ハイブリッド炉心)化で、年間約0.3tの解体プルトニウムを処分することが可能となる。ハイブリッド炉心への移行開始は2004年末頃を予定し、2年間の段階的移行を予定している。

フェーズ1は、日・米・露間で作業項目を表2のように分担することでそれぞれの国と調整をしている。サイクル機構は、フェーズ1のうち研究開発的要素の強い部分、すなわち、ハイブリッド炉心・燃料設計、安全解析及びハイブリッド炉心燃料製造施設整備をロシアとの共同研究として実施している。さらに、現在、照射中の3体LTAバイバック燃料集合体に加えて、21体LTAバイバック燃料集合体(約120kgのプルトニウム)のデモンストレーション処分(ロシア側は、ハイブリッド炉心の許認可に必要な照射と位置付けている)

表2 フェーズ1の日・米・露分担(案)

日 本	●ハイブリッド炉心・燃料設計 ●安全解析(米国と分担) ●RIAR施設の整備 ●デモンストレーション処分
米 国	●反射体設計、製造 ●使用済みMOX燃料、ブランケット燃料貯蔵 ●安全解析(日本と分担) ●金属プルトニウムの溶解とガリウム除去施設設備 ●MPC&A(核物質防護、保障措置等)設備整備
ロ シ ア	●炉心変更許認可、炉心変更作業 ●ドライバー MOX燃料製造 ●BN-600新燃料取扱いシステム整備 ●出力補償用ウラン燃料集合体設計・製造

を、日露非核化支援協定の枠組みで実施する予定で、詳細、関係機関と協議中である。米国は、プルトニウムの増殖や分離を抑止する部分、軍事・機微情報に係る部分、プルトニウムの検認等に係る項目について、また、ロシアは主に既存技術や施設の活用、人的資源から、いわゆるin-kind貢献を分担する。分担案は、政府レベルで2000年2月に米露両国へ提案され協議中である。

(3) フェーズ2（本格的処分段階：BN-600の全MOX炉心化，2003年～2020年）

BN-600による本格的処分の段階として、ハイブリッド炉心の濃縮ウラン燃料集合体を、全てバイパックMOX燃料で置換する。このため、炉心の再構成、年間約250体の製造能力をもつバイパックMOX燃料製造施設建設、BN-600プラントの改造、寿命延長等（2010年→2020年）を行う。2007年頃に予定されているこのフェーズ2が完成すれば、年間約1.3tの解体プルトニウムの本格的処分が可能となる。

フェーズ2は、G8の国際的支援枠組みでの実施が日本政府から提案され、検討が行われている。

2.2 フェーズ0における共同研究の現状

(1) BFS-2による臨界実験と炉心解析

BN-600をMOX燃料化したときの核特性解析精度検証を支援するため、サイクル機構は、1999年にロシアの物理エネルギー研究所（IPPE）と4カ年の共同研究協定を締結し、IPPEの臨界実験施設BFS-2を用いた臨界実験を開始した⁵⁾。実験体系の設定に当たっては、現行のBN-600炉心に対して、燃料領域にMOX燃料を装荷する影響及び燃料外周部の2酸化ウラン（ UO_2 ）ブランケットをステンレス鋼反射体に置換する影響を評価できるよう考慮した。

1) 臨界実験体系の特徴及び測定データ

臨界実験体系の特徴及び測定・解析の進捗状況を表3に示す。BFS-62-1及び62-2体系は、現行のBN-600炉心と同様に3種類の濃縮度の2酸化ウラン燃料を配置し、外周領域に UO_2 ブランケット及びステンレス鋼反射体をそれぞれ配置する。

BFS-62-3A及び62-4体系は、前記 UO_2 燃料炉心の20%程度をMOX燃料で置換し、外周領域にステンレス鋼反射体及び UO_2 ブランケットをそれぞれ装荷する。BFS-62-3A体系は、BN-600のハイブリッド炉心を模擬するもので、BFS-62-5体系は、BFS-62-4体系の中央部にMOX燃料を配置した全MOX炉心模擬体系の予備実験である。これら5種類の実験体系における測定を、2001年6月に終了した。

臨界実験で得られるデータの種類及び測定方法等を表4に示す。BFS-62-1～4体系では、臨界性、スペクトルインデックス（核分裂反応率比2種類）、反応率分布、ナトリウムボイド反応度価値、及び制御棒反応度価値を測定した。ハイブリッド炉心への移行に際して重要なナトリウムボイド反応度価値については、BFS-62-2及び62-3A体系において、三つの燃料領域を順次ボイド化する測定を反復した。BFS-62-5体系では、炉心中心部に配置したMOX燃料セルの特性で決定されるパラメータで、高速炉核特性解析精度向上のために重要なU-238ドブラー反応度価値、プルトニウム転換特性の指標となるU-238捕獲反応率とU-235核分裂反応率の比（C28/F25）、高次プルトニウムやアメリシウムを含む核分裂反応率比等を測定した。

2) 臨界実験体系の構成

BFS-62-1及び62-2体系の炉心配置を図2に示す。図中にキー領域と示した範囲では水素が含有していないナトリウムペレットが使用されており⁶⁾、BFS-62-2体系で UO_2 ブランケットを置換したステンレス鋼反射体は、この範囲（中心からの方位角約 120° ）に配置された。径方向反応率分布及びナトリウムボイド反応度価値の測定はキー領

表3 BFS臨界実験体系と現状（2001年12月時点）

	体系ID.	燃料領域の 模擬対象	周辺領域の 模擬対象	実験の狙い	計画	測定	解析	報告
I	62-1	UO_2	UO_2 ブランケット	現行BN-600の特性評価	◎	◎	◎	○
II	62-2		SUS反射体	ブランケット／反射体 置換効果	◎	◎	◎	○
III	62-3A	$\text{UO}_2 + \text{MOX}$	SUS反射体	ハイブリッド炉心の 特性評価	◎	◎	△	△
IV	62-4		UO_2 ブランケット	反射体／ブランケット 置換効果	◎	◎	△	△
V	62-5	MOX(中央部) + UO_2	UO_2 ブランケット	MOX炉の 炉物理パラメータ評価	◎	◎		
	未定	MOX(位置未定) + UO_2	UO_2 ブランケット SUS反射体	フルMOX炉心の特性 評価	△			

◎終了 ○実施中 △準備中

表4 臨界実験データ一覧表

測定パラメータ	測定方法（制御棒全引抜状態が基準）	備 考
臨 界 性	ペリオド法により、過剰反応度を測定	
スペクトルインデックス （核分裂反応率比）	炉中心。F49/F25, F28/F25。核分裂計数管（小型、セグメント型）を移動させて、セル内平均値を測定。熱中性子場比較法。	BFS-62-5では高次Pu, Amも測定対象とした。
反 応 率 分 布	小型核分裂検出器（U-235, Pu-239, U-238）をトラバースし、炉中心の測定値に規格化。	径方向分布はキー領域 軸方向は炉中心
Naボイド反応度値	キー領域の中央60°方向の燃料部及び上部軸ブランケット部のNaペレットを空洞ペレットに置換し、その前後の過剰反応度を測定し、その差を求めた。（双方向）	BFS-62-2と3で実施 燃料領域ごとに順次測定
制御棒反応度値	基準状態→制御棒フォロワ部引抜→B ₄ C吸収体挿入、各状態変化時の中性束応答から反応度を求めた。	
ドップラー反応度値	炉中心。U-238, Np-237。温度範囲300～900K	BFS-62-4と5で実施
C28/F25*反応率比 （増殖性index）	炉中心。箔放射化法。劣化U箔と37%EU箔を同時に放射化させ、特性γ線の強度を測定。熱中性子場比較法。	BFS-62-5のみ実施
サンプル反応度値	炉中心。重核種はU-235, Pu-239, Pu-240, Np-237, Am-241。	サンプルオシレーション法

*C及びFは、中性子捕獲、核分裂反応を意味する。25はU-235, 28はU-238, 49はPu-239を意味する。

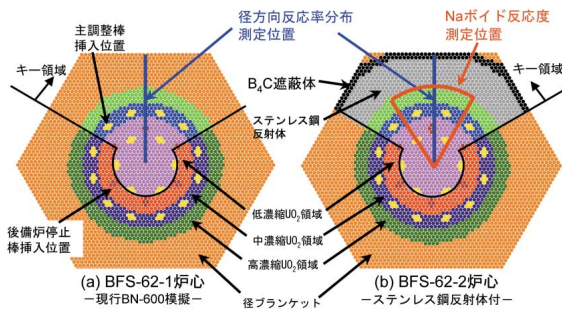


図2 BFS-62-1及び62-2炉心の特徴
（3領域ウラン燃料炉心）

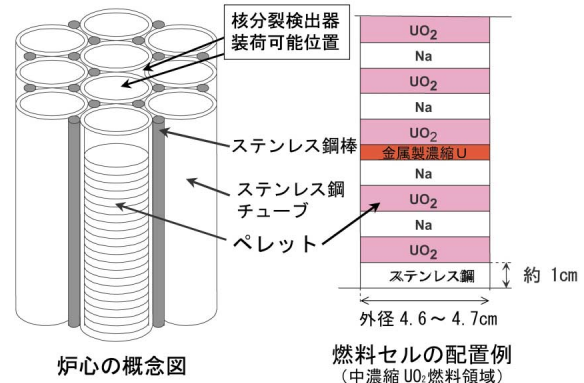


図3 BFS-2の基本構成要素

域の中央部で行われた。

BFS-2の基本構成要素⁶⁾を図3に示す。炉心部には直立したステンレス鋼製チューブ（外径約5 cm）が三角格子状に配置されており、その中に種々の材料の円盤状ペレットを積み上げることで、研究対象炉心の物質組成を模擬する。ステンレスチューブの間隙には、通常ステンレス鋼棒を装荷するが、必要に応じ小型核分裂検出器を挿入して反応率測定にも使用する。

3) 実験解析結果

BFS-2は、従来サイクル機構が高速炉核特性解析システムの検証に使用してきた米国ZPPR臨界実験装置や日本原子力研究所のFCA臨界実験装置と基本構成及び測定手法が異なるので、サイクル機構の核設計基本データベースの汎用性を増すことが期待できる。このため、BFS-2の測定プロセスに関する情報を入手して詳細な実験解析を進め

ている。解析においては、日本の最新核データライブラリJENDL-3.2⁷⁾に基づく高速炉用70群炉定数を基本とし、炉定数改良効果の把握、ロシアの核データを使用した場合の影響評価、IPPEの解析結果との比較等を実施する。

BFS-62-1及び62-2体系の実験解析結果を両機関で比較した例を、臨界性及びスペクトルインデックスについて、それぞれ表5及び表6に示す。これらの解析値は、いずれも3次元Hex-Z体系における拡散計算値をベースに、輸送・メッシュ効果の補正を加えたものである。IPPEの解析では、核データにABBN-93ライブラリ⁸⁾が用いられている。また、炉心計算には、サイクル機構は有限差分法に基づくCITATION-FBRコード、IPPEは修正粗メッシュ法に基づくTRIGEXコードを用いている。このように互いに異なる核データと解析手法

表5 実験解析結果の比較例(臨界性C/E値)

	BFS-62-1	BFS62-2
決定論手法(サイクル機構)*1	0.9945	0.9960
決定論手法(IPPE)*2	0.9969	0.9977
モンテカルロ手法(IPPE)*3	0.9967*4	0.9985*4

*1 CITATION-FBR(有限差分法)算出値を基準。70群

*2 TRIGEX(修正粗メッシュ法)算出値を基準。26群

*3 KENOコード。299群 *4統計誤差 0.0004

表6 実験解析結果の比較(スペクトルインデックス)

	BFS-62-1		BFS62-2	
	F49/F25	F28/F25	F49/F25	F28/F25
サイクル機構	1.008	1.009	1.010	0.982
IPPE	1.011	1.018	1.013	0.991

注:測定値はいずれも小型核分裂検出器によるもの

測定誤差(1σ)は、F49/F25が2.1%、F28/F25が1.8%。

を適用した両機関の解析値の差が、臨界性では約0.2%、スペクトルインデックスでは約1%以内であり、よく一致していることが確認された⁹⁾。また、臨界性については、互いの核データを使用した炉心計算値の比較より、ライブラリ効果が約0.1%であると評価されている⁹⁾。今後、燃料領域にMOX燃料を装荷した体系(BFS-62-3A以降の体系)についても同様の解析評価を行う。また、ステンレス反射体領域の反応率分布やBFS-62-2体系のナトリウムボイド反応度値の解析結果には核データ及び解析手法の影響が小さくない¹⁰⁾ことが分かった。

4) 今後の予定及び課題

後述の「全MOX炉心化技術・コスト評価」で実施するBN-600全MOX炉心設計結果を考慮して模擬臨界実験体系を決め、契約されたすべての測定を2002年度に完了させる。同実験体系の構成においては、BFS-2のプルトニウム在庫量の不足を補うために、濃縮ウランを活用した複数の体系を適切に組み合わせる必要がある。

また、サイクル機構は、既存の臨界実験解析結果との整合性を確認し、BFS-2の実験解析情報を高速炉核設計評価データベースに取り入れるため、BFS-62-3A以降の体系についても詳細な実験解析を進める。

(2) 3体LTA製造・照射試験

解体プルトニウムを用いて製造したMOX燃料をBN-600で安全に燃焼処分できることを確認するため、1999年～2003年度の5カ年計画でロシア

の原子炉研究所(RIAR)と共同研究を実施している。共同研究では、約20kgの解体プルトニウムをRIARが開発した電気冶金的方法でMOX顆粒とし、少量の微細な金属ウラン顆粒(金属ウランゲッター)とともにバイパック法により被覆管内に振動充てんして燃料ピンを製作し、3体のMOX燃料集合体を製造する。燃料集合体はBN-600に装荷され、燃焼度約11at.% (約11万MWd/t)まで照射された後、解体検査等の照射後試験を行って燃料の挙動等を調査する。

サイクル機構は、ロシアで行う燃料製造、照射及び照射後試験を通して、先進的核燃料リサイクル技術の一つと考えているバイパック燃料製造技術に関するデータを取得する。

1) 照射の現状

BN-600で照射されている燃料は、外径6.6mmφのオーステナイト鋼製被覆管に、解体プルトニウムから製造したプルトニウム濃度約20wt.%のMOX燃料粒子と7wt.%分の金属ウランゲッターを振動充てんして燃料ピンとし、これを127本束ねて対面間距離94.5mmのフェライト鋼製六角ラッパ管を被せ、燃料集合体に組上げたものである。BN-600での照射は計4サイクルの予定であり、2000年5月から照射を開始した。3サイクル終わりの2001年10月時点で、燃焼度8.7at.% (約9万MWd/t)を達成している。照射終了は2002年3月の予定である。照射終了後、約半年程度炉内で冷却した後、2003年より照射後試験を開始する。なお、燃料ピンの最高線出力は約400W/cm、被覆管内表面温度最高値は約685℃と評価されている。

2) バイパック燃料の照射挙動

図4に、バイパック燃料の燃焼後の断面組織をペレット燃料と比較して示す。図からわかるように、燃料外周の低温部を除いて両者は似た組織となっており、バイパック燃料は燃焼が進むとペレット燃料と類似した照射挙動となると考えられる。

バイパック燃料のペレット燃料と異なる特徴として、製造時から燃料と被覆管が接触しており、燃料と被覆管との機械的相互作用(FCMI)が照射開始直後から生じることがある。しかし、バイパック燃料では燃料のスミア密度が80～85%T.D.(理論密度比)程度であることから、粒子間空隙へ燃料粒子が再配列すること等により、ペレット燃料に比較してFCMIは厳しくならないことが予想できる^{11),12)}。さらに、ロシアでは、バイパック燃

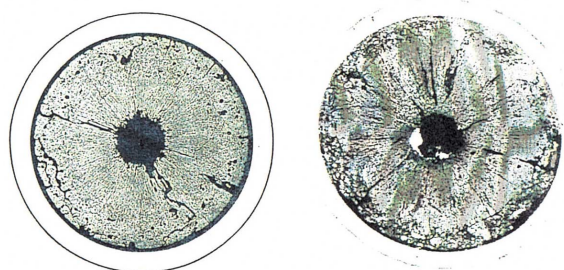


図4 照射後金相写真の例
右：パイパック燃料¹⁴⁾，約28at.%の燃焼度
左：ペレット燃料，約13at.%の燃焼度

料に金属ウランゲッターをMOX燃料粒子とともに充てんしている¹³⁾。この金属ウランゲッターは、MOX燃料と炉内で反応しO/M比を低下させることで、燃料と被覆管との化学的相互作用(FCCI)を抑制する目的で添加される。逆に、添加し過ぎると金属ウランと被覆管とのFCCIが生じやすくなるといわれる。

今回の照射試験では、上記のロシア独自の技術やパイパック燃料の照射特性把握のため、詳細な破壊試験を含めた照射後試験を計画している。この他、炉心長さが約1mと長いBN-600でのパイパック燃料スタック部の軸方向の安定性や残留ガリウム不純物による挙動への影響にも着目した照射後試験評価を行う。

3) サイクル機構の関連研究開発

BN-600での照射と並行して、サイクル機構では、パイパック燃料の健全性を評価するため、パイパック燃料挙動評価手法の整備を実施している。

パイパック燃料特有の挙動である燃料粒子充てん体の熱伝導特性、燃料粒子間の焼結現象等評価モデルや粒子部位におけるFCMI応力緩和機構の定量評価モデル確立のため、炉外での弾性率評価試験や1,700°C程度迄の高温領域での圧縮・焼結特性評価試験等を行っている。UO₂模擬燃料粒子を用いた粒子充てん体の弾性率評価試験では、燃料粒子充てん体はペレットのような焼結体に比べ一桁以上小さな弾性率を有していることを確認した。

今後は、こうした炉外試験の結果を活用して燃料挙動解析コードを整備し、ロシアにおける照射試験の成果と併せて、サイクル機構の実用化戦略調査研究に反映させる。

(3) 全MOX炉心化技術・コスト評価

2001年9月、IPPEと共同研究契約を締結し、フ

ェーズ1からフェーズ2への移行、すなわち、ハイブリッド炉心から年間約1.3tの本格的処分が可能な全MOX炉心に変更するための技術調査とコスト評価を開始した。ロシア側は、IPPE, RIAR, 実験機械工学設計局(OKBM)その他関係する研究機関が協力して調査を実施し、IPPEがその取りまとめを行う。

フェーズ2への移行には、今回の調査項目の他、BN-600の2010年から2020年への寿命延長、使用済み燃料の貯蔵設備などが必要とされており、これらは、米・露共同研究により実施される。サイクル機構は、ロシア研究機関と以下の項目の調査・評価を行い、成果は、G8の国際的支援枠組み構築におけるパイパック燃料オプションの検討に反映される。

1) パイパック燃料の製造

全MOX炉心化運転に必要な燃料ピン・集合体の製造施設の設計・建設・運転コスト、燃料の輸送と貯蔵コストの評価、研究開発項目の摘出、候補地の検討などを行う。

燃料の製造施設関係のコストは、サイクル機構がパイパック燃料オプションを推進する上で鍵になるものと考えており、従来のペレット型燃料の製造施設(米国・欧州・ロシアの共同研究として実施済み)のコストと比較して、パイパック燃料オプションの優位性を示すことが目的である。

2) BN-600炉心の変更

全MOX炉心概念の検討、基礎的な炉物理特性、熱流動特性の評価と主循環ポンプ改造検討を含むBN-600炉心の改造設計作業一覧、主な作業段階のコスト評価とスケジュール及び研究開発項目や許認可の検討を行う。

全MOX燃料炉心構成すると、ナトリウムボイド反応度をゼロ以下とするロシアの安全規制を満足させるため、炉心を扁平にすること及び集合体上部にナトリウムプレナムを設けることなどが課題となり、これらの条件を満たす炉心概念を構築することがポイントとなる。ここで提案された炉心概念に基づき、前述の全MOX炉心の臨界実験体系を組む予定となっている。

3) 新燃料取扱い施設、貯蔵施設、その他

全MOX化炉心に適合した新燃料取扱い施設、新燃料貯蔵施設の検討を行う。また全MOX化に伴う炉物理、安全解析、許認可に係る必要な作業やコスト評価を行う。さらに、コスト評価とスケジュー

ルに関する全体調整，ロシア各機関のコスト評価方法の調整などを行う。

2.3 フェーズ1における共同研究の現状

(1) 炉心・燃料設計

現行BN-600炉心設計は、1960～70年代にロシア原子力省傘下のOKBMにより行われ、ドライバ燃料として濃縮ウランを用いている。この濃縮ウラン炉心をハイブリッド炉心化するための共同研究を、2001年9月から2003年3月まで実施する。OKBMは、燃料設計及び集合体設計を含む炉心設計をRIAR及びIPPEの協力の下に行い、サイクル機構は、ハイブリッド炉心の設計情報を入手するとともに設計の妥当性を確認する。

現在想定されるハイブリッド炉心の構成と主要仕様を、図5及び表7¹⁵⁾に示す。ハイブリッド炉心は、BN-600濃縮ウラン炉心の径ブランケットをステンレス鋼及びボロン遮蔽体に置換し、径ブランケットが分担していた出力分を補てんするために、炉心燃料集合体数を約7%増加させる。

ハイブリッド炉心におけるMOX燃料の装荷体数は、プルトニウム処分量を増やすためには多い方が好ましいが、MOX燃料の増加はナトリウムボイド反応度を正側にシフトさせる。チェルノブイリ事故以降、ロシアの規制の考え方は、ナトリウムボイド反応度を負、或いはほぼ零に抑えることを要求しており、現行炉心構造を大きく変えないでこの条件を満たすためには、MOX燃料装荷数は炉心の約20%が限度となる見通しである。

MOX燃料の炉内装荷位置は、プルトニウム処分量を極力多くするため、U-238に対してより多くプルトニウムが装荷でき、しかも燃焼度がある程度高くできる炉心外側とする。炉心外側は前述のナトリウムボイド反応度の正側へのシフト効果の小さい位置でもある。

1) サイクル機構の関連研究開発

サイクル機構が行った予備的な解析で、ハイブリッド炉心化により、年間約0.3tのプルトニウム処分が可能なること、ナトリウムボイド反応度は0.3ドル程度の小さい値となること、制御棒価値、ドブラー反応度その他の特性値も濃縮ウラン炉心と大きく変わらないなどの見通しを得た。今後、OKBMの設計結果を詳細に検討し、ロシアの設計の妥当性を確認するとともに、先進的技術をサイクル機構の設計研究に反映する。

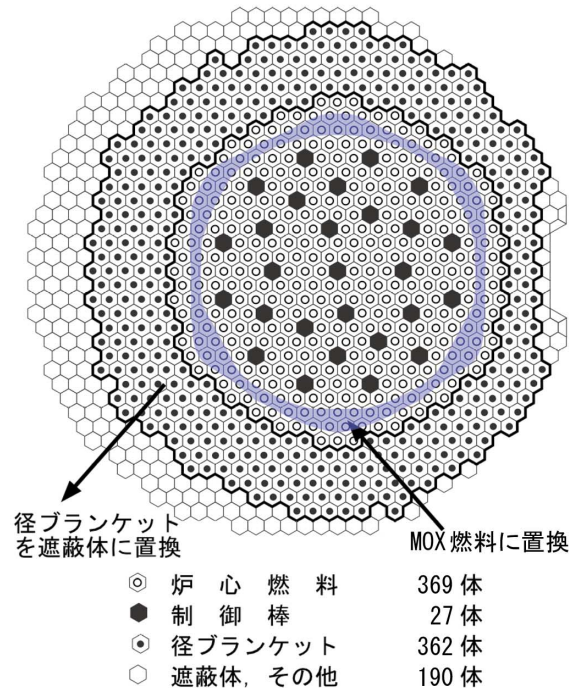


図5 ハイブリッド炉心への移行

表7 BN-600炉心主要仕様

特 性	単 位	濃縮ウラン炉心	ハイブリッド炉心
熱 出 力	MW	1470	1470
ナトリウム温度	— 入口	368	365
	— 出口	533	535
燃料炉内実効滞在日数 (EFPD)	全出力換算実効日数	480	560
実効運転サイクル長さ (EFPD)	全出力換算実効日数	160	140
平均燃焼度	MWd/kg	60	69
年間燃料装荷量	— U-235	1.34	0.88
	— Pu	—	0.28
径ブランケットでのPuの年間生産量	t	0.12	—

(2) 安全解析

ハイブリッド炉心の安全審査の開始を2004年頃と想定し、チェルノブイリ事故以降厳しくなったロシア規制当局の炉心損傷事象（CDA）等に対する評価を支援するため、日、米が分担して安全解析に関する共同研究をIPPEと実施している。共同研究は、2001年から約3年間、ロシア側はIPPEが中心となって、OKBM、RIARなどのロシア関係機関が協力して、設計基準事象、設計基準外事象な

どの許認可に必要な安全解析を実施するもので、サイクル機構は、原型炉、実証炉でのCDA評価経験¹⁶⁾に基づいて、解析目標、解析方針などについて協議すると共に、ロシア側の解析結果の妥当性を確認する解析を実施し、ロシア側の許認可作業を支援する。米国は、ロシア側が自国の安全解析コードの検証・改良等を実施するための資金・技術情報提供等を行う。サイクル機構は、BN-600の安全性はロシアの責任で担保すべきとの考えの下、米国とも協力して、ロシアの解析・評価を支援する方針である。

CDA評価方針に対するサイクル機構の考え方を、2001年10月末にIPPEで開催された安全解析に関する第1回調整会議で、日・米・欧の高速炉の許認可経験に立脚して説明した。また、サイクル機構で実施しているCDA解析の概要を説明し、ロシア側安全解析実施に対しての要望事項を伝達した。ロシア側はサイクル機構の説明したCDA評価のアプローチを考慮しつつ、安全解析を進めることとなった。

1) CDA評価

代表的なCDAとして、炉心流量減少型スクラム失敗事故(ULOF)を選定する。ULOF評価の目標は、BN-600プラントの特徴を反映して、CDA時の熱・機械的な事故影響を原子炉容器内に保持・格納できるシナリオ(炉容器内格納シナリオ)の構築に置く。

BN-600の原子炉構造を図6に示す。他のMOX炉心と比較すると、BN-600の安全評価上の特徴はバイパック燃料を装荷することに加えて、主に、ボイド反応度が小さいこと及び下置き型原子炉構造をもつことにありと考えている。前者については、燃料の物性に起因して燃料破損タイミングと損傷燃料挙動とが従来炉心と異なる可能性があり、この影響を把握する事がポイントとなる。また、後者については炉容器内格納シナリオを確立する観点から、機械的エネルギー放出時の、大口径炉容器ベローズ、円錐型炉容器、小体積カバーガス空間、ホットプール内中性子遮蔽体構造などの効果を把握することが重要である。更に、熱的影響に対する裕度を確認するためには、モジュラー型連結管を内包する炉心入口プレナム、炉壁冷却構造などが損傷炉心の長期冷却能力に及ぼす影響を把握することが重要である。

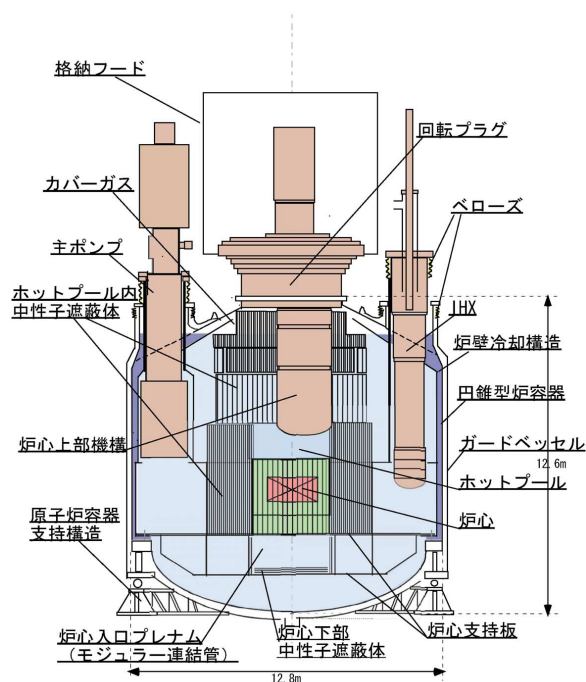


図6 BN-600プラントの原子炉構造²¹⁾

2) サイクル機構の関連研究開発

ULOFは、事故の初期(起因)過程から最終決定に至るまで、図7に示す事象推移を辿る。以下に、サイクル機構が予備的な検討のため実施した事故シナリオ検討の概略を説明する。

ULOF起因過程を燃料破損挙動解析SAS4Aコード¹⁷⁾を用いて評価し、炉心の大半の冷却材が沸騰してボイド化するものの、ボイド反応度が小さいため、即発臨界を超過する可能性は極めて小さいという結果が得られた。起因過程後に、燃料プールが形成される遷移過程を経て溶融燃料が炉心外に流出すると、恒久的な未臨界状態に到達し事故は終息する。遷移過程とその後の燃料流出過程を多成分・多層流核熱流動解析SIMMER-IIIコード¹⁸⁾で解析し、円錐型炉容器やホットプール内中性子遮蔽体構造がナトリウム蒸気泡の膨張に伴う機械的エネルギーの低減に有効である結果が得られた。機械的エネルギーに対する原子炉容器及びベローズなどの耐衝撃性評価を衝撃応答解析AUTODYN-2Dコード¹⁹⁾を用いて行い、構造健全性に関する見通しを得た。さらに、損傷炉心のナトリウム自然循環による冷却可能性を熱流動解析AQUAコード²⁰⁾を用いて評価し、炉壁冷却構造などの重要性を確認した。

これら一連の予備的評価を通じて、ULOFに対

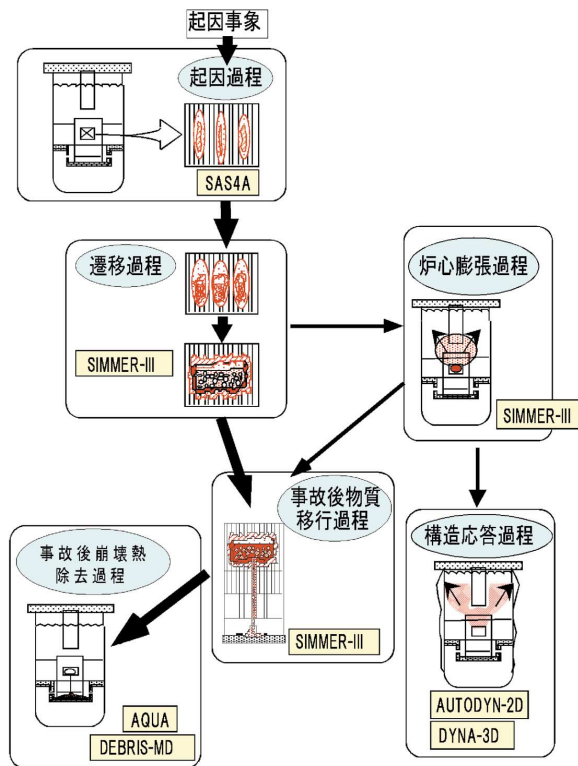


図7 炉心損傷事象(ULOF)推移の概要と評価手法

する炉容器内格納シナリオを確立するための条件が明確となった。今後、共同研究によって入手するバイパック燃料物性値及びプラント構造詳細データに基づいてより信頼性の高い評価を実施し、ロシアの解析評価を支援する計画である。

(3) RIARの施設整備

1) バイパック燃料製造の特徴

RIARにて旧東独の研究機関の協力により開発されたとされるバイパック燃料製造法は、電解析出により製造したMOX燃料を粉砕し、顆粒状燃料を燃料被覆管に振動充てんするもので、金属プルトニウムの酸化物への転換工程が簡略化でき、また、図8に示すように、従来のペレット燃料に比較すると造粒、成型、焼結、研削、検査工程が省略できるなどの特徴があり、充てん後ガンマ線透過測定でプルトニウムの軸方向分布を確認する工程の追加を考慮しても、燃料製造コストの大幅な低減化が期待できる。濃縮ウラン酸化物のバイパック燃料は、既にRIARにある高速実験炉BOR-60でドライバ燃料として使用されており、また、MOX燃料についても、過去、～500体のBOR-60での照射、BN-600、BN-350においても照射試験

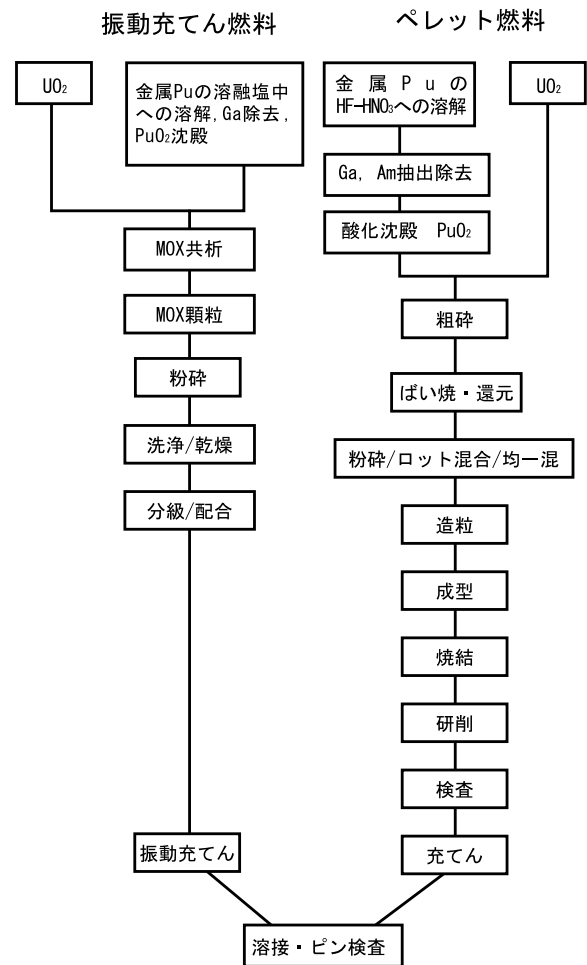


図8 振動充てん燃料とペレット燃料のプロセス比較

され、実験ピンでは約30%の燃焼度に到達したこともあるなどの実績をもつ²²⁾。

2) 施設整備の概要

ハイブリッド炉心の運転に必要な年間0.3tのプルトニウム（年間～50燃料集合体）を燃料に加工する施設をRIARに整備するため、共同研究契約を2001年7月に締結した。共同研究は、約2年にわたって実施される。

核兵器として使用されなくなった金属プルトニウムは、まず溶融塩中に塩素化溶解し、兵器としての必要性から微量添加されているガリウムを塩素化して蒸発除去する。上記プルトニウムを酸化物として回収し、顆粒製造の為に溶融塩中にウランとともに溶解しMOX顆粒に電解析出させる。こうして製造されたMOX燃料をある粒子径範囲の顆粒群に粉砕加工し、それを被覆管に振動充てんしてMOX燃料ピンを製造する。

今回の契約では、必要な容量の顆粒燃料製造ライン及びピン製造ラインを新設する。燃料ピンから燃料集合体への組立は、ペレット燃料の場合と同様の装置であり、既設ラインを一部増強・整備する。また、塩素ガスのリサイクルシステムや廃棄物処理システムも整備する。上記工程中、金属プルトニウム中のガリウム除去工程については、兵器情報を含むため米国の分担で整備される。MPC & A (Material Protection Control & Accounting) 関係の設備についても、プルトニウムの検認・保障措置として米国の分担項目となっている。RIARは、2004年秋頃に予定されているハイブリッド炉心移行に向けてこれらの施設を整備する。

サイクル機構は、上記施設整備に伴い、機器設計、許認可取得、機器の製作据付、試運転を通じてバイパック燃料製造施設に係る顆粒製造（廃棄物処理、塩素ガスリサイクル装置を含む）、燃料ピン製造、集合体製造に係る機器設計情報、試運転・試作情報等を取得し、今後の実用化戦略調査研究における技術の絞り込み等に反映する。

3) サイクル機構の関連研究開発

サイクル機構では上記のバイパック燃料製造工程（燃料の溶融塩への溶解、電解析出、バイパック燃料製造）について、安全性・健全性の評価のための基礎データを酸化ウランベース試験で取得している。燃料製造では、酸化ウランの溶融塩溶解工程で使用する塩素ガスが、量産化に伴って増大するため、この塩素ガスの低減が課題となる。また、バイパック燃料の長距離輸送時安定性・健全性も課題となる。さらに、RIARは、被覆管内面腐食抑制等のためバイパック燃料に金属ウラン粉を添加²³⁾しており、燃料製造工程における添加技術も研究課題となる。

塩素ガス量低減化の基礎データとして、塩素ガスと燃料粉との接触状況の違いによる溶解速度の違いを測定し、塩素ガスの吹き込み管の工夫により4倍程度効率が向上すること等のデータを得た²⁴⁾。また、輸送時安定性の確認のため、電解析出により製造した酸化ウラン顆粒によりバイパック燃料を製造し、それに燃料の輸送時を模擬した振動を与えて、X線ラジオグラフにより軸方向のウラン分布を測定した。その結果、電解析出顆粒の充てん燃料は偏析等が生じることなく輸送時にも安定であるとの見通しを得た。上記の試験により得られた酸化物電解法の燃料顆粒製造技術、燃

料充てん技術、計測技術等に関する知見は、実用化戦略調査研究の技術絞り込みに反映される。

3. まとめと今後の予定

解体プルトニウムの処分は、第一義的には米露の責任で行われるべきとの基本認識²⁵⁾の下に、日本の主体的な国際貢献として、また、日本の高速炉開発に裨益するため、サイクル機構は将来の高速炉開発の有力な候補技術であるバイパック燃料を用いたBN-600での燃焼処分を提案し、その初期段階（ハイブリッド炉心化まで）の研究開発要素の強い六つの課題について、ロシアの研究所と共同研究を進めてきた（この他、1件を日露非核化支援協定にて実施検討中）。

共同研究は、現在のところ、技術的な面からは順調に進み予定どおりの成果を挙げている。ただ、日・露間に解体プルトニウム処分協力に関する政府間協定がないことから、施設の訪問や報告書の送付等でいくつかの問題が生じており、今後の円滑な解体プルトニウム処分協力のためには、これら制度的な面からの検討も必要な状況である。

また、ハイブリッド炉心化は、米・露との作業分担の下に実施される予定で、ブッシュ政権の対露支援政策レビューのため遅れていた政府レベルの分担協議を促進させることが望まれる。

さらに、BN-600での本格的処分（全MOX炉心化）は、G8での国際的支援枠組み構築の中で他のオプションと併せて検討が進められており、サイクル機構は、BN-600バイパック燃料オプションの採用に向けて、これまで培ってきた高速炉の技術と現在実施中の共同研究の成果をもって技術的支援を行っていく考えである。

参考文献

- 1) 例えば、サイクル機構：核不拡散対応研究会報告書，JNC TN1400 2000-008 p.57～59 (2000)。
- 2) AGREEMENT BETWEEN THE US GOVERNMENT AND THE RUSSIAN FR GOVERNMENT CONCERNING THE MANAGEMENT AND DISPOSITION OF PLUTONIUM DESIGNATED AS NO LONGER REQUIRED FOR DEFENSE PURPOSES AND RELATED COOPERATION Sept. (2000)。
- 3) 星野康史，河野秀作，他：“低除染燃料製造施設に関する設計評価”，サイクル機構技報，No.12 別冊，p.93～104 (2001)。
- 4) G8 COMMUNIQUE OKINAWA 2000, Okinawa, 23 July (2000)。

- 5) A.Yamato, et al. : "The Present Status of International Cooperation pertaining to Russian Surplus Weapons Plutonium Disposition", The 2nd Annual JNC International Forum on the Peaceful Use of Nuclear Energy, Tokyo Japan Feb. 21-22, 2000, p.103-106 (2000).
- 6) 杉野和輝, 他 : "BFS臨界実験解析BFS-62-1体系の解析", JNC TN9400 2000-098 (2000).
- 7) T. Nakagawa, et al. : "Japanese Evaluated Nuclear Data Library Version 3 Revision - 2 : JENDL - 3.2", J. Nucl. Sci. Technol., 32(12), p.1259 (1995).
- 8) G.N. Manturov, et al. : "ABBN-93 Group Data Library. Part I: Nuclear Data for calculation of Neutron and Photon Radiation Fields", Vienna, IAEA, INDC(CCP)-409/L, p.65-110 (1997).
- 9) G. Mantourov, "Effects of Nuclear Data Library on BFS and ZPPR Fast Reactor Core Analysis Results, Part II : BFS-62 Analysis Results", JNC TN9400 2001-106 (2001).
- 10) 杉野和輝, 他 : "BFS臨界実験解析(V)-BFS-62-1及び62-2炉心の解析-", 日本原子力学会2001年秋の大会予稿集第II分冊I 49, p.484 (2001).
- 11) A.A. Mayorshin, et al. : "Calculated experimental justification of using vibropack UO₂ and PuO₂ fuel in PWR", Proceedings of Global '97, Yokohama, p.510-516 (1997).
- 12) A.A. Mayorshin, et al. : "Russian Experience in Using UPuO₂ Vibropac Fuel Pins in Fast Reactor", The 8th International Conference on Nuclear Engineering, April 2-6 (2000).
- 13) R. Hergig, et al. : "Vibrocompacted fuel for the liquid metal reactor BOR-60", Journal of Nuclear Materials, vol.204, p.93-101 (1993).
- 14) A.A. Mayorshin, et al. : "Development of vibropac MOX fuel pins serviceable up to superhigh burnups", IAEA Influence of High Dose Irradiation on Core Structural and Fuel Materials in Advanced Reactors, Vienna, Aug. 1998, 261, pp.69-92, IAEA -TECDOC-1039.
- 15) B.A. Vasiliev, "Natrium Coolant Technologies for Nuclear Reactors", Proc. of the ISTC-TITech Japan Workshop on Nuclear Technologies in Russia/CIS, P.42-65, Tokyo, Japan, July 9, (2001).
- 16) H. Endo, K. Satoh, S. Kotake, F. Kasahara, S. Itooka, M. Ishida, K. Koyama, and T. Morii, "Study of core disruptive accident sequence of unprotected events in a 600MWe MOX-homogeneous core", Int. Conf. on Design and Safety of Advanced Nuclear Power Plants, Tokyo, (1992).
- 17) H. Niwa, "Model Development of SAS4A and Investigation on the Initiating Phase Consequences in LMFRs Related with Material Motion", Proc. IAEA/IWGFR TCM on Material-Coolant interactions and Material Movement and Relocation in LMFRs, IWGFR/89, O-arai, Japan, p.281 (1994).
- 18) S. Kondo, Y. Tobita, K. Morita, W. Macheck, P. Coste, D. Wilhelm, "Status and achievement of assessment program for SIMMER-III, a multiphase, multi-component code for LMFR safety analysis", Proc. of the Eighth Int. Topical Mtg. on Nuclear Reactor Thermal-Hydraulics, Vol.3, p.1340 (1997).
- 19) Century Dynamics "AUTODYN ALE (Arbitrary Lagrange Euler) Tutorial", <http://www.centurydynamics.co.uk/>.
- 20) 村松寿晴, 前川勇, 松本雅彦, 二ノ方壽, "単相多次元熱流動解析コードAQUA", PNC N9520 87-011.
- 21) "Status of liquid metal cooled fast reactor technology", IAEA-TECDOC-1083.
- 22) "Russian Experience in Using U-PuO₂ Vibropac Fuel Pins in Fast Reactors", 8th International Conference on Nuclear Engineering April 2-6 (2000).
- 23) Mayorshin, et al. "Vibrocompacted fuel for the liquid metal reactor BOR-60", Journal of Nuclear Materials 204 p.93-101 (1993).
- 24) 日本原子力学会「2001年秋の大会」N5, 酸化物系溶融塩電解プロセスの改良.
- 25) 原子力委員会 : 長期計画策定会議, 第6分科会報告書, (1999).



技術報告

サイクル機構における高速ネットワークの構築

野崎 信久 青木 和久* 成田 信幾^{*1}

本社 技術展開部

^{*1}富士通株式会社

Introduction of a Super Speed Network in JNC

Nobuhisa NOSAKI Kazuhisa AOKI* Nobuiku NARITA^{*1}

Technology Management Division, Head Office
^{*1} Fujitsu Limited

最近の情報通信技術の進展は著しく、コストパフォーマンスの優れた高速・広帯域ネットワークの構築が可能となってきている。このような現状より、サイクル機構においても、近年のネットワーク需要の増加に伴いローカルエリアネットワーク（LAN）及び広域ネットワーク（WAN）の高速化が望まれ、情報通信技術の動向と情報通信インフラの高度ニーズの把握を行い、第1段階として2000年度にコストパフォーマンスの優れたWANの高速化を完了した。

本稿では、サイクル機構ネットワークにおける、ランニングコスト低減及び高速化を目指して2000年度実施したWANの高速化に当たっての取組と対応を紹介する。

The construction of a super speed and broadband network with high cost performance is now possible through the recent remarkable development of information-communication technologies. Under such circumstances, the modification of LAN and WAN to the super speed network was required in accordance with the recent network demand in JNC.

The trend of the information-communication technologies and the needs of information-communication infrastructure were reviewed as the first step.

A modification of WAN to the super speed network with high cost performance was established in fiscal year 2000.

This paper introduces the work procedures and the modification of the WAN in order to acquire a reduction in the running cost and the super speed network in the fiscal year.

キーワード

高速ネットワーク、ローカルエリアネットワーク、ワイドエリアネットワーク、高速デジタル回線、ATM専用線、非同期転送方式、時分割多重方式、音声伝送、輻輳制御、メガリンク、マルチメディア

Super Speed Network, Local Area Network, Wide Area Network, High Super Digital, Asynchronous Transfer Mode, Synchronous Transfer Mode, Multi Media, ATM Mega Link, Virtual Private Network, Voice Over IP, Frame Relay



野崎 信久

情報システム室所属
副主任技術員
ネットワーク運用及び情報
化にかかわる業務に従事



青木 和久

情報システム室所属
副主任技術員
ネットワーク運用及びセキュ
リティ対策にかかわる業
務に従事



成田 信幾

富士通(株)科学システム統
括部R&Dシステム部所属
システムエンジニア
ネットワーク設計、構築、
運用支援にかかわる業務に
従事
ネットワークスペシャリス
ト

*現在：宇宙開発事業団 衛星総合システム部 地球観測利用研究センター
 Presently, Earth Observation Research Center, Office of Satellite Technology, National Space Development Agency of Japan.

以下に取組と対応について紹介する。

年々ネットワークの需要が増加する中、回線容量を増強することは回線費用の増大を招くので、ランニングコストの効率化を図る必要があった。なお、回線借用費用は毎月定額制である。



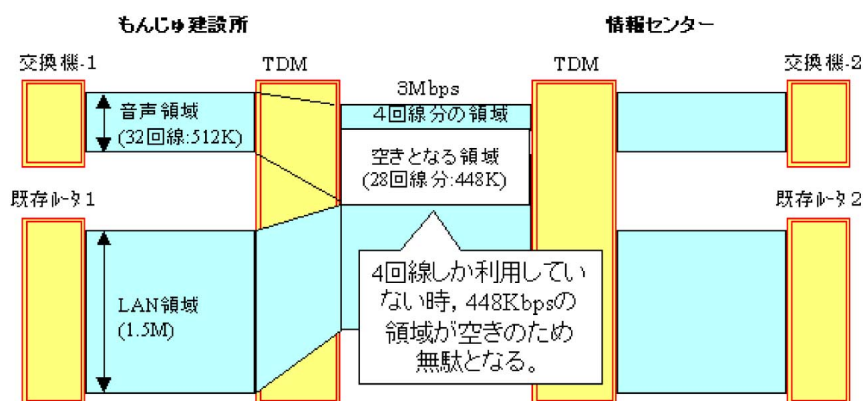


図2 回線利用の非効率

3. 今後のネットワークの必要要件

サイクル機構ネットワークの今後の需要予測を以下に示す。

新ネットワーク構築では、これら需要予測を加味し設計に反映する必要があった。

(1) 画像データ等の多量データ交換

情報化推進（イントラネット、業務処理のシステム化等）及び動画伝送や映像データ送受信により需要は年々高まってきており、トラフィック（通信量）は益々増加傾向にある。

既に危機管理の一環として、全社規模で運用しているテレビ会議システム（ISDN利用）のWAN取込を初めとしてストリーミング技術を利用したオンデマンド／ライブ放送等を展開予定である。さらに、緊急時には映像データ等を瞬時に事業所間で送受信できる等が必須となってきている。

これらについては、回線容量を増強することはもちろん、一時的な負荷増大に対応できるよう対応することとした。（7.1項参照）

(2) PHSローミング

緊急時に、相手が事業所を移動していても居場所を特定し、通話を可能とするPHSローミング機能は既にもんじゅ～大洗～東海間で運用しており、今後全事業所でも適用される計画であった。

PHSローミングでは、通話における転送のために1通話最大時4回線を利用するため、現在の回線数に新規4回線を増強することが必要となる。

また、PBX（交換機）との通信方式で現在アナログ方式を適用していた区間もデジタル方式に変更し、PHSローミングが可能な構成とすることとした。

(3) 瑞浪国際研究交流館の設立

2001年2月に東濃地区に瑞浪国際研究交流館が設立される予定であったことから、LAN／内線電話の利用が必須であった。

このため地域的に近く、連絡も密接となる東濃から専用線で接続し、これに対応することとした。

4. ネットワーク利用の現状

新たにサイクル機構ネットワークを構築するに当たっては、現状の利用状況及び需要を把握し回線容量などの設計に反映する必要がある。

4.1 ネットワークの利用状況

現状のユーザからの利用状況を把握するため、1998年度にアンケート方式によるニーズ調査を行った。

以下にその中で主だったものをまとめる。

(1) LAN間通信網の速度

表1に示すように、ほとんどの事業所で現状の速度では遅いと感じていることから、速度増強の要望があった。

(2) 音声通信網の回線数

表2に示すように、多くの事業所で音声回線増強の要望があった。

(3) ホスト通信網の速度

大型汎用機計算機システム独自のプロトコルで大型汎用計算機システムを利用しているのは1事業所のみであったが、速度は適当であるとの回答であった。現状ではLAN通信プロトコルであるTCP-IPでの利用がほとんどである。

(4) まとめ

LAN間通信網及び音声通信網については当初予測通り増強を求める声が高かった。

表1 ニーズ調査結果 (LAN)

事業所名	速度に対する調査結果			
東海事業所	■遅い	☐ 適当である	☐ 早過ぎる	☐ その他
大洗工学センター	■遅い	☐ 適当である	☐ 早過ぎる	☐ その他
本社	☐ 遅い	■適当である	☐ 早過ぎる	☐ その他
もんじゅ建設所	☐ 遅い	■適当である	☐ 早過ぎる	☐ その他
ふげん発電所	■遅い	☐ 適当である	☐ 早過ぎる	☐ その他
東濃地科学センター	■遅い	☐ 適当である	☐ 早過ぎる	☐ その他
人形峠環境技術センター	■遅い	☐ 適当である	☐ 早過ぎる	☐ その他

ホスト通信網については、その役割の多くがLAN間通信網に移行していることから速度増強の要望はなかった。

4.2 ネットワークの需要状況

次にネットワーク需要状況を把握するため各メディアにおけるトラフィック測定を実施した。

トラフィック測定は1998年度と1999年度に実施したが、以下に1999年度に実施したLAN間通信網と音声通信網のトラフィック測定結果について概略を示す。

(1) LAN間通信網

[測定方法]

測定は各事業所間におけるLAN需要状況を把握するために、各事業所間における送受信トラフィックを30分に1回採取する方法で行った。

また、測定対象区間は全事業所間とした。

[測定結果]

結果は表3に示すとおりであり、網掛けした部分のように速度に対してトラフィックが80%（基準は5.1 分析基準の設定参照）を超えている区間があることが分かった（測定例を図3に示す）。

なお、100%を超える区間があるのは、採取したデータがルータによる圧縮前のデータであり、こ

表2 ニーズ調査結果 (音声)

送信側 \ 受信側	東海	大洗	本社	もんじゅ	ふげん	東濃	人形
東海事業所			●				
大洗工学センター	●		●	●			
本社		●					
もんじゅ建設所							
ふげん発電所			●				
東濃地科学センター			●				
人形峠環境技術センター	●	●	●			●	

●：よく話中になると感じる事業所

表3 トラフィック測定結果 (LAN)

通信区間	現状速度 (Kbps)	平均 (%)	最大値 (%)
情報センター～もんじゅ建設所間	1536	10.65	16.61
情報センター～人形峠環境技術センター間	128	28.75	54.81
情報センター～東海事業所間	1536	24.14	36.45
情報センター～東京事務所間	64	39.22	98.66
もんじゅ建設所～ふげん発電所間	384	13.85	34.92
もんじゅ建設所～東濃地科学センター間	128	23.74	108.45
もんじゅ建設所～敦賀本部間	192	19.68	51.78
もんじゅ建設所～福井事務所間	64	15.71	87.91

：トラフィックの多い区間

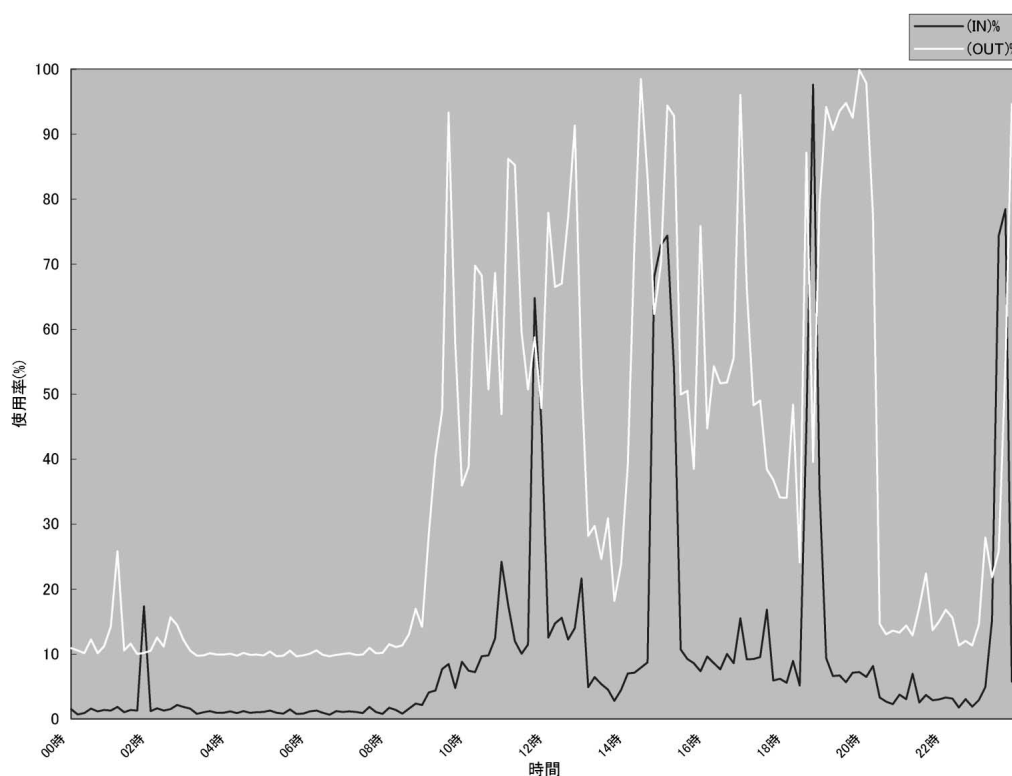


図3 トラフィック測定結果(例)

れを一定の利率（圧縮率60%）で補正したデータのためである。

(2) 音声通信網

〔測定方法〕

測定は各事業所電話交換機（PBX）の保守コンソールで発信信率等のログデータを1時間に1回採取する方法で行った。

また、測定対象区間は全事業所間とした。

〔測定結果〕

結果は表4に示すとおりであり、網掛けした部分のように呼損率が10%（基準は5.1 分析基準の設定参照）を超える区間があった。

5. 分析

5.1 分析基準の設定

トラフィック測定結果を基に必要箇所の増強を行う際、基準が必要となる。

そのため、LAN間通信網及び音声通信網について増強を検討する際の基準を設けた。

(1) LAN間通信網

表4 トラフィック測定結果（音声）

通信区間	現回線数	測定値 (erl)	予想呼損率 (%)
もんじゅ建設所～東海事業所間	16	4.80	0.01
もんじゅ建設所～大洗工学センター間	8	1.36	0.01
東海事業所～大洗工学センター間	8	4.83	8.46
もんじゅ建設所～福井事務所間	4	0.84	1.11
もんじゅ建設所～敦賀本部間	8	4.64	7.00
もんじゅ建設所～人形峠環境技術センター間	4	2.12	15.00
もんじゅ建設所～東濃地科学センター間	4	1.64	7.50
もんじゅ建設所～ふげん発電所間	4	2.08	15.00
東海事業所～東京事務所間	4	3.49	62.08

：トラフィックの多い区間

1日の平均トラフィック量が多い場合、一時的な高トラフィックを招きやすいため平均トラフィック量が多くならないように基準を50%とした。

また、LAN通信における遅延はルータ内の遅延に大きく依存し、これはM/M/1モデル*の待ち行列理論に準ずることから、平均遅延時間＝平均パケット送信時間×トラフィック密度／（1－トラフィック密度）の算出結果より、最大トラフィックが80%を超える場合、極端に通信における遅延が大きくなることが証明されている。このような場合、通信が切断されたり業務に支障が出たりする可能性があるため、最大トラフィックが80%以下となるよう基準を設定した。

(2) 音声通信網

音声における待ち行列はM/M/mモデル*が適用される。このことから必要な音声回線数は最頻時呼量（erl）と基準としている呼損率（話中となる確率）からアーラン表を用いて算出される。

音声通信網における増強の判断基準は呼損率となり、これは推奨値に幅はあるものの統計的にエンドーエンドの通話において呼損率の25%前後を超えると利用者が話中が多いと感じる度合いが大きいことが分かっており、これを基準とすることとした。

なお、サイクル機構では音声通信網で中継区間と端局区間があるため、エンドーエンドの通話の呼損率を25%以下とするため、中継区間を1%及び3%、端局区間を10%以下の呼損率に抑えることとした。

また、実際に測定できる呼量は最頻時呼量と異なるが、既存の回線数と測定値から予想される呼損率を算出し、最頻時呼量を導き出すこととした。

5.2 分析結果

トラフィックの測定結果と分析基準から増強が

必要な区間は一目で判明するが、これに5年後の将来需要予測を立て、将来的にも需要を満足するように設計することとした。

これについては1998年度に測定した結果と、1999年度に測定した結果から需要伸び率を算出し必要速度を算出した。

(1) LAN間通信網

1年間の平均伸び率は11.6%であり、LAN間通信網の需要増加がうかがえる。

(2) 音声通信網

1年間の平均伸び率は2.4%であり、音声通信に関しては需要の変動はほとんどない。

6. WAN伝送方式の比較

新にサイクル機構ネットワーク網を構築するに当たり、既存の最新技術でWAN伝送方式の比較検討を行った。

表5にその主なものを示す。

この結果、アクセス回線速度、伝送速度、経済性共に優れるATM伝送方式を採用することとした。

7. 問題点への対応

7.1 回線利用の効率化への対応

ATM伝送方式では、音声を全回線利用していない時にLANで転用することができる。また、音声を利用し始めるとLANは自動的にその通信速度を下げることも可能である。

つまり、回線の効率的利用ができることとなる。

なお、この輻輳制御の際の動作として通信方向に制御を通知するEFCI（順方向輻輳通知）については規格化されているが、通信の逆方向に制御を通知するEBCN（逆方向輻輳通知）についてはメーカの独自機能を利用しており、ATM装置とそれに接続するルータのメーカは統一することとし

*待ち行列理論では、サービス要求の発生時間間隔、サービス時間及び窓口数に着目して、いくつかの待ち行列モデルを想定し、次のケンドールの記号を用いて待ち行列を表記する。

— X/Y/m (n) —
 ・ X：サービス要求の発生間隔の分布（到着間隔の分布）
 ・ Y：サービス時間の分布
 ・ m：窓口数
 ・ n：行列待ちの許容数
 X, Yの分布は、次の表示記号を使用する。
 ・ M：指数分布（ランダム到着、指数型サービス時間分布）
 ・ G：一般分布
 ・ D：一定分布（サービス時間）

したがって、M/M/1モデルとM/M/mモデルはそれぞれ以下を意味する。

・ M/M/1モデル
 サービスの発生間隔及びサービス時間が指数分布で単一窓口の基本的な待ち行列モデルである。
 ・ M/M/mモデル
 サービスの発生間隔及びサービス時間が指数分布で、複数窓口の待ち行列モデルである。

表5 WAN伝送式の比較

選択の視点	ATM伝送（セル多重）	フレームリレー伝送（フレームリレー多重）	TDM伝送（時分割多重）
概要	様々なメディア（データや音声等）をATMセルに変換して伝送する方式。様々なメディアを一様に扱え、かつ非同期伝送であるため、フレームリレー伝送より高速で効率的な伝送が行える。	通信手順の簡略化や網の輻輳制御・通知機能等によって通信速度高速化や効率的な伝送を図った伝送方式。	様々なメディアを一定の時間ごとに切り換えて伝送（時分割多重）する事で複数のメディアを1つの回線で通信可能とする方式。
適用通信回線	ATM専用線 デジタル専用線	デジタル専用線	デジタル専用線
アクセス回線速度	○ ～135Mbps	△ ～6.0Mbps	△ ～6.0Mbps
伝送効率	○ データ／音声共一番効率的な伝送が行える。	△ 遅延等の影響で音声への適用が困難。データ転送に対しては効率的な伝送が行える。	△ 空き帯域を効率的に利用できないため、効率的な伝送は不可。
経済性	○ 論理多重による回線の絞り込みで回線費用を下げる事が可能。またATM専用線はデジタル専用線と比較して安価。	△ 論理多重による回線の絞り込みで回線費用を下げる事が可能。	× 回線費用からのコストダウンを図る事は困難。
サイクル機構ネットワーク網での適用	ATM伝送方式を採用する事とする。 [理由] 現在サイクル機構ではTDM方式で行っているが、回線容量が不足してきており高速化は必須である。また回線容量の増大に伴う回線費用（ランニングコスト）の増大を押さえる必要がある。この2点に優れているATM伝送方式を採用する事とする。 ただし、ATM伝送方式適用に際しは、論理多重やセル化による遅延を考慮した設計が必要であり、設計に関しては充分時間を要し検討するものとする。		

た。

7.2 回線容量不足への対応

ATM伝送方式を採用することでアクセス回線速度が最大135Mbpsまで増強できることとなり、現状のメディアへの将来需要に対する対応だけでなく、テレビ会議等の新規メディア収容に際しても問題なく収容可能となる。

なお、既存の高速デジタル多重化装置による時分割多重方式では、回線容量を増強する際は、高速デジタル多重化装置内への機器増強も必要であったが、ATM装置ではソフト変更のみで対応できる柔軟性を備えている。

7.3 回線借用費用増大への対応

必要回線速度から回線費用の試算を行った。

必要速度算出の結果、多くの区間で増強が必要だったため、ある程度の増額は想定していたが、表6に示すとおり予想に反し月額回線費用は同等以下となった。

8. ネットワークの構築

8.1 ネットワーク構成設計

これまでの分析結果、問題点への対応等を基に

表6 月額回線費用の比較（試算）

項目	月額費用（円／月）
現状の高速デジタル回線費用	6,410,000
ATM専用線（回線速度を増強しない場合）	5,356,000
ATM専用線（設計に基づき回線速度を増強する場合）	6,293,400

ネットワーク構成設計を行った（図4）。

なお、分析結果を基に、最終的にはハードウェア構成や回線容量等の関係で速度や音声回線数を微調整している。

8.2 移行時の問題点への対応

移行時は全ネットワーク網を停止し、作業を実施する必要がある。

また、契約回線が高速デジタル回線からATM専用線に切換えになること及びハードウェア機器も変更となることから一斉切換えのリスクが大きい。

しかしながら段階的に移行する場合、一時的に利用する余分なハードウェアが必要なこと、作業のたびにネットワーク網を停止する必要があること、移行期間は高速デジタル回線とATM専用線で

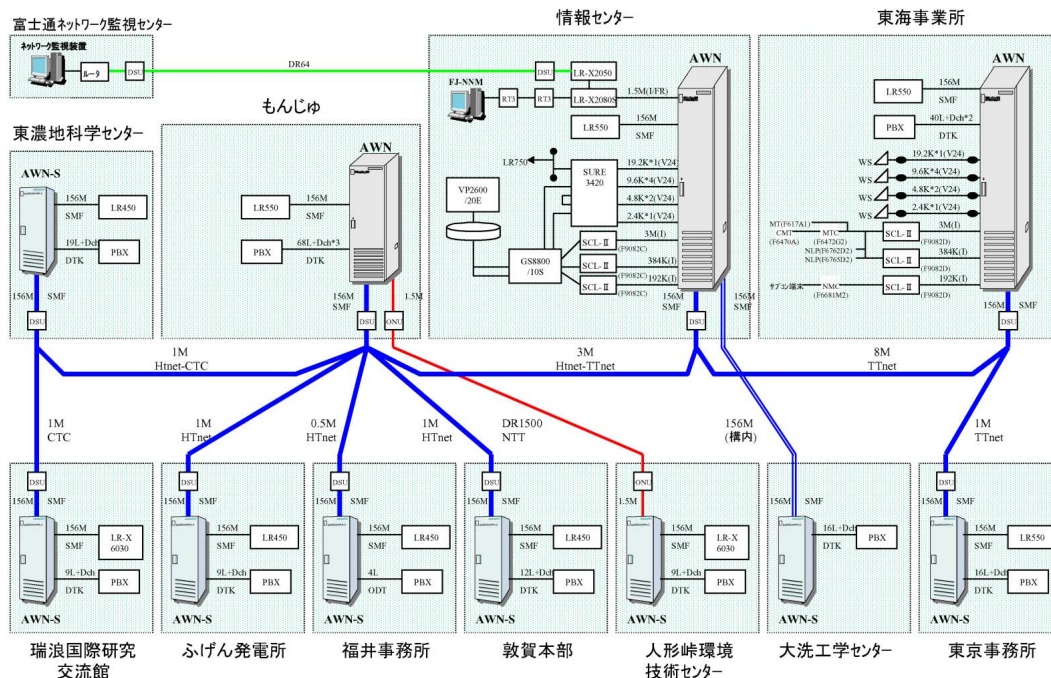


図4 新ネットワーク構成図

二重に契約しておく必要があること等、こちらもリスクが大きい。

このようなことから、一斉移行を基本とし、リスク軽減のため事前にテスト環境を構築し、動作確認を実施した後、本環境を構築することとした。

また、移行は年末年始の長期に運用が停止できる期間を設定した。

8.3 マルチベンダ環境での調整

ATM装置とそれに接続するメーカは同一メーカであったため調整は不要であったが、PBX（交換機）については他メーカであったため細かな調整を行った。

特に、今回採用したATM装置（富士通製EW6000シリーズ）は、音声を実現する上で問題となり易い遅延について考慮した装置であり、セル／デセル化やゆらぎにおける遅延を少なくするため中継交換（内線局番により適切な事業所に中継する機能。通常はPBX（交換機）で行う）をATM装置自体で行うものであった。

つまり、ATM装置にPBXの一部機能を持たせることにより、遅延が少なく、ただ単にATM化する装置と比較して品質的にも良好な通話が可能になるということである。

しかしながら、これによりPBX特有の情報通信系に馴染みのない調整が必要となった。各種信号

のタイミング等細かな調整も必要であるが、特に大きいのは装置に局番を登録することから番号計画を調整する部分であった。

8.4 導入前の準備

導入前にはスケジュール、手順書を作成することはもちろんだが、体制、連絡網を確実にしておくことが大変重要であった。

導入時には複数の事業所に多くの人員を配置し連絡を取り合いながら作業を進める必要があるため、連絡体制のあいまいさは作業の進捗に大きく影響することとなる。

また、内線が利用できないため携帯電話は必須であるが、密接な連絡が必要なこともあり、取りまとめは中央の事業所に1名だけでなく、数事業所に1名配置する等、連絡がスムーズにできるようにする及びリモートアクセスによるグループウェアによるスケジュール管理等の配慮も必要であった。

8.5 導入

導入時は事前準備をしっかりと行っていた場合でも予期しない問題が発生し、対応を迫られる場合がある。

この場合、WANという特性上、原因特定が長期化する可能性が大きく、またマルチベンダ環境で

は切分けも困難なことが多い。

今回の場合は幸いにも大きな問題はなく導入できたが、スケジュール的にはこれら予期せぬ問題点を想定して余裕を持ったスケジュールとした。

8.6 導入後の感触

アンケートや測定に基づいている訳ではないが、導入前はレスポンスが遅い、または話中となる回数が多い等のユーザの声が多かったが、導入後は逆にレスポンスが早くなった、またはあまり話中とはならなくなった等の声を多く聞くようになった。

9. おわりに

新たなネットワーク網の構築を行うに当たっては多くの作業・調整が伴う。

しかしながら、速度の増強とランニングコスト削減という相反する側面を両立できることができた。

これからの課題としては2001年度に原子力緊急時支援・研修センターとの接続、所内LANの高速

化対応(ギガビットイーサネット化)、2002年度には幌延深地層研究センターとの接続等が控えており、LAN/WANの再構築が必要となる。

また、昨今ではVPN (Virtual Private Network)、VoIP (Voice Over IP) 等自営網をより安価に構築できる技術も確立されつつある。

今後はこれら新技術の適用を検討しながら、更なるネットワークの拡張と有効利用に取り組んでいく必要があると感じている。

最後にサイクル機構ネットワーク構築が無事終了したことに關しては、ひとえに各事業所のネットワーク運用担当者及び総務課の方々のご支援、ご協力の成果であり、ご協力いただいた皆様方にお礼を申し上げる。

また、本ネットワーク構築を実施された富士通(株)の方々にはここに厚くお礼申し上げます。

参考文献

- 1) TAC情報処理技術者試験研究会：高度情報処理技術者 ネットワークスペシャリスト 基本テキスト，p.367～368 (2000)



未臨界度測定技術の開発

羽様 平* 毛利 智聡*¹ 相原 永史*²

大洗工学センター 照射施設運転管理センター 実験炉部

Development of Sub-Criticality Measurement Technique

Taira HAZAMA* Tomoaki MOURI*¹ Nagafumi AIHARA*²

Experimental Reactor Division, Irradiation Center, O-arai Engineering Center

核燃料取扱施設において臨界安全の確保は極めて重要な命題であるが、経済性向上についても近年重要性が増している。安全性と経済性を両立できる臨界安全管理方法の構築に資するため、臨界までの余裕度（未臨界度）を定量的に監視するための未臨界度測定技術を開発した。

開発では、測定条件の厳しい高速炉燃料再処理施設でも適用可能な未臨界度測定技術として、炉雑音測定に基づく手法に焦点を当て、重水臨界実験装置（DCA）を利用して測定性能の把握と性能の改良による適用性の向上に取り組んだ。その結果、既存測定手法に比べて応答時間を1/10に短縮し、困難とされていた高中性子バックグラウンド下での適用性についても解決するなど、モニタとして実用的な未臨界度測定技術を開発することができた。

In nuclear fuel processing facilities, prevention of criticality accidents is extremely important, while there is a growing demand to improve criticality safety control efficiency for economic reasons. As a solution to meet both demands, a sub-criticality measurement technique has been developed, which can monitor safety margin to criticality in the facilities in a quantitative way.

In the development, a measurement technique based on the reactor noise analysis was focused considering severe situations in FBR fuel reprocessing plants. The performance of the technique was investigated and improved through experiments in Deuterium Critical Assembly (DCA). With improvements, such as the reduction of response time by a factor of 10 and the settlement of the difficulty under a high neutron background situation, the technique was developed to be a practical technique as a sub-criticality monitor.

キーワード

臨界安全、未臨界度測定、炉雑音測定、高速炉燃料再処理施設、重水臨界実験装置、応答時間、高中性子バックグラウンド、不感時間、変動体系、未臨界度モニタ

Criticality Safety, Sub-Criticality Measurement, Reactor Noise Analysis, FBR Fuel Reprocessing Plant, DCA, Response Time, High Neutron Background, Dead Time, Dynamic System, Sub-Criticality Monitor



羽様 平

臨界工学試験室所属
副主任研究員
未臨界度測定技術開発にか
かわる実験・解析業務、及
びDCAの運転管理業務に
従事



毛利 智聡

臨界工学試験室所属
未臨界度測定技術開発にか
かわる実験・解析業務、及
びDCAの運転管理業務に
従事



相原 永史

臨界工学試験室長
未臨界度測定技術開発の総
括、及びDCAの運転管理業
務の総括に従事

*現在：大洗工学センター システム技術開発部 Presently, System Engineering Technology Division, O-arai Engineering Center.

*¹現在：川崎重工業株式会社 開発部 Presently, Research and Development Department, Kawasaki Heavy Industries, Ltd.

*²現在：大洗工学センター 安全管理部 Presently, Health and Safety Division, O-arai Engineering Center.

