

## 核燃料サイクル開発機構において進められてきた再処理開発の成果と将来<sup>†</sup>

野村茂雄<sup>††</sup> 船坂英之<sup>††</sup> 青嶋 厚<sup>††</sup> 中村博文<sup>††</sup> 小山智造<sup>††</sup>

昭和 52 年 9 月（ホット試験の開始。なお、本格操業は昭和 56 年 1 月。）に、我が国初の再処理工場として核燃料サイクル開発機構（当時の動力炉・核燃料開発事業団）の東海再処理工場がホット試験を開始して以来、約 20 年の歳月が経過した。東海再処理工場における再処理方式は、海外で実証済みの機械的前処理工程と溶媒抽出法（PUREX 法）を組み合わせたものである。この間、溶解槽の故障等幾多の経験を教訓しながら、約 936 t の軽水炉等の燃料処理実績を挙げてきた。

一方、プルトニウムの有効利用に向けた高速増殖炉開発が行われる中で、動燃において高速炉燃料の再処理技術の開発に着手した。高速炉燃料は軽水炉燃料と比較して、ラッパ管等を有し、プルトニウム含有率が高く、高燃焼度化により核分裂生成物含有量が多い等の特徴がある。このため、高速炉燃料の再処理では、ラッパ管除去工程（解体工程）、厳しい臨界管理に耐える小型で処理能力の高い機器、比放射能および不溶解残さの増加に対応した高性能機器が必要とされ、これらの要求を満足する再処理機器を開発してきた。また、近年では安全性・経済性の向上、資源の有効利用、環境負荷低減、核不拡散抵抗性の向上等、社会の多様なニーズに対応するため、これまで実績のある湿式 PUREX 法にとらわれない先進的な技術の開発を進めている。

**Keywords:** 東海再処理工場、軽水炉燃料再処理、高速炉燃料再処理、先進再処理

It has already passed 20 years since the Tokai reprocessing plant started its operation by Japan Nuclear Cycle Development Institute (JNC; former Power Reactor and Nuclear Fuel Development Corporation (PNC)) as the first reprocessing plant in Japan. The Tokai reprocessing plant has been operating with the mechanical head-end process and the solvent extraction (PUREX). While JNC had a lot of experiences such as the dissolver failure etc., the reprocessing amount achieved to 936 tons.

On the other hand, while the fast breeder reactor (FBR) development was carried out for realization of plutonium utilization, JNC started the development of the FBR fuel reprocessing technology. The FBR fuel reprocessing has different characteristics from LWR reprocessing as follows, wrapper tube, high plutonium content, high fission products content by high burn-up. Therefore, JNC has been developing the reprocessing equipment, which satisfied following requirements, wrapper tube removal process (dismantling process), high capacity and compact design at severe critical condition, corresponds to increase of the specific activity and insoluble sludge.

And also JNC has been started the advanced reprocessing technology with not only PUREX process but also advanced process, so as to meet various social needs, such as improvement of safety and economics, effective use of resource, decrease of environmental burden and improvement of non-proliferation.

**Keywords:** Tokai reprocessing plant, LBR fuel reprocessing, FBR fuel reprocessing, advanced reprocessing technology

### 1 はじめに

我が国では、昭和 30 年代初頭、原子力の平和利用のための研究開発が開始され、ウラン資源の有効利用の観点から使用済み燃料を再処理し、ウランおよびプルトニウムをリサイクルする方針が打ち出された。その後、東海再処理工場の建設設計画が立案され、使用済み燃料に関する再処理技術の開発がスタートした。

昭和 30 年代から 40 年代にかけて、東海再処理工場の設計・建設が進められ、昭和 52 年には、日本原子力研究所（以下、原研と記す。）の動力試験炉（JPDR）の使用済み燃料を使った国内初の再処理が開始された。また、昭和 55 年には原燃サービス株式会社（日本原燃株式会社の前身）の発足により、青森県六ヶ所村における民間再処理工場の建設が開始された。現在、平成 17 年の操業開始を目標に工事が進められている。これらの施設における使用済み燃料の再処理方法は、機械的前処理工程と溶媒抽出法（PUREX 法）を組み合わせたものであり、すでに海外で実証されている方法である。

また、プルトニウムの有効利用に向けた高速増殖炉の

開発が原研、動力炉・核燃料開発事業団（核燃料サイクル開発機構の前身。以下動燃と記す。）において行われる中で、昭和 50 年以降、高速炉燃料に関する再処理技術の開発が、動燃を中心に進められ、昭和 62 年には、リサイクル機器試験施設（以下、RETF と記す。）の建設計画が立案され、現在、東海事業所において建設中である。また、平成に入ると、新溶媒抽出剤等による先進再処理技術の開発も開始されるようになった。

本報では、核燃料サイクル開発機構（以下、サイクル機構と記す。）におけるこれまでの再処理技術の開発を中心に、再処理技術の現状と将来および先進再処理技術の開発状況について報告する。

### 2 東海再処理工場の設計概要と運転成果

#### 2.1 施設の目的・概要

東海再処理工場は、原子力発電による電力の安定供給を確保するため、国内再処理需要の一部を賄うとともに、再処理技術の国内定着を図ることを目的とし、昭和 52 年以来約 20 年余りの運転実績を有している。昭和 46 年 6 月に分離精製工場等の建設に着手し、通水作動試験および化学試験を経て、昭和 50 年 9 月から昭和 52 年 3 月の間に天然ウランを使用したウラン試験を行った。その後、米国の核不拡散政策に関連した日米再処理交渉を経て昭和 52 年 9 月よりホット試験を開始し、昭和 55 年 4 月よ

<sup>†</sup> Current Status and Future for Development of Reprocessing Technology in JNC, by Shigeo Nomura (nomura@tokai.jnc.go.jp), Hideyuki Funasaka, Atsushi Aoshima, Hiromi Nakamura, Tomozo Koyama

<sup>††</sup> 核燃料サイクル開発機構環境保全・研究開発センター先進リサイクル研究開発部 Waste Management and Fuel Cycle Research Center, Advanced Fuel Recycle Technology Division, Japan Nuclear Cycle Development Institute 〒319-1194 茨城県那珂郡東海村村松 4 番地 33

り使用前検査を受検、昭和 55 年 12 月に合格証を受領し、昭和 56 年 1 月から本格操業を開始した。

東海再処理施設の主要な建家は、分離精製工場、プルトニウム転換技術開発施設、分析所、廃棄物処理場、ガラス固化技術開発施設、廃溶媒処理技術開発施設等である。

## 2.2 工程の概要

Fig.1 に再処理工程を示す。使用済み燃料の再処理は、機械的前処理工程と湿式 PUREX 法を採用し、再処理能力は 1 日当たり最大 0.7 t（金属ウラン換算）である。

### 2.2.1 使用済み燃料の受け入れおよび貯蔵工程

再処理施設内に受け入れた使用済み燃料を、輸送キャスクに収納したまま燃料取り出しプールに移動し、ここで集合体を燃料バスケットに移し替えた後、貯蔵プールに貯蔵する。

### 2.2.2 機械処理工程

貯蔵プールから、燃料導入コンベアで燃料を機械処理工程セル内に搬入し、ガントリクレーン、燃料装荷台等でせん断機に送り込み、集合体のまま長さ約 3~4 cm の小片にせん断する。せん断燃料は、分配器を経て溶解槽に供給する。

### 2.2.3 溶解・清澄工程

溶解槽バケル内のバスケット内に装荷した燃料を、加熱した硝酸により溶解する。1 回当たりに溶解するウラン量は、BWR 型で 2 集合体約 360 kg、PWR 型で 1 集合体約 400 kg である。冷却した溶解液は清澄工程に送り、パルスフィルタ（焼結金属製）で溶解液中の不溶解残さを取り除き、抽出工程に供給する。

### 2.2.4 分離工程

ミキサセトラを用いた溶媒抽出法により、分離第 1 サイクルで溶解液中のウランおよびプルトニウムと核分裂生成物を分離し、分離第 2 サイクルでウランとプルトニウムを分離する。

### 2.2.5 精製工程

分離工程と同様に、溶媒抽出法によりウランおよびプルトニウム溶液を、それぞれ精製する。精製された溶液は蒸気により加熱され、蒸発・濃縮される。

### 2.2.6 ウラン脱硝工程

精製工程からの濃縮されたウラン溶液は、流動床型のウラン脱硝塔において脱硝し、三酸化ウランとする。三酸化ウラン粉末は、連続的に脱硝塔から抜き出し、専用の容器に収納し、貯蔵する。

### 2.2.7 酸および溶媒の回収工程

分離第 2 サイクル、精製工程等から排出される中放射性の液体廃棄物等を蒸気にて蒸発濃縮し、発生する蒸気を酸回収整流塔で精留して回収酸として回収する。また、分離工程、精製工程等で使用した有機溶媒を、溶媒洗浄

