



放射性廃棄物の処理技術開発

大内 仁 宮本陽一* 池田諭志*
緒方義徳*² 武田啓二*² 横山紘一郎*²
吉岡正弘*² 谷本健一*³

環境技術開発推進本部

* 東海事業所環境技術開発部

*² 東海事業所環境施設部

*³ 大洗工学センター管理部

資料番号：100-12

Research and Development on Treatment of Radioactive Waste

Jin OHUCHI Yoichi MIYAMOTO* Satoshi IKEDA*
Yoshinori OGATA*² Keiji TAKEDA*² Koichiro YOKOYAMA*²
Masahiro YOSHIOKA*² Kenichi TANIMOTO*³
Radioactive Waste Management Project, Head office
* Waste Technology Development Division, Tokai Works
*² Waste Plants Operation Division, Tokai Works
*³ Administration Division, O-arai Engineering Center

動燃事業団では、我が国の方針に基づき、使用済燃料の再処理により発生する高レベル放射性廃液の固化処理技術開発として、1970年代から液体供給式直接通電型セラミックメルタ(LFCM)の開発を行い、これらの成果に基づきガラス固化技術開発施設(TVF)を建設した。現在、TVFにおいて開発運転を実施中である。

また、使用済燃料の再処理およびMOX燃料製造により発生する種々の低レベル放射性廃棄物に対しては、放射性クリプトンの回収・貯蔵技術、廃溶媒の処理技術、焼却・圧縮・溶融等による雑固体廃棄物の減容技術および核燃料サイクル施設の廃止措置のための解体・除染技術等の開発を行っている。

1. はじめに

原子力利用に伴い発生する放射性廃棄物の処理処分対策や原子力施設廃止措置対策は、必須の課題である。

平成6年6月に原子力委員会により策定された「原子力の研究、開発および利用に関する長期計画」(以下「長計」という)において、「整合性のある原子力発電体系という観点から残された最も重要な課題は、放射性廃棄物の処理処分と原子力施設の廃止措置とを適切に実施するための方策を確立することであり、これは原子力による便益を享受している我々の世代の責務である」としている。

我が国の放射性廃棄物の区分は、再処理工程で分離される高レベル放射性廃液およびその廃液をガラス固化した固化体が「高レベル放射性廃棄物」とされ、それ以外はすべて「低レベル廃棄物」と総称されている。また、低レベル廃棄物に関して

は、原子力発電所等から発生する「低レベル放射性廃棄物」、発電所を除く核燃料サイクルの中では、再処理・MOX燃料加工施設から発生する「TRU核種を含む放射性廃棄物」ウラン燃料加工施設等から発生する「ウラン廃棄物」、また、放射性同位元素等の使用施設等から発生する放射性廃棄物(RI廃棄物)、研究所等廃棄物に区分されている。

動燃事業団では、従来よりウランの製錬転換、濃縮、燃料製造、使用済燃料の再処理等の核燃料サイクル全般での開発業務を実施しており、それに伴って、種々の放射性廃棄物が発生している。

東海事業所では、ウラン濃縮技術開発施設等でウランを、プルトニウム燃料開発施設等でプルトニウム等のTRU元素を、再処理工場等で使用済燃料を取り扱っており、「高レベル放射性廃棄物」、「TRU核種を含む放射性廃棄物」および「ウラ

ン廃棄物」が発生している。大洗工学センターでは、高速実験炉「常陽」、燃料材料の照射後試験施設等があり、「TRU核種を含む放射性廃棄物」等が発生し、人形峠事業所では、ウラン濃縮原型プラント、ウラン製錬転換施設等から「ウラン廃棄物」が発生している。「ふげん」発電所、「もんじゅ」建設所では原子炉運転に伴う「発電所廃棄物」が発生している。

「長計」によると、放射性廃棄物処理処分の基本的考え方は、「放射性廃棄物は、放射能レベルの高低、含まれる放射性物質の種類等により多種多様であり、この多様性を十分踏まえた適切な区分管理と区分に応じた合理的な処理処分を行うとともに、資源の有効利用の観点から再利用の検討も進める」ことであり、高レベル放射性廃棄物については、「安定な形態に固化した後、30年間から50年間程度冷却のための貯蔵を行い、その後、地層処分する」という明確な方針が示されている。