1. はじめに

核燃料の加工・貯蔵・再処理など反応度制御設備が備えられていない核燃料取扱施設では、いかなる状況でも臨界に達しないように核燃料の取扱量、濃度、取扱機器の形状や配置等を管理・制限(臨界安全管理)しなければならない。制限値は、軽水炉の燃料に比べて核分裂性核種の濃度が高い高速炉燃料を再処理する場合には特に厳しく、施設の経済性や保守性を損なわないためにも安全性を確保しつつ安全裕度を適正化することが強く求められている¹⁾。

未臨界度測定技術の利用はそのための一方策であり、現場の未臨界度(臨界までの余裕度)を監視することによってより確実な安全管理を可能にするとともに、未臨界度実測値を設計や運転管理に反映することによって合理的な管理方法の構築に資することができる。

未臨界度測定技術は、表1のようにこれまで主

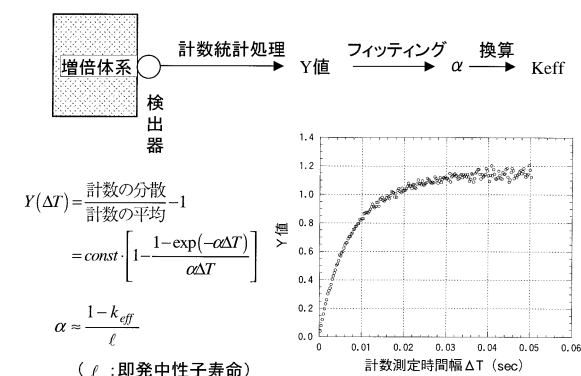
に原子炉の特性測定を目的として様々な測定手法が考案されている。本研究では、その中でも高速炉燃料再処理施設への適用可能性が高い測定手法として炉雑音測定法に着目し、その代表的な手法であるファインマン- α 法とミハルゾ法について未臨界度監視装置(未臨界度モニタ)としての適用性向上のための開発を実施した。

ファインマン- α 法(図1)は、1956年にR.P. Feynmanらによって核分裂中性子放出数の分散測定のために考案された手法である²⁾。一定時間の検出器カウント数の分散と平均の比を解析するだけの簡単な方法であり、基本的な測定技術は既に確立されている。未臨界度測定への利用も検討され、固体ウラン燃料を用いた定常体系において実効増倍率0.8まで測定できることが確認されている。

ミハルゾ法(正式名:Cf-252 source Driven Noise Analysis Method)(図2)は、1972年に米国ORNL

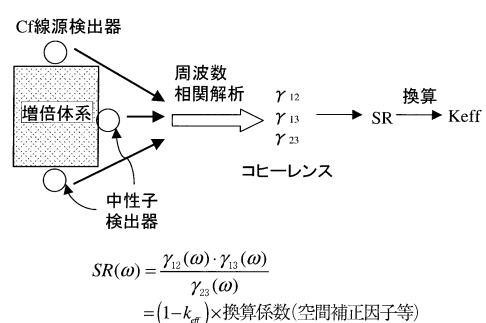
表1 主な未臨界度測定技術と未臨界度モニタとしての適正評価

手 法	原 理	未臨界度モニタとしての適正評価
① 中性子数の減衰を利用する手法(例:パルス中性子法)	加速器でパルス状に発生させた中性子集団を増倍体系に打ち込み、その後の体系内における中性子密度の時間変化率より未臨界度を求める。	パルス中性子発生装置の設置、運転・維持管理が煩雑。体系が変動する場合には適さない。
② 中性子数そのものを利用する手法(例:中性子源増倍法)	中性子源強度が一定である場合の検出器の応答が実効増倍率に依存することを利用し、計数率より未臨界度を求める。	測定システムが非常に簡単に応答性も優れている。検出効率の評価が困難。体系内の中性子源強度が変動する場合には適さない。
③ 中性子数の分布を利用する方法(例:指数実験法)	体系に中性子源を設置し、そこから指数関数的に減衰する中性子の空間分布を測定する。空間的な中性子の減衰率から未臨界度を求める。	強い中性子源と複数地点での中性子計数測定が必要。体系の形状が複雑な場合や体系が変動する場合には適さない。
④ 中性子数の微小変動を利用する手法(例:ファインマン- α 法, ミハルゾ法)	中性子数の微小変動(炉雑音)について相関を抽出し、相関強度より未臨界度を求める。	測定システムが簡単に応答性も優れている。体系の形状や変動の影響を比較的受けにくい。



(原理) 計数に含まれる相関量の変化より即発中性子の減衰を検出する。
(測定法) 一定時間幅 ΔT 中の中性子計数を多数測定し、その分散と平均の比(Y値)を求める。Y値の ΔT に対する変化を理論式にフィッティングして即発中性子減衰定数(α)を検出し、 α を増倍率に換算する。

図1 ファインマン- α 法の概要



(原理) Cf線源検出器と中性子検出器の出力を相関解析することによってCfからの中性子とその中性子が増倍された結果の中性子の比(増倍率)を求める。
(測定法) 3系統の信号を周波数解析して3種類の相関量(コヒーレンス)を評価し、それらの組合せであるスペクトル比(SR)を求め、SRを換算して増倍率を得る。相関量を組み合わせることで検出効率や周波数依存性を除去している。

図2 ミハルゾ法の概要

のJ. T. Mihalczo らによって提唱された未臨界度測定手法である³⁾。Cf線源検出器（Cf-252中性子源を内蔵した電離箱であり、Cfからの自発核分裂中性子の発生タイミングを核分裂片により検出する）と2個の中性子検出器の信号を周波数解析し、未臨界度を得る。高速炉再処理施設の安全性に関する研究開発を目的とした日米共同臨界実験⁴⁾でも取り上げられ、未臨界度モニタとして有望であるとの見通しが得られている。

上記未臨界度測定技術を未臨界度モニタとして実用化するためには、実際のプラントに近い試験設備における実証試験が必要であり、重水臨界実験装置（Deuterium Critical Assembly：以下、DCA）の一部を多様な未臨界状態を模擬した試験体を利用できるように改造し、未臨界度測定技術の開発を実施した。本報告では、未臨界度測定技術開発の成果を報告する。

2. 開発目標

未臨界度モニタに必要な性能は、基本的には測定体系の状況（形状、時間的変動など）に関係なく所定の応答時間内で未臨界度（以下では実効増倍率で表す）を測定できることであるが、具体的な性能は用途や測定対象に依存する。高速炉燃料再処理施設を想定して表2のように開発目標を定めた。

実効増倍率（ K_{eff} ）の測定範囲と精度については、施設の通常運転時から異常時に至る広範囲の状態について実効増倍率を安全上の重要性に応じた精度で測定できるように設定した。応答時間については、再処理工程で想定される変動に基づき10分以内としたが、系統操作上の異常により燃料

が核的に非安全な場所に移動する場合は、より短時間（10秒～1分程度）で測定する必要があるため、可能な限り短縮を図ることとした。

体系の変動への追従性について、並びに中性子バックグラウンド下及び複雑な体系に対する適用性については、いずれも測定を困難にする要因であり、適用範囲の拡張としてまとめた。ただし、具体的な適用範囲については、検出効率など測定体系に依存するため、定量的な目標は設定せず、影響の把握と対処法の確立を図ることとした。

3. DCAの改造

図3に改造後の炉心を示す。炉心タンク中央部（試験体領域）に未臨界の試験体を装荷する。試験体領域の外周部（ドライバ領域）は、改造前の炉心と同じであり、クラスタ型の燃料集合体を装荷し、減速材に重水を使用する。試験体には新型転換炉用あるいは高速炉用の燃料棒を装荷でき、減速材に軽水、重水、及びその混合液を使用することができる。試験体だけで達成可能な実効増倍率の上限値は0.9であり、より高い実効増倍率については、ドライバ領域を含めて達成する。

4. 研究開発⁵⁾

本節では、選定した2種類の測定技術（ファインマン- α 法、ミハルゾ法）について、既存技術の課題とその解決のために実施した改良について述べる。

4.1 ファインマン- α 法

(1) 既存技術の測定性能と課題の把握

定常状態におけるウラン燃料を用いた試験にお

表2 未臨界度モニターの開発目標

項 目	目標性能
(1) 測定範囲と精度 (応答時間)	測定範囲： $0.4 \leq K_{eff} \leq 0.99$ 測定精度（応答時間10分以内）： ± 0.003 ($0.95 \leq K_{eff} \leq 0.99$) ± 0.04 ($0.8 \leq K_{eff} < 0.95$) ± 0.10 ($0.4 \leq K_{eff} < 0.8$)
(2) 適用範囲の拡張	プロセス変動に追従して測定できること。中性子バックグラウンドの強弱に影響を受けないこと。多様な形状に対して正確に評価できること。
(3) 測定システム	コンパクトで維持管理が容易であること。

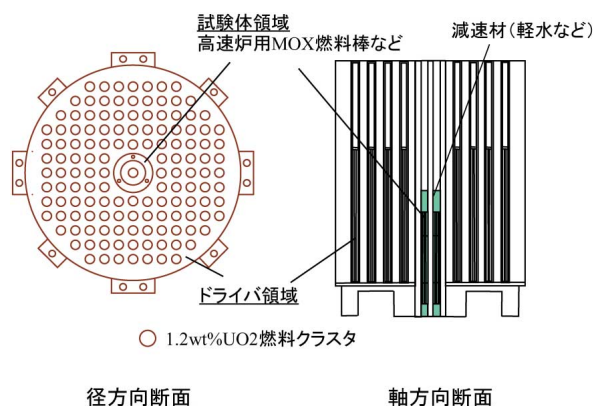


図3 DCA改造後の炉心構造

いて、実効増倍率を目標とした精度及び応答時間内で測定できることを確認した。

問題点として以下の項目を確認した。

- ① 変動体系（実効増倍率や体系内の中性子源強度の変化により中性子束レベルが時間的に変動する体系）では、計数の時間変動に即発中性子の減衰とは異なる成分が混入するためY値が理論式（図1参照）に従わず、 α 値の検出が困難になる。
- ② MOX燃料を用いた体系のように中性子束レベルが高い場合には、計測システムの不感時間の影響によりY値が理論式に従わず α 値の検出が困難になる。
- ③ 測定で得た α 値を未臨界度に換算するための即発中性子寿命は計算で評価するが、複雑な体系に適用するためにはモンテカルロ計算による評価法の確立が必要である。

(2) 未臨界度測定技術の改良

1) 変動体系に対する適用性の改善

変動体系に適用できるように以下の3種類の工夫をデータ処理に導入した。

① 階差フィルタの適用

橋本らの考案した手法⁶⁾で、時系列データの差分処理によって低周波数成分を除去する。

② データ分割による変動の低減

対象データを変動の小さい時間範囲に分割して

評価し、その平均値より最終的な評価を行う。

③ 変動要素を考慮した評価式の利用

遅発中性子の寄与を補正する場合に従来用いられてきた手法で時間幅 ΔT の1次の補正項をフィッティング解析式に追加する。

実効増倍率は一定であるが中性子束が時間的に変動する実験体系を実効増倍率が0.90の体系で中性子源を体系内外に移動することによって構成し、上記3種類のデータ処理法の適用性を確認した。一例として階差フィルタを適用した場合の結果を図4に示す。中性子計数率の変動時においても表2の目標精度 ± 0.04 の範囲で測定できることが確認できる。各データ処理法は表3のように互いに異なる特徴を有しており、状況に応じて手法を選択することによって最適な評価結果を得ることができる。例えば、変動が緩やかな場合は統計誤差の優れたデータ分割法を、変動率が予測できない場合は適用範囲の広い階差フィルタ適用法又はパラメータ追加法を使用すれば良い。

2) 不感時間の影響の除去

不感時間の影響の補正法は、計数の平均値については良く知られているが、分散については、計数間隔がポワソン分布に従う場合の補正法が考案されているだけで、計数間に相関が含まれる場合についてはその影響についてさえ解明されていない。計数間隔が相関強度に依存し、理論的な

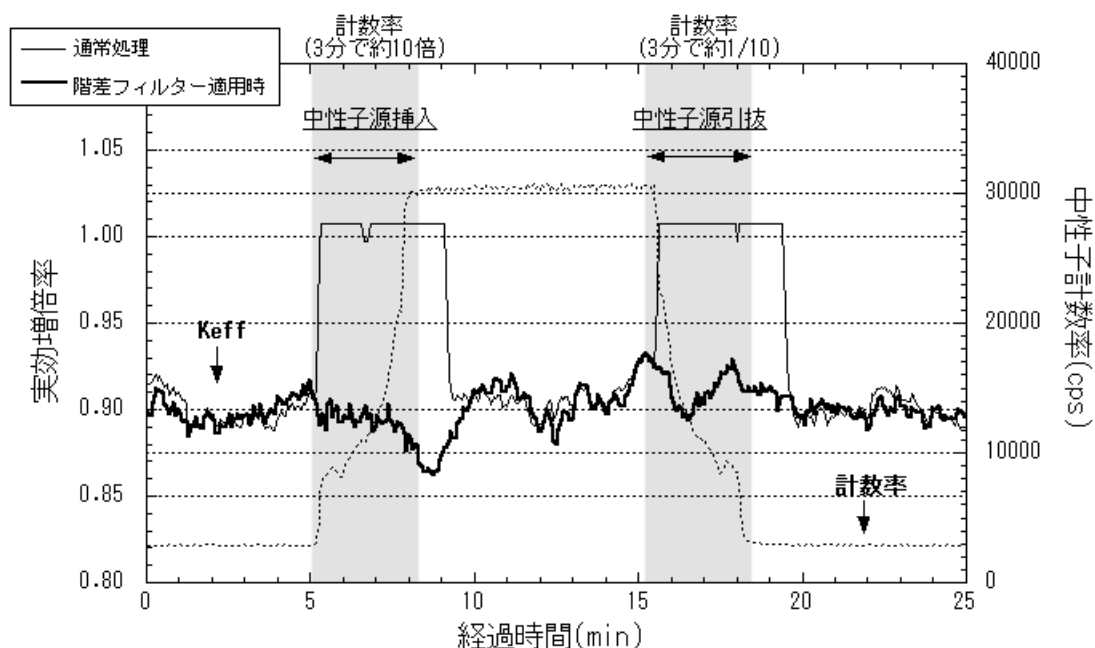


図4 中性子源移動時のファインマン- α 法則定結果(階差フィルタの摘要効果)
(執行増倍率は80秒分データを4秒ごとに処理して評価)

表3 変動体系におけるデータ処理法

手 法	適用範囲と結果の精度
(1) 階差フィルタ適用法	適用できる変動の範囲が広いが、データ分割法に比べると結果の統計誤差が約2倍になる。他の手法と異なりパラメータ調整が不要。
(2) データ分割法	適用できる変動の範囲は、3手法の中では最も狭いが、結果の統計誤差は定常時における通常処理の場合と同程度である。変動率に応じてデータ分割数を調整する必要がある。
(3) パラメータ追加法	適用できる変動の範囲が広いが、データ分割法に比べると結果の統計誤差が約4倍となる。フィッティングパラメータの初期値設定に調整が必要。

評価が難しいためである。

本研究では、Y値に対する不感時間の影響を分析することにより、相関のある計数が不感時間で失われる確率は、相関強度にほとんど依存せず、単純に不感時間による計数まひ時間の割合で決まることを見出した。その考えに基づき、Y値に対する不感時間の影響について以下の関係式を導出した。

$$Y_d(\Delta T) = \lambda^3 Y(\Delta T) + \lambda^2 - 1 \quad \cdots (1)$$

ここで、

Y_d : 不感時間の影響を受けたY値

λ : 見かけの計数率/真の計数率

である。

(1) 式において、右辺第1項が今回新たに導出した相関成分に対する不感時間の影響を表す項であり、第2項以下は既に解明されている相関に無関係な成分に相当する。右辺第1項の検証としてファインマン- α 法の測定を模擬したモンテカルロ計算を行った。図5に不感時間によるY値の相関成分〔(1)式右辺第1項〕の変化を λ に対して示す。 λ が0.4の場合でも正確に補正できることが確認できる。

3) 換算係数評価コードの整備

換算係数である即発中性子寿命の評価のため、既存モンテカルロ計算コードに機能追加を行った。2種類(直接及び間接)の評価法を整備した。

a) 直接評価法

連続エネルギーモンテカルロコードMCNP⁷⁾に

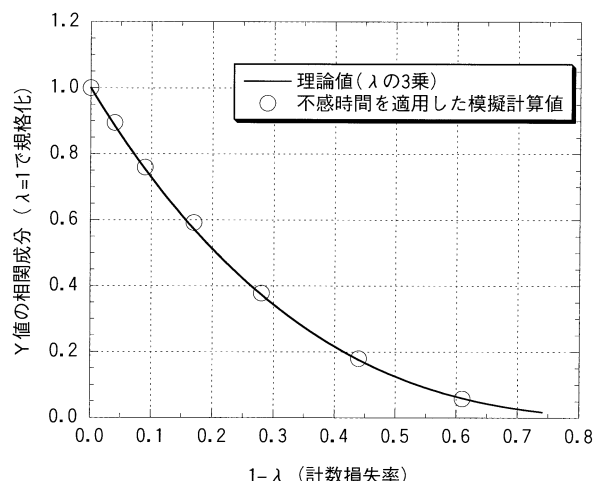


図5 模擬計算による不感時間の影響評価式の検証

中性子生成時間計算機能を新たに追加することによって未臨界度評価用の即発中性子寿命評価コードを作成した。同コードにより求めた即発中性子寿命と同コードの臨界計算により求めた実効増倍率を用いて算出した α 値は、測定値と約10%以内の精度で一致することを確認した。

b) 間接評価法

MCNPに未臨界度測定を模擬するための機能を追加した。模擬機能によりY値を求め、測定と同様な手順で α 値を評価し、別途評価した実効増倍率と α 値の関係より即発中性子寿命を間接的に得る。作成した模擬計算コードによって、 α 値の測定値を10%以内の精度で模擬できることを確認した。

間接評価法は検出器配置を考慮することができるという点は優れているが、直接評価手法に比べて計算時間を要する。両評価コードを適切に組み合わせることによって、合理的な計算時間で信頼性の高い評価が可能になる。

4.2 ミハルソ法

(1) 既存技術の測定性能と課題の把握

定常状態におけるウラン燃料及びMOX燃料を用いた試験により、実効増倍率を目標精度内で測定できることを確認した。問題点として以下の項目を確認した。

- ① 応答時間が目標性能を満足しない。例えば、 $K_{eff}0.96$ を ± 0.003 以内、あるいは $K_{eff}0.4$ を ± 0.1 以内で測定するための応答時間は10分以上となる。

② 固有中性子源（体系に含まれる Cm-244, Pu-240 など）の強度が Cf 線源強度に対して無視できない場合は、固有中性子源強度に応じた補正が必要になる。これは、ミハルゾ法が Cf 線源を起源とする中性子のみを増倍に着目する手法であるのに対し、増倍後の中性子検出結果からはその起源を特定することができないためである。

未臨界度と固有中性子源強度の同時測定は困難であり、モニタとして使用するためには高強度の Cf 線源を使用するなどの対策が必要となる。

③ 測定結果が検出器配置により異なる。モンテカルロ計算による評価法の確立とともに補正の簡素化が必要である。

なお、①の応答時間の問題に関して、日米共同臨界実験（ウラン硝酸溶液燃料）では、10秒以内で $K_{eff}0.95$ を ± 0.002 で、 $K_{eff}0.44$ を ± 0.04 で測定できることが報告されている⁸⁾。そこで、DCA 実験と日米共同臨界実験の差異を理論的に検討した結果、両者の応答時間の差は技術的な問題ではなく、測定体系の差異（中性子寿命、体系の体積）に起因することを確認した。しかしながら、目標性能に掲げた変動体系への適用性を評価するためには、DCA 体系であっても目標の応答時間内で測定することが必要である。

(2) 未臨界度測定技術の改良

1) 応答時間の短縮

従来の周波数相関解析に基づく手法に替えて、時間相関解析による手法（以下、改良手法）を導入した。改良手法の測定概念を図6に示す。改良手法は過去に基礎実験により測定可能性が確認され⁹⁾、理論的考察によって応答時間短縮の可能性が

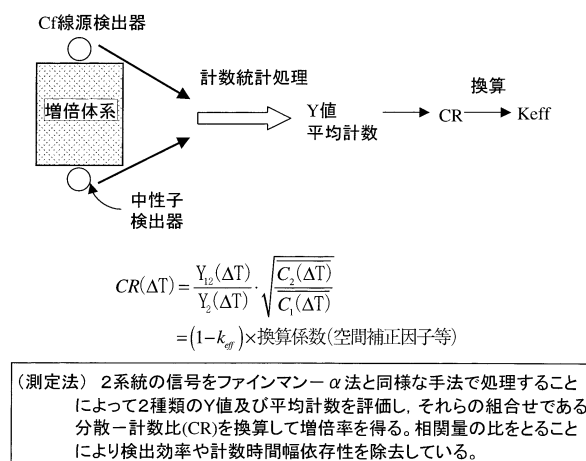


図6 ミハルゾの改良手法(時間相関解析手法)の概要

示唆されていたが¹⁰⁾、理論の詳細や手法の特徴及び有効性は把握されておらず、本研究において改めて基礎理論から検討を行った。その結果、改良手法は、応答時間の短縮だけでなく、②及び③の問題解決にもつながることを見いだした¹¹⁾。

既存のファインマン-α法用の測定機器を利用して改良手法の測定システムを構築し、同手法の性能確認実験を実施した。試験の結果、図7に示すように従来の周波数相関解析による手法（以下、従来手法）に比べて実効増倍率を1/3以下の統計誤差で測定できることを確認した。統計誤差は応答時間の平方根に反比例するため、応答時間で比較すると1/10以下の短縮に相当する。

その結果、1分間で $K_{eff}0.95$ を ± 0.003 , $K_{eff}0.90$ を ± 0.01 , $K_{eff}0.70$ を ± 0.04 , $K_{eff}0.40$ を ± 0.10 の統計精度で測定できるようになった。

2) 変動体系に対する適用性の改善

改良手法による応答時間短縮の結果、変動体系に対するミハルゾ法の適用性評価実験が可能となったが、改良手法は従来手法と異なり、相関の積分量を検出する手法であるため、変動の影響を受けやすいという欠点がある。そこで、ファインマン-α法用に開発した3種類のデータ処理法のうち、ミハルゾ法にも応用できる2種類のデータ処理法（階差フィルタ適用法とデータ分割法）の有効性を評価した。

実効増倍率が時間的に変化する実験体系（最大変化率2% ΔK/K/min）において上記2種類のデータ処理法の適用性を確認した。1例として図8にデータ分割法を適用した場合の測定結果を示す。実効増倍率の変動時においても表2に掲げた

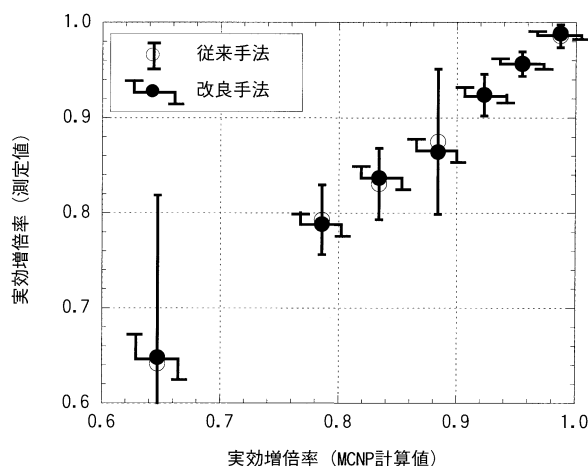


図7 ミハルゾ法の改良による統計誤差の低減

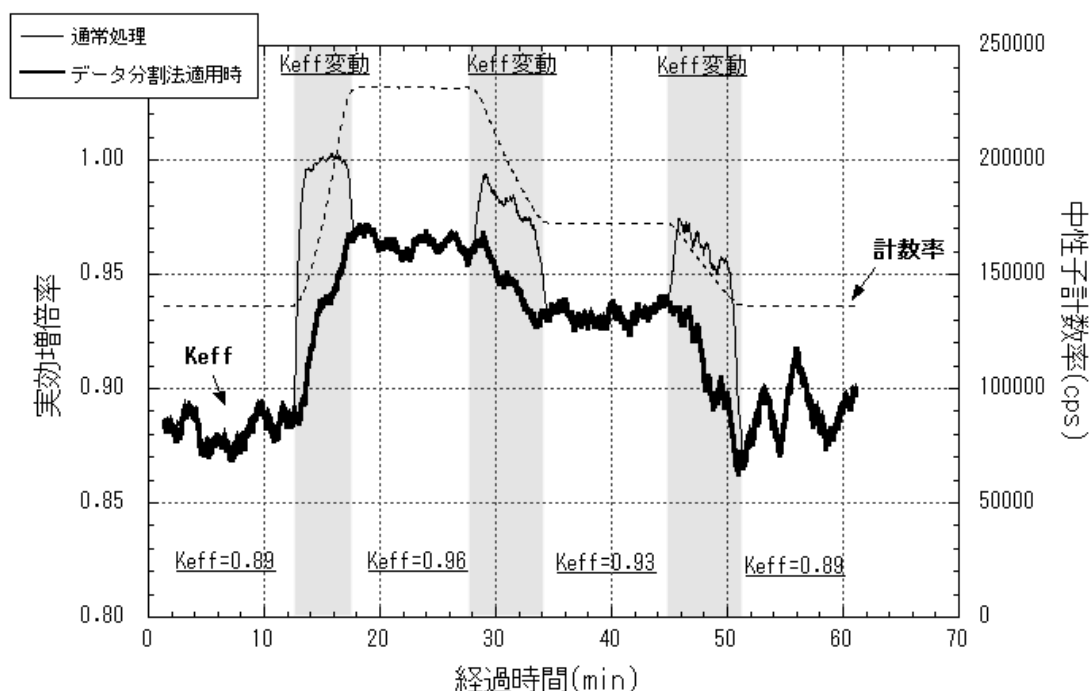


図8 実効増倍率変動時のミハルソ法則定結果(データ分割法の適用効果)
(実効増倍率は80秒分のデータを4秒ごとに処理して評価)

目標精度内で測定できることが確認できる。

3) 不感時間の影響

改良手法は従来手法(周波数解析手法)とは異なり、パルス信号のみしか利用できないため、不感時間の影響が避けられない。この問題についても、変動体系への適用の場合と同様にファインマン- α 法について考案した技術が応用できる。模擬計算により不感時間の影響を評価した結果、不感時間による計数損失率が30%に達する場合まで、正確に補正できることを確認した。

4) 固有中性子源の影響

1)で理論的に予測した改良手法による固有中性子源の影響の低減効果を実験で確認した。

高速炉用MOX燃料を試験体に装荷した体系においてCf線源強度を変更して未臨界度測定を実施した。体系に存在する固有中性子源は一定であるので、相対強度(Cf線源に対する固有中性子源の強度)を変化させることに相当する。図9に測定結果を従来手法と比較して示す。相対強度が10の場合でも、その影響は目標精度の範囲内であり、補正を必要としないことが確認できる。理論的には、相対強度がより高くなる場合でも測定可能である。しかしながら、相対強度が増加すると、目標性能の一つである応答時間が影響を受ける。これは、相対強度の増加に応じてCf線源検出器と中

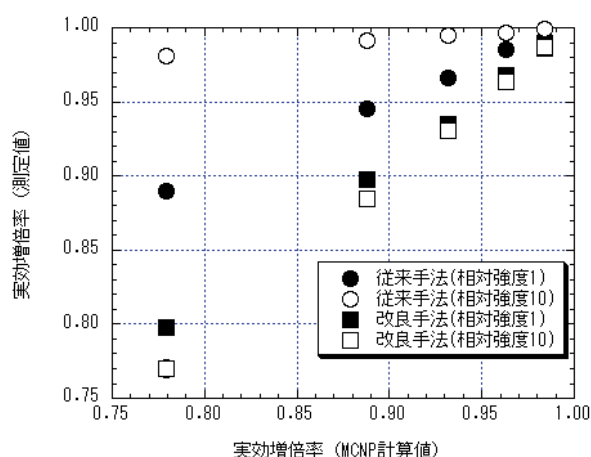


図9 ミハルソ法の改良による固有中性子源の絵依拠の低減

性子検出器間の相関についての測定精度が悪化するためである。応答時間と相対強度は近似的に比例関係にあることを理論及び実験によって確認しており、測定に最低限必要なCf線源の強度は、要求される応答時間と体系の固有中性子源強度によって決定される。

5) 換算係数の評価法の改良

a) 評価の簡略化

換算係数の未臨界度に対する依存性については、依存性をあらかじめ多項式で近似する方法が適用できること、検出器配置依存性については、

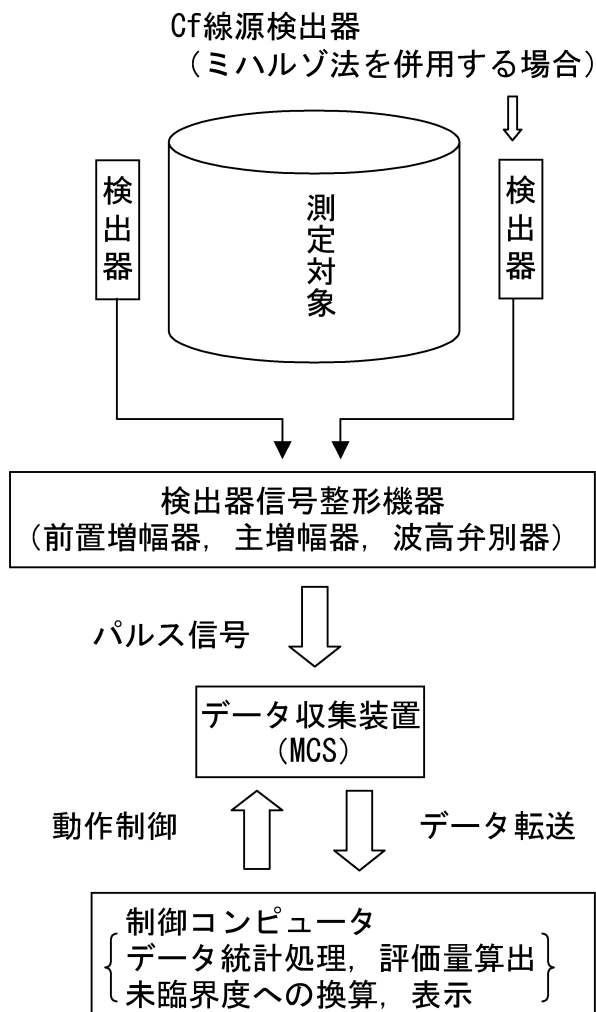


図10 未臨界度モニタシステムの概念

Cf線源検出器と中性子検出器間の距離が最も大きい要因であることを明らかにした。

なお、改良手法では、中性子検出器数が2個から1個に削減されたため、従来手法に比べて、検出器配置の影響把握が容易である。

b) モンテカルロ計算による換算係数評価コードの整備

ファインマン- α 法の測定模擬計算コードをミハルゾ法の改良手法にも適用できるように機能を拡張した。ファインマン- α 法の場合と同様に換算係数を得る。改良手法において純粋な測定量として得られるCR値について模擬性能を検証し、模擬計算値は測定値と誤差の範囲で一致することを確認した。

4.3 未臨界度モニタシステム

以上に述べた改良によって、目標性能を満足する未臨界度測定技術を開発することができた。図

10にファインマン- α 法及びミハルゾ法を使用した未臨界度モニタシステムの概念を示す。ミハルゾ法とファインマン- α 法は、測定システムの大部分を共有できるため、ミハルゾ法の測定システムを構成すれば、ファインマン- α 法の測定もできる。一方、未臨界度評価において重要な換算係数については、ファインマン- α 法とミハルゾ法で大きく異なる。すなわち、ファインマン- α 法の換算係数である中性子寿命の場合、中性子スペクトルの影響を受けやすいが検出器配置の影響は受けにくいことに対し、ミハルゾ法の換算係数は、逆の性質を有する。その結果、本モニタシステムは、異なる視点からの複合的な評価や状況に応じた測定法の選択ができる合理的で信頼性の高い未臨界度測定システムとなる。

5. 実用化への課題

開発した未臨界度測定技術のうち、データ処理上の工夫など基本的な技術は実体系に対して適用できる。しかしながら、応答時間など定量的な測定性能については測定対象に依存するため、DCAにおける性能評価結果だけでは測定技術の実体系への適用性を判断することはできない。未臨界度測定技術を実用化するためには、今後、より実機に近い体系における実証試験が必要である。

なお、本研究で開発した未臨界度測定の模擬計算コードを用いれば、換算係数の振る舞いや応答時間について予測することが可能であり、実証試験の見通しを得るために役立てることができる。

6. おわりに

本研究開発を通じて、実用性の高い未臨界度モニタシステムを開発することができた。従来全面的に計算に基づいていた臨界安全管理において、未臨界度の実測値を導入することによって、臨界安全管理の妥当性の確認や信頼性の向上に資することが期待できる。今後は、DCAにおいて開発された未臨界度モニタシステムが再処理施設等の複雑な条件を持つ実体系に適用され、実績を重ねて実用性と信頼性の高いシステムに発展していくことを期待する。

謝 辞

愛知淑徳大学の仁科浩二郎氏にはミハルゾ法改良のきっかけとなる貴重な助言を頂き、今日の開

発成果に繋げることができました。

近畿大学の橋本憲吾氏には、変動体系でのデータ処理に不可欠な階差フィルタの適用に際して貴重な助言を頂きました。

この場を借りて両氏への謝意を表します。

参考文献

- 1) 原子力安全研究協会編：実務テキストシリーズNo.2 核燃料の臨界安全（1974）。
- 2) R. P. Feynman, F. deHoffmann et al. :“ Dispersion of the Neutron Emission in U-235 Fission”, J. Nucl. Energy, 3, 64 (1956).
- 3) J. T. Mihalcz, V. K. Pare et al. :“ Determination of Reactivity from Power Spectral Density Measurements with Californium-252”, Nucl. Sci. Eng., 66, 29 (1978).
- 4) 松本忠邦, 清野英昭, 他 :“ 日米共同臨界実験の成果Pu+U系臨界安全データの取得と未臨界度の測定”, 日本原子力学会誌, 37, 2, 89 (1995).
- 5) 羽様 平, 毛利 智聡, 他 :“ DCAにおける未臨界度測定技術の開発”, JNC TN9400 2001-044 (2001).
- 6) K. Hashimoto, H. Ohsaki et al. :“ Variance-to-mean Method Generalized by Linear Difference Filter Technique”, Ann. Nucl. Energy., 25, 9, 639 (1998).
- 7) J. F. Briesmeister, ed. :“ Mcnp-A General Monte Carlo N-Particle Transport Code Version 4 B”, LA-12625-M (1997).
- 8) J. T. Mihalcz, E. D. Blakeman et al. :“ Dynamic Sub-criticality Measurements Using the 252Cf-Source-Driven Noise Analysis Method”, Nucl. Sci. Eng., 104, 314 (1990).
- 9) K. Nishina, Y. Yamane et al. :“ Subcriticality Determination by a New Time-Domain Correlation Experiment with a Cf-252 Neutron Source”, Proc. of Subcritical Reactivity Measurements Workshop, Albuquerque, New Mexico, Aug 26-29 (1985).
- 10) 古橋 晃 :“ Mihalcz法の2計数管化の検討”, 日本原子力学会誌, 31, 374 (1989).
- 11) T. Hazama :“ Improved 252Cf-Source-Driven Noise Analysis Method Based on Time Domain Analysis”, The Sixth International Conference on Nuclear Criticality Safety, Versailles, France, Vol. III, 1243(1999).



研究報告

オーステナイト系ステンレス鋼を 対象とした損傷非破壊検出技術の開発

永江 勇二* 青砥 紀身 陳 振茂*¹

大洗工学センター 要素技術開発部

Development of Non-Destructive Damage Evaluation Technique for Austenitic Stainless Steel

Yuji NAGAE Kazumi AOTO Zhenmao CHEN

Advanced Technology Division, O-arai Engineering Center

高速増殖炉プラントの長寿命化を実現する技術開発の一環として、損傷に対する非接触非破壊検出法の開発を行っている。供用中材料のき裂発生前からの損傷を非破壊的に検出することが可能となれば、高速増殖炉プラントの健全性維持や信頼性を飛躍的に向上させることができる。

本報告では、高速増殖炉プラント機器の代表的材料であるオーステナイト系ステンレス鋼を対象として、室温での引張損傷及び疲労損傷による磁気特性変化、及び高速炉プラントにおいて重要であるクリープ損傷による磁気特性変化について報告する。いずれの損傷負荷においても、損傷の初期から磁気特性が変化することが分かった。このことは、磁気特性変化によりき裂発生以前の損傷を非接触非破壊で捉えることが可能であることを示している。

A non-destructive evaluation method is being developed in series of research for the realization of the longer-life nuclear power plants. The detection of damage before cracking and initiation by a non-destructive test could enhance the reliability of nuclear power plants. However, the developed non-destructive techniques focus on the detection of damage after crack initiation. The developments of an innovative technique is strongly required to detect damages before crack initiation.

In this study, the change in natural magnetization was investigated as tensile-damage, fatigue-damage and creep-damaged progress in the paramagnetic material, in order to develop the reliable, non-contact type and non-destructive testing method for the structural components and piping systems. As results, it was found that the magnetic field changes as damage progresses, obviously from the early stage of damage level.

キーワード

SUS304, 非磁性, オーステナイト相, 漏えい磁束密度, 非破壊検出技術, 引張, 疲労, クリープ, き裂発生, 損傷

SUS304, Non-magnetic, Austenitic Phase, Leakage Flux Density, Non-destructive Technique, Tensile, Fatigue, Creep, Crack Initiation, Damage



永江 勇二*

工学博士
構造材料の損傷評価にか
わる業務に従事



青砥 紀身

要素技術開発部 新材料研
究グループリーダー
構造材料の損傷評価にか
わる業務に従事



陳 振茂*¹

工学博士
電磁非破壊検査及び逆解析
技術開発にかかわる業務に
従事

* 現在：本社 社内公募型研究推進室 Presently, Innovative Research Promotion Office, Head Office

*¹ 現在：(株) 普渡学国際研究所 Presently, International Institute of Universality

1. はじめに

高速増殖炉プラントの長寿命化を実現する技術開発の一環として、非接触非破壊検出法の開発を行っている。供用中材料のき裂発生前からの損傷を非破壊的に検出することが可能となれば、高速増殖炉プラントの健全性維持や信頼性を飛躍的に向上させることができる。

これまでに開発されている非破壊検出手法には、超音波、放射線、渦電流などを用いたものがある¹⁾。米国NASAによる非破壊検出技術の基本分類を表1に示す^{2)~3)}。これらの方法を用いることにより、プラントの健全性を評価することが可能となっている。しかし、これらはいずれもき裂発生後の損傷、つまりき裂を非破壊的に検出する方法である。プラントの信頼性・安全性を向上させる上では、き裂発生以前からの損傷を検出する必要があると考える。これまでのところ、き裂発生以前の損傷を検出する技術は確立されていない。したがって、き裂発生以前からの損傷を検出できるような非破壊検出技術法の開発が必要となる。

ここでは、高温構造材料として使用されているSUS304鋼に着目する。この材料は、高速増殖原型

炉「もんじゅ」の主要構成材料である。本鋼はオーステナイト相を有しており、非磁性である。しかし、室温やそれよりも低い温度での引張損傷や疲労損傷により、磁性相であるマルテンサイト相が生成するとの報告がある^{4)~6)}。あるいは、負荷により磁気モーメントが同方向に揃い、磁性を生じる可能性がある。このような変化を、外部から非破壊的に磁気特性変化として検出することにより損傷を把握できる可能性がある。これらの現象の模式図を図1に示す。このような磁性の発生はき裂発生以前から観察され、磁性発生による材料の磁気特性変化を非破壊的に検出することにより、き裂発生以前の損傷状況を把握できる可能性があると考える。

本報告では、最初に室温での引張損傷及び疲労損傷による磁気特性変化について報告する。また、引張損傷を受けた時の金属組織観察結果について報告する。

しかし、室温での損傷による磁気特性変化に関する研究のみでは高速炉構造材料に適用可能性について判断することはできない。それは、高速炉プラントは500℃前後の高温で運転されるため、変形（ひずみ）が時間経過とともに進行し、破損に至るクリープが問題となるからである。しかし、き裂発生以前のクリープ損傷を磁気特性変化に基づいて捉えようとする試みは、これまで行われていない。そこで次に、SUS304鋼において、クリープ損傷進行による磁気特性変化、並びに磁気特性変化と金属組織との関連について検討した結果について報告する。

2. 試験方法

2.1 損傷負荷試験

損傷負荷試験片は、圧延方向が応力軸と同じになるように採取し、磁気特性変化測定が可能なの

表1 NASAによる非破壊検出技術の基本分類

分類	試 験 方 法
機 械 的 - 光学的技法	- 目視-光学的方法 - 光弾性皮膜法 - ストレーンゲージ - 液体浸透法 - フィルター粒子法 - ホログラフ式干渉法 - 応力塗料 - 微小硬度 - 揮発液法 - 漏洩検出
透過放射線技法	- X線透過試験法 - 中性子ラジオグラフィ - 後方散乱放射線法 - 放射化ガス浸透法 - γ線ラジオグラフィ - 透過放射線測定法 - オートラジオグラフィ - 陽電子消滅法
電磁氣的 - 電氣的技法	- 静磁場法 - 核磁気共鳴法 - 渦流法 - 帯電粉末法 - 誘電法 - マイクロウェーブ放射 - 磁粉探傷法 - バルクハウゼン効果 - 電気抵抗法 - コロナ放電法 - 自然電子放射
熱 的 技 法	- 接触測温 - 赤外線放射測定 - エレクトロサーマル法 - 熱起電力法 - 液晶法
音響 - 超音波技法	- 音響衝撃法 - アコースティックエミッション法 - 渦流音響振動法 - 超音波透過法 - 超音波表面波法 - 音響振動法 - 超音波パルス反射法 - 超音波共振法 - 超音波臨界角法
化学 - 分析法	- 化学スポットテスト - レーザープローブ法 - イオンプローブ法 - 蛍光X線法 - 荷電粒子放射化法 - 電解プローブ法 - イオンスカッター法 - オージェ分析法 - 中性子放射化法

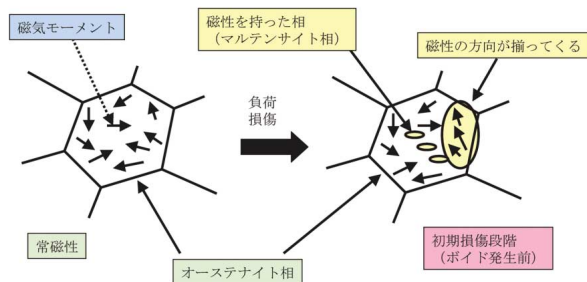


図1 非磁性材料における損傷による磁性変化

うに平板形状とした。

引張試験及び疲労試験を室温で行った。引張試験は、ひずみ速度0.01%/sで、ひずみ9%まで行われた。引張損傷の進行による磁気特性変化を検討するために、(1) ひずみ3%、(2) 6%及び(3) 9%で試験を中断させた。疲労試験は、中央部に長さ3mmの切り欠きを有する試験片を用いて行った。疲労試験は、ひずみ範囲±0.25%、ひずみ速度0.1%/sで行われた。

また、クリープ試験を、大気中、温度923K、応力118MPaで行った。損傷進行による磁気特性変化を調査するために、クリープ中断試験を行った。本試験条件でのクリープ曲線を図2に示す。クリープ試験の中断は、(1) 負荷直後、(2) 二次クリープ開始時点(100時間)、(3) 三次クリープ開始時点(740時間)、(4) 三次クリープ域(1269時間)で行った。また、同温度での熱時効試験を行い、クリープ損傷材との比較を行った。

2.2 漏えい磁束密度分布測定

磁気特性変化は、試験片からの漏えい磁束密度を測定することにより評価した。

漏えい磁束密度を測定するセンサには、ホール磁気センサ、フラックスゲート磁気センサ(Flux-Gate Sensor, FGセンサ)、超伝導量子干渉磁気センサ(Superconducting Quantum Interference Device, SQUID)⁷⁾などがある。ホール磁気センサは地磁気[0.5ガウス(Gs)程度]の測定までが限度であり、それ以下の微弱な磁気変化を検出することは困難である。また、SQUIDは冷媒を入れるデュワーが必要であり、試験片を冷却させない

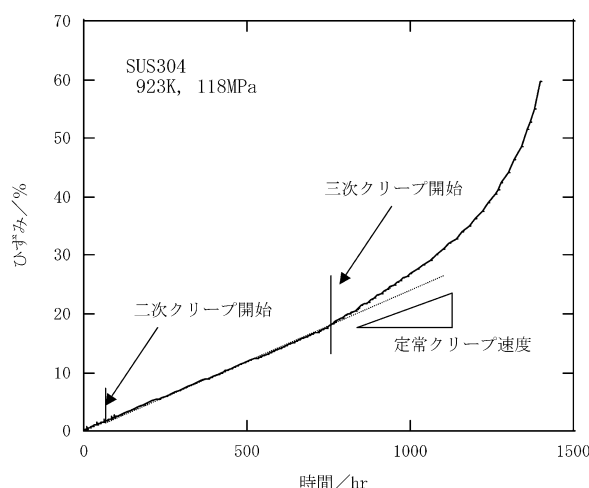
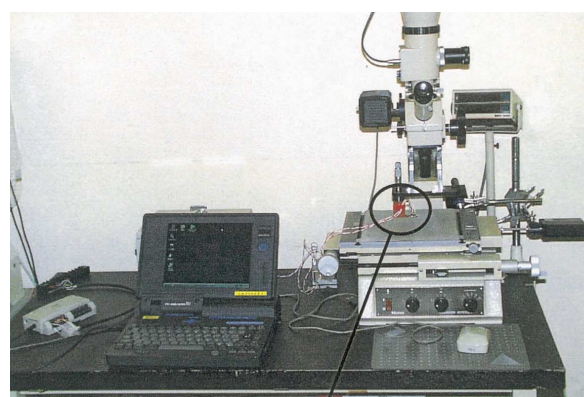


図2 クリープ曲線

ようにするため試験片とセンサの距離を離す必要がある。試験片を冷却させることにより、金属組織が変化する可能性がある。つまり、SQUIDを用いると損傷とは関係のない現象を捉える可能性がある。そこで、漏えい磁束密度の測定には、薄膜タイプのFGセンサ⁸⁾を用いた。本FGセンサは、地磁気以下の微弱な磁気変化を検出することができ、冷媒を必要としない。また、FGセンサの分解能は0.001ガウスである。ただし、使用温度は60°Cまでである。したがって、クリープ試験を行いながら、その場で漏えい磁束密度測定を行うことは、現在のところ不可能である。

いずれの損傷負荷試験においても、試験を中断し、または破損させた後、試験機から試験片を取り出し、試験片の二次元漏えい磁束密度分布を測定した。二次元漏えい磁束密度測定装置の外観写真を写真1に示す。FGセンサを試験片上で走査させて二次元漏えい磁束密度を測定した。

また、室温で行う引張試験及び疲労試験では、試験中にその場で漏えい磁束密度の測定を行っ



FGセンサー部の拡大

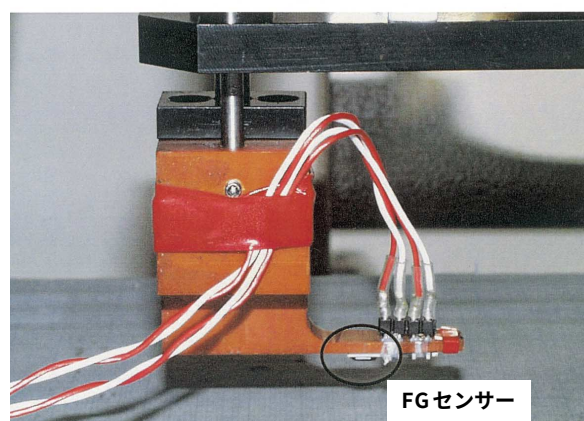


写真1 二次元漏えい磁束密度測定装置

た。その場での漏えい磁束密度測定システムの概略を図3に示す。6個のFGセンサを用いて、損傷の進行による漏えい磁束密度変化の測定を行った。

その場測定及び中断後の測定でのFGセンサーと試験片との間隔（リフトオフ距離）はいずれも0.5mmとした。

2.3 金属組織観察

引張試験において、磁気特性変化と関連する金属組織観察として、局所すべり帯及びマルテンサイト相に着目した。局所すべり帯の観察には走査型電子顕微鏡を用い、またマルテンサイト相の観察には透過型電子顕微鏡を用いた。金属組織観察は、磁気特性変化の大きい領域と、ほとんどない領域で行った。

クリープ損傷において、磁気特性変化と関係する金属組織因子として、まずCr量に着目することとした。Cr量に着目した理由については4.3章で述べることにする。

Cr量は走査型電子顕微鏡－エネルギー分散型X線分光法（SEM-EDS）を用いて測定した。Cr

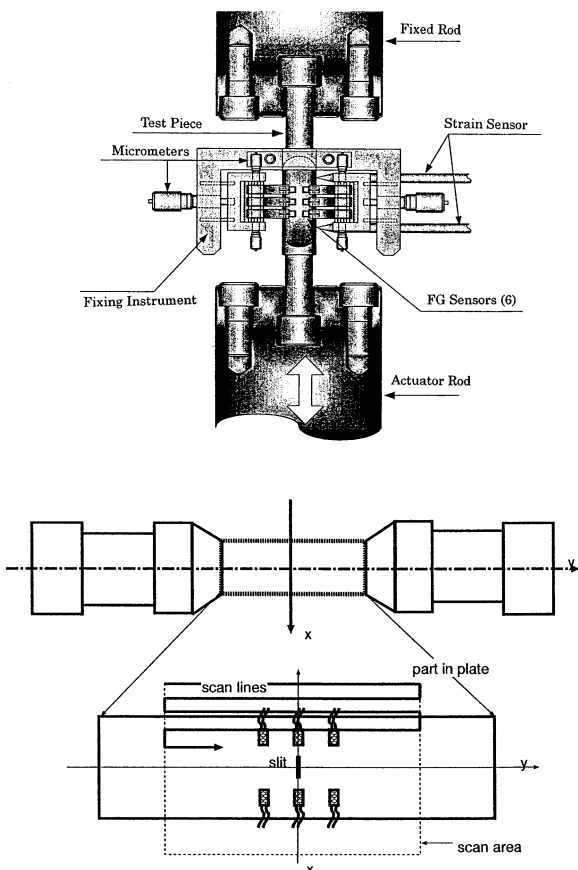


図3 その場漏えい磁束密度測定

量の測定はクリープ破断試験片に対してのみ行った。破断面からの距離がクリープ損傷過程の経時変化と対応していると考え、(1)破面、(2)破面から8.5mm離れた領域で組成分析を行った。破面は損傷が最も厳しい領域であり、破面から8.5mm離れた領域は破面に比べれば損傷を受けていない領域であると考えられる。破面または結晶粒界に沿って長さ500μm内において1～2μmピッチで組成分析を行った。組成分析はスポット分析を行い、各スポットでのCr濃度を定量的に求めた。

3. 漏えい磁束密度分布測定結果

3.1 引張損傷

まず、3%引張損傷負荷を行った場合の、引張損傷負荷試験中におけるその場での漏えい磁束密度測定の結果を図4に示す。この測定結果から、引張損傷の進行により磁性を生じることが分かる。特に、変形初期の弾性領域で漏えい磁束密度が急激に増加していることが分かる。その後の塑性領域は弾性領域と比較して、緩やかに漏えい磁束密度が増加することが分かる。

次に、ひずみ(1)3%、(2)6%及び(3)9%で中断させた時の二次元漏えい磁束密度分布を図5(a)～(c)にそれぞれ示す。非常に大きな漏えい磁束が試験片平行部端に観察されている。その他の領域での漏えい磁束密度は低く、一様な分布となっている。負荷を除いた後でも、引張損傷による漏えい磁束密度を生じていることが分かる。ひずみ6%及び9%というように、ひずみを増加させても、二次元漏えい磁束密度分布は3%でのそれと大きな変化がない。この傾向は、その

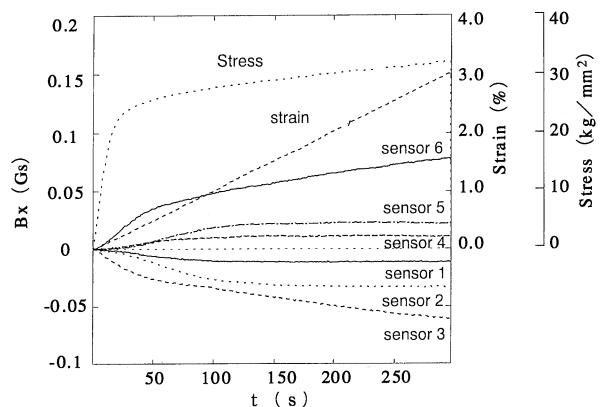


図4 引張損傷におけるその場漏えい磁束密度測定（ひずみ3%まで）

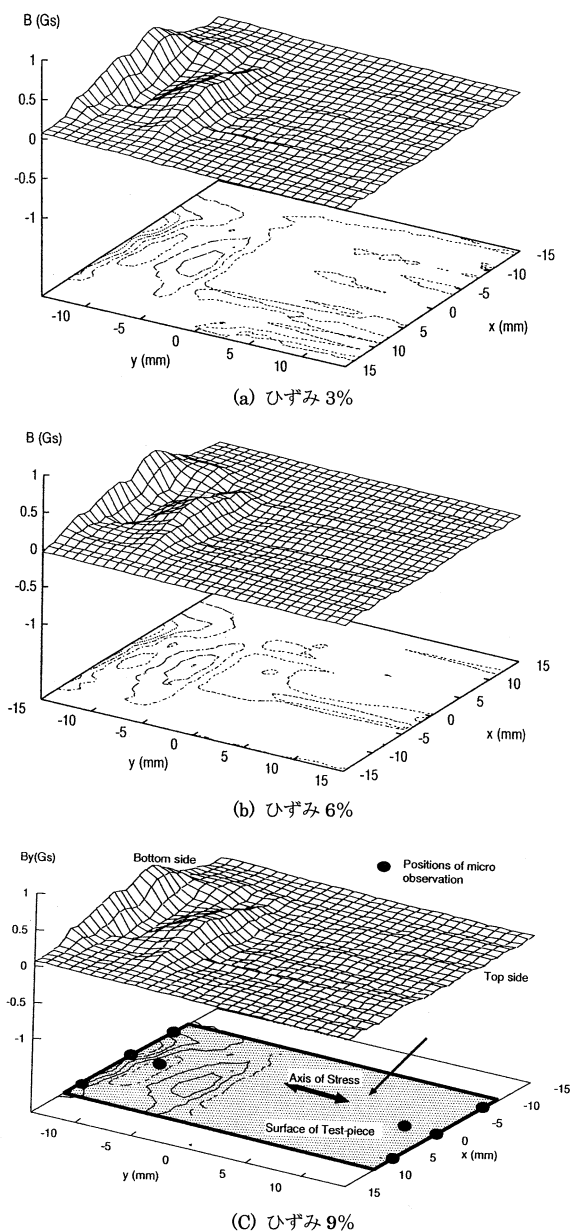


図5 引張試験を行った時の二次元漏えい磁束密度分布

場での漏えい磁束密度測定での結果と同様である。

このように、引張損傷においては損傷の初期から磁気特性が変化することが分かった。

3.2 疲労損傷

疲労損傷による漏えい磁束密度変化を検討するために、その場漏えい磁束密度測定を行った。任意のサイクル数での漏えい磁束密度のヒステレシス曲線を図6に示す。サイクル数の増加とともに、ヒステレシス曲線の面積及び振幅が増加していることが分かる。サイクル数の増加によるヒステレ

シス曲線の面積及び振幅の変化を図7及び8にそれぞれ示す。ヒステレシス曲線の面積は、疲労損傷初期で急激に増加していることが分かる。10000サイクルを超えると、ヒステレシス曲線の面積の増加は緩やかになる。一方、ヒステレシス曲線の振幅は、面積の変化とは異なり、疲労損傷初期に急激な増加は見られず、サイクル数の増加とともに単調に増加している。

これらの結果より、ヒステレシス曲線の面積は疲労損傷のモニタリングに適用することができると考えられる。つまり、ヒステレシス曲線の面積の変化が緩やかになってきたら、それは疲労寿命の限界になってきていることを意味している。

さらに、疲労き裂を磁気特性変化により検知可能か判断するために、破損まで試験を継続させた。疲労破損後、表面に2 mmのき裂が観察された。そのき裂を漏えい磁束密度の測定により検知できるかどうか検討するために、破損後の二次元漏えい磁束密度を測定した。その結果を図9に示す。図中矢印で示した部分にき裂が観察されているが、その部分でわずかではあるが漏えい磁束密度の変動が見られる。つまり、漏えい磁束密度によりき裂を検知可能であることが分かる。

以上のように、疲労損傷においても引張損傷と同様に、損傷の初期から磁気特性が変化することが分かった。また、磁気特性変化によりき裂を検知することができることが分かった。

3.3 クリープ損傷

本章では、受け入れ材、クリープ中断材及び熱時効材の二次元漏えい磁束密度分布の結果について示す。二次元漏えい磁束密度分布の測定の前に、試験片の磁化を増加させ試験片からの漏えい磁束密度を増加させるために、試験片に着磁を施した。

まず、受け入れ材の測定結果を図10に示す。受け入れ時には、漏えい磁束密度に大きな変動のない一様な分布となっている。漏えい磁束密度の絶対値は0.05 Gaussである。SUS304鋼の場合、受け入れ時点で磁性を示す δ 相が存在する。受け入れ時における δ 相の量は、0.1~0.2%である。しかし、受け入れ材の漏えい磁束密度測定結果から、この程度の δ 相の量であれば、着磁を施しても微小な漏えい磁束密度でしかないことが分かる。

次に、クリープ損傷を受けた時の漏えい磁束密度分布として、二次クリープ開始時点で中断させ

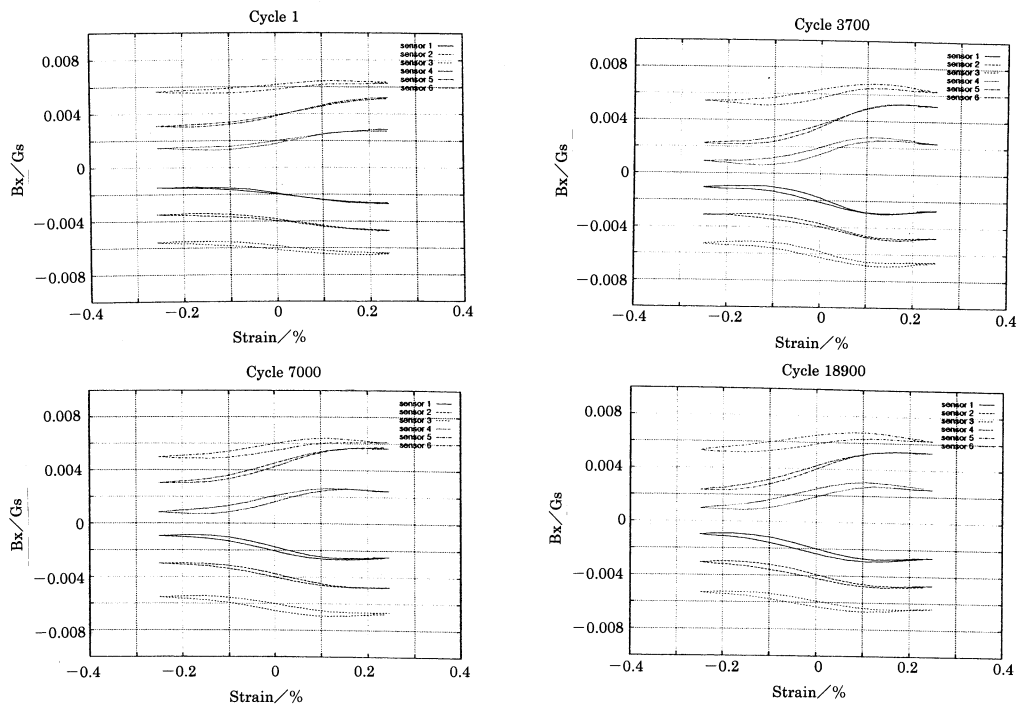


図6 疲労損傷における任意サイクル数での漏えい磁束密度

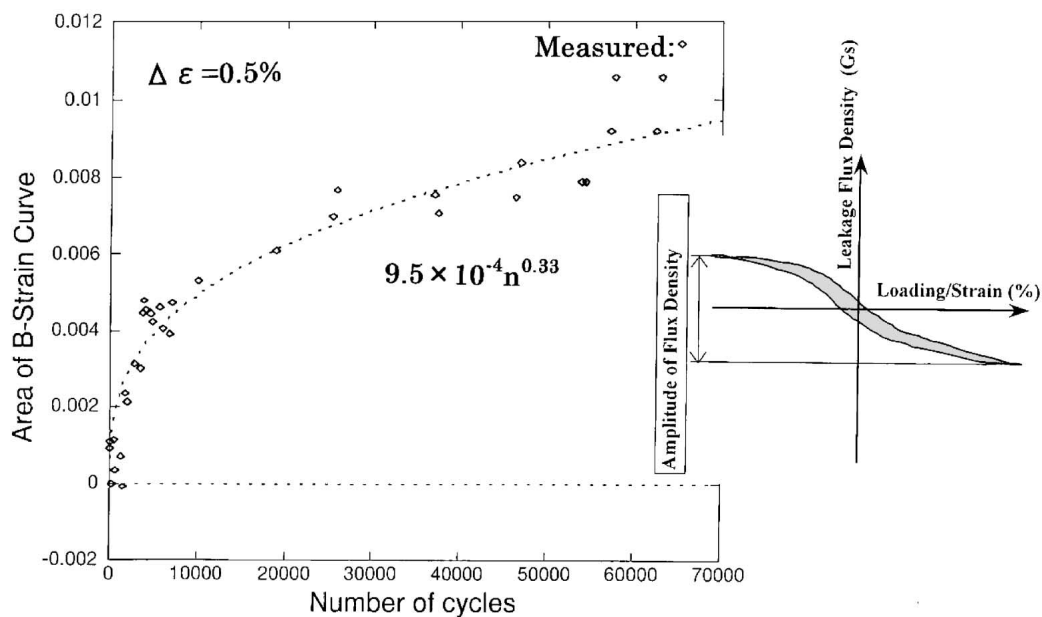


図7 疲労サイクル数に伴うヒステリシス曲線の面積変化

た試験片の測定結果を図11に示す。また、比較として100時間（二次クリープ開始時間相当）の熱時効材の測定結果を図12に示す。二次クリープ開始時点では、試験片中央部に漏えい磁束密度変化の激しい領域が見られる。その領域での漏えい磁束密度の絶対値は0.35ガウスである。この値は、受け入れ時の7倍の漏えい磁束密度である。一方、二次クリープ開始時点と比較して、熱時効材では、

漏えい磁束密度の大きな変動は見られない。しかし、受け入れ材の漏えい磁束密度分布と比較すると、漏えい磁束密度が増加しており、漏えい磁束密度にも変動があることが分かる。また、熱時効材の漏えい磁束密度の最大絶対値は、0.15ガウスである。この値は、二次クリープ開始時のそれと比較して小さい値となっている。

三次クリープ開始時点での漏えい磁束密度分布

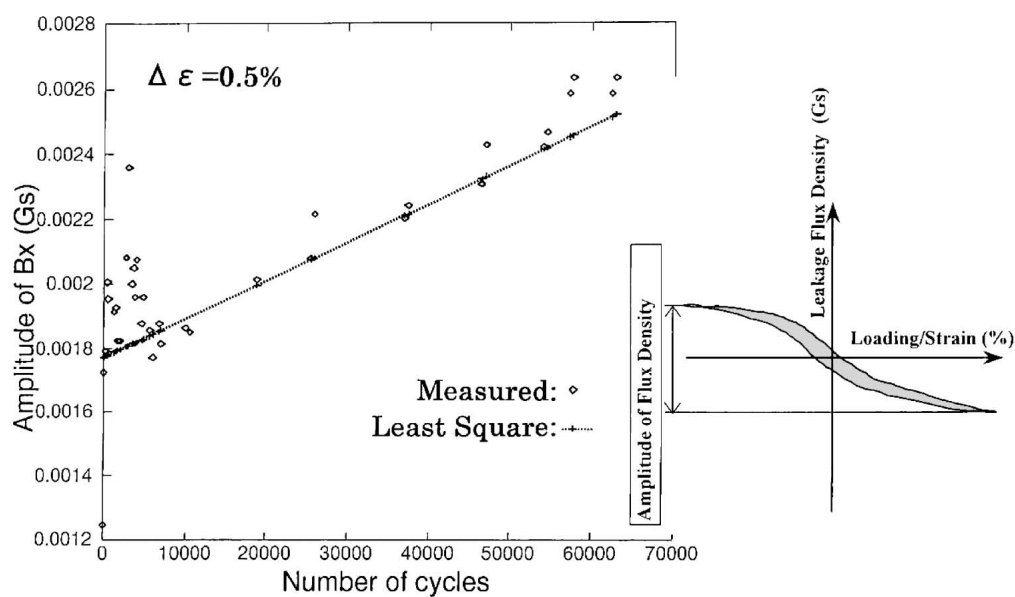


図8 疲労サイクル数に伴うヒステリシス曲線の振幅量変化

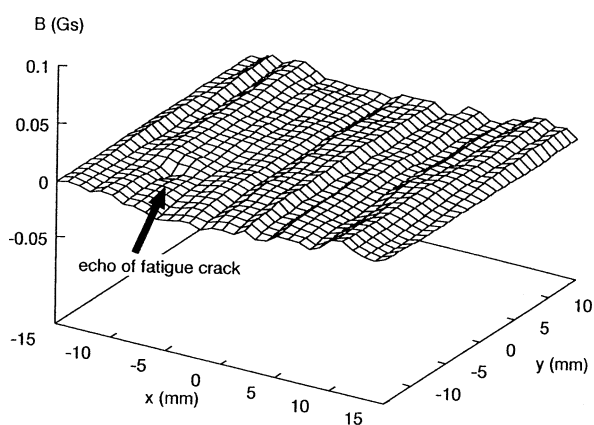


図9 疲労損傷後の二次元漏えい磁束密度分布

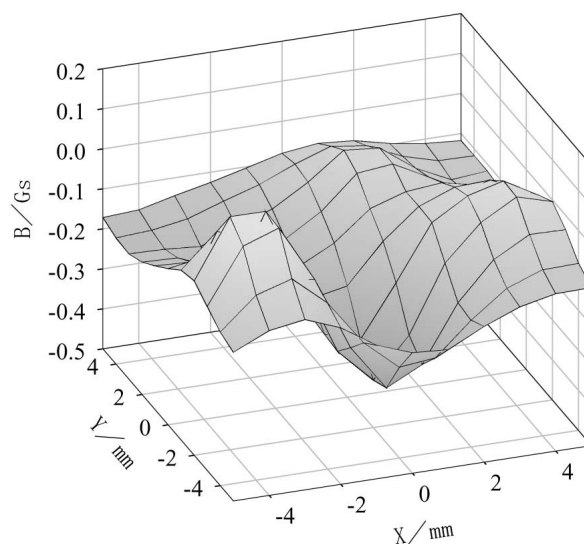


図11 二次クリープ開始時中断材の二次元漏えい磁束密度分布

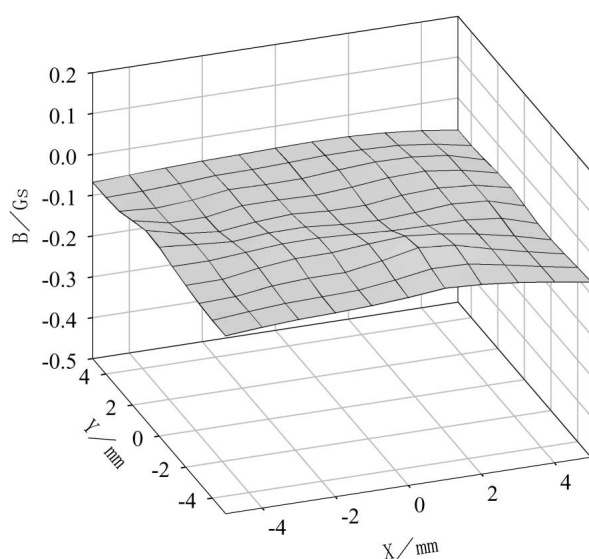


図10 クリープ試験用受け入れ材の二次元漏えい磁束密度分布

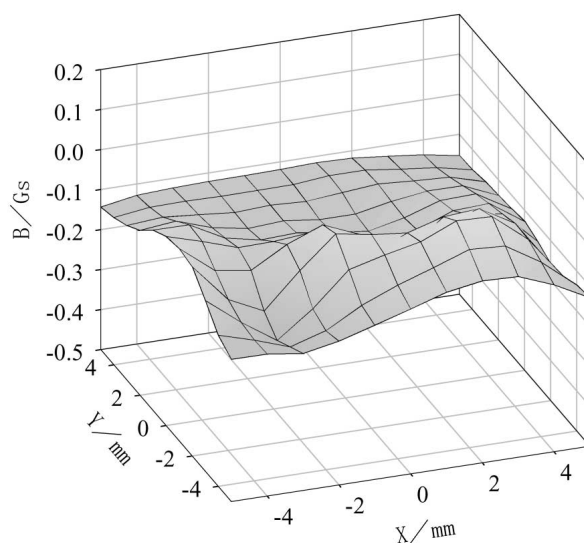


図12 100時間熱時効材の二次元漏えい磁束密度分布

においても、二次クリープ開始時点でのそれと同様に、漏えい磁束密度の大きな変動が見られた。これらの結果から、クリープ損傷を受けることにより、クリープ損傷の初期段階から磁気特性が変化することが分かった。

4. 考 察

4.1 引張損傷における磁気特性変化と金属組織変化

3.1で示したように、引張損傷により漏えい磁束密度が変化し、その分布は一様でないことが分かった。そこで、漏えい磁束密度発生原因を検討するために、漏えい磁束密度が測定された領域とそうでない領域において金属組織観察を行った〔図5(c)参照〕。

まず、走査型電子顕微鏡による金属組織観察結果を写真2に示す。局所すべり帯が多く、結晶粒内に観察される。漏えい磁束密度に及ぼす局所すべり帯の影響を検討するために、局所すべり帯が観察される結晶粒数を求めることとした。その結果を表2に示す。低い漏えい磁束密度領域と比較して、高い漏えい磁束密度が測定されている領域では、局所すべり帯を有する結晶粒の数は約2倍となっている。

このような局所すべりに誘起されて磁性相（例えば、マルテンサイト変態）が析出し、局所すべり帯が多く発生している場所で高い漏えい磁束密度を示す可能性がある。そこで、透過型電子顕微鏡を用い、局所すべり帯にマルテンサイト相が析出しているかどうか検討することとした。高い漏えい磁束密度を示した領域における、透過型電子顕微鏡による金属組織観察の結果を写真3に示す。局所すべり帯が黒い線として観察されている。その局所すべり帯の中にマルテンサイト相が観察された。したがって、局所すべり帯が多く存在すると、マルテンサイト相も多く観察されと考えられる。このようなマルテンサイト相により、引張損傷において漏えい磁束密度が観察されと考えられる。

4.2 磁気特性変化によるクリープ破断位置の推定

3.3で示したように、クリープ損傷進行による漏えい磁束密度変化を測定したところ、クリープ損傷を受けることにより漏えい磁束密度が変化することが分かった。さらに漏えい磁束密度の変化によりクリープ損傷を検出可能かどうか判断するた

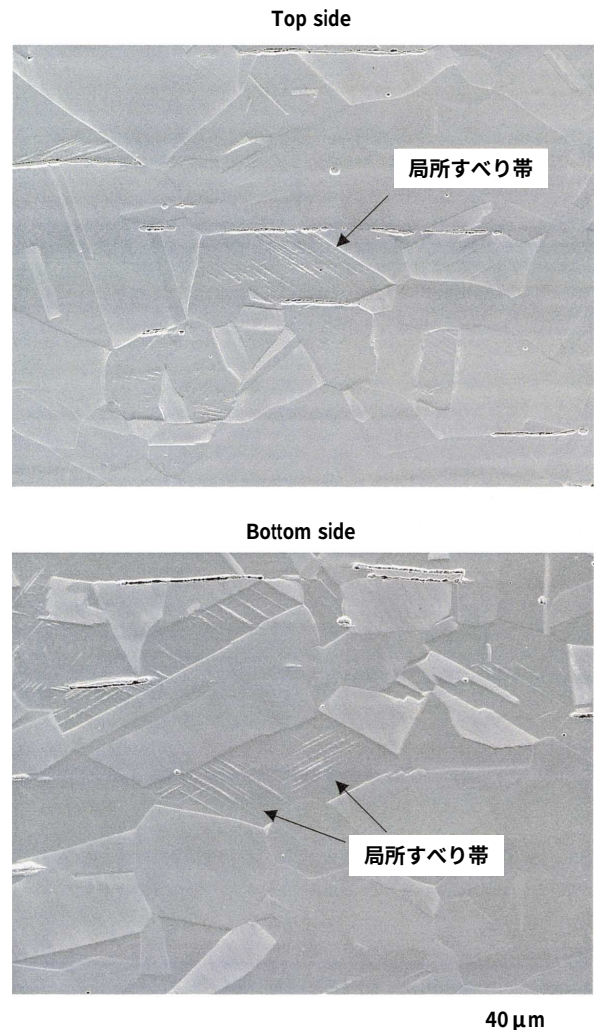


写真2 引張試験片の金属組織観察結果（ひずみ9%）

表2 局所すべり帯が観察された結晶粒の数

領 域	位 置	局所すべり帯を有する結晶粒の数
Bottom Side	edge site	32
	central site	71
Top Side	edge site	16
	central site	36

めには、漏えい磁束密度変化によりクリープ破断位置を推定することが可能かどうか検討する必要がある。そこで、三次クリープ域中で中断させた試験片（通算試験時間：1269時間）の漏えい磁束密度を測定し、その後クリープ破断までクリープ試験を行い、クリープ破断位置を特定した。そして、漏えい磁束密度変化とクリープ破断位置との比較を行った。

まず、三次クリープ域中で中断させた試験片の二次元漏えい磁束密度分布を図13に示す。なお、

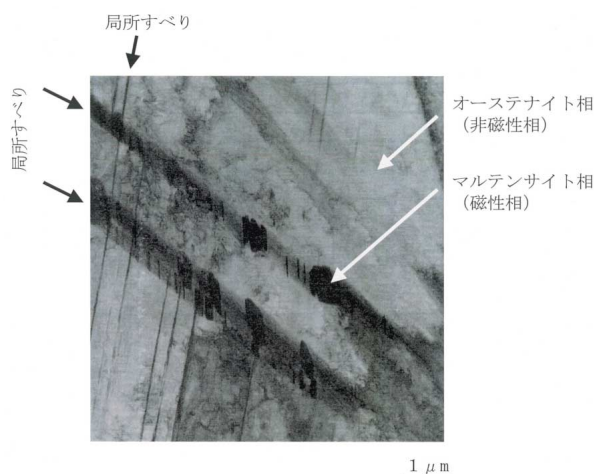


写真3 透過型電子顕微鏡による引張試験片の金属組織観察結果

この結果は着磁を施していない場合の結果である。この結果から、図中丸印で囲んである領域における漏えい磁束密度が急激に変化していることが分かる。

図2のクリープ曲線からも分かるように、三次クリープ域では急激なひずみの増加があり、三次クリープ域中での中断時の標点間距離と比較して、クリープ破断時のそれはさらに長くなる。従って、三次クリープ域での漏えい磁束密度分布上のどの位置で破断したかを推測する必要がある。

そこでまず、三次クリープ域中断後のクリープ破断試験を行う前に、三次クリープ域中断試験片の外観観察を行うこととした。外観観察の結果を写真4に示す。この観察結果から、三次クリープ域中断時に、左側のツバ部から9～10mm（標点間の中心から13～14mm）の領域を中心にくびれを生じていることが分かった。したがって、この中断時点で巨視的に均一変形とはなっておらず、クリープ破断までくびれ付近を中心に両側に変形をしていくものと予想される。つまり、くびれ付近がクリープ破断位置となることが推測される。図13に示した漏えい磁束密度分布は、写真4に示した試験片において標点間の中央をX軸の原点とし左側を負の値としている。したがって、図13において-13～-14mmがくびれ（necking）の位置と考えられる。この位置は、漏えい磁束密度が急激に変化している領域とほぼ同じ位置にあることが分かる。

次に、クリープ破断位置を特定するために、クリープ破断後の外観観察を行った。その結果を写

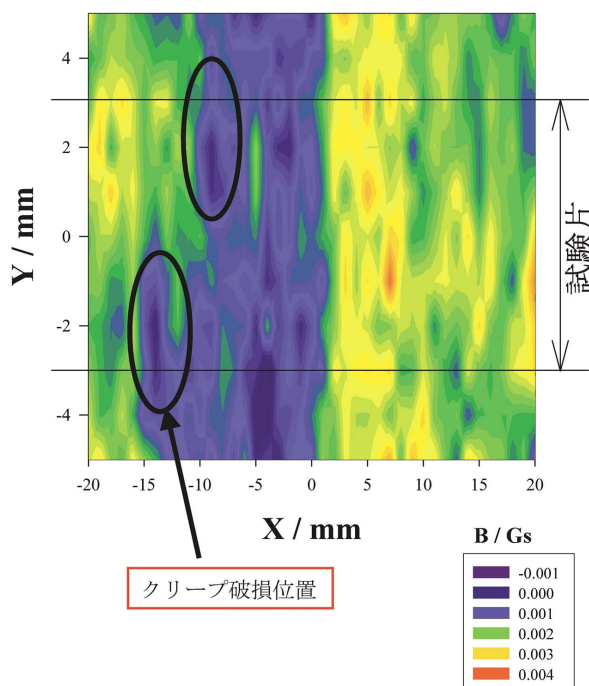


図13 三次クリープ域内（1269時間）で中断させた試験片の二次元漏えい磁束密度分布



写真4 三次クリープ域内（1269時間）で中断させた試験片の外観観察結果

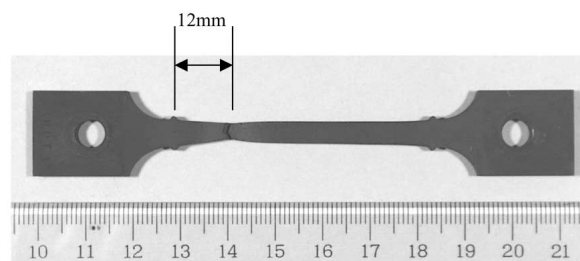


写真5 クリープ破断後の外観観察結果

真5に示す。外観観察の結果、クリープ破断位置は図において左側のツバ部から約12mmの位置であった。三次クリープ域中断での標点間距離は46mm、クリープ破断後のそれは53mmであった。したがって、三次クリープ域中での中断から、7mmほど伸びてクリープ破断したことになる。くびれを中心に両側に伸びて破断したとすれば、

くびれを中心に両側に3.5mmずつ伸びたことになる。三次クリープ域中断でのくびれ位置は左側のツバ部から、9～10mmであるので、クリープ破断位置は左側のツバ部から12.5～13mmと推測される。これは、クリープ破断後のクリープ破損位置である12mmとほぼ一致する。つまり、くびれ位置でクリープ破断したと考えられる。

これらの結果は、漏えい磁束密度変化からクリープ破断位置を推定することができることを示している。

4.3 磁気特性とCr量との関連性の検討

磁気特性変化と関連する金属組織因子として、ここではCr量に着目している。まず、Cr濃度に着目した理由を示す。

材料が磁性を持つためには、まず磁気モーメントが存在し、更にその磁気モーメントが同方向に向く必要がある。これにより、自発磁化を生ずることになる。

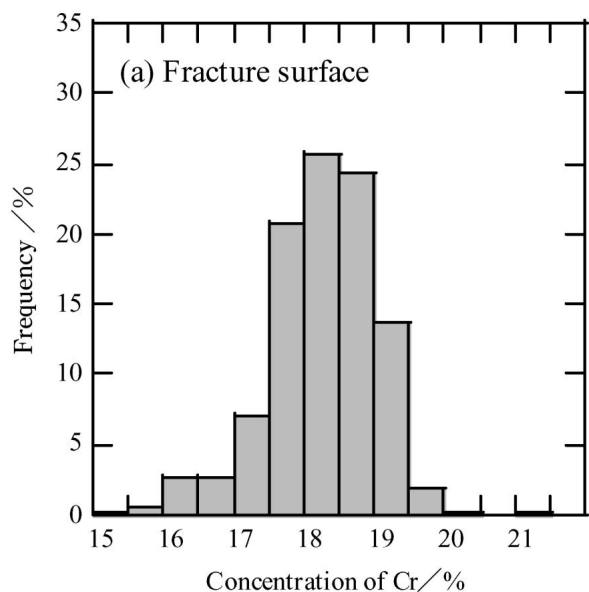
SUS304鋼の主成分は、Fe、Cr及びNiである。この中でCrの磁気モーメントは非常に小さく（ほとんど零）、一方FeやNiは大きな磁気モーメントを持つ⁹⁾。また、磁気モーメントの方向性は原子間距離に依存している¹⁰⁾。つまり、磁気モーメントを有しても、原子間距離により自発磁化を示したり示さなかったりする。理論的に考えて、臨界原子間距離を超えると自発磁化を示すようになる。通常、オーステナイト相の原子間距離は臨界値よりも小さいために自発磁化を示さない。これらを基に、次に示すようにSUS304鋼における磁性発生について推論することができる。

SUS304鋼は高温に晒されると炭化物や σ 相が析出することがよく知られている¹¹⁾。しかし、炭化物及び σ 相は非磁性である^{12),13)}。つまり、これらの析出物による磁性の発生はないと考えられる。

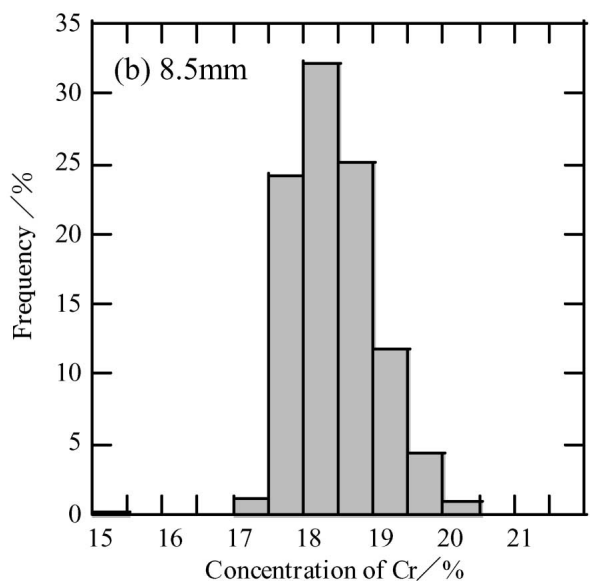
しかし、Crが炭化物や σ 相などに供給され、母相中のCrが欠乏することが考えられる。これにより、母相中の空孔濃度が増加し、原子間距離が広がる可能性が考えられる。また、Crが欠乏した領域での局所的な変形による原子間距離の広がりも考えられる。これらCr欠乏により原子間距離が広がる可能性があり、これにより自発磁化を生じる可能性が考えられる。また、Cr欠乏により磁性を有するマルテンサイト相やフェライト相が析出することも考えられる。このような推論により、磁

気特性変化と関連する金属組織因子としてCr濃度に着目することとした。

次に、クリープ破断材のCr濃度の測定結果について示す。破面近傍及び破面から8.5mm離れた領域において、各スポットのCr濃度を度数分布でまとめた結果を、それぞれ図14 (a) 及び図14 (b) に示す。破面から8.5mm離れた領域では、Cr濃度17.5wt%以上(通常のCr濃度は18～19wt%であるので、測定誤差などを考慮して、17.5wt%以下をCr欠乏と考えた)を示すスポット数が、全測定スポット数の99%を占めている。一方、破面近傍では、Cr濃度17.5wt%以上を示すスポット数が全



(a) クリープ破断面近傍のCr濃度



(b) 破断から8.5mm離れた場所のCr濃度

図14 クリープ破断材のCr濃度測定結果

測定スポット数の87%であり、それ以下のCr濃度を示すスポット数が全体の13%も占めている。クリープ破断位置から離れた損傷の小さいと考えられる領域と比較して、Cr濃度17.5wt%以下の領域がかなり多くなっていることが分かる。

4.2で示しているように、破面近傍では漏えい磁束密度が急激に変化している領域である。従って、Cr欠乏と磁気特性変化は関連している可能性があることが分かった。また、破面近傍のような損傷の厳しい領域では、破面から離れた領域と比べCr欠乏領域が広いことが分かった。

5. おわりに

き裂発生以前からの損傷を非破壊的に検知可能な手法を開発する目的で、高温構造材料として広く用いられている非磁性材料であるSUS304鋼を対象に、引張、疲労及びクリープ損傷による磁気特性変化を調査した。その結果、以下の知見を得た。

- ① 引張、疲労及びクリープ損傷の進行により磁気特性が変化する。いずれの損傷においても、その磁気特性の変化は損傷の初期から観察される。これは、磁気特性変化がき裂発生以前からの損傷を検知できる可能性があることを示している。
- ② 引張及びクリープ損傷材にて二次元漏えい磁束密度分布は一樣ではなく、漏えい磁束密度を示す領域は限られていることが分かった。その原因について検討するために、磁気特性が大きく変化している領域で金属組織観察を行った結果、引張ではマルテンサイト相を、クリープではCr欠乏を生じていた。これらの金属組織変化が磁気特性変化と関連しているものと考えられる。
- ③ 疲労試験あるいはクリープ試験では、磁気特性変化と疲労き裂発生位置あるいはクリープ破断位置との比較を行った。その結果、磁気特性が急激に変化している領域で疲労き裂、あるいはクリープ破断を生じていた。この結果は、磁

気特性変化により疲労き裂発生位置あるいはクリープ破断位置をき裂が生じる前の早い段階で推定することができることを示している。

- ④ クリープ損傷のみならず、クリープ疲労損傷による磁気特性変化について検討を行い、実用への適用性を検討する。また、磁気特性変化と金属組織変化との関連についても検討を行う。

参考文献

- 1) 例えば、(社)日本非破壊検査協会:“非破壊検査技術の保守検査への適用例—検査と材料評価—”,49(2000).
- 2) 「ファインセラミックスの非破壊検査システムに関する研究調査報告書」,(財)機械システム振興協会,(1987).
- 3) 日本非破壊検査協会編:“新非破壊検査便覧”,日刊工業新聞社,(1992).
- 4) M.Bayerlein, H.J.Christ et al.“Plasticity induced martensitic transformation during cyclic deformation of AISI 304L stainless steel”,Mater.Sci.Eng., A114, L11 (1989).
- 5) K.Aoto, Z.Chen, et al.“Detection of damage in type304 SS based on natural magnetization”,Proceedings of Relationship between Magnetic and Structural Properties, 125 (2000).
- 6) 日本AEM学会:“電磁破壊力学を応用した劣化・損傷の非破壊評価技術に関する調査研究分科会報告書”, JSAEM-R-9803,(1999).
- 7) 茅根一夫, 中山哲, 他:“超伝導磁気センサー(SQUID)を用いた非破壊検出装置”, 検査技術, 2, (1997),59.
- 8) 務中達也, 吉見健一, 他:“薄膜フラックスゲート磁気センサーの試作”, 島津評論, 53, 75 (1996).
- 9) 岩波書店:“岩波理化学辞典(第5版)”,291・Slater - Pauling曲線,(1998).
- 10) (社)日本金属学会編:“講座・現代の金属学 材料編 1 材料の構造と物性”, 185,(1994).
- 11) 例えば, 田中秀雄, 村田正治, 他:鉄と鋼, 74, 2009 (1988).
- 12) ステンレス協会:“ステンレス鋼便覧”, 104 (1995).
- 13) 長谷部慎一, 浅山泰:“ステンレス鋼溶接金属の熱・負荷履歴によるマイクロ組織変化”, 材料, 46, 7(1997).