器にて洗浄し、分離工程、精製工程等で再使用する。

### 2.2.8 放射性廃棄物の処理工程

気体廃棄物は、槽類換気系とセル内換気系に区別し、前者は洗浄塔、フィルタ等により、後者はフィルタにより処理した後、主排気筒から放出する。液体廃棄物は、高・中・低放射性に区別し、高放射性廃液は施設内貯蔵またはガラス固化処理施設へ送り、ガラス固化体として保管する。中放射性廃液は、酸回収工程で処理して低放射性廃液とする。低放射性廃液は、施設内貯蔵等を行う。

### 2.2.9 主要な試験施設

マイクロ波加熱直接脱硝法によるウラン・プルトニウムの混合転換、リン酸による抽出分離法を用いた廃溶媒処理、高放射性廃液のガラス固化処理技術等の開発を行っている。

## 2.3 運転実績

Fig.2 に使用済み燃料の再処理実績を示す。昭和 52 年 9 月に開始されたホット試験以降、平成 9 年 3 月までに処理した使用済み燃料は合計約 936 t である。また、回収プルトニウム量は約 6 t、回収ウラン量は約 888 t であり、回収プルトニウムは高速実験炉「常陽」、新型転換炉「ふげん」、高速増殖原型炉「もんじゅ」の燃料製造に用いられ、回収ウランの一部は六フッ化ウランへの転換試験等に利用されている。

昭和 56 年 1 月から本格的に操業運転を開始したが、昭和 57 年 4 月には溶解槽の故障、昭和 58 年 2 月には 2 代目酸回収蒸発缶および 2 基目の溶解槽の故障により運転が停止した。昭和 60 年頃からは、安定運転期に入ったが、更なる稼働率の向上と運転日数の増加を目指し、施設の計画停止による予防保全や再処理施設の定期検査方法の改善による定期検査期間の短縮を図り、年間 90 t 処理体制が確立した。なお、平成 8 年 3 月のアスファルト固化処理施設の火災・爆発事故の影響により、平成 12 年 6 月現在運転を停止している。

## 3. 高速炉燃料再処理技術開発の現状

### 3.1 前処理工程機器技術

#### 3.1.1 解体工程機器

高速炉燃料の特徴の 1 つとして、燃料ピンがラップ管と呼ばれる 6 角形のステンレス管の中に納められていることから、再処理においては燃料集合体からラップ管を除去する解体工程が必要となる。

解体機の開発初期には、ラップ管をメタルソーや砥石で切断する装置を開発していたが、刃の摩耗が著しく頻繁に交換が必要なことや燃料集合体の変形に追従させる機構が複雑になるなどの問題から、レーザビームによる切断技術の適用を図ってきた。いくつかのレーザ解体試

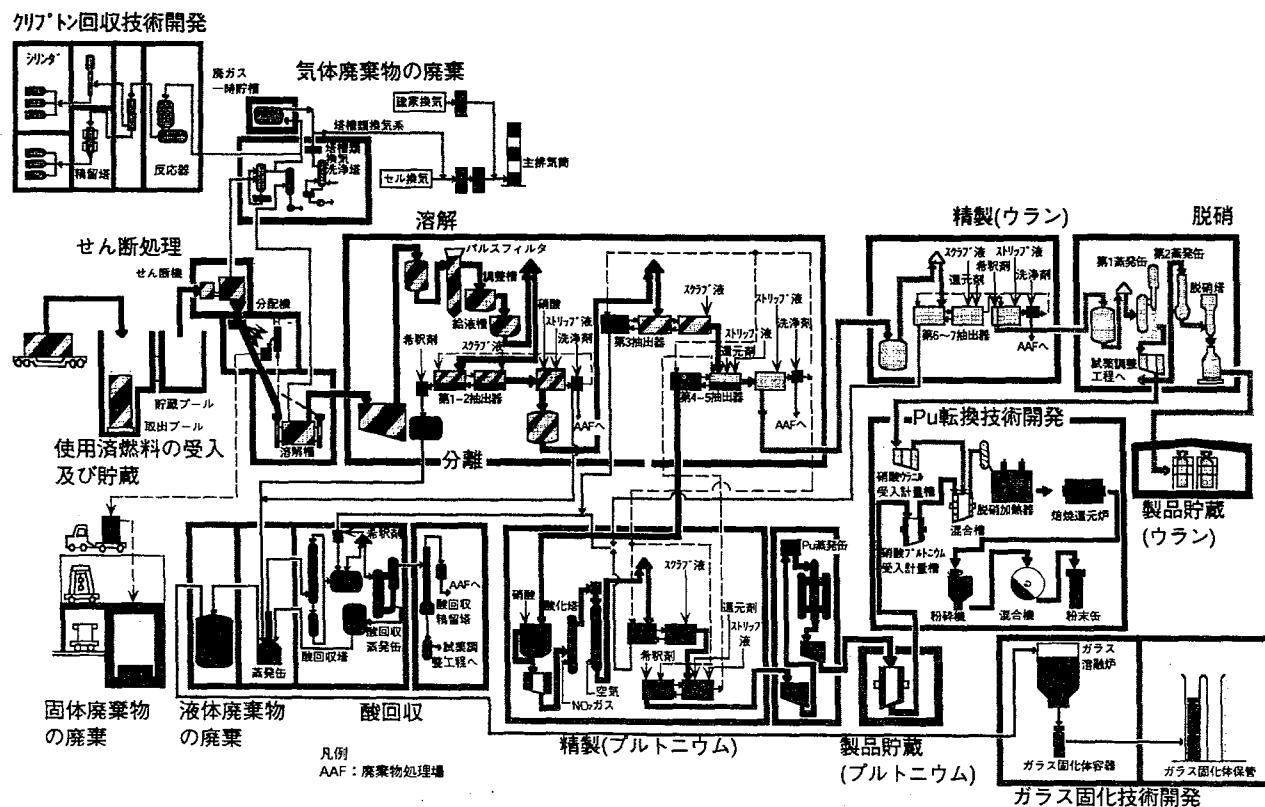


Fig.1 Process diagram for Tokai reprocessing plant

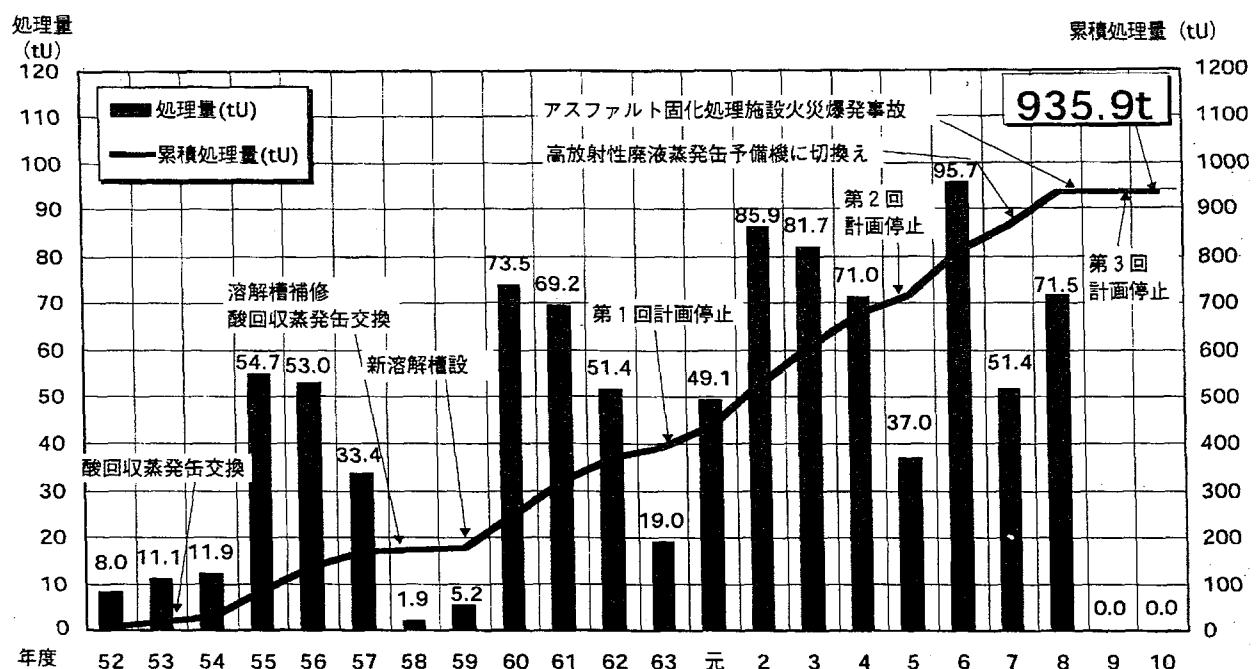


Fig.2 Throughput of spent fuel at Tokai reprocessing plant

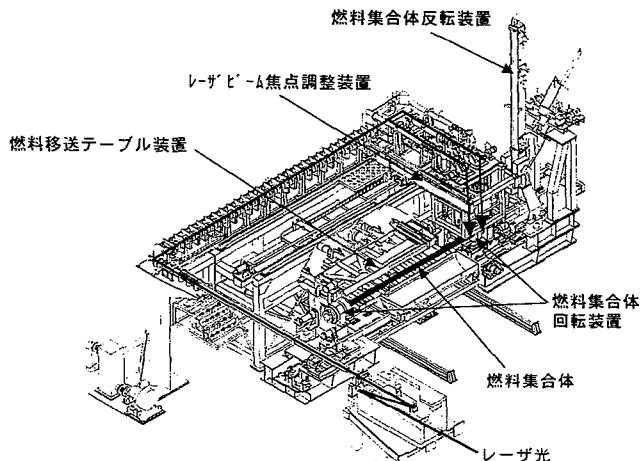


Fig.3 Fuel disassembly system

験機の試作を経て、現在は RETF 用のレーザ解体試験装置のコールドモックアップを製作し、性能把握および RETF 設計への R&D 結果のフィードバックを行ってきて いる。