動燃事業団では、上記の考え方にに基づき、事業所の各施設から発生する廃棄物は、再処理施設、MOX燃料加工施設等の各施設毎に処理貯蔵管理がなされており、気体廃棄物、液体廃棄物については、フィルタ等によるろ過や濃縮操作等による放出放射能低減化、海や河川への希釈・分散が適切でない液体廃棄物や固体廃棄物については、発生元での発生量の低減化と合わせ、発生した廃棄物については、将来の処分を考慮した減容・安定化のための技術開発を実施している。

本稿では、廃棄物処理に係わる主な技術開発として再処理施設から発生する高レベル放射性廃液の固化処理技術、プルトニウム燃料製造施設・再処理施設から発生するTRU核種を含む放射性廃棄物の処理技術ならびに合理的な処理処分を行う上で重要となる区分管理技術の開発の現状について、さらに、核燃料サイクル施設を廃止措置するうえで必要となる技術開発の現状について述べる。

2. 高レベル廃棄物ガラス固化技術の開発

動燃事業団は、国の方針に従い昭和50年以来高レベル放射性廃液をガラスにより固化処理するための様々の技術開発を実施してきており、その成果を基に、東海事業所再処理施設に「ガラス固化技術開発施設（Tokai Vitrification Facility：TVF）」を建設した。TVFは平成4年4月に竣工し、試験運転を経て平成7年2月に我が国初の実規模のガラス固化体を製作した。

TVFにおける技術開発成果は、日本原燃株式

会社が青森県六ヶ所村に建設中の商業再処理施設に導入され、国産技術による商業ガラス固化が実施される予定であり、技術協力および人的交流等を通じて、円滑な技術移転を進めている。

本章においては、高レベル放射性廃液のガラス固化技術開発とTVFの概要ならびに高レベル放射性廃棄物処理技術のさらなる高度化に向けた取り組みについて報告する。

2.1 高レベル放射性廃液の特徴とガラス固化

(1) 高レベル放射性廃液の特徴

高レベル放射性廃液は、使用済燃料を再処理し、ウランおよびプルトニウムから分離される核分裂生成物とアクチノイド元素等を含む極めて放射能の強い液体である。また、放射性核種の発熱も大きく、燃焼度28000MWD/T、5.5年冷却相当の使用済燃料1tから分離される高レベル放射性廃液の発熱量は、約1.4kWである。

高レベル放射性廃液の放射能強度は、最初の1000年間に比較的半減期の短いセシウム-137やストロンチウム-90等が減衰し、当初の数千分の1まで低下する。それ以降は長半減期核種のゆるやかな減衰が長期にわたって続く（図1）。それに伴って発熱量も減少し、30～50年程度経過した時点においては数百ワットまで減少する。

(2) ガラス固化技術

高レベル放射性廃液中の放射性核種を安定な固化体に閉じ込めるための研究として、我が国を含む諸外国において、仮焼体（酸化物粉体）、コンクリート固化体、リン酸ガラスやホウケイ酸ガラス等のガラス固化体、セラミックス（SYNROC等）、および結晶化ガラス等が検討されたが、様々の廃棄物成分を取り込むことが可能であること、物理・化学的性質に優れていること、長期にわたり

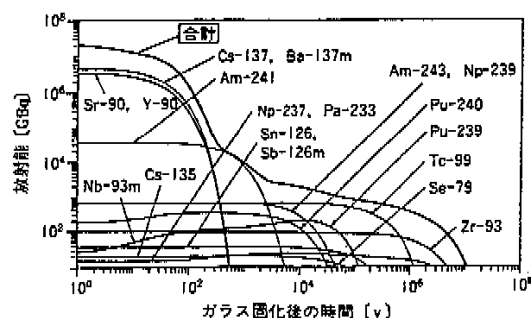
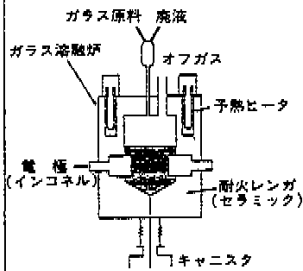
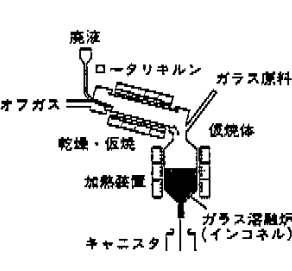