高速炉炉心の群振動解析手法の開発 － JNC/CEA 炉心耐震共同研究 SYMPHONY の成果－

北村 誠司 浅山 泰 森下 正樹

大洗工学センター 要素技術開発部

Seismic Study of LMFR Core － JNC/CEA Joint SYMPHONY Program －

Seiji KITAMURA Tai ASAYAMA Masaki MORISHITA

Advanced Technology Division, O-arai Engineering Center

高速炉炉心の大型モックアップを用いて各種の振動試験を行い、実験解析を通じて大規模群振動解析手法の確立を図ることを目的として、サイクル機構とフランス原子力庁（CEA）の共同研究（SYMPHONY）を実施した。本報告では、まず大型炉心の群振動試験の概要について述べる。次に、支持部の隙間、隣接列間の衝突及び流体の影響を考慮した解析手法について述べる。解析値と実験結果を比較検討し、複雑な非線形挙動を呈する応答変位を精度良く評価できることを確認した。大型炉心の群振動挙動について、全炉心をモデル化した多大な自由度を有する体系についての詳細なシミュレーション解析が可能であることを示した。

In order to validate the LMFR seismic core design methods, an experimental program named SYMPHONY was conducted in collaboration between JNC and CEA. This paper first describes an outline of the experimental program. A series of seismic response analysis was performed. In the analysis, the effect of the gap between an entrance nozzle and a supporting structure, the shocks between neighboring subassemblies and the fluid-structure interaction were considered. The calculated displacements and shock forces correlated well with the measured data. It was shown that detailed simulation analysis was possible on the seismic behavior of a large core with an enormous degree of freedom by using the FEM code.

キーワード

炉心群振動, 列モデル試験, 六角形配列試験, 2方向同時加振, 数値解析, 衝突, 流体構造連成, 付加質量, 付加減衰

Core Seismic Study, Row Bundle Experiment, Hexagonal Bundle Experiment, Two-Dimensional Excitation, Numerical Simulation, Shock, Fluid-Structure Interaction, Fluid Added Mass, Fluid Added Damping



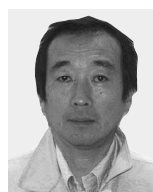
北村 誠司

構造信頼性研究グループ所属
副主任研究員
高速増殖炉の耐震設計・免震技術開発に従事



浅山 泰

構造信頼性研究グループ所属
研究主幹
高速増殖炉の構造材料開発・システム化規格開発に従事
工学博士



森下 正樹

構造信頼性研究グループリーダー
高速増殖炉の構造材料開発・耐震免震技術開発に従事
工学博士

1. はじめに

高速炉の炉心は、燃料集合体、ブランケット燃料集合体、制御棒、中性子遮蔽体等振動特性の異なる数種類の炉心構成要素で構成されており、合計すると数百体以上に及ぶ。これらは、下端を炉心支持板に支持されて自立する六角形断面の棒群であり、頂部と中間部のパッドで微小な間隙を介してナトリウム中に密に装荷されている。このため、地震時には炉心構成要素はパッド部での隣接集合体間の衝突と流体力による相互作用を伴う群としての複雑な非線形振動挙動（群振動）を呈する。集合体の構造健全性、制御棒の挿入性、炉心反応度外乱の評価の観点から、地震時の高速炉炉心の安全性をより合理的に評価するためには、群振動挙動を精度良く解析する技術が必要となる。

群振動解析における技術課題は、衝突と流体の影響を適切に評価するための手法の開発と、大きな自由度を有する体系の非線形問題を扱えるコード開発に帰着する。日仏をはじめとする高速炉開発を推進する各国では、振動試験による検証を行いながら精力的にコード開発を進めてきた。日本では、もんじゅの開発に際して実寸大の模擬炉心構成要素を用いた一連の群振動試験が実施された（1列29体、六角形配列37体）。並行して専用コードが開発され、もんじゅの設計に使用された。

その後、サイクル機構では、汎用構造解析コードFINAS¹⁾による群振動解析手法の整備を進めてきた²⁾。欧州では、RAPSDIE炉心のモックアップによる一連の群振動試験が行われ³⁾、専用コードCORALIEが開発され⁴⁾、スーパーフェニックスの設計解析に用いられた。その後CEAでは、汎用構造解析コードCASTEM⁵⁾による群振動解析手法の整備を進めてきた。

また、群振動解析の重要性についての各国の共通認識を背景に、IAEA/IWGFRの主催による「高速炉耐震解析コードの相互比較に関する共同研究（1991～1995年）」が企画され⁶⁾、日本、フランス、イタリア、インド、ロシアの5ヵ国が参加した。この共同研究では、参加国が所有する実験データを提供し合い、ベンチマーク解析を実施し、解析結果の相互比較を通じて各国のコードの検証や改良が行われた。この共同研究を通して、サイクル機構が整備してきた解析手法が妥当であることを確認した。同時に、実際の炉心挙動をより現実的に予測する観点から、振動特性に大きな影響を及

ぼす部位の構造を忠実に模擬した実大規模モデルの試験データの必要性、2次元的な広がりを持つ体系への2次元入力問題の研究の必要性等を再認識するに至った。これまでの解析手法では、炉心の代表的1列（最長列）を取り出し、これが列方向に加振された場合の解析で全体挙動を代表させているが、近年の計算機の進歩を考えると、将来的には全炉心の解析によってより現実に近い現象の把握が必要とされる。

以上の観点から、高速炉における実際の炉心の地震時挙動を模擬できるような大型モックアップを用いて各種の振動試験を行い、試験解析を通じて大規模群振動解析の手法の確立を図ることを目的として、サイクル機構とフランス原子力庁（CEA）の共同研究（SYMPHONY実験）を実施した⁷⁾。共同研究では、サイクル機構の参画のもとにCEAが試験を実施し、解析については、双方が開発整備を進めてきたコードによる相互比較を行った。

本報告では、共同研究の成果から、まず、大型炉心の群振動試験の概要について述べる。次に、群振動解析手法と試験に対応するシミュレーション解析の手法と結果について示す。さらに、試験と解析の結果を用いて、従来の群振動解析手法の妥当性の検討結果について述べる。

2. SYMPHONY実験の概要

SYMPHONY実験は、CEAのサクレイ研究所耐震研究室の大型2次元振動台AZALEE（最大搭載重量100t）を用いて実施した。試験は、後述するように、隣接する集合体間の衝突の影響を詳細に調べることができるよう、最も単純な体系である1列モデルから着手し、隣接する2列を含む3列モデルを経て、実機体系である六角形配列モデルへと段階的に進められた。試験期間は、準備段階である集合体単体の試験開始（1994年）から最終段階である六角形配列モデルの試験終了（1998年）まで5年間に及んだ。

2.1 集合体モデル

炉心は、燃料集合体モデル（以下、F/A）と中性子遮蔽体モデル（以下、N/S）を組み合わせで構成した。これらは、Phenixの炉心構成要素を実寸大で模擬したものである。

F/Aは、円筒状のエントランスノズル部と六角形断面状の本体部で構成されている。本体部の中

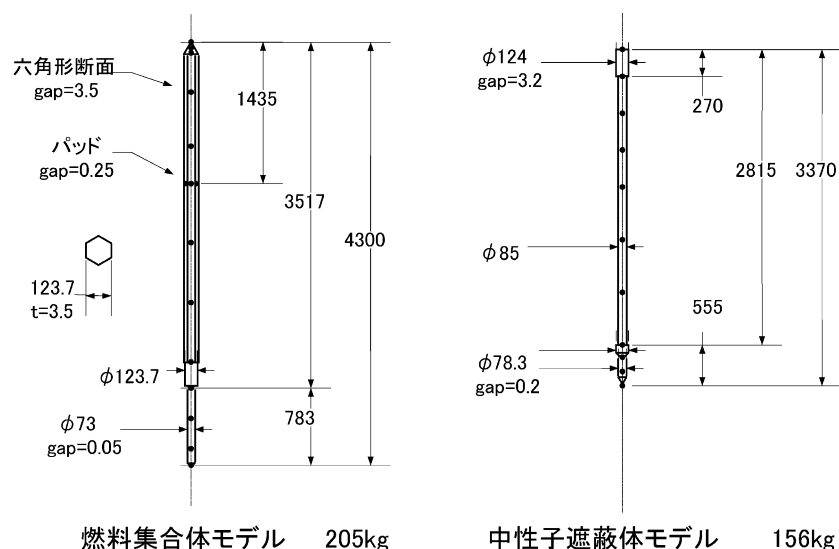


図1 SYMPHONY実験の炉心構成要素の概略図

には鉄製の円柱を入れ、燃料ピン等の内部構造物の重量を模擬した。下端部から3.4mの位置に中間パッドを設けている。F/Aの全長は4.3m、重量は205kgである。エントランスノズル部の隙間間隔、支持部の構造（球面－円錐面接触）についてもPhenixを忠実に模擬している。予備試験により測定したF/Aモデルの空気中固有振動数は3.1Hzであり、この値はPhenixの燃料集合体の振動数とほぼ同じ値となっていることが確認されている。

N/Sは、鉄製円筒状の本体部の両端に、剛体ヘッドとエントランスノズルを取り付けた構造となっている。このN/Sモデルの場合、中間パッドは設けていないので、衝突は頂部の剛体ヘッドにおいてのみ生じる。N/Sの全長は3.37m、重量は156kgである。両端固定の空気中の固有振動数がPhenixの中性子遮蔽体と同じ振動数となるように円筒部の剛性を与え、振動特性を模擬した。各モデルの概略図を図1に示す。

2.2 炉心体系

隣接する集合体間の衝突の影響を単純な体系から実際の体系へと段階的に把握し、解析モデルの妥当性を確認していくために、3種類の炉心体系について試験を行った。炉心体系は、Phenixの燃料集合体の最長列と同じ要素数の1列モデル、これに隣接する2列を含む3列モデル、実際の高速炉炉心体系である六角形配列モデルの3体系である。表1に各体系の試験目的をまとめた。各体系

表1 各炉心体系の試験目的

炉心体系	F/A数	N/S数	試験目的	解析モデルの構築
単体	1	1	振動特性 支持部隙間の影響	有限要素分割，構造減衰 固有振動数調整（等価ばね剛性）
1列	24	22	衝突の影響	衝突解析モデル（剛性，減衰）
3列	70	66	斜め方向衝突の影響	斜め方向の衝突の考慮
六角形配列	91	180	水平2方向同時加振	（単列モデルによる解析）
			流体の影響	固有振動数，応答の低減効果

とも集合体中心の間隔は、Phenix炉心を模擬し127.2mmとしている。

1列モデルはF/Aを24体、その両側にN/Sを11体配した、合計46体の集合体で構成される。3列モデルの場合、これに隣接する2列を加え、合計136体の集合体で構成される。水中試験を行うため、炉心は振動特性に影響がないように十分剛となるように設計された矩形容器の中に設置した。3列モデルの概略図を図2（a）に示す。炉心、支持板、矩形容器の総重量は55tである。1列モデル及び3列モデルは、列方向に加振し、基本的な振動特性の把握、衝突及び流体の影響を調べた。

六角形配列モデルは、F/Aを中心から5層まで計91体、N/Sをその外側に4層で180体配し、合計271体の集合体モデルで構成した。炉心は内径2.7

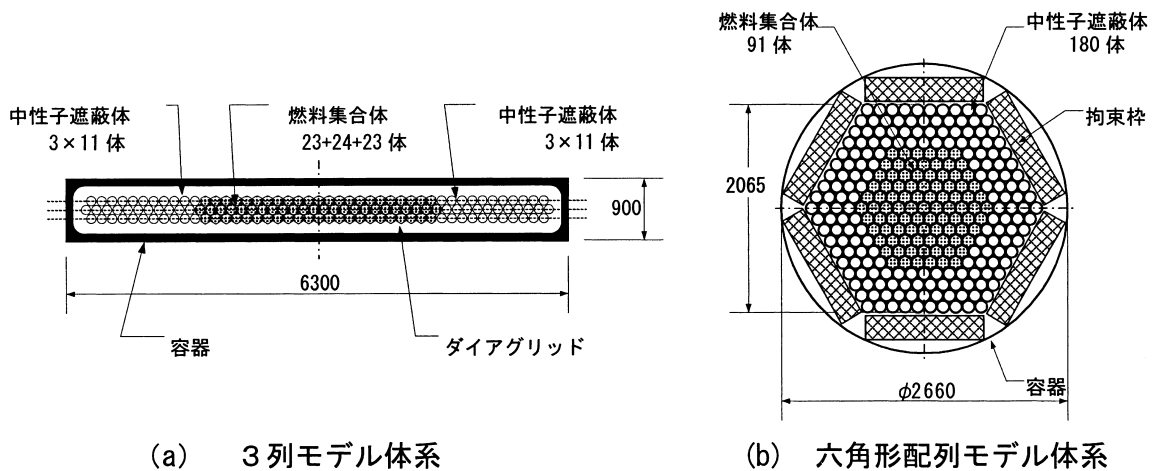


図2 SYMPHONY実験の炉心体系の概略図

mの円筒容器の中に設置した。六角形配列モデルの概略図を図2(b)に示す。炉心、支持板、矩形容器の総重量は80tである。この体系では水平2方向同時加振を行い、実機に近い炉心形状の振動特性の把握、面内衝突、流体及び2方向同時加振の影響を調べる試験を行った。

列モデル、六角形配列モデルとも、日仏の異なる炉心拘束体系に合わせ、N/Sの外側に拘束枠を設ける体系（日本側）、設けない体系（フランス側）の双方で試験を行った。なお本報では、拘束枠を有する体系についてのみ報告する。

2.3 加振波

振動試験の加振波には、白色ノイズ波と人工地震波を用いた。

白色ノイズ試験は、試験体系の基本振動特性(固有振動数、減衰定数)を計測するために行った。加振レベルは、支持部の隙間による非線形特性を考慮し、3段階の大きさで行った。

人工地震波は、高速炉プラントの炉心支持板位置における加速度の時刻歴を用いた。これは、もんじゅ設計用地震動 S_1 に対するプラントの地震応答解析により算出したものであり、下記の3タイプのプラントを想定して作成した。

AJ: 非免震プラント（埋め込みプラント、卓越振動数：約12Hz）

BJ: 免震プラント（下部振れ止めがある場合、卓越振動数：約12Hz, 0.7Hz）

CJ: 免震プラント（下部振れ止めがない場合、卓越振動数：約4 Hz, 0.7Hz）

列モデルの場合は列方向に、六角形配列モデル

の場合、X方向、Y方向、及びX方向とY方向の同時加振をそれぞれ2段階の加振レベルで実施した。この時、X方向とY方向は同じスペクトルを用いて作成したが、位相については独立に与えた。

2.4 試験ケースと計測

試験は、炉心体系、入力波形とレベル、入力方向、空気中／水中などの条件を組み合わせ、合計250ケース程度について実施した。

各試験では、集合体頂部の応答変位を中心に、加速度、衝突力を計測した。頂部の応答変位は、集合体モデルの先端に取り付けた計測用治具棒と容器の間の相対変位を巻き線型のLVDT（変位計）を用いて測定した。最も外側に配置されたN/Sの頂部と拘束枠の衝突力は、ロードセルを用いて測定した。F/A集合体の中間パッド部の衝突力については、別途試験により求めた衝突力とパッド部近傍のひずみの関係式を用いて、ひずみゲージによる計測値を衝突力に換算した。

2.5 固有振動特性

白色ノイズ試験により得られたデータを基に、F/A、N/Sの最大応答変位（フーリエ振幅の最大値）と固有振動数の関係を図3に、最大応答変位と減衰定数の関係を図4にそれぞれ示す。固有振動数、減衰定数は、各試験における伝達関数曲線（周波数領域における振動台の加速度に対する集合体の応答変位の比）にフィットする1自由度系の応答曲線から求めた。

白色ノイズ試験により得られた固有振動数に関する知見をまとめる。

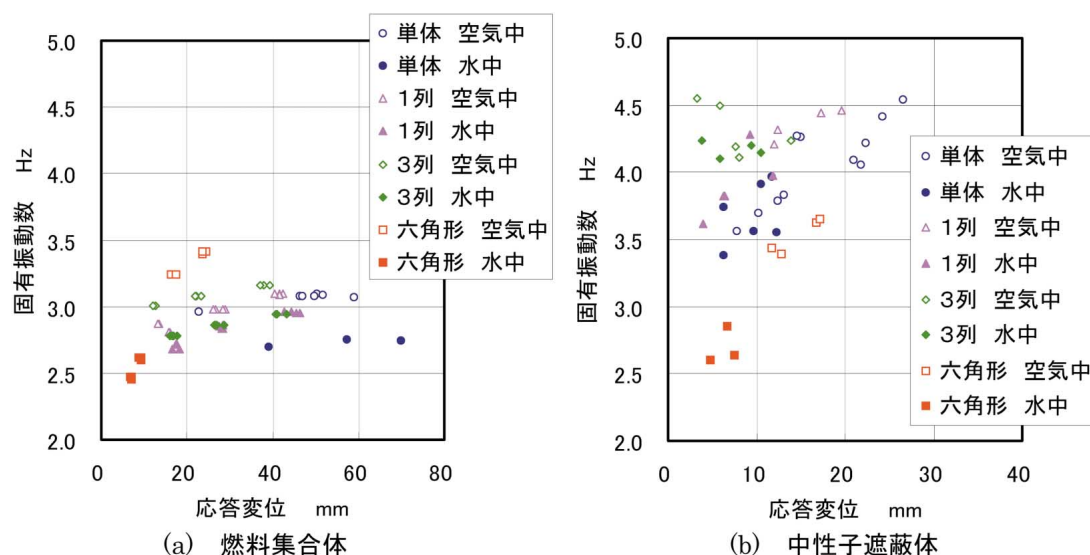


図3 固有振動数と最大応答変位の関係（白色ノイズ試験）

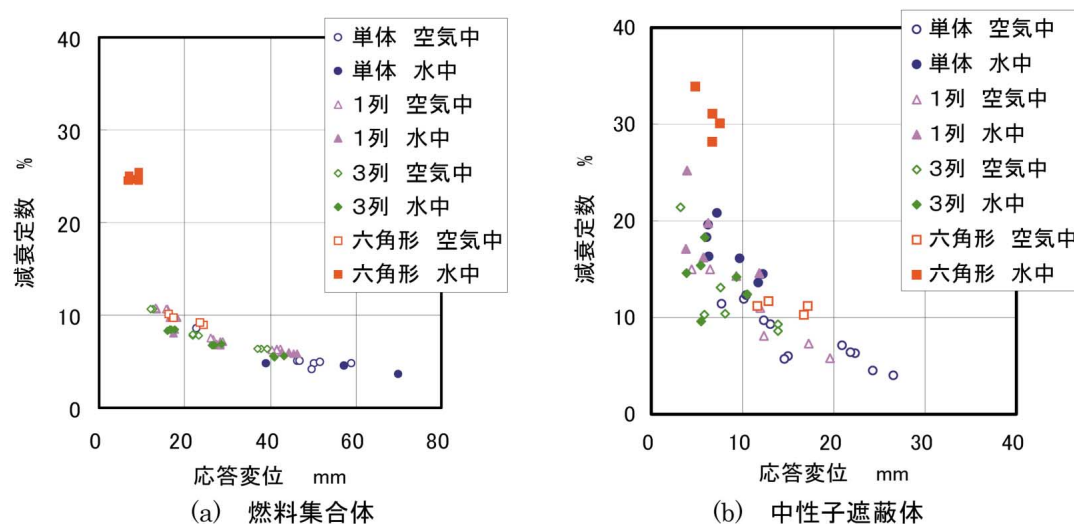


図4 減衰定数と最大応答変位の関係（白色ノイズ試験）

- ① F/A単体の空気中固有振動数は、3.1Hzであり設計値と一致した。N/S単体は4.3Hzであった。
- ② 固有振動数は、応答変位の増加に伴い緩やかに増加する。応答変位が小さい場合、固有振動数の低下が明確になる。これは、支持部の隙間による非線形挙動の影響である。
- ③ 空気中の固有振動数は、炉心体系が複雑になるのに従い高くなる。これは、衝突の影響と考えられる。
- ④ 水中の固有振動数は、流体の影響により空気中よりも低下する。
- ⑤ N/Sの固有振動数は、試験条件が異なると大きく変動しやすい。
- ⑥ 六角形配列モデルの場合、N/Sの固有振動数

は、F/Aの固有振動数に近づく。特に、水中においては、ほぼ同じ値になる。六角形配列の場合、すべての集合体が一体になって振動すると考えることにより説明できる。炉心体系全体の振動挙動は、F/Aに強く支配されており、N/Sの振動挙動に影響を与えていると考えられる。減衰定数に関し、以下の知見が得られた。

- ① 応答変位が増加すると減衰定数は緩やかに減少し、一定値に漸近する。減衰定数の最小値はF/A、N/Sとも4%である。この値をそれぞれの要素の構造減衰と考える。
- ② 応答変位が10mm程度以下になると、減衰定数は急激に大きくなる。
- ③ 減衰定数は、空気中よりも水中の方が大きい。

- ④ 同じ応答変位であれば、炉心体系が複雑になるのに従い、減衰定数は大きくなる。
- ⑤ F/Aに比べN/Sの減衰定数はばらつく傾向がある。

3. シミュレーション解析

サイクル機構が開発した有限要素法による汎用構造解析コードFINASを用いて、SYMPHONY実験に対応するシミュレーション(直接積分法による時刻歴応答解析)を実施した。解析に用いる入力地震波は、振動台上で計測した加速度の時刻歴を用いた。これを各炉心要素の支持部、及び炉心拘束棒に入力した。解析手法の概要について以下に示す。

3.1 集合体の解析モデル

集合体の解析モデルは、弾性はり要素を用いたはりモデルを用いた。各炉心体系とも、すべての炉心構成要素を解析対象としてモデル化した(図5)。

大きな自由度を有する体系となるので、計算効率の観点から、集合体の有限要素分割数を最小限に抑える方が有利となる。あらかじめ固有値解析を行い、適当な計算精度が得られる最小限の分割数を設定した。軸方向の並進及び軸周りの回転の自由度はすべて拘束した。また、F/Aの境界条件については、エントランスノズル上部は球面-円錐接触構造となるので、並進方向の自由度は拘束し、回転方向は非拘束とした。F/Aのエントランスノズル下部及びN/Sのエントランスノズル上部・下部については、隙間を介して支持する構造となるので、水

平方方向の並進と回転方向の自由度を非拘束とした。

集合体の固有振動数が応答変位の大きさに依存する支持部の隙間(炉心支持板とエントランスノズル部間)における衝突の影響を考慮するためには、当該部を動的接触要素でモデル化するのが適当であるが、この場合膨大な計算時間を要することになる。そこで、線形ばね要素を用いて簡略化を図った。ばねの剛性は、集合体単体の空気中での白色ノイズ試験で得られた固有振動数となるように設定した。

集合体の構造減衰は、単体試験で計測した最小値4%を与えた。

3.2 衝突モデル

隣接する集合体間の衝突は、頂部と中間パッド部(F/Aにのみ設置)で生じる。衝突については、動的接触要素と線形ばね要素を組み合わせた衝突解析モデルによって再現する。隣接する列間での衝突を考慮するため、衝突が生じる部位に、加振方向、及び直交方向それぞれ独立に2組の衝突解析モデルを配した。F/Aの中間パッド部における衝突剛性は、別途試験で計測した値を与えた。頂部の衝突剛性は、想定値(中間パッド部衝突剛性の2倍の値)を与えた。衝突が生じる位置の隙間の大きさは設計値を与えた。なお本解析では、衝突による減衰効果は考慮していない。

3.3 流体の影響

流体中で振動するはりの運動に及ぼす流体の影響としては、Fritzの研究⁸⁾がよく知られている。

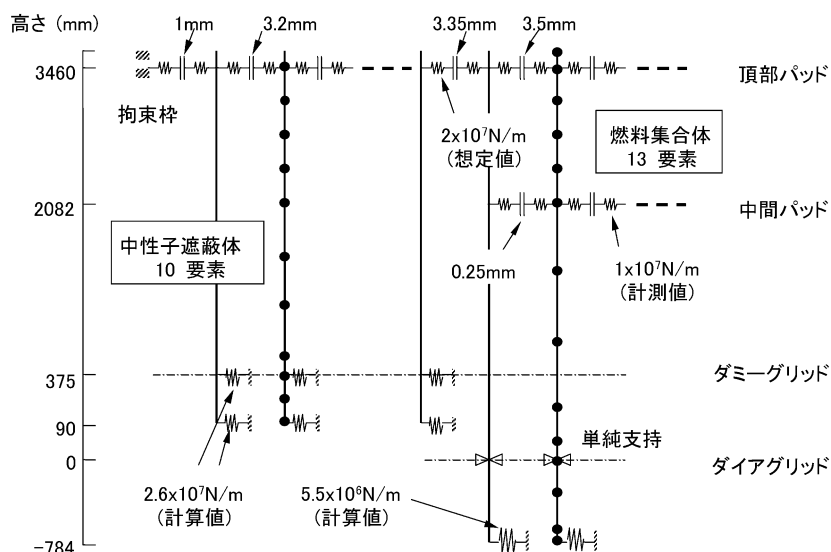


図5 解析モデル

Fritzは、隙間が流体で満たされた二重円筒のモデルの振動挙動について、流れをポテンシャル流れと仮定して解析解を導いている。外側の円筒が静止している場合、減衰項を無視すると内側の円筒の運動方程式は、次式となる。

$$(m + \alpha M_1) \ddot{x} + kx = -(m - M_1) \ddot{x}_g \quad \dots (1)$$

$$M_1 = \rho \pi R_1^2 \quad \dots (2)$$

$$\alpha = \frac{R_2^2 + R_1^2}{R_2^2 - R_1^2} \quad \dots (3)$$

ここで、 x , m , k は、内筒の変位、質量、剛性である。 R_1 , R_2 は内筒の外半径、外筒の内半径を示す。 M_1 は内筒の排除質量(断面積に相当する流体の質量)、 α は付加質量係数を示している。

式(1)は、流体の影響が2種類あることを示している。一つは、左辺に付加質量が加わることにより固有振動数が低減すること、もう一つは右辺に排除質量が加わることにより見かけの入力が低減することである。このうち、後者による影響は、応答変位が低減する形で観測される。

実際にSYMPHONY実験においても、固有振動数低減と応答低減の現象が確認された。炉心体系は二重円筒モデルと異なるが、定性的に同様の流体の影響が炉心体系にも及ぶであろうことが工学的に類推される。そこで、水中における集合体1体(単純化のため、1自由度系として記述する)の運動方程式は次式で表せると仮定する。

$$(m + m_a) \ddot{x} + c \dot{x} + k(x) x = -\eta m \ddot{x}_g \quad \dots (4)$$

ここで、 x , m , c , $k(x)$ は、変位、集合体の質量、減衰、集合体支持部の剛性である。支持部の剛性は、空気中でも水中でも変わらないとするが、変位依存性は考慮する。また、 m_a は流体付加質量(固有振動数の低減効果を検討するために導入)、 η は入力低減係数(応答低減効果を検討するために導入)である。

(1) 固有振動数の低減効果

試験結果から、固有振動数は、応答変位レベルにより変わることで、及び試験体系に大きく依存することが観測された。そこで、解析においては、各体系ごとに空気中、水中の白色ノイズ試験で得られた固有振動数を用いて付加質量を算定することとした。空気中、水中白色ノイズ試験で得られた固有振動数と、応答変位との関係図を描き、同じ変位における両者の固有振動数の比を読み取ることで、剛性の応答変位依存性の影響を排除できる(図6)。この時

$$\frac{f_{water}}{f_{air}} = \sqrt{\frac{m}{m + m_a}} \quad \dots (5)$$

となり、この式から集合体1体当たりの付加質量を算出できる。各節点に付加する付加質量の値は、排除質量の考え方に基づき、断面積に比例する大きさとなるように分布配分した。

(2) 見かけの加振力の低減

応答低減効果を加振力の低減に起因すると説明する手法は、これまでの群振動解析においてよく用いられてきた。応答解析をする際、入力低減係数を定めておく必要がある。そこで、入力低減係数に関するパラメタサーベイを実施した(この時、上述の付加質量については考慮している)。

その結果、列モデルの場合、 $\eta = 1$ を与えたケースが試験結果に近いことが分かった。すなわち加振力の低減を考えなくても、応答変位に関して、解析値と試験結果とがよく合うことを確認した(図7)。一方、応答低減効果が顕著となる六角形配列モデル

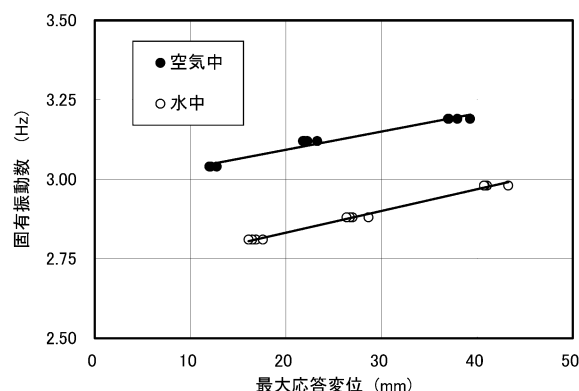


図6 固有振動数低減効果の例(3列モデル体系, FAの場合)

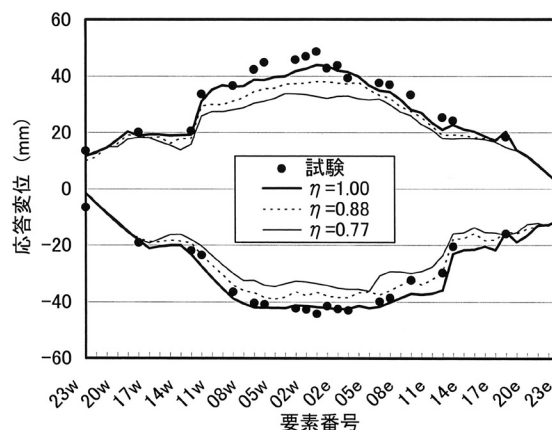


図7 入力低減係数をパラメタとして最大応答変位の比較の例(3列モデル水中試験)

の場合、どのような入力低減係数の値を用いても試験結果を矛盾なく説明し得ることができなかった。このことは、見かけの加振力低減の仮定により、応答低減効果を説明することはできないことを示している。そこで本解析では、見かけの加振力の低減は考慮せずに、入力加速度には観測された振動台加速度データをそのまま用いることとした。

(3) 流体による減衰効果

上述のとおり、列モデル試験の場合、応答低減効果が小さいことから、流体による減衰効果は考慮しないこととした。

六角形配列水中試験の結果から、応答振幅は顕著に低減される効果が確認されている。空気中において集合体の構造減衰に加えて流体による減衰が加わり、その結果として減衰値が大きくなったため、応答振幅が低減されたと考えることができる。図8に地震波加振試験における入力加速度と応答変位から算出した伝達関数を示す。この図に種々の減衰定数による線形1自由度系の周波数応答曲線を重ねたところ、減衰定数を40%程度与えることにより試験結果と理論値が近接することが分かった。図9は、白色ノイズ試験で得られた減衰定数と応答変位の関係を示す。図中に、線形1自由度系の正弦波共振時の減衰定数と最大応答値の理論式(次式)を重ね書きする。

$$d_{\max} = \frac{a}{2\xi\sqrt{1-\xi^2}} \quad \dots\dots (6)$$

ここで、 $d_{\max}$ は最大応答値、 ξ は減衰定数を示

す。 α は静的変位(比例定数と考えることができる)で、式(6)に六角形配列水中試験における最大応答と減衰定数を代入して決めた値を用いた。図中において網掛けをした領域は、各試験体系の地震波加振試験時における最大応答変位の範囲を示している。六角形配列水中試験の場合、最大応答変位は高々8mm程度であり、この場合の減衰は25~40%と読み取れる。上記の二つの理由から、40%程度の減衰が付加されているものと推定した。

この仮定の真偽を確認するために、減衰定数に関するパラメタサーベイを実施した結果、単体の白色ノイズ試験から得た構造減衰定数4%に対して、水中での減衰定数を推定どおりの40%とすることにより、試験結果と解析結果がよく合うこと

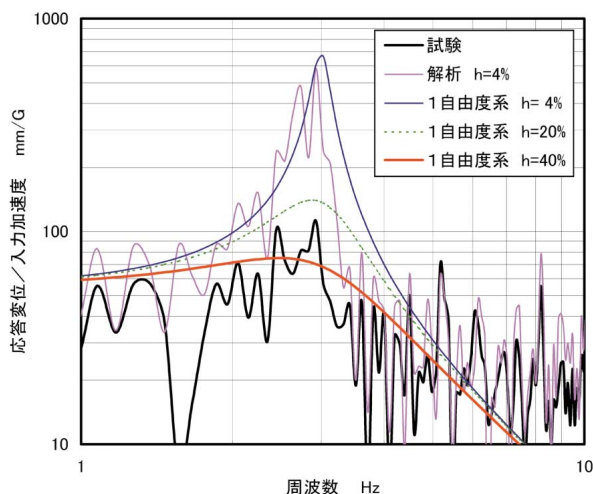


図8 六角形配列水中試験の伝達関数と1自由度系の応答曲線の比較

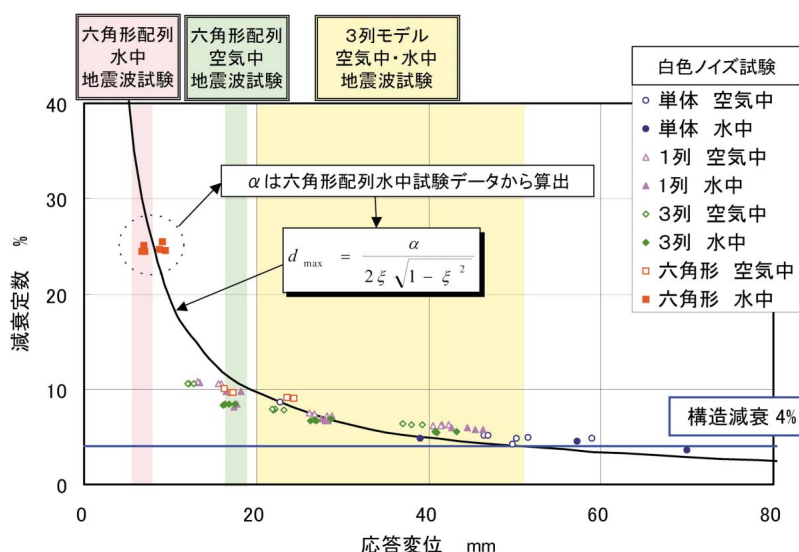


図9 正弦波応答曲線(減衰定数と変位の関係)

を確認した(図10)。上記の考察により、応答低減は流体による減衰に起因することを検証した。

3.4 シミュレーション結果

各種の試験に対応するシミュレーション解析を行い、試験と解析の結果を比較した。応答変位に関しては、時刻歴[図10(a)、図12(a)]、最大値の分布[図7、図10(b)]、及び応答スペクトルの卓越周波数成分[図13(b)]の観点から比較した。図11(a)は、最外周のN/S頂部と炉心拘束枠における衝突力を比較したものである。解析の方が若干大きめの値となっているが、これは頂部の衝突剛性に推定値を用いたためと思われる。大きな衝突が生じる時間は、正確に評価されている。図11(b)は、F/Aの中間パッド間の最大衝突力の分布を示している。図中には、同じ列内での衝突力と隣接列間における斜め方向の衝突力を併記して

いる。斜め方向の衝突力は、相対的に小さいことが確認できる。

種々の条件下において、応答変位と衝突力に関し、解析結果と試験結果とは十分よく合うことを確認した^{9),10)}。これにより、隣接列間の衝突については、動的接触要素と線形ばね要素を組み合わせた衝突解析モデルを用い、衝突が生じる頂部と中間パッド部に、加振方向、直交方向それぞれ独立に2組の衝突解析モデルを配することにより、炉心の衝突挙動を評価できることが示された。

また、流体の影響については、付加質量と付加減衰を用いることにより評価できることを示した。表2に試験により得られた各炉心体系の付加質量比と減衰定数を示す。

なお、スペクトルの異なる3種類の地震波を用いたが、それぞれ同様の結果が得られており、群振動解析は入力波(卓越周波数の異なるスペクト

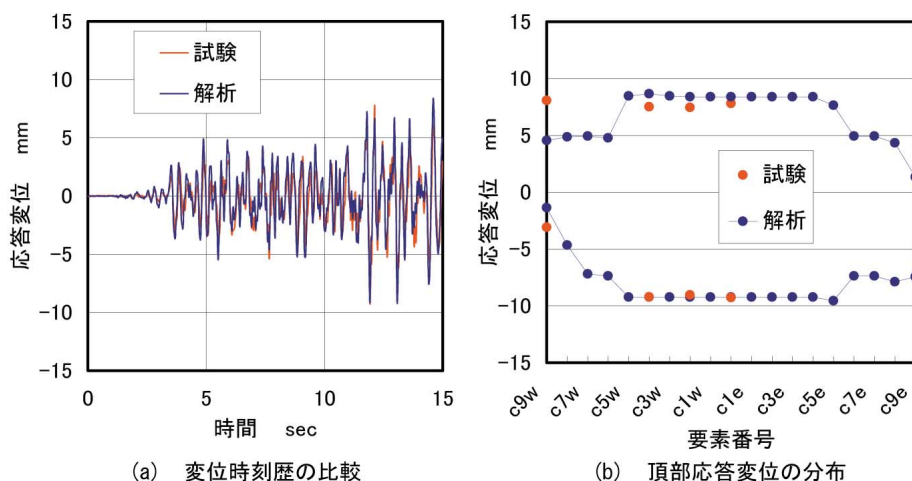


図10 六角形配列モデル水中試験の応答解析の例(減衰比40%)

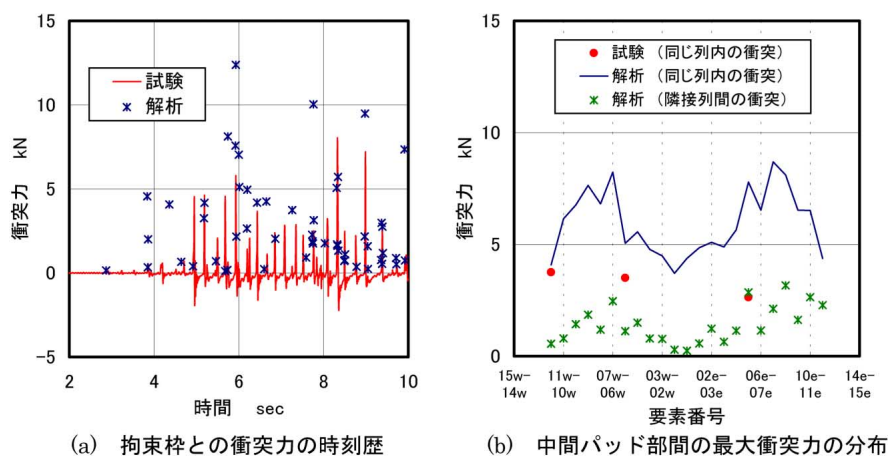


図11 衝突力の比較の例(3列モデル水中試験)

表2 付加質量比と減衰定数の測定値
(解析に用いた値)

炉心 体系	付加質量比 燃料集合体 ma/m %	付加質量比 中性子遮蔽体 ma/m %	荷重低減 係数 η	減衰定数 %
単体	22.7	12.8	1.0	4.0 (構造減衰)
1列	10.8	10.8	1.0	4.0 (構造減衰)
3列	17.6	4.2	1.0	4.0 (構造減衰)
六角形 配列	33.1	33.9	1.0	40.0 (付加減衰)

ル) による影響を受けにくいことを確認した。

以上、大型炉心の群振動挙動について、FINASを用いることにより、すべての炉心構成要素をモデル化した詳細なシミュレーション解析が可能であることを示した。

3.5 日仏の解析手法の相互比較

CEA側の解析コードCASTEM⁽¹⁰⁾を用いた解析結果と、FINASの解析結果との相互比較を行った。両者の解析手法の違いは、FINASは直接積分法によるのに対し、CASTEMはモーダル法による点にある。解析ケースとしては最も単純な1列モデル試験を選び、解析結果を比較した。図12に比較の例を示す。両者による解析結果には定性的な相違はなく、衝突のモデル化手法、流体による振動数低減の評価手法(付加質量)に関しては、同じ考え方に基づいていることを確認した。

この結果、群振動解析に関する技術的課題は、

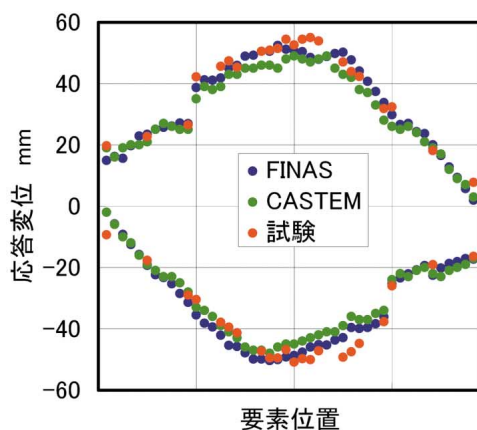
流体による応答低減をどのようにモデル化するか
の一点に絞られた。今回の共同研究を通して、
サイクル機構側から、前述したように大きな付加
減衰を与えることにより現象を説明できることを
示した。減衰の大きさについては、本報告では試
験により求めた値を用いており、理論的に定量化
するまでには至っていない。CEA側も、大きな付
加減衰の考え方に賛同し、理論的な解明に着手し
た段階である。

4. 従来の設計解析の妥当性検証

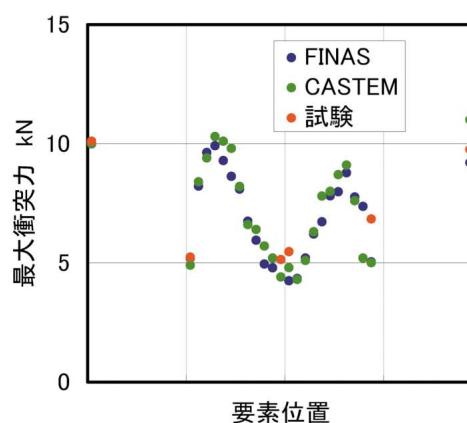
これまでの群振動に関する設計解析では、炉心
の代表的1列(最長列)を取り出し、これが列方
向に加振される場合の解析で炉心全体挙動を評価
する手法が採られてきた。実際の現象は、炉心は
2次元的な広がりを持つ体系であり、これに2
次元の地震入力が増加されることになる。今回の
試験データに基づき、従来の設計解析手法の妥当
性を検証した。

(1) 2方向同時加振の影響

最大応答変位分布及び中央の炉心頂部の応答加
速度から作成した応答スペクトルを比較したとこ
ろ、試験結果、解析結果ともに、1方向加振と2方
向同時加振の結果がよく合うことが分かった(図
13)。したがって、実際の炉心体系において、ある
方向に加振を受け振動する要素が、同時に直交方向
の加振を受けても、加振方向の振動挙動に及ぼす直
交方向の振動の影響は考慮しなくてよいことが分
かった。このことは、衝突解析モデルを構築する際、
2方向を全く独立に解析することにより良好な結
果を得ることができることを裏付けている。



(a) 応答変位の分布



(b) 中間パッド部間の最大衝突力の分布

図12 FINASとCASTEMの解析結果の比較例(1列モデル空気中試験)

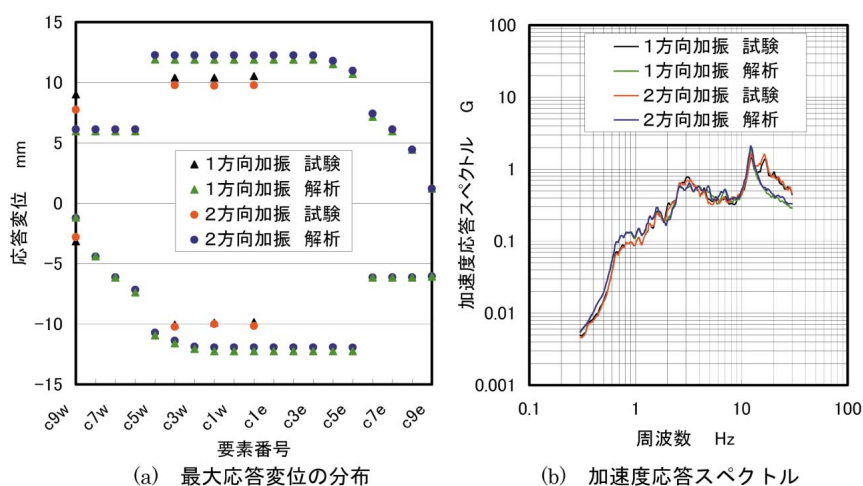


図13 2方向同時加振の影響

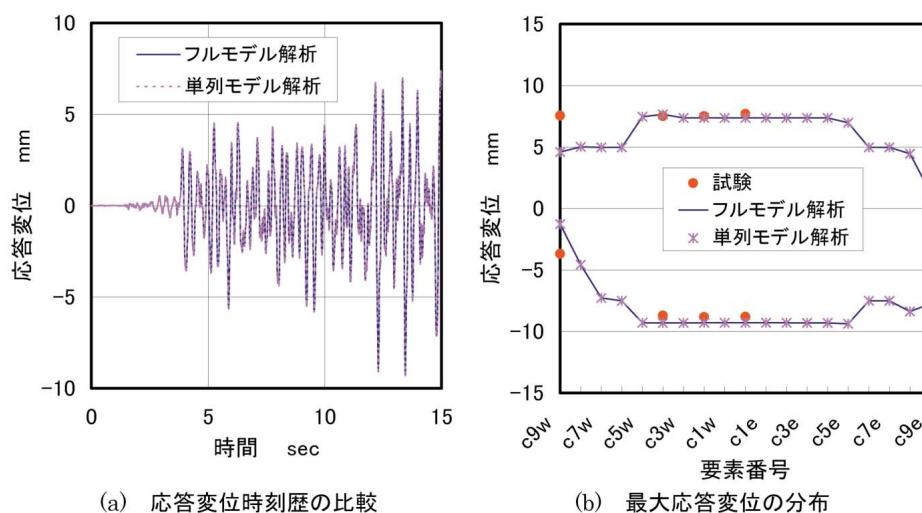


図14 単列モデルの妥当性の検証

(2) 1列モデルによる解析の妥当性

1列モデルによる解析の妥当性を調べるため、六角形配列体系のうち中央1列のみをモデル化して応答解析を行った。この時、流体の影響については、六角形配列水中試験から得られた付加質量、付加減衰を与えた。結果をフルモデルによる解析と比較したところ、両者はほぼ一致することが分かった(図14)。これは、流体中における六角形配列体系が前節で示したとおり大きな減衰を有する系であるため、隣接列間(斜め方向)の衝突の影響が表れないことによる。以上のことから、従来用いられてきた1列モデルによる解析の妥当性を確認できた。

5. おわりに

サイクル機構とCEAは、炉心群振動に関する共

同研究(SYMPHONY実験)を実施した。その結果、以下の成果を得た。

大型炉心体系の振動試験を行い、群振動挙動を解明し、その評価手法を整備していく上で必要な試験データを取得することができた。

大型炉心の群振動挙動について、詳細なシミュレーション解析が可能であることを示した。

さらに、従来の設計解析が妥当であることを確認した。

謝 辞

本研究を実施するに当たり、共同研究先であるCEAサクレイ研究所耐震研究室のPierre Sollogoub室長、Bruno Fontaine氏をはじめ多くの方々から貴重なご意見、ご指導をいただいた。ここに謝意を表する。

参考文献

- 1) “汎用非線形構造解析システム FINAS version 13.0 使用説明書”(1995).
- 2) M. Morishita: “Seismic behavior of a free-standing core in a large LMFBR”, Nuc. Eng. Des., No. 140, p. 309-318 (1993).
- 3) D. Brochard, P. Buiand, et al.: “FBR core mock-up RAPSODIE: Experimental analysis”, Int. Conf. on fast reactor core and fuel structural behavior, INVERNESS(UK)(1990).
- 4) M. Forni, A. Martelli, et al.: “Detailed comparison between computed and measured FBR core seismic responses”, Proc. 6th ASME PVP Conf., Pittsburg (USA), PVP-Vol. 145 (1988).
- 5) B. Fontaine: “Inter-comparison of LMFBR seismic analysis codes-CEA contribution”, Proc. SMiRT-14, Vol. C, p. 177(1997).
- 6) IAEA-TECDOC-798, 829, 882: “Inter-comparison of liquid metal fast reactor seismic analysis codes”, Vol. 1- 3 (1995).
- 7) B. Fontaine, T. Molin, et al.: “Seismic analysis of LMFBR cores — SYMPHONY mock — up”, Proc. SMiRT-14, Vol. C, p. 219 (1997).
- 8) R. J. Fritz: “The effect of liquids on the dynamic motions of immersed solids”, Trans. ASME, J. of Eng. for Industry, p. 167(1972).
- 9) T. Asayama, S. Kitamura, et al.: “JNC/CEA collaborative work on core seismic study — SYMPHONY — Simulation of one-row mock-up tests”, Proc. SMiRT-15, Vol. C(1999).
- 10) S. Kitamura, T. Asayama, et al.: “JNC/CEA collaborative work on core seismic study — SYMPHONY — Simulation of three-row mock-up tests”, Proc. SMiRT-15, Vol. C(1999).



モンテカルロシミュレーションによる高レベル放射性廃棄物 地層処分の安全評価に対するデータ不確実性解析

若杉圭一郎 小尾 繁* 牧野 仁史

東海事業所 環境保全・研究開発センター 処分研究部

*原子力システム株式会社

Data Uncertainty Analysis for Safety Assessment of HLW Disposal by the Monte Carlo Simulation

Keiichiro WAKASUGI Shigeru KOO* Hitoshi MAKINO

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

* Nuclear Energy System Inc.

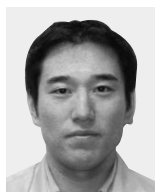
本研究では、第2次取りまとめの安全評価において複数の解析ケースの基準として設定したレファレンスケースの概念モデルに基づき、データの不確実性を取り扱うことができる確率論的評価コードを構築した。このコードを用いてレファレンスケースにおけるデータの不確実性を網羅的に考慮したモンテカルロシミュレーションを実施し、決定論的に実施された第2次取りまとめの安全評価結果の保守性と十分性を確率論的なアプローチで確認した。また、重要なパラメータを定量的に把握するために、既存の多変量解析手法であるクラスタ分析と重回帰分析とを組み合わせた手法を適用しパラメータの感度分析を実施した。この結果、透水量係数が結果の不確実性に対して最も影響の高いパラメータであることが示され、さらに局所的に高い影響を生ずる非線形的な感度構造も明らかになった。

Based on the conceptual model of the Reference Case, which is defined as the baseline for various cases in the safety assessment of the H12 report, a new probabilistic simulation code that allowed rapid evaluation of the effect of data uncertainty has been developed. Using this code, probabilistic simulation was performed by the Monte Carlo method and conservativeness and sufficiency of the safety assessment in the H12 report was confirmed, which was performed deterministically. In order to examine the important parameter, this study includes the analysis of sensitivity structure among the input and the output. Cluster analysis and multiple regression analysis for each cluster were applied in this analysis. As a result, the transmissivity had a strong influence on the uncertainty of the system performance. Furthermore, this approach was confirmed to evaluate the global sensitive parameters and local sensitive parameters that strongly influence the space of the partial simulation results.

キーワード

高レベル放射性廃棄物、地層処分、安全評価、第2次取りまとめ、モンテカルロシミュレーション、データ不確実性、感度構造、クラスタ分析、重回帰分析

High Level Waste, Geological Disposal, Safety Assessment, Second Progress Report, Monte Carlo Simulation, Data Uncertainty, Sensitivity Structure, Cluster Analysis, Multiple Regression Analysis



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



小尾 繁

システム解析グループ システム性能研究チーム所属
高レベル放射性廃棄物地層処分の安全評価解析に従事



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ー
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

1. はじめに

1999年11月、サイクル機構は原子力委員会の方針¹⁾に従い、高レベル放射性廃棄物地層処分の技術的信頼性に関する研究開発の成果を、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）としてまとめ、原子力委員会に提出した。第2次取りまとめにおける安全評価では、処分概念に基づく安全確保の考え方の妥当性を検討するために、シナリオ解析から導かれる多数の解析ケースと比較するための基準となるケース（以下、レファレンスケース）を定義し、概念モデル、数学モデル及び必要なデータを明らかにして安全評価を行った。さらに、システムの多様性やモデル・データの不確実性について個別に検討し、これらを合理的に組み合わせることにより、処分システムの性能を把握する解析（以下、システム性能の総合的解析）を決定論的に実施し、それぞれの結果をレファレンスケースの結果と比較することで、不確実性の影響を検討した（図1参照）。このような決定論的解析では、①個々の不確実性の取扱いと解析結果との対応が分かりやすいこと、②考慮する不確実性の結果に対するレスポンスを把握することが容易であること等の利点が挙げられるが、一方で、③安全評価において考慮すべき不確実性の組み合わせが適切であるか、あるいは安全評価を網羅的に実施したかの確認が困難であること、④複数の不確実性を同時に考慮した場合に影響度の高い不確実性を定量的に示すことが困難であること等の課題も挙げられる。また、第2次取りまとめにおいては、不確実性を網羅的に取り

込んだ評価や不確実性の重要度に関する定量的な検討までは実施していないとともに、第2次取りまとめに対する国の評価においても不確実性の評価の重要性が指摘されている³⁾。

本研究では、安全評価で考慮すべき不確実性のうち特にデータの不確実性に着目し、これらを網羅的に考慮することが可能な解析コードを構築し、上記③の課題を補足するための評価を行うことにより、第2次取りまとめの安全評価結果の保守性について検証する。さらに、上記④の課題を補足するため、不確実性を有するパラメータの安全評価結果の不確実性に対する重要度について、定量的な検討を試みた内容について報告する。

2. モデル及び解析コード

第2次取りまとめにおいて構築したレファレンスケースの概念モデルを図2に示す。本研究における解析は、すべてこのレファレンスケースについて構築したモデルを対象とする。以下に各バリアにおける核種移行モデルについて説明する。

2.1 人工バリア中核種移行モデル

人工バリア中核種移行の概念モデルでは、以下のことを考慮した。

- ① 処分後1,000年時点において、すべてのオーバーパックが核種閉じ込め機能を喪失すると仮定する。
- ② オーバーパック破損後、直ちに緩衝材間隙水がガラス固化体と接触し、長期的なガラス溶解速度に従ってガラスマトリクスの溶解が進む。核種はガラス固化体中で均質に混合されており、ガラス固化体中での存在比に応じてガラスから溶出する（調和溶解）。なお、ガラス固化体の溶解にともなうガラスの表面積の時間的な減少は考慮せず、ガラス固化体は一定の速度で溶解すると仮定する。
- ③ ガラス固化体近傍あるいは緩衝材中での核種濃度は、同位体の存在比に応じて分配された溶解度により制限される。沈澱／溶解反応は瞬時／可逆と仮定する。なお、溶解度の分配においては、ガラス固化体にインベントリとして含まれている同位体のみ考慮する。
- ④ 核種は緩衝材中を拡散により移行し、緩衝材に収着することにより遅延される。この際、収着反応としては瞬時／線形／可逆を仮定する。

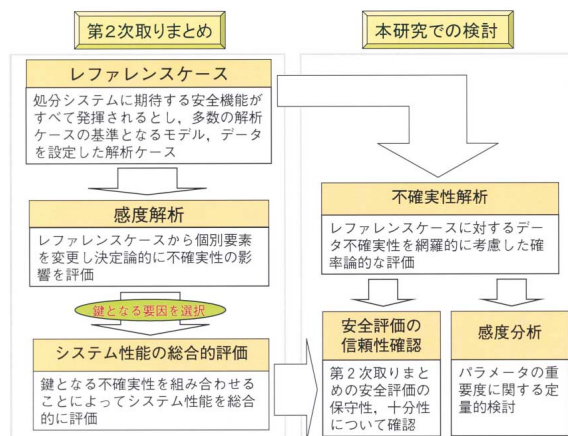
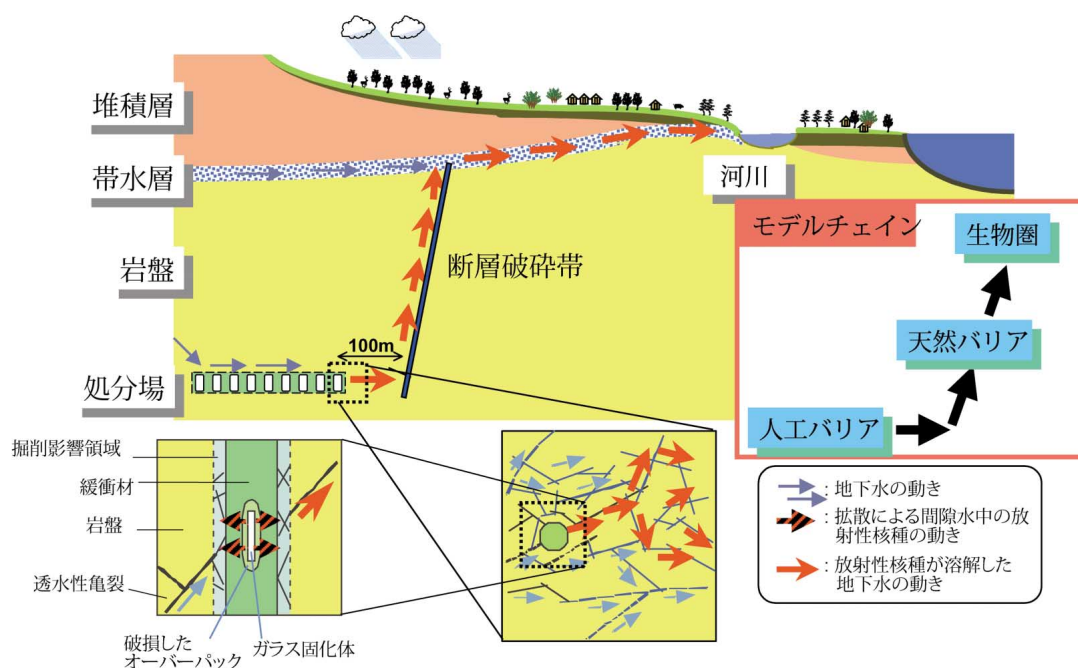
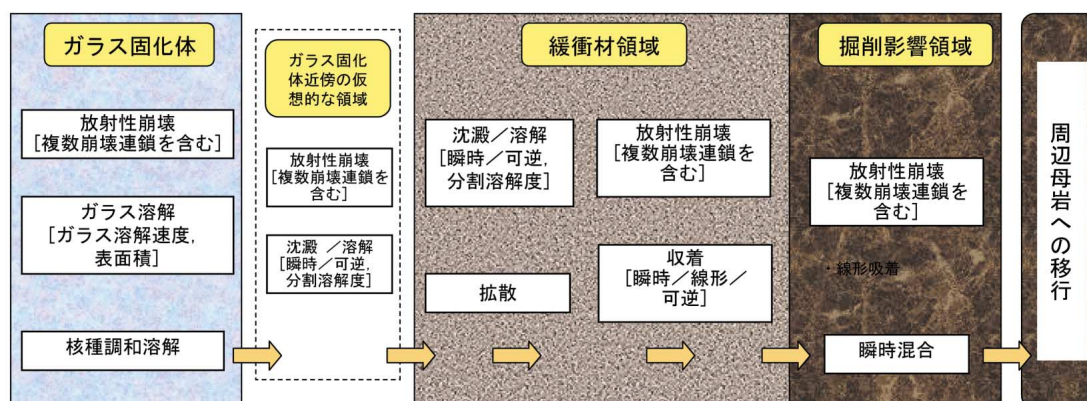


図1 第2次取りまとめにおける安全評価の手順と研究の流れ

図2 レファレンスケースの概念モデル²⁾図3 人工バリア中核種移行モデルの概念図²⁾

- ⑤ 緩衝材の外側に到達した核種は、掘削影響領域を通過する地下水と瞬時に混合し、その全量が母岩中の亀裂に流入するものと仮定する。なお、掘削影響領域中での収着などによる核種移行遅延効果は保守的に考慮しない。

以上の仮定に基づき構築した人工バリア中核種移行モデルの概念図を図3に示す。

2.2 天然バリア中核種移行モデル

天然バリア中の核種移行評価では、人工バリア外側に到達した核種が周辺岩盤（母岩）を経て下流側の断層破碎帯に至り、その後核種が断層破碎帯中を移行して帯水層に達するまでのプロセスを

対象とする。岩種は花崗岩とし、人工バリアから放出された核種は亀裂媒体中を移行すると想定する。母岩及び断層中の核種移行についての概念モデルでは以下のことを考慮する。

- ① 核種は母岩及び断層中を溶質として移流・分散で移行する。
- ② 亀裂中の核種は、拡散により岩石基質部へ移行し、岩石基質内の鉱物表面への収着により遅延される。収着は瞬時／線形／可逆と仮定する。なお、亀裂表面への収着による遅延効果については考慮しない。

母岩中の核種移行モデルについては、亀裂の透水性の不均質性を考慮するため、透水性の異なる

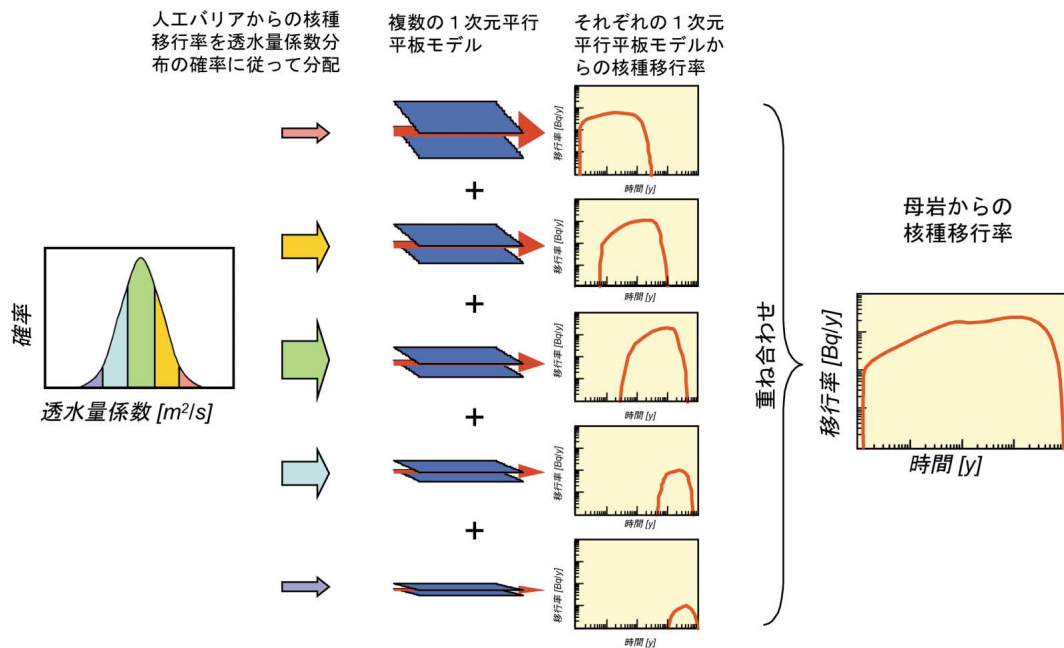


図4 1次元平行平板モデルの重ね合わせ概念図²⁾

複数の1次元平行平板モデルを重ね合わせたモデルを適用する(図4参照)。1次元平行平板モデルの重ね合わせにおいては、亀裂の透水量係数分布を12分割し、分割した区間ごとに1次元平行平板モデルを適用する*。母岩からの核種移行率は、分割した各透水量係数で求められる核種移行率に各区間の確率を乗じて足し合わせるにより算出する。一方、断層については、亀裂の透水量係数分布の最大値を用いて1次元平行平板モデルでの評価を行う。

2.3 生物圏評価モデル

第2次取りまとめのレファレンスケースにおける生物圏評価では、断層から移行する核種の全量が帯水層に移行し、さらにその後河川へ流入すると仮定し、生物圏内での移行と様々な被ばく経路を考慮した評価を行った。この結果、核種移行率から線量を導出できる線量への換算係数を算出した²⁾。本研究では、生物圏における不確実性については考慮しないこととし、第2次取りまとめのレファレンスケースで用いた線量への換算係数を用いることとする。さらに、第2次取りまとめと同様、廃棄体1本に対する解析で求められる断層から帯水層への核種移行率を安全評価で考慮する廃

棄体の総本数4万本にあわせて4万倍し、その核種移行率に線量への換算係数を乗じることにより、地層処分システムのバリア性能を線量という尺度で示すこととする。

2.4 解析コード

本研究では、データの不確実性を網羅的に取り込むことが可能な解析コードを、確率論的シミュレーションプラットフォーム“GoldSim⁵⁾”を用いて、新たに開発した。GoldSimにはデータの不確実性を評価するために必要なサンプリング機能や繰り返し計算機能が整備されており、モンテカルロシミュレーション(3.1章参照)などの解析に適している。さらに第2次取りまとめで使用したコード群の機能をGUI環境において視覚的に構築することができる。以上のことから、第2次取りまとめのコード群に対してデータ不確実性の解析体系を新たに開発するよりも、GoldSimを用いることが効率的であると判断し、第2次取りまとめレファレンスケースの概念モデルを基に、GoldSimを用いて人工バリア及び天然バリア中の核種移行解析コードを構築した。

本研究において構築したコードが正しくモデル化されていることを確認するために、第2次取り

*第2次取りまとめにおける天然バリア中核種移行モデルでは透水量係数分布を48分割しているが、解析結果は12分割以上では分割数に大きく依存しないことが示されていることから⁴⁾、本研究では12分割に設定した。

まとめのレファレンスケースに用いたデータ²⁾ 及び表1に示す核種を用いて、ベンチマーク計算を実施した。このうちCs-135及びNp-237について各バリアからの核種移行率の結果を図5に示す。Cs-

135及びNp-237共に核種移行率が一致していることから、本コードが第2次取りまとめで用いたコード群と整合的にモデル化されていることが確認できる。

表1 核種移行解析において考慮する放射性核種

放射化生成物／ 核分裂生成物	Sm-151, Cs-135, Sn-126, Pd-107, Tc-99, Nb-94, Zr-93→Nb-93m, Se-79
4N系列	Pu-240→U-236→Th-232
4N+1系列	Cm-245→Pu-241→Am-241→Np-237 →U-233→Th-229
4N+2系列	Cm-246→Pu-242→U-238→U-234 →Th-230→Ra-226→Pd-210
4N+3系列	Am-243→Pu-239→U-235→Pa-231 →Ac-227

3. モンテカルロシミュレーション

第2次取りまとめのレファレンスケースに設定したデータに対して想定される不確実性の影響を網羅的に考慮するために、本研究ではモンテカルロシミュレーション⁶⁾と呼ばれる確率論的な評価を行う。以下に、解析の手法、解析に用いた不確実性パラメータ、及び解析結果について述べる。

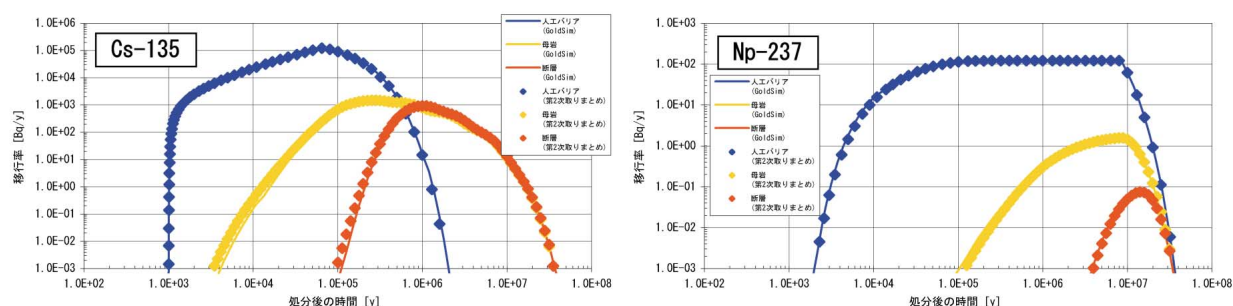


図5 ベンチマーク計算の結果

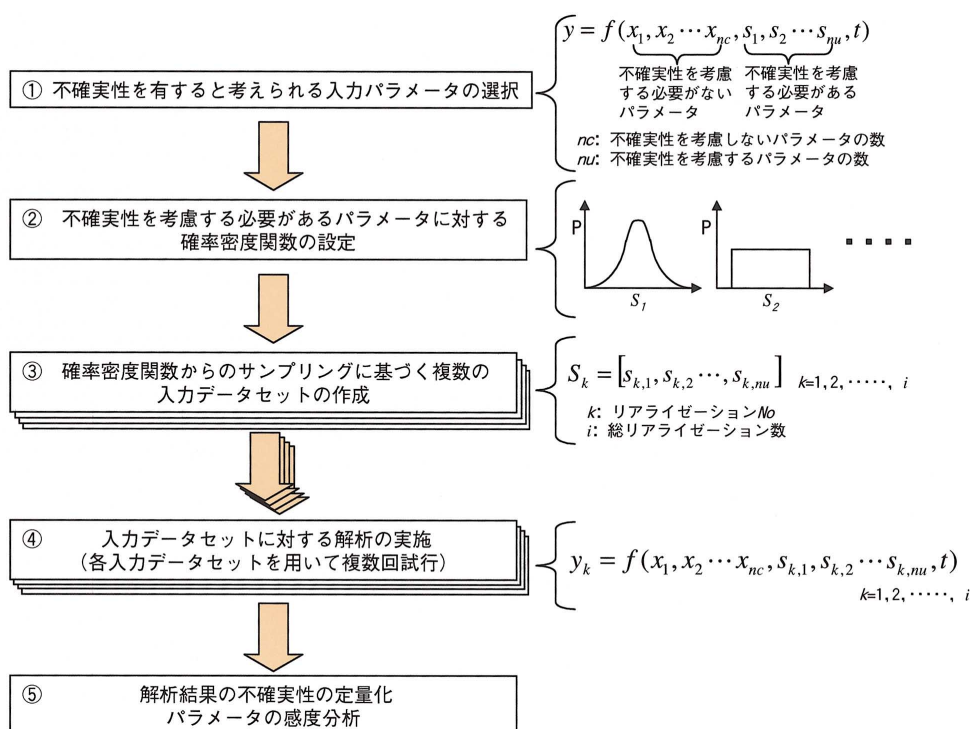


図6 モンテカルロシミュレーションのフロー

3.1 モンテカルロシミュレーションの流れ

本研究では、データの不確実性を網羅的に考慮するために、モンテカルロシミュレーションによる評価を行った。モンテカルロシミュレーションを用いた評価の流れを図6に示す。モンテカルロシミュレーションでは、まず①解析モデルに用いられているパラメータのうち不確実性を有すると考えられるパラメータを抽出し、②不確実性を定量的に表現するために必要なデータや情報を整理することによりパラメータに確率密度関数を設定する。次に、③不確実性を網羅的に考慮することを目的に、確率密度関数に従いパラメータ値をサンプリングすることで入力データセットを複数作成し、④各入力データセットを用いて解析を複数回実施する（これをリアライゼーションという）。最後に、⑤得られたリアライゼーションの解析結果を整理することにより、パラメータの不確実性に起因する解析結果の不確実性を定量化し、さらには入力パラメータセット群とそれに対応する解析結果群について既存の多変量解析を適用することにより、解析結果に対するパラメータの感度を明らかにしていく。

3.2 不確実性パラメータ

モンテカルロシミュレーションに用いた不確実性パラメータとその分布の一覧を表2に示す。モンテカルロシミュレーションでは、解析結果が不確実性パラメータに与えた分布に依存するため、これらの設定には注意を要する。本研究では、第2次取りまとめにおいて各パラメータについてまとめられた情報を基に、不確実性パラメータのレンジを設定した。なお、分布型については、不確実性パラメータの多くについて、特定の分布を設定するために必要となる十分な情報が現段階では整備されていない。このため、本研究では、不確実性パラメータの概括的感度を把握することを目的として、一様分布あるいは対数一様分布を設定した。これらの設定の考え方は、Saltelliらによって支持されている⁶⁾。

3.3 サンプリング方法(LHS法)

モンテカルロシミュレーションにおいては、不確実性パラメータに起因する解析結果の不確実性について、統計的に有効な結果を導き出すために、不確実性パラメータに設定した分布から各パラ

メータ値を網羅的にサンプリングし、入力データセットを作成することが必要である。このため本解析では、分布からパラメータ値をサンプリングする手法として、ランダムサンプリング法より少ないサンプリング回数で、ランダムサンプリング法と同等の網羅的な不確実性の組み合わせを表現することが可能なLatin Hypercube Sampling (LHS)法¹⁰⁾を用いた。ランダムサンプリング法では、パラメータ数 n 、サンプリング回数 N の場合に N 個の一様乱数列を n セット発生させ、一つの乱数値からあるパラメータの1回のリアライゼーションに使用する値を生成する。一方LHS法では、まず n 個のパラメータについて、それぞれの分布の範囲を等確率に N 個の区間に分割し、この N 個の区間を重複なくランダムに組み合わせた後、各区間から1回のリアライゼーションで使用するパラメータ値をランダムに生成する。これにより、

表2 不確実性パラメータのデータ一覧

元素	溶解度 ⁷⁾ [mol l ⁻¹]	分配係数(緩衝材) ⁸⁾ [m ³ kg ⁻¹]	分配係数(岩盤) ⁹⁾ [m ³ kg ⁻¹]
Se	U _L [10 ⁻¹⁰ , 10 ⁻⁶]	U [0, 10 ⁻⁴]	U [0, 10 ⁻¹]
Zr	U _L [10 ⁻⁸ , 10 ⁻⁶]	U [10 ⁻¹ , 1.5×10 ⁻¹]	U _L [10 ⁻² , 10 ⁰]
Tc	U _L [10 ⁻⁸ , 10 ⁻⁶]	U _L [10 ⁻¹ , 2×10 ⁻¹]	U _L [5×10 ⁻² , 10 ⁰]
Pd	U _L [10 ⁻⁹ , 10 ⁻⁷]	U [10 ⁻¹ , 5×10 ⁻¹]	U _L [5×10 ⁻² , 1]
Sn	U _L [10 ⁻⁸ , 10 ⁻⁵]	U _L [1, 2×10 ⁻¹]	U _L [10 ⁻¹ , 10 ⁰]
Cs	可溶性	U [10 ⁻² , 5×10 ⁻²]	U _L [10 ⁻³ , 10 ⁰]
Pb	U [10 ⁻⁶ , 10 ⁻⁵]	U [10 ⁻¹ , 5×10 ⁻¹]	U _L [10 ⁻¹ , 10 ⁰]
Ra	U _L [10 ⁻¹⁴ , 10 ⁻¹¹]	U [10 ⁻² , 2×10 ⁻²]	U [5×10 ⁻² , 5×10 ⁻¹]
Ac	Amのアナログ	U [1, 5]	U _L [5×10 ⁻² , 5×10 ⁻¹]
Th	U _L [10 ⁻⁹ , 10 ⁻⁵]	Uのアナログ	U _L [10 ⁻¹ , 10 ⁰]
Pa	U [10 ⁻⁸ , 10 ⁻⁷]	Snのアナログ	U _L [10 ⁻¹ , 10 ⁰]
U	U _L [10 ⁻⁹ , 10 ⁻⁷]	U _L [1, 5×10 ⁻¹]	U _L [10 ⁻¹ , 10 ⁰]
Np	U _L [10 ⁻⁹ , 10 ⁻⁷]	Uのアナログ	U _L [10 ⁻¹ , 10 ⁰]
Pu	U _L [10 ⁻¹⁰ , 10 ⁻⁵]	U [10 ⁻¹ , 10 ⁰]	U _L [10 ⁻¹ , 10 ⁰]
Am	U _L [10 ⁻⁸ , 10 ⁻⁶]	U [10 ⁻¹ , 5×10 ⁻¹]	U _L [5×10 ⁻² , 5×10 ⁻¹]
Cm	Amのアナログ	Amのアナログ	U _L [5×10 ⁻² , 5×10 ⁻¹]
Nb	U _L [10 ⁻⁸ , 10 ⁻⁴]	U [1, 10 ⁻¹]	U _L [10 ⁻² , 10 ⁰]
Sm	Amのアナログ	Acのアナログ	U _L [5×10 ⁻² , 5×10 ⁻¹]
パラメータ			分布
ガラス溶解速度 [gm ² d ⁻¹]			U _L [10 ⁻⁴ , 10 ⁻²] ²⁾
拡散係数 (Cs, Seを除く) [m ² y ⁻¹]			U [6×10 ⁻³ , 7×10 ⁻²] ²⁾
Csの拡散係数 [m ² y ⁻¹]			U [2×10 ⁻² , 2×10 ⁻¹] ²⁾
Seの拡散係数 [m ² y ⁻¹]			U [7×10 ⁻³ , 2×10 ⁻²] ²⁾
透水量係数分布の平均値 [m ² s ⁻¹]			U _L [10 ⁻¹¹ , 10 ⁻⁹] ²⁾
縦方向分散長と移行距離の比 [-]			U _L [10 ⁻² , 1] ²⁾
マトリクス拡散深さ [m]			U _L [3×10 ⁻² , 1] ²⁾
マトリクス拡散寄与面積率 [%]			U [10 ⁻¹ , 10 ²] ²⁾
岩盤の空隙率 [-]			U [10 ⁻² , 3×10 ⁻¹] ²⁾
経験則の係数 [-]			U _L [10 ⁻¹ , 10 ¹] ²⁾