本装置の概要を Fig.3 に示す。使用しているレーザは炭酸ガスレーザで、最大出力 10 kW のレーザ発振器 (Fig.3 中では省略している) から出たレーザビームは 6 枚の反射鏡で進路を曲げて最終的には発振器から最大で約 26 m 離れた位置に焦点を結び、ここで切断を行う。燃料集合体は両端を燃料回転装置でつかみ、燃料の中心を軸にして回転することができる。ビームを集光するヘッドは 2 種類あり、切断する対象物にあわせて切り替えて使えるようになっている。ビームの集光ヘッドは X, Y, Z の 3 方向に移動することができるため、燃料の回転とラッパ管切断用集光ヘッドの移動とを組み合わせることによって小出力のレーザビームでラッパ管を切断していく。

その後、燃料切り落とし用の集光ヘッドを使い、むき出しになった燃料ピン束の一端を高出力レーザで輪切りにし、解体機の横に設置しているせん断機のマガジンの中に燃料ピン束を挿入する。

### 3.1.2 せん断工程機器

高速炉燃料は、軽水炉燃料に比べ燃料ピンの径が小さく、スペーサの代わりに燃料ピンにワイヤが巻き付けられていることが特徴である。このような燃料のせん断機として、軽水炉再処理で実績のある水平せん断方式で開発してきた。

従来から実績のあるせん断機では、せん断刃を駆動するシリンダはセル壁を貫通する油圧シリンダであり、燃料はマガジン端面から装荷されるが、RETF 用のせん断試験装置は、セル内レイアウトの関係から装置全体をセル内に設置するため油を使わない水圧シリンダを採用し、

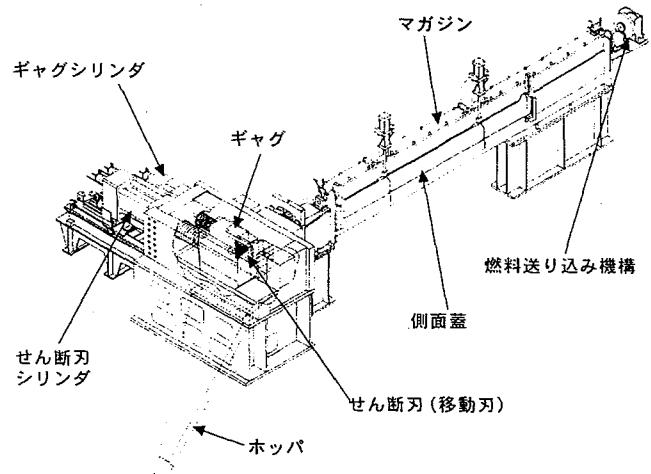


Fig.4 Shearing machine

またレーザ解体試験装置と並べて設置されるため燃料をマガジン側面から装荷する方式を採用している。

このせん断試験装置のコールドモックアップの概要を Fig.4 に示す。解体機で解体された燃料ピン束は、側面蓋を開けた状態でマガジン内に装荷される。側面蓋を閉じたあと、燃料送り込み機構によって燃料ピン束をせん断機本体部へ一定量押し出し、燃料ピン束が動かないよう にギャグで拘束したあと、せん断刃シリンダで駆動される階段状のせん断刃でせん断する。せん断片はホッパ内を落下し、下部に設置された溶解槽に投入される。

### 3.1.3 溶解工程機器

高速炉燃料再処理で用いる溶解槽には、軽水炉用として実績のあるバッチ型溶解槽の欠点を克服した上で、さらに小型で大容量の処理能力が求められる。初期の軽水炉再処理や高速炉再処理で用いられているバッチ型溶解槽は、運転時のオフガス発生量の変動が大きく、オフガス処理設備が大型化する傾向にあるとともに、運転時間がかかることから処理能力を上げるために溶解工程の全体的な大型化が必要であった。一方、高速炉燃料再処理では、使用済み燃料の特徴として高プルトニウム富化度、高燃焼度化となることから、臨界管理、材料腐食等の観点から使用環境が厳しく制限される。このため、サイクル機構ではこれらの課題を解決する新型溶解槽の開発に着手した。

新型溶解槽の開発は、従来の平板型溶解槽（バレル・スラブ型）の改良から始まり、その後、バッチ式に代わる連続式のメリットが認識されるようになり、米国のオークリッジ国立研究所（以下、ORNL と記す。）との日米共同研究の中で回転円筒型の連続式溶解槽が選択され、コールドおよびウラン試験が実施された。

この回転円筒型連続式溶解槽は、連続的（もしくは間欠

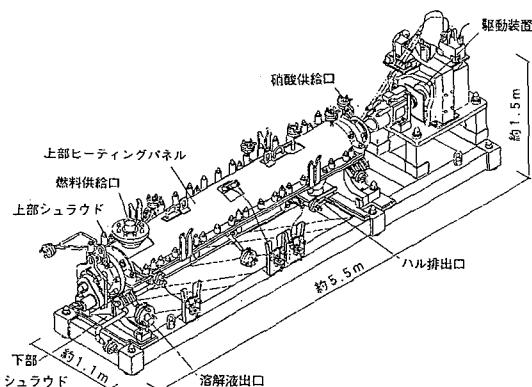


Fig.5 Continuous rotary dissolver

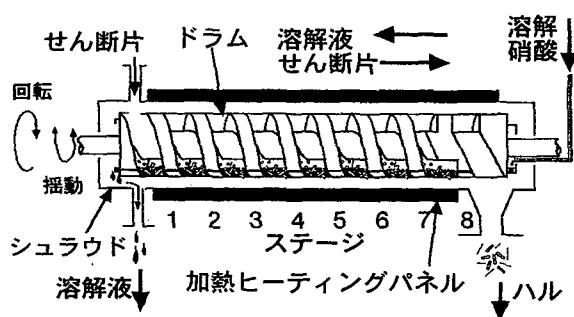


Fig.6 Schematic of continuous rotary dissolver

的)に装荷される使用済み燃料を、溶解用の加熱硝酸との交流接触により溶解し、プロダクトである溶解液と解け残りのハルを連続的に分離し、回収することができるといった特徴を有する機器である。RETF用連続溶解槽の概要をFig.5, Fig.6に示す。RETFでの処理能力については、10 kg/h(金属ウランおよび金属プルトニウム換算)と設定している。溶解条件は、これまでの軽水炉用溶解槽の知見等から液温を60 ℃～沸点、硝酸濃度を5～13.5 Mに設定している。臨界管理については、回転円筒の中心軸の内部に中性子吸収材(B<sub>4</sub>C)を配置し、形状管理と併用することにより可溶性中性子吸収材等を使用せずに臨界安全を担保することが可能である。材料腐食については、チタン5%タンタル(以下、Ti-5%Taと記す。)を採用することにより、沸騰硝酸環境で高い耐食性を確保している。本溶解槽は、駆動部および部品点数を極力少なくし、溶解槽の構造をできるだけ単純化することにより、機械的要因によるトラブルをなくしている。また、運転・保守性の向上の観点から、機内観察用としてファイバースコープを用いた内部観察システムを開発した。

### 3.1.4 清澄工程機器

溶解液中には、固体状の不溶解成分(以下、スラッジと記す。)が含まれている。スラッジは、燃料せん断時に発

生する燃料被覆管のせん断片、燃料溶解時に発生する不溶解残さ等である。高速炉燃料再処理では、燃料の高燃焼度化に伴い、軽水炉燃料再処理に比べて数倍のスラッジ(不溶解残さ)が溶解液中に含まれる。スラッジは、次工程の溶媒抽出工程において悪影響を及ぼすことから、これらを分離・除去するために清澄工程が設けられている。

せん断粉の量および粒径分布は、模擬燃料集合体を用いたせん断試験結果から推定されており、高速増殖炉「もんじゅ」炉心燃料では1体あたり約780 g程度で、粒径は数mmから数μmの範囲である。不溶解残さについては、主に高速実験炉「常陽」の照射済燃料を用いた溶解、抽出試験等のデータから、形状、粒径、発生量、組成が推定されており、高速増殖炉「もんじゅ」炉心燃料1体あたり約850 g、粒径は0.5～5 μm程度である。

清澄装置としては、大きく「遠心式」と「フィルタ式」がある。これまでに、「遠心式」として遠心清澄機、「フィルタ式」としてパルスフィルタを製作し、評価試験を実施してきた。機器の構造、運転性、保守性、安全性、分離能力、処理能力、使用実績および信頼性についての比較結果、並びに開発的要素、廃棄物発生量の低減、運転性、保守性を考慮して、現在、RETF用機器としては遠心清澄機が選定されている。