図1 ガラス固化体1本あたりの放射能の時間変化の計算例

（燃焼度：33,000MWD/T）

表1 ガラス溶融プロセスの比較

方 式	LFCM法	AVM/AVH法
ガラス溶融プロセス		
特 徴	プロセス構成：ガラス溶融炉 溶融炉加熱方式：直接通電ジュール加熱 溶融炉材料：セラミック 廃液供給：液体供給方式	プロセス構成：ロータリキルン（カルサイナ）、ガラス溶融炉 溶融炉加熱方式：誘導加熱 溶融炉材料：金属（インコネル） 廃液供給：廃液仮焼後粉体供給

その性質を持続できること、および一般産業での工業用ガラス製造技術の応用が可能であり、技術としての完成度が高いこと等の理由により、ホウケイ酸ガラスが選定された。

現在、仏国、英国、米国、独国および日本においてホウケイ酸ガラスによるガラス固化技術が採用されているが、ガラス固化体製造技術としてその流れは、大きくAVM/AVH法 (Atelier de Vitrification de Marcoule/Atelier de Vitrification de La Hague) およびLFCM法 (Liquid Fed Joule-heated Ceramic Melter: 液体供給式直接通電型セラミックメルタ) の二つに分類できる (表1)。

AVM/AVH法は、仏国で開発され、英国においても採用されている方式であり、高レベル放射性廃液をロータリキルンにより仮焼して粉体とした後、ガラス原料と混合してインコネル製のガラス溶融炉にいれ、誘導加熱方式により溶融するものである。

LFCM法は、米国、独国および日本が採用している方式であり、高レベル放射性廃液を液体のまま供給し、ガラス原料とともにセラミック製溶融炉内で溶融するものである。ガラスは、高温状態では、電気伝導体であり、電極間を流れる電流により、溶融ガラスが発熱することを利用した炉形式で、広くガラス工業の分野で用いられているものである。

AVM/AVH法、LFCM法のいずれの方式についても、高レベル放射性廃液のガラス固化をプラント規模で行っており、ガラス固化技術は、実証ないしは商業段階にある。

(3) ガラス固化体の特徴

高レベル放射性廃液をガラス固化することにより製作されるガラス固化体は、時間の経過とともにその放射エネルギーが減少する。かつ、ガラス固化体とすることにより、高レベル放射性廃棄物は、液体に比較して取り扱いが容易になるのみならず、物理的・化学的に安定な形態となる。

また、ガラス固化体の発生量は、燃焼度28000 MWD/T、5.5年冷却の使用済燃料1tから発生する高レベル放射性廃液をガラス固化した場合で約110ℓのガラス固化体1本となる (TVFの場合)。100万kW級の原子力発電所からは毎年約30tの使用済燃料が発生するが、日本の原子力発電容量は約4000万kWであるので、我が国の原子力発電所から発生するガラス固化体の量は、約110ℓのガラス固化体に換算すると年間1000本のオーダーとなる。

2.2 ガラス固化技術開発とTVF

(1) ガラス固化技術開発

1) 技術開発の経緯

動燃事業団における高レベル放射性廃液ガラス固化技術の開発は図2に示すように、昭和50年に開始された。

ガラス組成開発およびガラス固化の基本プロセスを設計するために必要な基礎試験を行うことから着手し、昭和50年代中頃からは、模擬廃液を対象に工学規模設備による前処理・供給、直接通電型セラミックメルタによるガラス溶融ならびにオフガス処理までの機器開発およびプロセス試験を実施した。さらに後述するTVFと同規模のモックアップ試験設備を製作し、模擬廃液とガラス原