U：一様分布，U_L：対数一様分布

ランダムサンプリングより少ないサンプル数でも分布からまんべんなくサンプリングを行い、不確実性を網羅的に考慮した入力データセットを作成することができる。

3.4 モンテカルロシミュレーションの結果

2章で述べた核種移行モデル、解析コード及び評価対象核種、さらに3.2章で述べた不確実性パラメータを用いて、第2次取りまとめレファレンスケースに対するデータの不確実性を考慮したモンテカルロシミュレーションを行った。解析結果は、2.3章で述べた方法で線量に換算して整理した。全リアライゼーションにおける各核種の線量の和（以下、総線量）の経時変化及びそれらの平均値、中央値、5パーセンタイル、95パーセンタイルを図7に示す。

総線量の値は、本解析で設定したデータの不確実性に起因して、オーバーパックが破損する処分後1,000年直後から非常に大きな範囲でばらついている。しかしながら、そのばらつきは時間の経過と共に小さくなる傾向が確認できる。

次に、図7に示した各リアライゼーションの総線量の経時変化において、安全評価上重要と考えられる総線量の最大値に着目し、総線量が最大になる時間とその値のみを散布図として図8に示した。

複数のリアライゼーションから得られた総線量の最大値は広範囲にわたって分布しているが、総線量の最大値の支配核種に着目した場合には、例えば「総線量の最大値がCs-135に支配されるケースの集団」といったように、結果をいくつかの集団に分割することができる。これは、結果がランダムに分布しているのではなく、類似した特徴を有する集団として類型化できる可能性を示唆している（4章にて詳しく検討）。

一方、決定論的に実施した第2次取りまとめの結果と比較すると、データ不確実性を考慮したシステム性能の総合的解析（1ケース）における総線量の最大値は、十数オーダにわたって分布している55パラメータの不確実性を同時に考慮したモンテカルロシミュレーションの上限値とほぼ等しい（図8参照）。このことから、第2次取りまとめにおけるシステム性能の総合的解析では、影響の高いデータの不確実性が効率的に解析へ取り込まれており、レファレンスケースについて想定されるデータ不確実性の範囲であれば、総線量の最大値を適切に評価していることが確認できた。

4. 感度分析

地層処分の安全評価では、評価の各段階で種々の選択肢の可能性が複数存在しているため、いずれの選択肢を採ることが適切かを判断する際に、

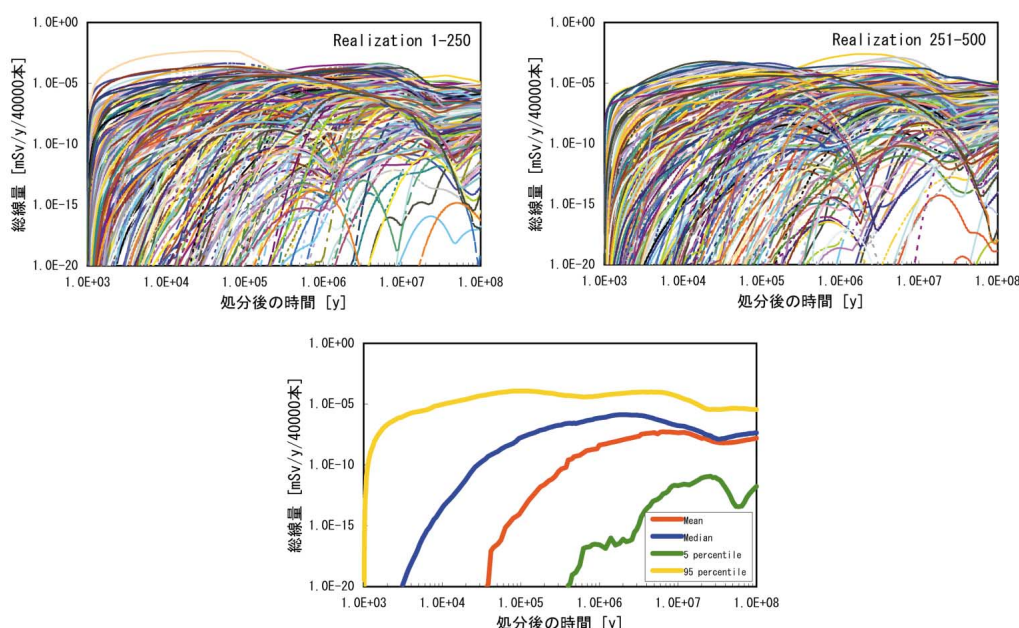


図7 モンテカルロシミュレーションの結果

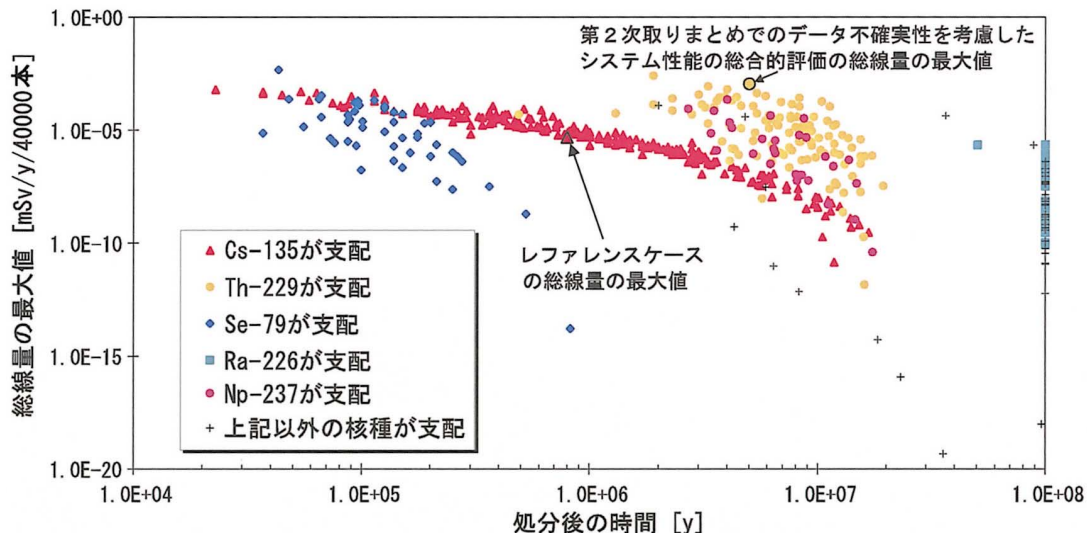


図8 全リアライゼーションの総線量の最大値についての散布図
(各プロットのシンボルは総線量が最大値となる時に最も支配的な核種を示す)

主観的な要素の介入を完全に排除することは困難である。本研究で対象としているデータ不確実性についても、可能性のあるデータの組み合わせは無数にあり、安全評価に不確実性の影響が含まれることは回避できずと考えなければならない。このため、パラメータの感度分析を行い、結果の不確実性に大きく寄与する不確実性パラメータの重要度を定量的に分析することは、安全評価に内在する不確実性を効率的に減少させるために必要不可欠であるとともに、多くの研究分野にまたがる地層処分研究の収束性を保つ上でも重要である。

ここでは、安全評価上重要と考えられる総線量の最大値に着目し、モンテカルロシミュレーションから得られた総線量の最大値の不確実性に対して多変量解析手法を適用することにより、影響の高い重要パラメータを抽出するとともに、その感度を定量的に検討した感度分析について述べる。

4.1 感度分析の概要

地層処分の安全評価で考慮するパラメータの感度分析の特徴として入出力の関係が非線形であることが指摘されている¹¹⁾。これは、複数のパラメータがある一つの解析結果へ対応付けられるためであり、数学的には数十次元の入力空間と1次元の出力空間との間に大きな差が存在することに起因して、複数のパラメータをわずか1次元の出力次元に折り込ませているためである。このため、総

線量の最大値とパラメータの関係に対して通常の全域的な線形回帰モデルが適合しにくいという問題を生ずる。

上記問題に対して本研究では、既存の多変量解析手法であるクラスタ分析¹²⁾と重回帰分析¹³⁾を組み合わせた感度分析手法を適用した(図9参照)。クラスタ分析は、リアライゼーションから得られた結果について類似性を有するいくつかの集団としてグルーピングを行うことを目的として実施する。一方、重回帰分析は、クラスタ分析によって分割された各グループについてどのパラメータが結果の不確実性に対して局所的な感度を有するかを定量的かつ直接的に算出することを目的として実施する。以上の感度分析手法を用いることにより、総線量の最大値の不確実性に対して影響の大きいパラメータを明らかにしていく。

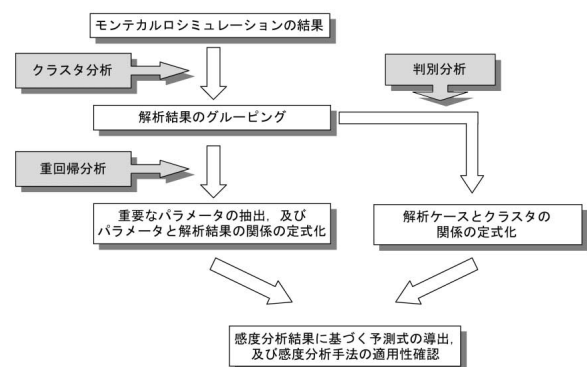


図9 感度解析フロー

ここで、本研究で用いた感度分析手法がどの程度実際の解析結果を表現できるかを調べるために、感度分析に基づく予測式から得られた結果とモンテカルロシミュレーションで得られた結果を比較する。具体的には、クラスタ分析から得られた解析ケースと各クラスタとの関係について判別分析¹³⁾を適用することにより、それらの関係を判別関数として定式化する。次に、各クラスタごとに得られている偏回帰係数から重回帰式を求め、入力パラメータセットと総線量の最大値の関係を定式化することにより予測式を求める。以上の判別式及び予測式にある入力パラメータセットを与えることにより得られた総線量の最大値と、モンテカルロシミュレーションにおける同じ入力パラメータセットでの総線量の最大値とを比較することにより、本研究で用いた感度分析手法の適用性を確認する。なお、モンテカルロシミュレーションにおいて実施した500リアライゼーションの入出力データのうち、480リアライゼーションをパラメータの感度分析に、残りの20リアライゼーションを感度分析手法の適用性確認に用いる。以下、各感度分析について述べる。

4.2 クラスタ分析

クラスタ分析とは、各個体をもつ属性値の類似性を基にグルーピングする手法であり、全体をいくつかの集団（以下、クラスタ）に分類するため

に利用される。ここでは、図8に示したモンテカルロシミュレーションから得られた総線量の最大値について、全リアライゼーションに対する各リアライゼーションの位置関係を基にグルーピングを行うことを目的として、クラスタ分析を実施する。具体的には、階層型のクラスタ分析法を適用し、モンテカルロシミュレーションから得られる全リアライゼーションについての総線量の最大値とその最大値が生ずる時間についてユークリッド平方距離を求め、類似度が高いもの（すなわち距離が近いもの）から逐次クラスタに統合していくことにより、複数のクラスタにグルーピングする。クラスタの構成手法としては、グルーピングの過程においてクラスタ内の個体数をウェイトとして考慮し、バランスのとれたクラスタ化を行うことができるウォード法¹⁴⁾を用いた。

クラスタ分析の結果を図10に示す。クラスタ1はおおよそ 2×10^4 年までに総線量が最大値を生ずるケースの集団であり、処分後早い時期に総線量が最大値となるケースも含まれている。クラスタ2はクラスタ1の後に総線量が最大値を生ずる比較的高い線量のケースの集団であり、クラスタ3は総線量の最大値が生ずる時間が遅く、線量も比較的低いケースの集団であることが示されている。

4.3 重回帰分析

全リアライゼーション及びクラスタ分析により

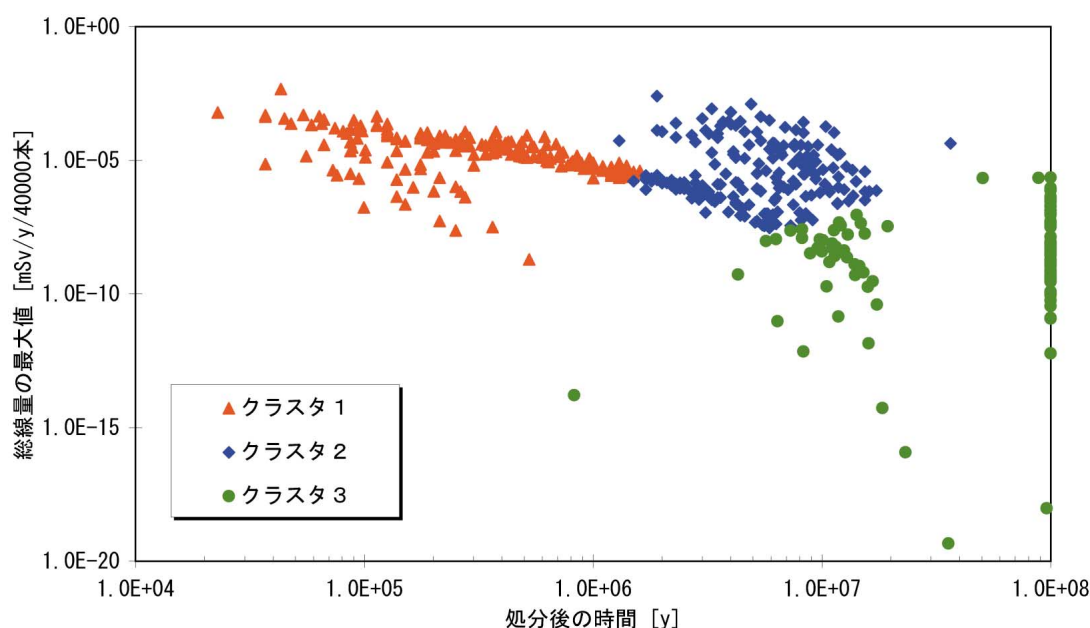


図10 総線量の最大値に対するクラスタ分析の結果

グルーピングされた三つのクラスタに含まれるリアライゼーションについて、総線量の最大値の変動に顕著な影響を持つパラメータを定量的に把握することを目的として重回帰分析を行う。分析においては単位やレンジの違いの影響を取り除くために、入力パラメータセット及び総線量の最大値に対して平均が0で分散が1となるように標準化を行う。総線量の最大値の変動に対する各パラメータの影響度は偏回帰係数で表現され、この値の絶対値が大きいほど総線量の最大値の変動に対して支配的なパラメータであると言える。

全リアライゼーションと各クラスタごとのリアライゼーションについて入力パラメータセット及び解析結果に対して実施した重回帰分析の結果のうち、顕著な感度を有するパラメータを表3にまとめる。

透水量係数の平均値は、全リアライゼーションを対象にした分析結果でも、各クラスタを対象にした分析結果でも影響が最も大きいパラメータであることが示されている。このことから、透水量係数の平均値は解析結果の全域について影響が高いパラメータであると考えられる。

一方、クラスタ2におけるNpの溶解度やクラスタ3におけるUやThの岩盤中の分配係数が総線量の最大値に影響を持つパラメータとして挙げられたが、全リアライゼーションを対象とした重回帰分析にはこれらの影響は示されていない。これは、全リアライゼーションを対象として重回帰分析を実施した場合には、透水量係数やマトリクス拡散深さなど全域的に影響の高いパラメータのみが抽出されるが、クラスタ分析を適用し各リアライゼーションを類型化することにより、全域的に

影響の大きいパラメータの感度に覆い隠されることなく、局所的に影響の高いパラメータとその感度を把握できたことを示している。

以上の検討から、クラスタ分析により類似性を有する結果をグルーピングした上で、クラスタごとに重回帰分析を行うことにより、複雑なパラメータの感度構造を解きほぐし、全域的な重回帰分析による感度分析では抽出できない局所的なパラメータの感度を把握できると考えられる。

4.4 感度分析手法の適用性の確認

感度分析で得られたパラメータの感度構造に関する知見に基づき、どの程度実際の解析結果を説明できるか調べることを目的として、20リアライゼーションの入力パラメータセット群に対して、クラスタ分析の結果に基づき導出した判別関数及び4.3章で導出した重回帰式を用いて総線量の最大値を予測し、モンテカルロシミュレーションから得られた実際の総線量の最大値と比較した。結果を図11に示す。多少ばらつきはあるものの、予測値と解析結果に大きな違いはない。このことから、本感度分析から得られた判別関数及び重回帰式を用いることにより安全評価上重要な指標である総線量の最大値を表現することが可能であると考えられる。

5. おわりに

本研究では、第2次取りまとめレファレンスケースについて構築された概念モデルに基づき、データの不確実性を取り扱うことができる確率論的評価コードを構築した。さらに、このコードを用いてレファレンスケースに設定したデータにつ

表3 重回帰分析において顕著な感度を有するパラメータ*

順位	全リアライゼーション**	クラスター1	クラスター2	クラスター3
1	透水量係数の平均値 (正)	透水量係数の平均値 (正)	透水量係数の平均値 (正)	透水量係数の平均値 (正)
2	岩盤に対するCsの分配係数 (負)	岩盤に対するCsの分配係数 (負)	マトリクス拡散深さ (負)	マトリクス拡散深さ (負)
3	マトリクス拡散深さ (負)	マトリクス拡散深さ (負)	岩盤に対するCsの分配係数 (負)	岩盤に対するUの分配係数 (負)
4	マトリクス拡散寄与面積率 (負)	マトリクス拡散寄与面積率 (負)	マトリクス拡散寄与面積率 (負)	岩盤に対するThの分配係数 (負)
5	—	ガラスの溶解速度 (正)	Npの溶解度 (正)	岩盤に対するCsの分配係数 (負)

*：正の相関は当該パラメータの増加により総線量の最大値が増加し、負の相関は当該パラメータの増加により総線量の最大値が減少することを示す。

**：5番目以降のパラメータの感度は無視できるほど小さい。

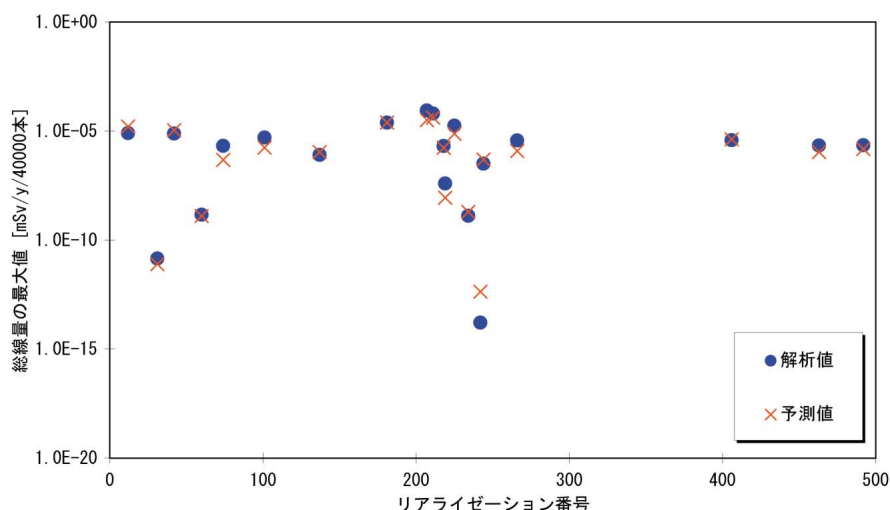


図11 予測値と解析値の比較

いて考えられる不確実性を網羅的に取り込んだモンテカルロシミュレーションを実施し、第2次取りまとめの安全評価結果と比較することにより、その保守性と十分性について確認した。

また、安全評価結果の不確実性に寄与する重要な不確実性パラメータの抽出とその重要度の定量的な分析を目的として、モンテカルロシミュレーションから得られる総線量の最大値に対するパラメータの感度分析を実施した。この結果、透水量係数が総線量の最大値の不確実性に対して最も高い影響を示した。また、マトリクス拡散深さや岩盤に対するCsの分配係数等のパラメータも総線量の最大値に対して高い影響を示したが、その大きさはクラスごとに異なることが確認できた。このことから、本感度分析手法を用いることにより、局所的なパラメータの感度構造を定量的に把握できると考えられる。さらに、感度分析から得られるパラメータの感度構造に関する情報を用いて予測した総線量の最大値は、実際の解析から得られる総線量の最大値を良く表現しており、影響の高いパラメータを用いて総線量の最大値を説明できることを確認した。

今後は、より詳細な現象を考慮したモデルを構築し安全評価モデルの高度化を目指すとともに、モンテカルロシミュレーションから得られる入出力情報に対して様々な感度分析手法を適用することによりパラメータの感度分析に関するノウハウを蓄積し、より効率的にデータの不確実性の影響を把握するための手法を構築していく予定である。

参考文献

- 1) 原子力委員会原子力バックエンド対策専門部会：“高レベル放射性廃棄物地層処分研究開発等の今後の進め方について”(1997)。
- 2) 核燃料サイクル開発機構：“わが国における高レベル放射性廃棄物地層処分の技術的信頼性—地層処分研究開発第2次取りまとめ—”，サイクル機構技術資料，JNC TN1400 99-020 (1999)。
- 3) 原子力委員会原子力バックエンド対策専門部会：“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”(2000)。
- 4) 澤田淳，井尻祐二，他：“亀裂性岩盤を対象とした天然バリア中の核種移行解析”，サイクル機構技術資料，JNC TN8400 99-093 (1999)。
- 5) Golder Associates：“GoldSim Contaminant Transport Module, User's Guide”，Golder Associates Inc.(2001)。
- 6) A. Saltelli, K. Chan et al.：“Sensitivity Analysis”，WILEY, p.20-28 (2000)。
- 7) 東侍郎，柴田雅博，他：“地層処分研究開発第2次取りまとめにおける放射性元素の溶解度評価”，サイクル機構技術資料，JNC TN8400 99-071(1999)。
- 8) 柴田雅博，佐藤治夫，他：“地層処分研究開発第2次取りまとめにおける緩衝材への放射性元素の分配係数の設定”，サイクル機構技術資料，JNC TN8400 99-072(1999)。
- 9) 澁谷朝紀，陶山忠宏，他：“性能評価で用いる岩石に対する核種の分配係数”，サイクル機構技術資料，JNC TN8410 99-051(1999)。
- 10) M. D. McKay, R. J. Beckman：“A comparison of three methods of selecting values of input variables in the analysis of output from a computer code”，Technometrics, 21, p.239-245(1979)。
- 11) 核燃料サイクル開発機構：“地層処分システム性能評価のための概括的感度解析手法の高度化(Ⅱ)”，研究委託内容報告書，PNC TJ1281 98-005(1998)。
- 12) 河口至商：“多変量解析入門Ⅱ”，森北出版 (1978)。

- 13) 河口至商：“多変量解析入門Ⅰ”，森北出版（1973）.
14) J. H. Ward：“Hierarchical Grouping to Optimize an

Objective Function”，Journal of the American Statistical Association, 58, p. 236-244(1963).



日本列島における大規模火砕流の特徴と熱的影響解析

石丸 恒存 角田 地文

東濃地科学センター

Characteristics of Large-scale Pyroclastic Flow Deposits in Japan and an Analysis of the Thermal Effect on Basement Rocks

Tsuneari ISHIMARU Chifumi KAKUTA

Tono Geoscience Center

過去の大規模火砕流が覆う範囲は現在の火山活動域より広範囲で、給源から数十km以上に及ぶため、火砕流堆積による基盤岩への影響を検討しておくことは地質環境の長期安定性を評価する上で重要である。本研究では、文献調査により日本の第四紀大規模火砕流として55給源108岩体を抽出し、噴出量や噴出年代等の観点から特徴を整理するとともに、火砕流堆積時の基盤岩の熱履歴について1次元熱伝導数値解析による検討を試みた。

数値解析では、例えば火砕流堆積物の層厚が100m、定置温度が900℃の場合、降雨等の冷却要因を無視すれば、基盤深度100mの場所で約100℃の温度が継続する時間は600年間程度と推定された。

The distribution of basement rocks thermally affected by overlying large-scale pyroclastic-flow deposits reveals a much broader region of eruptive activity in the past than in present volcanic regions. The examination of such thermal effects on basement rocks is therefore one key issue in the understanding of the long-term stability of the geological environment. We carried out a detailed literature survey and compilation of data concerning the characteristics of 108 Quaternary large-scale pyroclastic-flow deposits including eruption volume, eruption age, etc. Furthermore, we attempted to calculate the cooling history of basement rocks covered by large-scale pyroclastic-flow deposits using a numerical analysis based on a conductive cooling model.

One estimation obtained using the numerical analysis shows that for a theoretical 100m thick pyroclastic-flow deposit, with an emplacement temperature of 900℃, the duration time of a temperature of 100℃ at 100m below the contact surface in the basement rock would be about 600 years.

キーワード

第四紀火山、大規模火砕流、噴出規模、熱伝導数値解析、地質環境、長期安定性、熱的影響

Quaternary Volcano, Large-Scale Pyroclastic Flow, Eruption Volume, Cooling History Analysis, Geological Environment, Long-Term Stability, Thermal Effect



石丸 恒存

地質環境長期予測研究グループ所属
副主任研究員
地質環境の長期安定性に関する調査研究業務に従事



角田 地文

地質環境長期予測研究グループ所属
火山活動の影響に関する調査研究業務に従事

1. はじめに

東濃地科学センターでは、地質環境の長期安定性に関する調査研究を進めている。将来10万年程度の地質環境の長期的な安定性を評価するためには、火山活動や断層活動、隆起・侵食等の天然現象が地質環境へ及ぼす影響の範囲や程度に関する科学的な知見を整備・蓄積していくことが重要で

ある。

これら天然現象のうち、火山活動が周辺の地質環境へ及ぼすと考えられる影響としては、マグマの貫入・噴出などによる周辺岩盤への熱的な影響や、地熱系・熱水対流系の生成・発達などの水理学的・地球化学的な影響、火山性の地殻変動やカルデラの形成といった岩盤力学的な影響が想定される(図1)。

これら火山活動による地質環境への影響に関する知見については、石丸・清水(1991)¹⁾が予備的な報告を行った以後、サイクル機構の地層処分研究開発第2次取りまとめ²⁾において概括的・網羅的に報告されている。また、最近では、マグマ貫入の影響という観点からマグマの噴出跡の分布範囲に関して取りまとめた中田・田中(2001)³⁾の報告等がある。これらの報告では、火山活動の影響範囲という点に着目すると、大規模火砕流や火山灰の到達を除き、火山の噴出中心より20~30km離れた場所では火山活動による影響はほとんど及ばないとされている。

火砕流とは、火山の火口から吹き出た数百度の熱風が火山碎屑物を巻き込んで一団となって高速で地表を流下する現象(一種の粉体流;「熱雲」という学術用語もある)であり、大規模火砕流は、爆発的な噴火により給源から噴出し周囲へと広範

に流走する。過去に生じた大規模火砕流では、その堆積物が覆う範囲は現在の火山活動域より広範囲に及んでおり、給源から数十km、場合によっては100km以上に及ぶことがある。したがって、大規模火砕流の発生によって遠く離れた地下深部の地質環境が大きく乱されるとは考えにくいものの、高温の火砕流が堆積することによって基盤岩が被る熱的影響の程度を検討しておくことは地質環境の長期安定性を評価する上で必要と考える。

このため、本研究では、日本列島において第四紀に発生した大規模火砕流の特徴について、文献調査により特に規模や年代の観点から整理するとともに、それらの情報に基づいて、火砕流の堆積による基盤岩への熱的影響について熱伝導数値解析による検討を試みた。

2. 日本列島における第四紀の大規模火砕流

2.1 データファイルの作成

日本列島には図2に示すような第四紀火砕流堆積物が分布している。これらの火砕流堆積物は、他の第四紀火山岩類と比べて、分布地域は比較的限られるものの、個々の大規模火砕流の分布範囲は広範に及んでいる。地域的には、九州地方、東北地方、北海道において、火砕流堆積物の広範囲の分布が認められる。

火砕流堆積物に関するデータ収集に当たっては、基本的に、噴出量の規模が10km³以上のものを

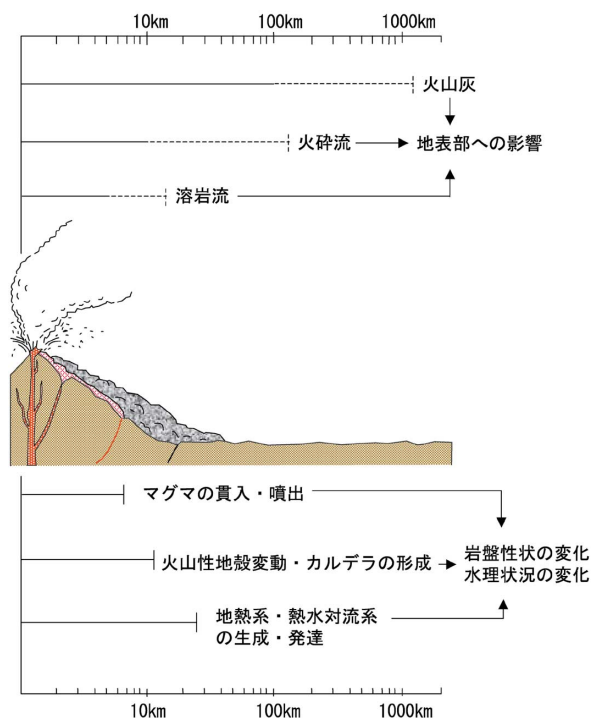
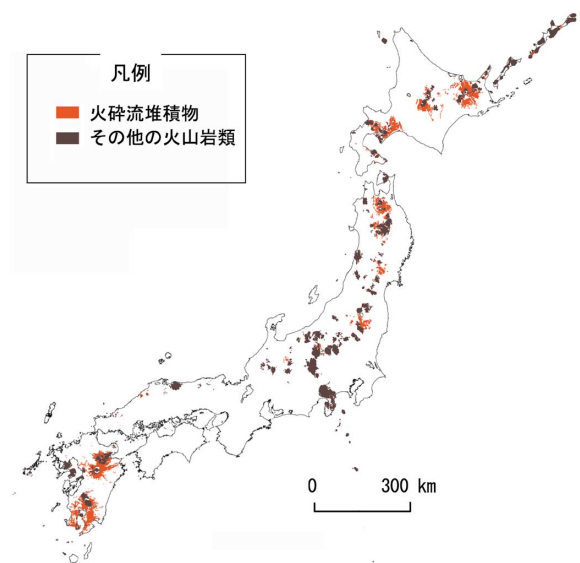


図1 火山活動による影響と範囲



100万の1日本地質図(地質調査所, 1995)を編集

図2 第四紀火山岩分布図
(火山岩, 火砕流堆積物)

大規模火砕流⁴⁾とし、噴出年代については、露頭情報の多さの観点から、主に第四紀後半のものを対象とした。

データ収集では、「第四紀火山カタログ」(第四紀火山カタログ委員会:1999)⁵⁾及び「火山灰アトラス」(町田・新井:1992)⁶⁾を基礎データとし、対象となる火砕流として55給源・108岩体を抽出した(表1)。なお、抽出した火砕流には、噴出量が10km³以上のもの以外に、活動期間中の溶岩流や火山灰等を含む総噴出物量が1km³以上(VEI>5)

のもの、及び小規模でも火砕流の噴出を伴い研究が比較的進んでいるものも含めた。

これら第四紀大規模火砕流(55給源・108岩体)を対象として、表2に示す手順に沿って、各整理項目についてデータを文献調査により収集し、データファイル化を行った(図3)。

2.2 大規模火砕流の特徴と傾向

第四紀大規模火砕流55給源・108岩体の中から、比較的露頭情報の多い主要30岩体を抽出し、そ

表1 第四紀大規模火砕流のリスト

給源火山名 (?:給源不確定)	火砕流名(給源名)	年代(千年前)	体積(km ³)		主要30岩体	
			総テフラ	火砕流	噴出量	周期
鬼界	幸屋(別名:竹島)	6.3	>170	50	◎	○
	長瀬	95	150	-	-	-
	小アピ山	-	-	-	-	-
阿多カルデラ	阿多	108 ±3	-	200	◎	○
	鳥浜	230 ~ 250	-	14	-	-
始良・桜島	入戸	25	>450	200	◎	○
	岩戸	<50	-	7~12	-	-
	吉野	300 ~ 500	-	-	-	-
	小田	970 ±220	-	-	-	-
加久藤カルデラ	鍋倉	850 ±290	-	-	-	-
	加久藤	300	-	>50	◎	○
	下門	350 ?	-	>50	◎	○
阿蘇	小林	400 ~ 500	-	-	-	-
	阿蘇4	90	-	>600	◎	○
	阿蘇3	125	-	>150	◎	○
	阿蘇2	180	-	50	◎	○
	阿蘇1	300	-	50	◎	○
猪牟田	今市	900	-	90	◎	○
	耶馬溪	1000	-	110	◎	○
九重	飯田	75	-	5	◎	○
万年山火山群	山甲川流紋岩	1200	-	-	-	-
	池代	2	-	0.04	◎	-
鶴見・伽藍	由布川	600	<20	5~20	◎	-
三瓶	三瓶	18 ~ 33	>2	>2	-	-
大山	堀	45 ~ 47	>20	-	-	-
多賀	(多賀)	530 ~ 690	70	-	-	-
箱根	東京軽石流	50	145	-	-	-
	(箱根古期外輪山)	190	40	-	-	-
	(箱根新期外輪山)	80 ~ 140	39	-	-	-
富士	(古富士)	>66 ~ 13	500	-	-	-
御嶽	濁流	80 ~ 90	22.5	-	-	-
	(古期御嶽火山)	40 ~ 80	41	-	-	-
上宝	上宝	650 ±250	40	40	-	-
		920 ±110	-	-	-	-
檜・穂高	丹生川	2300 ~ 2500	400	400	-	-
		1760 ±170	-	-	-	-
	恵比寿峠火砕堆積物	1750	>120	-	-	-
樺沢	奥飛騨	640	20	10	-	-
立山	称名滝	133 ±20	>6.9	8.5	◎	-
	谷口	-	-	-	-	-
飛騨大峰	大峰溶結凝灰岩[1]	1000 ~ 1670	>30	>30	-	-
妙高	(妙高)	20 ~ 300	50	-	-	-
浅間	(黒斑)	80 ~ 90	>41	-	-	-
毛無		19.26 ~ 24	-	-	-	-
	(毛無)	1000 ~ 1600	63	-	-	-
榛名		340 ~ 310	180	-	-	-
	(榛名)	40.5 ±4	-	-	-	-
赤城	(赤城)	400 ~ AD1251?	>100	-	-	-
武尊	(武尊(ぼたか))	1050 ~ 1800	>56.7	-	-	-
女峰赤蓮	(女峰赤蓮)	350 ~ 500	51	-	-	-
高原	(釈迦ヶ岳)	35 ~ 100	55	-	-	-
白河	隅戸火砕流	1310	40	40	-	-
	芦野火砕流	1200	40	40	-	-
	西郷火砕流	1110	60	60	-	-
	天栄火砕流	1060	16	16	-	-

給源火山名 (?:給源不確定)	火砕流名(給源名)	年代(千年前)	体積(km ³)		主要30岩体	
			総テフラ	火砕流	噴出量	周期
鳴子	柳沢凝灰岩	45	>4.5	5	◎	○
	荷坂凝灰岩	73	>3.0	5	◎	-
鬼首	下山里凝灰岩	210	>2	2	◎	○
	池月凝灰岩	200 ~ 300	>18	50	◎	-
向町	(向町カルデラ)	630, 610, 83 (中央値)	>25	>25	-	-
栗駒	(栗駒)	500 ~ 0	40	-	-	-
兜山	木地山溶結凝灰岩類[1]	300	>8	>8	-	-
	兜山溶結凝灰岩	1160	>5	>5	-	-
鳥海	(古期火山体)	160 ~ 550	67	-	-	-
玉川	玉川溶結凝灰岩D[3]	1000	>50	>50	◎	○
	玉川溶結凝灰岩R4	2000	>130	>130	◎	-
七時雨	(七時雨)	960 ~ 1060	>73	-	-	-
十和田	十和田八戸	13	-	56	◎	○
	十和田大不動	25	-	46	◎	○
	十和田奥瀬	55	-	10	◎	-
碓ヶ関	虹貝凝灰岩	2000 ~ 2500	>42	>42	-	-
沖浦	青荷凝灰岩	1500	>152	>152	-	-
岩木	(岩木)	330 ~ 0	49	-	-	-
八甲田	八甲田第2期	250 ~ 400	-	36	◎	○
	八甲田第1期	500 ~ 650	-	37	◎	-
青ヶ島	(池之沢火口)	3.5 ~ AD1785	149	-	-	-
銭亀沢	銭亀女部川	33 ~ 45	>28	9	-	-
駒ヶ岳	駒ヶ岳C2	AD1694	>13.8?	-	-	-
洞爺	洞爺2	100 ±10	>150※	>20※	◎	○
	洞爺1	140 ±20	-	-	◎	-
	社簗(そうべつ)	1590 ±330	-	-	-	-
倶多楽・登別	クッタラ第1	40 ~ 42	>62.8	-	-	-
	クッタラ第3	-	-	-	-	-
	クッタラ第4	-	-	-	-	-
	クッタラ第6	>49	-	-	-	-
	クッタラ第7	-	-	-	-	-
支笏	クッタラ第8	-	-	-	-	-
	支笏第1	31.9 ±2	>100	100	◎	○
十勝	支笏第7-10	>40	-	-	-	-
	トムラウシ	1410 ±210	>60	9.4	-	-
大雪	大雪層雲峡	30 ~ 34	-	>17	-	-
	大雪大函1	-	-	-	-	-
	大雪大函2	-	-	-	-	-
然別	屈足	750 ~ 960	-	-	-	-
阿寒	雌阿寒	570 ±40	-	-	-	-
	阿寒	-	-	-	-	-
	阿寒下部	-	-	-	-	-
屈斜路	アトサスプリ	>12	>13.8	>10	-	-
	(蘆等山)	-	41.7	-	-	-
	クッチャロ1	10 ~ 30	100	48	-	-
	クッチャロ2・3	30 ~ 70	-	28	-	-
	クッチャロ4	100 ~ 120	>150	20	◎	○
	クッチャロ5	>130	-	20	-	-
	クッチャロ6	-	-	20	-	-
	クッチャロ7	H2段丘を覆う	-	8	-	-
摩周	クッチャロ8	H1とH2海進の間	-	20	-	-
	古梅	340 ±80	-	40	-	-
摩周	摩周	6 ~ 7	>11	>11	-	-

データは「第四紀火山カタログ」及び「火山灰アトラス」より抜粋、一部修正

※:記載した噴出量は洞爺1, 2をまとめたもの

噴出量◎:図5(a)のデータに用いたもの、周期○:図5(b)のデータに用いたもの

表2 大規模火砕流のデータファイル化項目

手順	目 的	対象とした火砕流	整 理 項 目
1	大規模火砕流の概要整理	第四紀火砕流（55給源108岩体以上）	・給源名/火砕流名 ・年代(測定法) ・概略分布面積 ・噴出物の体積 ・VEI（噴火規模指数） ・溶結作用の有無
2	火砕流の特徴の詳細検討	噴火規模が大きい火砕流（1 km ³ 以上）及び研究が比較的進んでいる火砕流（30岩体）	・噴出量/分布範囲 ・噴出年代/活動周期 ・岩相/化学組成 ・SiO ₂ 量 (wt%) ・溶結度 ・最大層厚 ・推定定置温度
3	給源からの距離と層厚・溶結度との関係の検討	阿蘇4火砕流, 耶馬溪火砕流, 今市火砕流（3岩体）	・露頭での層厚 ・溶結度 ・推定定置温度

整理No. :	28
給 源 名 :	阿 蘇
選択火砕流名 :	阿蘇 4

給源に属する火砕流と年代差（活動周期）			
火砕流名	年代(千年)	測定法	年代差
阿蘇 4	90	E, FT, KA, ST, TL, U	-
阿蘇 3	125	-	35
阿蘇 2	180	-	55
阿蘇 1	300	-	120

文献名	規 模		噴出年代		岩 相	溶結度	層厚 (m)	化学組成 (SiO ₂ %)	推定定置 温度(°C)
	噴出量 (km ³)	分布 (km ²)	測定値 (ka)	測 定 方 法					
第四紀火山カタログ委員会編*1 (1999)	>600	—	90	—	デイサイト・流紋岩	—	—	—	—
町田・新井*2 (1992)	>600	10 ⁶	70 ~ (90)	E, FT, KA, S T, TL, U	—	強溶結	—	—	—
中島・藤井*3 (1998)	—	—	89 ± 7 *4	KA	—	—	—	—	—
小野ほか*5 (1977)	—	—	>43	—	安山岩	強溶結	>20	—	—
〃 (1977)	—	—	—	—	流紋岩	—	—	—	—

位置		火砕流					基盤岩			
地点No.	給源距離(km)	層厚(m)	溶結度	変形構造	推定温度	その他	名称	風化状況	変質度	その他
①	35	最大80	非-強	引張節理	—	—	阿蘇3火砕流堆積物	—	—	—
②	70	1.5	非	—	(炭化樹木有)	—	中原層(砂礫層~森林土)	—	—	—
③	30	100	非-強	—	—	—	今市火砕流堆積物	—	—	—
④	35	—	非-強	—	—	—	阿蘇3火砕流堆積物	—	—	—
⑤	80	0.2	非	—	—	—	—	—	—	—
⑥	70	20	非-弱	—	(炭化木片有)	—	阿多火砕流堆積物	—	—	—
⑦	25	10以上	強	—	—	—	—	—	—	—

- ① 小野(1996) 大分県竹田市七里
 ② 下山(1996) 佐賀県三養基郡上峰町堤
 ③ 小野(1996) 大分県直入郡直入町長湯南方
 ④ 小野(1996) 大分県竹田市竹田高校裏
 ⑤ 長岡(1996) 宮崎県西都市都都郡大安寺
 ⑥ 町田(1996) 熊本県錦町山下
 ⑦ 鎌田(1997) 熊本県小国町下廣瀬

<出典>

- ①~⑥：第四紀露頭集-日本のテフラ, 日本第四紀学会
 ⑦：宮原地域の地質, 5万分の1地質図幅, 地質調査所

- *1 日本の第四紀火山カタログ, 日本火山学会
 *2 火山灰アトラス, 東京大学出版会
 *3 第四紀研究, 37, 5, p. 371-383
 *4 松本ほか(1991), 日本火山学会講演予稿集, 2, p. 73
 *5 竹田地域の地質, 5万分の1地質図幅, 地質調査所
 *6 Jap. J. Geol. Geogr., 19, p.1-57
 *7 Geology.Mem.Fac.Educ., Kumamoto Univ.(Natural Science), 27, p.97-120

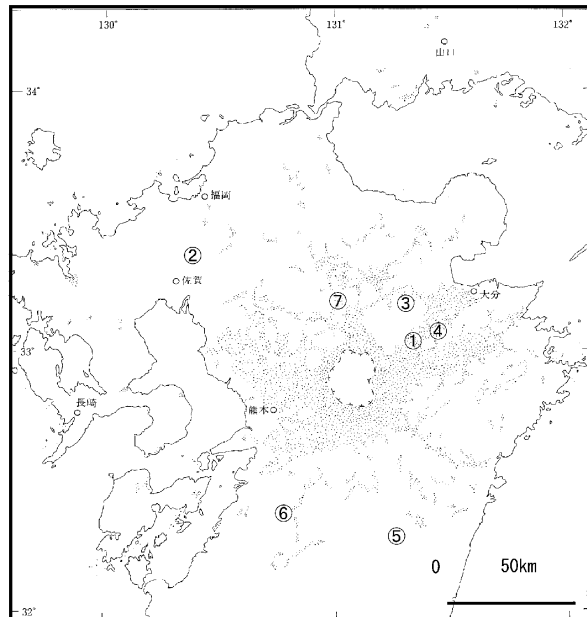


図3 データファイル化の例（阿蘇4）

Matumoto (1943)*6, Watanabe (1978)*7による火砕流分布図に露頭位置を記入した。

の特徴について詳細な検討を行った。また、主要30岩体の中から比較的分布範囲の広い3岩体を選んで、露頭情報を整理し、火砕流の給源からの距離と層厚・溶結度との関係について検討を行った。

(1) 主要30岩体の特徴

図4に主要30岩体について、給源位置で九州・中部・東北・北海道に区分し、その噴出量 (km^3) を示す。各噴出物量について、全国的には10~100 km^3 のものが多く、そのうちのほとんどは50 km^3 以下である。九州における噴出物量は、他の地域に比べ多い傾向があるが、阿蘇4火砕流 (600 km^3) を除けば、最大級で200 km^3 程度である。主要30岩体の特徴の概要については、表3に整理した。

つぎに、噴出量・噴出年代・周期の関係について詳細な検討を試みた。主要30岩体についての噴出量と噴出年代のプロットを図5(a)に示す。地域ごとの傾向としては、九州では100万年前頃から50~100 km^3 の噴出が多く、特に約10万年前以降には噴出量200 km^3 以上のものがみられる。中でも阿蘇4火砕流は、第四紀の日本列島では例外的に噴出規模が大きい。東北では200万年前頃から活動(玉川溶結凝灰岩R4)が認められ、それ以後噴出量が100 km^3 以上のものはみられない。北海道では20万年前以降の比較的若い活動が多く、噴出量は10~100 km^3 である。

主要30岩体のうち、前回の大規模火砕流噴出時

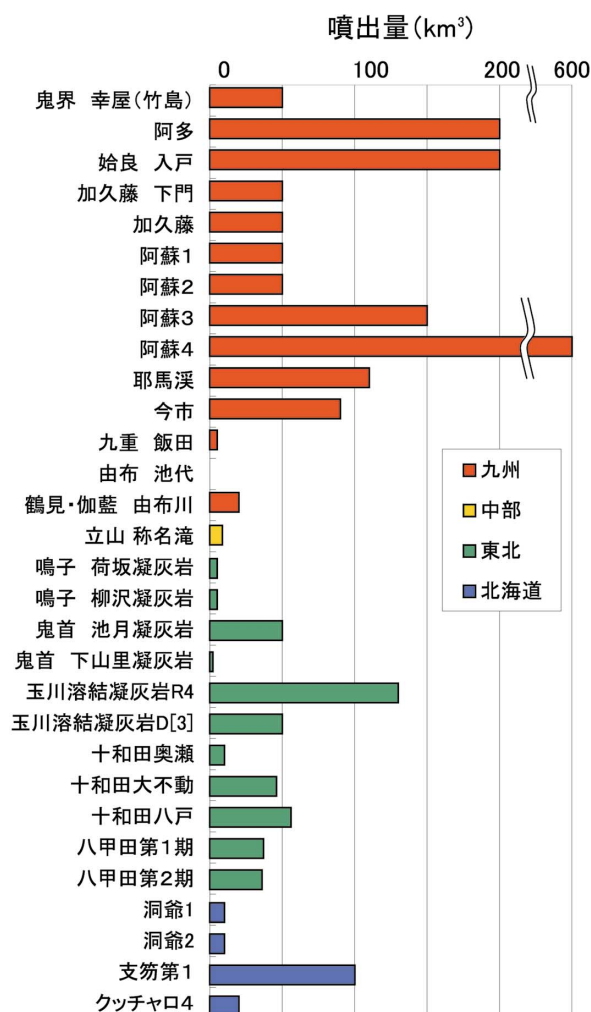
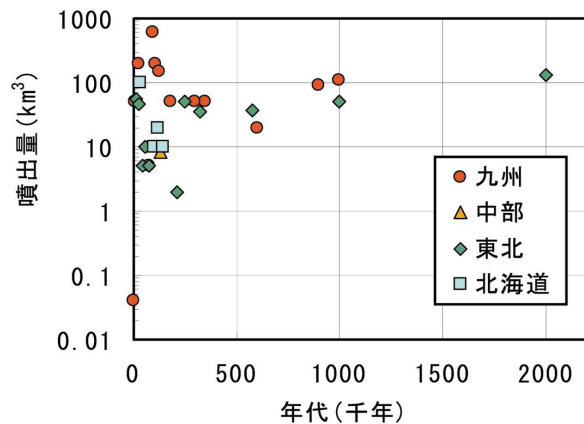


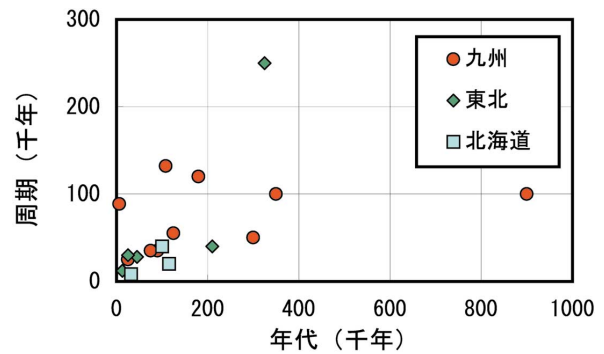
図4 大規模火砕流(主要30岩体)の噴出量

表3 大規模火砕流(主要30岩体)の特徴の概要

項目	特徴・傾向	備考
①噴出量	10~100 km^3 のものが多く、特に50 km^3 以下が多い。最大級はおおむね200 km^3 程度。200 km^3 以上の火砕流は、噴出量最大の阿蘇4のみ (600 km^3 以上)。	噴出時の推定体積を採用。
②噴出年代値	6千年~200万年前の範囲。10万~40万年前のものが比較的多い。	既往の年代測定データの算術中央値を採用。
③周期	概して10万年以下。15年以上のものは2岩体(八甲田第2期(25万年)、玉川溶結凝灰岩D[3](100万年))。	前回の大規模火砕流噴出時からの活動休止期間を周期とした。
④岩相・ SiO_2 量 (w.t.%)	全体として、安山岩・デイサイト質~流紋岩質の組成であり、デイサイト~デイサイト・流紋岩質が最も多い。東北・北海道のものは、比較的珪質であり、デイサイト~流紋岩質である。特に北海道のものは、デイサイト・流紋岩質~流紋岩質のみである。 SiO_2 量 (w.t.%) は、60 (阿蘇4) ~77.3 (加久藤)。	既往の全岩化学組成の分析データの算術中央値を採用した。各火砕流のデータの母集団数は一定ではない。
⑤最大溶結度	九州には強溶結が比較的多く、東北・北海道には非溶結のことが多い。	岩相記載のある文献に基づき、岩体での最大級の溶結度を示した。非溶結、弱溶結、強溶結と区分。
⑥最大層厚	概して50m以下、最大級で150m程度。それ以上のものは5岩体(耶馬溪(150m)、玉川溶結凝灰岩R4(150m)、阿蘇4(200m)、由布川(200m)、立山称名滝火砕流(450m: 谷埋め堆積))。	現在露頭で確認される最大層厚を記載した。層厚は原地形に大きく依存し、また一般に堆積後の侵食作用により減少している。
⑦定置温度	堆積時の推定最高温度は450~600°C前後以上。(噴出時の推定マグマ温度では、770°C (入戸)、1,000°C (鬼界幸屋)がある)	火砕流堆積後の最高温度。データはいずれも熱残留磁気による推定。

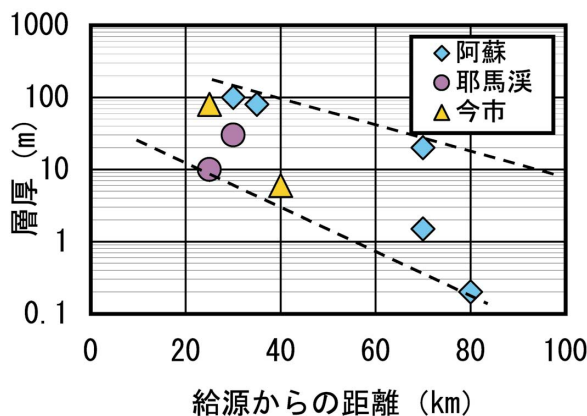


(a) 噴出年代と噴出量

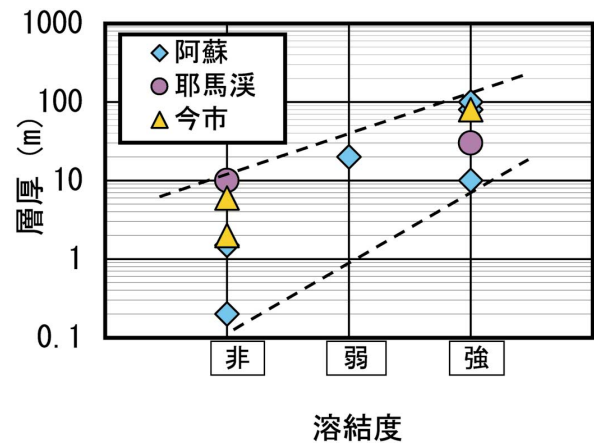


(b) 噴出年代と周期

図5 主要火砕流の噴出年代と噴出量・周期の関係



(a) 層厚と給源距離



(b) 層厚と溶結度

図6 露頭での層厚と給源距離・溶結度の関係

からの活動休止期間（以下、周期）の算出可能な19岩体を抽出し、特異的に周期の長い東北の玉川溶結凝灰岩D3（周期100万年）を除いて噴出年代と周期のプロット図を作成した〔図5(b)〕。この図からは、噴出年代と周期との間に明瞭な関係は認められないが、地域的には九州でほとんどが周期5万年～15万年、北海道で周期5万年以下という傾向が認められる。東北では、噴出年代が約20万年前以降では周期は5万年以下となっている。

以上のように、火砕流の噴出量や噴出年代、周期には地域ごとに異なった特徴や傾向が認められる。これは各地域のテクトニクスの変化やマグマ供給システムやマグマ上昇プロセスの違いを反映しているものと考えられる。

(2) 火砕流の給源からの距離と層厚・溶結度との関係

主要30岩体のうち比較的分布範囲の広い、阿蘇

4火砕流（露頭数6地点）、今市火砕流（露頭数3地点）、耶馬溪火砕流（露頭数2地点）の3岩体について、給源からの距離と各露頭のデータの関係について検討を行った。

図6(a)の層厚と給源からの距離との関係においては、給源からの距離が大きくなるほど火砕流堆積物の層厚は小さくなるという傾向が認められた。また、図6(b)の層厚と溶結度との関係においては、層厚が大きいものほど、溶結度は高くなるという傾向が認められた。これらいずれの傾向も、高温の火砕流の発生と流走・堆積という現象を思い浮かべれば、容易に考え得る点ではあるが、今回の露頭データによる検討もそのことを支持していると言える。

なお、層厚と給源からの距離及び溶結度との関係における“ばらつき”の理由としては、火砕流は一種の粉体流であり、原地形の谷部に選択的に

堆積するため、地形形状に大きく影響を受けることが考えられる。したがって、給源からの距離と層厚との関係を一律的に論じることはできない。

3. 火砕流堆積時の熱的影響の熱伝導数値解析

火砕流が基盤岩に堆積した際に、深度方向にどの程度の熱的影響が及ぶのかを推定するために、収集データを踏まえて、火砕流堆積時の熱構造モデルに基づく基盤岩の熱履歴について、熱伝導数値解析による検討を試みた。

一般に、ある程度以上に厚い火砕流堆積物では、構成粒子の持つ熱の作用により、さまざまな成層構造（累帯構造）が生じる。高温で圧密の大きい部分では、溶結作用が生じるため、温度構造を反映し、強溶結部・弱溶結部・非溶結部の層状の構造が生じている。

火砕流の温度構造・冷却過程等の熱構造のモデルには、河野・大島 (1971)⁷⁾、Riehle (1973)⁸⁾、Kamata et al. (1993)⁹⁾ 等がある。これらの研究では計算式を構成するパラメータの検討においてそれぞれ特徴があり、例えば、河野・大島 (1971)⁷⁾ では火砕流堆積物の空隙率に、Riehle (1973)⁸⁾ では溶結する過程での圧密作用に着目している。このうち Kamata et al. (1993)⁹⁾ では、火砕流内部だけではなく熱伝導による基盤中の温度変化を考慮に入れた計算式による検討を行っており、本研究の目的である基盤岩への熱的影響を検討する上で有効であると判断し、この計算式を今回の熱伝導数値解析に適用した。

3.1 解析方法

今回適用した Kamata et al. (1993)⁹⁾ の計算式は、米国オレゴン州の Wineglass（ワイングラス）溶結凝灰岩を対象にした 1 次元熱伝導モデルである。この計算式を用いて、日本列島の大規模火砕流の特徴に基づき解析条件を設定して解析を行った。解析では、火砕流の噴火様式は陸上噴出とし、水による冷却作用は考慮していない。計算式は以下のとおりである。

$$T = 0.5 (T_o - T_s) [2 \operatorname{erf} \{x/2(\alpha t)^{1/2}\} \\ - \operatorname{erf} \{(x-d)/2(\alpha t)^{1/2}\} \\ - \operatorname{erf} \{(x+d)/2(\alpha t)^{1/2}\}] \\ + T_s$$

ここで、

T : 深度 x (m) での温度

T_o : 火砕流堆積物の定置温度 (°C)

T_s : 周囲の空気と基盤の温度 (20°C)

x : 火砕流堆積物表面からの深度 (m)

α : 熱拡散係数 (m²/yr)

t : 冷却開始からの時間 (yr)

d : 火砕流堆積物の層厚 (m)

(なお、erf (x) は x の誤差関数)

この式によると、任意の深度での温度に関して支配的な要素は、火砕流堆積時の層厚 (d) と定置温度 (T_o) である。今回の計算では、この 2 つのパラメータについて、日本列島の大規模火砕流の特徴 (表 3) での⑥最大層厚と⑦定置温度を参考とし、一般的な最大層厚と最高温度の範囲をカバーするように数ケースを設定し (表 4)、パラメトリックな数値解析を行った。

表 4 熱伝導数値解析のパラメータ設定

項 目	設 定 値
火砕流堆積物の層厚 (d)	50, 100, 150 (m)
火砕流の定置温度 (T _o)	600, 700, 800, 900 (°C)
熱拡散係数 (α)	14.8 (m ² /yr) [Kamata et al. (1993) ⁹⁾ の値]

3.2 解析結果

表 4 の設定を用いた数値解析結果として、層厚 (d)=100m、定置温度 (T_o)=600, 900°C の場合を例に、任意の基盤深度での時間毎の温度変化 (ハッチ部分は堆積した火砕流内部を示す) を図 7 (a), (b) に、また、基盤深度毎の温度の経時変化を図 8 (a), (b) に示す。

図 7 では、火砕流の堆積直後は火砕流内部のみが高温であるが、時間経過とともに熱伝導によって基盤温度が上昇し、より深部へと熱が伝わりつつ、次第に冷却していく過程が示されている。図 8 では、基盤深度 0~200m での温度変化を示しており、より深部ほど上昇する温度は低いが、温度上昇に要する時間と一定温度が継続する時間が長くなる傾向が認められる。

例えば、図 8 (b) に示す層厚 (d)=100m、定置温度 (T_o)=900°C の場合の解析では、基盤深度 100m において 100°C に達するのは堆積時より 210

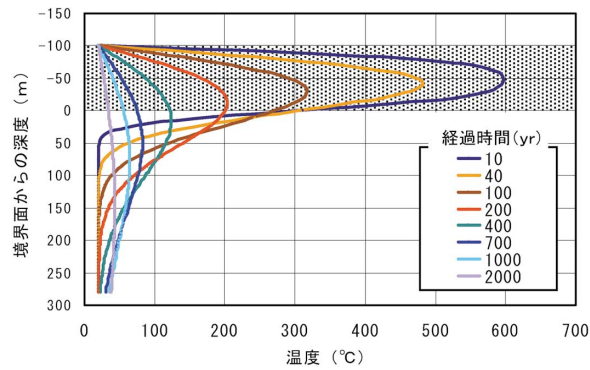
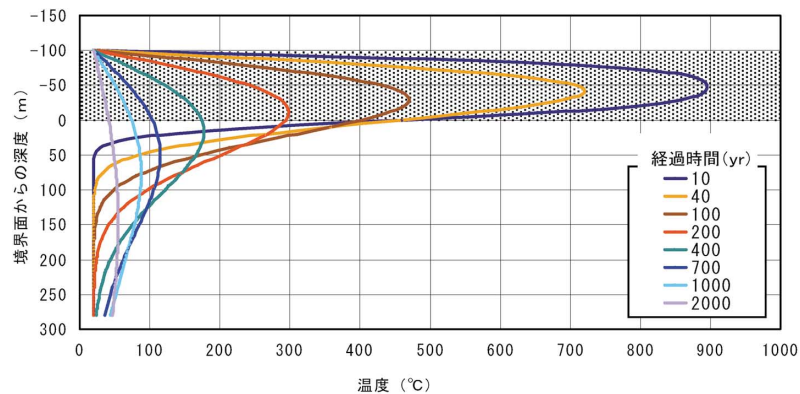
(a) $d=100\text{m}$, $T_o=600^\circ\text{C}$ (b) $d=100\text{m}$, $T_o=900^\circ\text{C}$

図7 基盤中の深度-温度曲線 (時間毎)

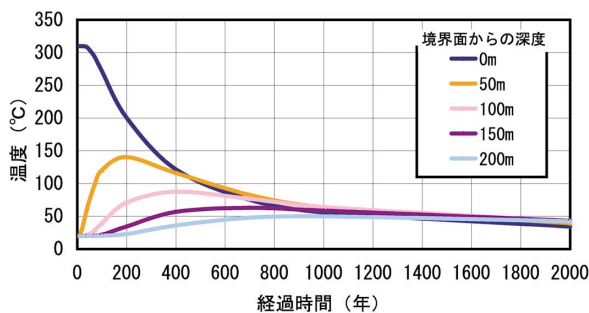
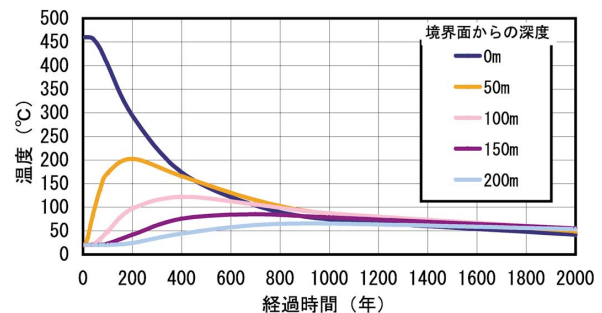
(a) $d=100\text{m}$, $T_o=600^\circ\text{C}$ (b) $d=100\text{m}$, $T_o=900^\circ\text{C}$

図8 基盤中の経過時間-温度曲線 (深度毎)

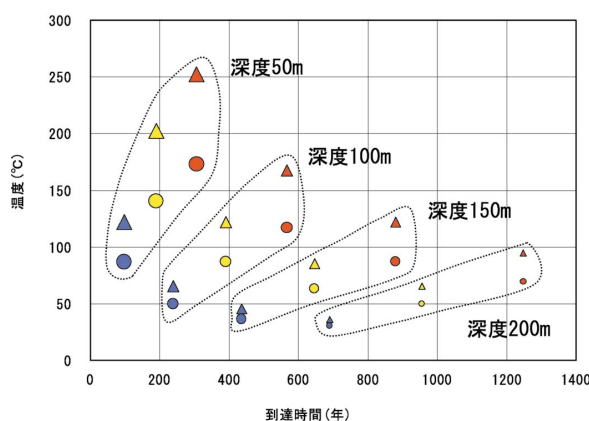
年後であり、それ以後 100°C 以上の温度継続時間は570年間という結果になっている。

3.3 解析結果の考察

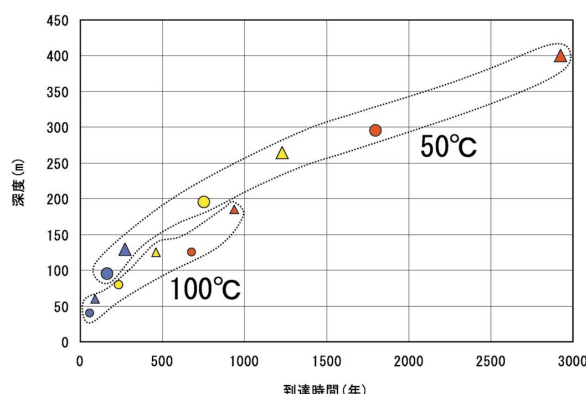
基盤岩への熱的影響に関して、数値解析結果に基づいて、①ある深度での最高上昇温度 (影響程度)、②ある温度に上昇する最大深度 (影響範囲)、③ある温度の継続時間 (影響期間) について検討を行った。

①の検討として、火砕流の定置温度が 600°C 、 900°C の場合の各層厚に対して、基盤中での深度毎

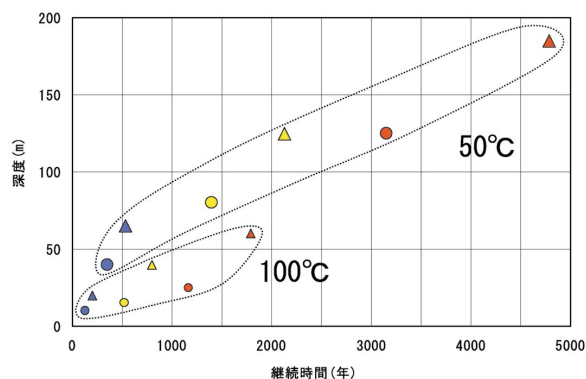
の最高温度とその温度に達する時間についてプロット図を作成した [図9(a)]。この図から、火砕流の層厚が厚いほど、任意の深度の最高温度は高く、また、その温度に達するまでの時間も長くなること分かる。同じ深度における最高温度とその温度に達するまでの時間は、概していえば、両者とも層厚が50mの場合に対して、層厚100mで約1.5～2倍、層厚150mの場合は約2～3倍である。例えば、深度100mでの最高温度は、層厚50mの場合には $50\sim 65^\circ\text{C}$ (240年後) であり、層厚100m場合で $87\sim 122^\circ\text{C}$ (390年後)、層厚150m場合で



(a) 基盤中の最高温度と到達時間（深度毎）



(b) 50°C, 100°C上昇の最大基盤深度と到達時間



(c) 50°C, 100°Cの最長継続時間と基盤深度

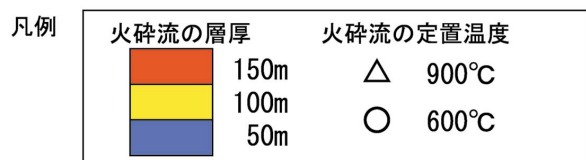


図9 数値解析結果に基づく基盤岩への熱的影響

117~167°C（570年後）である。

②の検討として、基盤中での上昇温度（50, 100°C）の最大深度とその時期について、火砕流の定置温度が600°C, 900°Cの場合の各層厚に

対してプロット図を作成した〔図9(b)〕。定置温度900°Cの場合100°C（50°C）に達する最大深度は、層厚が50mの場合で深度60m（130m）、層厚100mで深度125m（265m）、層厚150mで深度185m（400m）となる。このように基盤中での50, 100°Cの最大深度は、火砕流の層厚が50mの場合に対して、おおむね層厚100mで約2倍、層厚150mでは約3倍となっている。

③の検討として、火砕流の定置温度が600°C, 900°Cの場合の各層厚に対して、基盤中の各温度（50°C, 100°C）の最長継続時間とその深度についてもプロット図を作成し検討を行った〔図9(c)〕。各温度の最長継続時間は、層厚50mの場合に対して、層厚100mで約4倍、層厚150mで約9倍となる。

以上、火砕流堆積による基盤岩への熱的影響の程度・範囲・期間は、堆積時の層厚によって非常に幅がみられ、層厚が大きい場合ほど、ある温度に上昇する基盤中の最大深度はより大きく、ある温度の継続時間はより長くなる傾向が認められた。つまり、火砕流による基盤岩中への熱的影響に関しては、火砕流堆積物の層厚（火砕流の規模）は重要な要素であり、火砕流堆積物が厚いほど基盤岩中での「保温効果」のため、数百年以上のより長期間にわたり熱的影響が及ぶことが推定された。

4. まとめ

本研究で得られた結果は、以下のようにまとめられる。

- ① 第四紀の大規模火砕流について、55給源108岩体の特性に関するデータファイルを作成し、そのうちの主要30岩体について特徴を整理した。
- ② 噴出量が100km³以上と見積もられる第四紀の大規模火砕流は非常に限られており、このうち最大規模のものは阿蘇4火砕流（600km³以上と推定）である。
- ③ 火砕流の噴出量や噴出年代、周期には地域ごとに異なった特徴や傾向が認められる。これは各地域のテクトニクスの変化やマグマ供給・上昇メカニズムの違いを反映していると考えられる。
- ④ 火砕流堆積による基盤岩への熱的影響に関する一次元熱伝導数値解析の結果、火砕流堆積物の層厚が大きいほど、ある温度に上昇する基盤中の最大深度はより大きく、ある温度の継続時間はより長くなり、基盤中の熱が数百年以上の

長期間にわたって保存されることが推定された。

なお、今回の熱伝導解析結果では、例えば火砕流の堆積（定置温度900℃）が100mを超えた場合には、基盤深度100mの場所で堆積時より約200年後に100℃に達し、その後、100℃以上の温度が継続する時間は600年間程度と推定された。

ただし、実際の天然における現象としては、降雨などによる火砕流堆積物の温度低下や溶結部・非溶結部による熱の緩衝作用、基盤岩中の地下水による冷却作用などが考えられる。また、第四紀の大規模火砕流として例外的に規模の大きな阿蘇4火砕流の場合においても、給源より40km以上離れた場所においては、火砕流堆積物の層厚が数十mを越すような箇所は極めて限られている。

このため、地質環境の長期安定性の観点からは、今回の数値解析結果は「保守的推定値」ということができる。現実的には、火砕流の堆積によって地下数百mの基盤岩中が被る熱的な影響は、火山から一定の距離を保てば、無視できる程度に非常に小さくなるものと考えられる。

5. おわりに

今後は、大規模火砕流による基盤への熱的影響の熱伝導数値解析結果を検証するために、火砕流堆積物と基盤岩の境界が直接観察できる場所において試料採取を行い、熱年代学的手法（鉱物の閉鎖温度解析）により熱的影響を検討する予定である。

実際の現象としては、一般に火砕流堆積物は、時間間隙を持った複数のフローユニットが重なって構成される場合が多いことから、先行するユニットによる熱の緩衝作用などの効果が考えられる。また、例えば、現世における三宅島溶岩流の観測では、節理形成と脱ガスが溶岩流の冷却過程に有効に作用していることが示されている¹⁰⁾。

したがって、実際には、基盤中の上昇温度や保温期間は解析結果よりも小さくなると考えられ、その効果の考察には野外での観察的検討が重要である。

なお、今回の解析は一次元の熱伝導解析であり、火砕流堆積物の3次元的な分布や層厚の変化を考

慮に入れていないため、今後より詳細に熱的影響を評価するためには、谷地形の埋積等の地形形状を考慮した解析・検討を行う必要がある。

謝 辞

本研究を進めるに当たって、京都大学総合人間学部の鎌田浩毅博士、(株)京都フィッシュン・トラックの檀原徹氏には多数の貴重な御教示を賜った。また、データの収集・解析においてはサンコーコンサルティング（株）にご協力いただいた。厚く感謝申し上げる。

参考文献

- 1) 石丸恒存, 清水和彦: “地質環境の長期的隔離性能に係わる天然事象について (2) —火山活動—”, 動力炉・核燃料開発事業団, PNC TN7410 91-031 (1991).
- 2) 核燃料サイクル開発機構: “わが国における高レベル放射性廃棄物地層処分の技術的信頼性—地層処分研究開発第2次取りまとめ—分冊1 わが国の地質環境”, 核燃料サイクル開発機構, JNC TN1400 99-021 (1999).
- 3) 中田英二, 田中和広: “マグマの貫入が岩盤に与える影響—活火山周辺に分布するマグマ噴出跡の分布—”, 日本応用地質学会平成13年度研究発表会講演要旨集, p. 55-58 (2001).
- 4) 宇井忠英編: “火山噴火と災害”, 東京大学出版会, p. 34 (1997).
- 5) 第四紀火山カタログ委員会編: “日本の第四紀火山カタログ”, 日本火山学会 (1999).
- 6) 町田 洋, 新井 房夫: “火山灰アトラス”, 東京大学出版会, pp. 276 (1992).
- 7) 河野芳輝, 大島恭磨: “火砕流堆積物の溶結過程に関する数値実験”, 火山 第2集, 16, p. 1-14 (1971).
- 8) Riehle, J. R.: “Calculated compaction profiles of rhyolitic ash-flow tuffs”, Geol. Soc. Am. Bull., 84, p. 2193-2216 (1973).
- 9) H. KAMATA, K. SUZUKI-KAMATA, et al.: “Deformation of the Wineglass Welded Tuff and the timing of caldera collapse at Crater Lake, Oregon”, Journal of Volcanology and Geothermal Research, 56, p. 253-266 (1993).
- 10) 須藤茂, 阪口圭一, 他: “三宅島1983年溶岩の冷却過程”, 火山 第2集, 29, 特集号, p. 253-265 (1984).



TRU廃棄物処分におけるセメント系材料に対する収着データベースの整備

加藤 大生 三原 守弘 本田 明 大井 貴夫

東海事業所 環境保全・研究開発センター 処分研究部

Compilation of the Sorption for Cementitious Materials of TRU Waste Disposal System

Hiroshige KATO Morihiro MIHARA Akira HONDA Takao OHI

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

TRU廃棄物処分システムの性能評価においては、廃棄体や充填材等にセメント系材料の使用が考えられているため、セメント系材料に対する放射性核種の分配係数が重要なパラメータとなる。このため、文献や内部試験から分配係数を収集し、収着データベース（SDB）を作成した。本報では、このSDBについて紹介するとともに、性能評価上、重要度が高いC、Ni、Se、Sr、Nb、Sn、I、Np、Pu、Am、Cmの分配係数について、その分布状況を示す。また、文献調査において報告例が見当たらなかったSe及びMoについて、セメント系材料に対する分配係数をバッチ実験で測定した。その結果もあわせて報告する。

In the safety assessment of TRU waste disposal system, sorption data of radioactive nuclides for cementitious materials is an important parameter because the cementitious materials will be used for the components of TRU waste repositories. The degree of sorption is described using the distribution ratio. Therefore, the data of distribution ratio are compiled as a Sorption (SDB). In this report, C, Ni, Se, Sr, Nb, Sn, I, Np, Pu, Am and Cm were classified as important elements for the safety assessment. The distribution ratios of these elements were analyzed. In addition, distribution ratios of Se and Mo measured by batch sorption experiments are also reported.