遠心清澄機は、溶解液中のスラッジを遠心力によって回転するボウル内面に捕集して清澄する。ボウル内に捕集したスラッジは、高圧洗浄水でスプレー洗浄し、洗浄水とともに排出する。遠心清澄機の概要をFig.7, Fig.8に示す。

RETF仕様の定格回転数3000 rpm遠心清澄機の開発は、昭和53年度より着手している。モックアップ試験機および遠隔保守用供試体を用いた清澄性能、洗浄性能、機械的性能試験および遠隔保守性の検討を中心に実施し、次工程の抽出工程への影響度を考慮して限界捕集粒径1 μm、粒径0.85 μmの粒子に対する捕集効率90%以上を設定している[1]。なお、目標限界捕集粒径を0.5 μm程度とする高性能機(定格回転数6000 rpm)の開発も実施しており、0.85 μmの粒子に対する捕集効率99%程度、限界捕集粒径0.85 μmを達成した[2]。また、運転・保守性の向上の観点より、機内に捕集されるスラッジの特定箇所への偏析の有無およびスラッジの洗浄状況の確認を運転中に把握する手段として、ファイバースコープを用いた内部観察システムを開発した。

### 3.2 抽出工程機器技術

PUREX法を用いて高速炉使用済み燃料を再処理する場合、軽水炉燃料に比べて使用済み燃料中のPu含有量が多く、燃焼度が高いことから、臨界安全設計が厳しくなるとともに、溶媒劣化等の問題が深刻化する傾向にある。

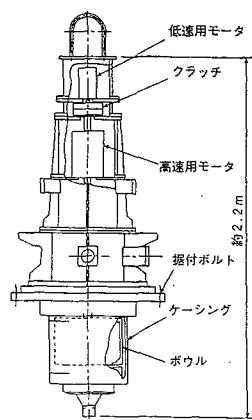


Fig.7 Centrifugal clarifier

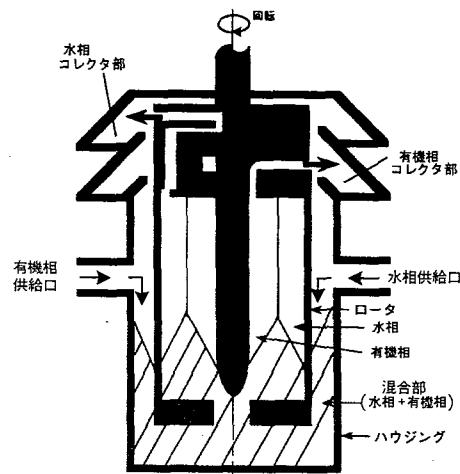


Fig.9 Schematic of centrifugal contactor

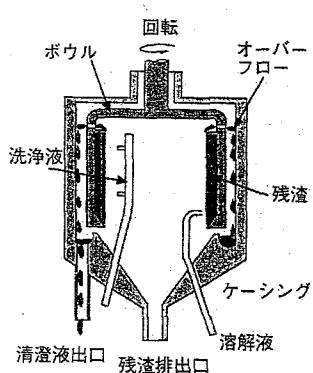


Fig.8 Schematic of centrifugal clarifier

る。

それに対し、遠心抽出器は、混合抽出を行った水相・有機相の分散相を、遠心力を用いることで短時間で分離することができるといった特徴を有する機器であり、分散相を重力で分離するミキサセトラやパルスカラムに比べて小型であり、滞留時間が短く、ホールドアップ量が少なくなるため、上記課題の解決に有利である。

そのため、サイクル機構では遠心抽出器の開発を実施している。Fig.9, Fig.10 に RETF 用遠心抽出器の原理、構造および試作器の外観を示す。図に示すように、遠心抽出器は、抽出分離を行うロータと、ロータを駆動する駆動部、ロータを収納し液の流路としての機能を持つハウジングで構成される。ハウジングの供給口から供給された、有機相と水相は、回転するロータとハウジングの間の混合部で攪拌混合が行われ、その間に抽出が行われる。ロータ内の液は、ロータ入口部の径と、出口部のせきの径の違いに伴う遠心場での傾斜のため、下部から上部へ流れる。そして、ロータ上部で、比重の重い水相はロータ外周部から、軽い有機相はロータ中心部から分離回収され、それぞれハウジングのコレクタへ排出される。排出された液は、コレクタから、ロータのハウジング内

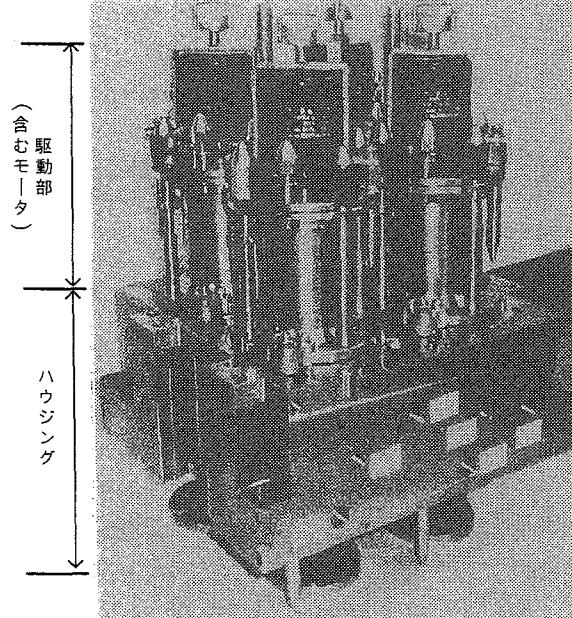


Fig.10 JNC type centrifugal contactor

を貫通する流路を通って隣接段へまたはハウジング外へ送られる。なお、ロータ停止等の異常時に備え、混合部の最上部、コレクタ直下に隣接段へ接続されるオーバーフローラインを設けている。

遠心抽出器の開発は、現在 RETF での使用を目標に開発を継続しており、単機レベルの試験は終了し、RETF の設計条件を満足できる見込みを得た。また、遠隔保守可能であることも確認している。なお、遠心抽出器の抽出性能に関しては、昭和 62 年から平成元年にかけ遠心抽出試験装置（6 段 or 10 段の多段システム）を用いたウラン抽出試験および過渡特性試験を実施しており、段効率として抽出の場合 90 %以上、逆抽出の場合 85 %以上の値が得られている[3]。

一方、溶媒洗浄工程等で水相と有機相との流量差が数十倍に達する条件で、使用可能な遠心抽出器として内部

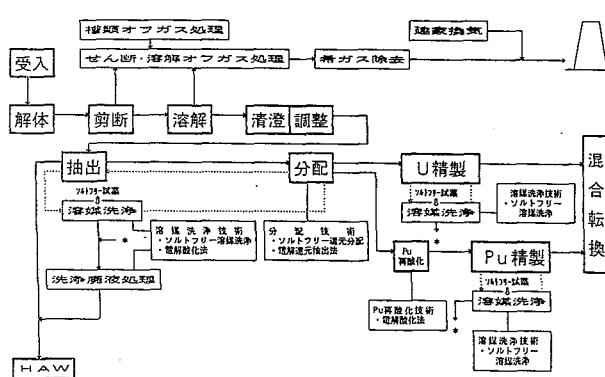


Fig.11 Diagram of reprocessing using salt-free method

Table 1 Advanced reprocessing using salt-free method

	分配工程	Pu再酸化	溶媒洗浄工程
従来プロセス	ウラナスによる Pu/Uの分離 〔ミキサーセトラー or パルスカラム〕	NOxによる Pu(III)の再酸化 〔NOx酸化塔 NaNO3による NOxの発生〕	アルカリ試薬(NaCO3+NaOH)による溶媒洗浄 〔ミキサーセトラー〕
ソルトフリー技術を適用した 将来プロセス	・ソルトフリー還元試薬 (HAN, Hdz) によるU/Puの分離 ・電解還元法によるU/Puの分離 〔電解還元装置+遠心抽出器〕	・電解酸化法による Pu(III)の再酸化 〔電解酸化槽〕 ・電解還元法によるU/Puの分離 〔電解還元装置+遠心抽出器〕	・ソルトフリー試薬 炭酸ヒドラジン シウ酸ヒドラジン による溶媒洗浄 〔遠心抽出器〕 ・電解酸化法による 洗浄廃液の処理 〔電解酸化槽〕

循環型遠心抽出器を開発している。

現在、駆動部の耐久性試験を継続するとともに、実機相当の多段で構成された遠心抽出器試験装置で液流動性、抽出特性の確認等を実施する計画である。

### 3.3 ソルトフリー技術

ソルトフリー技術とは、「含塩廃棄物発生の低減」を目的とした技術であり、以下に示すような基本的考え方に基づき再処理プロセスへの適用を検討してきた。

ソルトフリー技術では、従来技術と同等以上の性能を担保しつつ、工程からの含塩廃棄物発生量の抑制、低減および試薬添加量の削減を図る。また、本技術では、コンパクト化および工程の短縮化が図れるプロセスを採用するとともに、運転の簡素化を図る。