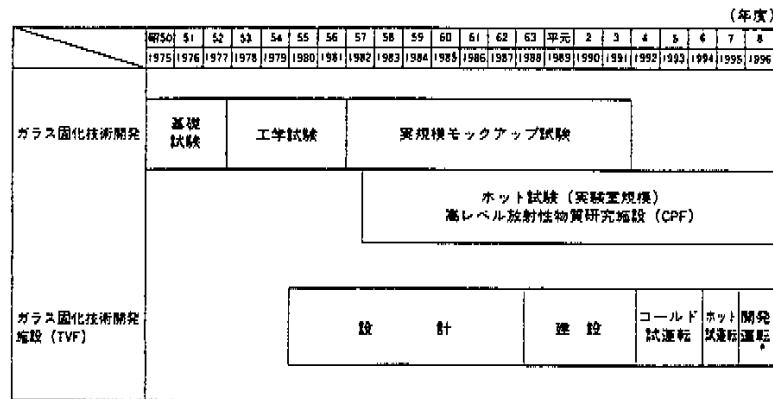


図2 動燃事業団におけるガラス固化技術の開発経緯

料をセラミックメルタ内で溶融し、実物大のガラス固化体を製造するモックアップ試験を実施した。また、両腕型マニプレータ等遠隔保守技術に係る試験を実施した。

一方、工学試験およびモックアップ試験と並行して、高レベル放射性物質研究施設 (Chemical Processing Facility: 以下「CPF」という) において、東海再処理工場の高レベル放射性廃液をガラス固化するとともに、作られたガラス固化体の特性評価を実施し、所定の特性であることを確認した。

上記の技術開発成果は、後述するTVFの設計、建設および運転に反映した。

2) ガラス固化体の開発

ガラス固化体の組成開発のため、ピーカースケールで、約700種類の模擬固化ガラスを作製し、密度、熱伝導率、高温粘性、高温電気抵抗、機械的強度等を測定するとともに、固化ガラスの耐久性を評価する浸出試験および熱的安定性試験を実施した。これらの試験結果を評価し、TVFにおいて目標とするガラス固化体の組成を決定した。

また、前述のCPFにおいては、再処理工場の高レベル放射性廃液について組成分析後、ガラス原料と混合し、直接通電型セラミックメルタ方式の小型ガラス溶融炉で溶融し、固化ガラスを作製した。作製した固化ガラスについては、発熱量、 γ 核種の分布状態、密度、熱特性等を測定するとともに、光学顕微鏡観察、EPMA観察、浸出試験を行った。その結果から、コールド試験で作製した標準固化体が、高レベル放射性廃液から作製した固化ガラスと同様の特性を有していることを確認した。

3) ガラス固化プロセス開発

工学規模の直接通電型セラミックメルタを用いて、ガラス溶融炉構造、ガラスを抜き出すための流下方法等の性能確認試験を行い、得られた成果をTVF設計に反映した。すなわち、ガラス原料供給方式 (ガラスファイバカートリッジ)、流下ノズルの高周波加熱方式、ガラス溶融炉材料 (構造材、電極材)、炉底部の傾斜構造等、ガラス溶融炉の基本構造は、工学試験においてほぼ設定され、モックアップメルタの試験を経て、現在のTVFのガラス溶融炉に反映された。

モックアップ試験設備は、模擬廃液の供給工程からガラス固化体を製造する工程まで、TVFとほぼ同じ機器構成となっており、プロセス全体の性能を確認した。模擬廃液は、濃縮器により所定の濃度まで濃縮され、2段エアリフト方式によりガラス溶融炉に定量的に供給され、ガラス原料はガラスファイバカートリッジという形態でガラス溶融炉に供給した。ガラス溶融炉への廃液およびガラス原料供給、ガラス溶融炉の運転およびオフガス処理設備の運転は、安定運転が可能で、プロセス全体の性能が満足されていることを確認した。

この他に、溶融ガラスをキャニスタに注入し、蓋を溶接して密封するキャニスタハンドリング等についても性能を確認した。

また、換気設備の合理化の観点から固化セルに採用された低風量換気システムの成立性確認のための熱流動解析および保管中のガラス固化体の温度解析、万一の事故時におけるガラス固化体の健全性を確認するための模擬ガラス固化体落下試験、保管ピットの耐震試験等を実施した。