キーワード

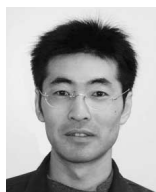
TRU廃棄物、収着、分配係数、セメント、コンクリート、セメント系材料、データベース、バッチ実験、セレン、モリブデン

TRU Waste, Sorption, Distribution Ratio, Cement, Concrete, Cementitious Material, Batch Experiment, Selenium, Molybdenum

1. はじめに

TRU核種を含む放射性廃棄物のうち、含まれる α 核種の放射能濃度が低く、かつ含まれる $\beta \cdot \gamma$ 核種の放射能濃度の比較的低いものは、原子炉施設から発生する低レベル放射性廃棄物と同様に、

浅地中に処分することが考えられる。一方、それ以外の、含まれる α 核種の放射能濃度が比較的高い放射性廃棄物の処分にあたっては、人工バリア等が高度化された処分や地層処分等の浅地中処分以外の処分方法が適切と考えられる（以下、この



加藤 大生

処分材料研究グループ
TRU廃棄物処分現象解明
チーム所属
TRU放射性廃棄物処分にかかわる個別現象の解明に従事



三原 守弘

処分材料研究グループ
TRU廃棄物処分性能評価
チーム所属
副主任研究員
TRU廃棄物処分にかかわる性能評価に従事



本田 明

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



大井 貴夫

処分材料研究グループ
TRU廃棄物処分性能評価
チームリーダー
TRU廃棄物処分にかかわる性能評価に従事

ような処分の対象となる放射性廃棄物を「TRU廃棄物」という)¹⁾。

このTRU廃棄物の処分システムの設計概念においては、廃棄体や充填材、構造躯体にセメント系材料の使用が考えられている²⁾。セメント系材料には、放射性核種の収着による、処分施設からの放射性核種の移行を遅延させる機能が期待されており、その機能の程度は分配係数で表される。このため、TRU廃棄物処分システムの性能評価においては、セメント系材料に対する放射性核種の分配係数が重要なパラメータとなっている。

セメント系材料に対する放射性核種の分配係数は国内外で数多く報告されている。性能評価における入力パラメータとして分配係数を設定するためには、既存の分配係数を収集し、その中から性能評価での想定に基づいた適切な条件で測定されたものを抽出できるよう整理しておく必要がある。また、このとき既存データが存在しない、あるいは既存データの信頼性が乏しい元素については、データを充実しておかなければならない。

そこで、性能評価における入力パラメータの設定に供するため、文献や内部試験からセメント系材料に対する放射性核種の分配係数を収集し、収着データベース (Sorption Database; 以下, SDB) としてまとめた。また、バリアシステムによる移行遅延の観点から、TRU廃棄物処分システムの性能評価における重要な元素を抽出し、その元素のセメント系材料に対する分配係数の存在状況を確認した。さらに、各国の研究機関における分配係数の設定値についても調査した。本報では、以上について報告する。

2. TRU廃棄物処分における重要元素の評価

TRU廃棄物の特徴の一つとして、性状がセメント、有機物、金属を含み多種多様であることが挙げられる。TRU廃棄物処分概念検討書では、それらの性状を考慮してTRU廃棄物を四つのグループに分けている²⁾。表1にそのグルーピングを示す。人工バリアや天然バリアへの収着がほとんど見込めず、地下水とともに移行すると考えられるI-129やC-14を多く含むグループ1、2では、地下水の流れを抑制するため、人工バリアとして緩衝材（粘土系材料）を設けることが考えられている。一方、グループ3、4では、グループ1、2と比較して、長半減期で地下水と共に移行しやす

表1 廃棄体のグルーピング

グループ	主な廃棄体	グルーピングの根拠	緩衝材の有無
1	廃銀吸着剤のセメント固化体	人工バリア、天然バリアへの収着性が低いI-129を多く含む廃棄体	有
2	ハル・エンドピースの圧縮収納体	人工バリア、天然バリアへの収着性が低いC-14を多く含む廃棄体、発熱量の比較的大きい廃棄体	有
3	低レベル濃縮廃液のアスファルト固化体及びビチューメン固化体	アスファルト、硝酸塩を多く含み、核種の収着性・溶解度への影響を及ぼす可能性のある廃棄体	無
4	可・難・不燃性廃棄物のアスファルト固化体、解体廃棄物等	その他の廃棄体	無

TRU廃棄物処分概念検討書²⁾を基に作成。

い核種が少ないため、緩衝材を設けない構成が考えられている。また、これらの廃棄体には、固化材として用いられているアスファルト等の有機物や、再処理のプロセスで発生する硝酸塩等の化学物質が多量に含まれている。このように、TRU廃棄物には様々な物質が含まれ、廃棄体によって人工バリアの基本構成が異なる。それゆえ、TRU廃棄物処分システムの性能評価の信頼性をより高めるためには、それぞれの廃棄体に含有する放射性核種に対し、コロイドや有機物、硝酸塩等、様々な影響を考慮した移行データを設定する必要がある。しかしながら、すべての放射性核種に対し、想定される様々な条件での核種移行データを実験的に求めることは、時間、コストの観点から困難である。このため、TRU廃棄物処分概念検討書²⁾の基本ケースを基に、バリア材の遅延機能を見逃した非常に保守的な仮定で解析を行い、線量率への影響を評価して、放射性核種のセメント系材料に対する分配係数等の取得を優先すべき核種の絞り込みを行った。

2.1 評価方法

TRU廃棄物処分概念検討書²⁾で評価されている核種について、人工バリアの核種の閉じ込め機能を考慮せずに天然バリア中の核種移行解析を実施した。評価方法の概念を図1に示すとともに評価の概要及び用いたパラメータを表2にまとめる。人工バリアから天然バリアへの核種の移行については、処分施設内の核種の全インベントリが1年

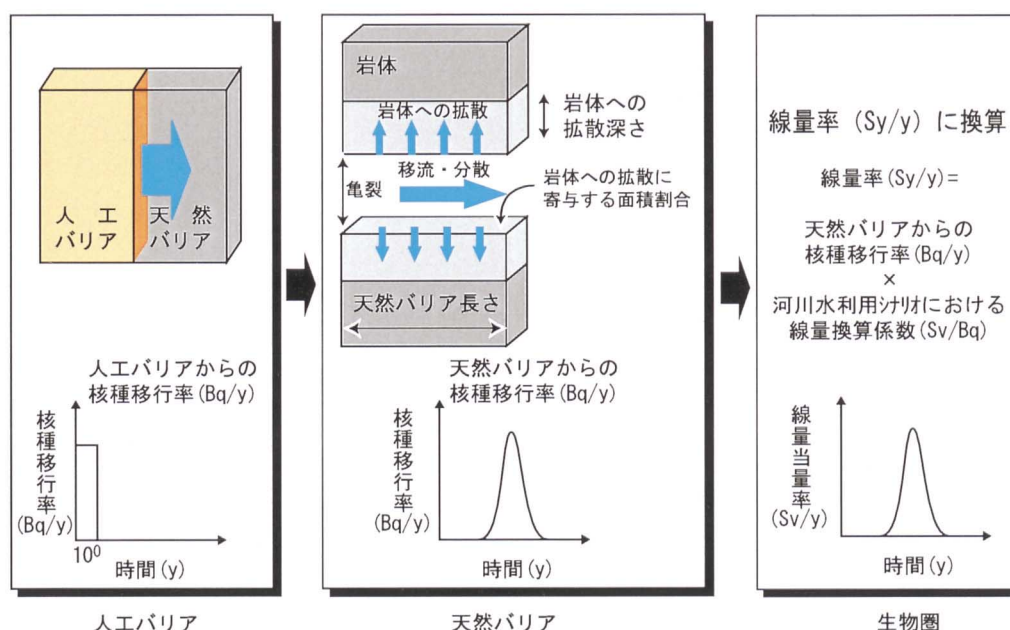


図1 評価方法の概念

表2 評価の概要と用いたパラメータ

人工バリア	人工バリアの核種閉じ込め性能を無視し、核種の全インベントリが1年で天然バリアへ移行するものとして評価。
天然バリア	移流・分散を考慮した1次元の平行平板モデルで評価。 ・天然バリア長さ : 100m ・亀裂内地下水流速 : 3.53m/y ・亀裂内分散長 : 10m ・岩体中の核種の実効拡散係数 : 全核種に対して $3 \times 10^{-12} \text{ m}^2/\text{s}$ ・岩体への拡散深さ : 0.1m ・岩体への拡散に寄与する面積割合 : 50% ・岩体真密度 : 2,700kg/m ³ ・岩体間隙率 : 0.02 ・岩体に対する核種の分配係数 : 全核種に対して 0 m ³ /kg
生物圏	河川水利用シナリオを想定した線量換算係数を用いて評価。

TRU廃棄物概念検討書の値を引用した。なお、岩体中の実効拡散係数の化学種依存性は小さいことから、全核種に対して一律に実効拡散係数を設定している。

で天然バリアに平均的に流入すると仮定した。天然バリアに流入した後は、天然バリア中を移流・分散により移行し、生物圏に到達するものとした。なお、天然バリア中の核種移行モデルは、TRU廃棄物処分概念検討書²⁾で保守的な結果を与えている1次元の平行平板モデルとし、天然バリア中の核種の収着による移行遅延を考慮しないものとした。水理パラメータ及び岩体への拡散に関わるパラメータは、TRU廃棄物処分概念検討書²⁾の値を使用した。天然バリア中の核種の移行距離は100m

とした。生物圏の評価については、河川水利用シナリオを想定し、線量率への換算を行った²⁾。

2.2 評価結果

表3に評価結果を示す。グループごとに、各元素に対し最大線量が原子力安全委員会において示されている浅地中のコンクリートピット処分を行った場合の「被ばく管理の観点からは管理を必要としない低い線量」である 10^{-5} Sv/y を超えるものを「H」、その二桁低い $10^{-7} \sim 10^{-5} \text{ Sv/y}$ を「M」、 10^{-7} Sv/y 未満を「L」と区分し、いずれかのグループで最大線量が「H」に該当した元素のデータ取得優先度を「高」、いずれかのグループで最大線量が「M」に該当した元素のデータ取得優先度を「中」、すべてのグループで「L」に該当した元素のデータ取得優先度を「低」とした。

上記方法で、データ取得の優先度を検討した結果、最も優先度の高い元素は、C, Ni, Se, Sr, Nb, Sn, I, Np, Pu, Am, Cmの11元素であった。次いでCl, Zr, Mo, Tc, Cs, Ac, Th, Pa, Uの9元素の優先度が高くなり、最も優先度の低い元素はCo, Pd, Pb, Raの4元素であった。なお、Pb及びRaについては、今回の評価では影響が低い結果が示されたが、これらの崩壊系列下流の娘核種の影響は、バリア材による遅延を小さくした設定において保守的になるとは限らないので、さらに検討が必要である。

表3 各元素の評価結果及びデータ取得における優先度

元素	評 価 結 果*				優先度**
	グループ1	グループ2	グループ3	グループ4	
C	L	H	M	M	高
Cl	L	M	L	L	中
Co	L	L	L	L	低
Ni	L	H	L	L	高
Se	L	H	L	M	高
Sr	L	H	L	M	高
Zr	L	M	L	L	中
Nb	L	H	L	M	高
Mo	L	M	L	L	中
Tc	L	M	L	L	中
Pd	L	L	L	L	低
Sn	L	H	L	M	高
I	H	M	M	L	高
Cs	L	M	L	L	中
Pb	L	L	L	L	低
Ra	L	L	L	L	低
Ac	L	M	L	L	中
Th	L	M	L	L	中
Pa	L	M	L	M	中
U	L	M	L	L	中
Np	L	H	M	M	高
Pu	L	H	H	H	高
Am	L	H	H	H	高
Cm	L	H	M	M	高

* 最大線量が 10^{-5} Sv/y超を「H」、 10^{-7} ~ 10^{-5} Sv/yを「M」、 10^{-7} Sv/y未満を「L」として評価。

** 評価結果がいずれかのグループで「H」に該当したものを「高」、いずれかのグループで「M」に該当したものを「中」、すべてのグループで「L」に該当したものを「低」として評価。

3. SDB整備

3.1 SDBの概要

(1) 分配係数の調査・収集

文献調査は、原則として公開文献を対象に行った。文献データベースINIS (1990~1998年) から、“sorption or adsorption + cement or concrete or cementitious”をキーワードとして文献を抽出し、そのアブストラクトから必要と判断したものを入手し、調査した。

(2) SDBの作成

サイクル機構の高レベル放射性廃棄物処分研究においては、渋谷らによって、粘土系材料及び岩石に対する核種の分配係数が収着データベース(JNC-SDB)として取りまとめられており³⁾、分配係数に影響を及ぼす実験条件等が分配係数とともにデータベース化されている。これは、これらの実験条件により測定される分配係数の持つ意味や、値そのものが異なるためである。性能評価に

用いる移行パラメータは、評価上の仮定に基づき、実験条件を勘案して適切な実験結果から設定される必要がある。例えば、液相濃度を測定する場合、ろ過に使用するフィルタの孔径によって、どの大きさの粒子まで液相種と見なすかが決まる。これは、評価上、どの大きさの粒子までが液相を移行すると見なすか、という考え方と密接に関連する。また、酸化還元条件やpHにより化学形態を変える元素の分配係数は、実験の化学的条件により異なる。したがって、評価に用いる分配係数は、評価上の化学的な場の設定に応じた実験条件で測定された値を基に設定される必要がある。本SDBの作成にあたっては、渋谷らの報告を参考にして、表4に示す実験条件等の項目を定め、文献から情報を抽出し、分配係数とともにデータベースとしてまとめた。

対象元素は、JNC-SDBにおける対象元素から高レベル放射性廃棄物に特有なものを除き、また高レベル放射性廃棄物にはほとんど含まれないTRU廃棄物に特徴的な元素を加えた23元素(C, Cl, Ni, Se, Sr, Zr, Nb, Mo, Tc, Sn, I, Cs, Sm, Pb, Ra, Ac, Th, Pa, U, Np, Pu, Am, Cm)とした。なお、これらの元素のうち、2.の評価で「高」若しくは「中」に該当したにもかかわらず、データが存在しない元素については、一部パッチ実験によりデータを取得した。

対象とする固相は、セメント系材料及びそれに関連するものとした。ここで、本報におけるセメント系材料とは、モルタル、コンクリート、セメントペースト等のセメントを硬化材料とした硬化体の総称である。

上記元素以外の分配係数、あるいは岩石や粘土系材料、鉱物等、セメント系材料以外に対する分配係数についても、確認されたものはデータベースへ登録した。

なお、SDBの作成には、表計算ソフトとして広く普及しているMicrosoft® Excel®を利用した。

表4 SDBの主要項目

実験条件	元素(核種)、固相、液相、初期濃度、液固比、浸漬期間、固液分離方法、実験雰囲気、還元剤の種類、実験温度
測定項目	分配係数、pH、Eh、固相組成、液相組成
その他	出典(報告者、発行年)、実験手法、分析方法、溶解度の考慮、コロイドや有機物についての記載

3.2 セレン及びモリブデンの分配係数測定

本SDBで対象とした23元素のうち、文献調査において分配係数の報告例のなかったSe及びMoについて、バッチ実験により分配係数を測定した。表5に実験条件を示す。地下深部の低酸素雰囲気模擬するため、実験を窒素雰囲気制御グローブボックス中（酸素濃度1 ppm以下）で実施した。Seには放射性同位体Se-75（半減期119.8日）、Moには安定同位体を用い、Se-75をγ線計測（検出下限値： 3.0×10^{-8} mol/ℓ）、MoをICP-MS（検出下限値： 9.0×10^{-8} mol/ℓ）でそれぞれ分析した。以下に実験手順及び結果を述べる。

(1) セメント系材料の作製

以下の手順で作製したOPCペーストを実験に使用した。OPC（普通ポルトランドセメント）と水を水／セメント比150%で混合し、温度20℃で28日養生した。その後、0.125～0.25mmに粉碎した。粉碎したOPCペーストの比表面積をBET法で測定した結果、 $21.4 \text{ m}^2/\text{g}$ であった。

(2) 溶液調製

図2に溶液の調製手順を示す。脱気水（流量1 ml/minのN₂ガスで2時間バブリングした蒸留水）とOPCペーストを100：1若しくは10：1 ml/gの割合で1週間浸漬させた。このとき、それぞれの液固比のものを2バッチ用意し、一方には、還元剤としてNa₂S₂O₄を 1×10^{-5} mol/ℓとなるように添加し、Seの実験に使用した。もう一方には、還元剤を添加せず、Moの実験に使用した。浸漬中は1日5分間ハンドシェイクにより振とうした。OPCペーストを脱気水に浸漬させた後、0.45 μmフィルタで固相を除去した。これらの溶液のpH

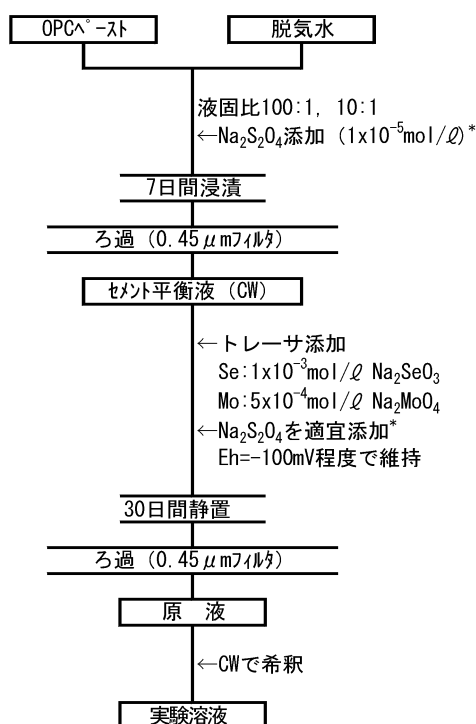


図2 溶液の調製手順

* Seの実験でのみNa₂S₂O₄を添加

表5 Se及びMoのバッチ実験条件

固 相	OPC ペースト（粉碎粒度0.125～0.25mm）
液 相	セメント平衡液（Seの実験にはNa ₂ S ₂ O ₄ を添加し、Ehを-100mV程度で維持）
液 固 比	100:1, 10:1 ml/g
初 期 濃 度	Se 100:1 2.5×10^{-4} , 2.5×10^{-5} , 2.5×10^{-6} M
	10:1 2.1×10^{-4} , 2.1×10^{-5} , 2.1×10^{-6} M
	Mo 100:1 6.9×10^{-5} , 6.9×10^{-6} , 6.9×10^{-7} M
	10:1 7.0×10^{-5} , 7.0×10^{-6} , 7.0×10^{-7} M
固 液 分 離	0.45 μm フィルタ, 分画分子量10,000 フィルタ
浸 漬 期 間	7 日
実験雰囲気	窒素雰囲気（酸素濃度1 ppm以下）
温 度	室温
繰り返し数	N = 2

は、還元剤を添加したもので12.3(100：1)及び12.1(10：1)、還元剤を添加していないもので12.5(100：1)及び12.4(10：1)であった。またEhは、Na₂S₂O₄を添加したもので液固比に依らず-118mV、Na₂S₂O₄を添加していないもので206mV(100：1)及び209mV(10：1)であった。

上記要領で作製した4種類のCW（セメント平衡液）をそれぞれ二つの容器に分けた。これらの溶液のうち、一方には測定対象元素であるSe若しくはMoをそれぞれ過飽和濃度である 1×10^{-3} mol/ℓ（Na₂SeO₃）、 5×10^{-4} mol/ℓ（NaMoO₄）となるように添加し、さらに30日間静置した。静置中、定期的にサンプリングし、0.45 μmフィルタで沈殿物を除去した後、液相中のSe及びMoの濃度を分析した。これにより、各元素の濃度変化をモニタリングした。また、Seを添加した溶液については、Ehをモニタリングし、適宜Na₂S₂O₄を添加することにより、Ehを-100mV程度で維持した。最終的なNa₂S₂O₄の濃度は 5×10^{-5} mol/ℓである。30日後、Se及びMoの濃度が一定の値を示したことを確認し、0.45 μmフィルタで沈殿物を除去した溶液を原液とした。なお、溶液中のSeの濃度は 5×10^{-4} mol/ℓ（液固比100：1）及び 3×10^{-4} mol/ℓ（液固比10：1）であった。また、Moの

濃度は液固比に依らず $1.4 \times 10^{-4} \text{ mol/l}$ であった。

バッチ実験には、Se及びMoの沈殿を防ぐため、Se及びMoが表5に示す濃度となるように、Seの原液を還元剤の入ったCWで、Moの原液を還元剤の入っていないCWでそれぞれ希釈した溶液を調製し、これを実験溶液として使用した。

(3) バッチ実験

バッチ実験では、実験溶液中の測定対象元素の初期濃度、液固比、固液分離方法をパラメータとした（表5参照）。実験溶液とOPCペーストを、CW調製時に合わせて、液固比が100:1若しくは10:1 ml/gとなるようにポリプロピレン容器に混入し、1週間接触させた後、 $0.45 \mu\text{m}$ フィルタで固液分離を行った。その後、限外ろ過するサンプルについて分画分子量10,000（孔径約1.5nm）のフィルタで限外ろ過を行い、溶液のSe及びMoの濃度を分析した。なお、容器へのSe及びMoの吸着を考慮するため、OPCペーストを添加しないブランク実験も実施し、その結果を分配係数の算出に用いた。それぞれのバッチに対し、繰り返し数を2とした。分析後、(1)式に従って各元素の分配係数を算出した。

$$Kd = \frac{(C_0 - C)}{C} \cdot \frac{V}{M} \quad \dots\dots(1)$$

ここで、

Kd : 分配係数 (m^3/kg)

C_0 : ブランク実験での実験溶液中の測定対象元素の濃度 (mol/m^3)

C : 固相と接触させた実験溶液中の測定対象元素の濃度 (mol/m^3)

V : 溶液体積 (m^3)

M : 固相重量 (kg)

である。

(4) 分配係数測定結果

表6, 7にSe及びMoの分配係数を算出した結果を示す。OPCペーストに対するSeの分配係数は、今回実験を行った濃度範囲において、初期濃度が低くなるにともない若干大きくなる傾向にあり、 $0.1 \sim 0.2 \text{ m}^3/\text{kg}$ 程度であった。固液分離方法及び液固比による影響はなかった。

一方、Moの分配係数は初期濃度を最も低く設定した条件において最小値を示した。これは、溶液中の塩濃度が高く、ICP-MSで分析する際にMoのイオン化率が低下し、低濃度のMoを精度良く分析できなかったためである。その濃度を除いた2

表6 OPCペーストに対するSeの分配係数測定結果

液固比 ml/g	初期濃度 mol/l	分配係数* m^3/kg	
		$0.45 \mu\text{m}$	MWCO**10,000
100:1	2.5×10^{-4}	8.04×10^{-2}	9.64×10^{-2}
	2.5×10^{-5}	8.64×10^{-2}	1.03×10^{-1}
	2.5×10^{-6}	2.57×10^{-1}	2.35×10^{-1}
10:1	2.1×10^{-4}	9.82×10^{-2}	1.39×10^{-1}
	2.1×10^{-5}	1.79×10^{-1}	3.40×10^{-1}
	2.1×10^{-6}	2.35×10^{-1}	3.05×10^{-1}

* 繰り返し実験(N=2)の平均値を示す。

**分画分子量

表7 OPCペーストに対するMoの分配係数測定結果

液固比 ml/g	初期濃度 mol/l	分配係数* m^3/kg	
		$0.45 \mu\text{m}$	MWCO**10,000
100:1	6.9×10^{-5}	8.16×10^{-2}	8.01×10^{-1}
	6.9×10^{-6}	1.56×10^{-1}	1.55×10^{-1}
	6.9×10^{-7}	6.21×10^{-2}	6.79×10^{-2}
10:1	7.0×10^{-5}	2.24×10^{-1}	8.43×10^{-2}
	7.0×10^{-6}	1.04×10^{-1}	8.44×10^{-2}
	7.0×10^{-7}	2.07×10^{-2}	6.71×10^{-3}

* 繰り返し実験(N=2)の平均値を示す。

**分画分子量

点の濃度でのMoの分配係数は $0.1 \text{ m}^3/\text{kg}$ 程度であった。また、Seと同様に固液分離方法及び液固比による影響はなかった。

4. 分配係数の分布状況

4.1 データの抽出基準

2.2で述べたデータ取得優先度が「高」に該当する11元素を対象として、分配係数の値の範囲を把握するため、先に述べた要領で整備したSDBからデータを抽出・整理した。SDBからのデータの抽出に当たっては、以下の基準を設定した。

- ① 実験条件が明記されているもの。
- ② 沈殿の影響を考慮し、分配係数を測定しているもの。
- ③ 実験対象の固相がフレッシュな（劣化していない）セメントペースト、モルタル及びコンクリートであって、通常、土木分野で使用されない物質（例えば、ゼオライト、イオン交換樹脂等）が添加されていないもの。

処分システムの性能評価で用いる分配係数とは、固相にどれだけ元素が吸着するかというパラメータである。特にバッチ実験による分配係数の測定にあたっては、元素の初期添加量 C_0 をその実

験系での溶解度より高く設定してしまうと、元素の沈殿が生じる。この場合、(1) 式に示されるように、この沈殿物も固相に収着したと見なされ、分配係数が高く見積もられる。このため、分配係数を測定する上で、溶解度（沈殿）を考慮していない実験で得られたデータは、信頼性がないとみなした。これらの理由から、まずは上記①②の基準を満たすものをSDBから抽出した。また、本来、分配係数の分布範囲について議論するためには、セメント水和物の組成や含有される骨材の種類等が同一な固相のデータを抽出しなければならない。しかし、実験に使用されている固相は個々の報告によってセメントの種類、混和材や骨材の種類とその混合割合、練り混ぜ時の水セメント比や養生温度等が異なり、また、セメント水和物の組成について記述のある報告はほとんどないため、収着の観点から、同一な固相と見なせるもののデータを抽出し、比較することは困難であった。したがって、本報では③の条件を満たす固相を一括して取り扱うこととした。なお、上記条件を満たす分配係数のうち、実験条件が特殊なものは除いた。

次に、分配係数は固相の組成に依存するが、ここでは固相の相違に起因する分配係数の相違を無視して、抽出した分配係数を以下の観点から区分し、分配係数の分布の相違を観た。

- ④ 固液分離に限外ろ過の有無。
- ⑤ 実験雰囲気の有無。

限外ろ過フィルタの孔径は、分画分子量10,000で約1.5nm, 25,000で約1.8nm, 30,000で約3 nm程度と小さいため、コロイドの状態で存在する元素を除去することができる。高レベル放射性廃棄物の処分システムの性能評価においては、岩石に対する核種の分配係数を設定するにあたり、溶液中の溶存化学種と固相との分配平衡を考慮するため、限外ろ過によりコロイドの影響を排除した値を基準に選定している⁴⁾。この考え方にに基づき、限外ろ過フィルタによる固液分離がされているか、という観点から分配係数を区分した。

また、11元素のうち、Se, Np, Puの化学形態は酸化還元雰囲気により変化する。元素の化学的性質は化学形態により全く異なるため、大気雰囲気と地下深部のような還元性雰囲気とでは、これらの元素の分配係数が異なる可能性がある。したがって、これらの元素の分配係数に対しては実験

雰囲気が重要な影響因子となる。このため、これらの元素の分配係数については、実験雰囲気が制御されているか、という観点からも分配係数を区分した。

4.2 各元素の分配係数の分布

表8, 9にそれぞれSDBからデータ抽出した結果及び各元素の分配係数の分布状況を示す。表8に示すように、SDBからデータを抽出する際に①～③の基準を設けたため、抽出されたデータ数は、ほとんどの元素において全体の1割～5割程度になった。また、Cmに関しては、今回調査した範囲で報告例が1件もなかった。表8から、各元素の分配係数は、特にNb, Sn, Np, Amにおいて広範囲でばらついているような印象を受けるが、④、⑤の観点から区分すると、表9に示すように、その範囲が狭くなるように見受けられた。ただし、表9に示す分配係数の分布の相違には、固相の相違による影響、④⑤の観点から区分したことよりデータ数が少なくなったことによる影響が含まれていることに留意しなければならない。

4.3 各研究機関における分配係数の設定値

図3に、4.1においてSDBから抽出した各元素の分配係数の範囲と、各国の研究機関が性能評価レポート等で設定している分配係数^{2), 5)～8)}との比較を示す。C及びSeを除き、各国の研究機関が設

表8 分配係数抽出結果

元素	データ数	抽出前*		データ数	抽出後**	
		最小値 m ³ /kg	最大値 m ³ /kg		最小値 m ³ /kg	最大値 m ³ /kg
C	125	5.2×10^{-4}	2.1×10^1	21	9.4×10^{-2}	1.0×10^1
Ni	353	1.0×10^{-3}	1.0×10^2	200	8.5×10^{-2}	1.6×10^0
Sr	63	1.0×10^{-4}	1.9×10^0	29	1.6×10^{-4}	4.6×10^{-3}
Se	24	7.5×10^{-2}	4.6×10^{-1}	24	7.5×10^{-2}	4.6×10^{-1}
Nb	240	1.0×10^{-3}	1.2×10^2	167	1.6×10^{-2}	1.2×10^2
Sn	14	2.4×10^{-1}	2.0×10^2	14	2.4×10^{-1}	2.0×10^2
I	288	0.0	1.2×10^0	186	0.0	5.8×10^{-1}
Np	134	8.5×10^{-2}	5.0×10^2	19	8.5×10^{-2}	2.7×10^1
Pu	246	1.4×10^{-1}	8.1×10^2	62	2.0×10^0	2.9×10^2
Am	214	5.0×10^{-3}	1.0×10^2	27	1.9×10^{-2}	5.0×10^1
Cm	0			0		

* SDBに登録したセメント系材料に関するすべての分配係数
** 4.1項に示す①②の条件をもとに抽出した分配係数

表9 SDBから抽出した分配係数の分布状況

元素	条 件	データ数	分配係数の分布 (%) *						
			$<10^{-3}$	10^{-3}	10^{-2}	10^{-1}	10^0	10^1	10^2
C	限外超過	4					50	50	
	限外超過以外	17			6	18	71	6	
Ni	限外超過	0							
	限外超過以外	200			2	89	9		
Sr	限外超過	0							
	限外超過以外	29	34	66					
Se	限外超過 (雰囲気制御)	12			42	58			
	限外超過(大気)	0							
	限外超過以外 (雰囲気制御)	12			25	75			
	限外超過以外 (大気)	0							
Nb	限外超過	13				8	15	69	8
	限外超過以外	154			5	41	44	10	
Sn	限外超過	5						80	20
	限外超過以外	9				33	11	33	22
I	限外超過	14		43	21	36			
	限外超過以外	172	17	47	27	9			
Np	限外超過 (雰囲気制御)	0							
	限外超過(大気)	0							
	限外超過以外 (雰囲気制御)	19			5		63	32	
	限外超過以外 (大気)	0							
Pu	限外超過 (雰囲気制御)	1						100	
	限外超過(大気)	10						30	70
	限外超過以外 (雰囲気制御)	8					100		
	限外超過以外 (大気)	43				19	63	19	
Am	限外超過	8					50	50	
	限外超過以外	19			5	47	42	5	

* SDBから抽出した分配係数を条件ごとに桁で区分したときのデータ数の割合を示す。
分配係数の単位: m^3/kg

定している分配係数は SDBから抽出した分配係数の範囲の下限から中間辺りに存在した。

Cについては、NAGRA (スイス放射性廃棄物処分組合) のレポート⁵⁾ では、地下水中に含まれる炭酸イオンの共存の影響を考慮してSDBから抽出した分配係数の存在範囲 (抽出した実験値の存在範囲) より低い分配係数が設定されており、TRU 廃棄物処分概念検討書²⁾ でもその考え方に基づいて分配係数が設定されている。

さらに、図3に示すように、各研究機関の性能評価レポート等では、文献調査で得ることのできなかったSeやCmの分配係数も設定されていた。酸化状態、イオンの大きさが互いによく似た元素は、同じような化学的性質を示すことが知られて

いる (化学アナログ)。SeやCmに関する報告がないにもかかわらず、各研究機関でこれらの分配係数が設定されているのは、pH-Ehダイアグラム (プルバー線図) から予想される処分環境での化学形態を考慮し、化学アナログにより代替元素の分配係数を利用しているからである。NAGRAのレポート⁵⁾ を例にすると、Cmについては、同じ3価の陽イオンで存在するAmの分配係数で代用しており、Seについては、陰イオンの化学形態で存在することから低く設定している。各研究機関で設定されたSeの分配係数がSDBの範囲から大きく外れているのは、未知の値に対して、化学アナログから保守的になるよう極端に低く設定しているためである。Seに関しては、今回バッチ実験から測定された分配係数と比較する限りでは、各研究機関の設定値が“保守的”という観点からは問題ないことが分かった。しかし、化学アナログから設定した値と実測値とで異なる可能性は否定できない。このため、性能評価の信頼性を高める上で、SDBにデータが存在しない元素については、その元素の重要度を考慮してデータを整備しなければならない。

5. 今後の研究課題

今後の研究課題として、以下のことが挙げられる。

- ① 報告例のない元素や既存データの信頼性が乏しい元素のデータ整備
- ② 還元雰囲気のデータ整備
- ③ 固相の状態を考慮したデータ整備
- ④ 硝酸塩、有機物等の共存下でのデータ整備

文献調査等からセメント系材料に対する核種の分配係数を収集し、SDBとしてまとめた。このSDB整備により、これまでに分配係数の報告例のない元素を把握した。また、評価対象となる元素の中には、酸化還元雰囲気に鋭敏で化学形態が異なるものがある。評価対象元素として、Se, Tc, Pa, U, Np及びPuが該当する。これらの元素の分配係数を測定する際には、実験雰囲気や溶液の酸化還元電位を制御することが重要となる。しかし、表9に示すように、ほとんどの分配係数が大気下で測定されており、実験雰囲気が制御された条件での分配係数はごくわずかであった。これらの元素のうち、2. で述べた解析により特に重要度が高く示されたSe, Np, Puについて、酸化還元

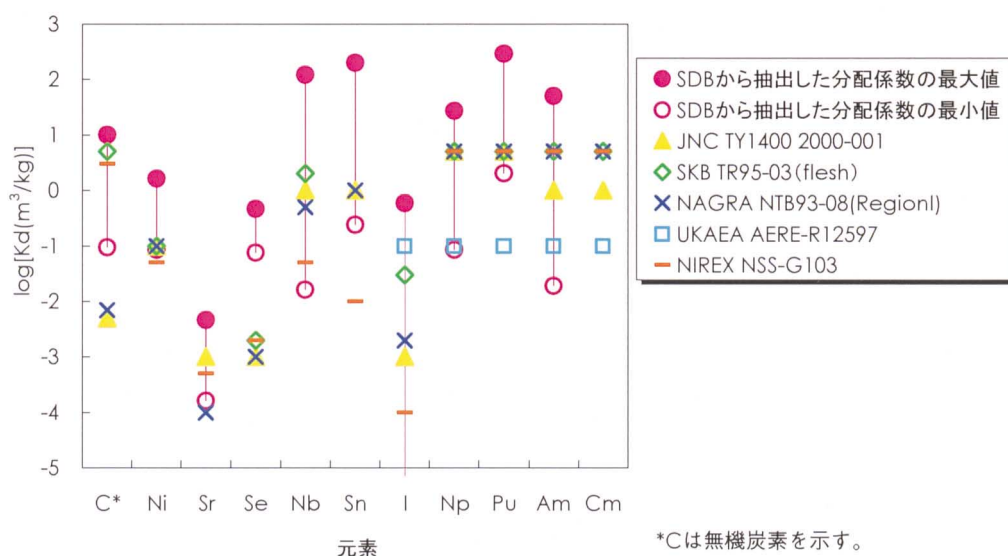


図3 SDBから抽出した分配係数と各研究機関における設定値との比較

雰囲気を制御してデータを取得する必要がある。

一方、セメント系材料は原料とするセメントの種類が同じであっても、混和材や骨材の種類、練り混ぜ条件によって水和物の組成が異なる。また、セメント系材料は地下水との反応により長期的に変遷すると考えられている。セメント系材料の変遷は、セメント系材料から溶出するナトリウム及びカリウムによって、その空隙水のpHが12.5を超えている期間 (Region I)、ナトリウム及びカリウムが枯渇し、セメント水和物の水酸化カルシウムの溶出によってpHが12.5程度で維持されている期間 (Region II)、及び水酸化カルシウムが溶出し、枯渇した後の期間 (Region III) に大きく分けることができる。セメント系材料の変遷は、セメント系材料の物性を変化させるとともに、処分場の化学環境をも変化させるため、核種の分配係数に与える影響も大きいと予想される。NAGRAのレポートでは、セメント系材料の変遷にともなう水和物組成の変化に着目し、セメント系材料に対する核種の収着サイトをC-S-H ($\text{CaO-SiO}_2\text{-H}_2\text{O}$) と仮定し、変遷にともなうC-S-Hの減少量から、それぞれの変遷期間での各元素の分配係数を設定している³⁾。しかし、Region IIIでのセメント系材料に対する核種の分配係数を測定した例はあまりない。このため、セメント系材料の変遷を考慮した分配係数を測定することは言うまでもなく、セメント系材料を構成する水和物の組成や添加物の

混合割合といった固相の状態と、その固相に対する核種の分配係数との関係を明らかにし、設定した分配係数の妥当性を評価できるようにしておくことが重要である。

さらに、TRU廃棄物には硝酸塩や有機物を多量に含む廃棄体もある。これらが共存することによっても分配係数は変化すると予想される。今回の調査範囲においては、有機物の影響を調査した例はいくつか散見されたが、硝酸塩の影響を調査した例は見つからなかった。処分システムの性能評価の信頼性を向上させる上で、有機物、硝酸塩の影響によって分配係数がどう変化するか調査することも必要である。

今後は、性能評価における重要性を考慮し、計画的にデータを整備していく。例えば、硝酸塩及び有機物の影響は、表1に示すグループ3及び4を評価する上で重要となる。表3に示す解析結果から、これらのグループにおいてはPu及びAmが重要な元素であることが分かる。これらの元素について、データ整備する必要がある。

6. おわりに

本報では、セメント系材料に対する核種の分配係数を付随情報とともに登録したSDBについて紹介するとともに、解析により最も影響度が高く示されたC, Ni, Se, Sr, Nb, Sn, I, Np, Pu, Am, Cmについての分配係数をSDBから抽出し、

その分布を示した。今後は整備したSDBを有効に活用し、処分システムの性能評価の信頼性を向上させるため、一層のデータ整備を進めていく。

参考文献

- 1) 原子力委員会 放射性廃棄物対策専門部会“ TRU 核種を含む放射性廃棄物の処理処分について ”(1991).
- 2) 核燃料サイクル開発機構 電気事業連合会“ TRU 廃棄物処分概念検討書 ”, JNC TY1400 2000-001 (2000).
- 3) 渋谷朝紀, 柴田雅博 他“ 核種のベントナイトおよび岩石に対する収着データベース ”, JNC TN8410 99-050 (1999).
- 4) 渋谷朝紀, 陶山忠弘 他“ 性能評価で用いる岩石に対する核種の分配係数 ”, JNC TN8410 99-051 (1999).
- 5) M.H.Bradbury and F.A.Sarott.“ Sorption Databases for the Cementitious Near-Field of a L/ILW Repository for Performance Assessment ”, NTB 93-08 (1994).
- 6) M.Wiborgh(e.d.).“ Prestudy of Final Disposal of Long-Lived Low and Intermediate Level Waste ”, SKB TR95-03 (1995).
- 7) P.Biddle and J.H.Rees.“ An Initial Study of the Behaviour under Repository Conditions of Inactive Components of Nuclear Wastes ”, AERE R 12597 (1988).
- 8) F.T.Ewart, S.Y.R.Pugh et al.“ Chemical and Microbiological Effects in the Near Field ”, NSS-G103 (1998).



質量分析法と放射化学分析法を組み合わせた 回収ウランのバイオアッセイ分析法

植頭 康裕 渡辺 均 武石 稔 篠原 邦彦

東海事業所 放射線安全部

Analytical Method Combined with Mass and Alpha Ray spectrometry for Bioassay Samples in Reprocessed Uranium

Yasuhiro UEZU

Hitoshi WATANABE

Minoru TAKEISHI

Kunihiko SHINOHARA

Radiation Protection Division, Tokai Works

原子力施設において α 核種を摂取する内部被ばくが発生した場合、その被ばく線量を推定するために尿や糞試料を用いたバイオアッセイ分析を実施する。しかし、回収ウランによる内部被ばくの場合には、試料中に ^{232}U が存在するため、既存の環境試料におけるウラン分析法では、化学収率補正用トレーサとして利用している ^{232}U を添加することは困難である。また、回収ウランには、 ^{235}U (7.0 $\times 10^8$ 年, 4.40MeV) にエネルギーの近い ^{236}U (2.3 $\times 10^7$ 年, 4.49MeV) が存在するという特徴を有している。

このため、 ^{238}U の半減期 (4.5 $\times 10^9$ 年, 4.19MeV) に注目し、前処理の簡便な誘導結合プラズマ質量分析装置^{1), 2)} (Inductively Coupled Plasma Mass Spectrometer; 以下, ICP-MS) を用いて ^{238}U , ^{236}U 及び ^{235}U を定量し、シリコン半導体検出器を用いた α スペクトロメトリにおける ^{238}U の分析結果とICP-MSによる ^{238}U の定量結果から放射化学分析における回収率を補正し、 ^{234}U , ^{232}U を定量する方法を検討した。また、これまでの放射化学分析では ^{235}U とのエネルギー弁別が不可能であった ^{236}U の定量に関しても質量分析法を用いる方法を検討した。

In case of internal exposure in nuclear facilities, bioassay analysis using urine and feces is conducted to estimate the exposure. However, when reprocessed uranium was taken into worker, the environmental uranium analysis method was not used, because ^{232}U chemical tracer is contained in reprocessed uranium, as is ^{236}U (half life: 2.3 $\times 10^7$ y, alpha energy: 4.49MeV) and ^{235}U (half life: 7.0 $\times 10^8$ y, alpha energy: 4.40MeV). These equal alpha energy nuclides cannot be identified using alpha spectrometry with a silicon surface barrier detector.

Inductively coupled plasma mass spectrometer (ICP-MS) was used to determine the long half-life nuclides of uranium isotopes such as ^{238}U , ^{236}U and ^{235}U . The chemical yield of uranium analysis by ICP-MS was estimated to be 100% since this procedure is only dilution. After chemical separations, ^{232}U , ^{234}U and ^{238}U were determined by alpha ray spectrometry without chemical tracer. The determined value of ^{238}U from ICP-MS was compared to that by alpha spectrometry, and this ratio was used to estimate the chemical yield of concentrations of ^{232}U and ^{234}U .

By comparison of the determined values between ICP-MS and Alpha spectrometry ^{236}U and ^{235}U were identified without chemical tracer.

キーワード

ICP-質量分析, α 線スペクトロメトリ, バイオアッセイ試料, 回収率補正, 回収ウラン

Inductively Coupled Plasma Mass Spectrometer, Alpha Ray Spectrometry, Bioassay Sample, Correction for Chemical Yield, Reprocessed Uranium



植頭 康裕

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



渡辺 均

環境監視課環境管理チーム
所属
副主任研究員
施設周辺環境モニタリング
業務に従事



武石 稔

環境監視課長代理
施設周辺環境モニタリング
業務に従事



篠原 邦彦

放射線安全部長
東海事業所内放射線安全管理業務に従事

1. はじめに

使用済み燃料を再処理して得られる回収ウランは、ウラン濃縮工程を経てウラン-プルトニウム混合酸化物 (MOX) 燃料等として原子炉で再利用される。この回収ウランの取扱による内部被ばく評価に必要な糞及び尿のバイオアッセイ分析法は、ウランやプルトニウムのような α 線放出核種の吸入摂取量の測定に用いられ、この値から被ばく線量を推定する。そのため、迅速かつ精度の高い分析値が要求される。

表1に回収ウラン中における典型的なウラン同位体の放射能比¹⁾を示す。ここでは、PWRにおける燃焼度45000MWD/tUの条件で計算されている。回収ウランの中には、ウラン-234(以下、 ^{234}U)、ウラン-235(以下、 ^{235}U)及びウラン-238(以下、 ^{238}U)以外にウラン-232(以下、 ^{232}U)やウラン-236(以下、 ^{236}U)が含まれ、しかも ^{236}U が ^{238}U の放射能とほぼ同等存在する。特に ^{232}U については、 ^{238}U の約一割の放射能が存在する。そのため、バイオアッセイ試料中のウラン分析には、従来から環境試料中のウラン分析に用いられてきた ^{232}U を化学収率トレーサとして利用できない。また、回収ウラン中にはウランの他にプルトニウム、アメリシウム、ネプツニウム等も含まれている可能性があり、線量評価にあたっては、これらの核種の定量も必要である。

これまでバイオアッセイ試料中のウランの分析法については、いくつかの報告がされているが²⁾、回収ウラン中の ^{232}U やPu等のTRU核種についての総合的定量法がなかった。本研究報告では、 ^{236}U や ^{238}U の半減期(各々 2.3×10^9 年、 4.5×10^9 年)に注目し、放射化学分析のような複雑な化学分析の不要な誘導結合プラズマ質量分析装置^{3), 4)} (Induc-

tively Coupled Plasma Mass Spectrometer ; 以下、ICP-MS) と表面障壁型シリコン半導体検出器を併用することでウラン同位体を定量し、併せてTRU核種も定量する方法について言及した。

2. 分析法

2.1 ウラン分析

回収ウランを含んだ糞及び尿のバイオアッセイ試料中には1章で述べたとおり、環境試料中のウラン分析にトレーサとして用いている ^{232}U が含まれることから、 α スペクトロメトリにおける回収率の補正ができない。このため、同一試料をICP-MSと α スペクトロメトリにより定量し、 ^{238}U の濃度を各々求める。ICP-MSを用いる質量分析法は、試料の希釈のみでウラン同位体の定量が可能なことから ^{238}U 濃度を回収率100%の絶対測定法として規格化し、 α 線スペクトロメトリにて求められた ^{238}U 濃度と比較することで、 α 線スペクトロメトリによるウランの回収率を求め、その他のウラン同位体である ^{234}U 及び ^{232}U の濃度を補正することとした。

具体的には、試料溶液の一部を分取し、質量分析用試料として希釈し、ICP-MSにより測定する。測定条件は、表2に示したとおりである。ICP-MSにより測定する核種は ^{238}U 、 ^{236}U 及び ^{235}U である。本分析操作は、希釈のみであるため、分析回収率は100%とした。

一方、 ^{236}U の標準溶液は入手が不可能であるため、 ^{236}U の定量は、ICP-MSにおける ^{236}U と ^{238}U の感度が等しいことを利用して、 ^{236}U のカウント数を ^{238}U のカウント数に換算し、 ^{238}U の検量線から定量する。 ^{238}U の半減期は、 4.5×10^9 年であり、 ^{236}U は、 2.3×10^7 年であるため、比放射能の逆数は各々 7.7×10^{-5} 、

表1 回収ウランにおける典型的なウラン同位体の放射能比¹⁾

核 種	半減期 (年)	濃度 (Bq/gU)	^{238}U との放射能比
^{232}U	72	1.6×10^3	0.13
^{233}U	1.6×10^5	1.8	1.4×10^{-4}
^{234}U	2.5×10^5	4.8×10^4	3.9
^{235}U	7.0×10^8	6.7×10^2	5.4×10^{-2}
^{236}U	2.3×10^7	1.4×10^4	1.1
^{238}U	4.5×10^9	1.2×10^4	1.0

沸騰水型原子炉 燃焼度45000MWD/tUにて計算

表2 ICP-質量分析装置の操作状況

パラメータ	設定値	単位
高 周 波	1.8	kw
検出器電圧	1780	v
測 定 核 種	^{235}U , ^{236}U , ^{238}U	
滞 在 時 間	1	msec.
掃 起 回 数	3000	times
待 機 時 間	2	msec.
積 分 時 間	45	sec.
測 定 回 数	10	times

$4.2 \times 10^{-7} \text{ g/Bq}$ となる。そこで、ICP-MSで得られた ^{236}U のカウント数を質量換算し、 ^{238}U との半減期の違いによる原子数の補正を行い、放射能に換算する。表3にウラン同位体の半減期及び比放射能等を示す。また、本法では α 線スペクトロメトリでの化学分析及び電着における回収率補正がトレーサを添加していないために不可能であるが、質量分析が希釈のみで行えることから、ICP-MSにより得られた ^{238}U 定量値を絶対測定値（回収率100%）とし、 α 線スペクトロメトリによるウラン同位体定量時の回収率補正法とした。回収率 $r(\%)$ は以下の式で得られる。

$$\text{回収率 } r = \frac{\alpha \text{線スペクトロメトリで得られた}^{238}\text{U定量値}}{\text{ICP-MSにより得られた}^{238}\text{U定量値}} \times 100$$

一方、 α 線スペクトロメトリを用いたウラン分析法は、灰化後に硝酸浸出を行い、TBP-Xyleneにて溶媒抽出を行い、Bio-rad AG 1 $\times$ 8 100~200メッシュの陰イオン交換樹脂を用いて精製し、ステンレス板に電着後、シリコン半導体検出器にて測定した。測定時間は、80,000秒とした⁵⁾。本方法によるウラン同位体の検出下限値は、最終溶液において ^{238}U がおよそ 10^{-7} Bq/mL 、 ^{235}U がおよそ 10^{-6} Bq/mL と見積もられる。また、 ^{236}U の最終溶液での検出下限値は、 10^{-5} Bq/mL と見積もられる。また、これらの計数誤差は、およそ10%程度である。

2.2 TRU核種分析

回収ウランは、使用済み燃料を再処理したものであり、原子炉の燃焼度により、プルトニウム等TRU核種の組成は一樣とはいえない。燃料中のウランに中性子が照射された結果、プルトニウムが生成されるため、回収ウランによる内部被ばくでは、プルトニウム等の存在有無の確認が重要である。図1にバイオアッセイ試料分析フローを示す。プルトニウム分析に関しては、通常環境試料中プルトニウム分析⁵⁾と同様に、プルトニウム-242

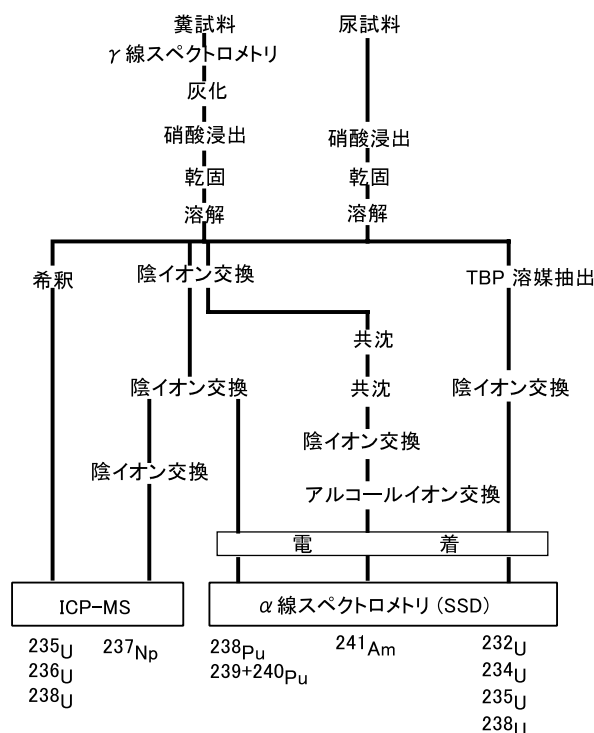


図1 バイオアッセイ試料の化学分析フロー

(以下、 ^{242}Pu)を回収率トレーサとして添加し、Bio-rad AG 1 $\times$ 8 100~200メッシュの陰イオン交換樹脂を用いてプルトニウムを単離し、ウラン同様に試料を1インチのステンレス板に電着し、シリコン半導体検出器を用いてその濃度を定量した。測定時間は80,000秒とした。

プルトニウム同位体であるが、 β 線放出核種であるプルトニウム-241 (以下、 ^{241}Pu)は、相対的に半減期が短く(14.4年)、放射能が大きなことから、バイオアッセイ試料からプルトニウム(α)が検出された場合には、分析⁶⁾を実施する必要がある。

また、アメリシウム-241 (以下、 ^{241}Am)は γ 線測定によるスクリーニングから、情報が得られるが、精密分析の観点から、図1に示す手法で分析⁵⁾を行う。

さらに、ネプツニウム-237 (以下、 ^{237}Np)は、回収ウラン中に存在している可能性は極めて低いが、 $^{241}\text{Pu} \rightarrow ^{241}\text{Am} \rightarrow ^{237}\text{Np} \rightarrow$ と壊変するため、プルトニウムやアメリシウムの存在が確認できた場合には、分析を実施する必要がある。方法としては、図1に示す様に環境試料中のNp分析⁷⁾に準ずる。

表3 ウラン同位体における比放射能

核種	半減期 (年)	非放射能 (A) (Bq/g)	(A) の逆数 (g/Bq)
^{238}U	4.5×10^9	1.3×10^4	7.7×10^{-5}
^{236}U	2.3×10^7	2.4×10^6	4.2×10^{-7}

2.3 バイオアッセイ試料への本法の適用

ウラン濃縮施設で発生した吸入摂取事例により得られた糞及び尿を試料としてバイオアッセイ試料分析^{8),9)}を行った。糞試料及び尿試料の重量を表4に示す。吸入の翌日は糞の排泄がなかった。糞試料の汚染状況をスクリーニングする目的でGe半導体検出器 (ORTEC 25200GMX-30190-P-S) により約1,200秒間 γ 線を測定し、試料中の β 、 γ 線放出核種から、その組成をおおよそ求めた。次に糞試料については、灰化の後、硝酸により試料を分解した。この際に残渣が認められなかったため、そのまま蒸発乾固させ8 mol/lの硝酸にて溶解させた。溶解液の一部をウラン測定のためICP-MS (横河アナリティカルシステムズPMS2000) 用と α 線スペクトロメトリ (ORTEC BU-017-450-100) 用に分け、 α 線スペクトロメトリ用の溶液を系統分析することでプルトニウム分析用、²⁴¹Am分析用及び²³⁷Np分析用試料に分けた。

表4 バイオアッセイサンプルの試料質量

試料	試料名	吸入後日数 (day)	重量 (g)
糞	F-1	0	227
	F-2	1	None
	F-3	2	198
	F-4	3	116
	F-5	4	40.5
尿	U-1	0	965
	U-2	1	712
	U-3	2	1025
	U-4	3	1230
	U-5	4	1065

3. 結果と考察

スクリーニングの目的で実施した糞試料中の γ 線測定結果を表5に示す。²¹⁴Pb, ²¹⁴Bi及び⁴⁰Kが検出された。⁴⁰Kは、食品中の⁴⁰K及び体内保有のものと考えられ、特に内部被ばく事故に由来するものではないと思われる。²¹⁴Pb及び²¹⁴Biに関しては、天然に存在するものではあるが、ウラン吸入直後の糞試料からは検出されたが、吸入後5日めの試料は確認されなかったこともあり、吸入した²³⁸U及び²³⁴Uの壊変の結果生成したものであると思われる。

ICP-MSによるウランの分析結果を表6に示す。半減期の長い²³⁵U, ²³⁶U及び²³⁸UはICP-MSにより測定し、半減期の比較的短い²³⁴U (半減期が 2.5×10^5 年) は α 線スペクトロメトリを用いて定量することにした。質量分析法においては、ウラン標準溶液を希釈し、検量線を求めた。図2に²³⁸Uの検量線を示す。これと同様の²³⁵Uの検量線を作成

表5 バイオアッセイの γ 線スペクトロメトリ結果

試料	試料名	検出核種	濃度 (Bq/sample)
糞	F-1	Bi-214	0.69 $\pm$ 0.21
		K-40	17 $\pm$ 2.1
		Pb-214	2.1 $\pm$ 0.3
	F-2	—	—
	F-3	K-40	17 $\pm$ 2.1
	F-4	Pb-214	1.8 $\pm$ 0.28
		Bi-214	2.1 $\pm$ 0.3
		K-40	8.3 $\pm$ 1.5
	F-5	Pb-214	3.8 $\pm$ 0.37
		Not Detected	

表6 ICP-質量分析器によるバイオアッセイ試料中ウラン同位体測定結果

試料	試料名	²³⁸ U Bq/sample	²³⁶ U Bq/sample	²³⁵ U Bq/sample
糞	F-1	5.8 $\times 10^{-1} \pm 1.7 \times 10^{-2}$	2.7 $\times 10^{-1} \pm 2.3 \times 10^{-2}$	3.3 $\times 10^{-2} \pm 1.7 \times 10^{-3}$
	F-2	—	—	—
	F-3	4.9 $\pm 2.9 \times 10^{-1}$	2.6 $\pm 1.7 \times 10^{-1}$	3.0 $\times 10^{-1} \pm 1.6 \times 10^{-2}$
	F-4	2.8 $\times 10^{-1} \pm 1.3 \times 10^{-2}$	1.4 $\times 10^{-1} \pm 2.0 \times 10^{-2}$	1.7 $\times 10^{-2} \pm 1.3 \times 10^{-3}$
	F-5	6.9 $\times 10^{-2} \pm 3.1 \times 10^{-3}$	3.8 $\times 10^{-2} \pm 1.1 \times 10^{-2}$	4.2 $\times 10^{-3} \pm 5.3 \times 10^{-4}$
尿	U-1	7.6 $\times 10^{-1} \pm 1.8 \times 10^{-2}$	4.2 $\times 10^{-1} \pm 2.0 \times 10^{-2}$	4.6 $\times 10^{-2} \pm 1.4 \times 10^{-3}$
	U-2	6.4 $\times 10^{-2} \pm 2.6 \times 10^{-3}$	3.5 $\times 10^{-2} \pm 2.1 \times 10^{-3}$	3.9 $\times 10^{-3} \pm 2.2 \times 10^{-4}$
	U-3	3.7 $\times 10^{-2} \pm 1.1 \times 10^{-3}$	2.2 $\times 10^{-2} \pm 3.6 \times 10^{-3}$	2.3 $\times 10^{-3} \pm 2.0 \times 10^{-4}$
	U-4	2.3 $\times 10^{-2} \pm 1.2 \times 10^{-3}$	<1.5 $\times 10^{-2}$	1.4 $\times 10^{-3} \pm 1.1 \times 10^{-4}$
	U-5	6.9 $\times 10^{-2} \pm 5.7 \times 10^{-4}$	3.8 $\times 10^{-2} \pm 1.9 \times 10^{-3}$	4.2 $\times 10^{-3} \pm 8.8 \times 10^{-5}$

し、これら検量線から定量した。

一例としてU-1試料における定量方法を示す。なお、U-1以外の試料についても同じ方法により定量した。質量分析によるU-1試料中の ^{238}U 濃度は、323,757カウントで $2.0 \times 10^{-4} \text{Bq/ml}$ であり、これを重量換算すると、 $1.6 \times 10^{-8} \text{g/ml}$ となる。

一方、 ^{236}U は、937カウント存在しており、 ^{238}U との比例計算から、 $4.7 \times 10^{-11} \text{g/ml}$ となり、放射能に換算すると $1.1 \times 10^{-4} \text{Bq/ml}$ となる。これらに、希釈倍率をかけたものが、ICP-MSにて得られたウラン同位体の濃度 ($^{238}\text{U} : 7.6 \times 10^{-1} \text{Bq/sample}$, $^{236}\text{U} : 4.2 \times 10^{-1} \text{Bq/sample}$) となる。

さらに、上記 ^{238}U の濃度と α 線スペクトロメトリにて求められた ^{238}U の濃度を比較することで、回収率が求められる。U-1の場合、 α 線スペクトロメトリにて得られた ^{238}U は $6.7 \times 10^{-1} \text{Bq/sample}$ であったため、回収率は88%と計算できる。

よって、他のウラン同位体の測定値をこの回収率で補正し、ウラン同位体の試料当たりの濃度を求めることが可能となった。なお、他の試料についても回収率は80~90%であった。 α 線スペクトロメトリにより求めたバイオアッセイ試料中のウラン同位体の α 線スペクトルを図3に示す。ここでは、横軸に α 線の放出エネルギー、縦軸がカウント数を示している。この図からは、 α 線放出エネルギーの近似した ^{235}U と ^{236}U は弁別できないことがスペクトル上からも分かる。

一方、同一試料をICP-質量分析装置を用いて分析した結果を図4に示す。この図では、横軸が質量数 (m/z) であり、縦軸がカウント数である。この図では、半減期の長い ^{235}U と ^{236}U が弁別できた

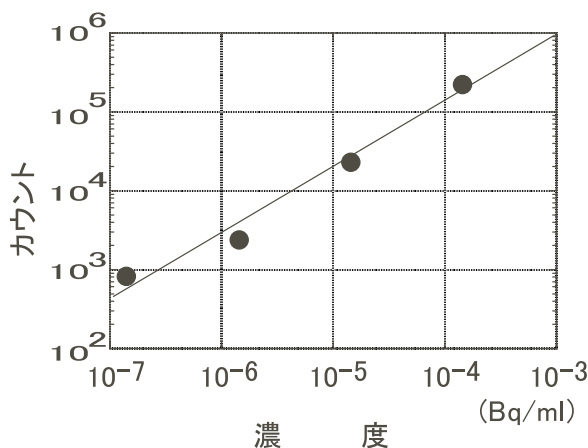


図2 ICP-質量分析装置における ^{238}U の検量線

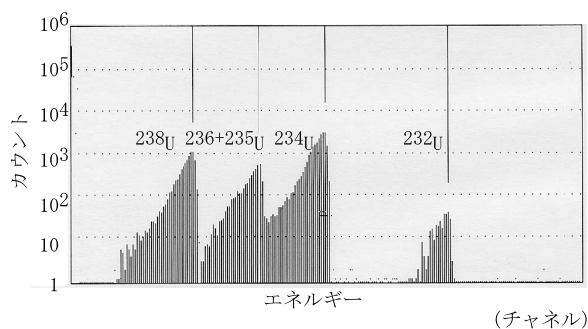


図3 バイオアッセイ試料における同位体の α 線エネルギースペクトル

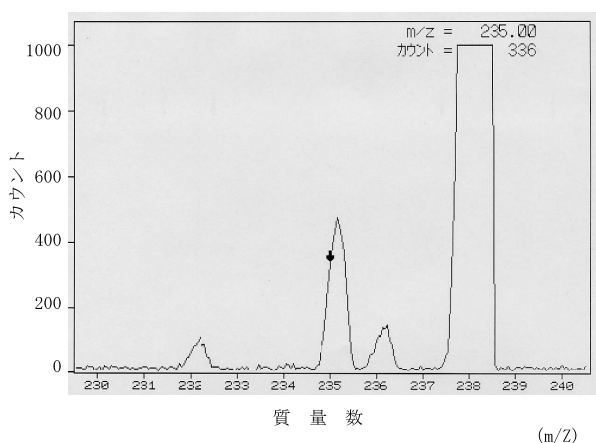


図4 バイオアッセイ試料におけるウラン同位体の質量スペクトル

ことを示している。

本法を用いることで、回収率トレーサを添加せずに α 線スペクトロメトリにて測定されたウラン同位体の定量が可能となった。 ^{238}U の測定値による回収率の補正を行った場合においても、 ^{232}U 及び ^{234}U の定量値に対する誤差は、およそ10%程度であり、糞及び尿中のウラン同位体の定量法としては、精度の高い分析値が得られた。ウラン同位体の定量結果を表7に示す。

ウラン濃縮施設で発生した吸入摂取事例により得られた尿及び糞中のウラン同位体の排出カーブを参考までに図5及び図6に示す。

プルトニウム (α) 分析の結果すべて検出下限値未満であった。このため、 β 線放出核種である ^{241}Pu 及びその壊変生成物である ^{241}Am 、更にその壊変生成物である ^{237}Np については分析を行わなかった。

4. おわりに

質量分析法の一種であるICP-MSと表面障壁型シリコン半導体検出器を用いた α 線スペクトロメ

表7 バイオアッセイ試料中のウラン同位体測定結果

試料	試料名	重量(g)	^{232}U (Bq/g)	^{234}U (Bq/g)	^{235}U (Bq/g)	^{236}U (Bq/g)	^{238}U (Bq/g)
糞	F-1	227	$8.8\text{E-}05\pm1.1\text{E-}05$	$7.0\text{E-}03\pm7.9\text{E-}04$	$1.5\text{E-}04\pm7.5\text{E-}06$	$1.2\text{E-}03\pm1.0\text{E-}04$	$2.6\text{E-}03\pm7.5\text{E-}05$
	F-2	None	—	—	—	—	—
	F-3	198	$9.1\text{E-}04\pm1.7\text{E-}04$	$7.6\text{E-}02\pm1.1\text{E-}02$	$1.5\text{E-}03\pm8.1\text{E-}05$	$1.3\text{E-}02\pm8.6\text{E-}04$	$2.5\text{E-}02\pm1.5\text{E-}03$
	F-4	116	$8.5\text{E-}05\pm2.3\text{E-}05$	$1.9\text{E-}02\pm1.3\text{E-}03$	$1.5\text{E-}04\pm1.1\text{E-}05$	$1.2\text{E-}03\pm1.7\text{E-}04$	$2.4\text{E-}03\pm1.1\text{E-}04$
	F-5	40.5	$< 3.2\text{E-}04$	$< 2.2\text{E-}02$	$1.0\text{E-}04\pm1.3\text{E-}05$	$9.4\text{E-}04\pm2.7\text{E-}04$	$1.7\text{E-}03\pm7.7\text{E-}05$
尿	U-1	965	$2.8\text{E-}05\pm3.4\text{E-}06$	$2.3\text{E-}03\pm2.5\text{E-}04$	$4.8\text{E-}05\pm1.5\text{E-}06$	$4.4\text{E-}04\pm2.1\text{E-}05$	$7.9\text{E-}04\pm1.9\text{E-}05$
	U-2	712	$2.7\text{E-}06\pm4.6\text{E-}07$	$2.4\text{E-}04\pm3.4\text{E-}05$	$5.5\text{E-}06\pm3.1\text{E-}07$	$4.9\text{E-}05\pm2.9\text{E-}06$	$9.0\text{E-}05\pm3.7\text{E-}06$
	U-3	1025	$< 3.0\text{E-}06$	$< 1.2\text{E-}04$	$2.2\text{E-}06\pm2.0\text{E-}07$	$2.1\text{E-}05\pm3.5\text{E-}06$	$3.6\text{E-}05\pm1.1\text{E-}06$
	U-4	1230	$< 3.3\text{E-}06$	$< 1.8\text{E-}04$	$1.1\text{E-}06\pm8.9\text{E-}08$	$< 1.2\text{E-}05$	$1.9\text{E-}05\pm9.8\text{E-}07$
	U-5	1065	$< 3.9\text{E-}06$	$< 5.4\text{E-}05$	$8.4\text{E-}07\pm8.3\text{E-}08$	$8.0\text{E-}06\pm1.8\text{E-}06$	$1.4\text{E-}05\pm5.4\text{E-}07$

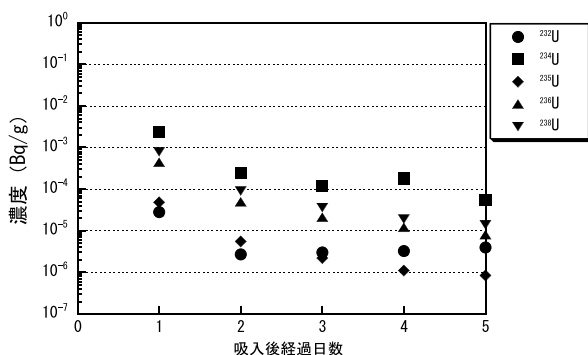


図5 吸入後経過日数と尿中ウラン濃度

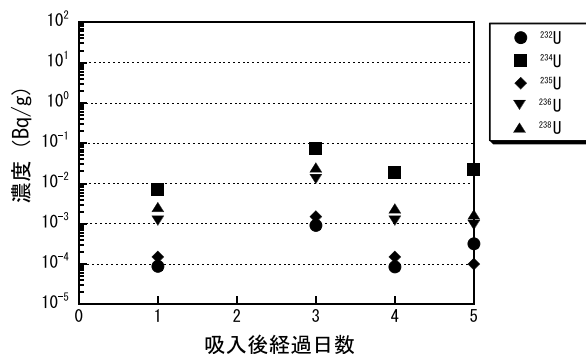


図6 吸入後経過日数と糞中ウラン濃度

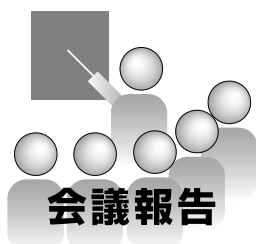
トリを組み合わせることで、これまで、定量が不可能であった、測定試料中に回収率トレーサ ^{232}U が含まれている回収ウランによる内部被ばく時のバイオアッセイ試料が総合的に定量及び評価が可能となった。

このことは、今後、核燃料サイクルにおいて、回収ウランの再転換や再処理時に作業員の内部被ばくや環境汚染が発生した場合でも、試料の定量が可能となり、施設放射線管理技術の高度化に繋がるものである。

本手法により、回収率トレーサが使用不可能若しくは入手困難な核種に対しても、複数の定量法による測定値の比較を行うことで回収率を補正することが可能となる。本手法は応用範囲が広く、ウラン同位体の定量のみならず、長半減期放射性核種の定量には有益な方法である。

参考文献

- 1) G.Bulter: Re-enrichment of Reprocessed Uranium, ENC(1986).
- 2) E.J.Wyse, J.A.MacLellan, et. al: J Radioanal. Nucl. Chem, 234 1-2 p. 165-170 (1998).
- 3) E.Werner, P.Roth, et. al: J Radioanal. Nucl. Chem, 226 1-2 p. 201-203 (1997).
- 4) L. Holmes and R. Pilvio: Appl. Rad. and Iso., 53 p. 63-68 (2000).
- 5) 動力炉・核燃料開発事業団東海事業所標準分析作業法—周辺環境管理編—: PNC TN8520 93-003(1993).
- 6) Y. UEZU, N. MIYAGAWA, et. al: The 5th Low Level Conference Using Liquid Scintillation Analysis p. 289-297 (1996)
- 7) S. Sumiya, S. Morita, et. al: J. Radioanal. Nucl. Chem. Articles, 177, No.1, p. 149-159 (1994).
- 8) 伊藤公雄, 古田定昭, 他: 日本保健物理学会第34回研究発表会講演予稿集, 89 (1999).
- 9) 森田重光, 渡辺 均, 他: 日本保健物理学会第34回研究発表会講演予稿集, 90 (1999).



国際特別研究員による2001年度 研究成果報告会

小山 和俊

本社 国際・核物質管理部

1. はじめに

国際特別研究員制度は欧米の先進諸国において、高速炉、核燃料サイクル、廃棄物処理処分等の分野で研究に従事している優れた研究者を海外から招聘し、サイクル機構の研究開発活動に直接参加してもらう制度である。

1994年度にこの制度が発足して以来、これまでに海外14ヵ国から招聘した特別研究員の総数は47名となっており、サイクル機構の研究開発業務の推進と高度化のみならず、我が国のプルトニウム平和利用技術開発の国際的な透明性の確保にも寄与している。

国際特別研究員による第1回目の研究成果報告会は、2000年11～12月に二つの専門分野（高速炉関連、燃料サイクル及び廃棄物処理処分関連）に分けて、敦賀国際技術センター及び東海事業所において開催している。今回の報告会は第2回目に相当し、2001年10月18日と19日の両日、大洗工学会センターのFBRサイクル国際研究開発センター会議室において開催した。

2001年10月現在、もんじゅ、ふげん、東海、大洗並びに東濃の各事業所において合計15名の国際特別研究員が研究に従事している。今回の報告会では、研究員からこれまでの研究成果や今後の研究予定などが報告され、会場に集まった約50名の参加者からも活発な質疑、応答が行われた。

また、研究成果報告会に引き続き、国際特別研究員の研究目標等に関して、円卓方式の意見交換会が開催され、特別研究員と研究指導を担当している日本人研究者間で自由闊達な意見交換がなされた。

2. 報告会の概要

研究成果報告会の開会に当たり、サイクル機構の相澤理事より、国際特別研究員制度の設立目的、

サイクル機構をめぐる最近の動き等を紹介する開会の挨拶がなされた。挨拶に続き、各研究員による研究成果の報告が行われた。報告された15件の研究テーマ、報告者氏名等を表1に示し、以下にその概要を紹介する。

① 東濃地域の地下水流動研究への地球化学的手法の適用

海外の地層処分研究において実施されている地下水の地球化学的研究の内容を紹介するとともに、東濃地科学センターにおいて実施している地下水流動研究への地球化学的手法の適用結果について報告した。

② 超深地層研究所計画における地層科学研究（第1段階の成果及び第2、第3段階の計画）

東濃地科学センターにおいて実施している超深地層研究所（MIU）計画及びそこで実施される地層科学研究の内容を紹介するとともに、報告者がカナダ原子力公社（AECL）において永年参画していた地下研究所（URL）との比較検討を行った。

③ 計算物理学におけるスペクトル法



写真1 研究報告会風景

表1 報告者氏名と研究テーマ

所 属	氏 名	研究テーマ
東濃地科学センター 地層科学研究情報化グループ	Richard METCALFE	東濃地域の地下水流動研究への地球化学的手法の適用
東濃地科学センター 地層科学研究情報化グループ	Glen McCRANK	超深地層研究所計画における地層科学研究（第1段階の成果及び第2, 第3段階の計画）
東濃地科学センター 陸域地下構造フロンティア研究プロジェクト	Wojciech DEBSKI	計算物理学におけるスペクトル法
敦賀本部 国際技術センター 国際協力グループ	Peter HARRISON	敦賀地区における国際協力（敦賀地区における国際協力・協同研究構想）
敦賀本部 国際技術センター システム技術開発グループ	Hans Peter METZ	もんじゅ蒸発器における二相流モデルの改良
敦賀本部 国際技術センター システム技術開発グループ	Roberto PASSALACQUA	セーフティモニター：Living PSAにおける人的因子
新型転換炉ふげん発電所 技術課	Sergey SHIMANSKIY	音響法漏えい検出システムの開発
東海事業所 環境保全・研究開発センター 処分研究部 処分バリア性能研究グループ	Regis BROS	オクロ鉱床のナチュラル・アナログ研究
東海事業所 環境保全・研究開発センター 先進リサイクル研究開発部 解析評価グループ	Manuel POUCHON	セラミックスフェアバック振動充填燃料に関する研究
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 機器開発グループ	David HEBDITCH	工業化規模の乾式再処理法の最適化に関する概念
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 解析評価グループ	Oleg SHCHERBAKOV	核変換のための核データ測定の現況
大洗工学センター 照射施設運転管理センター 照射管理課	Joseph DAMICO	状態遷移図による「常陽」遠隔監視システムデータの解析
大洗工学センター 要素技術開発部 流体計算工学研究グループ	Vladimir KRIVENTSEV	臨界レイノルズ数概念に基づく乱流物理モデルの提案
大洗工学センター システム技術開発部 中性子工学グループ	Guennadi MANTOUROV	高速炉臨界実験解析における核データライブラリ効果
大洗工学センター 照射施設運転管理センター 照射材料試験室	Victor VOYEVODIN	FBR炉心材料の照射後組織変化に関する解析

核廃棄物の地層処分場の評価には、高精度の数値シミュレーション法が要求される。この解法として計算精度の良いスペクトル法の利用を提案し、地震波の追跡を行うトモグラフィーの問題に適用した。

④ 敦賀地区における国際協力（敦賀地区における国際協力・協同研究構想）

2001年度に敦賀地区における国際協力活動計画を策定したが、そのベースとなっている国際協力の考え方を紹介するとともに、自分のテーマである照射試験関連研究及び世界の高速度炉情報の保存と知識のネットワーク創設についての重要性と今後の計画について報告した。

⑤ もんじゅ蒸発器における二相流モデルの改良
ナトリウム加熱のヘリカルコイル型伝熱管構造のもんじゅ蒸発器内部における詳細熱流動挙動を把握するために数値解析コードの改良・検証等を進めている。特に、伝熱管内の水・蒸気

二相流に関して、均質流モデルから二流体モデルに高度化するための調査検討を実施中である。

⑥ セーフティモニター：Living PSAにおける人的因子

プラントにおけるヒューマンエラーを排除するシステムとしてPSA手法によるセーフティモニターの開発を提案した。さらにリスク情報を考慮したディーゼル発電機供用期間中試験計画の評価及びスクラムフォルトツリー解析の成果と今後の計画について報告した。

⑦ 音響法漏えい検出システムの開発

新型転換炉用に開発した原子炉冷却系配管からの漏えい音を検出するシステムの検出感度向上（目標0.2ガロン/min）及び検出位置の同定のために、暗騒音平均化法や多重相関法等を考案し適用した。今後、実際の漏えい音により近い人工音源を用いた試験を行い、更なる改良高

度化に取り組む。

⑧ オクロ鈾床のナチュラル・アナログ研究

約20億年前に生成し自然界で核分裂反応が起こったガボン共和国のオクロ鈾床(ウラン鈾床)について、天然での核分裂生成物等の長期挙動に着目し調査を行っている。ウラン及び希土類元素の挙動や二次鈾物の生成について行った評価を報告した。

⑨ セラミックスフェアパック振動充填燃料に関する研究

セラミックスフェアパック振動充填燃料の新しい燃料形態としてサーメット燃料(金属燃料とセラミックス燃料の複合燃料)の可能性について検討している。サーメット燃料の熱伝導率の計算を行い、通常のセラミックス燃料と比較検討を行った。

⑩ 工業化規模の乾式再処理法の最適化に関する概念

50t/y規模の酸化物電解及び金属電解用の溶融塩電解槽の概念検討を実施した。検討ではスケールアップ上の制約条件を明確にし、ケーススタディから最適な機器の構成及び構造を明らかにした。

⑪ 核変換のための核データ測定の実況

中性子断面積の測定データを精密に解析するため、サンプル中での中性子自己吸収効果を迅速かつ正確に計算できる手法を開発し、その成果を発表した。また、核データ計測について、フラッシュアナログデジタル変換器利用の有用性について論じた。

⑫ 状態遷移図による「常陽」遠隔監視システムデータの解析

「常陽」遠隔監視システムで収集されたデータを効率的に精度よく処理するため、自動データ解析システム Knowledge Generation を適用して、状態遷移図を用いて燃料及び燃料取扱機器の状態及び動きをモデル化したものを元に、実際の燃料取扱作業時に収集したデータの解析を行った。

⑬ 臨界レイノルズ数概念に基づく乱流物理モデルの提案

本研究では、Navier-Stokes 方程式に平均化処理を施したレイノルズ方程式のクロス相関項をモデル化するため、完全に発達した非圧縮性流体チャンネル・フローの乱流粘性モデルを提案

した。それは多重スケール粘性(MSV)モデルと名づけられ、その経験的なパラメーターは臨界レイノルズ数のみである。

⑭ 高速炉臨界実験解析における核データライブラリ効果

ロシアIPPE研究所とサイクル機構が使用している核データ及び炉物理解析コードシステムを比較検討するため、両者を用いて、ロシアBFS臨界実験と米国ZPPR臨界実験を解析した。その結果、両機関の核データの違いによる臨界性への影響は、0.3%Δk以下と小さいことが判明した。

⑮ FBR炉心材料の照射後組織変化に関する解析

炉心材料として使用されるオーステナイト系ステンレス鋼の中性子照射による組織変化挙動を微視的な視点から解析し、その結果を基に現在の材料をより耐照射性に優れた材料へ改良するための方策を提案した。

3. おわりに

第2回目を迎えた今回の報告会では、サイクル機構に在籍中の特別研究員及び関係する日本人研究者全員が一堂に会して、日頃の研究成果の発表を行うとともに、技術的な議論を交わすことができた。

一方、特別研究員の研究専門分野は地質鈾物理学から原子力工学に渡る非常に広範囲な分野にまた



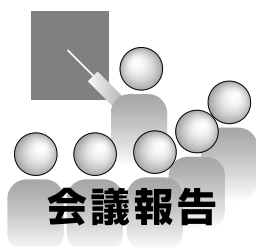
写真2 意見交換会風景

がっており、今回報告された高度に専門的な研究成果を全員分について完全に理解することは、参加した聴取者にとっても困難という側面もある。

今後、このような課題を克服するとともに、円卓方式の意見交換会議において出席者から頂いた

さまざまな提案や助言を反映する形で、この研究成果報告会を更に改善し、国際特別研究員制度による研究成果の充実に努めたいと考えている。

最後に、今回の報告会開催に当たり、ご参加とご協力を頂いた関係者の方々に感謝いたします。



IAEA / RCA 排水の放出管理と環境モニタリングに関するワークショップ

植頭 康裕

東海事業所 放射線安全部 環境監視課

1. はじめに

東海事業所において、IAEA/RCA（地域協力協定）の下に「IAEA/RCA 排水の放出管理と環境モニタリングに関するワークショップ」を2001年10月22日から26日まで開催した。表1に本ワークショップの日程表を示す。本ワークショップは、1988年から、アジア環太平洋地区における放射線防護技術の高度化のため、日本原子力研究所東海研究所と交互に実施しているものである。

本年は、液体廃棄物管理方法と環境アセスメントの方法に関して、アジア・環太平洋地区の各国から選ばれた原子力施設や大学で排水管理及び環境モニタリングを行っている専門家が参加した。参加者の内訳は、オーストラリア2名、バングラデシュ1名、インド2名、インドネシア1名、韓国1名、ミャンマー1名、マレーシア1名、パキスタン2名、フィリピン1名、スリランカ1名、タイ2名、ベトナム2名及びIAEAから1名の合計18名であった。

2. ワークショップの概要

ワークショップは、特別講演、カントリーレポー



写真2 海水を排水に見立てた α 放射能分析法の実習の様相

ト、実習、見学により構成されている。特別講演は、IAEA Technical OfficerのDr. M. Sohrabiが「IAEAにおける排水管理と環境モニタリングの展望」というタイトルで、排水からの外部被ばくへの関係とその解釈、原子力施設における放射性排水の管理目標等について講演があり、これに続き、オーストラリア原子力庁のDr. Frank Harrisが液体廃棄物の環境への負荷やその影響について及びオーストラリアにおける排水管理の実態とモニタリングについて講演があった。続いて、核燃料サイクル開発機構から、東海事業所における排水分析法と外部被ばく評価の方法について説明があった。

カントリーレポートでは、排水管理上や法律上の問題点や今後の課題等を紹介した。

翌日からは、排水分析法、放射線測定装置の校正法や環境影響評価に係る実習及び講義があった。

排水分析法では、実際の海水を排水に見立て、鉄共沈法を用いた全 α 放射能、全 β 放射能、陰イオン交換法を用いたウラン分析法等の排水分析法の



写真1 開会式の模様

表1 トレーニングワークショップ日程表

月 日 時 刻	10月22日 (月)	10月23日 (火)	10月24日 (水)	10月25日 (木)	10月26日 (金)
9:00					
10:00		技術実習 (機構) [排水モニタリング(1)]	技術実習 (機構) (環境影響評価)	技術実習 (原研) [排水モニタリング(3)]	総合討論 機構
11:00	受付 開会式	環境課・分析技術 -(コーヒープレイク)-	環境課・環境評価 -(コーヒープレイク)-	測定技術 -(コーヒープレイク)-	↓ ↓
12:00	特別講演 (1) ↓	↓	↓	↓	-(コーヒープレイク)- 閉会式
13:00	昼食 ↓	昼食 ↓	昼食 ↓	昼食 ↓	昼食 ↓
14:00	特別講演 (2) ↓	技術実習 (機構) [排水モニタリング(2)]	円卓会議 (2) (カントリーレポート)	↓	施設見学 (気象研究所)
15:00	-(コーヒープレイク)- 特別講演 (3)	環境課・分析技術 ↓	↓	↓	↓
16:00	特別講演 (4) 円卓会議	-(コーヒープレイク)- ↓	↓	施設見学 (防災管理棟)	
17:00	(カントリーレポート) ↓	↓	↓	↓	
18:00	↓ 歓迎会		市内見学 ↓	↓ 歓送会	
宿泊	(日本原子力研究所) ひたちなか	ひたちなか	ひたちなか	(サイクル機構) ひたちなか	ひたちなか