Fig.11, Table 1 にソルトフリー技術の工程全体にわたる適用先とそれらの内容を示す。上記の考え方を満足する方法として、容易に気体にまで分解可能な試薬（ソルトフリー試薬）の採用（溶媒洗浄試薬や Pu 分配試薬に適用）や電気化学的手法を用いた Pu の還元および試薬の分解が

あげられる。

サイクル機構では、これまでにソルトフリー溶媒洗浄試薬（炭酸ヒドラジン、シウ酸ヒドラジン）を用いたソルトフリー溶媒洗浄工学試験、ソルトフリー還元試薬（硝酸ヒドロキシルアミン（以下、HAN と記す。））を用いた Pu 分配試験、電解酸化槽を用いた電解酸化工学試験を実施してきている[4,5]。

これらの試験結果をふまえ、以下の技術を RETF の設計に反映してきている。

- ・ソルトフリー還元試薬（HAN）による U/Pu の分配
- ・電解酸化槽による Pu(III)の再酸化およびソルトフリー還元試薬の分解
- ・ソルトフリー溶媒洗浄試薬（炭酸ヒドラジン、シウ酸ヒドラジン）による溶媒洗浄
- ・電解酸化槽によるソルトフリー洗浄試薬の分解

### 3.4 材料技術開発

サイクル機構における再処理分野の材料技術開発は、東海再処理工場が直面した再処理機器の腐食故障の原因究明という形で開始され、以後、プラントの安全性向上および稼働率維持の観点から重要な基盤技術開発として位置付けられた[6]。

現在、我が国の再処理施設における機器材料の多くにはステンレス鋼が適用されている。ステンレス鋼は一般に硝酸環境中で不働態を形成し、優れた耐食性を示すことから、再処理分野のみならず硝酸化学プラントで汎用される優秀な材料である。しかし、操業初期に生じた東海再処理工場の腐食故障事例が示すように、ステンレス鋼の過不働態に相当する強酸化環境では粒界侵食を伴って腐食が加速される。そこで腐食故障への対策として、強酸化環境でさらに耐食性に優れた Ti-5Ta や Zr の適用技術開発が行われ、材料側および環境側から機器の長寿命化に向けて腐食データの収集が進められてきた。その結果、Ti-5Ta や Zr はすでに軽水炉用再処理施設の装置材料として適用されてきており、実用化に成功している。

中でも高速炉燃料再処理用の材料技術開発については、主に RETF 用の装置材料に関する設計データを取得するために、実溶解液中での腐食挙動や軽水炉の場合よりも腐食への影響として懸念されるプルトニウムや放射線等、高速炉燃料に特徴的な環境側の腐食因子に着目して、腐食データの収集および機構解明に取り組んできた。

高速炉燃料溶解液中での各種材料の腐食挙動については、Fig.12 に示すようにオーステナイト系ステンレス鋼は純硝酸環境と比較して、腐食が加速される傾向を示す一方、Ti 系材料や Zr は溶解液中においても優れた耐食性を示した[7]。さらに硝酸プルトニウム溶液による評価結果との比較から、燃料溶解液中のプルトニウムがステンレス鋼の主な腐食促進要因であることが示唆された[8]。

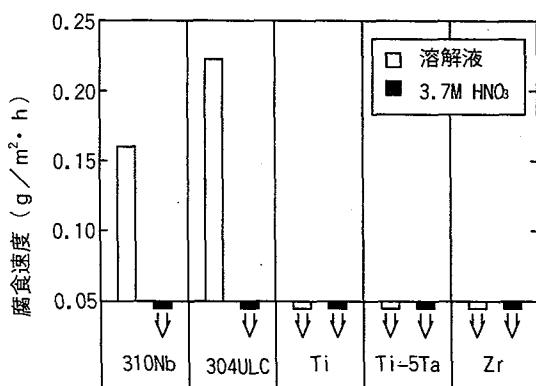


Fig.12 Corrosion rates in pure nitric acid and dissolver solution

放射線の影響については、高燃焼度による核分裂生成物の発生量増大を考慮し、 $\gamma$ 線を対象に材料腐食への影響について調査してきた。その結果、強酸化環境条件では生成した Ru, Cr の高次イオンが $\gamma$ 線により還元されるため、ステンレス鋼の腐食は一般に抑制される方向に作用することが示唆された。

このように高速炉燃料再処理環境はプルトニウム量の増大等により、軽水炉環境よりも一層腐食環境が過酷になるものと予想されるが、軽水炉環境で蓄積された知見を生かしつつ、高速炉燃料特有の腐食因子を踏まえた技術開発が進められている。

### 3.5 遠隔技術

サイクル機構では、当時計画されていた高速炉燃料再処理パイロットプラントにおいて、大型セルによる遠隔保守方式の概念を採用することとし要素技術の開発に着手した。

大型セルによる遠隔保守方式は放射性物質により汚染される保守対象機器をラック(規格化されたフレーム構造体)の中に収納した上で、クレーン等の大型の保守機器が配置されている大容積のセルに設置し、電気式マスタースレーブマニピュレータ(以下、EMSMと記す。)やクレーンで保守作業等を行うというものである。

昭和 57 年度よりサイクル機構版 EMSM となる両腕型バイラテラル(力帰還機構)サーボマニピュレータ(以下、BSM と記す。)の開発[9]に着手し、翌昭和 58 年 8 月に試作 1 号機の製作を完了した。試作 1 号機は制御の関係上スレーブアームの自重補償を最小限とするため、肘が外側を向いた形状のプレーナ型を採用した。この形状は保守対象機器に対して側面からのアクセスに適しているが、ラックへのアクセスには不向きだった。

このため、昭和 60 年度から試作 2 号機の開発に着手した。比較的高出力で、かつ速い動作速度を必要とする肩

関節および肘関節については、エルボダウン式モータ集中配置トルクチューブ駆動方式を採用しラックへのアクセスを考慮した。

さらに、昭和 62 年度からは、平成元年度に東海事業所のガラス固化技術開発施設(以下、TVF と記す。)へ BSM が導入されるまでに、その機能向上を目的とした改良を実施した[10]。

マスターアーム操作力低減に関しては、試作 2 号機ではマスターアームの反力(=出力)を最大 4 kg で設計しているが、ここでは 1 kg 程度あれば遠隔操作を行う上で支障ないことを確認し、設計に反映した。

バイラテラル性能の向上に関しては、試作 2 号機ではマスターアームの自重補償に電気バランス方式を採用していたことから、自重補償分、モータ出力が分散し、モータ出力が有効に活用されず、その分バイラテラル性能を低下させていた。そこで、マスターアーム操作力の低減に加えて、改良型マスターアームの機械設計においては低摩擦モータと小型ギアを採用することとした。この結果、マスター側の不感帯を低く抑えることができ、また、マスターアーム操作力の低減と相まって、さらに、各制御ゲインを高めることで、バイラテラル性能の向上を可能とした[11,12]。改良後の試作 2 号機外観を Photo.1, Photo.2 に示す。

耐放射線性高品位 TV システム(HDTV)については目標としていた  $2.58 \times 10^4$  C/kg ( $10^8$  R) の耐放射線性を有する