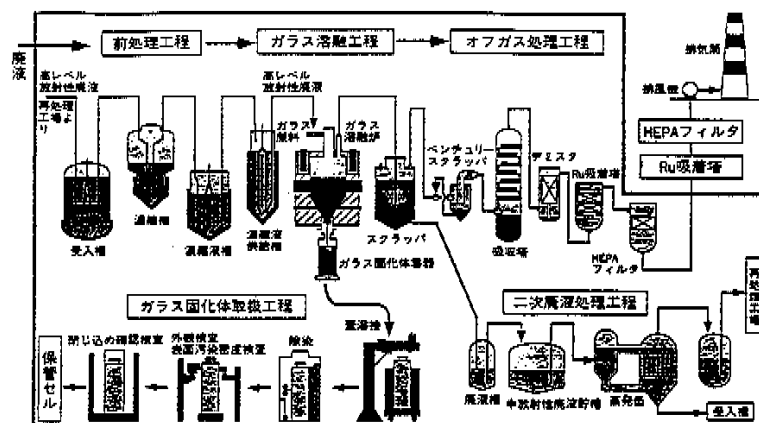


図3 TVF主要工程

4) 遠隔保守技術の開発

TVF内のプロセス機器の多くは、内蔵する高レベル放射性廃液の故に作業員のアクセスが不可能である。

このような機器の保守方式として、仏国の商業再処理施設などで採用された方式は、各機器を小規模のセルに分散して設置し、保守時には必要に応じて除染を実施し、作業員が機器に直接アクセスして保守を行う、「直接保守方式」であった。これに対し、TVFにおいては、作業員の被ばくの低減化と施設稼働率の向上を目的として「全遠隔保守方式」を採用することとし、そのための技術開発を実施した。

主な技術開発項目を以下に示す。

- ① 両腕型マニプレータシステム(遠隔保守機器)
- ② 大型セル方式とラックシステム(機器のモジュール化と集中配置による遠隔保守の効率化)
- ③ 遠隔継手(遠隔着脱式継手)

特に、両腕型マニプレータシステムについては、昭和57年から、設計、試作、試験、改良を繰り返して開発を進め、TVFに採用するに至った。また、ガラス溶融炉等については、遠隔保守技術に係わる実規模試験も実施してきており、その技術開発成果は、TVFにおける成果も含め建設中のリサイクル機器試験施設(Recycle Equipment Test Facility: RETF)等にも反映している。

(2) ガラス固化技術開発施設(TVF)

1) TVFの概要

ガラス固化技術開発施設(TVF)は、高レベル放射性廃液をガラス固化する技術および遠隔操作・保守技術をプラント規模で実証することを目的とした施設である。

TVFは、地下2階、地上3階建ての鉄筋鉄骨コンクリート造のガラス固化技術開発棟、地上4階建ての鉄筋コンクリート造のガラス固化技術管理棟および地上高さ約90mのガラス固化技術開発施設付属排気筒で構成されている。

主要工程は、受入・前処理、ガラス溶融、ガラス固化体取扱・保管、オフガス処理(槽類換気)、廃液処理からなっており、溶融炉の廃液処理能力は、1日当たり0.35m³、ガラス固化体の保管能力は、420本である(図3)。

なお、TVFにおいて製造されるガラス固化体の仕様および標準化学組成を図4に示す。

TVFの特徴は、以下に示す通りである。

項目	内容
外形寸法	43φ×104h (cm)
固化ガラス体積	約110ℓ
金属量	約380kg
固化ガラス重量	約300kg
容器材質	SUS 316L(一部SUSF 304L)
標準化学組成 (wt%)	ガラス原料 (75wt%) SiO ₂ 46.7 B ₂ O ₃ 14.3 Al ₂ O ₃ 5.0 Li ₂ O 3.0 CaO 3.0 ZnO 3.0 廃棄物 (25wt%) Na ₂ O 10.0 種別生成物 9.9 その他 5.1

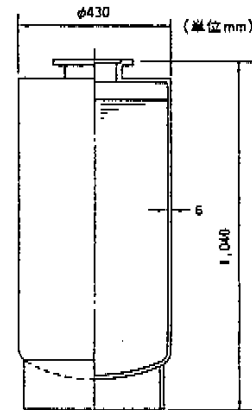


図4 TVFガラス固化体仕様と標準化学組成

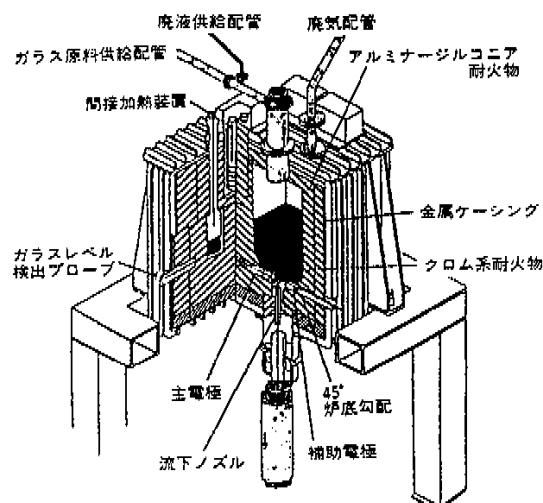


図5 ガラス溶融炉鳥瞰図

① 液体供給式直接通電型セラミックメルト (図 5)