特別講演 (1) : 放射性物質放出管理における環境モニタリング及びアセスメントのIAEAの考え方
 特別講演 (2) : IAEA 招待講演
 特別講演 (3) : 環境中への液体放出源と経験：環境モニタリングと環境アセスメント側面
 特別講演 (4) : 核燃料サイクル開発機構東海事業所における排水管理の考え方と環境モニタリング
 排水モニタリング (1) : JNC 東海事業所における排水監視実務内容の紹介と管理区域見学 & ガンマ線放出核種・トリチウム
 排水モニタリング (2) : 前処理方法, 全 α ・ β 分析法, α 線核種分析
 排水モニタリング (3) : 測定技術及び校正
 環境影響評価 : 海洋被ばく及び影響評価計算の概要

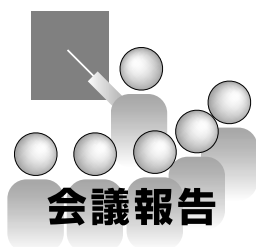
実習を行った。実習に先立ち、検出下限値の算出法、陰イオン交換法や溶媒抽出法における分配係数の考え方の説明を行った。また、放射線測定装置の校正法では、原研東海研究所においてGe半導体検出器のエネルギー校正、計数効率校正を実習した。

環境影響評価方法では、被ばく経路の説明、飲料水や淡水魚からの内部被ばく評価方法及び海水・海岸砂からの外部被ばくの評価方法の説明とそれらを用いた公衆の被ばく評価方法について数式を用いて実習を行った。

3. おわりに

本ワークショップ参加者からは、和気藹々と実習を受け、「実際にモニタリングを行う上での重要な情報を入手することができた。」「講義だけではなく、実習を行うことにより参加者の理解を早めた。」という高い評価を頂いた。

来年は、個人被ばく管理技術に関する相互比較評価会議をサイクル機構東海事業所において開催する予定であり、今後とも、各国のニーズを踏まえたワークショップを開催し、アジア地域のレベルアップに貢献したいと考えている。



長半減期放射性核種に関する第10回 JNC／CEA技術情報交換会議

矢野 公彦

東海事業所 環境保全・研究開発センター 先進リサイクル研究開発部

1. はじめに

1991年6月に調印されたPNC/CEA（フランス原子力庁）間の協力協定（1996年6月に改訂）に基づき、過去9回にわたり核種分離に関する専門家会議が開催され、有益な成果をあげてきた。当初、本会議はアクチニド（An）元素の湿式分離に関する研究のみに絞ったものであったが、第3回から長半減期FPの分離、また、第5回からは乾式分離に関するテーマがそれぞれ追加され、発展的に拡充している。今回第10回となるAn及びFP核種の分離に関する専門家会議が、2001年10月29日から30日にかけて東海事業所内で開催された。

CEAで実施された長半減期An及びFP核種の分離研究と、サイクル機構における先進リサイクル研究のうち湿式及び乾式分離研究について情報交換を行った。

2. 会議の概要

本会議では、(1) 3価Anとランタニド（Ln）元素の分離、(2) 電解による白金族元素の回収、(3) 晶析法によるUの回収、(4) 乾式法に関する最近の成果等を相互に報告した。

以下に主にCEA側の発表概要をまとめる。

2.1 湿式分離技術

高レベル廃液からマイナーアクチニド（MA：主にAmとCm）を分離・回収するため、サイクル機構、CEAとも溶媒抽出による方法を開発している。サイクル機構側からは有機リン系抽出剤であるCMPO^{*1}を用いたTRUEX法及びSETFICS法の



写真1 会議参加者集合写真

研究成果が、CEA側からは窒素系抽出剤であるジアミドを用いたDIAMEX法とBTP^{*2}を用いたSANEX法に関する研究成果がそれぞれ報告された。

DIAMEX法について、2000年度に行われたホット試験の結果が報告された。新しいリファレンス抽出剤をDMDOHEMA^{*3}とするとともに、HEDTA^{*4}を用いたPdの洗浄操作を加えたフローシートの妥当性を検証し、良好な結果を得ていた。また以前のリファレンス抽出剤であったDMDBTDMA^{*5}の抽出種の構造変化等に関する報告がなされた。

SANEX法についても、新しく抽出剤をiPr-BTP^{*6}とDMDOHEMAの混合溶剤とし、An（Ⅲ）/Ln（Ⅲ）分離試験を行い、分離性能等の面で優れていることが示されたが、溶媒の劣化によりリサイクルができないことが問題点としてあげられ

注釈

- *1：CMPO = octyl (phenyl) - N, N - diisobutylcarbamoylmethyl phosphine oxide
- *2：BTP = bis - triazinyl - pyridine
- *3：DMDOHEMA = dimethyl dioctyl hexyl ethoxy malonamide
- *4：HEDTA = N - (2 - hydroxyethyl) - ethylenediaminetriacetate
- *5：DMDBTDMA = dimethyl dibutyl tetradecyl malonamide
- *6：iPr-BTP = 2, 6 - bis - (6 - di - iso - propyl - 1, 2, 4 - triazin - 3 - yl) - pyridine

表1 議事次第

2001年10月29日（月）			
9：00 歓迎の挨拶		サイクル機構	小島部長／青嶋グループリーダー
<u>両組織の研究開発状況</u>			
AM	9：10 サイクル機構におけるプロセス技術開発	サイクル機構	青嶋グループリーダー
	9：30 CEAにおける分離変換技術の開発状況	CEA	Ph. Leconte/D. Warin
<u>An/Ln分離</u>			
	10：00 SETFICS プロセス向流抽出試験	サイクル機構	宮原
	10：30 休憩		
	11：00 DIAMEX プロセス溶媒の界面活性	CEA	C. Madic
	11：30 2000年 DIAMEX プロセスホット試験結果	CEA	M. Lecomte
	12：00 昼食		
PM	1：30 TBPを用いたAm（Ⅵ）のCmからの抽出分離	サイクル機構	駒チームリーダー
	2：00 BTPによるAn（Ⅲ）及びLn（Ⅲ）硝酸塩の抽出	CEA	C. Hill
	2：30 量子化学的手法によるLn（Ⅲ）錯体の計算	CEA	C. Madic
	3：00 SANEX-BTPプロセスの新しい溶媒の提案	CEA	C. Hill
	3：30 休憩		
	4：00 SANEX プロセスホット試験の結果	CEA	M. Lecomte
<u>FP分離</u>			
	4：30 燃料再処理における電解抽出による貴金属元素の回収	サイクル機構	佐野
<u>その他の湿式プロセス</u>			
	5：00 PUREX プロセスのための晶析技術開発	サイクル機構	矢野
	5：30 1日目終了		
2001年10月30日（火）			
<u>乾式プロセス</u>			
AM	9：00 サイクル機構における乾式プロセス開発	サイクル機構	明珍グループリーダー／永井チームリーダー／佐藤
	9：30 LiCl-KCl溶融塩中におけるAmの電気化学的性質	CEA	C. Madic
<u>開発計画・施設状況</u>			
	10：00 MA，FP分離に関する技術開発計画	サイクル機構	平野チームリーダー
	10：30 休憩		
	11：00 PARTNEW：欧州におけるMA分離研究の新しい枠組み	CEA	C. Madic
	11：30 第2世代CPFのための機器設備の新設	サイクル機構	野村チームリーダー
	12：00 昼食		
<u>見学・質疑応答</u>			
PM	1：30 施設見学		
	2：30 質疑応答		
	4：00 議事録作成		
	5：00 2日目終了		

た。

また、量子化学的手法による計算科学を用いて、Ln (III) と溶媒の錯体についての構造やエネルギーについての解析結果が報告された。

その他の技術として、サイクル機構から電解還元析出法による白金族元素の回収及びPUREXプロセスの前処理としての晶析法に関する最近の成果を示した。

2.2 乾式分離技術

CEA側よりLiCl-KCl溶融塩中でのAmの電気化学的挙動についての研究に関して報告が行われた。

サイクル機構からは、乾式分離技術開発の現状を紹介した。実施体制やこれまで得られた成果に



写真2 会議資料CD-R受渡し(左:青嶋先進再処理GL, 右:Prof. C. Madic, director of researches)

ついて報告した。

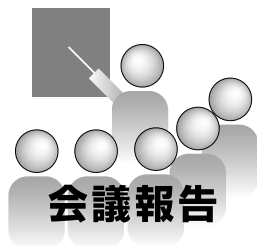
また、意見交換の中でCEAでは乾式分野での人材が不足しているといった状況もうかがえた。

3. おわりに

分離技術に関するCEAの研究開発は、基礎から応用まで幅広く行われているが、ヨーロッパ内での協力を行うなどして、有意義な成果を効率よくあげている様子がうかがわれた。

会議を終えるに当たって、本技術協力が大変有意義なものであり、今後もMA及び長寿命FPの分離及び非PUREX再処理に関する技術協力を継続することで合意した。また、相互研究者を派遣するとともに、共同で研究成果を公開していくこととした。

次回は2002年6月13日から14日にフランスにて開催する予定である。



核燃料サイクル開発機構安全研究 5 ヵ年成果報告会

石川 敬二

本社 安全推進本部

1. はじめに

2001年11月16日午後には東京北の丸公園内の科学技術館で「核燃料サイクル開発機構安全研究5ヵ年成果報告会」を開催した。

今年度は、「安全研究基本計画（1996年度～2000年度）」（以下、基本計画）が終了し、5ヵ年成果のまとまる年度であることから、従来から実施している各事業所等における安全研究成果発表会の開催に加えて、広く成果を報告し、議論、批判を得て内容をよりよいものにするとの観点で、特に、東京近郊在住の各分野に関係する原子力専門家・関係者の方々を主な対象として、公開で報告会を開催することとした。

報告会の開催に当たり、安全研究に関係する国、大学、関係機関等に対して案内状を送付するとともに、サイクル機構のホームページでの案内、日本原子力学会等の学会誌上及び電子メール配信での案内、ポスター掲示等により広く参加者を募集した。

2. 報告会

報告会当日は、報告用OHP集及びサイクル機構における安全研究5ヵ年成果の報告書のCD-ROM版を参加者に配付した。

本報告会には、松浦原子力安全委員会委員長を始め、国、大学、電力、メーカー、法人等から約130名の方に参加していただき、会場は終始ほぼ満席（座席数：120席）の状態であった。

時間の関係で、各報告において1～2件程度の質疑応答に絞らざるを得なかったものの、参加者は各報告に対して熱心に耳を傾けていた。発表テーマを表1に示す。

2.1 報告の概要

本報告会では、基本計画の概要；1件、各分野



写真1 報告会風景

の成果の概要；5件、ハイライト；4件（合計10件）について報告がなされた。表1に従い、その概要を以下に示す。

(1) 安全研究基本計画の概要

サイクル機構の安全研究は、原子力安全委員会が5ヵ年ごとに策定する安全研究年次計画（以下、年次計画）と整合を図りつつ実施している。サイクル機構は、年次計画に採用された研究に社内研究を含めて基本計画を策定し、その計画に基づき安全研究を実施している。

年次計画の研究は、国の指針・基準類及び広く原子力施設の安全性向上に反映される研究である。一方、社内研究は、自らの所有する施設の安全性向上に主眼を置いた研究である。1996年度～2000年度においては、全研究テーマ91件中17件が社内研究である。

(2) 高速増殖炉分野の成果について

1996年度～2000年度の本分野の研究計画は高速増殖実証炉を対象としていたが、1995年12月に発生した「もんじゅ」のナトリウム漏えい事故に対応した研究計画に変更し、研究を実施した。

安全設計・評価方針の策定、事故防止及び影響

表1 核燃料サイクル開発機構安全研究5ヵ年成果報告会

No.	報告テーマ	報告者
1	安全研究基本計画の概要	本社 安全推進本部次長 石田 順一郎
2	高速増殖炉分野の成果について	大洗工学センター 要素技術開発部次長 近藤 悟
3	炉心安全解析コード SIMMER-Ⅲ の開発・適用の研究	大洗工学センター 要素技術開発部 リスク評価研究グループサブリーダー 飛田 吉春
4	新型転換炉用 MOX 燃料の照射挙動に関する研究	東海事業所 プルトニウム燃料センター 製造加工部 設計評価グループリーダー 安部 智之
5	核燃料施設分野の成果について	東海事業所 再処理センター 技術部 技術開発課長 野尻 一郎
6	確率論的安全評価分野の成果について	高速増殖炉もんじゅ建設所 改革推進グループ 技術主幹 中井 良大
7	環境放射能分野の成果について	東海事業所 放射線安全部長 篠原 邦彦
8	長半減期核種の分析測定技術の高度化に関する研究	東海事業所 放射線安全部 環境監視課 副主任研究員 植頭 康裕
9	放射性廃棄物分野の成果について	東海事業所 環境保全・研究開発センター 処分研究部次長 石黒 勝彦
10	高レベル放射性廃棄物の地層処分における核種移行に関する研究	東海事業所 環境保全・研究開発センター 処分研究部 処分バリア性能研究グループ リーダー 油井 三和

緩和、事故評価、炉心損傷事故及びシビアアクシデント等の安全研究を実施し、冷却系配管中の構造物の流力振動、漏えいナトリウムの燃焼挙動等に係わる基本メカニズムの解明、計算流体力学手法に基づく機構論的解析手法体系の開発、自然循環にかかわる現象の解明等の成果が得られた。

(3) 炉心安全解析コード SIMMER-Ⅲ の開発・適用の研究

SIMMER-Ⅲ コードは、多次元多相流熱流動を空間依存の核的動特性と結合した炉心損傷事故評価のための安全解析コードである。国際協力の下、サイクル機構が開発し、「もんじゅ」や実証炉の安全評価に適用した。本コードは、幅広い問題に適用できるように汎用性を持たせており、JCO 臨界事故の初期バースト過程の解析に適用し、事故調査活動に貢献した。

(4) 新型転換炉用 MOX 燃料の照射挙動に関する研究

700 体を超える混合酸化物 (MOX) 燃料の照射実績が「ふげん」で得られており、新型転換炉 (ATR) 用 MOX 燃料の照射挙動データは、軽水炉での MOX 燃料利用の安全性確認に反映可能な点が多いと考えられる。特に、六ヶ所村の再処理プラントから得られる MOX 原料粉と同じマイクロ波直接脱硝法による混合転換粉末を用いた MOX

燃料の照射データは、ATR 燃料に限られており、六ヶ所村に予定されている MOX 燃料工場で製造される MOX 燃料の照射挙動を評価する上でも貴重なものである。

(5) 核燃料施設分野の成果について

サイクル機構が所有する核燃料施設の安全・安定運転、さらに核燃料サイクル技術の高度化に向けた研究を実施した。

臨界安全性、遮蔽安全性、閉じ込め安全性、運転管理・保守及び放射線管理等の安全研究を実施し、ミハルゾ法及びファインマン- α 法による未臨界度測定技術の開発、中性子線量測定・評価手法の高度化、低濃度水素混合ガスの爆発挙動等のデータ取得、放射線監視支援システムの開発等の成果が得られた。

(6) 確率論的安全評価分野の成果について

原子力施設等の安全性を定量的かつ総合的に評価し、安全性の確保・向上の方策を検討する手法として、確率論的安全評価 (PSA) の重要性が指摘され、サイクル機構においても高速増殖炉、新型転換炉及び再処理施設を対象に PSA に関する研究を積極的に進めてきた。

PSA 手法及びデータの整備並びに PSA の適用の安全研究を実施し、「ふげん」の運転経験に基づく機器信頼性データの取得、「もんじゅ」を対象とし

たりビングPSAのシステムの整備、東海再処理施設のMOX転換工程におけるリスク評価の実施等の成果が得られた。

(7) 環境放射能分野の成果について

再処理施設を始めとする原子力施設の環境放射線（能）の測定・評価等に関する知見の蓄積、モニタリング手法・環境線量評価手法の整備・高度化に関する研究を実施した。

放射性核種の分布と挙動評価、線量算定モデル及び線量評価並びに環境放射線測定、放射性物質分析測定等のモニタリング技術開発の安全研究を実施し、ラドン子孫核種の積分型濃度測定器の開発、質量分析法による長半減期核種の定量法の開発、ゲルマニウム半導体検出器を利用した高分解能肺モニタの実用化等の成果が得られた。

(8) 長半減期核種の分析測定技術の高度化に関する研究

従来の中性子放射化分析によらない、マイクロ波導入プラズマ質量分析法を用いる土壤中のヨウ素-129分析法を開発した。これにより、中性子照射用原子炉の運転に左右されることなく土壤中のヨウ素-129の定量が可能となった。

(9) 放射性廃棄物分野の成果について

サイクル機構は、我が国における高レベル放射性廃棄物の地層処分技術の確立を目指した研究開発を、国が定めた研究開発の進め方に則りその中核機関として実施してきた。

地層処分における安全評価の基本的考え方、高レベル廃棄物地層処分システムの安全評価並びにTRU（超ウラン）廃棄物処分の安全評価の安全研究を実施し、安全評価の基本的考え方の整理、人工バリアについての構成要素に関する知見の蓄積や核種移行に係るデータベースの整備、地質環境の変動等に影響を及ぼす天然現象に関するデータの蓄積、TRU廃棄物処分の安全評価手法の確立に向けた技術基盤の整備等の成果が得られた。

(10) 高レベル放射性廃棄物の地層処分における核種移行に関する研究

人工バリア中の核種移行評価に係るデータベースを整備し、また、天然バリアにおける放射性核種の移行に関する研究を実施した。これらの結果については、第2次取りまとめの過程で海外の専

門家のレビューを受け、高い評価が得られている。また、第2次取りまとめの安全解析に反映され、「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)」(原子力安全委員会)の策定にも貢献した。

2.2 安全研究推進に関する質問・意見と回答

当日は、7分野について9件の技術的な質問を受け、その場で回答した。また、報告会終了後に質問用紙で受けた質問・意見（4名より全22件）については、後日電子メールにて回答した。

その中で、安全研究の推進が、安全管理・安全規制など人材育成に有効であり、しっかり継続すべきとの意見に対しては、今後ともニーズと成果の反映先をしっかりと把握し、安全研究を積極的に推進していく旨回答した。

3. おわりに

サイクル機構の実施する安全研究の成果の報告会としては、初めて東京で開催したが、幅広く多数の方々に参加していただき、東京で開催することの意義を認識した。

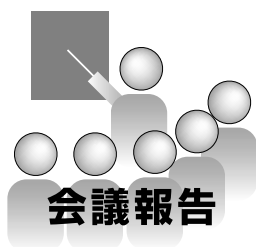
半日という限られた時間で、全分野の成果を報告したため、各分野とも全研究テーマの成果を十分に報告することはできなかったものの、1996年度～2000年度の主な5ヵ年成果は網羅できたと考える。

参加者からいただいた意見等は、今後の安全研究の実施に反映させることとする。

次回の報告会は、現行の「安全研究基本計画(2001年度～2005年度)」の中間報告がまとまる3年後に開催することを検討したい。

なお、本報告会で配付した資料を以下に示す。

- ① JNC TW1409 2001-005 核燃料サイクル開発機構安全研究5ヵ年成果報告会
- ② JNC TN1400 2001-014 安全研究5ヵ年成果(平成8年度～平成12年度-動力炉分野)
- ③ JNC TN1400 2001-015 安全研究5ヵ年成果(平成8年度～平成12年度-核燃料サイクル分野)



「魅力あるスマート原子力エンジンの未来 Part 2」シンポジウム

榊原 安英

敦賀本部 国際技術センター

1. はじめに

「魅力あるスマート原子力エンジンの未来 Part 2」と題した、地元企業、大学、研究所等を対象としたシンポジウムが、2001年11月29日（木）ユー・アイ ふくい（福井市 福井県生活学習館）3階映像ホールにて開催された。

本シンポジウムは、前回のシンポジウム（2000年6月 敦賀市にて開催）のヴァージョンアップ版として開催され、小型・分散炉の先用後利を基本理念とした運用方策、小型・分散炉の運用イメージ等の調査検討の成果を報告し、地域の要望に沿った、電力供給のみではない分散小型炉の運用イメージを明確にするとともに、地域社会が期待する原子力開発のあり方を討議することにより、運転再開後の「もんじゅ」の位置付けを再確認した。また、原子力立地地域の特徴を活かし、原子力開発に必要な人材の育成の拠点となる総合エネルギー大学校の構想に関する意見交換を行った。

シンポジウムは、福井県の地元企業、大学等を中心とした総勢160名の参加者を得て、満席となった会場で、活発な意見交換が行われた。

2. シンポジウムの内容

(1) 開会の挨拶

竹内敦賀本部長より、「今回のシンポジウムは、恒久性のある地域振興策としてあるべき原子力産業の姿とはどのようなものであるかについて地元の皆様からのご意見を頂くとともに地域社会との関係や視点を重視したご議論を頂くために、県都福井市にて開催することとする。その議論の結果の一つには、『もんじゅ』運転再開の意義を、さらに幅を広げ、或いは深めるものにもなるはずである。」との挨拶があった。

(2) 21世紀の原子力の進め方

中村浩美氏（科学ジャーナリスト）により標記

演題について以下の講演があった。

昨年の6月に開催された「魅力あるスマート原子力エンジンの未来」シンポジウムでは、エネルギーの多様化と自由化によって、エネルギーマーケットが拡大され成長される情勢を踏まえて、原子炉の小型・分散化が、グローバルなエネルギーの平準化に極めて有効であること、発電にとられない新たな産業を創出し得ること、送電から給電・配電といった新たな運用スタイルが可能となること、今後の原子力開発の新たな目標の一つとなること、などを学んだ。

今回は、エネルギーの多様化に沿った原子力システムが、地域の産業にどのように貢献し得るのかといった、地域産業活性化に役立つビジネスモデル（顧客、自社、他社との関連の中で収益に結びつける諸活動のフォーメーション）について議論する。

また、今後の原子力開発には、地域が実現して欲しい将来イメージとして、原子力システムをいろいろと活用できる可能性のある絵を提供することが重要である。地域産業の視点から見ると「原子力にビジネスの絵を描くこと」を地域が考え、



写真1 シンポジウム風景

提案し、開発主体（サイクル機構）と一緒に頑張って実現に向けて努力していくこと、さらには、公衆の理解の上に立った開発の継続性と挑戦精神を堅持するための担い手の育成や教育訓練のあり方について議論する。

(3) スマート原子力エンジンの開発意義

鳥井弘之（日本経済新聞社論説委員）により、標記演題の講演があった。

国の政策の中で最も重要と考えられるエネルギー政策について、責任を持つべき省庁が省庁再編の中で曖昧になり、原子力委員会はエネルギーの問題について議論できず、科学技術立国を目指す日本の方針を審議する総合科学技術会議は原子力に興味がないという現状を踏まえると、エネルギー政策、原子力政策については地方からの発言が国の政策に取り入れられる可能性が高い。

生物進化は、科学技術の進歩と類似性があり、とりわけ原子力については、特殊な環境の中で進歩してきたもので、環境が変化するとその形態は崩壊する。原子力は、大規模集中発電用、巨大なベース電源であり、それには遠隔地に立地、高度に発達した送電線網が必要である。また、高度に訓練された運転員が必要であること、専門家による安全の押しつけなどが社会不安を誘起させるため、立地がさらに困難となるという経過をたどってきた。今や電力の特殊な価値観、特殊化した自由度を失った原子力技術は、電力自由化、グローバル化、途上国の経済発展という環境変化に対応できない。

従来の原子力技術が、発電に主力を置き、エネルギー安定供給を目指したのに対し、今後は、海外エネルギーの平準化に役立ち、電力に限定されない熱、圧力、水素製造などのエネルギーとしての多様な利用方法を考えることの出来る革新的原子力技術を目指すべきである。これに対して、小型分散炉は、投資リスクが小さく、固有の安全性により安全性が高い上にメンテナンスフリーで、運転にも高度に訓練された運転員を必要としないという特徴がある。運用・利用形態に柔軟性があり、軽量であるが故の固有の安全性がある。発電コストが高いといわれるが、熱の直接利用やシステムの標準化と量産で補える、さらに核不拡散性については燃料交換の頻度が低く、かつ現地での燃料交換が出来ないシステムが考えられることから小型分散炉は大型炉よりも有利である。さらに

小型分散炉システムは、産業ニーズに応えられるか、ビジネスソースとして運用展開できるか、といった問題に答えるため、社会に受け入れられるシステムの要件を明確にし、それに答え得るいろいろな特徴を持ったシステムを紹介した。現在考えられている分散小型炉の概念として、ガス炉、4S炉（4S：Super Safe Small & Simpleの略称 超安全小型炉）、深海高速炉、船用炉、熔融塩炉、鉛ビスマス炉を紹介した。

最後に、日本がスマート原子力エンジンを開発する意義は、紛争の芽を摘み取る、尊敬される国になる、影響力を行使する手段をもつ、世界の現状、動きを熟知、無用な疑いを受けない、という安全保障の5条件を成しえることに役立つからであり、その結果として、将来の産業発展、地域発展にも役立つはずである。「まず、全てのはじめは、デモプラントを作ろう、目指そう」という発言で講演が閉められた。

(4) 福井と考えるスマート原子力エンジンと人材育成

1) 話題提供

① 地域産業の要望に応えるスマート原子力エンジンとは？ —福井ビジネスモデルを考える—
 玉木洋氏（福井経済同友会常任幹事・福井キヤノン事務機代表取締役社長）より、福井で考えたビジネスモデルの紹介があった。技術開発がもたらす産業革命の歴史、とりわけ近代にあっては、原子力という軍事技術の開発により、原子力技術が発展してきたことから、原子力には「原爆」「放射能被爆」「危険なもの」とのマイナスのイメージに付きまといわれ、社会的に受け入れ難いという宿命を持つ。しかし、その弱みを克服すれば新たなビジネスの機会とすることが出来るはずである。スマート原子力エンジンにはその弱みを克服する可能性があり、新たな産業としてのビジネスモデルを明示できるはずである、との報告があった。

また、まず原子力発電所集中立地の福井県だからこそフロントランナーとして、地域産業モデルを創出していかなければならないこと、松平春嶽、橋本左内、由利公正という遺伝子をこの時代に活かしていくことが重要である、との報告があり、スマート原子力エンジンによるエネルギーソリューションのビジネスモデルビジョンとして、「小型原子炉技術を応用したスマート原子力エンジンを開発し、安全で信頼性と効率性の高いエネル

ギー源の提供によって、産業社会の諸問題を解決することをエネルギーソリューションと位置付け、これによって福井県に新たな産業と人材育成を創出し世界の幸福と地球環境への貢献を果たす」というビジョンが示された。

② 地域産業の要望に応えるスマート原子力エンジンとは？ —スマート原子力エンジンの運用と「世紀炉」—

榊原安英（サイクル機構敦賀本部）より、熱事業、医療、宇宙産業のようなフロンティア分野や伝統地場産業などを喚起させるビジネスモデルを考える上での原子炉の運用への期待について紹介するとともに、一つの例として、究極の熱利用を念頭に置いた「世紀炉システム（100年間程度燃料交換なしに安定した低温熱源として利用できる原子力システム）」の概念について紹介した。

まず、スマート原子力エンジンの運用イメージを明確にするために、既に運用されている「富山売薬」「乾電池」「自動販売機」の例を参考として、システム技術開発、システム運用及び運用理念を調査分析し、コンパクト化、標準化等の弛まぬ技術革新が必須であり、利便性が経済性に勝る場合があること、先用後利の理念、顧客への奉仕活動の精神等の運用イメージを確立することが重要であると報告した。また、利用者側の要望に応じた技術仕様として、100年間燃料交換不要で、超安全で、運転が容易で安定した熱源として利用できる「世紀炉システム」の特徴と技術的に実現可能であることを報告した。

2) パネル討論

① 地域と考えるビジネスモデルとは？

中村浩美氏によるパネラー紹介の後、標記標題について、眼鏡産業、繊維産業の斜陽傾向にある地域産業に危機感を感じている福井県で、原子力発電集中立地という福井県の強みを生かした新産業創出を考える上で、エネルギー源としてのスマート原子力エンジンを中心としたビジネスモデルを考えて、早期に具体的な事例を実行し、順次成功例を示していくことが重要である、との討論があり、活発な意見交換が行われた。出された主な意見は以下のとおりである。

- ・ 21世紀型の地域産業創出は、地域からこのスマート原子力エンジンというものをビジネスソースとしてこう活かしたいので、この使い方に合致した原子力システムという、使う側の要

望を、作る側が技術により実現していく形になる。

- ・ 原子力や原子炉が欲しいという人はいない。いるのは、電気、水、熱、圧力である。たまたま、欲しいものを供給してくれるシステムが原子力であったということに過ぎない。
- ・ 人口問題、食糧問題、地球環境問題など、これから人類が戦争状態に巻き込まれる等、危機状態に直面し、これをどう回避していけるかという問題にスマート原子力エンジンを中心とした絵にその答えを見出すことができるはずである。
- ・ 女性の立場からは、エネルギーの問題もさることながら、美容、ファッション、グルメにスマート原子力エンジンが貢献し、常に身近に原子力の利用価値を感じるようになれば受け入れ易くなるはずである。
- ・ 世界危機を回避できるという大義名分の下、原子力の人、情報、技術が集積した福井県で、スマート原子力エンジン推進協議会を速やかに立上げ、産学共同、行政も巻き込んで、スマート原子力エンジンを使った成功事例を発信していきたい。福井県で誕生させた技術が開発途上国の幸せに貢献するということになる。
- ・ 善なるもの、好きなものを作れば得をするということ。得するビジネスに不可欠なのは、人の心を刺激する遊び心と困っている奴から搾り取ること。世界中に、困っている人がたくさんいるから戦争するわけで、原子力でどう遊び心を刺激するかが必要である。
- ・ スマート原子力エンジンを日本発の技術で科学技術立国の柱としたい。

② 地域と考える担い手、牽引者の育成

西野教授（政策研究大学院大学）により、エネルギー分野とりわけ原子力における高等専門教育の必要性、今回提案している総合エネルギー大学校の目的及び達成すべき大学校の目標などの報告、提案が成され、その後ビジネスモデルを支える人材の育成教育、原子力の信頼性をより向上させる訓練及び原子力産業を牽引する世界に通じる人材の育成を行うための総合エネルギー大学校のあり方、立地地域としての要望など活発な意見交換が行われた。出された主な意見は以下のとおりである。

- ・ スマート原子力エンジンを使った福井県のビ

表1 シンポジウムプログラム

標題： 開催日時： 会場： 主催：	魅力あるスマート原子力エンジンの未来 Part 2 2001年11月29日（木） 午前10時～午後5時 ユー・アイふくい（福井県生活学習館） 3階 映像ホール 核燃料サイクル開発機構 敦賀本部	
時間割	プログラム内容	パネラー、報告者、講演者等
10:00～10:10	開会挨拶	竹内本部長
10:10～10:30	21世紀の原子力の進め方	中村浩美（科学ジャーナリスト）
10:30～12:00	スマート原子力エンジンの開発意義	鳥井弘之（日本経済新聞社 論説委員）
13:00～13:40	福井と考えるスマート原子力エンジンと人材育成	
	話題提供：地域産業の要望に応えるスマート原子力エンジンとは？	
	～福井ビジネスモデルを考える～	玉木洋（福井経済同友会 常任幹事） （福井県経営品質協議会 幹事） （福井キャノン事務機㈱ 社長）
	～スマート原子力エンジンと「世紀炉」～	榊原安英（核燃料サイクル開発機構 次長）
13:40～15:00	パネル討論	進行役：中村浩美
	1部：地域と考えるビジネスモデルとは？	鳥井弘之 西野文雄（政策研究大学院大学 教授） 澤岡昭（大同工業大学 学長） 玉木洋 新田義孝（電力中央研究所 研究参事） （四日市大学 教授）
15:00～16:30	2部：地域と考える担い手、牽引者の育成	鳥井弘之 西野文雄 山本富士夫（福井大学 教授） 川崎和男（名古屋市立大学 教授） 青柿良一（職業能力総合大学校 教授） 佐野俊男（福井鐵工㈱ 社長）
16:30～16:50	総括	秋山守（エネルギー総合工学研究所 理事長）
16:50～17:00	閉会挨拶	菊池三郎本部長代理
共催団体： 後援団体：	スマート原子力エンジン推進懇談会 福井県商工会議所連合会、福井経済同友会、福井環境エネルギー懇話会、福井大学地域共同研究センター、福井大学 地域共同研究センター協力会、福井工業大学、仁愛大学、仁愛女子短期大学、敦賀短期大学	

ビジネスモデルを描くには、新産業創出に結びつく人材の育成が必要である。

- ・ 電源三法交付金は、公民館、道路には使われて、これが地域振興に繋がっていない。これを使って原子力大学校をつくり、若い研究者を集め、研究機能を持たせれば人が集まり地域が刺激を受け、地域振興に繋がるはずである。こういう予算の使い方は認められる。
- ・ 総合エネルギー大学校は、誰が作ろうと意志決定し、資金は、どういう人材を目指すか、教授陣はどこから集めてくるのか等、具体的な議論が望ましい。
- ・ 福井県の工業製品出荷高は、1兆9千億円であり、これには含まれないが、福井県にある原子力発電所の発電による売上はその半分程度あるにもかかわらず、電力事業は県の産業とは受け止めていなかった。これは反省すべきことで、地元振興策として大学校の誘致に向けて取り組

む必要があるとともに、それにより福井県の技術のボトムアップも期待できるはずである。

- ・ 米国では、投資をはじめとしたベンチャー企業育成と海外企業潰しは戦略の一つである。欧州でも、表向きは原子力を止めたと言いながら裏ではどんなことを考えているのか分からない。ISOも日本の企業の技術が突出している部分を逆手にとって、世界標準に合わないよう規格化を進めていると聞いている。世界戦略、経済戦争であることを認識すべき。
- ・ 福井県が誇る橋本左内を思い出して欲しい。左内が生きていたら、「福井県にこそ、この大学校を作るべきである」と言うはずである。エネルギー政策は、国策の中心である。
- ・ 三つの柱で進めるべし。
 - ① スマートアトミックエンジンのモックアップを作る。
 - ② 世界が必要としている水、水素を製造して

役立てる方策を具体化する。

③ 原子力の将来を担う人材を育成する。

- ・ この資格が無ければ原子力の世界で活躍できないという資格付けを行い、卒業生に与えること。
- ・ 福井県で、この一連の活動を進めるために必要な資金「アトミックファンド」を、プライベートファイナンスイニシアチブ（PFI）方式で立上げ、本気で進めたい。

(5) 総括

秋山守氏（エネルギー総合工学研究所理事長）より、本シンポジウムを総括する以下の講演があった。

「この福井県でのシンポジウムの大枠は、地域が積極的に考えていこうという基本的スタンスに立って、中央官庁等が立案して展開するのではなく、地域が考えるビジネスモデル、いろいろなアイデアと実現に繋がる大きな夢と意欲が示され、また、原子力産業の担い手、牽引者を育成するとともに、地域振興に具体的に繋がる総合エネルギー大学校のコンセプトを主体に組織化の議論が成された。

シンポジウムを総括すると、発展への視野に輝くキーコンセプトとして、第1にビジネスに繋がるシーズを生み出す学術、大学校も必要である一方、夢を出していく遊びの要素、同人工場の議論を経てイメージーションを生み出すにも中心には人が居る。地域が参加の原子力から地域の描く原子力に地域のかかわり方が変化してきており、エネルギーあるいは原子力の戦略的な進め方が必要だということも本シンポジウムの一つの課題であった。アメリカの原子力発電が始まって50年の節目であり、2001年11月29日は、第4世代Generation-IVに向かう時代で、地域で育つスマート原子力エンジンを是非続けて頂きたいし、自分も協力するつもりである。希望と夢がある限り人は若い、青春だということで、次の学術、社会・文化

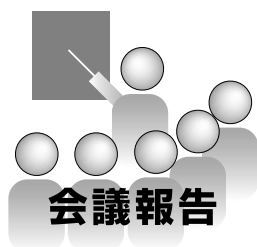
を切り開くと言う夢と意思を持ち続ける限り我々の未来は明るいと思う」と、挨拶された。

(6) 閉会挨拶

最後に、菊池理事（サイクル機構）より、「地域が考えるスマート原子力エンジンについて、熱心に議論が展開され、有意義なシンポジウムであった。福井の地が自ら考え企画し進めていくこと、次のシンポジウムはサイクル機構主催でなく、積極的に地域が取り組むという提案も成されたが、サイクル機構としては、このようになれば、離陸していく方向性を歓迎し支援していきたい。」という挨拶でシンポジウムが閉会された。

3. おわりに

本シンポジウムでは、前回敦賀市で開催された第1回目のシンポジウムから更に進み、スマート原子力エンジンを使用したビジネスモデルを地域が主体となって提案し、それを実現するために不可欠な地域振興策としての総合エネルギー大学校構想を議論することになった。そのため、福井県の企業の方々と議論を重ねて準備を進め、シンポジウムの骨子を決めた後、福井県の企業経営者の方々に講演、パネラーをお願いするとともに、福井経済同友会、福井県商工会議所連合会など企業団体や産学共同活動や人材育成に携わっている地元大学にシンポジウムの後援と協力の依頼を行い、快く引き受けていただいた。これら後援団体の協力の下、多くの方にシンポジウムに参加いただいたことがシンポジウムの盛況に大きく寄与した。シンポジウムの終了後まとめられたアンケート調査からも、内容が面白い、活気のあるシンポジウムであり有意義であったとの多くの感想をいただいた。今後も、さらにスマート原子力エンジンを使用したビジネスモデルや総合エネルギー大学校の実現に向けた地域主体の活動を支援して行くようにしたいと考えている。



第2回 地層処分研究報告会

柏崎 博

東海事業所 環境保全・研究開発センター 処分研究部

1. はじめに

サイクル機構東海事業所は、2001年12月18日(火)、東海事業所展示館アトムワールドにおいて、「第2回地層処分研究報告会」を開催した。

2000年6月に高レベル放射性廃棄物の最終処分に関する法律が公布され、処分事業の実施主体である「原子力発電環境整備機構」が設立された。このような背景を踏まえ、今後、サイクル機構は基礎・基盤研究として「実際の地質環境への地層処分技術の適用性確認」と「地層処分システムの長期挙動の理解」を柱とした研究の充実に力を注ぐこととなった。本報告会は、東海事業所における最近の研究成果と今後の研究展開を広くサイクル機構内外に紹介し、東海事業所における地層処分研究への取組に対する理解促進を図ることを目的とした。このため、第1回に引き続き、今回も一般に参加者を募った。

2. 報告会の概要

2.1 開会の挨拶

石川博久処分研究部長が、開会の挨拶として、経済産業省の下で、地層処分研究開発に関連する機関の間で役割分担が議論されたこと、その議論を受けて、サイクル機構が地層処分技術に関する

研究開発の全体計画策定を終えたこと及び今後のサイクル機構の研究開発目標が「実際の地質環境への地層処分技術の適用性確認」と「地層処分システムの長期挙動の理解」であることを紹介した。以下に挨拶後の3件の報告の趣旨と内容の概略について報告する。

2.2 地層処分の概要

石黒勝彦処分研究部次長が、「地層処分の概要」と題して、放射性廃棄物の地層処分について、その基本的考え方、方法を解説するとともに、「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―」¹⁾等を題材としたこれまでの研究開発成果の概要を紹介した。さらに、高レベル放射性廃棄物地層処分の事業化段階における国内の状況やサイクル機構の役割を説明し、東海事業所が中心的に取り組んでいる研究課題とその進め方を報告した。具体的には、導入部分となる高レベル放射性廃棄物の一般的な紹介として、核燃料サイクルにより発生する高レベル放射性廃棄物対策であるガラス固化、貯蔵、地層処分の流れ、長期間をかけて減

表1 プログラム

13:00	開 場
13:30~13:40	開会の挨拶
13:40~14:40	地層処分の概要
14:40~15:00	休 憩
15:00~16:30	研究成果及び今後の研究テーマ
	処分技術の信頼性向上
	安全評価手法の高度化
16:30~16:40	閉会の挨拶



写真1 報告会風景

衰するという放射能の推移から見た高レベル放射性廃棄物の特徴について説明した。

次に、地層処分概念として、人間の継続的関与なしでの長期的安全性の確保などに代表される高レベル放射性廃棄物処分の要件、深地層の固有な隔離能力、安定な地質環境に性能に余裕を持たせた人工バリアを含む多重バリアシステムを構築するという我が国の地層処分概念について説明した。

さらに、現状の研究開発状況として、研究開発を受けて処分事業が立ち上がったことを示す地層処分研究開発の経緯、アメリカなど各国の地層処分の状況、安全確保の考え方、個別データの提示による研究開発のアプローチの方法、第2次取りまとめの内容、時間的不確実性及び空間的不確実性を考慮する必要がある地層処分の安全評価の特徴及びその体系、安全評価で使用される解析コードとデータベースの関連及びその解析結果等について報告した。

最後に、今後の研究開発の方向について、処分事業の進展により必要になる安全規制の今後の展開、研究開発における関係機関の役割、サイクル機構の研究開発目標である「実際の地質環境への地層処分技術の適用性確認」と「地層処分システムの長期挙動の理解」の詳細内容、その目標に基づき、今後東海事業所が主体的に取り組んでいく研究開発課題である「処分技術の信頼性向上」「安全評価手法の高度化」の設定経緯について報告した。

2.3 処分技術の信頼性向上

油井三和処分バリア性能研究グループリーダーが、「処分技術の信頼性向上」と題して、処分技術の信頼性向上を図る上で必要な人工バリア等の基本特性や長期複合挙動に関するデータの蓄積とモデルの高度化、工学要素技術の検証について解説した。具体的には、人工バリアや周辺岩盤の熱-水-応力-化学場の変遷に関する長期挙動評価等の信頼性向上について報告した。

最初に、処分技術の信頼性向上が、処分事業や安全規制への反映を目的としていることについて説明した。

次に、処分技術の信頼性向上の研究項目である「人工バリア等の基本特性データベース」「人工バリア等の長期複合挙動に関する研究」「人工バリア

等の工学技術の検証」「設計手法の適用性確認」について以下を報告した。

人工バリア等の基本特性データベースに関しては、炭素鋼オーバーパックの腐食挙動に関する研究、代替オーバーパック材料の腐食挙動に関する研究、緩衝材の基本特性に関する研究、人工バリアの性能保証に関する基盤情報の整備について、研究の内容及び実験データ例により報告した。人工バリア等の長期複合挙動に関する研究に関しては、人工バリア等の変形・変質等の長期的挙動に関する研究、熱-水-応力-化学連成挙動に関する研究、人工バリア性能が維持される限界条件に関する研究、人工バリアとナチュラルアナログ研究の関係について、研究の内容及び実験データ例により報告した。人工バリア等の工学技術の検証に関しては、閉鎖技術の検証試験、人工材料の開発について、原位置試験結果や実験データにより報告した。設計手法の適用性確認に関しては、幌延深地層研究開発センターで計画されている具体的な地質環境の特徴に応じた処分技術開発について、研究の内容を紹介した。

最後に、研究開発項目の処分事業及び安全規制への反映の考え方を報告した。

2.4 安全評価手法の高度化

内田雅大システム解析グループリーダーが、「安全評価手法の高度化」と題して、安全評価手法の高度化を目標とした安全評価に関するデータの蓄積、モデルや手法の高度化による信頼性の高い安全評価手法の開発に加え、実際の地質環境データに対する安全評価手法の適用性の確認等について解説した。さらに、地層処分研究の統合に向けて開発を進めている地層処分統合解析システムについて紹介した。具体的には、安全評価手法の高度化の研究項目である「安全評価モデルの高度化」「核種移行データベースの整備」「安全評価手法の高度化」「安全評価手法の適用性確認」について以下を報告した。

安全評価モデルの高度化に関しては、岩盤中の水理・物質移行モデルの信頼性向上、地下水・間隙水形成モデルの理解、核種移行モデルの理解、コロイドなどの影響の検討、生物圏モデルの高度化と適用性確認、天然現象影響評価の検討について、研究の内容及び実験データ例により報告した。核種移行データベースの整備に関しては、熱力学

データベースの整備、収着・拡散データベースの開発について、整備、開発の内容及び実験データ例により報告した。安全評価手法の高度化に関しては、不確実性評価技術の解析結果、統合解析システムの開発内容について報告した。安全評価手法の適用性確認に関しては、実際の地質環境に安全評価手法を適用する際の課題の検討、段階毎のデータ量に対し種々の評価手法に基づく不確実性評価について報告した。

2.5 質疑応答

報告終了後、会場の参加者から質疑を受け付けたところ、3名の方より、延べ5件の質問があった。その内容は、サイクル機構の今後の研究の方向性に関連するものであり、講演者より国際ワークショップの議論などを踏まえ、今後とも着実に研究開発を進めていくことを回答した。質疑は5件と少なかったが、個々の案件について議論が交わされ、予定時間を超過するほどであった。限られた時間であったが、外部の研究者と意見を交換できたことは、真に有意義であった。

2.6 閉会の挨拶

宮本陽一処分材料研究グループリーダーより、閉会の挨拶として、本日参加への謝意、報告会の総括及び専門家の方への一層の連携を依頼し、報告会を閉幕とした。

2.7 展示ブース

今回、開演前及び休憩時間に、報告会場とは別の会議室を展示ブースとして運営した。

展示ブースでは、地層処分に関連する各種パン



写真3 展示ブースでの意見交換風景

フレットやCD-ROM等の資料提供、パネル等の展示物の説明を行い、参加者とサイクル機構職員との双方向の意見交換の場として活用された。

また、今回は施設見学が見送られたため、代替手段として、開演前及び休憩時間に東海事業所の処分関連設備のビデオを会場にて放映した。

3. アンケート調査結果

今回の報告会の参加者の内、処分研究部員以外の参加者106名に、アンケート調査を行い77名からご回答をいただいた。以下にその結果を示す。

- ① 性別：男性75名 女性2名
- ② 年代：20歳台6名 30歳台17名 40歳台26名
50歳台25名 60歳以上3名
- ③ 今回の報告会をどの様にして知りましたか。
ダイレクトメール15名 学会等の案内29名
知人の紹介14名 機構のHP15名 その他18名
- ④ 報告会についてのご感想をお聞かせ下さい。
今後も参加したい64名 参加したくない2名

上記以外にも、各報告のについての感想もおおむね良好であり、報告内容の選択及び報告方法に問題はなかったようである。また、周知方法として、学会等の案内に効力があること及び機構のHPもかなり有効であることが分かった。

4. おわりに

本報告会には、一般参加を含め関連企業、関連研究所などから約80名、サイクル機構職員が約50名、合計約130名の御出席を頂いた。今回の報告会により、東海事業所で行っている地層処分の研究



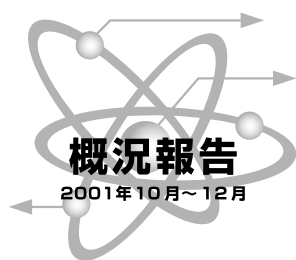
写真2 質疑応答

成果及び内容並びに今後の研究テーマについて、より多くの方に理解していただくことが出来たと考えている。今回頂いたご意見を参考にさせて頂き、今後の地層処分研究開発を進めて行きたいと考えている。今後も同様な報告会を開催し、関係機関のご指導を賜っていく所存ですので、宜しく

お願い申し上げます。

参考文献

- 1) 核燃料サイクル開発機構：“わが国における高レベル放射性廃棄物の技術的信頼性—地層処分件研究開発第2次取りまとめ—”，JNC TN14000 99-020～024(1999).



－高速増殖炉サイクルの研究開発－ 高速増殖原型炉「もんじゅ」の研究開発

1. 高速増殖原型炉「もんじゅ」

2001・2002年設備点検が2001年9月8日より継続実施されている。この期間中、主なものとして制御棒駆動機構分解点検、燃料出入機本体ドアバルブ点検、液体廃棄物処理系ポンプ点検、気体廃棄物処理系設備点検、ディーゼル発電機A機関・発電機点検の作業が終了した。

ナトリウム漏えい対策に係る原子炉設置変更許可申請に対しては、原子力安全・保安院で審査が継続しているが、2001年12月11日に原子力安全・保安院より蒸気発生器計装等の設置許可申請書における記載を一層明確化することが求められたため、12月13日、原子炉設置変更許可申請書本文及び添付書類の一部補正申請を行った。

蒸気発生器伝熱管破損対策に係る改善策については、7月27日に原子力安全・保安院に「もんじゅ安全性総点検に係る対処及び報告について」として報告しており、改善等の内容の変更はないが、今後は安全審査の場で審査される。

温度計交換及び過熱器入口分配管等の復旧に係る設計及び工事の方法の認可申請に対して、審査が継続されている。

安全性総点検指摘事項については、ナトリウム漏えい対策設備の改善、品質保証体系・活動の改善について、原子力安全・保安院に継続して説明を行っている。

福井県においては、「もんじゅ安全性調査検討専門委員会」が2001年8月に設置され、本期間中、第3回委員会が10月27日に福井市で、第4回委員会が11月28日に茨城県大洗工学センターで、開催された。

2001年10月1日から、地域の皆様へのサイクル機構業務や原子力の安全について及び必要性等を理解していただくことを目的に「さいくるミーティング」を実施中である。地元の各種団体行事や

会合に出向き、出前対話を展開し、サイクル機構への更なる信頼回復とサイクル機構業務への御理解をいただくために実施している。

2. 原型炉技術の総合評価と高度化技術開発

「もんじゅ」の成果を高速増殖炉の実用化に反映するため、原型炉技術の総合評価と高度化技術開発を進めている。

原型炉技術の総合評価は、「もんじゅ」性能試験等のデータに基づき、炉心、プラント設備機器等の性能・機能を総合的に評価し、「もんじゅ」技術の妥当性を評価するものである。現在、「もんじゅ」の実測データに基づいた制御棒急速引抜事故時の安全裕度解析を終了し、プラントトリップ時の蒸気発生器入口給水管板の熱過渡評価に着手した。

また、運転再開後のプラントの健全性、信頼性、安全性を確認するため、技術体系の整理、設計手法の整理等を継続実施するとともに、過去10年来構築してきた運転情報、設計情報等のデータベースをより汎用化するため、それらを統合化する検討を進めており、設計情報の統合化、検索ツールの作成をほぼ完了した。

被ばく低減化対策を目的とした放射性物質の評価・抑制法の検討については、高速炉線量当量率可視化システムに核分裂生成物（FP）の放出・移行挙動の計算機能を追加するため、SAFIREコードの組込作業と入力データの整備を行っている。

ナトリウム関連技術の高度化については、プラント主要系統機器のクリープ疲労損傷評価を行う構造健全性モニタリングシステムの開発を進めており、2000年度末よりプロトタイプシステムの試験運用を開始した。現在、地震荷重評価などの評価機能向上に向けた検討を進めており、地震時健全性評価法に関する基本計画を作成した。

運転・保守技術の高度化については、動特性解

析コードS-COPDを用いて「もんじゅ」の総合機能試験における1次主冷却流量制御評価を終了したが、実機で見られた制御系の振幅や周期より小さい結果が得られたため、解析モデルの見直しと再現解析の準備を行っている。

「もんじゅ」制御棒の長寿命化については、現在、ダブルポーラスプラグ（多孔質金属製端）型ピンのナトリウム中特性試験及びシュラウド管試作を行っている。

国際的に開かれた共同研究の場として「もんじゅ」における研究開発を推進するため、欧米より招へいた4名の海外研究者とともに研究開発を継続して行っている。

3. 外部機関との研究協力

高速増殖炉で使用されるセラミックス材料の照射損傷メカニズムの解明に資するデータ取得を目的に、B,Cペレットのイオン照射実験による中性子照射時の組織損傷の再現を試みるための基礎研究を若狭湾エネルギー研究センターに委託した。

福井大学と4件の共同研究（①蒸気発生器ヘリカルコイル内気液二層流の多次元解析、②高温環境下の長寿命疲労強度特性の解明に向けた疲労試験装置の開発、③FBRプラントにおけるき裂進展評価手法の高度化に関する研究、④高出力ミリ波セラミックス焼結法による制御棒材の改良と長寿命化）を進めている。

4. 関連施設の設計・建設

4.1 原子力緊急時支援・研修センター福井支所

サイクル機構では、原子力災害における緊急時において、オフサイトセンターを技術的に支援するための原子力緊急時支援・研修センターを茨城

県ひたちなか市に、福井支所を敦賀市縄間地区に設置する。

福井支所については、2001年3月27日に着工し、11月末に竣工した。現在、2001年度内運用を開始すべくシステム関係整備及び調整を継続している。また、地方自治体及びオフサイトセンターに参集する関係者を対象とした原子力防災研修と機構内専門家を対象とした研修を実施した。

5. 教育訓練

運転員、保守員の教育訓練を目的に、もんじゅシミュレータによる教育・訓練、FBRサイクル総合研修施設を用いたナトリウム取扱研修及び保守研修を行っている。

ナトリウム取扱研修については、「ナトリウムループ純化系運転コース」、「ナトリウムループ供給系運転コース」等の教育・訓練の他、新たに「ナトリウム配管漏えい対応訓練コース」を実施した。保守研修については、「燃料取扱及び貯蔵設備コース」、「制御棒駆動機構コース」、「電源盤点検作業コース」等の作業研修の他、新たに「2次主循環ポンプメカシール分解点検コース」と「燃料交換準備・後始末作業コース」を実施した。シミュレータについては、「シミュレータ訓練中級コース」、「シミュレータ訓練上級コース」、「シミュレータ訓練直間連携コース」等の訓練を実施した。

6. その他敦賀本部共通

2001年度第3回の保安検査が、新型転換炉ふげん発電所及び高速増殖炉もんじゅ建設所において、12月3日から12月21日にかけて実施された。

(敦賀本部)



－高速増殖炉サイクルの研究開発－ 高速増殖炉サイクル実用化戦略調査研究

1. はじめに

実用化戦略調査研究は、軽水炉サイクル及びその他の基幹電源と比肩する経済性を達成し得るよう、高速増殖炉（FBR）サイクルが本来有する長所を最大限に活用した実用化像を創出し、あわせて、将来社会の多様なニーズに柔軟に対応できる開発戦略を提示することにより、FBRサイクルを将来の主要なエネルギー供給源として確立することを目的としている。

フェーズⅡ（2001～2005年度）では、フェーズⅠ（1999～2000年度）で抽出された炉、再処理、燃料製造の個々の概念に対し、要素技術の工学的試験等を含めた検討評価を行い、FBRサイクル全体としての整合性を図りながら、経済性を含めFBRサイクルが本来有する長所を最大限発揮できるような実用化候補概念を2～3程度に絞込むこととしている。また、2015年頃の実用化を目標とした技術体系の整備を図るべく策定したフェーズⅡ以降の開発計画（ロードマップ）については、実施計画書等との整合性について検討し、必要に応じて適宜見直しを実施する予定である。

フェーズⅡの開始にあたる2001年度の第3四半期では、フェーズⅠ成果及びフェーズⅡの研究開発計画等について研究開発課題評価委員会に諮り、評価を受けた。平成2001年10月9日に答申された内容では、以下のような評価が示された。

- ① 本研究開発の目的・意義は、原子力長期計画でもその必要性が明示された研究課題であり、明確である。
- ② このような長期的なプロジェクトの遂行にあたっては、世の中の動きに敏感であり、広い視野を持ち、柔軟な計画運営に心掛けるべき。
- ③ 研究開発目標として、持続的かつ恒久的エネルギー源を確保するための「資源有効利用性」、地球生態環境との一層の調和を図るための「環

境負荷低減性」及び核物質の核兵器への転用疑惑を払拭するための「核拡散抵抗性」の三つが重要であるとしているのは適切である。

- ④ FBRシステムの本来有する特徴をFBR燃料サイクルに整合させる基本概念は、研究開発の基軸として適切であり、それに基づくFBRサイクルの設計要求仕様は、ブレークスルーすべき点が明確にされており、適切である。
- ⑤ FBRシステムについては、基幹電源システムの候補となる大型炉と中型炉のシステム概念を検討するとともに、分散電源への対応として小型炉概念を検討したのは妥当である。
- ⑥ 燃料サイクルシステムについても、幅広く技術の調査・分析を行い有力な実用化候補概念の抽出検討を行っている。
- ⑦ 第1期の研究成果の普及により、これからのプロジェクトを国として進めていくことについての国民の理解促進のため、一層の努力を期待したい。
- ⑧ FBRサイクル全体として最適化、実用化を念頭に置きつつ各候補概念の総合的な比較検討を行うとともに、FBRシステムと燃料サイクルシステムとの整合性のみならず、放射性廃棄物の処理処分との整合性も考えて、実用化候補の絞り込みを行うことは適切である。
- ⑨ 小型炉については、ニーズや社会的受容性の面からその位置付けを明確に分析することが望ましい。
- ⑩ 環境負荷低減においてTRU燃焼とLLFPの核変換は、コスト及び社会的ニーズの兼ね合いを見ながら評価し、実用化を目指して長期的なスコープで段階的に進めるべき。
- ⑪ 実用化候補概念の絞り込みを行う際の判断材料として活用するとしている総合的な評価手法については、その積極的な開発が望まれる。

- ⑫ 原子力の社会的受容性等の非技術問題にも適切に対処していく必要がある。

評価結果の主な指摘に対しては、本研究に適切に反映していくこととする。

また、2001年11月27日～30日に米国サンフランシスコで開催された第4世代原子力技術開発計画（Gen-IV）のロードマップ作成のための第3回会合に出席し、第4世代原子力システム候補のコンセプトに必要な研究開発の洗い出し、並びに最終評価法の策定の検討に参画した。

2. 高速増殖炉システム

第2四半期までに設定した「設計要求」に基づき、魅力あるプラント概念構築のための設計研究を進めている。また、プラント概念の成立性を左右すると考えられる重要な要素技術について、試験計画の具体化、試験装置の設計及び予備試験等を実施している。第3四半期の主要な進捗を、炉概念ごとに概説する。

- ① ナトリウム冷却炉（アドバンスド・ループ型炉）については、アイデアの創出を図りフェーズⅠよりも更に魅力を高めた中型モジュール炉

の概念を設定した。アドバンスド・ループ型炉概念成立の鍵となる主要な要素試験として、大口径・高流速配管の流動試験については試験計画と装置の基本設計を、炉内上部プレナムの流動試験については1/10縮尺水流動試験の装置製作を、合体機器開発に関しては試験装置の設計、解析評価モデル作成と要素試験の実施に向けた準備を、3重管型SGについては中間媒体である鉛ビスマスとナトリウムとの反応にかかわる予備試験を進めている。

- ② 鉛ビスマス冷却炉については、経済性及び炉心性能の目標を達成できる自然循環型炉及び強制循環型炉の検討を実施し、両概念の比較・評価を行っている。また、システム概念構築の上で最も重要な課題である鉛ビスマスの材料腐食特性把握のために実施している独国カーlsruhe研究所（FZK）との共同研究については、停留鉛ビスマス中での316FR鋼、12Cr鋼、ODS鋼の耐腐食性試験に着手した。
- ③ ガス（炭酸ガス及びヘリウム）冷却炉に関しては、有望なガス冷却炉概念の抽出に向け、炉心性能及び経済性の向上を達成できる概念の検

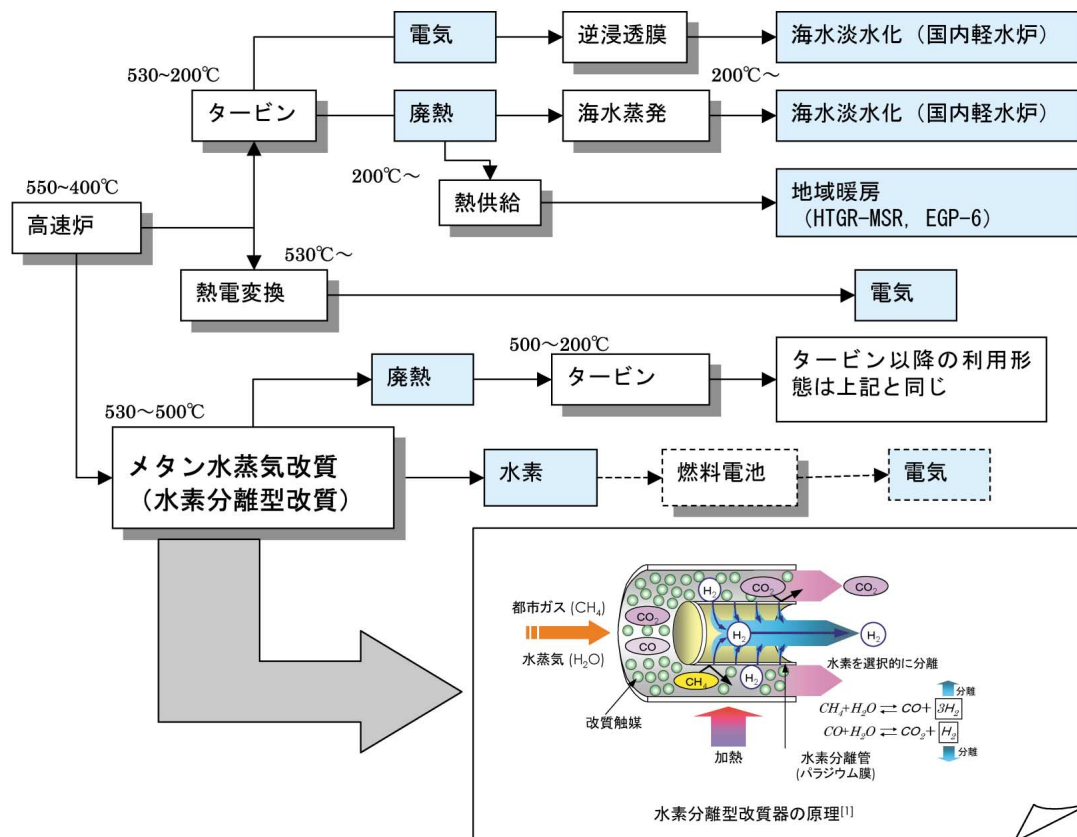


図1 高速炉による水素製造の検討

討を行うとともに、減圧事故時の除熱性等、安全性にかかわる検討を進めている。

- ④ 小型炉については、ナトリウム及び鉛ビスマス冷却炉を対象に炉心性能や経済性の向上を目指した概念検討と安全性にかかわる評価を進めている。また、水素製造等への多目的利用のニーズ及びシーズ調査結果に基づき、小型高速炉の多目的利用の可能性を整理した。(図1)
- ⑤ 炉型に共通な技術開発として、高性能被覆管(ODS鋼)の開発(実用規模製造法の開発、材料強度試験、ロシアBOR-60炉での照射試験準備)、12Cr鋼の材料データベースの整備等を進めている。

3. 燃料サイクルシステム

燃料サイクルシステムに関するフェーズⅡにおける中間評価までの3年及び最終取り纏めまでの5年間の計画について、具体的な実施項目の重要度、優先度を確認するとともに、予算、人員面からの見直しを実施した。さらに候補技術の絞り込みの方法、内容について検討を開始した。

また湿式システム、金属電解法システム、酸化物電解法システムについては、実用化までに必要な開発ステップを取り扱い物質の質的区分(コールド、ウラン/プルトニウム、ホット試験)と量的区分(実験室規模、工学規模、実規模)の観点で整理した。この整理した結果については、実用化戦略調査研究において利用する施設の検討に資する予定である。

燃料開発については、粒子燃料製造/照射に関する海外委託研究について再調整を行うとともに、金属燃料、TRU-MOX燃料の開発計画についての検討を継続した。

前期後半から開始した新概念リサイクル技術創出のための検討会では、「必要なものを回収する」から「不必要なものを取り除く」という発想の転換を基に、新リサイクル技術を検討している。使用済み燃料に含まれる主要な元素を上記の観点に沿って整理を行った。使用済み燃料を理想的に分離した姿と現在取組んでいる各種再処理システム、検討している新分離システムの比較を行った。今後は、検討している新分離システムにおける炉心成立性を評価し、これまでの検討結果を報告書

としてまとめる予定である。

前期に引き続き、東海事業所内高レベル放射性物質研究施設(CPF)においては、先進湿式法に関する試験を行うためのセル内改造工事、(財)電力中央研究所との共同研究に基づく金属電解法Pu試験設備の設置工事等を継続した。なお工事終了後の2002年度から供用を開始する予定である。

4. 統合評価

フェーズⅡにおけるFBRサイクル技術評価の方法及び手順に関する全体的な流れを具体化するとともに、評価指標及び判定基準の検討状況を整理し、外部有識者を交えた「FBRサイクル総合評価技術検討会(社内委員会)」で審議した。

原研との研究協力として「核燃料サイクルにかかわる環境負荷低減に関する検討会(第1回)」を開催し、開発目標と課題、分離変換と処分技術との関係、国際情勢など環境負荷低減に係る最近の状況について、意見交換・討議を行った。また、国際協力として、Gen-Ⅳにおける各種燃料サイクルの経済性評価のクロスチェック及び液体金属炉(ナトリウム炉)の多面的評価を実施した。

環境負荷低減に係る今後の研究計画を検討するため、環境負荷低減目標、計画策定スケジュール、作業手順を提案して、分離変換技術開発の現状と課題の整理などの具体的検討に着手した。

外部コスト、社会的リスク評価、他電源との比較、小型炉の評価指標などに関する調査について取りまとめるとともに、社会的受容性及び技術の実現性に関する評価手法について調査・検討している。

各種計算評価手法の整備・改良については、経済性評価に対するリアルオプション法*を用いた研究開発プロジェクトの意思決定手法、エネルギー需要を想定した電源構成予測モデル、諸量評価計算コードの機能拡張や設計情報データベースとの連携強化などを進めている。

再処理施設の概略的なリスク評価については、湿式燃料サイクル施設を対象として、大量の放射性物質の施設内放出シナリオとそれらに関連する事象分析を行っている。

(本社：経営企画本部
FBRサイクル開発推進部)

*リアルオプション法：株式投資分野のオプション評価手法を、操業性向上やR&D投資といった様々な実物(リアル)資産に応用する意思決定手法で、将来の状況変化に対応して選択肢の価値を定量的に評価できる特徴がある。



—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. 高速増殖炉固有の技術開発

1.1 安全性の研究

高燃焼炉心での変形ピンバンドル内の熱流動現象を予測する手法の開発についてレーザー誘起蛍光法の適用性検討を含め複雑形状流路に対する可視化画像を用いた熱流動特性計測技術の開発を進めた（筑波大学との先行基礎工学協力研究）。

全炉心熱流動評価手法の開発については、自然循環による崩壊熱除去に関し、インターラッパフローの炉心部形状に関する依存性、流れの周方向依存性を明らかにするための水試験装置の調整等の準備を進めた。

仏国原子力安全防護研究所（IPSN）、独国カールスルーエ研究センター（FZK）と共同で開発している起因過程解析コードSAS4Aについては、CABRI試験解析を通じてプレナムガス放出モデルの適用性を確認した。また、IPSN、FZK、米国アルゴンヌ国立研究所（ANL）との調整を行い、2002年初めにSAS4Aコードの基本統合バージョンを配布するための準備を進めた。電力中央研究所と共同で実施している金属燃料高速炉の炉心安全評価については、モデル開発計画の検討を進めた。

炉心崩壊過程解析手法の高度化については、蒸発・凝縮モデルにおける非凝縮性ガスの効果の多成分系でのモデル化や燃料ピン詳細モデル等を組み込んだ炉心崩壊過程解析コードSIMMER-Ⅲ及び3次元版のSIMMER-Ⅳの最新版を整備し、2000年11月に欧州各機関へ配布した。また、多様な炉型に対するSIMMER-Ⅲ解析モデルの追加については、水冷却炉やサイクル施設へ適用するため、各データ作成システムの整備改良を実施している。FZKとのSIMMER-Ⅳの核計算部の共同開発作業については、3次元核計算コード（THREEDANT）の組み込みを完了した。

炉心物質移動挙動試験については、溶融移動挙

動大型模擬試験装置（MELT-Ⅱ）を用いた冷却材逆流型溶融燃料-冷却材熱的相互作用（FCI）試験を実施し、圧力発生挙動に係る基礎データを取得するとともに、試験データの分析と評価を進めた。IPSNとの共同研究で実施しているCABRI-RAFT炉内試験については、破損燃料の冷却性に着目した試験（RB1、RB2）についてIPSN及びFZKと共同による総合評価をまとめた。また、溶融燃料のピン内分散挙動を確認する試験（LTX）については、破損挙動及び破損後挙動の評価をまとめた。

カザフスタン共和国国立原子力センター（NNC）の試験炉IGRを用いた再臨界回避に向けた試験研究（EAGLEプロジェクト）については、ペレットの不純物ガスの効果を調べる試験（GP）を実施し、試験後検査、結果分析及び解析評価を実施した。また、溶融燃料による壁の破損挙動を調べる試験（WF）の予測評価を行い、試験体の安全設計に反映した。炉外試験については、ナトリウムを用いない条件での要素試験（UTD-2）を実施した。また、大洗で技術会議及び運営委員会を開催（2001年12月3～7日）し、技術討議、スケジュール調整等を行った。

ソースターム評価手法の開発については、燃料からのFP放出挙動を評価するために、セシウムの化学形態・粒径・放出速度の評価に加え、KrとXeに関する評価及び文献調査を進めた。炉内ソースターム総合解析コードTRACERの開発については、プログラム構成の見直し・デバッグ等を終了し、コードマニュアルの整備を開始した。

ナトリウム燃焼試験については、燃焼残渣の安定化基礎試験の成果を第39回燃焼シンポジウム（2001年11月）に発表するとともに、確証試験の準備を進めた。ナトリウム-コンクリート反応試験については、燃焼ナトリウム中への水素注入試験の試験データ評価を実施した。

蒸気発生器に関する安全技術高度化研究に関しては、ナトリウム-水反応試験装置 (SWAT-1R) を用いた熱伝達率測定試験についてブローダウン解析コード LEAP-BLOW を用いた試験結果の検証解析を実施するとともに、反応生成物除去等の試験後処理作業を実施した。蒸気発生器水リーク試験装置 (SWAT-3R) を用いた水リーク試験については、LEAP-BLOW コードを用いた予備解析を実施するとともに、反応ジェット解析コード LEAP-JET を用いて反応ジェットに対するナトリウム流動効果の検討を実施した。また、水・蒸気系機能試験計画の検討を行うとともに、洗浄容器周辺設備、可視化についての温度ディスプレイシステム、制御装置へのカバーガス圧力制御機能追加等について検討を開始した。

確率論的安全評価 (PSA) 手法については、運転員によるシビアアクシデントマネジメントの手順の有効性をイベントツリー／フォールトツリー解析で評価できるように改良した統合型レベル-1PSA プログラム (PIRAS) のユーザーズマニュアルを作成した。さらに、重金属炉の PSA 評価に資するために、露国の原子力潜水艦重金属冷却炉を対象とした機器の運転・故障データの調査・収集を進めた。信頼性データベースの開発・整備については、「常陽」の 2001 年 1 月～3 月の運転実績を機器信頼性データベース CORDS へ登録した。

1.2 炉心の開発

核特性解析手法の高度化については、セル計算コード SLAROM-UF 等の改良を実施した。核設計基本データの整備については、臨界実験データベースの整備のための BFS 実験データの解析を実施するとともに、実機高速炉性能試験データベースの整備のための「常陽」解析を完了した。

「常陽」の炉心管理・照射技術として、炉心管理計算法の高度化を目的とした炉心管理コード (HESTIA) 検証のための MK-II 炉心の記録計算を実施中である。また、FP 断面積を考慮した「常陽」の遮へい特性解析について、核データ国際会議 ND2001 (2001 年 10 月) で発表した。使用済燃料のモニタリング技術開発については、「常陽」MK-II 燃料 (燃焼度約 6.6 万 MWd/t) の崩壊熱測定と崩壊熱・線源解析コード ORIGEN による解析評価をまとめ、核データ国際会議 ND2001 で発表した。

マイナーアクチノイド (MA)・核分裂生成物 (FP) 核変換測定評価については、鉛スペクトロメータを用いた FP 核種 (I-129) の中性子捕獲断面積測定の検討を実施した。フェニックスにおける MA 及び FP サンプル照射試験 (PROFIL-R) 計画については、仏国原子力庁 (CEA) における MA・FP サンプルの調達、照射用集合体の製作、フェニックス炉への輸送等に係わる共同研究の内容を検討した。

核兵器解体 Pu 処分協力として、露国の BFS-2 臨界実験装置を用いた臨界実験について、炉中央部に MOX 燃料を配置した BFS-62 炉心体系の実験解析を実施した。露国の BN-600 ベンチマーク計算については、非均質効果及び燃焼解析に関する計算を終了するとともに、これらの炉心解析に使用する炉心解析コードの改良を実施した。

1.3 高温構造システムの研究

高サイクル熱疲労評価法の開発を目的として、流体側の温度変動挙動を把握するための並行 3 噴流ナトリウム試験では、乱流モデルを使用しない直接解析 (DNS 解析) と水試験結果の比較を国際水理学会 FMTH2001 (2001 年 12 月) にて発表した。配管合流部のホット／コールドスポットの発生などの温度変動特性を明らかにするための長周期変動水試験では、温度変動測定試験の結果を国際会議 ICONE-10 (2002 年 4 月開催予定) で発表するための論文投稿を実施した。また、熱疲労強度データ取得のための構造物熱過渡試験装置 (TTS) の試運転で得られた温度変動データを整理するとともに、高サイクル熱疲労試験の計画を検討した。

実用化構造基準の開発を目的として、非弾性挙動と破損メカニズムの分析については、実用化戦略調査研究で対象としている原子炉容器の非弾性解析を実施し、弾塑性クリープ挙動を明らかにした。

システム化規格の骨格となる構造健全性の定量的評価の方法論開発については、破損確率、品質保証指数、設計係数の 3 種の方法論の検討を開始した。

損傷組織画像データベース作成のためのデータ入力システム (SMAT-i) の作成を継続した。高温材料長時間試験については、316FR 鋼, Mod. 9Cr-1Mo 鋼等の長時間域クリープ試験、低ひずみ域クリープ疲労試験と試験後の冶金解析を実施してい

る。

溶接部損傷評価法については、溶接金属損傷評価を継続して実施している。

信頼性評価技術の開発は、高速炉のLBB（破断前漏えい）評価法の高度化に資するデータ取得を目的とした熱クリープ疲労き裂進展試験について、試験体の非破壊検査データの整理を実施した。また、き裂計測手法高度化のための検討の一環として、電磁誘導法によるき裂計測試験を実施した。ナトリウム化合物溶融体中の高温材料腐食研究については、ナトリウム漏えい対策設備の合理化を狙いとした腐食抑制物質の探索試験及びステンレス鋼の腐食速度評価試験を実施した。また、雰囲気制御下で微少ナトリウム漏洩試験を開始した。

ナトリウムとナトリウム化合物の熱力学基礎物性に関する研究については、 NaFe 複合酸化物の合成、熱分析、ラマン分析及び蒸気圧測定試験を実施するとともに、試験装置の改造準備を行った。また、 Na_4FeO_3 の合成・熱分析及びラマン分析に関する成果を電気化学会溶融塩討論会（2001年11月）で、 Na_4FeO_3 の蒸気圧測定結果を日本熱測定学会（2001年11月）でそれぞれ発表した。

損傷組織定量化技術開発については、損傷定式化に必要な材料試験計画の検討を実施した。実機損傷材の材料試験については、大型試験ループのサンプリング材の組織変化分析に着手した。またDICTRA等の解析ツールを用いた析出物生成の定量化手法について検討した。さらに、「常陽」プラグニング計の材料試験結果のまとめを実施するとともに、1次系配管材のサンプリングに着手した。

構造解析コードの整備については、汎用非線形解析コードFINASの振動解析機能に関する計算速度向上のためのプログラム改良を行い、Version.15の公開に向けた準備を実施している。

データベースの整備については、材料データベースシステムSMATの公開に向け、インターネット対応版整備のために、インターネット上のデータベースと解析コード間のデータ転送についての検討を実施した。

機器上下免震評価法の開発については、免震要素設計法、免震構造設計法の検討、1Hz減衰要素付加試験等の実施内容の詳細検討を行い、その結果のとりまとめを実施した。

耐震構造健全性評価法の高度化については、エルボ配管の振動特性、弾塑性挙動、限界挙動等を

把握するためのエルボ配管耐震試験を実施している。

伝熱流動数値実験研究については、相変化を伴う熱流動シミュレーション手法の開発に関し、混相流解析手法をナトリウム水反応実験に適用し、コード検証を実施している。

ナトリウム漏えい検出システムの高度化については、ナトリウム燃焼エアロゾルを用いたレーザーブレイクダウン法によるナトリウム漏えい検出系の適用性を評価するため、感度評価予備試験を実施した。また、これまでに実施した漏えい検出基礎試験結果と感度評価試験結果の比較評価を実施した。

ナトリウム中流動現象計測手法開発については、高温用超音波トランスデューサーの試作を実施している。炉内・機器内の熱流動並びにナトリウム燃焼にかかわる各種現象の可視化計測技術の開発については、計測性能向上のためのデジタル信号処理による流速分布計測アルゴリズムの改良に向けた水中基礎試験の準備を実施した。

1.4 燃料・材料の開発

被覆管の実用化開発として進めている酸化物分散型被覆管（ODS）の開発について、製造コスト低減化を目的として海外メーカーにおける大型素管の製造条件の検討を実施した。材料評価として、ODS鋼照射のための許認可取得データ整備のために長時間クリープ試験を継続して物性データを取得するとともに、端栓溶接部クリープ破損に伴う健全性確認のためのマルテンサイト系ODS鋼のアルゴンガス中／ナトリウム中内圧封入型クリープ試験片の作製を実施している。また、ODS鋼等のナトリウム中腐食試験、ODS鋼のニッケル拡散挙動確認のための基礎調査試験を継続実施している。さらに、海外燃料被覆管材料の調査の一環として、CEAとの共研でPE16被覆管の照射後試験データの入手を実施している。高ニッケル鋼及び改良オーステナイト鋼被覆管の開発については、アルゴンガス中クリープ試験を実施した。

ラッパ管の実用化開発では、フェライト鋼とSUS316鋼の異材溶接部の強度評価に用いる試験片の製作を実施している。

被覆管の照射後試験については、ODSフェライト鋼照射材強度特性評価に必要な急速バースト試験を終了した。また、構造設計方針の検討として、

PNC316, PNC1520被覆管の強度信頼度評価を実施した。改良オーステナイト鋼（14Ni-25Cr鋼, 15Ni-35Cr鋼）の炉外内圧クリープ試験を継続するとともに破断試験片の組織観察を実施した。ラッパ管については、C型照射燃料集合体（C₄F）の外側ラッパ管のスエリング挙動式の作成を継続している。

日仏交換照射に係る照射集合体（C₄F）については、燃料ピンの照射後試験を実施するとともにラッパ管の照射挙動について評価を継続した。原研との共同研究で進めている窒化物燃料の照射後試験については、金相試験を完了した。また、予備試験で良好な溶解性が得られたことから燃焼率測定試験を開始した。