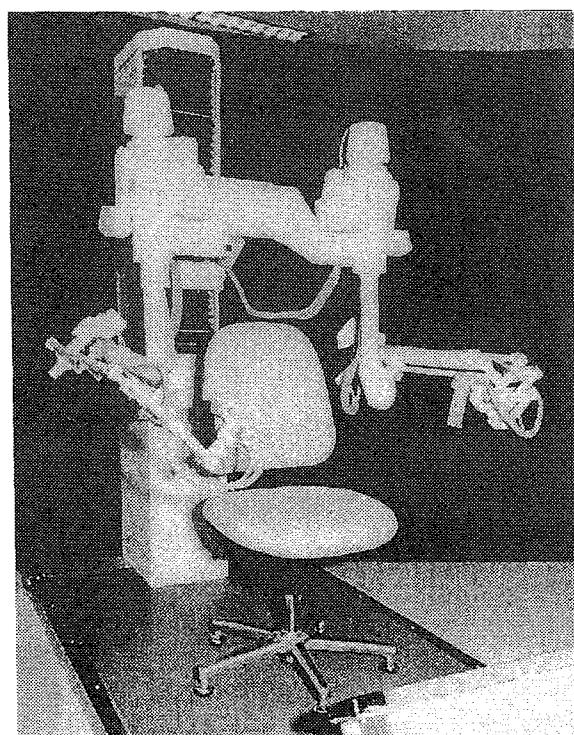


Photo.1 BSM master arms

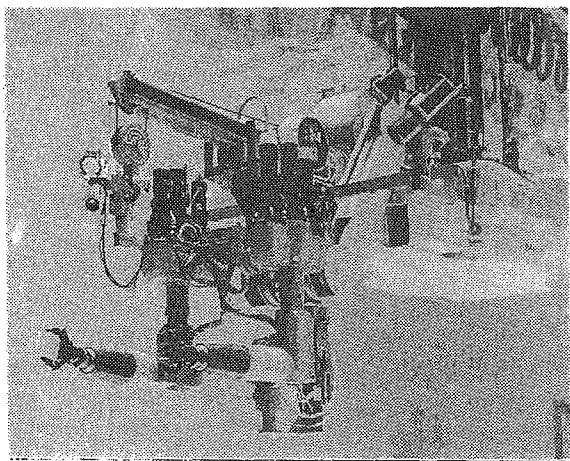


Photo.2 BSM slave arms

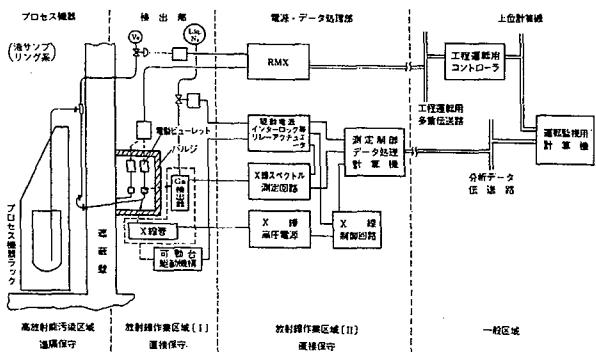


Fig.13 In-line K-edge/XRF analysing system

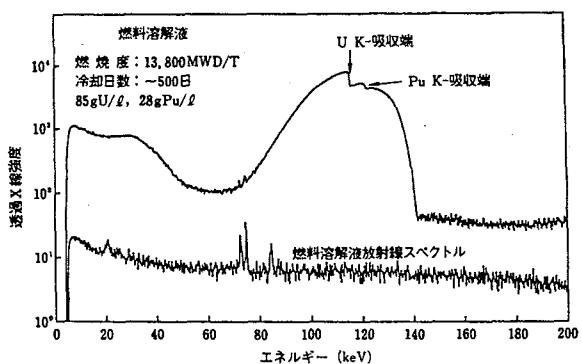


Fig.14 K-edge and X-ray spectrometric data for dissolver solution

る水平解像度 700 本の HDTV システムを昭和 62 年度に開発し、TVF 用 BSM の左肩カメラに採用した。

これらの成果のほとんどは RETF における遠隔保守設計に反映されている。

### 3.6 分析技術

核燃料再処理プラントにおいては、工程管理、計量管理、製品管理を目的として分析を行うが、その分析項目は数百種にもおよび、多大な分析設備と作業員を必要とし、プラントの運転コストにも影響を与える。このため、分析の効率化、作業員の被ばくの低減化等、分析業務の合理化、省力化を目標とした技術開発を行ってきた。

#### 3.6.1 インライン分析技術開発

インライン分析法は、分析の省力化、迅速化、被ばく低減化および発生廃棄物の低減化を達成するための理想的な技術であり、経済効果も期待できる。

これまでに  $\alpha$  モニタ、K 吸收端 Pu、U 濃度モニタ、フォトメータ等多くのインライン分析技術 (Fig.13, Fig.14) について、システムの設計研究、Pu、U 確証試験、遠隔保守試験を実施しており、 $\alpha$  モニタやフォトメータの開発技術は、RETF のインラインモニターに採用されることになっている。

これ以外にも、K 吸收端 Pu、U 濃度モニタ、フロークローメトリ等は実用段階に近いレベルに達している技術であり、この測定原理をオフライン分析へ応用をすれば再処理プラントにおいても十分に利用できる技術となる。

#### 3.6.2 オフライン分析技術開発

オフライン分析技術開発は、既存の分析手法や分析装置を改良し、セルやグローブボックスの作業環境に適合させる技術開発であるため、プロセス条件に左右されることなく分析側の要求で開発を進めることができる。

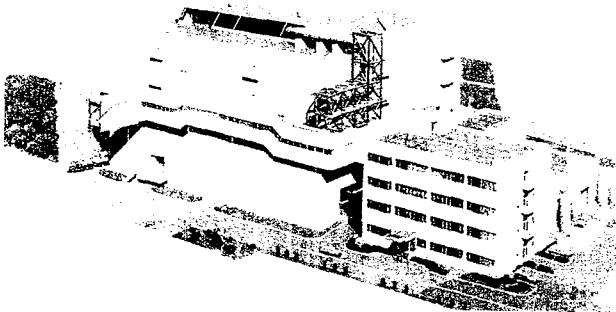
これまでに実用化あるいは設計に反映されたオフライン分析技術には、セル内操作型プラズマ発光分析装置、劣化溶媒分析装置等があり、その開発成果は RETF 等実施設の分析設備設計に反映されている。また、全自動滴定分析装置など開発を継続している技術もあり、今後の展開が期待される。

#### 3.6.3 今後の展開

これまでの分析技術開発の目標は、プロセス側および分析側双方のニーズを考慮したプラント運転の合理性、経済性、分析作業の省力化を狙ったものであり、今後もその基本は不变である。しかし、今後は前記目標を堅持しつつ、さらに経済性を重視するとともに、MA 核種分析の高感度、高精度化、迅速化、化学構造解析技術の確立など、新たなプロセス研究に備えた研究開発支援型の分析技術開発を進める。また、先進再処理技術として開発を進めている乾式再処理に関するプロセス研究に備え、MOX、溶融塩など固体分析に関する分析測定技術、前処理技術、分析廃棄物の処理技術を確立していく。

### 3.7 プラント設計技術

サイクル機構においては、これまでの研究開発および日米協力の結果を踏まえて高速炉燃料を用いた試験を目



**Fig.15 View of RETF (computer aid 3D graphic)**

的とした RETF の概念を構築し、それを基本として設計、建設を行うことにより、プラント設計技術の開発を進めてきた (Fig.15 参照).

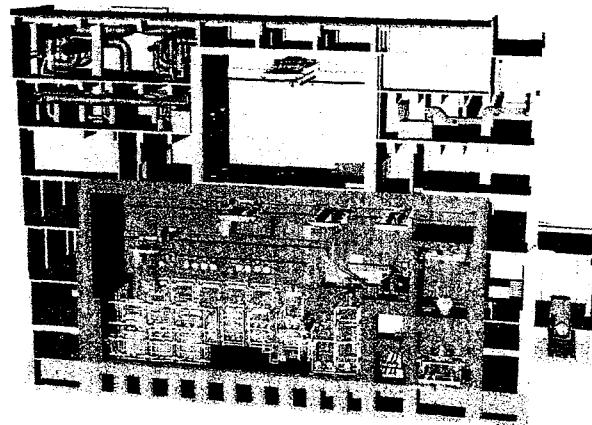
RETRF は、高速増殖炉「もんじゅ」の炉心燃料・ブランケット燃料、高速実験炉「常陽」のブランケット燃料を用いて、高速炉燃料湿式再処理機器・プロセスのホット工学試験を行うための施設であり、解体試験設備、せん断試験設備、溶解試験設備、清澄試験設備、抽出試験設備、溶媒洗浄試験設備等を有するものである。

RETFでは、大型遠隔保守セル方式を採用し、上記の試験設備をFig.16に示す試験セルと呼ぶ大型セルに収納することとした。さらに主要機器を金属フレームで構成された移動可能なラック上に配置することで、機器の交換・変更が比較的容易に行える設計とした。保守については試験セル内での両腕型マニピュレータ等での遠隔操作による保守、機器の取り外しおよび搬出ができる、さらに保守用のセルへの搬出後、直接保守も可能な設計とした。

なお、大型セルの採用に伴いセル換気風量を低減せざるため、セル内の温度管理を専用のセル内冷却器で行う低風量換気を採用し、さらに試験セルの排気は槽類オフガス処理設備で処理することとし、セル内汚染が生じても環境への放出放射能が低減できる設計とした。

安全設計としては、臨界、火災・爆発の防止、遮へい、耐震、耐圧等を考慮した設計としている。特に臨界安全について、基本的に形状管理および質量・濃度管理を組み合わせることにより臨界安全を確保し、臨界管理办法の異なる機器への溶液の移送については、施錠弁を設け誤移送を防止する設計とした。

火災・爆発の防止については、これまでの再処理施設の設計と同様に、有機溶媒を引火点未満で取り扱うとともに、着火源を排除し、蒸発缶においては TBP の急激な分解反応を防止するため加熱蒸気温度を制限する設計と



**Fig.16** View of RETF main cell

した。

また、これら安全設計のため、線源計算、臨界計算、遮へい計算など、最新の計算コードの整備を行っている。

さらに施設の安全評価については、異常時影響評価に基づき運転時の異常な過渡変化(AT)、異常な過渡変化を超える事象(BAT)の評価を実施し、安全性を確認した。

なお、本施設は平成7年1月に着工以来、锐意建設を進めてきたが、平成9年3月に発生したアスファルト固化処理施設の火災・爆発事故を契機にサイクル機構として安全対策に重点を置いた事業展開を図ることから予算の見直しを行い、RETF建設工事を一時中断することになった。さらに、サイクル機構の中長期事業計画ではこれまでの高速増殖炉サイクル技術開発の進め方を見直し、その後のRETF計画を作成することとなっている。

#### 4 先進再処理技術開発の現状

#### 4.1 簡素化 PUREX プロセス開発

次世代の核燃料サイクルとして、サイクル機構は経済性に優れ環境負荷低減および核不拡散性も考慮した先進核燃料サイクルを提案している[13]。これは、現行のPUREXプロセスをより簡素化、最適化することにより、建設コストおよび使用試薬量を低減し（経済性）、また分離プロセスから発生する廃棄物量を低減するものである（経済性・環境負荷低減）。