TRU-MOX燃料の評価として暫定的に用いるAm添加MOX燃料の熱伝導率評価式を作成した。また、照射試験のため温度解析を開始した。

TRU-MOX燃料製造技術開発として、作成したMOXペレットの所期密度不足の原因究明のため、長時間焼結試験の実施及び東海事業所プルトニウム燃料センターでのMOX製造試験を開始した。

制御棒の開発については、「もんじゅ」制御棒長寿命化対応を目的とした照射試験装置AMIR-6の装荷キャプセル内試験片（B₄Cペレット）の照射後試験及び切断作業を実施するとともに、粒度分

布測定の前準備の一環として、測定方法の確認と資材の整備を実施した。また、「もんじゅ」長寿命制御棒設計用のB₄Cペレットのスエリング式及びHe放出率の式を改定した。

2. 高速実験炉「常陽」

2001年10月31日に「常陽」メンテナンス建家で火災事故が発生し、MK-Ⅲ改造工事を中断している。なお、事故調査委員会を設置し原因究明を終え、復旧・対策を行っている。

2001年6月1日より実施している第13回定期検査では、1次系余熱ヒータ接触器、2次系液面計、廃棄物処理施設等の点検を実施した。

安全対策工事については、ケーブル貫通口補修を完了し、1次系Na回収処理装置製作、アルコール廃液処理詳細設計、2次純化系C/T製作、常陽変電所更新工事、電源設備遮断機製作等は継続実施している。なお、2001年11月以降は火災事故の影響により原子炉床下作業を中断している。

なお、中断中のMK-Ⅲ改造工事については、総合機能試験21項目中12件が完了したが、残り9件は主循環ポンプ（A）の故障により中断した。

（大洗：開発調整室）



—高速増殖炉サイクルの研究開発— 高速増殖炉燃料の研究開発

1. 燃料の研究開発

高速増殖炉サイクルのトータルコスト低減を目指した高燃焼度太径中空燃料及びブランケット燃料を削除した増殖炉心の概念検討を行った。

また、高速増殖炉を利用してプルトニウムと一緒にネプツニウム、アメリシウム等のマイナーアクチノイドをリサイクルするための燃料製造設備の概念検討を行った。

2. 燃料製造技術開発

中空燃料の製造技術開発として、中空ペレット製造用モックアップ試験機（造粒設備、成型設備、焼結設備）のコールド試験を行った。

MOX燃料製造工程を合理化し経済性の向上を目的とする「簡素化プロセス」の開発のうち、MOX粉末の成型・焼結試験及びダイ潤滑成型機の概念設計の検討をプルトニウム燃料第一開発室で実施するとともに、粉末気流搬送のコールド試験を実規模開発試験室で行った。

スフェアパック燃料開発では、 UO_2 を用いた粒子燃料製造試験を継続した。また、粒子燃料をピンに充てんする試験（模擬粒子）を継続した。

スイスPSI（ポールシェラー研究所）との先進燃料の研究開発の共同研究については、ペレット、バイパック、スフェアパックの各燃料照射挙動を比較する試験の準備作業（燃料製造設備の改造工事等）を継続した。また、今後の試験計画見直しに関する打合せを実施した。

振動充てん燃料が原子炉内においてどの程度まで厳しい使用条件下で用いることができるかを解析するための計算コードの開発では、離散要素解

析を適用して策定した粒子充てん体の実効的な弾性率のコードへの組込み作業及び計算コードによる検証作業を継続した。

核変換技術開発では、核データ測定に関する研究成果を核データ国際会議で発表（3件）するとともに、核データの高精度化に必要となる中性子自己吸収効果計算法を開発し、論文投稿した。また、核データ測定に関する共同研究計画について、オークリッジ国立研究所の専門家と技術的な検討を実施した。

3. 燃料製造

プルトニウム燃料第三開発室において、「常陽」MK-Ⅲ初装荷燃料集合体60体の製造を行った。これまでに燃料集合体32体の製造が完了し、そのうち合わせて16体を大洗工学センターに輸送した。

なお、2001年12月に計画していた燃料集合体の輸送は10月31日に発生した高速実験炉「常陽」メンテナンス建屋における火災事故の影響で延期した。

4. プルトニウム系廃棄物処理技術開発

プルトニウム廃棄物処理開発施設では、廃棄物の減容処理技術開発として、可燃物焼却設備の実証運転を行った。

プルトニウム廃棄物貯蔵施設等では、プルトニウム燃料製造施設から発生した固体廃棄物を受け入れるとともに、廃棄物の保管・管理を行った。

（東海：環境保全・研究開発センター）
プルトニウム燃料センター



－高速増殖炉サイクルの研究開発－ 高速炉増殖炉燃料再処理技術の研究開発

1. 再処理プロセスの開発

1.1 湿式法

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

(1) 簡素化再処理技術開発

現行の再処理技術を見直し、実用化を念頭に、優れた再処理プロセスとするため、溶解・抽出やウラン晶析技術に関する個々の要素技術開発を進めている。簡素化溶媒抽出技術の開発では、U/Np/Pu共回収に関するフローシート計算評価を実施している。

(2) マイナーアクチニド等の湿式分離研究

MA回収技術開発の一環として、アメリシウム（Am）とキュリウム（Cm）を分離するTRUEX法等の開発を継続する。プロセスから発生するNa塩廃棄物低減のため、改良フローシート（ソルトフリー塩析剤の適用等）によるミキサセトラ装置を用いた向流多段式抽出試験を実施した。2001年10月29～30日に長寿命核種分離に関する第10回JNC/CEA情報交換会議を東海事業所において実施した（本誌掲載「会議報告」参照）。

1.2 乾式法

現行の再処理法と比較し経済性に優ることが期待されている乾式法の技術開発を進めており、技術的な成立性を確認するためのプロセスデータの取得・蓄積を行っている。

乾式再処理Pu試験に関する（財）電力中央研究所との共同研究契約に基づき、金属電解法Pu試験設備の製作及び設置工事を進めている。

また、ウランを用いた熔融塩電解試験のための設備設置工事に係る準備作業を行った。

2. 機器・材料開発

2.1 前処理工程機器開発

燃料集合体の解体に用いるYAGレーザの伝送ファイバーについて、照射劣化の限界量把握や遠隔での交換方法に係る検討を継続した。また、使用済燃料粉碎化技術開発として、機械式粉碎化の要素試験機を用いた試験を実施した。さらに、燃料粉碎後の金属粉を分離する基礎試験として、既存の磁気分離設備を用いた磁気分離試験を実施した。

2.2 分離工程機器開発

乾式再処理機器開発として、酸化物電解槽における塩加熱特性等の評価及び塩移送技術開発に必要なコールド試験の準備作業を進めるとともに、析出物回収等の電極ハンドリング機構の検討を開始した。また、形状管理型電解槽の適用検討として、非接触型加熱方式の電解槽の要素試作機の設計・製作に着手するとともに、臨界計算結果等を基に、るつぼ形状の検討を継続した。

湿式再処理機器開発として、遠心抽出器システム試験装置のウラン試験を実施し、サンプルの分析を継続している。また、遠心抽出器駆動部の耐久性試験では当初予定の連続5,000時間を達成し、データの解析を実施している。

2.3 材料技術開発

高温環境下での再処理機器用材料基礎データ取得のため、高温熔融塩及び塩素ガス環境において、セラミック材や炭素材等の腐食試験に加え、核分裂生成物元素の腐食に及ぼす影響を推定するための熱力学的検討を継続した。また、熱力学検討結果を基に、主要な核分裂生成物元素含有下での塩素ガス環境におけるコールド腐食試験を継続した。

3. 関連施設の設計・建設

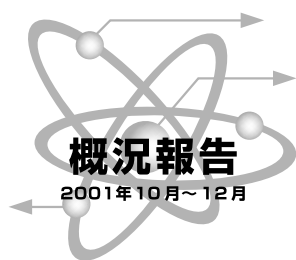
3.1 高レベル放射性物質研究施設（CPF）の改造工事

先進的核燃料リサイクル技術開発をより効率的に行うためのCPF改造工事を継続している。セル内設備の新型機器の設置作業を継続した。また、実験室Aの改造工事を継続した。

3.2 リサイクル機器試験施設（RETF）の計画

今後のRETF利用計画についての検討を継続した。

（東海：環境保全・研究開発センター）



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

研究開発の全体計画に対する研究開発課題評価委員会（廃棄物処理処分課題評価委員会）（2001年7月24日、8月22日）による評価結果の措置を策定し、全体計画、評価結果とともに公表した（2001年12月28日）。また、全体計画を『サイクル機構シンポジウム』において報告した（2001年10月17日）。さらに、サイクル機構主催の『地層処分技術に関する研究開発報告会』（2002年1月23日）に向けて全体計画を紹介するための予稿を作成した。

1. 地層処分研究開発

1.1 処分技術の信頼性向上

人工バリア周辺でのガス移行挙動に関する研究では、ガスの移行経路を評価するため、X線CTを用いた可視化手法及び画像処理手法に関する調査を継続するとともに、アルミ合金製容器を用いて予備試験を行い、測定データに与える影響を概略評価した。

緩衝材の連成挙動に関する研究では、熱-水-応力-化学の四連成挙動評価モデルの開発を継続した。

緩衝材の流出に関する研究では、緩衝材流出試験設備を用い、亀裂幅をパラメータとして、緩衝材の流出挙動並びに流出密度を把握するための試験を継続するとともに、浸食現象に関する評価に必要な亀裂内の流速解析を実施した。また、コンクリートを処分場に使用することを想定し、高pH溶液によるベントナイトの変質挙動評価のため、アルカリ溶液中でのモンモリロナイト溶解速度把握試験を継続した。

オーバーパック材料の腐食評価に関する研究では、セメントの使用を想定し、高pH環境での炭素鋼の局部腐食発生・進展挙動を把握するための腐食試験を継続した。また、チタンの不動態皮膜の安定性及び水素吸収挙動に関して、主に還元性

環境での実験的研究を継続し、銅の腐食形態に関して、電気化学試験による調査を行った。

ナチュラルアナログ研究〔地層処分想定される現象（廃棄体からのウラン核種の移行挙動等）と類似した自然界での現象（天然ウランの移行挙動等）についての研究〕では、オクロ鉱床等の鉱物分析を継続した。

1.2 安全評価手法の高度化

水理・物質移行に関する研究では、多孔質媒体水理試験装置（MACRO）を用いた塩水浸入試験を実施するための準備作業として、充てん材として使用するガラスビーズの水理特性に関わるデータをカラム試験により取得した。また、亀裂状媒体水理試験装置（LABROCK）では、水理特性の応力依存性を調べるために、垂直荷重を負荷した状態での透水・トレーサー試験を実施した。

性能評価研究に関しては、沿岸海域を核種放出域とする生物圏評価の代替モデルに関する感度解析を継続するとともに、データの不確実性の影響を評価するための計算コードの整備及び評価結果のばらつきとデータの不確実性の関係についての分析を継続した。

地層処分放射化学研究施設（QUALITY）においては、還元条件下での緩衝材中のNpの拡散試験、Npの溶解度に及ぼすフミン酸及び炭酸の影響評価試験、Npの溶解度積に関する試験を継続した。また、緩衝材中のCsの拡散に及ぼすイオン強度の影響評価試験については、試験を終了しデータ整理を実施している。

博士研究員による研究、先行基礎工学研究及び核燃料サイクル公募型研究では、それぞれ以下の成果が得られた。

博士研究員による研究では、「セグメント構造を考慮した割れ目系の三次元形態の推定法及び水理

モデルの構築手法に関する研究」において、野外の割れ目調査や室内実験などから得られた成果等を取りまとめ、日本応用地質学会での発表を行った(2001年11月1日)。一方、「人工・天然バリアにおける核種拡散過程の定量解析と放射性廃棄物処分安全評価への応用」においては、緩衝材の候補材料であるケイ砂混合ベントナイト中のSr及びIの実効拡散係数の塩濃度依存性の研究を開始した。また、処分場周辺の温度条件(60°C程度)でデータを取得できる透過拡散試験システムを開発し、重水の実効拡散係数の温度依存性データを取得した。これまでの成果をKAERI(韓国原子力研究所)との専門家会議(2001年10月)等で発表した。さらに、「コロイドの固相表面への付着現象を考慮した多孔質媒体中でのコロイドの移行メカニズムの解明及び核種移行評価モデルの開発」においては、光学顕微鏡を用いた観察によるコロイドの固相表面への付着率の測定を行った。

先行基礎工学研究で実施している「緩衝材特性モデルの高度化に関する基礎研究」においては、緩衝材中の溶質の拡散挙動を分子動力学と均質化法を組み合わせた手法によりモデル化するため、スメクタイト-水系での分子動力学計算及び緩衝材の間隙構造モデルを仮定した均質化計算を継続した。その成果を日本粘土学会誌(粘土科学)に投稿し、第41巻第2号に掲載された(2001年12月)。

核燃料サイクル公募型研究で実施している「固液界面におけるアクチニドイオンの酸化還元反応メカニズム」においては、アクチニドイオン、特にNp(V)のFe(II)及びマグネタイト含有鉱物界面での酸化還元メカニズムを解明するための実験を継続した。また、「沿岸部帯水層内の古海水の地球化学的分析とその挙動に関する調査研究」においては、原位置で採取した岩石コア資料分析の結果を取りまとめた。

2. 深地層の科学的研究

2.1 地質環境の長期安定性に関する研究

天然事象が地質環境へ与える影響の事例研究のうち、地形変化予測手法の整備については、丘陵の地形変化速度に関する調査及び地形発達シミュレーションに関する作業を実施し、海水準変動の地質環境への影響調査及び永久凍土が地質環境に与える影響調査を開始した。地殻変動予測手法の整備については、シミュレーション手法の文献調

査を実施した。地殻温度構造調査手法の整備については、西南日本の地殻温度構造に関する調査及び温泉ガスのヘリウム同位体比測定を実施した。また、紀伊半島南部において比抵抗探査(MT法)を実施した。火山活動の熱的影響調査については、火砕流発生に伴う熱的影響に関する調査を実施した。震源断層調査手法の整備については、震源断層調査に関するリニアメント判読作業を実施した。断層周辺岩盤の影響調査については、文献調査を実施し、断層周辺の地下水変化に関する数値解析を開始した。

将来予測手法システムの構築のうち、水理モデル・地球化学モデルの統合化については、モデル統合解析のためのデータベースの作成を継続した。東濃地域の古水理地質学的変遷の把握については、岩石及び地下水試料を採取し、分析を行うための処理を行った。また、東濃地域の高精度デジタル標高データ(DEM)の作成を開始した。

『地形変化シミュレーション研究会』を開催し、10万年オーダーの地形変化を計算するためのシミュレーションプログラムのアルゴリズムを検討した。

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

岩盤の力学的安定性に関する研究については、三次元応力場の同定手法に関する研究として、初期応力データの取りまとめを行った。双設坑道安定性評価試験では、岩盤の塑性挙動に関する文献調査を実施し、解析モデルを作成した。長期岩盤挙動調査では、長期クリープ試験の性能試験及び東濃鉱山の岩石を用いたクリープ試験を実施した。岩盤の長期観測については、定期観測を2回実施し、観測データを取りまとめた。試験孔の劣化調査として、東濃鉱山坑内の5本の試験孔(各3m)の月1回の定期観察を実施した。地層科学研究所との共同研究である「原位置長期岩盤挙動計測システムの開発」については、東濃鉱山坑内の4本の試験孔(各10m)に設置したひずみ計、間隙水圧計及び傾斜計によるモニタリングを実施した。

坑道周辺の地質環境特性に関する研究については、坑道周辺の水理学的掘削影響に関する研究として、坑道周辺の3本の試験孔において間隙水圧のモニタリングを実施した。不飽和領域に関する研究で

は、原位置適用試験、データ解析及び室内試験を実施した。坑道周辺の地球化学的調査では、岩芯の分析を実施した。産業技術総合研究所との共同研究である「岩盤の力学的特性に関する計測・評価方法の研究」については、準備作業を実施した。

岩盤中の物質移行に関する研究では、地下水の化学組成のデータについて熱力学的手法を用いた解析を実施した。

月吉断層に関する研究では、断層部の地球化学的研究（月吉断層を対象とした地質学的・古水理地質学的特性調査）として、断層部の試錐及び現場調査を実施した。

(2) 広域地下水流動研究

地質構造調査として、試錐調査結果（2孔）の取りまとめを実施するとともに、2002年度に計画している弾性波探査の測線設定作業を実施し、調査計画の検討を行った。

水理調査では、既存の1,000m級試錐孔における水理試験を終了し、結果を取りまとめた。また、表層水理定数観測システムによる観測を継続するとともに、2001年度の表層水理調査（測量作業）を実施し、結果を取りまとめた。さらに、表層水理研究におけるポイントデータ（小流域の涵養量）の代表性についての検討を行った。

地下水の地球化学調査では、既存の1,000m級試錐孔における採水試験を終了した。

長期観測では、既存の試錐孔における水位観測及びMPシステム（多点式間隙水圧測定装置）を用いた水圧・水質観測を継続した。既存の試錐孔（3本）へのMPシステムの設置については、2本の現場作業を終了し、1本は孔径検層を実施した。

地質環境のモデル化・解析については、2000年度に行った地下水流動解析結果を取りまとめ、2001年度の水理地質構造のモデル化及び地下水流動解析を実施した。また、2002年度の水理地質構造のモデル化及び地下水流動解析の実施計画を策定した。

核燃料サイクル公募型研究で実施している「海水準変動に着目した沿岸海底湧水の起源の検討と超長期沿岸海底地下水環境変動の評価」では、沿岸部及び沿岸海底地下水の水理・地球化学環境の評価を目的とした海底からの淡水性湧水分布の把握のために、海底面直上の電気伝導度、温度を計測した。その結果、4箇所（4箇所の電気伝導度異常点が発見され、うち3箇所は淡水性湧水が直接確認さ

れた。さらに、海底からの淡水性湧水の採取手法を開発し、採取した湧水の水質分析の結果、海底湧水は扇状地の扇端海岸付近の浅層地下水に類似していると判断された。

2.3 調査技術開発

(1) 調査技術研究

アクロス（Accurately Controlled Routinely Operated Signal System：精密制御定常信号システム）技術を活用した地表調査法の開発として、電磁アクロス最適化信号送信機の製作を開始した。アクロスアレイ観測試験として、主受振器アレイ用受振器の検定準備を行った。

水理試験装置のうち、揚水試験装置について、北海道幌延町での深地層研究計画に対応するための改良及び整備を行った。

(2) 年代測定技術開発

ペレトロン年代測定装置による試料の¹⁴C定常分析については、加速タンク、イオン源のメンテナンス及び加速タンク内消耗品の交換作業を行い、定常分析を実施した〔108試料（社外からの依頼分6試料を含む）〕。

試料前処理技術開発では、前処理ラインにおける微量グラファイト定量技術の開発として、微量試料用反応管による反応試験結果を取りまとめた。

2.4 超深地層研究所計画

(1) 超深地層研究所における調査研究

岐阜県瑞浪市の東濃地科学センター用地内（正馬様洞）において、「地表からの調査予測研究段階」の研究を行っている。

試錐調査では、深度800mの試錐孔を利用し、月吉断層を対象とした水理特性調査のための水理試験を終了した。

地質構造調査では、深度800mの試錐孔から岩芯を採取し、室内分析を実施した。VSP（Vertical Seismic Profiling）探査に使用する試錐孔（110m）の掘削を終了し、試錐孔とその周辺においてVSP探査を実施した。また、超深地層研究所計画用地における反射法地震探査の再解析結果の取りまとめを実施した。

水理調査として、既存の1,000m級試錐孔（1孔）に設置していたMPシステムを引き揚げ、この試錐孔を揚水孔とする長期揚水試験を実施した。また、モデル流域への電磁流量計の設置作業を終了

した。表層水理定数観測システムによる観測については、観測を継続するとともに、観測データの整理作業についての検討を行った。

地下水の地球化学調査として、2001年度の河川水・雨水の水質モニタリングを実施した。

長期観測として、2001年度に掘削した深度800mの試錐孔へのMPシステムの設置作業及び既存の試錐孔への水圧計の設置作業を行うとともに、既存の試錐孔での水位観測及びMPシステムによる水圧・水質観測を継続した。

力学特性調査として、本年度掘削した深度800mの試錐孔の岩芯の採取及び室内試験（物性測定）を終了し、結果を取りまとめた。また、断層周辺岩盤を対象としたDSCA (Differential Strain Curve Analysis method) 試験に用いる岩芯の採取を終了し、試験を実施した。

地質環境のモデル化・解析については、2000年度に行った地下水流動解析結果を取りまとめ、2001年度の水理地質構造のモデル化及び地下水流動解析の解析条件等を検討して解析を実施した。また、2002年度の水理地質構造のモデル化及び地下水流動解析の実施計画を策定した。長期揚水試験については、計画策定のための事前解析を開始した。力学的掘削影響予測解析については、岩盤力学モデルを作成し、三次元初期応力解析結果の検討を行った。応力集中に伴う岩盤破壊のモデル化の研究については、室内試験を実施した。岩芯を用いた室内試験（DSCA試験、ジョイント剪断試験）の結果に基づいて、岩盤力学モデルを作成した。

立坑掘削用地の変更に伴い、調査実施計画の検討を開始し、弾性波探査の準備作業を実施した。また、既存データを用いた用地周辺の地質断面図を作成した。

(2) 研究計画の情報普及化技術

研究計画の理解促進のためのヴァーチャルリアリティ技術の適用については、2001年度に実施するソフトウェアの改良及びシステム活用方策を検討した。東濃地科学センターの研究紹介ビデオ、超深地層研究所計画の紹介ビデオ制作のための検討を行った。

(3) 施設設計及び建設管理

地下施設設計については、実施設計に必要な設定条件（掘削スケジュール、掘削サイクル時間等）を整理した。地上施設設計については、電力受電配電設備や給排水設備等の設計の基本条件

を整理した。また、動植物等の環境調査及び下草刈りや点検経路の整備等の用地内の整備作業を実施した。

2.5 幌延深地層研究計画

2001年度の調査研究計画に基づく現地調査として、10月31日より試錐作業を開始した。試錐調査に先立ち、北海道庁、幌延町及び周辺自治体に試錐調査の開始について説明を行った（9月17日～10月4日）。2001年度は2孔の掘削を実施しており、それぞれ217.3mと217.2mを掘進中である（2001年12月末日現在）。

調査のための入林許可が一旦保留されていた国有林については、入林許可を受領し（10月12日）、10月15日より地上物理探査、地質調査、環境調査を実施した。

一方、現地調査を予定していた北海道大学天塩研究林及び隣接する間寒別地区については、実施についてご理解をいただけないことから、予定していた現地調査を行わないこととし、協定に基づく2001年度の調査研究内容の変更として、幌延町（10月25日）、北海道庁（10月26日）に説明し、公表した。

また、幌延町及び周辺市町村関係者等に対し、業務状況の訪問説明を実施した（9月17日～10月4日）。さらに、石島北海道大学教授他を講師として『幌延フォーラム』を開催した（11月30日）。

2.6 陸域地下構造フロンティア研究

2001年度より第2フェーズに移行し、研究目標を「内陸地震の発生メカニズムの解明」に一元化して下記の実施した。

(1) 地震発生に関する研究

固定型アクロスによる東濃鉦山内での観測を実施した。また、地震計検定の準備を行った。電磁アクロスについては、東濃鉦山内の送信電極の特性調査を実施した。

(2) 活断層帯での地殻活動研究

跡津川断層帯の研究については、広域地震観測、GPS観測及びガイドウェーブ観測を実施した。

また、地震と地下水挙動に関する深地層総合研究については、地震と地下水挙動の関連についてSKBとの情報交換を行った。また、第1フェーズで得られた成果を地層科学研究に活用するため、現場作業等技術的事項の引継ぎ作業を実施した。

なお、2000年10月から2001年12月に実施した研究開発課題評価委員会〔評価課題「陸域地下構造フロンティア研究」—第2フェーズの計画—（中間報告）〕の結果を公表した（2001年12月28日）。

3. 国際共同研究

スイスNAGRA（放射性廃棄物管理共同組合）との共同研究の一環として、グリムゼル原位置試験場において、結晶質岩亀裂中の核種移行挙動に対するセメント高pH溶出液及びコロイドによる影響に関する原位置試験研究や解析モデルによる評価を継続して実施している。また、超深地層研究所計画及び深地層研究計画にかかわる技術検討会議（2001年11月28～12月4日）を開催するとともに、2001年度の研究計画に関するNAGRAからの提案を検討した。第2次取りまとめの技術的な信頼性を裏付けるための検討を目的とした第2次取りまとめと各国の安全評価を比較した報告書の作成や、これまでのグリムゼル原位置試験研究に関する報告書（4分冊）、論文の作成を共同で実施している。モンテリ（Mt. Terri）プロジェクトでは、難透水性堆積岩中の拡散挙動に関する試験及び地球化学モデリングの取りまとめを継続して実施した。

スウェーデンSKB（核燃料廃棄物管理会社）との共同研究については、エスポ地下研究所HRL（Hard Rock Laboratory）における原位置での工学技術の実証試験や、プロトタイプ処分場プロジェクト（PRP）における熱-水-応力連成挙動に関する予測解析結果を研究調整会議（2001年10月16～17日）で示した。また、ブロックスケールにおける物質移行トレーサー試験（TRUE:Tracer Retention Understanding Experiments）結果の解析を継続して実施している。

米国DOE（エネルギー省）とは、2001年度からのLBNL（ローレンスバークレー国立研究所）、LLNL（ローレンスリバモア国立研究所）、PNNL（パシフィックノースウェスト国立研究所）及びSNL（サンディア国立研究所）の4研究所との研究協力について、それぞれ技術協力にかかわる協定案（Annex）を調整し、LBNL、PNNL及びSNLとの間についてはそれぞれ協定案の締結が完了した（2001年11月）。本研究協力の一環としてPNNL（2001年11月5日）及びSNL（2001年11月10～11日）との間で研究協力会議を開催した。SNLとの共同研究では、長期揚水試験の予測解析及び不確実性

解析を行うとともに、2001年度の研究計画に関するSNLからの提案の検討を行った。また、2001年12月2日に期限を迎えたDOEとの放射性廃棄物管理に関する協力協定については、DOEとの間で協定案文の調整を行うとともに、監督官庁（文部科学省及び経済産業省）との協議を行った。

カナダAECL（原子力公社）との共同研究については、地下研究施設（URL）でのトンネルシーリング性能に関する試験について、処分環境条件まで視野に入れた温水注入等によるフェーズ2試験への参加にかかわる協定案を両者間で調整し、研究調整会議（2001年11月13～15日）ではフェーズ2試験の具体的な内容の検討を行い、協定の締結を完了した（2001年12月）。

フランスANDRA（放射性廃棄物管理機関）との研究協力については、ビュール地下研究所における岩盤クリープ及び地球化学にかかわる共同研究協力について技術協力協定の締結作業を継続して実施している。

DECOVALEX（熱-水-応力連成現象解明モデル高度化のための国際共同研究）については、フィンランドで行われたワークショップ（2001年10月23～26日）において、新たにCEA（フランス原子力庁）及びBGR（ドイツ連邦地質学・資源研究所）の参画を承認し、熱-水-応力連成挙動モデル高度化のための四つのタスクを継続実施している。

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、東海事業所及び東濃地科学センターにおいて、KAERI（韓国原子力研究所）との専門家会議を開催し、技術情報交換とともに今後の協力テーマについて協議した（2001年10月29日～11月2日）。またDOEが提案しているアジア地域での多国間による地層処分技術についての研究協力について、協力形態についての検討を進めている。

4. 研究成果の公的資源化

地層処分研究開発成果を取りまとめた報告書「第2次取りまとめ」に関しては、希望者への報告書の配布、サイクル機構ホームページへの掲載（和文・英文）等により、国内外への情報提供を継続した。報告書の概要を一般向けに解説したパンフレットや模型等についても、希望者への提供を継続するとともに、『サイクル機構シンポジウム』（2001年10月17日）や未来科学情報館での『サイク

ル機構展』(2001年11月12～22日, 東京都), 原子力発電環境整備機構主催の『エネルギーフォーラム21』(2001年12月9日, 岡山市)等への提供を通じて, 来場者への情報提供を行った。また, 経済産業省主催で京都市(2001年11月1日)及びさいたま市(2001年11月12日)にて開催された『高レベル放射性廃棄物シンポジウム2001』において, パンフレット等の提供, 模型やパネルの展示説明などの情報提供活動を行った。

雑誌「科学」の2000年11月号と2001年3月号に掲載された, 地層処分問題研究グループ(高木学校+原子力資料情報室)による第2次取りまとめへの批判論文に対するサイクル機構の見解が「科学」の2001年11月号に掲載された。

また, 第2次取りまとめに関する4件の総説が, 資源・素材学会誌の環境工学特集号に掲載された(2001年11月)。

ヴァーチャルリアリティ技術を応用した体感型の情報普及システムとして東海事業所展示館で運用している地層処分体験システム「ジオフューチャー21」については, 当四半期の入場者数は1,300名に上り, 運用を開始した1999年12月からの累計がのべ1万6千名を超えた。この地層処分体験システムの上映内容を収録したCD-ROMについては, 国内外の関係機関等への配布を継続した。

(本社: 経営企画本部 バックエンド推進部)



軽水炉燃料再処理技術の研究開発

1. 再処理施設

分離精製工場は、2001年7月19日から第14回施設定期検査を受検中であったが、10月10日より01-2キャンペーンを開始し、製品の回収率及び高放射性廃液蒸発缶の処理量等の再処理運転状態での検査を受検し、最終検査を11月9日に終了、同日付けで合格証を受領した。

分離精製工場は、引き続き使用済燃料の処理を行い、12月11日に分離精製工場の抽出工程からの核分裂生成物及びプルトニウムの押し出しを終了し、01-2キャンペーンを終了した。実績工程を表1に示す。

本キャンペーンの処理量は、約12.1tであり、2001年12月末現在における使用済燃料の累積処理

量は、約980tである。

本キャンペーンで処理した使用済燃料の性状を表2に示す。

使用済燃料の受入については表3に示す。

01-2キャンペーン終了後は設備機器の点検整備を実施。主な作業内容は以下のとおり。

- ・計装計器類の点検整備
- ・セル及びセル内機器の点検
- ・海中放出設備の点検
- ・電気設備の定期点検
- ・酸回収工程の冷却器接続配管の一部更新
- ・電源集中管理システム設置に伴う既設電気設備の改造

表1 01-2キャンペーン実績工程

項 目	2001年		
	10月	11月	12月
キャンペーン	10	28	11
	注1		注2
		9	
第14回施設定期検査	注3		

注1 使用済燃料せん断開始から終了まで

注2 抽出工程からの核分裂生成物及びプルトニウムの押し出し終了まで

注3 使用済燃料の処理を行い受検する検査

表3 使用済燃料の受入量

原子炉名称	受入量 (t)	受入日
中国電力(株) 島根原子力発電所 1号機	6.1	2001年10月5日
関西電力(株) 美浜発電所 1号機	4.7	2001年11月2日
ふげん発電所	5.2	2001年12月4日
東京電力(株) 福島第2発電所 4号機	6.0	2001年12月18日

表2 使用済燃料集合体の性状

項 目	燃料重量(t) 炉装荷時ベス	集合対(体)	平均燃焼度(MWD/T)	冷却期(年)
原子炉名称				
四国電力(株)伊方発電所1号機	5.6	14	28,000	7.6~13.7
関西電力(株)美浜発電所2号機	1.6	4	28,000	16.8~24.8
ふげん発電所	4.9	32	17,000	4.8~10.9
合 計	12.1	50	—	—

1.1 硝酸プルトニウム転換

プルトニウム転換技術開発施設では、2001年10月10日から11月8日にかけて、混合転換に関する技術開発運転（約106kg MOX）を行った。

なお、2001年12月末現在における累積転換量は約12.8t MOXである。

1.2 ガラス固化技術開発施設（TVF）開発運転

TVFは、ガラス固化処理運転を2001年10月15日から開始したが、ガラス溶融炉内のガラス中に含まれる白金族元素の堆積に起因すると考えられる処理能力の低下が見られたため、11月2日に運転を停止した。本運転におけるガラス固化体の製造本数は8本、2001年12月末現在のガラス固化体の累積製造本数は123本である。

また、白金族元素の堆積に係る原因調査のため、ガラス溶融炉内観察、炉内堆積ガラスの採取・分析を継続している。

堆積しているガラスを除去するための洗浄作業については、炭酸塩（炭酸ナトリウム）を用いた方法を適用する予定で、そのためのモックアップ試験を実施した。

2. 技術開発

2.1 軽水炉燃料の再処理技術開発

(1) 低レベル放射性廃棄物処理技術開発

1) クリプトン除去技術開発

クリプトン回収技術開発施設は、高圧ガス保安法に基づき年1回行う定期自主検査を2001年11月に実施した。

主な自主検査項目は、以下のとおり。

- ・安全弁の作動検査
- ・機器配管の肉厚測定
- ・接地抵抗検査

クリプトン固定化コールド試験では、容器への注入速度向上のための要因を検討するために、ターゲット径を拡張した容器で注入試験を実施した。また、ホット試験では前回まで天然クリプトンで希釈した回収クリプトンを用いていたが、今回初めて回収クリプトンガスのみを用いた固定化試験を実施し、約1,000時間の安定した運転を行い、約270ℓの回収クリプトンガスを固定化した。

3. 関連施設の設計・建設

3.1 低放射性濃縮廃液貯蔵施設（LWSF）

(1) 施設の目的

本施設は、東海事業所再処理施設における低放射性濃縮廃液等の貯蔵裕度を確保し、廃液の貯蔵管理を確実に実施することを目的とする。

(2) 施設の概要

本施設の地下2階には第1濃縮廃液貯蔵セル、第2濃縮廃液貯蔵セル、廃液貯蔵セル等を、地下1階には保守室等を、地上1階には排気室、制御室、無停電電源室、更衣室等を、地上2階には給気室等を配置する。また、第三低放射性廃液蒸発処理施設と地下の配管トレンチで接続する。

本施設にて貯蔵された廃液は、将来建設する低放射性廃棄物処理技術開発施設（LWTF）にて処理を行う。

1) 建家規模

構造：鉄筋コンクリート造

階数：地下2階、地上2階

建築面積：約1,000㎡

（延床面積：約3,400㎡）

2) 主要機器

① 低放射性濃縮廃液貯槽（3基）

材質：ステンレス鋼製

容量：250㎡／基

② 濃縮液貯槽（1基）

材質：コンクリート製、ステンレス内張

容量：750㎡／基

③ 廃液貯槽（1基）

材質：ステンレス鋼製

容量：20㎡／基

④ 中間貯槽（3基）

材質：ステンレス鋼製

容量：10㎡／基

3) その他設備

放射線管理設備

換気空調設備

電気設備

計測制御設備

ユーティリティー設備

(3) 進捗状況

1) 許認可

建設工事工程に合わせ、2001年10月～12月の間に経済産業省による使用前検査を15回受検した。

（着工以来の累計：51回）

2) 工事

建家本体の地下階躯体工事を終了し、引き続き地上階躯体工事を開始した。

3.2 低放射性廃棄物処理技術開発施設 (LWTF)

(1) 施設の目的

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

(2) 施設の概要

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

また、低放射性濃縮廃液貯蔵施設と第三低放射性廃液蒸発処理施設間の配管トレンチで接続する。

1) 建家規模

構造：鉄筋コンクリート造

階数：地下2階、地上5階

建築面積：約 2,400 m^2

(延床面積：約15,000 m^2)

2) 主要設備

① 固体廃棄物処理系

再処理施設より発生する低放射性固体廃棄物

は、焼却炉にて焼却する。発生した焼却灰は、ドラム缶に封入し貯蔵施設で保管する。

(主要機器の能力)

焼却炉 約400 kg /日以上 1基

② 液体廃棄物処理系

再処理施設より発生する低放射性液体廃棄物は、沈殿剤等を添加して沈殿物を生成させ(共沈)、ろ過処理する。ろ過処理後の廃液は、固化助剤を混ぜて調整後、蒸発缶へ供給し蒸発濃縮を行い、蒸発終了後、直接ドラム缶へ充填し自然冷却により固化体とする。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 ℓ /日以上 1基

約3 m^3 /日以上 2基

(3) 進捗状況

1) 許認可

再処理施設設置変更承認申請書(2000年12月26日申請, 2001年9月20日一部補正)については、原子力安全委員会にて審議を行っている。

茨城県及び東海村へは、原子力安全協定に基づき新增設等計画書(2000年12月22日, 2001年9月20日一部変更)を提出している。

2) 工事

建設工事は、施工設計を実施している。

(東海：建設工務管理部)
再処理センター)



環境保全対策

1. 低レベル放射性廃棄物の管理

1.1 低レベル放射性廃棄物の管理計画

サイクル機構が保有する全ての低レベル放射性廃棄物（以下、廃棄物）を安全かつ合理的に処分していくことを目標とした、廃棄物の発生、処理、貯蔵に関する総合的な管理計画を作成している。

現在、発生するそれぞれの廃棄物に対して分別、廃棄体にするための処理、貯蔵、廃棄体としての確認、処分までの流れを示す処理処分フローについて、2000年度に検討した基本案を基に、合理化検討を継続して実施している。

また、廃棄物データの精度向上、廃棄体の品質保証システムの検討を実施している。

1.2 低レベル放射性廃棄物の処理技術開発

廃フッ素油、廃溶媒等の難処理有機廃棄物の処理技術として、スチームリフォーミング法による分解処理技術開発を実施している。

分解条件の把握、オフガス特性の把握等のため、小規模コールド試験装置を用いて、ベンゼン、フッ素油等を試料とした分解処理試験を開始した。また、実用装置の反応器の構成材料について、材料腐食特性調査を行い、候補材料を選定するとともにこれらの耐食試験を開始した。

1.3 低レベル放射性廃棄物（TRU廃棄物）の処分技術開発

(1) 核種移行に係る個別現象モデル／データ整備

セメント系材料の変質やベントナイト／岩盤の長期変質への影響、硝酸塩の変遷や金属腐食、微生物の高アルカリへの順応性に関する研究について、試験を実施している。

(2) 処分システムの長期安定性

低レベル放射性廃棄物処分システムの長期的な性能を評価することを目的とした、バリア材料の

力学的変遷及び水理場の変遷にかかわるデータ取得並びにモデル構築に関する検討を実施している。

(3) システム性能評価

処分システムの性能に関連するパラメータ特性の把握、重要度分類及び処分システムの成立条件の明確化を可能とする手法開発を継続するとともに、成立条件の抽出にかかわる解析を実施している。

(4) 処分材料の高度化

セメント系材料による高pH浸出液の影響を抑制する有効な手段と成りうる低アルカリ性コンクリートの長期的変質特性／実用性を検討するための研究を継続している。

2. 廃止措置

2.1 廃止措置計画

2001年度作業方針に従い中長期を見通した当面の5ヵ年の廃止措置全体計画を策定中である。今後のサイクル機構施設の廃止措置の進め方を検討し、施設の廃止措置計画、技術開発計画を作成している。また、体系的に廃止措置を進めるために代表施設を選び廃止措置事例研究を進めている。

2.2 「ふげん」の廃止措置

「新型転換炉の研究開発」の章に記載。

2.3 製錬転換施設の廃止措置

2000年7月より湿式設備の解体を継続しており、現在、イエローケーキ溶解・調整工程に係る設備の解体を行っている。

これらの解体で得られた廃棄物量、コスト、人工等の各種データに基づき解体エンジニアリングシステムの構築を行うとともに、システムを活用し体系化を図っている。

2.4 遠心機処理技術開発

昨年度の試験で発生した処理廃液等の廃水処理を終了した後、ウラン濃縮パイロットプラント第一運転単位（OP-1）の遠心分離機を用いた分解、化学分離処理等のホット試験を継続実施した。また、電力との共同研究契約に基づき、集合型遠心機（DOP-2機）回転胴の処理試験を開始する。

2.5 廃棄物処理建家の廃止措置

旧廃棄物処理建家（JWTF）を用いた解体技術開発では、タンク内のゴムライニング剥離試験として実施したウォータージェット切断試験が終了した。また、切断システムの概念検討として、遠隔駆動装置、廃水処理システムの検討を継続した。解体技術評価手法の開発では、JWTF薬液溶解槽を対象として解体評価を実施した。また、解体技術評価手法へ反映するために、JWTFの施設情報を3次元データ処理するために3D-CADで入力作業を継続した。JWTFの解体計画策定に係る解体手順、工程の検討を実施した。

除染技術開発では、ロシア国立科学研究所への研究委託として、金属中の金属汚染に係る技術開発を継続中である。

2.6 その他

ナトリウム洗浄技術については、熔融ナトリウム状態での洗浄進展速度データを取得するための熔融ナトリウム中洗浄試験を実施した。ナトリウム除染技術については、除染剤選定試験を実施した。

ナトリウム処理技術については、高濃度苛性ソーダによるナトリウム転換方式の基礎的反応特性を把握するためのナトリウム転換基礎試験を実施するとともに、試験装置運転方法改善のための改造仕様を検討した。

ナトリウム固体化技術については、苛性ソーダ溶液を高炉スラグ法でセメント固化する場合の最適固化条件の選定に係る試験を実施した。

先行して、実機の大量の放射化ナトリウム処理及び安定化を実施している米国高速炉EBR-IIとのナトリウムの安全な取扱に関する技術会議（2001年12月3～5日）に参加し、情報交換を実施した。

3. 鉱山跡措置

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

ともに、安全対策として坑水処理施設第2試薬添加室の更新工事を完了した。鉱山施設の恒久的措置に関して、措置計画の具体化に向け2001年11月30日に第3回鉱山跡措置技術委員会を開催し計画修正案等審議を行った。

鉱さいの措置に関連して、坑水処理に係る廃棄物発生量の低減化に向けた調査を継続した。鉱さい等の長期的な安定化方策及び安全性にかかわる評価に向けた検討を継続するとともに、試料採取及び現地での調査等を実施した。また、露天採掘場跡地、鉱さい堆積場周辺の地下水モニタリング及び測定技術開発等を継続した。

解体物管理施設内の処置作業については、旧製錬施設建屋の解体作業を継続した。

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 第2ウラン系廃棄物貯蔵施設（第2UWSF）

（1）施設の目的

現在、東海事業所（使用施設）のウラン系廃棄物については既存の第1～第6廃棄物倉庫、ウラン系廃棄物貯蔵施設（UWSF）等に保管しているが、第1～第6廃棄物倉庫については、老朽化により早急な更新が必要となっている。

また、旧廃棄物屋外貯蔵ピット取出工事及び閉鎖措置工事で発生した廃棄物については、そのほとんどをプルトニウム燃料第三開発室ATR棟及びウラン系廃棄物倉庫（旧屋外廃棄物貯蔵ピット作業建家）へ一時保管しており、移動先の確保が必要である。そこで、これらの廃棄物に加えて今後発生するウラン系廃棄物の保管を行うため、新たに貯蔵施設を建設するものである。

（2）施設の概要

本施設ではドラム缶、コンテナ等に封入されたウラン系固体廃棄物を受け入れ、フォークリフト等で搬送保管する。保管能力は2000ドラム缶換算で約30,000本である。また、廃棄物保全の観点から、点検等により廃棄物保管容器に腐食等が発見された場合、新しい容器に詰め替えることができるようにする。

1) 建家規模

構造：鉄骨鉄筋コンクリート造

階数：地上4階

建築面積：約2,600m²

(延床面積：約10,400m²)

2) 主要設備

搬送・点検設備，換気空調設備，電気設備，放射線管理設備，詰替設備，非破壊検査設備他

(3) 進捗状況

建家工事は4階及び塔屋躯体を施工中。設備工事は埋込金物，サポート及び配管を施工中。内装工事は放射線管理設備，詰替設備，非破壊検査設備について設計を継続して実施している。

4.4 固体廃棄物処理技術開発施設（LEDF）

(1) 施設の目的

大洗工学センターの高速実験炉「常陽」や照射後試験施設等で発生した放射性廃棄物は，固体廃棄物前処理施設（WDF）等で前処理した後に，日本原子力研究所大洗研究所の廃棄物管理施設で処理・保管を行っている。しかし，研究開発の進展等に伴い， $\alpha/\beta/\gamma$ 大型廃棄物発生量の増大等の課題が顕在化している。そこで，照射試験等の円

滑な推進を図るため，固体廃棄物処理技術開発施設（LEDF）を建設するものである。

(2) 施設の概要

① 処理能力：約30t／年

② 建屋規模

・構造：鉄筋コンクリート造

・階数：地上3階，地下2階

(3) 進捗状況

LEDF合理化設計Ⅱのうち雑固体廃棄物減容設備の高度化設計では，オフガス系機器の合理化検討に関して試験装置の製作及びコールド試運転を実施した。また，2次廃棄物低減化検討及びダイオキシン対策としてオフガス系2次燃焼室加熱方式等の検討を実施した。処分負担低減化システムの設計では，LEDFへの適用可能な有害物質管理システムの検討として，模擬有害物質の試験片の製作を実施した。

本社：経営企画本部

バックエンド推進部

東海：環境保全・研究開発センター

大洗：開発調整室

人形：環境保全技術開発部



ウラン探鉱 ウラン濃縮技術の開発

ウラン探鉱

1. 事業整理

残存する海外のウラン権益の処分については、アーネムランドウェスト権益の海外企業への売却手続きを行った。

旧鉱区の原状修復（残留物撤去等）として、マ

ルガロック地区の現地追加作業を完了した。
オーストラリア法人の清算準備を行った。

（東濃地科学センター）

ウラン濃縮技術の開発

1. 原型プラント

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

回収ウラン製品の輸送容器への詰め替えについては、全シリンダ31本のうち26本を終了した。

保安規定違反の再発防止策に関連する加工施設保安規定認可申請を2001年10月26日原子力安全・保安院に行い、11月1日に認可された。

第1回ウラン濃縮技術協力に係る運営会議を2001年12月4日に実施し、今後の日本原燃（株）へのウラン濃縮技術協力のあり方を検討した。

原子炉等規制法に基づき行われた原子力安全・保安院による施設定期検査について、2001年12月21日に合格証が交付された。

2. 滞留ウラン回収技術開発

濃縮機器やプラント内に滞留しているウランを回収することを目的とする滞留ウラン回収技術開発については、フッ化ガス（7フッ化ヨウ素）製造設備の設置工事を2001年6月に終了し、現在運転の準備を進めている。また、滞留ウラン回収のための機器を設置する準備として、DOP-2UF6操作室内の機器撤去工事を2001年11月に終了した。

濃縮工学施設においては、遠心機の寿命延長を目的として、1ヵ月間のフッ化ガス（7フッ化ヨウ素）による遠心機試験を2001年11月から実施した。

（人形：環境保全技術開発部）



新型転換炉の研究開発

1. 新型転換炉「ふげん」

新型転換炉ふげん発電所は、ヘリウム循環系配管からの漏えいの原因究明のため2001年5月24日に原子炉を停止し、点検・調査を実施してきたが、原因調査を終了し12月21日より復旧・対策工事を開始した。

原因は試運転当初の重水中塩素濃度が現在よりも高い時期に、重水が溜まった配管内をヘリウムガスが高速で流れるのに伴い、塩素を含んだ重水がミストとなって下流側配管内に運ばれ、配管内面に付着・乾燥する現象が繰り返された。これにより塩素が濃縮し、残留応力の高い溶接部近傍等で粒内応力腐食割れが発生したものと推定された。対策工事については、応力腐食割れが確認された範囲の配管を応力腐食割れに優れたSUS316L材に取り替える。また濃縮の原因となった配管ヒータと保温材については撤去することとし、ミストの滞留防止のため排水ラインを新設する。

2002年1月からは、「ふげん」の運転段階における最後の定期検査（第17回定期検査）を開始する予定である。

2001年度第3四半期の運転実績は、以下のとおりである。

	発電電力量 (MWh)	発電時間 (h)	時間稼働率 (%)	設備利用率 (%)
2001年 10月	0	0	0	0
2001年 11月	0	0	0	0
2001年 12月	0	0	0	0
累 計 4月～ 12月末	209,397	1,270 : 18	19.2	19.2

2. 「ふげん」用燃料

2.1 燃料製造

プルトニウム燃料第二開発室ATRラインにおいて、第32回取替用MOX燃料集合体24体の製造を2001年11月に完了した。その後、ATRライン内の核燃料物質の処理作業を開始した。

ヘリウム循環系配管からの漏えいの原因究明のため「ふげん」を停止し、第33回取替用MOX燃料集合体が不要となったため、製造キャンペーンを中止した。これにより「ふげん」用MOX燃料の製造は、全て終了することとなった。

その結果、1975年以来製造してきた「ふげん」用MOX燃料の総製造体数は773体となる。

2.2 燃料の装荷、搬出、輸送等

2001年11月、第32サイクル運転用の新燃料として22体の新MOX燃料及び16体の新UO₂燃料を原子炉に装荷し、シャフリング燃料15体の装荷も実施した。

輸送については2001年11月30日から12月4日にかけて東海事業所の再処理施設に使用済燃料34体を搬出・輸送した。

3. 技術開発

3.1 照射後試験

日本原子力研究所東海研究所燃料試験棟において、「ふげん」にて集合体平均で約38,000MWD/tまで燃焼させたMOX燃料集合体について、照射後試験として非破壊検査を実施中である。

4. 国際貢献

4.1 IAEAを通じた国際協力

IAEAが進めているRBMK炉の応力腐食割れ(IGSCC)対策支援への協力を継続し、モスクワのロシア原子力発電研究所(VNIIAES)で開催さ

れた作業グループに参加した。本協力に関する報告書取りまとめ作業も進められ、2002年5月に開催される運営委員会で最終報告がなされる予定である。

4.2 文部科学省原子力研究交流制度に基づく協力

2001年度同制度に基づき、合計7名の海外技術者（中国4名、インドネシア3名）が「ふげん」で研修を実施中である。同制度に基づく研修生の受け入れ実績は累計で52名となる。

また、2002年1月には中国からの講演要請に応え、「ふげん」の技術者3名が中国の5つの研究機関を訪れ、「ふげん」の開発成果に係わる講演を実施する予定である。

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、ノルウェー国立エネルギー技術研究所（OECD/NEA ハルデン炉プロジェクト）の協力を得て、最新の仮想現実・可視化技術等を適用した解体作業シミュレーションシステムの開発を進めており、作業計画を評価するための可視化装置の設置を進めている。

そのほか、重水系等の特有機器の解体手順、解体前除染方法、廃棄物の処理方法等の検討も継続して実施している。さらに、OECD/NEA廃止措置協力計画「原子力施設の廃止措置プロジェクトに関する科学技術情報交換協力計画協定」に基づく第31回技術諮問グループ（Technical Advisor Group：TAG）会議（ベルギー原子力エネルギー研究所（SCK・CEN）：2001年11月12～16日）に参加し、「ふげん」で開発してきた廃樹脂減容安定化技術等について報告した。

（敦賀本部
東海：プルトニウム燃料センター）



核物質管理と核不拡散対応

1. 核物質管理

1.1 核物質管理状況

- (1) 2000年の機構におけるプルトニウムの管理状況（年末の分離プルトニウム保有量及び1年間の原料酸化プルトニウムの使用状況）をホームページに掲載し公表した。

1.2 核物質防護

- (1) 経済産業省によるふげん原子炉施設及びもんじゅ原子炉施設の核物質防護規定遵守状況調査が実施された。（2001年10月11～12日）

1.3 核物質の輸送

- (1) 次の輸送を実施した。
- ① 常陽新燃料の輸送（東海→大洗）
 - ② ふげん使用済燃料の輸送（敦賀→東海）

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（2001年）
在庫変動報告書（ICR）	51	10/15, 25, 31, 11/15, 12/14
実在庫量明細報告書（PIL）	19	10/3, 25, 31, 11/22, 12/20, 27
物質収支報告書（MBR）	19	10/3, 25, 31, 11/22, 12/20, 27
国籍管理報告書（OCR）	96	10/15, 31, 11/12, 30, 12/7, 27

2. 核不拡散・保障措置

2.1 核不拡散

- (1) 外部専門家を中心に構成する核不拡散対応研究会を開催した。（2001年10月25～29日）
- (2) IAEAの主催する「拡散抵抗性に関する国際合意のためのIAEAコンサルタント会合」に参加し

た。（2001年12月3～7日）

2.2 保障措置研究・技術開発

保障措置及び核不拡散分野における米国エネルギー省（DOE）との共同研究の進捗状況と今後の計画を確認する常設調整グループ（Permanent Coordinating Group）会合が開催された。本会合は「保障措置・核不拡散協力取決め」に基づき、年1回実施しているもので、今回が14回目である。DOE側は、DOE、ロスアラモス国立研究所、サンディア国立研究所が出席し（IAEAは、オブザーバーとして参加）、現在実施中の16件の共同研究について進捗状況及び今後の予定を確認するとともに、新規に7件の共同研究を始めることを確認した。（2001年12月13～14日）

2.3 査察・追加議定書対応等

- (1) 日・IAEA保障措置協定の追加議定書第4条に基づき、以下の施設で補完的なアクセスが行われた。

事業所	施設	日付（2001年）
東海	ウラン濃縮L棟	10月29日
東濃	鈾山	11月13日
東海	CPF	12月7日

- (2) 保障措置実施に係る問題点と今後の計画等について議論するための日・IAEA間の保障措置関連会合（2001年11月14日MOX施設、11月15日ウラン濃縮施設、11月16日追加議定書及びMOX炉、11月22日プレナリー会合）に参加した。

- (3) 核物質管理学会日本支部年次大会において、3件の発表を行った。（2001年11月6～7日）

（本社：国際・核物質管理部）



安全管理と安全研究

1. 個人被ばく線量測定・評価技術の高度化研究

1.1 外部被ばく線量測定・評価技術の高度化研究

TLD内蔵の積算型中性子線量計を用いた中性子線量の評価手法について検討した。これは、本来は周辺線量当量を評価するように設計されている線量計の内部及び外部に取り付けたTLDの指示値を適切に組み合わせることで、中性子吸収線量を評価することを目的としている。現在、モンテカルロ計算により吸収線量に対するレスポンスを線量計内部のTLDについて求め、引き続き線量計外部のTLDについて吸収線量に対するレスポンスの計算を進めている。

また、臨界事故時における中性子線量計として、硫黄分を含む加硫ゴムであるエポナイトを活用することについて検討した。硫黄は、 ^{32}S (n, p) 反応によって ^{32}P を生成し、1.71MeVの β 線を放出する。円盤状に成型加工したエポナイトに中性子を照射し、誘導放射能を端窓形GM計数管で測定した結果、Svオーダの中性子線量であれば、十分なカウント数が得られ、臨界事故時用の中性子線量計として極めて有望であることが分かった。

1.2 内部被ばく線量測定・評価技術の高度化研究

スキャニング型全身カウンタの筐体の寸法及びソフトウェア等に関する技術的仕様を詳細に検討した。

また、プルトニウム線量評価モデルの開発に着手し、これまでに呼吸器モデルと比実効エネルギーの開発まで終了した。本モデルは、プルトニウム線量評価に特化したものであり、臓器コンパートメント間の移行係数を任意に変更できる等の自在性を有する独自のコードである。

2. 放射線モニタリング技術の高度化研究

2.1 放射線測定器の校正手法の高度化研究

MOX燃料施設で使用される中性子線サーベイメータの性能評価を目的に、検出器に組織等価型比例計数管 (TEPC) を用いたものと、大きさの異なる2つの減速材付き ^3He 比例計数管を用いた軽量型中性子線サーベイメータ2機種について、減速中性子校正場においてエネルギー特性試験を行った。TEPCサーベイメータについては、0.93MeV～3.64MeVの範囲でそのレスポンス変化は数%以内であった。

また、検出器にGM計数管、プラスチックシンチレータ並びにプラスチックシンチレータと α 線検出用のZnSを組み合わせたものを使用した β 線用表面汚染測定用サーベイメータ4機種について、 ^{14}C 、 ^{36}Cl や ^{106}Ru ～ ^{106}Rh 等の計8種類の核種を用いてエネルギー特性試験を行った。全機種共に β 線最大エネルギー500keVより高い核種については比較的平坦なエネルギー依存性を示し、 ^{36}Cl (710keV) を校正用線源に使用した場合、再処理施設等での主要核種である ^{137}Cs 、 ^{90}Sr ～ ^{90}Y 及び ^{106}Ru については、指示誤差約 $\pm 20\%$ 以内で表面汚染密度を評価できることが分かった。

2.2 臨界監視技術の高度化に関する研究

臨界安全監視システムの開発の一環として、多種類の放射性希ガスが混合した状態であっても核種毎の放出量が迅速に評価できる臨界事故時モニタを開発するための予備的解析を継続中であり、計算コードEGS4を用いた計算体系等の確認を行っている。現在までに、簡略計算モデルでの評価を終え、詳細な計算モデルでの評価を開始した。さらに、放射性希ガス及びヨウ素の液相から気相への移行割合等に関する文献調査を継続した。

また、次世代臨界警報装置の開発に向け、検出

器にシンチレータ、信号伝送系に光ファイバーを用いた試験用臨界警報装置用プローブの製作を開始した。

2.3 走行式放射線モニタの高度化に関する研究

通常時及び事故等の緊急時における不整面走行を想定した走行台車の基本設計、既存技術の応用を考慮した動向調査について委託研究を締結した。

MOX施設内での使用を考慮した走行台車試作に向け、走行式放射線モニタの機能分析を行うとともに、台車性能として必要とする仕様及び機能の明確化のため、プルトニウム燃料施設において現場調査を行った。また、既存事故用ロボットにおける機能調査を行った。

2.4 放射線モニタのシミュレーション応答解析に関する研究

実験的に感度評価が困難な核種、エネルギー等に対する放射線モニタ類の感度評価を目的として、計算機を用い、放射線検出器内での放射線挙動をシミュレーションすることで検出器の応答を解析する研究を行っている。今期は、球型中性子比例計数管の応答関数に関する評価の準備を進めた。

3. 環境安全技術の高度化研究

3.1 海洋環境における放射性物質移行モデルに関する研究

東海沖沿岸での流動状況のモデル化のため、東海沖での流向流速観測を継続するとともに、流向流速計の水槽（プール）での特性試験を実施した。また、これらのデータから東海沖での流動特性に関する評価解析を実施している。

一方、広域拡散評価に関しては、海水中プルトニウムのスキヤベンジング機構及び関連するパラメータの再調査を行うとともに、大気圏核実験フォールアウトのビキニ成分を種々の文献を用いて推定した。

3.2 環境試料の分析及び測定技術の高度化に関する研究

大気浮遊塵中のプルトニウム等長半減期核種を化学分析を行わずに定量するため、検出器に入射したα線の時間間隔分布を解析する手法について検討した。実際にダストを付着させたろ紙の時間

間隔解析を行った結果、ラドンやトロンの壊変生成物によるバックグラウンドの上昇は認められなかったことから、時間間隔解析によるバックグラウンドの除去が行われていることを確認した。

一方、質量分析法を用いた極低濃度放射性核種の定量に関しては、土壤中¹²⁹I定量法の高度化のため、既存法である燃焼法に代わる手法としてアルカリ抽出法の検討を開始した。

3.3 大気中ラドン濃度の測定

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

今期は、前期に引続いて、積分型測定器による大気中ラドン濃度の測定及び地表からのラドン散逸量の測定等の調査を継続した。そのほか、長期間の平衡等価ラドン濃度を測定する積分型ラドン娘核種測定器による実環境試験を継続した。

4. 安全工学研究

4.1 異常事象時における換気系の安全性に関する研究

MOX加工施設等の換気系を対象に最新の設備や新技術の調査を行うとともに、試験設備整備のための検討を進めた。

また、グローブボックス内火災等の異常時における換気系の挙動を評価するため、温度分布、圧力変動等を詳細に解析できる評価コードの調査を進めた。

4.2 核燃料施設への静的安全機器の適用性に関する研究

静的水素除去システムの研究では、これまでに実施した水素・酸素再結合触媒の特性試験結果を基に課題の整理を進めるとともに、試験計画の検討を行った。

静的熱除去システムの研究では、これまでに実施したヒートパイプの除熱特性試験結果を基に課題の整理を進めるとともに、試験計画の検討を行った。また、試験設備の調整運転を進めた。

4.3 核燃料施設の安全解析手法の開発・整備

中性子・ガンマ線線量評価コードシステムの合

理的な遮蔽評価を実施するための高度化整備として、核定数ライブラリ、法令改正に対応した線量率換算係数の取り入れ等の改良・検討を実施した。また、MOX加工施設等の臨界管理に関する研究として、MOX非均質系ベンチマーク計算を実施した。

4.4 核燃料施設の確率論的安全評価の適用研究

MOX施設へのPSA適用性研究として、ヒューマンファクタに係る基礎的な検討のため、人間工学に関する調査を実施した。

また、米国のMOX施設等核燃料施設に関する安全解析例の調査を継続するとともに、一般化学工業（石油化学工業）における火災・爆発事故の安全解析例の調査を実施した。

（本社：安全推進本部）

5. 関連施設の設計・建設

5.1 原子力緊急時支援・研修センター

支援・研修センターについては、2001年11月末に建屋が竣工し、支援のための情報通信システム、解析システム等の整備を2001年度末までに完了する予定である。

なお、支援・研修センターの活動としては、北海道電力泊発電所を発災事業所として実施された国の2001年度原子力防災訓練（10月27日）において、オフサイトセンター各機能班等への要員の派遣、モニタリング資機材の配備等の支援を行うとともに、愛媛県、新潟県、福島県で行われた自治体の原子力防災訓練においてモニタリング要員の派遣等の対応を行った。また、自治体等の原子力防災対応関係者を対象にオフサイトセンター運営対応研修、オフサイトセンター機能班別訓練等を北海道、宮城県、愛媛県、静岡県、佐賀県、福井県、茨城県にて実施した。

（本社：原子力緊急時支援・研修センター）



国際会議 海外派遣・留学 主要外国人の来訪 国際協力協定 解体核プルトニウム処分協力

1. 国際会議

1.1 国内

期 間	開 催 場 所	会 議 名 及 び 内 容
2001年 10月3日	敦 賀	「日露FBR協力」 本社事業計画部の原子力事情調査の一環としてBN-600のオシカノフ技師長等を招きBN-600におけるNa流速、温度等の計測技術に関する情報交換とBN-600の運転経験に関する講演会を開催した。
10月29日～10月30日	東 海	JNC/CEA（仏国原子力庁）先進技術に関する協力協定に基づく「長寿命放射性核種分離技術に関する第10回日仏専門家会議」 2001年の研究成果を報告するとともに次年度の研究内容につき打合せを実施した。
10月29日～11月2日	東 海	「JNC/KRI（韓国原子力研究所）第2回ワークショップ」 地層処分研究開発に関する両研究所の最新の成果や今後の計画につき情報交換を行った。
11月28日～11月30日	東 濃	「JNC/NAGRA（スイス放射性廃棄物処分全国組織）第3回技術検討会議」 「超深地層研究所計画に関する技術的支援」に関して試験調査の技術的評価を実施するとともに研究内容につき打合せを実施した。
12月3日～12月7日	大 洗	「カザフ NNC（カザフスタン国立原子力センター）/JNC 第15回技術会議」 カザフ NNC との間で実施している EAGLE 共同研究契約（IGR 試験研究）につきプロジェクトの進捗状況の確認及び討議を実施した。

1.2 国外

期 間	開 催 場 所	会 議 名 及 び 内 容
2001年 10月29日～10月31日	ロシア オブニンスク	「BN-600の安全解析に係る日露専門家会議」 サイクル機構から解析結果を提示するとともに、今後の実施内容について検討を実施した。
11月11日～11月17日	米国 DOE ユッカマウンテン施設	「ANS 冬季会合」 50年間にわたり蓄積された高速炉に関する知識の新しい世代への引継ぎを主題にANS 冬季会合が開催され、各機関における技術情報の保存状況の紹介や技術情報の保存作業を行うための国際的な協力の枠組み作り等についての議論が行われた。
11月25日～12月2日	米国 サンフランシスコ	「第4世代原子力システムに関する国際フォーラム、液体金属技術ワーキンググループ」 第4世代の原子炉システムとして有望な概念を抽出するためのロードマップ工程等今後の作業内容について調整を実施した。
12月3日～12月5日	米国 アイダホフォールズ	「EBR-II ナトリウム処理・安定化に関する技術検討会議」 閉鎖プロジェクト全体計画やナトリウム処理等について打合せを実施した。
12月8日～12月16日	仏国 エクサンプロバンス	「JNC/IPSN（仏国原子力安全防護研究所）第26回 CABRI 共同委員会及び実験計画ワーキンググループ」 CABRI-RAFT 炉内試験及び総合評価の進捗と成果につき協議を実施した。
12月10日～12月11日	米国 ワシントン	「JNC/DOE 原子力技術分野における取り決め下における第2回合同調整会合」 協力内容の進捗レビュー及び新規協力についての検討を実施した。
12月13日～12月14日	米国 ワシントン	「JNC/DOE 保障措置・核不拡散に係る研究開発協力に関する取り決め下における常設調整会合」 現在の進捗状況を確認するとともに、今後の計画について打合せを実施した。

2. 海外派遣・留学

派遣・留学先	期 間	人数	目 的
フランス フェニックス	2001年10月1日～ 2002年9月30日	1	JNC/CEA先進技術協定に基づく原子力機器の保守技術情報の交換及びプラント保守方法の検討
オーストリア IAEA	2001年10月6日～ 2003年10月5日	1	JASPAS（対IAEA保障措置支援プログラム）支援
フランス 気候環境科学研究所	2001年10月7日～ 2003年10月6日	1	ラドン及びラドン娘核種の挙動影響評価に関する研究

3. 主要外国人の来訪

訪問日	訪問場所	訪 問 者
2001年10月3日 10月4日	もんじゅ 大 洗 東 海	ロシアベロヤルスク発電所 Ochkanov 技師長
10月31日	もんじゅ	仏国 CEA Colombani 長官
11月29日	本 社	ロシアクルチャトフ研究所 Velikhov 総裁

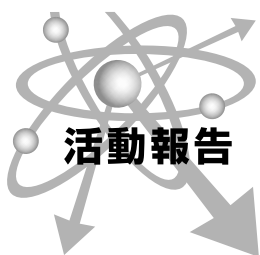
4. 国際協力協定

2001年10月から12月に調印された国際協力協定はなし。

5. 解体核プルトニウム処分協力

- (1) ロシア物理エネルギー研究所（IPPE）との共同研究契約に基づき BFS-2（臨界実験装置）から得られた臨界実験結果の解析評価を実施している。
- (2) ロシア原子炉科学研究所（RIAR）との共同研究契約に基づき解体プルトニウムを用いた先行照射試験に関し、3体の試験体を BN-600 に装荷、照射試験を継続している（2001年10月現在で燃焼度8.7%）。今後、2002年3月まで照射を継続する予定である。
- (3) フェーズ1の実施に関し、下記の共同研究契約が調印され作業を実施中である。
 - ・ロシア余剰核兵器解体プルトニウムを用いた振動充填燃料製造に関わる共同研究（2001年7月27日調印、共同研究先：RIAR）
 - ・振動充填 MOX 燃料を装荷した BN-600 ハイブリッド炉心の安全解析（2001年7月27日調印、共同研究先：RIAR）
 - ・振動充填 MOX 燃料を装荷した BN-600 ハイブリッド炉心の安全解析に関わる共同研究（2001年8月21日調印、共同研究先：IPPE）
 - ・振動充填 MOX 燃料を装荷した BN-600 ハイブリッド炉心の設計に関わる共同研究 [2001年9月5日調印、共同研究先：実験機械製造設計局（OKBM）]
 - ・パイパック燃料を用いた BN-600 フル MOX 炉心化に係る詳細作業計画と主な実施コスト評価の共同研究（2001年9月25日調印、共同研究先：IPPE）

（本社：国際・核物質管理部）



活動報告

業務品質保証活動

核燃料サイクル開発機構の業務品質保証活動の概要を以下に報告する。

1. はじめに

品質保証を推進する組織として、1997年4月1日に旧動力炉・核燃料開発事業団本社に理事長直轄の品質保証推進室が設置された。その後、1998年10月1日のサイクル機構発足に伴い、名称を品質保証推進部と改め、業務品質保証活動を推進している。別紙1に品質保証推進部の業務を示す。

2. 活動の経緯

サイクル機構においては従来から日本電気協会電気技術指針「原子力発電所の品質保証指針(JEAG4101)」に準拠して、原子力施設の安全性、信

頼性及び受注製品等の品質確保のための活動を行ってきた。

しかしながら、もんじゅのナトリウム漏えい事故、東海事業所のアスファルト固化処理施設の火災爆発事故等の度重なる事故及びその後の対応の不手際によりサイクル機構の信頼が失墜したことを踏まえて、保証すべき品質の対象を施設等の品質からサイクル機構の業務全体に拡大し、すべての業務の「質」を向上すべきであるとの認識にたち、旧来の「品質保証管理規程」を見直し、品質保証システムに関する国際規格(ISO9000)、環境マネジメントシステムに関する国際規格(ISO14001)の精神を盛り込んだ「業務品質管理規程」を制定し、業務品質保証活動を展開している。

この業務品質保証活動においては公衆・環境の安全及び社会的信頼の確保を前提とした原子力開発業務の「質」を確保するために業務に要求される品質(以下、要求品質)を定め、その達成に向けた活動を推進している。業務品質保証活動の体系と品質保証推進部の推進・支援活動を図1に示す。

理事長方針として要求品質のうち特に重要なものを「業務品質方針(要求品質5項目)」として制定した。(別紙2参照)

3. 業務品質保証活動

サイクル機構の業務品質保証活動の特徴を以下に示す。

(1) 適用の範囲

サイクル機構の業務全般を対象として設定された要求品質を達成するための業務品質改善活動及びその成果を定着させた日常の管理を適用範囲としている。

(2) 業務品質保証活動の推進体制

業務品質保証活動の推進体制について図2に示す。

別紙1 品質保証推進部の業務(組織規程からの抜粋)

第16条 品質保証推進部は、以下の業務を行う。

- (1) 全ての業務を対象とした、業務品質保証活動の基本方針の立案及び推進に関すること。
- (2) 業務品質保証活動に関する基本計画の立案及び推進に関すること。
- (3) 業務品質保証活動の実施状況の調査及びその結果に基づく指導、勧告等に関すること。
- (4) 品質監査の計画の立案及び実施に関すること。
- (5) 業務品質保証活動に関する情報の収集、不適合事象の再発防止の水平展開に関すること。
- (6) 業務品質保証推進のための教育に関すること。
- (7) 品質保証に関する国際基準の認証取得活動等に対する支援に関すること。
- (8) 国内外における品質保証活動の調査及び評価に関すること。
- (9) 経営管理サイクルの運営に関すること。

品質保証推進部の体制(2001年12月現在)

○部長	1名
○主席	2名
○部員	9名
合 計	12名

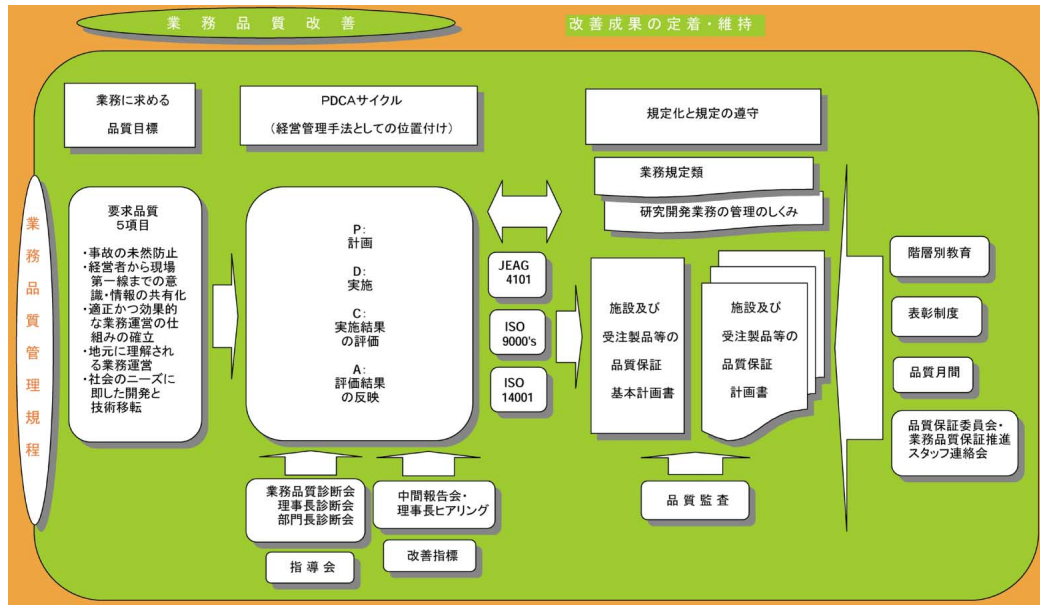


図1 業務品質保証活動の体系と品質保証推進部の推進・支援活動

別紙2 業務品質方針（要求品質5項目）

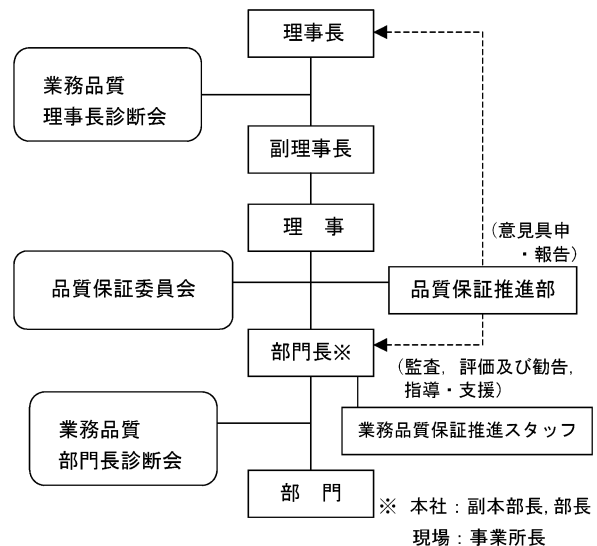
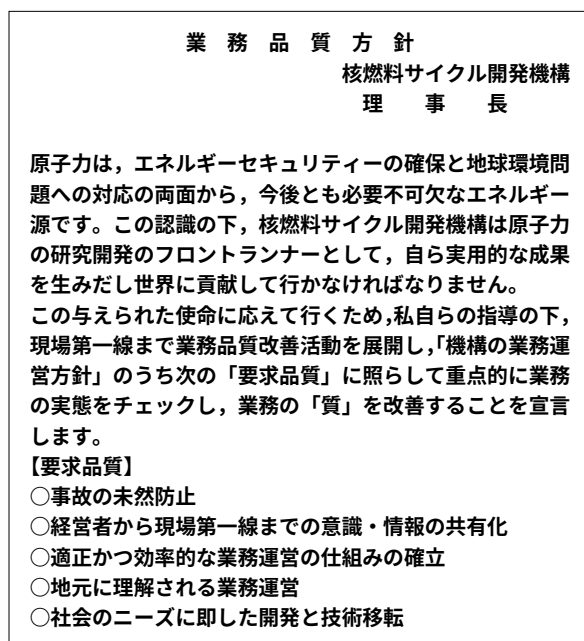


図2 業務品質保証活動の推進体制

接指示を受け、自部門の活動の企画、調整、指導、実施状況の把握・評価を行い、部門長の補佐をする。

(3) 業務品質診断会

要求品質の達成状況を確認し、改善プロセスについて必要な指導をするため理事長診断会及び部門長診断会を実施している。

a. 理事長診断会

- ・理事長が各部門の問題点を直接把握し問題解決につなげる場
- ・関係者全員を巻き込んだ議論を一同に会して行うことによる部門間連携、上下の連携を実現する場

a. 理事長

業務品質保証活動の最高責任者であり、サイクル機構として重要な要求品質を定める。

b. 本社の本部長（副本部長）・部長、事業所長（以下、部門長）

業務品質保証活動を日常の管理に定着させ維持していく責任者

c. 業務品質保証推進スタッフ

業務品質保証活動の推進に関して、部門長から直

- ・部門横断的なテーマを扱う場
 - ・従業員の意識改革につなげる場
- なお、外部の品質保証の専門家に参加してもらい、指導を受ける。

b. 部門長診断会

- ・部門長が自部門の問題を直接把握し、問題解決につなげる場

(4) 品質監査

業務品質保証活動の実施状況及びその有効性について監査し、サイクル機構業務の安全かつ適正な運営を確保するために品質監査を行ってきた。1998年度から監査対象を施設の品質保証から業務の品質保証に範囲を拡大して、業務品質改善成果の定着・維持の状況を監査している。品質監査には、全社的に行うサイクル機構監査と部門長が行う自主監査がある。

a. サイクル機構監査

品質保証推進部長、その他理事長が任命する者（監査の職）がリーダーとなって監査チームを編成して実施する監査である。

b. 自主監査

部門長が指名する者が実施する監査である。

(5) 業務品質保証活動の推進方法

a. 業務品質の改善

業務品質の改善については、1997年度～1999年度は以下のとおり実施してきた。

各部門は、要求品質の達成状況を把握するための管理尺度、管理目標と具体的な取組計画を盛り込んだ「業務品質改善実施計画」を策定し、業務の品質改善活動を実施した。

ステップ1：理事長がサイクル機構業務の要求品質を設定

ステップ2：部門長が要求品質達成のための業務品質改善活動を以下のように推進

- ・全社の要求品質を部門長、部長、課長の業務品質に展開
- ・要求品質達成上の問題点の把握
- ・要因の分析
- ・対策の立案、実施
- ・対策効果の評価
- ・評価結果の対策への反映

なお、1999年度より経営管理サイクルと業務品質改善活動を合わせて「業務推進・品質改善目標リスト」に一体化した形で、年度業務実施計画を策定し、中間実績の確認や年度実績の確認を行っている。

b. 改善成果の定着・維持

各部門長は業務品質改善の成果を日常の管理に定着させるため、各種規定、要領書を制定、改訂する。

(6) 指導会の実施

a. 位置付け

理事長診断会が経営トップによる業務品質改善活動の方向付けを行うものであるのに対して、指導会は重要な個別問題を解決し、具体的改善成果をあげるものである。

b. ねらい

具体的には、事業所目標の達成を目指し、重要な個別問題（改善を要するが、自らの知識・経験だけでは解決できない個別問題）を外部専門家の指導を通じ解決することによって、問題解決手法の習得と最適な改善のモデルを作ることをねらいとしている。

(7) ISOの認証取得・維持活動の推進

サイクル機構の設立に際して、理事長が定めるサイクル機構の運営方針の中で「国際規格（ISO）の認証取得を目指す」ことを決定した。

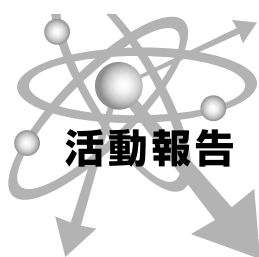
すでに、ふげん、人形、大洗の3事業所がISO14001の認証（各々1999年12月9日付、2000年2月10日付、2000年6月28日付）を、さらに東海ブルトニウム燃料センター及び建設工務管理部がISO9001（このうち、建設工務管理部は2000年改訂版）の認証（各々2001年3月8日付、2001年11月22日付）を、同再処理センターがISO9002の認証（2001年9月6日付）を取得した。また東海事業所全体としてISO14001及びOHSAS18001（労働安全衛生マネジメントシステム）への取組みを実施している。一方、東濃地科学センターでは、ISO14001の認証取得を目指し準備中である。

品質保証推進部では、認証取得を目指す各事業所・各部門の進捗状況をフォローしつつ、参考となる情報を提供するとともに、従業員の導入教育、実務者研修、内部監査員養成研修等の教育を行うなどの支援を実施している。

(8) 業務品質保証に関する教育の実施

業務品質保証活動を推進し、業務の「質」を高める意識高揚を図るため、この活動の中核的な役割を担う管理・監督者層を中心に業務品質保証に関する教育を実施している。

（本社：品質保証推進部）



情報公開

1. はじめに

サイクル機構は、1997年7月に情報公開指針を制定し、国の機関としては最初に情報公開制度の運用を開始した。サイクル機構の情報公開制度では、公開請求のあった資料は個人情報、核物質防護等の一部の例外を除き原則公開とするものであるが、国民から見て経営や安全に関する情報のように関心が高いと思われるものについては、自ら積極的に公開していくことにしている。以下に情報公開のこれまでの実績と現状を報告する。

2. 公開請求対応実績

サイクル機構において情報公開制度の運用が開始されてから、2001年12月末までに、1,277件の公開請求があった。これらへの対応実績を表1に示す。

各年度とも公開割合及び部分公開割合を足し合

せると100%近いものとなっている。

また、請求案件を分野別に見てみると、高速増殖炉（FBR）や地層処分（廃棄物）に関するものが多くなっている（表2）。

3. インターネットを用いた情報発信

サイクル機構は、研究開発成果報告書についてインターネットのホームページを通じて積極的な公開に取り組んでいる。

ホームページには、サイクル機構の研究開発成果報告書をタイトル等から検索できるように技術資料検索システムを設けている（図1）。

(<http://www.jnc.go.jp/docsearch/index.html>)

現在（2002年1月時点）、約2万2千件のデータを対象に検索が行われるが、今後ともデータの充実を図っていくことにしている。また、これら

表1 公開請求の処理状況（年度別）

単位：件

請求受付年度	請求件数	公開決定件数	部分公開	非公開	公開割合（%）	部分公開割合（%）	公開検討中	資料不存在
1997年度	170	170	0	0	100.0	0.0	0	0
1998年度	289	230	41	5	83.3	14.9	0	13
1999年度	176	113	55	0	67.3	32.7	0	8
2000年度	246	76	158	0	32.5	67.5	0	12
2001年度	396	284	109	2	71.9	27.6	0	1
合 計	1,277	873	363	7	70.2	29.2	0	34

表2 公開請求分野（年度別）

単位：件

請求受付年度	FBR	ATR	資源	再処理	濃縮	核燃料	廃棄物	核不拡散	経営企画	その他	合計
1997年度	41	0	30	1	2	11	59	0	0	26	170
1998年度	37	0	48	10	4	10	71	0	68	41	289
1999年度	12	0	15	16	0	66	21	0	6	40	176
2000年度	2	0	34	0	0	4	97	0	0	109	246
2001年度	171	0	13	2	0	2	77	0	1	130	396
合 計	263	0	140	29	6	93	325	0	75	346	1,277

■技術資料検索システム■

平成14年2月8日更新

ダウンロードシステムを試行的に導入しました。
検索後、一覧表示された文献のうち、「ダウンロード可」と記載のものは全文の電子ファイルデータがダウンロードできます。
ダウンロードを行う場合は、資料番号をクリックして「技術資料詳細」画面からダウンロードを行ってください。

検索するキーワードを指定してください。なお、当検索システムは、英字についての太文字小文字の判別を行わないよう変更いたしましたので、ご了承下さい。
なお、最大表示件数で全てを指定すると、かなりの時間を要する場合がありますので、はじめは、50または100件程度を指定して検索を開始して下さい。
また、人名・地名等の特殊な漢字については、類似のものを代用しております。

最大表示件数:

報告書番号

標 題

☐ AND ☐ OR

☐ AND ☐ OR

研究分野

☐ FBR ☐ ATR ☐ 資源 ☐ 再処理 ☐ 濃縮

☐ 核燃料 ☐ 廃棄物(処理・処分) ☐ 経営・企画 ☐ その他 ☐ 地層研究

☐ 環境保全技術開発 ☐ 先進リサイクル技術 ☐ 放射線(安全)管理 ☐ 核物質管理 ☐ 全て対象

詳細分野

☐ 原子炉プラント ☐ 炉物理・核設計 ☐ 機器・構造システム ☐ 計測・計装

☐ 伝熱流動 ☐ ナトリウム技術 ☐ 炉心・構造材料 ☐ 核燃料

☐ 濃縮・遠隔操作 ☐ 輸送・取扱機器 ☐ 核物質防護 ☐ 遠心法

(1) キーワードの入力

■検索結果■

[検索画面にもどる](#)

キーワード検索で条件に合ったレコード件数は、744 件でした。

資料番号をクリックすると、更に詳細な情報をご覧いただけます。
なお、抄録、キーワードの記載がないものについては現在準備中です。ご了承ください。

報告書番号:	TN3410-88-007	抄録有	ダウンロード可
標 題:	新型軽水炉ふげん発電所設備機器の信頼性評価フォールトツリーデータベースの処理方法		
研究分野:	ATR		
詳細分野:	原子炉プラント		
キーワード:	発電用原子炉、運転、保守管理、信頼性解析、プログラムパッケージ、フォールトツリー解析、前処理、データベース		
—			
報告書番号:	TN341-75-82		
標 題:	「ふげん」プルトニウム富化燃料のHWR照射試験(II) IFA-423燃料集合体の製作		
研究分野:	核燃料		
詳細分野:	核燃料		
キーワード:			
—			
報告書番号:	TN341-78-06		
標 題:	「ふげん」プルトニウム燃料集合体のSGHWRにおける照射試験(II) Type-3集合体の製造・加工・検査および出荷		
研究分野:	核燃料		
詳細分野:	核燃料		
キーワード:			
—			
報告書番号:	TN341-77-04	抄録有	ダウンロード可
標 題:	新型軽水炉原型炉「ふげん」圧力管の評価試験(1) フレア割れ調査		
研究分野:	ATR		

(2) 該当資料の一覧表示

■技術資料詳細■

[もどる](#)

報告書番号	TN3410-88-007
標 題	新型軽水炉ふげん発電所設備機器の信頼性評価フォールトツリーデータベースの処理方法
発行年月	198804
研究分野	ATR
詳細分野	原子炉プラント
ページ数	100
抄 録	昭和60年度より、上記原子炉の運転・保守経験、保守管理システムによる蓄積データおよび軽水炉、火力等の先行炉のデータを使用し、フォールトツリー解析手法による、プラント停止確立に占める設備機器の重要度分類を行ってきた。62年度にはフォールトツリーの計算機への入力を実施した。これに伴い、全フォールトツリーのコード化、故障データの整理等を行い、影響度や故障発見確立等の新しいデータも収集し入力した。フォールトツリーデータベースをSETSコード形式に変換するため前処理プログラムを作成した。またFTDコードについては、英数字の他、日本語も扱えるように改造した。SETS前処理プログラム、日本語FTDについて述べ、故障率コード表、フォールトツリー前処理プログラムソースリストを付録として載せた。
キーワード	発電用原子炉、運転、保守管理、信頼性解析、プログラムパッケージ、フォールトツリー解析、前処理、データベース

(3) 抄録の表示

「Down load」をクリックすることにより前文ファイルをダウンロードすることもできる。

図1 技術資料検索システム



写真1 インフォメーションルームにおける電子ファイル化

のうち約7,300件には、抄録を付加して利用者の便に供している。

さらに、2001年9月にダウンロードシステムを導入し、研究開発成果報告書の内、公開資料の一部（約2,400件）については、ホームページ上からファイルをダウンロードし、ご自分のパソコンで報告書全文をご覧いただけるようになった。

インターネットのホームページでは、研究開発成果報告書などの技術情報の他にも、サイクル機構事業所内外の環境監視データや施設の画像など安全に関する情報、運営審議会や情報公開委員会などの業務運営情報などについても積極的に情報の発信に努めている。

なお、近年インターネットは飛躍的な普及を見せ情報提供な主要な手段となっているが、サイクル機構ではお手持ちのファックスでもプレス発表

文などが取出せるファックス情報サービスも行っている。

4. インフォメーションルーム等における情報提供

サイクル機構では、主要事業所にインフォメーションルームを設け、インフォメーションルームにおいて、研究開発成果報告書等の閲覧・複写や機構資料の公開請求が行えるようになっている。

公開された資料は積極的にインフォメーションルームに設置するように努めているが、スペース上の制約で現実にはすべての資料を配置することは難しい。

この問題を解決し、すこしでも多くの公開資料を閲覧していただけるよう、電子ファイル化を進めている。2001年末で、研究開発成果報告書や技報、プレス発表文など、約2万件の公開資料の電子ファイル化が行われている（写真1）。

また、サイクル機構では、皆様からのご質問、ご意見等を承るため、事業所ごとにフリーダイヤルによる問合せ窓口を設置している。また、ホームページからもご質問等をいただけるようになっている。

1998年10月から2001年12月末までに、インフォメーションルーム、フリーダイヤル、ホームページ等を通じて6,035件のお問合せがあり、質問をいただいたものについては、速やかに回答できるよう努めている。

（本社：広報部）



外部発表

1. 外部発表

1.1 外部発表実施状況

2001年10月から12月において外部発表終了の届けがあった外部発表資料は次のとおりである。

発 表 内 容		発 表 先 及 び 発 表 年 月 日
高 速 増 殖 炉 関 係 (51件)		
1	Development of 9Cr-ODS Martensitic Steels	フェライト鋼ワークショップ (京都大学) 1999年12月 1 日
2	In-Reactor Creep Rupture Properties of 20% CW Modified 316 Stainless Steel	Journal of Nuclear Materials 278巻 2 / 3 号 2000年
3	Detection of Damage in Type 304 SS based on Natural Magnetization	Journal of Applied Electromagnetic Techniques 2000年 4 月
4	酸化物分散強化型フェライトマルテンサイト鋼(ODS-FMS)被覆管の開発	日本原子力学会誌 2000年 5 月
5	MCNPを用いた高速炉の燃料照射試験の解析精度向上	原子力コード評価専門委員会平成11年度活動報告 (日本原子力研究所) 2000年 7 月 1 日
6	Tensile Properties of 11Cr-0.5Mo-2W, V, Nb Stainless Steel in LMFBR Environment	Journal of Nuclear Science and Technology 2000年 9 月
7	ODS フェライト鋼被覆管の高温強度	第5回超鉄鋼ワークショップ (つくば) 2001年 2 月13日
8	Assessment of Structural Integrity of Monju Steel Liner against Sodium Leakage and Combustion - Modeling of Thinning Process of Liner due to Corrosion in Structural Analysis -	Ninth International Conference on Nuclear Engineering (ICONE-9) (ニース) 2001年 4 月 8 日
9	Modeling of Thinning Process of Structures in Temperature Analysis and its Verification	Ninth International Conference on Nuclear Engineering (ICONE-9) (ニース) 2001年 4 月 8 日
10	Upgrading Program of the Experimental Fast Reactor Joyo	Ninth International Conference on Nuclear Engineering (ICONE-9) (ニース) 2001年 4 月 8 日
11	Numerical Accuracy of Temperature, Velocity and Pressure Distributions Predicted with Efficient Finite-Differencing(EFD)Scheme	Advances in Computational Heat Transfer (CHT'01) (オーストラリア) 2001年 5 月20日
12	新型原子炉冷却システムの品質・技術展開	(社) 日本品質管理学会第66研究発表会 (日本科学技術連) 2001年 5 月26日
13	着々と進む高速実験炉「常陽」の冷却系改造－高速炉のさらなる高度化を目指して	原子力 eye 2001年 6 月
14	Experimental Study on the Avoidance and Suppression Criteria for the Vortex-Induced Vibration of a Circular Cylinder	Symposium on Flow-Induced Vibration-2001 (ジョージア) 2001年 7 月22日
15	円柱構造のインライン振動	ブルーボックス「パソコンで見る流れの科学」2001年 8 月
16	原子力エネルギー認識の地域特性調査	若狭湾エネルギー研究センター研究成果報告書 (福井) 2001年 9 月
17	放射線利用の社会的受容性に関する調査	若狭湾エネルギー研究センター研究成果報告書 (福井) 2001年 9 月
18	2 流体粒子法によるジェット流動解析 Analysis of Jet Flows with the Two-Fluid Particle Interaction Method	Journal of Nuclear Science and Technology 2001年 9 月
19	FBR サイクルの国際的中核を目指して	大洗FBRサイクルシンポジウム (サイクル機構大洗工学センター) 2001年 9 月 6 日
20	「常陽」にかかわる研究開発について	大洗FBRサイクルシンポジウム (サイクル機構大洗工学センター) 2001年 9 月 7 日

発 表 内 容		発 表 先 及 び 発 表 年 月 日
高 速 増 殖 炉 関 係 (51件)		
21	FBRサイクルの設計研究について	大洗FBRサイクルシンポジウム (サイクル機構大洗工学センター) 2001年9月7日
22	FBRサイクル技術の研究開発について	大洗FBRサイクルシンポジウム (サイクル機構大洗工学センター) 2001年9月7日
23	要素技術・基盤技術開発について	大洗FBRサイクルシンポジウム (サイクル機構大洗工学センター) 2001年9月7日
24	鉄系形状記憶合金ラッパ管の3点曲げにおける形状回復特性	日本鉄鋼協会 講演大会 (九州産業大学) 2001年9月22日
25	Flow Characteristics in Channel with Local Blockage Packed with Spheres	5th World Conference on Experimental Heat Transfer, Fluid Mechanics and Thermodynamics (Greece Thessaloniki) 2001年9月24日
26	High Temperature Capability of ODS Martensitic Steel Claddings	Sixth Japan-China Symposium on Materials for Advanced Energy Systems and Fission & Fusion Engine (九州大学) 2001年10月1日
27	Integral Test on Activation Cross Section of Tag Gas Nuclides Using Fast Neutron Spectrum Fields	International Conference on Nuclear Data for Science and Technology(ND2001) (つくば国際会議場) 2001年10月7日
28	Decay Heat of Fast Reactor Spent Fuel	International Conference on Nuclear Data for Science and Technology(ND2001) (つくば国際会議場) 2001年10月8日
29	Lumped Group Constants of FP Nuclides for Fast Reactor Shielding Calculation Based on JENDL-3.2	International Conference on Nuclear Data for Science and Technology(ND2001) (つくば国際会議場) 2001年10月8日
30	Overview of Feasibility Study on Commercialized Fast Reactor Cycle Systems	清華大学とのINET情報 (中国清華大学) 2001年10月8日
31	Burst Properties of Imadiated Oxide Dispersion Strengthened Ferritic Steel Claddings	10th International Conference on Fusion Reactor Materials (バーデンバーデン) 2001年10月16日
32	Heavy Irradiation Effects in Boron Carbide	10th International Conference on Fusion Reactor Materials (バーデンバーデン) 2001年10月16日
33	Macroscopic Properties and Microstructure Changes of Heavily Neutron-Irradiated β -Si ₃ N ₄ by Annealing	10th International Conference on Fusion Reactor Materials (バーデンバーデン) 2001年10月16日
34	Relationship between Grain Boundary Migration and Fast Neutron Irradiated Fe-15Cr-20Ni Austenitic Model Alloys	10th International Conference on Fusion Reactor Materials (バーデンバーデン) 2001年10月17日
35	高エネルギー X線 CTを利用した非破壊照射後試験技術の開発	原子力学会「先端科学と原子力」研究専門委員会 (名古屋) 2001年10月18日
36	データフリーウェイからの知識の生成	第38回情報科学技術研究集会 (日本科学未来館) 2001年10月19日
37	Analysis of Sodium Leak and Fire Accidents in Sodium Loop Building	The Fall Meeting of Korean Industry and Engineering Chemistry (Dankook Univ, Chon-an, Korea) 2001年10月26日
38	高速増殖炉 (FBR) の研究・開発と放射能安全	日本放射能影響学会第44回大会 (大阪) 2001年10月30日
39	Evaluation of Turbulence-Induced Vibration of a Circular Cylinder in Super-critical Reynolds Number Flow	JSME International Journal 2001年11月
40	Vortex-Induced Vibration of a Circular Cylinder in Super-Critical Reynolds Number Flow and its Suppression by Structure Damping	JSME International Journal; "Flow-Induced Vibration of Bluff Bodies" 特集号 2001年11月
41	NaFe複合酸化物の合成と熱分析	第33回溶融塩化学討論会 (新潟大学) 2001年11月8日
42	NeFe複合酸化物のラマン分光分析	第33回溶融塩化学討論会 (新潟大学) 2001年11月8日
43	水素分子間相互作用の計算	第24回情報化学討論会 (徳島県) 2001年11月8日
44	高速炉のクリープ疲労評価法に対する確率論の導入	日本材料学会 関連シンポジウム 2001年11月14日
45	核燃料サイクル開発機構安全研究5ヶ年成果報告会配布資料	核燃料サイクル開発機構安全研究5ヶ年成果報告会 (科学技術館) 2001年11月16日
46	高温質量分析計によるNa ₄ FeO ₃ の蒸気圧測定	第37回熱測定討論会 (仙台国際センター) 2001年11月20日
47	ナトリウム燃焼残渣の安定化	第39回燃焼シンポジウム (慶応大学) 2001年11月21日
48	高周波熱処理装置の納入	HEC新聞 2001年12月1日
49	蒸発器ヘリカルコイル内気液二相流の多元解析	FUNTEC フォーラム (福井) 2001年12月6日

発 表 内 容		発 表 先 及 び 発 表 年 月 日	
高 速 増 殖 炉 関 係 (51件)			
50	将来型FBRサイクルの実用化に向けて	フォーラム 21世紀の原子力工学の課題 (V) (九州大学) 2001年12月11日	
51	クリープ損傷を受けた SUS304鋼の金属組織変化と磁気特性変化	第39回高温強度シンポジウム (長崎) 2001年12月14日	
核 燃 料 関 係 (13件)			
1	Analysis of an Engine Room Fire on a Purpose Built Ship	IAEA, Committee on Reactor Physics	1999年 2月
2	Study of Accident Environment during Sea Transport of Nuclear Material	IAEA,Committee on Reactor Physics	1999年 2月
3	燃料材料試験施設の近況	日本原子力学会 核燃料部会報	1999年12月
4	プルトニウム燃料開発利用の意義と技術課題	研究講座プルトニウム燃料開発利用の意義と技術課題 (東京国際フォーラム) 2000年 2月18日	
5	サイクル機構における Am 含有 MOX 燃料の技術開発状況	東京大学弥生研究会第12回「新型燃料材料研究会」 (東京大学) 2001年 3月30日	
6	Analysis of Curium Isotopes in Mixed Oxide Fuel Irradiated In Fast Reactor	Journal of Nuclear Science and Technology	2001年 7月
7	回収ウラン転換技術開発	原子力 eye	2001年 8月
8	Development of Challengeable Reprocessing and Fuel Fabrication Technologies for Advanced Fast Reactor Fuel Cycle	Global 2001	(パリ) 2001年 9月 9日
9	Development of Compaction Technology of Vibro-Compaction Fuel Fabrication	Global 2001	(パリ) 2001年 9月12日
10	Influence of Np on Sintering Behavior and Phase Separation for (Pu,Np,U)O ₂ -X	Global 2001	(パリ) 2001年 9月12日
11	Development of a FBR Fuel Bundle Duct Interaction Analysis Code “BAMBOO” – Analysis Model and Validation of the Code –	Nuclear Technology	2001年10月
12	Behaviour of Impurities in Recycled Uranium at Uranium Conversion Process	Actinides-2001 International Conference (葉山町) 2001年11月 4日	
13	国際会議紹介 Global 2001報告	原子力学会－核燃料部会の部会報	2001年12月
先 進 リ サ イ ク ル 技 術 関 係 (1 件)			
1	Fine Structure of Giant Resonance in the 28Si (γ ,abs) Reaction	米国物理学会欧文誌	1999年12月
廃 棄 物 処 理 ・ 処 分 関 係 (16件)			
1	原子力施設廃止措置における Micro Station/Plant Space の活用	Bentley Model Engineering ユーザ事例集	2001年 7月27日
2	Sensitivity Analysis of Monte Carlo Simulation Results Using the Kolomogorov d Statistic	2001 Annual Conference of the International Association for Mathematical Geology (IAMG2001) (メキシコ カンクーン) 2001年 9月10日	
3	圧縮ベントナイトの微細構造のモデル化と MD-HA 結合解析法の拡散問題への適用	第45回粘土科学討論会 (東洋大学) 2001年 9月14日	
4	Effects of Salinity on Diffusivities of Sr2+ and I-Ions in Compacted Sodium-Bentonite	MIGRATION '01	(オーストリア ブレーゲンツ) 2001年 9月16日
5	Microstructural Modeling of Compacted Na- Bentonite for Prediction of Mass Transport Properties	MIGRATION '01	(オーストリア ブレーゲンツ) 2001年 9月16日
6	核燃料サイクル開発機構 人形峠環境技術センターの事業概要	人とシステム	2001年10月 1日
7	フライアッシュ高含有シリカフェームセメント (HFSC) の吹付けコンクリートへの適用に関する研究	土木学会年次学術講演会	2001年10月 2日
8	The Effects of Silica Sand Content and Temperature on Diffusion of Selenium in Compacted Bentonite under Reducing Conditions	NUCEF 2001 (日本原子力研究所 東海研究所) 2001年10月30日	
9	Sorption Behavior of Neptunium onto Smectite under Reducing Conditions in Carbonate Media	NUCEF 2001 (日本原子力研究所 東海研究所) 2001年10月30日	
10	Solubility of Neptunium (IV) in Carbonate Media	Actinides-2001 International Conference (葉山町) 2001年11月	
11	Fundamental Study on Separation and Recovery Technique of Uranium from Chemical Trap Fillers	Actinides-2001 International Conference (葉山町) 2001年11月 4日	
12	Micro Station/Plant Space による製錬転換施設3DCAD モデル	配管技術	2001年12月
13	原子力施設の廃止措置	配管技術	2001年12月
14	事業化段階における高レベル放射性廃棄物地層処分技術に関する研究開発	日本原子力学会東北支部 第25回研究交流会 (仙台) 2001年12月 7日	
15	Observation of Microstructures of Compacted Bentonite by Microfocus X-Ray Computerized Tomography (Micro- CT)	Journal of Nuclear Science and Technology V.38 2001年 8月	

発 表 内 容		発 表 先 及 び 発 表 年 月 日
廃棄物処理・処分関係 (16件)		
16	Effect on a Siliceous Additive on Aqueous Alteration of Waste Glass with Engineered Barrier Materials	Journal of Nuclear Materials V.298 2001年10月
地 層 科 学 研 究 関 係 (25件)		
1	Diffusion Behaviour of 201Pb in Compacted Sodium Bentonite	MIGRATION '01 (オーストリア ブレーゲンツ) 2001年9月16日
2	3-D Finite-Difference Simulation of Fault Zone Trapped Waves -Application to the Fault Zone Structure of the Mozumi-Sukenobu Fault, Central Japan-	American Geophysical Union 2001 Fall Meeting (サンフランシスコ) 2001年10月
3	3次元差分法による断層トラップ波のシミュレーション -茂住祐延断層への適用-	日本地震学会 2001年度秋季大会 (鹿児島) 2001年10月
4	AE法とDRAによる地下応力測定試験方法とケーススタディ	資源と素材 Vol.117 No.10 2001年10月
5	花崗岩を対象とした深部地質環境の調査技術開発の課題と現状 -測定データの品質保証の観点で構築した地下水調査法の提案-	資源と素材 Vol.117 No.10 2001年10月
6	Mizunami Underground Research Laboratory In Japan Pre-Excavation Site Characterization and Influence on Design Concept	8th International Conference on Radioactive Waste Management and Environmental Remediation (ベルギー ブルージュ) 2001年10月
7	Mizunami Underground Research Laboratory In Japan Pre-Excavation Site Characterization and Influence on Design Concept	8th International Conference on Radioactive Waste Management and Environmental Remediation (ベルギー ブルージュ) 2001年10月
8	紀伊半島における温泉ガスのヘリウム同位体比分布	日本火山学会 2001年度秋季大会 (鹿児島大学) 2001年10月
9	新期雲仙火山の加速器放射性炭素年代	日本地球化学会 2001年年会 (学習院大学) 2001年10月
10	地下深部の花崗岩の水-岩石反応に伴う希土類元素の挙動	日本地球化学会 2001年年会 (学習院大学) 2001年10月
11	地下水中の環境同位体から見た再冠水時の地下水挙動	日本地下水学会 2001年秋季講演会 (秋田) 2001年10月
12	回転型 ACROSS 震源装置の新制御システム	日本地震学会 2001年度秋季大会 (鹿児島) 2001年10月
13	発破による茂住祐延断層の微細構造: 概要	日本地震学会 2001年度秋季大会 (鹿児島) 2001年10月
14	ブートストラップ法を用いた存否イベント解析の誤差評価	日本地震学会 2001年度秋季大会 (鹿児島) 2001年10月
15	房総半島九十九里浜平野の海浜堆積物から求めた過去6000年間の相対的海水準変動と地震隆起	地学雑誌 110巻 5号 2001年10月
16	天然単一亀裂の水理特性に関する一考察	第56回土木学会年次学術講演会 (熊本大学) 2001年10月3日
17	衛星データによる地すべり地の規模及び活動性の推定	日本応用地質学会 平成13年度研究発表会 (日本大学) 2001年11月
18	海域を含む大規模地表・地下水モデリングの試み	日本応用地質学会 平成13年度研究発表会 (日本大学) 2001年11月
19	岩石の年代測定による基盤上昇速度推定の試み	日本応用地質学会 平成13年度研究発表会 (日本大学) 2001年11月
20	日本列島における大規模火砕流の特徴と基盤岩への熱的影響解析	日本応用地質学会中部支部 平成13年度研究発表会 (福井大学) 2001年11月
21	日本列島の地滑り地形分布図-地形・地質との関連-	日本応用地質学会中部支部 平成13年度研究発表会 (福井大学) 2001年11月
22	ジョグ構造におけるセグメントの連結様式と水理地質構造特性	日本応用地質学会研究発表講演会 (郡山市日本大学) 2001年11月1日
23	Influence of Bacteria on Rock-Water Interaction, and Clay Mineral Formation in Subsurface Granitic Environments Short Title- Bacteria and Clay Mineral Formation	Clay Minerals 2001年12月
24	沿岸海底下での地下水採取技術の開発とその適用 -黒部川扇状地沖合での例-	地下水学会誌 第43巻 4号 2001年12月
25	沿岸海底からの淡水性湧水の採水 -黒部川扇状地沖合での例-	月刊地球 Vo.23 No.12 2001年12月
軽 水 炉 再 処 理 関 係 (6件)		
1	Potential of Bifunctional Neutral Phospho-Organic Compounds for Reprocessing of Spent Fuel	Global 2001 (パリ) 2001年9月9日
2	Experience of Solvent Waste Treatment in Tokai Reprocessing Plant - Radiiodine Behavior in Treatment of Solvent Waste -	ICEM '01 (ベルギー ブルージュ) 2001年10月2日
3	Treatment of Low Radioactive Combustible Solid Waste at Incineration Facility of Tokai Reprocessing Plant	ICEM '01 (ベルギー ブルージュ) 2001年10月2日

発 表 内 容		発 表 先 及 び 発 表 年 月 日	
軽 水 炉 再 処 理 関 係 (6件)			
4	第四回 東海再処理施設技術報告会	東海再処理施設技術報告会 (六ヶ所村) 2001年10月2日	
5	Examination of Reaction Conditions for Oxidation of Salt Waste	NUCEF-2001 (日本原子力研究所東海研究所) 2001年10月31日	
6	Conceptual Design for Pyrochemical Processing by Oxide- Electrowinning at Industrial- Scale	Actinides-2001 International Conference (葉山町) 2001年11月4日	
環 境 保 全 関 係 (5件)			
1	Field Study of the Variability of 226Ra Uptake by Plant and their Relationship	Actinides-2001 ポスターセッション (葉山町) 2001年11月5日	
2	Field Study of the Variability of 226Ra and Ca Uptake by Plant and their Relationship	Actinides-2001 International Conference (葉山町) 2001年11月6日	
3	実証試験計画 (案)	第3回鉱山跡措置技術委員会 (人形峠環境技術センター) 2001年11月30日	
4	人形峠環境技術センターにおける鉱山跡の措置に関する基礎計画 (案)	第3回鉱山跡措置技術委員会 (人形峠環境技術センター) 2001年11月30日	
5	Reclamation Plan of Ningyo-Toge Uranium Mining and Milling Facilities in Japan	FNCA 2001 放射性廃棄物管理ワーキンググループ (ベトナム、ダラト) 2001年12月5日	
濃 縮 関 係 (3件)			
1	遠心機処理の説明資料	日本原子力技術セミナー (日立製作所) 2001年10月18日	
2	新たななるチャレンジ 遠心機処理技術の確立を目指して (CD－ROM)	津山2001夢と技術の産業展 (津山市) 2001年10月26日	
3	ウラン濃縮の歩み (CD－ROM)	津山2001夢と技術の産業展 (津山市) 2001年10月27日	
ウ ラ ン 資 源 関 係 (1件)			
1	Egg-Shaped Uranite Nodules from the Eastern Part of the Arunta Inlier, Central Australia - a Unique Style of Uranium Mineralization Formed during the Alice Springs Orogeny	International Symposium on Assembly and Breakup of Radinia and Gondwana, and Growth of Asia (大阪市立大学) 2001年10月	
新 型 転 換 炉 関 係 (5件)			
1	原子力施設廃止措置における Microstation/Plantspace の活用	Bentley ユーザ事例集 2001年7月	
2	「ふげん」の廃止措置	原子力年鑑 2001年9月	
3	原子力年鑑2001/2002 年版「新型炉開発」章のなかの「重水炉」	原子力年鑑 2001年9月	
4	イオン交換によるふげん解体廃棄物中の放射性核種分離の研究	日本イオン交換学会・日本溶媒抽出学会 (東北大学) 2001年10月25日	
5	Development and Experience of Tritium Control in the Heavy Water Reactor “Fugen”	第6回トリチウム科学技術国際会議 (つくば国際会議場) 2001年11月11日	
核 物 質 管 理 関 係 (6件)			
1	A Plan for Pu Use in Japan	The Consultancy Meeting on “Inventory of the Separated Pu and Options for Disposition of Pu” (ウィーン) 2001年10月8日	
2	Design of Geometrical Detector Arrangement for Extensive Holdup Measurement	Symposium in International Safeguards (ウィーン) 2001年10月29日	
3	Experience of Determination of Plutonium and Uranium Contents in MOX Fuel by IDMS	Symposium in International Safeguards (ウィーン) 2001年10月30日	
4	Criticality Safety Control at the Plutonium Fuel Production Facility	NUCEF 2001 (日本原子力研究所東海研究所) 2001年11月1日	
5	バッグアウト廃棄物中のプルトニウム量の迅速測定 その2	第22回核物質管理学会日本支部年次大会 (日本学士会館) 2001年11月7日	
6	新型気送カートリッジ (SVSC) の気送試験	第22回核物質管理学会日本支部年次大会 (日本学士会館) 2001年11月7日	
安 全 管 理 関 係 (4件)			
1	「生体及び環境試料中のアクチニド・長半減期核種の低レベル測定」に関する第8回国際会議	日本原子力学会誌 43巻 4号 2001年4月	
2	車載型全身カウンタシステムの防災訓練等への参加	保健物理学会誌 36巻 1号 2001年4月	
3	第8回「生体及び環境試料中のアクチニド・長半減期核種の低レベル測定」国際会議	日本保健物理学会誌 2001年9月	

発 表 内 容		発 表 先 及 び 発 表 年 月 日
安 全 管 理 関 係 (4件)		
4	Dose Evaluation Based on ^{24}Na Activity in the Human Body at the JCO Criticality Accident in Tokai-Mura	Journal of Radiation Research 2001年9月
そ の 他 (2件)		
1	Development of Twin Ge Detector and its Performance	Nuclear Instruments and Methods in Physics 2001年9月
2	大学との公募型研究協力等の現状について	第10回東京大学 原子力研究総合センターシンポジウム (東京) 2001年12月10日

(本社：技術展開部)



技術情報管理 情報システム

1. 技術情報管理

サイクル機構の技術資料として、機構作成技術報告書、委託研究報告書、共同研究報告書、受託研究報告書、海外原子力開発機関との協定等により入手した報告書、国内外の研究機関との情報交換により入手した報告書等を効果的に活用するため、すべてコーディング基準に従って、登録番号を付与し、検索しやすいように汎用計算機にデータベース化することにより登録・利用管理している。また、国内外の技術情報の調査・収集を実施した。

データベースの利便性の向上を図るため、汎用計算機に替わるウェブ利用クライアント&サーバ方式データベースシステムの整備を進めている。これまで汎用計算機に入力した書誌情報等をサーバへ移管するプログラム、検索・全文閲覧プログラム等の設計、検索画面の作成及びデータベース構築のため技術資料全文のスキャナによるPDF化を行った。

本システムでは、技術資料の他、外部発表資料、解析コード、特許情報、サイクル機構技報、成果展開事業、大学との共同研究、技術協力・技術移転に係るデータベースの検索・閲覧ができるようにする予定である。

技術資料を効率的に利活用するため、イントラネットにより社内周知を行うとともに、技術資料

の目録（登録区分、資料番号、標題、発行年月、研究項目、詳細項目、仕上頁数、抄録）をインターネットに掲載している。

四半期毎に発行する技術広報誌のサイクル機構技報第13号を編集・印刷し、社内外に広く配布することにより、サイクル機構の技術動向、技術開発の成果及び進捗状況の周知に努めている。

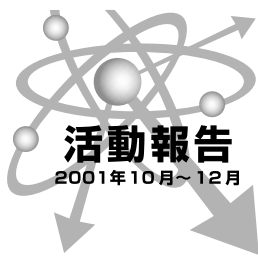
2. 情報システム

サイクル機構では、研究開発及びその支援業務の効率化とエンジニアリング能力の向上のため、大洗工学センター内の情報センターにおいて、情報化基盤整備、大型計算機システム（科学技術計算用及び情報処理用）の運用・整備、全事業所を結ぶ情報処理ネットワークの運用・整備、情報セキュリティ対策等を実施している。

大型計算機システムについては、安定な運用継続を図った。

情報処理ネットワークについては、茨城及び福井の緊急時支援・研修センターとサイクル機構とのネットワーク接続を行った。さらに、情報セキュリティ対策として、ウイルス監視サーバの導入等を行った。

（本社：技術展開部）



大学等との研究協力 社内公募型研究

1. 大学等との研究協力

サイクル機構は開かれた研究開発機関を目指して、大学等の研究機関との研究協力制度を設け、研究協力の推進を行っている。

1.1 先行基礎工学研究

サイクル機構は、1995年度より、研究開発プロジェクトに先行した基礎工学研究について、サイクル機構から研究協力テーマを提示し、大学等の研究者から研究目的を達成する上で必要な研究協力課題の募集を行い、サイクル機構の研究者との共同研究等の形態で研究開発を行っている。2001年度は、45件の研究協力課題について実施している。2002年度の先行基礎工学研究に係る研究協力課題の募集を11月中旬まで行い、選考作業を進めている。

1.2 核燃料サイクル公募型研究

サイクル機構は、1999年度より、大学及び公的研究機関の研究者から、サイクル機構が取り組む核燃料サイクル分野の研究開発において、原則としてサイクル機構の施設・設備を利用し、先見的、独創的な研究テーマを広く公募し、応募者が主体的に研究に取り組む公募型の研究協力を行っている。2001年度は、28件の研究テーマについて実施している。2002年度の核燃料サイクル公募型研究に係る研究テーマの募集を11月中旬まで行い、選考作業を進めている。

1.3 博士研究員制度

サイクル機構は、1997年度より、博士の学位を有する若手研究者を3年間の任期付で採用し、サイクル機構の先導的、基礎・基盤的な研究業務に関連して、機構が承認した研究テーマを自主的に遂行し、研究者としての業績を得ていくとともに

人材育成を図っている。

2001年度は、17名の博士研究員により研究を実施している。2002年度の博士研究員の募集を行い、募集定員に対して5倍を超える募集者の中から5名を選定し、受入れ準備作業を進めている。

(本社：技術展開部)

2. 社内公募型研究

サイクル機構内の創造的研究を活発化するための一つの方策として、サイクル機構の研究者及び技術者から新概念の創出、技術のブレークスルーを目指す研究を募集する「社内公募型研究推進制度」を2001年度より導入し、運用を開始している。

本制度は、サイクル機構が取り組む研究開発の全分野を対象として、独創性・新規性に優れた研究テーマ並びに研究者を募集・厳選し、一定期間、研究のための予算と環境を保証し自由に研究が実施できるようにするものである。募集する研究は、原則として個人レベルで実施できる規模及び内容のもので、提案者自らが実施することを基本としている。研究期間は原則として3年間、予算は1件につき500～1,000万円／年である。

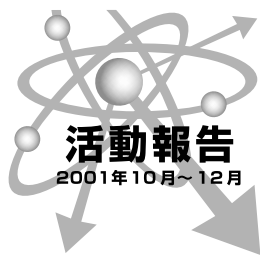
第1期（2001年度）として研究テーマ4件が採用され、うち3件は2001年8月1日より研究を開始している。残りの1件〔雷雲中における放射線発生機構の研究（敦賀本部）〕は、2002年1月より研究を開始する予定である。

第2期（2002年度）の研究テーマ募集は2001年10月10日から11月12日までの間行われ、3事業所から合計14件の応募があった。11月中旬から、社内公募型研究評価委員会（委員長：相澤東大教授）による研究テーマの選考審査が進められている。

12月18日には1次審査（書類審査）が終了し、6件がこれを通過した。2002年1月に行われる2次

審査（面接審査）により実施テーマが選定され、
4月から研究開始となる予定である。

（本社：社内公募型研究推進室）



技術協力・技術移転 開発技術の利用・展開 施設設備の供用 国内技術協力研修

1. 技術協力・技術移転

サイクル機構は、再処理、ウラン濃縮、MOX燃料加工、高速増殖炉等の技術開発成果を事業主体に円滑に技術移転するため、以下の技術協力協定を締結し、技術情報の提供、技術者の派遣、受託業務等を実施している。

- ① 再処理技術については、日本原燃(株)に対して技術協力を行っており、六ヶ所再処理工場のウラン脱硝施設、ウラン・プルトニウム混合脱硝施設、ガラス固化施設及び放射線管理への試運転技術支援について、2001年度の受託作業を実施している。

また、六ヶ所再処理工場の試運転準備要員の出向派遣、運転要員の教育訓練を行うとともに、試運転準備に係る支援及び2001年11月2日付け受託契約により「日本原燃(株)再処理工場の建設及び運転準備」に係るコンサルティングを実施している。

- ② ウラン濃縮技術については、日本原燃(株)と2000年11月1日に締結した「ウラン濃縮施設の建設、運転及び技術開発に関する技術協力協定」に基づき、技術情報の提供等、日本原燃(株)が進める新型遠心機の開発への技術協力を行っている。

また、電力会社等からの要請に基づき、人形峠の濃縮施設において「滞留ウランの除去及び回収技術に係る試験研究」の共同研究、「遠心機長期化技術に関する試験」の受託業務を継続実施するとともに、2001年11月30日付けで「使用済遠心分離機処理技術に係る試験研究」に関する共同研究を締結し試験を開始した。

- ③ MOX燃料加工技術については、日本原燃(株)と2000年12月27日に締結した「MOX燃料加工施設の建設・運転等に関する技術協力協定」に基づき、六ヶ所のMOX燃料加工工場の設計にサイ

クル機構の技術を反映するため、技術者の出向派遣を行うとともに、確証試験のためのコンサルティング等を実施している。

また、2001年10月1日付けで締結した「MOX燃料加工施設の詳細設計に係わる技術協力業務」に関する受託業務を実施している。

- ④ FBRの技術協力については、日本原子力発電(株)と1999年6月28日に締結した「高速増殖炉システムの実用化戦略調査研究に関する協力協定」に基づき、「高温構造設計手法高度化及び免震技術開発」及び「自己作動型炉停止機構炉内試験研究」に関する共同研究を実施している。
- ⑤ 高レベル廃棄物の地層処分技術については、原子力発電環境整備機構と2001年6月15日に締結した「特定放射性廃棄物の地層処分技術に関する協力協定」に基づき、技術情報の提供に関する協議を行っている。

2. 開発技術の利用・展開

2.1 先端原子力関連成果展開事業

開発成果の展開・活用を図るため、サイクル機構の保有する特許等を企業に提供して、企業の製品開発を支援する「先端原子力関連成果展開事業」を1998年度から行っている。

2001年度は本年度採択した7件と前年度からの継続分5件の、合計12件の実用化共同研究開発を実施している。今期は、これらについて中間報告会を開催した。

2.2 特許・コンピュータコードの利用

(1) 特許の利用

サイクル機構の研究開発の過程で発明・考案された技術成果については、特許出願を行い技術を公開し、権利化を図るとともに、特許の使用を希望するものと実施許諾契約を締結し、利用に供し

ている。これまでの特許（実用新案を含む。以下同様）出願件数は、国内で約2,620件、外国で約960件（このうち、現在、開発成果として保有している特許権は、国内約1,060件、外国約510件）である。2001年度の第3四半期までの出願件数は国内24件、外国17件であった。特許の実施状況は、外部利用については、使用者と実施許諾契約を締結し、実績はこれまで30件である。

(2) コンピュータコードの利用

研究開発の過程で開発されたコンピュータ・プログラム（計算コード）については、外部利用が考えられるものについて、ソフトウェア会社と計算コードの販売に係る業務代行契約を締結し、利用者への使用許諾を行っている。これまで、ソフトウェア会社と15件の計算コードの使用許諾契約をしている。このうち、FINAS（汎用非線型弾性構造解析システム）の利用実績が多い。

3. 施設設備の供用

技術協力の一環として、サイクル機構の施設・

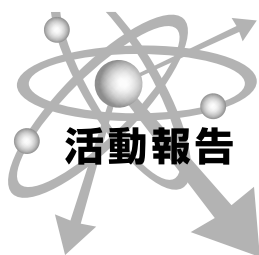
設備を利用した施設等の供用を行っており、東濃地科学センターの第2立坑及びペレトロン装置による年代測定などを実施している。

4. 国内技術協力研修

2001年4月より、日本原燃（株）の再処理技術者の研修を開始した。現在ガラス固化技術研修で6名、放射線管理等の研修目的で2名、プルトニウム脱硝技術研修の目的で5名、分析技術研修の目的で6名、プルトニウム分析技術研修の目的で1名、ウラン脱硝技術研修の目的で1名、TVF遠隔操作訓練で3名、当直長等上級運転者研修の目的で5名、総勢28名が東海・再処理センターにおける研修に参加し、現在継続中である。

また、2001年4月より、東電環境エンジニアリング（株）より技術者研修員を1名受け入れ、安全管理部門で研修を継続中である。

（本社：技術展開部）



特許・実用新案紹介

流出重油又は原油の処理方法

出願番号：特願平9-82942

出 願 日：平成9年4月1日

登録番号：特許第3003846号

登 録 日：平成11年11月19日

特許権者：核燃料サイクル開発機構

本発明は、従来、処理が困難とされていた粘性の高い流出重油等の処理を容易にするもので、酸化粉末等の吸着体を用い流出重油等を回収し、さらに種々の酸化剤を用いた重油分解除去を行い、環境を汚染することなく処理することを可能にしたものである。

1. 目的・効果

タンカー等からの重油や原油の流出事故により、海水が汚染され生態系の破壊等の問題が生じるが、この重油又は原油の回収は、主として吸引装置等を用いて海面の油の層を回収し、焼却することにより処理されている。しかし、海面に流出した重油等は、流出からある程度の時間が経過すると波等の力により海水と混合されゲル化し、粘性の高い固体になることから、回収処理作業に多大な労力を費やすという問題点があった。

また、回収された流出重油等には内部に約8割から9割もの海水が含有しており、この水分や海水中の塩素が燃焼を阻害し、燃焼による処理作業を困難にしているという問題点もあった。

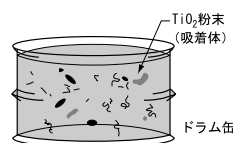
本発明は、酸化粉末等の吸着体を粘性の高い流出重油等と混合することにより流出重油等の粘性を低下させ、また水中に分散させ、容易に流出重油等を回収することができるとともに、 Ag^{2+} 及びこれにより生ずる活性種により流出重油等を二酸化炭素まで酸化分解することにより、前述の問

題点を解消したものである。また、燃焼時に黒煙を発生するという問題点も解消している。

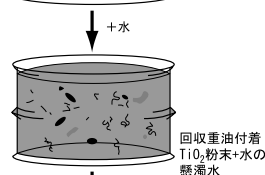
2. 技術の概要

図1は回収された流出重油等の処理方法として、吸着体混合工程及び重油付着吸着体回収工程を示す図であり、図2は重油分解除去工程を示す図である。図2のうち、本発明に係る方法は(2)の電解酸化法である。

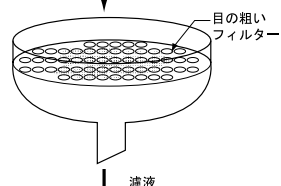
- ①様々な固型物(石、海草等)と一緒に回収された重油中に TiO_2 粉末を混合する。



- ②重油を全部 TiO_2 粉末に吸着させた懸濁水を作る。



- ③懸濁水をろ過し、固型物を分離する。



- ④通過液の TiO_2 懸濁液を高性能フィルターでろ過し、重油が付着した TiO_2 粉末を回収する。

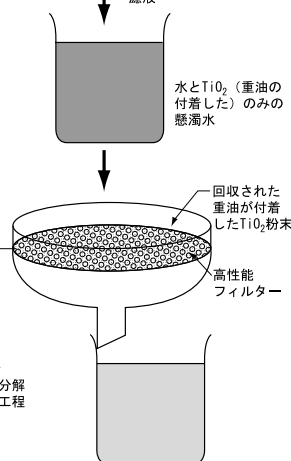


図1 吸着体(TiO_2)混合工程(①)及び重油付着吸着体回収工程(②~④)

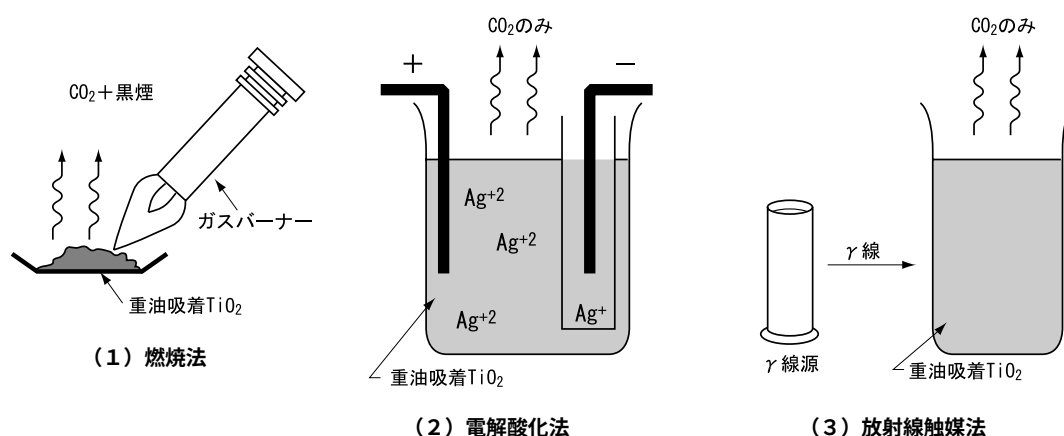


図2 重油分解除去工程

図1においてドラム缶等に回収された流出重油に吸着体を添加混合する(①)。吸着体としては酸化チタン (TiO_2) が重油の吸着力が強いことから好ましいが、 ZrO_2 、 Al_2O_3 も用いることが出来る。吸着体を混合することにより流出重油から重油成分を特異的に吸着体の粒子表面に吸着させることができ、その結果、流出重油の粘性が低下するとともに、水中に分散させることが可能となる。

次に、ドラム缶に水を添加し、混合物を水中に懸濁する(②)。この懸濁により、重油付着吸着体及び処理阻害物質(塩素等の海水成分、海藻、砂、石等)が水中に分散される。次いで、この懸濁液を目の粗いフィルターを用いてろ過し、重油付着吸着体よりも大きなサイズの処理阻害物質(海藻、砂、石等)を除去し、ろ液を回収する(③)。さらに、高性能フィルター(重油付着吸着体を回収し得る程度の細かいメッシュのフィルター)にろ液を通過させることにより、高性能フィルター上に重油付着吸着体を回収し、懸濁用の水とともに海水等を除去する(④)。ここで重油付着吸着体は、最終的に、乾燥させることにより水分を除去する。

図2は前述の工程に引き続き、重油付着吸着体の重油を分解除去する工程として三つの方法を例示したものである。(1)は燃焼により重油を分解

する方法であり、燃焼時に得られる熱を熱源として利用することができるが、燃焼時に黒煙が発生するという問題がある。(2)は本発明に係る方法であり、酸化剤として Ag^+ を含む電解液を電解酸化した際に生じる Ag^{2+} 及びこれにより生ずる活性種により、重油を二酸化炭素まで酸化分解することにより(1)の燃焼法における黒煙発生の問題が解消される。(3)は酸化剤として、吸着体に放射線照射した際に吸着体内に形成される電子正穴対の正孔またはこの正孔により生ずる活性種を利用し、重油を酸化分解する方法である。

図2における分解方法において重油分解後、最終的に吸着体が残存することになる。この残存する吸着体は、再度、重油を吸着するために利用することができる。特に(2)の方法では、電解液中に比較的高価な Ag が混在しているため、陽極、陰極を交換し通電することにより Ag を回収することが好ましい。このように、吸着体や Ag を回収することにより、廃棄物等の二次的な環境汚染物質を発生させることなく、流出重油等を処理することが可能となる。

(本社：技術展開部)

お知らせ



超深地層研究所計画

1. 超深地層研究所計画の位置づけ

「原子力の研究、開発及び利用に関する長期計画」(2000年11月、原子力委員会)では、高レベル放射性廃棄物の最終処分の実施に向けて必要な取組や関係機関の役割分担が示されました。サイクル機構(以下、サイクル機構)には「これまでの研究開発成果を踏まえ、今後とも深地層の研究施設、地層処分放射化学研究施設等を活用し、地層処分技術の信頼性の確認や安全評価手法の確立に向けて研究開発を着実に推進すること」が求められています。また、「深地層の研究施設は、学術的研究の場であるとともに、国民の地層処分に関する研究開発の理解を深める場としての意義を有し、その計画は、処分施設の計画と明確に区分して進めることが必要である」との方針が示されました。

これらの役割分担や方針に基づき、サイクル機構東濃地科学センターでは、「深地層の科学的研

究」(以下、地層科学研究)を進めています。地層科学研究は、高レベル放射性廃棄物の地層処分技術に関する研究であり、地層処分研究開発の基盤となる研究です。超深地層研究所計画では、放射性廃棄物の持ち込みや使用は一切行いませんし、将来においても放射性廃棄物の処分場にはできません。

なお、高レベル放射性廃棄物の処分事業は、「特定放射性廃棄物の最終処分に関する法律(2000年6月7日、法律第百十七号)」に基づき、原子力発電環境整備機構のみが行うことが明確に定められました。

2. 超深地層研究所計画の目的

サイクル機構は、「深地層の研究施設」として、日本の代表的な岩石である花崗岩と堆積岩を対象に、前者については超深地層研究所計画(岐阜県瑞浪市)を、後者については幌延深地層研究計画



図1 我が国の深地層の研究施設計画

INFORMATION

お知らせ

(北海道幌延町)を進めています(図1)。

超深地層研究所計画では、地質環境の評価のための体系的な調査・解析・評価技術の基盤の開発と、深地層における工学的技術の基盤の開発を目的とした地層科学研究を進めます。

この研究で得られる成果は、幌延深地層研究計画、茨城県の東海事業所で実施している地層処分研究開発等の成果と合わせて、地層処分技術の信頼性向上及び安全評価手法の高度化に反映するとともに、国が行う安全基準等の策定や、実施主体が進める最終処分手業の推進にも基盤情報として活用されます。

3. 超深地層研究所の設置場所

超深地層研究所が建設される岐阜県東濃地域は、日本の代表的な岩石の一つである花崗岩が広く分布し、地層科学研究の対象として重要な地下水及び断層やウラン鉱床などが存在します。また、東濃地科学センターが今までウラン資源探索などを通して培ってきた経験や情報などを地層科学研究に有効に活用できるなどの利点があります。

東濃地科学センターは、これまで正馬様用地に研究坑道等を建設することを計画して超深地層研究所計画を進めてきましたが、今後は、瑞浪市の市有地に研究坑道等を設置することとして、市有地と瑞浪市のサイクル機構の所有地(正馬様用地)で超深地層研究所計画を進めます。市有地や正馬様用地の地下には、同じ花崗岩(土岐花崗岩)が分布するため、市有地では、これまでに正馬様用地で行われた研究の成果を踏まえて研究を進めることができます。

正馬様用地は、地下の土岐花崗岩中に、月吉断層とその周囲に発達した割れ目が分布し、断層周辺の水理学的な特徴を把握するための調査技術の開発に適しています。

4. 市有地における超深地層研究所計画の概要

市有地での超深地層研究所計画における地層科学研究は、以下の三つの段階で進めます。

研究坑道(立坑及び水平坑道)の建設に先立って、物理探査や地表からのボーリングなどにより地質環境を予測する研究を行います(第1段階)。その後、研究坑道の建設を行いながら、地表から予測した結果を地下の調査で確認します(第2段階)。さらに、掘削された研究坑道を利用して研究

者が直接地下に入り詳しく研究を行います(第3段階)。この間、地質環境に関する予測とその予測結果の確認を段階ごとに繰り返して行い、地上や地下から、高い精度で、かつ効率よく、地質環境を調査・評価する手法の有効性を段階的に確認します。このような総合的かつ計画的な研究は、人工的な地下構造物の影響を受けていない自然の状態の地質環境を出発点とする超深地層研究所計画において初めて可能となります。

超深地層研究所計画においては、他の地層科学研究で得られた成果や研究資源をあわせて活用することにより、研究を効率的に進め、また、成果をより充実させます。

4.1 研究計画

正馬様用地では、これまでに、電磁探査や反射法弾性波探査などの物理探査、表層水理調査、深い4本のボーリング調査を実施し、調査技術の開発と、地質環境の情報の蓄積及びそれに基づく地質環境のモデル化手法(図2)の検討を実施してきました。市有地の地下には、正馬様用地に分布する花崗岩と同一の花崗岩が連続していることが既往の調査結果から推測されることから、今後は、正馬様用地での知見や他の地層科学研究での知見

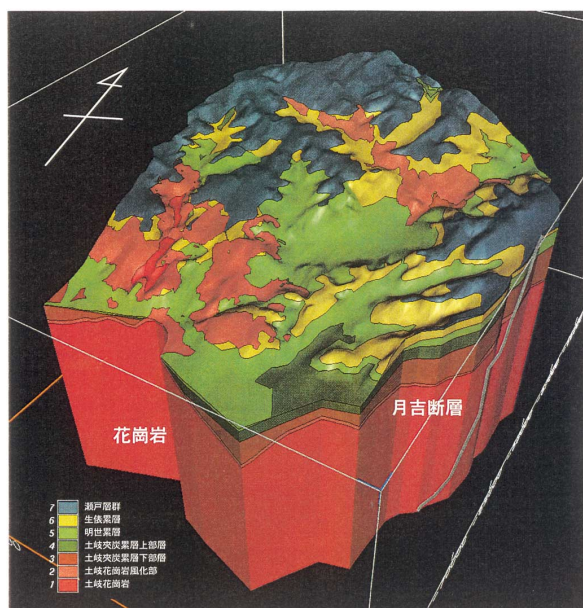


図2 既存情報を基に構築した地質構造モデル
(注) 標高-1,000mまでをモデル化

お知らせ

を活用して、市有地で第1段階の研究を行います。その結果を踏まえて第2段階以降の研究を実施し、あわせてこれらの研究に必要な調査技術の開発を行います。

(1) 地表からの調査予測研究段階（第1段階）

第1段階では、地表からの地質調査、表層水理調査、物理探査及びボーリング調査で、本来の地質環境の状態を、できるだけ乱さずに正確に把握することが課題となります。これらの調査の結果に基づき地質環境のモデル化を行い、地層の分布などの地質環境を予測するとともに、研究坑道の建設が地質環境に与える影響を予測します。また、予測された地質環境に基づいて、第2段階で建設される立坑等の研究坑道の詳細な設計、第2段階の研究内容の具体化を行います。

(2) 坑道の掘削を伴う研究段階（第2段階）

第2段階では研究坑道の建設と研究を並行して進めます。この段階では研究坑道内から岩盤の直接的な観察や調査を行い、第1段階と比べ詳細な情報を系統的に取得します。

第2段階では、第1段階に掘削したボーリング孔などに設置された機器での観測に加え、研究坑道内において、坑道周辺の地層や割れ目の調査、坑道内での地下水の調査及び坑道を掘削する時の地層の歪みや地層にかかる力の調査などを行います。これらの結果に基づいて、地質環境のモデル化手法の信頼性を確認します。これら第2段階における研究の成果を、地質環境に関する信頼性の高い情報として整理するとともに、第1段階の調査や評価で用いた手法の有効性の確認に必要な情報としても利用します。また、研究坑道の施工に伴い、坑道等の設計技術や施工技術などの有効性が確認されます。さらに、この段階において、第3段階の研究計画を具体化します。

(3) 坑道を利用した研究段階（第3段階）

第3段階は地下約1,000mまで展開した研究坑道を利用して、坑道周囲の地層にかかる力、地下水の流れ方や性質についての調査、地質環境での物質の動きに関する調査及び地質環境のモデル化などを行い、地質環境における物質の移動などの現象を詳しく研究していきます。また、深地層における工学技術の基礎に関する研究も主としてこの段階で進めます。さらに、地震などの天然現象が地質環境に与える影響についても研究を進めていきます。それらにより、本来の地質環境と、坑

道の掘削や地震などの天然現象が地質環境に与える影響などを、高い精度で効率よく調査・予測・検証することのできる総合的な技術確立していきます。

4.2 施設計画

(1) 主要施設

市有地での超深地層研究所計画の主要な施設は、地上施設と研究坑道に大別できます。地上施設としては、立坑の掘削に必要となる櫓（やぐら）を収納した掘削タワーと巻上機、掘削に伴い必要となる給排水設備、換気設備、コンクリートプラント、排水処理プラントなどの付帯設備、そして、作業全体にかかわる設備としての受変電設備、非常用発電機、資材置場、火工所、現場事務所などを設けていきます。研究坑道は、深度約1,000mの主立坑と換気立坑の2本の立坑、両立坑を深度約100mごとにつなぐ予備ステージ、主に第3段階の研究を行う中間ステージと最深ステージの水平坑道から構成されます（図3、表1）。

(2) 施設計画の進め方

立坑等の研究坑道の工事は、まず造成工事を行い、立坑坑口部分に掘削タワー等を設置し、その

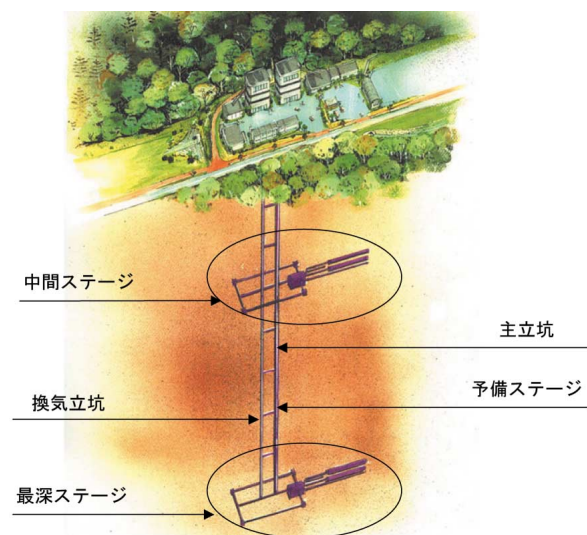


図3 超深地層研究所イメージ

中間ステージ及び最深ステージの水平坑道は、一周約300m程度の坑道及びそこから接続される坑道からなります（施設の形状、配置等はイメージであり、変更の可能性があります）。

お 知 ら せ

表1 市有地における超深地層研究所計画のスケジュール

年 度	2000	2010	2020
調査・研究			
第1段階			
第2段階			
第3段階			(※)
施設計画			
造成工事			
坑口基礎部及び立坑の掘削			
中間・最深ステージ掘削			

※ 研究終了後については、現状に復することになっておりますが、瑞浪市が希望される場合は、跡利用についてご相談してまいります。

後、研究坑道の本格掘削を行います。主立坑と換気立坑の掘削を同時に進め、深度約100mごとに予備ステージを掘削して両立坑をつないでいきます。立坑の途中には第3段階の研究のための中間ステージを設けます。中間ステージでの研究を開始しつつ、最深部に向け両立坑の掘削を続けていきます。深度約1,000mまで到達した後、換気立坑においては、それまでの掘削用の巻上設備から第3段階の本格的な研究に備えた昇降設備に更新していきます。主立坑では、掘削用の巻上設備を用いて、引き続き中間ステージの追加掘削と最深ステージの掘削を行いながら研究を行っていきます。

4.3 スケジュール

研究期間は、正馬様用地においてはこれまで20年間を予定しておりましたが、今回の超深地層研究所計画の全体的なスケジュールは表1のように予定しています。なお、研究計画は、研究の進捗状況などを考慮して、必要に応じて見直していきます（表1）。

5. 正馬様用地における超深地層研究所計画の概要

正馬様用地では、地下数百mの土岐花崗岩（結晶質岩）中に月吉断層が分布しています。この地質学的な特徴と、これまでに行われた研究の成果を活用して、正馬様用地における研究では、地質環境、特に断層周辺の水理を評価するための体系的な調査・解析・評価手法を開発し、高度化を図っていきます。そのために、透水性割れ目の調査、表層水理調査、ボーリング孔を利用した水理学的調査及び地下水の地球化学特性調査などを行い、その結果に基づいて、地質環境のモデル化及び地

下水流動解析を実施します。その後は、既存のボーリング孔等による観測を主体とした水理学的調査を行います。

6. 超深地層研究所計画の運営

この研究を実施するに当たっては、他の地層科学研究で得られた成果や研究資源をあわせて活用することにより、研究を効率的に進め、また、成果をより充実させます。これらの成果は、透明性を確保する観点から、研究報告書などに取りまとめ積極的に公表します。また、学識経験者や専門家によって構成される委員会を設置し、研究に関する助言や成果の評価を受けます。

研究所の施設は、東濃研究学園都市構想に相応しい国内外に開かれた研究施設とするため、地元大学をはじめとして、国際協力を含めた研究機関等との協力を進めるとともに、研究者による深地層についての学術的研究にも寄与できる総合的な研究の場として整備します。また、研究所の施設は、地震研究や地下空間を利用する研究の場として期待されていることから、広く国内外の研究者に開放し、極限環境における最先端の研究が行われる中核的な研究施設となるよう努めます。

また、研究所は、建設段階から安全確保を図りながら公開していく予定であり、児童・生徒の学習の場としても活用して頂けるように整備し、積極的に開放していきます。さらに、施設の建設及び研究の実施に際しては、環境の保全に努めます。

地層科学研究終了後の研究所の跡利用の計画については、地域の方々や関係自治体の参加を得た「跡利用検討委員会」での検討の結果を踏まえて決められます。

（東濃地科学センター）

お知らせ



北海道幌延町における深地層研究計画

我が国の地層処分の研究開発は、地域や地層を特定することなく広く研究開発を進めることとしており、深地層の研究施設は複数設置することとしています（表1）。結晶質岩系については、東濃地科学センターで、堆積岩については北海道幌延町で行っていきます。

1. 調査研究に至る経緯

サイクル機構は、北海道と幌延町に対し、深地層研究計画の申し入れを行い（1998年12月）、北海道と幌延町、サイクル機構との間で国の立会いの下に「幌延町における深地層の研究に関する協定」が締結されました（2000年11月）。

2001年3月には「地表から行う調査研究、第1段階計画」と「平成12年度調査研究計画」を北海道と幌延町に説明、環境調査に着手しました。ま

た4月には「平成13年度調査研究計画」を説明し、本格的な地表からの調査研究に着手しています。

協定の中で、幌延町における深地層の研究では、研究実施区域に、研究期間中はもとより終了時においても高レベル放射性廃棄物は持ち込まず、使用することはないことを約束しています。さらに、研究実施区域を将来とも放射性廃棄物の処分場にするということはないと明確にしています。

幌延町における深地層の研究では、実際の深地層における体系的な調査研究を通じて、深部地質環境に関する知見の充実を図るとともに、「地層処分研究開発第2次取りまとめ」（1999年11月）に示した技術や知見の確認を行い、地層処分技術の信頼性の向上を図ることとしています。

これらの技術や知見は、地層処分の実施主体が進める処分事業や国の安全基準等の具体化などに

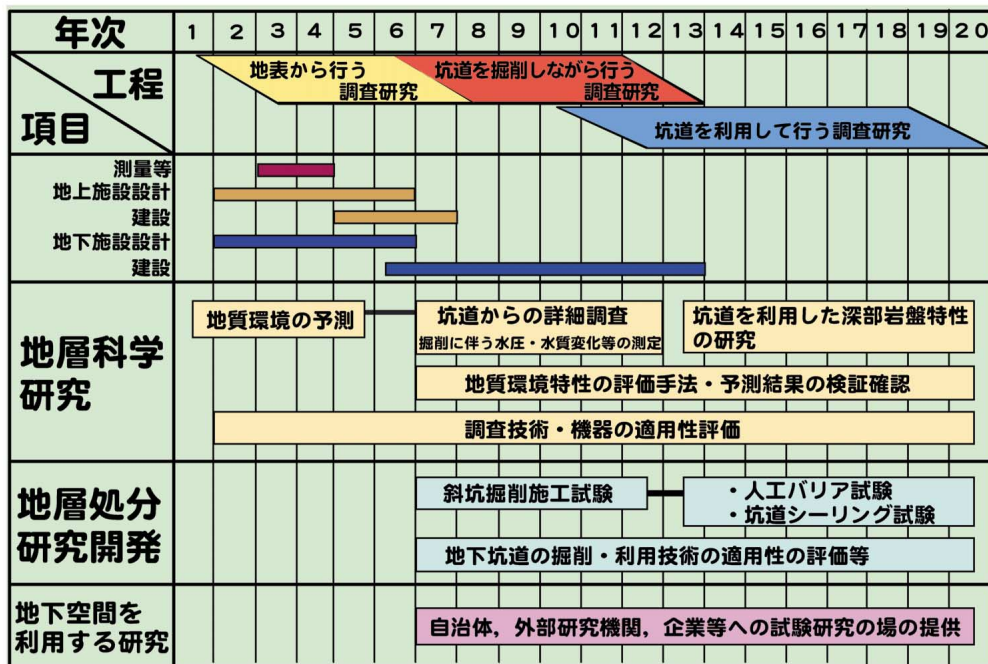


表1 研究スケジュール（予定）

INFORMATION

お知らせ

反映され、処分計画の円滑な推進に寄与します。

また、地層処分及びその研究開発を進めていく上で、社会の理解を得ていくことが必要不可欠であることから、できるだけ多くの方々に実際に地下深くの環境を体験していただき、深地層の研究を見ていただける場を提供することとしています。

堆積岩について深地層の研究を行うためには、堆積岩が分布していること、塩水系、淡水系の地下水が存在していること、そして地域のご理解が得られることが必要です。

幌延町における深地層の研究では、その地質環境の特徴から、塩水系の地下水の研究や塩水及び淡水の境界の性質についての研究、地震や活断層、隆起・沈降などの新しい地質年代の地殻変動に関する研究、地下水やガスの地層中での動きに関する研究、断層及びその周辺の構造や断層運動の影響に関する研究を行うことができます。

地下施設は、以上の研究を進めるために、地下

500mより深い地層に建設する計画です。

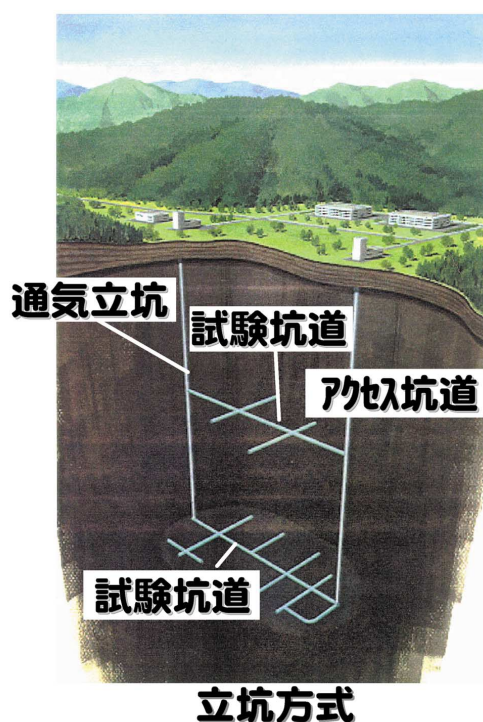
2. 深地層研究の進め方

深地層研究センターでの研究は、第1段階の「地表から行う調査研究」、第2段階の「坑道を掘削しながら行う調査研究」、第3段階の「坑道を利用して行う調査研究」の3段階に分けて、全体で20年間程度行う予定です。

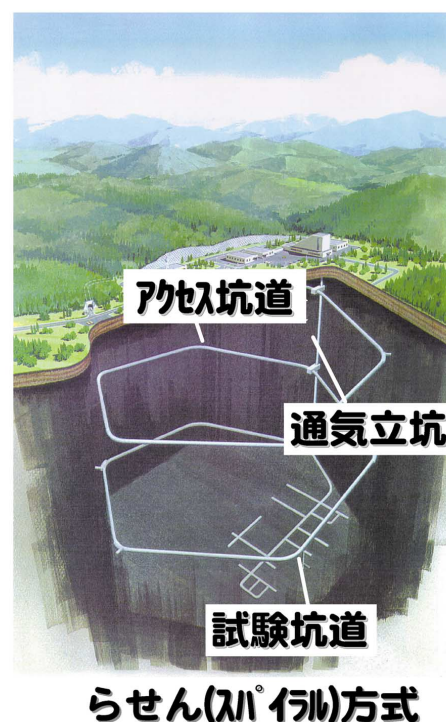
第1段階の「地表から行う調査研究」は約6年間で想定しており、地表から地下深部までの地質環境データを取得し、地下施設の建設に伴う地質環境の変化を予測します。

第2段階の「坑道を掘削しながら行う調査研究」は約6年間で想定しており、第1段階の「地表から行う調査研究」の地質環境の変化の予測結果を実測データによって確認することにより、地表からの調査技術を検証します。

第3段階の「坑道を利用して行う調査研究」は9年～11年程度を想定しており、坑道周辺の岩盤



立坑方式



らせん(スパイラル)方式

図1 深地層における工学的技術の基礎の開発

INFORMATION

お知らせ

や地下水の性質を詳細に調査するとともに、地下水や物質の移動などの試験研究を行い、これらを通じて坑道からの体系的な調査試験技術を検証します。

3. 幌延町における深地層の研究

深地層研究センターでは、主に「地層科学研究」と「地層処分研究開発」を行います。

地層科学研究では、「地下はどうなっているのか」、「なぜそうなっているのか」、「将来はどうなるのか」を明らかにすることを目的としています。

このため、「地層処分研究開発第2次取りまとめ」（1999年11月）の研究開発課題を受け、「地質環境調査技術開発」、「地質環境モニタリング技術の開発」、「深地層における工学的技術の基礎の開発」、「地質環境の長期安定性に関する研究」の四つの研究開発課題を設定し、調査研究を進めてい

きます。

「地層処分研究開発」では、実際の深い地下で処分システムの設計・施工が可能かどうかを確認することや、安全評価に使用するモデルの信頼性を確認することが重要な研究テーマです。このため、「地層処分研究開発第2次取りまとめ」の研究開発課題を受け、「人工バリア等の工学技術の検証」、「地層処分場の詳細設計手法の開発」、「安全評価手法の信頼性向上」の三つの研究開発課題を設定し、調査研究を進めていきます。

センター設置地区の選定は、①調査対象区域の選定、②空中・地上物理探査、地質調査、③試錐調査位置の選定、④試錐調査、⑤センター設置地区の選定、の段階を経て行うこととしています。

「①調査対象区域の選定」は、2000年度に文献等の既存データを基に、研究対象とする堆積岩が十分な深度まで分布している場所として、A区域～

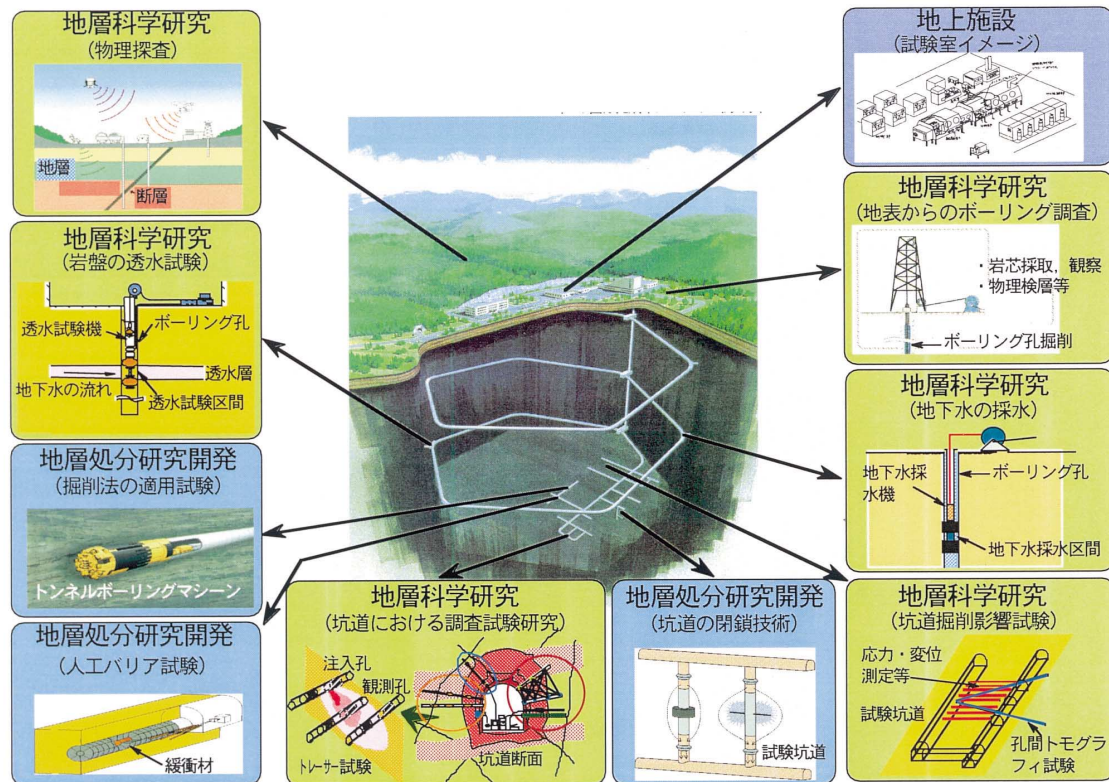


図2 深地層研究センターのイメージ

INFORMATION

お知らせ

C区域までを設定しました。

2001年度は「②空中・地上物理探査，地質調査」などの地表からの調査を行い，それらの結果を参考に，「③試錐調査位置の選定」としては2区域を選定しました。そして，「④試錐調査」を行い，地層や地下水などを調べています。

今後，これらの調査結果に既存のデータを加え，さらに社会的側面なども含めて検討し，2002年度のなるべく早い時期に，「⑤センター設置地区の選定」を行う予定としています。

第2段階から建設を始める地下施設の形状は，「らせん（スパイラル）方式」，「立坑（たてこう）

方式」，「斜坑方式」などが考えられます。「深地層における工学的技術の基礎の開発」では，このような地下施設の建設が地質環境へ与える影響や，坑道掘削に伴う岩盤への影響を修復する技術の検証を目的とした試験などを行います。また，安全な地下施設を建設するための調査試験を行います。

深地層研究計画の進展に合わせて，地上施設も建設します。地上施設としては，研究管理棟，コア倉庫棟，ワークショップ棟などを予定しています（図2）。

（幌延深地層研究センター）

核燃料サイクル開発機構

Japan Nuclear Cycle Development Institute

本社	〒319-1184	茨城県那珂郡東海村村松4-49	TEL (029) 282-1122
敦賀本部	〒914-8585	福井県敦賀市木崎65-20	TEL (0770) 23-3021
新型転換炉ふげん発電所	〒914-8510	福井県敦賀市明神町3	TEL (0770) 26-1221
高速増殖炉もんじゅ建設所	〒919-1279	福井県敦賀市白木2-1	TEL (0770) 39-1031
東海事業所	〒319-1194	茨城県那珂郡東海村村松4-33	TEL (029) 282-1111
大洗工学センター	〒311-1393	茨城県東茨城郡大洗町成田町4002	TEL (029) 267-4141
人形峠環境技術センター	〒708-0698	岡山県苫田郡上斎原村1550	TEL (0868) 44-2211
東濃地科学センター	〒509-5102	岐阜県土岐市泉町定林寺959-31	TEL (0572) 53-0211
幌延深地層研究センター	〒098-3207	北海道天塩郡幌延町宮園町1-8	TEL (01632) 5-2022
東京事務所	〒100-9245	東京都千代田区丸の内1-1-2 NKKビル10階	TEL (03) 5220-3311
東京インフォメーションルーム	〒100-0006	東京都千代田区有楽町1-1-2 日比谷三井ビル1階	TEL (03) 3597-9497
福井事務所	〒910-0005	福井県福井市大手3-4-1 福井放送会館5階	TEL (0776) 25-3040
六ヶ所事務所	〒039-3212	青森県上北郡六ヶ所村尾駁字沖付	TEL (0175) 71-2716
札幌事務所	〒060-0005	北海道札幌市中央区北五条西6丁目 北海道通信ビル5階	TEL (911) 200-1681
水戸連絡事務所	〒310-0852	茨城県水戸市笠原町978-25 茨城県開発公社ビル4階	TEL (029) 301-1020

〈海外事務所〉

WASHINGTON

JNC Washington Office

Suite715,2600 Virginia Avenue, N. W., Washington D.C.20037-1905
U.S.A.

TEL 202-338-3770

FAX 202-338-3771

PARIS

JNC Paris Office

4-8, Rue Sainte-Anne, 75001 PARIS
France

TEL 1-4260-3101

FAX 1-4260-2413

サイクル機構技報

JNC Technical Review

No.14 2002.3

2002年3月20日発行

編集発行

核燃料サイクル開発機構 技術展開部 技術協力課

〒319-1184 茨城県那珂郡東海村村松4-49

TEL:029(282)1122(代)

FAX:029(282)7980

E-Mail:gihoh@jnc.go.jp

URL:http://www.jnc.go.jp/

製作

いばらき印刷株式会社

〒319-1112 茨城県那珂郡東海村村松字平原3115-3

TEL:029(282)0370

FAX:029(282)0524

E-Mail:info@i-printing.co.jp

URL:http://www.i-printing.co.jp/

Published by

Technical Cooperation Section, Technology Management Division,
Japan Nuclear Cycle Development Institute
4-49 Muramatsu, Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki 319-1184, Japan



核燃料サイクル開発機構
Japan Nuclear Cycle Development Institute