PUREX プロセスの簡素化をさらに進めるための条件として、PUREX プロセス製品の低 DF 化が提案されている。現行の PUREX プロセス製品に比べてどの程度の低 DF 化が可能であるかについて、燃料製造および炉心設計と密接な協議・調整が必要であるが、低 DF 化を前提条件とすることにより、除染工程の短縮と製品の精製工程の削減が期待される（経済性）。さらに、製品の低 DF 化は、核分裂性物質へのアプローチを困難にすることを意味する（核不拡散性）。

分配工程における U 洗浄工程の削減およびフローシート条件の最適化により、燃料製造に都合の良い比率の U/(Np)/Pu 混合製品が得られるようなプロセスも検討している。これにより工程が簡素化され（経済性）、また Pu を単独で扱うことのないプロセスとすることができる（核不拡散性）。

高レベル放射性物質研究施設（以下、CPF と記す）では、簡素化 PUREX プロセス開発として、U・Pu 共回収並びに Pu・Np 共回収型のフローシート検討のためにホット試験を実施してきた。U・Pu 共回収は分配工程に洗浄溶媒を供給しない方法を採用した。ここで、Pu 逆抽出液の流量を調節することにより、Pu 製品中の U と Pu の比を適宜調整できることを確認した。また、Np 回収方法として、工程内の亜硝酸濃度を低下させることにより、Pu 製品に移行させる方法を検討した[14]。具体的には、フィード液中の Pu の一部を  $Pu^{6+}$  に酸化し、共存する亜硝酸濃度を低下させる方法についてホット試験を実施した。今後、プロセスフローシートの最適化および分離メカニズムなどに関連した検討を深める必要があるが、基本的には本法により Np の共回収が可能であることを確認した。

#### 4.2 晶析技術

高速炉燃料サイクルにおける将来の湿式再処理技術では、低除染燃料の利用が成立することを前提に、工程を簡素化し Pu を一部の U とともに回収することを指向しており、PUREX 法の改良の他にイオン交換法、炭酸沈殿法、晶析法等の候補が挙げられる。このうち、晶析法は PUREX 法と組み合わせることにより廃棄物低減と経済性向上の可能性をもっている[15]。

晶析法とは、対象となる溶液中の目的成分濃度を過飽和とすることにより、目的成分を結晶として回収する方法である。過飽和溶液を得るには、水分を蒸発させて目的成分濃度を上げる、あるいは溶液を冷却し溶解度を下げる等の方法がある。溶解度の温度依存性が高い硝酸ウラニル-硝酸溶液の系に対しては、冷却晶析が適用される。

原子力分野において晶析法が実際に適用され、プラントとして操業された例はないが、西独 Kernforschungszentrum Karlsruhe（現在、独 Forschungszentrum Karlsruhe）および東京電力（株）／三菱マテリアル（株）において U 精製工程への晶析法適用が検討された例がある[16,17]。

溶媒抽出工程に供給される使用済み燃料溶解液には、U が金属元素として最も多く含まれている。ここで溶媒抽出工程に先立ち U を粗分離できれば、溶媒抽出工程への供給液量や必要な試薬を大幅に削減することができる。晶析法は不純物を含む系から多量成分を結晶として分離回収することができる方法である。これを燃料溶解液に適用した場合には U のみを分離回収することができる。

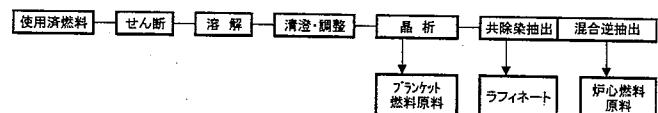


Fig.17 Process diagram for crystallization

さらに晶析工程での U の回収率設定によっては U, Pu 混合製品の Pu 富化度の調整も期待できる。

Fig.17 に晶析法を導入した場合の再処理工程概念図を示す。晶析法導入プロセスは、せん断工程、溶解工程、清澄工程、晶析工程、溶媒抽出工程からなる。晶析において溶液の温度を低下させることにより U の大半を結晶として回収する。晶析工程の製品はプランケット燃料の原料とする。晶析工程後の溶液は母液と呼ばれ、溶媒抽出工程へ供給する。U, Pu の逆抽出には希硝酸を用い、U, Pu を共に回収する。回収製品は炉心燃料の原料とする。従来の PUREX プロセスに存在した U 逆抽出工程は不要となる[18]。

晶析プロセス開発のためには U, Pu の溶解度に関する基礎データは必須である。そこで、高ウラン濃度溶液等を用いた基礎試験を実施し、基礎データの採取、晶析条件の確認を行っているところである。

#### 4.3 マイナーアクチニド(MA) 分離技術

TBP (Tri-Butyl Phosphate) は Am 等 3 倍 MA の抽出性に劣るため、TBP 以外の抽出剤を用いた 3 倍 MA 分離技術が数多く開発してきた。このうち主な分離技術として、二座配位型中性抽出剤を用いたプロセス (TRUEX プロセス[13], DIAMEX プロセス[19]) や TBP よりも電子対供与性の大きいホスフィンオキシドを用いたプロセス (TRPO プロセス[20])、酸性抽出剤を用いたプロセス (4 群分離プロセス[21]) などが提案されている。いずれのプロセスも 3 倍 MA とランタニド元素の分離が大きな課題として挙げられている。ランタニド元素の中には、中性子吸収断面積が大きく、いわゆる中性子毒として作用するものがあるため、いかにランタニド元素をアクチニド元素から分離するかが重要となる。

サイクル機構では、TRUEX プロセスをベースとした MA 分離技術開発を中心に試験研究を進めてきている。コールド試験では、主に FP 元素に注目した試験を、トレーサー試験では、Np や Pu の分配挙動および Am/Eu 分離挙動等について、バッチ法による基礎試験を、ホット試験では CPF において各種基礎試験成果の確証を行うための向流多段基礎試験等を実施した。これまでのところ、高レベル廃液（濃縮操作なし）から直接 3 倍アクチニド元素の 3 倍 MA からの分離が困難であること、抽出キャバ

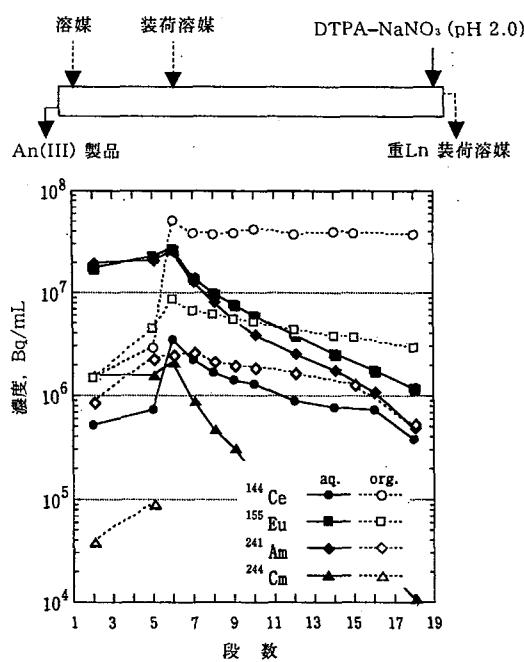


Fig.18 Stage profiles of major nuclides in the actinide(III) stripping process

シティがあまり高くないことなどの課題を摘出してきた。これら摘出課題のうち、3価MAとランタニド元素の分離については、アミノポリ酢酸を用いた分離法(SETFICS法)などを検討してきており、これまでDTPA(Di-ethylene Tri-amino Penta-Acetic acid)を利用し、実液を用いた向流連続試験による分離性能の確認まで実施している(Fig.18)[22]。上述した分離法では、3価MAとランタニド元素の粗分離を行う。次のステップとして、3価MA、特にAmを単離するため、Amを高原子価に酸化したのち、炭酸塩沈殿法あるいは溶媒抽出法により他の3価金属と分離する方法の開発研究を進めている。

#### 4.4 乾式再処理技術

乾式再処理技術の研究開発は、PUREX法に代表される湿式再処理法と同時期に始められたが、もともと金属燃料に使用する金属ウランの精製法とその再処理方法として研究されており、研究開発の中心が酸化物燃料に移るにしたがって縮小されていった。

しかし、近年、より高い経済性、環境負荷の軽減、核不拡散性の点で湿式再処理法に比べて優位となる可能性を有する乾式再処理技術が注目され、将来湿式法と比較評価を行うことを目標にサイクル機構においてもその研究開発を加速してきた。

サイクル機構の開発目標は実用性の高い酸化物燃料のリサイクルを実現することである。このための乾式プロセスとして、米国ハンフォード研究所および露国原子炉

科学研究所(RIAR)等で開発された「酸化物電解法」[23,24]を改良したプロセス(Fig.19)を基本プロセスとして研究開発を進めている。また、これと平行して、米国アルゴンヌ国立研究所および(財)電力中央研究所(以下、電中研と記す。)等で開発が行なわれてきた「金属電解法」[25]を基本プロセスとして、「還元工程」(酸化物を金属に転換する)と「酸化工程」(得られた金属を酸化物に戻す)を付加したプロセス(Fig.20)について、電中研との共同研究により、東海事業所CPFでのプルトニウムを用いた試験を実施することとしている。

「酸化物電解法」に関しては、平成11年度から研究開発に着手し、実験的手法によるウランを用いた溶解および電解試験を計画している。また、本方式の最も大きな課題の一つである電析UO<sub>2</sub>からの貴金属FPの分離に関する試験を実施し、新しい分離方法の検討を進めている。一方、本方式について先行して研究開発を進めているRIARとの共同研究を行うべく調整を実施している。

また、「金属電解法」をベースとする方法については、平成6年霧囲気制御グローブボックスを導入し、CeやYを用いた試験によって原理確認、試験技術習得を目的に研究を開始した。その結果、電解析出の基本原理の確認を行うとともに、塩化物分解時の発生塩素挙動等の知見が得られた。一方、ウランを用いた試験は本研究開始時の方針に従って、酸化物燃料のANLプロセス適用に必須の「還元」と「酸化」プロセスの可能性の確認を行った。特に「酸化」プロセスについては溶融Cd中にウランを溶解して酸化する独自のアイデアに基づく実験を行い、生成物がUO<sub>2</sub>だけが優先的に生成することを見出した。この手法は高温を要する塩蒸留工程を省くことを可能にすることで意義がある。

#### 5 再処理技術開発の当面の進め方

再処理技術の今後の開発は、これまでの再処理技術開発の単なる延長上としてとらえるのではなく、安全性、経済性向上、資源の有効利用、環境負荷低減、核不拡散抵抗性の向上等、社会の多様なニーズに適合できる先進的リサイクル技術として開発していくことを強く要望されている。また、国内外の機関とより一層協力して開発していく必要がある。

具体的には、軽水炉と比肩する経済性を確保する上で有望と考えられるFBRサイクルの候補概念を具現化し、実用化に向けた開発シナリオを策定することおよび工学的試験も含めて技術的成立性を確認して整合性を図ったシステムの構築を目指した開発をおこなうことであり、湿式法、乾式法等について、基礎データを取得しつつ、かつ、社会のニーズへの適合の下に絞り込みを行いつつシステムの構築開発を進めていく。

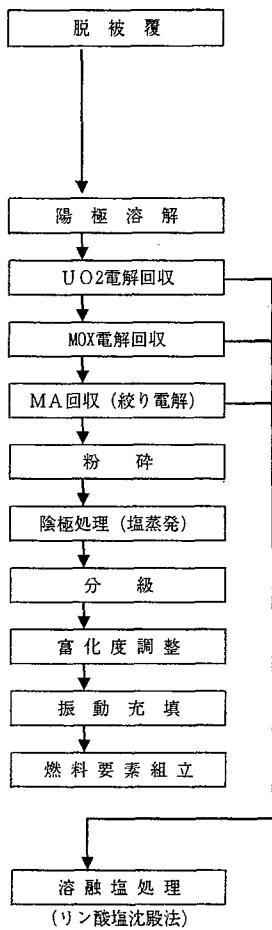


Fig.19 Oxide fuel electrowinning process (includes fuel fabrication)

湿式再処理法については、従来の湿式 PUREX 工程を経済性の観点から見直し、低除染性を許容した簡素化 PUREX 工程／燃料製造一体化のプラント概念の具体化、プラント規模、TRU 回収、窒化物燃料対応性等、経済性に影響を及ぼす因子の定量的な評価、プロセスやプラント設計・評価手法に関する整備を進める。

乾式再処理については、高温電気化学法をベースとする改良 RIAR 法および改良 ANL 法、さらにはフッ化物揮発法の 3 方式について、それぞれのプラント概念を構築し、主として経済性の観点から評価を行う。また、湿式法のプラントと併せて、経済的な競争力について比較・評価を行うものである。

#### 参考文献

- [1] 安隆己 他: 高速遠心清澄機の開発. 日本原子力学会 1991 年 春の年会, 近畿, 3 月 28~30 日, M1 (1991).
- [2] 小島久雄: プルトニウムの利用技術の現状と課題 -

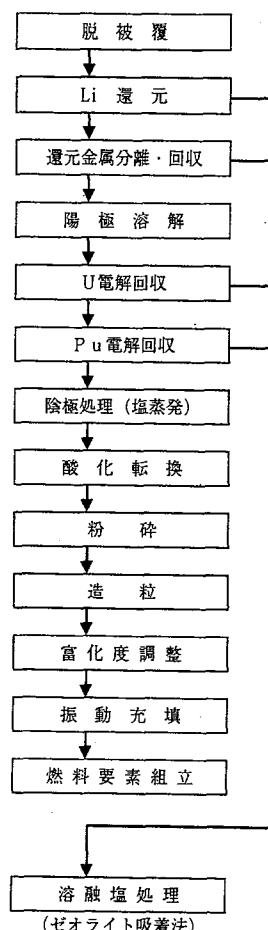


Fig.20 Metallic fuel electrorefining process with lithium reduction and fuel oxidation (includes fuel fabrication)

使用済み燃料の再処理 - 高速炉再処理 - 原子力工業 第 40 卷, 第 1 号, 37-42 (1994).

- [3] Takeda,H. et al. : Development of a centrifugal contactor. ISEC'90, July 16-21, 112 (1990).
- [4] 駿谷忠博 他: ソルトフリー電解酸化槽工学試験. 動燃技報 83, 55-61 (1992).
- [5] Ozawa,M. et al. : Mechanism for solvent cleanup process using salt-free reagent. RECOD'91, April 14-18, II, 1134-1139 (1991).
- [6] 武田誠一郎 他: 再処理分野における材料技術開発の現状. 動燃技報 67, 64-75 (1988).
- [7] 武田誠一郎 他: FBR 使用済み燃料溶解液中での各種金属材料の耐食性. 日本原子力学会誌 36, 146-157 (1994).
- [8] 武田誠一郎 他: 硝酸プルトニウム溶液での各種金属材料の耐食性. 材料と環境 44, 24-29 (1995).
- [9] 横原英千世: 核燃料サイクル施設用遠隔保守技術の開発. 動燃技報 49, 61-75 (1984).
- [10] 藤田雄二 他: 両腕型サーボマニピュレータの操作性

- 改良. 動燃技報 **68**, 74-79 (1988).
- [11] Koizumi, T. et al.: Remote maintenance test of two-arm bilateral servo-manipulator system. *37th Conference on Remote System Technology*, 129-135 (1989).
- [12] 川妻伸二 他: サーボマニピレータの操作性に関する考察. 計測自動制御学会 第 32 回学術講演会予稿集, 251-252 (1993).
- [13] Horwitz, E.P. et al.: The TRUEX process — A process for the extraction of the transuranic elements from nitric acid wastes utilizing modified Purex solvent. *Solvent Extr. Ion Exchange* **3**, 1&2, 75-109 (1985).
- [14] 根本慎一 他: 高速炉燃料再処理での Np と Pu の共回収. 動燃技報 **99**, 87-92 (1996).
- [15] 山名元 他: 先進的 MOX 燃料リサイクル技術開発. エネルギーレビュー 第 **16** 卷, 第 4 号, 12-17 (1996).
- [16] Henrich, E. et al.: Combination of TBP extraction and nitrate crystallization for spent nuclear fuel reprocessing. *I. Chem. E. Symposium Series* No.103, 191-205 (1988).
- [17] 倉嶋昭弘 他: 再処理工程における晶析精製法の検討[VII]. 日本原子力学会 1992 年秋の大会, 名古屋, 10 月 20~23 日, G53 (1992).
- [18] 柴田淳広 他: PUREX 再処理工程への晶析法の導入に関する検討. 日本原子力学会 1999 年秋の大会, 新潟工科, 9 月 10~12 日, K49 (1999).
- [19] Baron, P. et al.: State of progress of the DIAMEX process. *GLOBAL'97*, Oct.5-10, **1**, 366-370 (1997).
- [20] Song, C. et al.: Treatment of high saline HLLW by total partitioning process. *GLOBAL'97*, Oct.5-10, **1**, 475-480 (1997).
- [21] Kubota, M. et al.: Development of the four group partitioning process at JAERI. *NUCEF'98*, JAERI-Conf 99-004, **1**, 210-214 (1999).
- [22] Koma, Y. et al.: A counter current experiment for the separation of trivalent actinides and lanthanides by the SETFICS process. *Solvent Extr. Ion Exchange* **16**, 6, 1357-1364 (1998).
- [23] Bychkov, A.V. et al.: Pyroelectrochemical reprocessing of irradiated FBR fuel. III. Experiment on high burn-up Fuel of BOR-60 Reactor. *GLOBAL'97*, Oct.5-10, **2**, 912-916 (1997).
- [24] Harmon, K.M. et al.: The Salt Cycle Process. In: *Progress in Nuclear Energy. Series III*, 429-460 (1970).
- [25] 金属燃料サイクル技術研究専門委員会 編: 金属燃料サイクル技術—その現状と将来の見通しー. 日本原子力学会(1995).