ガラス固化方式としては、前述の通り世界的にAVM/AVH法とLFCM法（液体供給式直接通電型セラミックメルト）の2方式が主流となっている。TVFにおいては、ガラス溶融炉の長寿命化とガラス固化プロセスの簡素化を図る観点から液体供給式直接通電型セラミックメルトを採用した。

また、ガラス溶融炉に高レベル放射性廃液とガラス原料を供給する方式として、ガラス溶融炉からの粉塵の発生を抑制しオフガス処理工程の負担を軽減する観点から、ガラスファイバークートリッジ方式を採用した。

② 全遠隔保守方式 (圖 6)

T V Fにおいては、作業者の被ばく量の低減と施設運転稼働率の向上の観点から、ガラス固化プロセスの主要機器の保守方式として、遠隔操作可能なクレーン、両腕型マニピュレータ等の遠隔保守機器により保守を行う、「全遠隔保守方式」を採用した。これら「全遠隔保守方式」の対象機器は、遠隔保守機器の効率的運用を図るため、固化セルと呼ぶ、高さ13m、長さ27m、幅11.6mの大型セル内に設置されている。

さらに、遠隔操作・保守を容易にするため、セル内機器をモジュール化し、ラック単位に組み込むとともに、配管をつなぐ遠隔継手を採用している。

③ 低風量換気システム

固化セルの換気方式は、換気風量の低減化による換気設備の合理化を目的として、「低風量換気方式」を採用した。本方式は、固化セル内に設置されたインセルクーラによる温度制御により、固化セル内の負圧を維持しながら換気回数を1日1回程度まで低減する方式である。

以上の方法を採用することにより、作業者の被ばく量の低減と建設費の削減を図った。

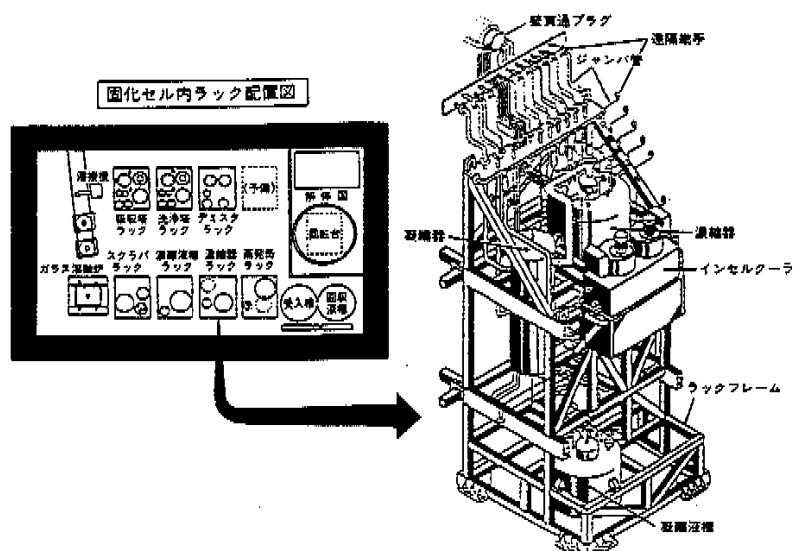


図6 ラックシステムの概念

2) 設計および建設¹⁾

T V Fの設計は、昭和55年度の概念設計から、昭和62年度の実施設計まで、並行して実施した技術開発および合理化検討の成果を反映しつつ実施し、これら設計成果をもとに、「核原料物質、核燃料物質および原子炉の規制に関する法律」にもとづき昭和62年3月に再処理施設設置変更承認の申請を行い、昭和63年2月に承認を得、さらにこれに続く設計および工事の方法の認可を得た。T V Fは、昭和63年6月に着工し、平成元年1月からは機器類の製作・据付が始まり、平成3年2月に建築工事が終了し、同年6月に機器類の据付が終了した。

平成3年7月からは作動試験を実施し、平成4年4月に竣工した。

T V Fの建設工事は、動燃事業団の施工管理の下、建築工事、電気工事、換気工事を担当する各建設共同企業体、および、主要な内装設備を担当する機器メーカーにより実施された。本工事は、工期約4年、工事に要した延人数約30万人、ピーク時の作業人数は1日に約700人におよぶ大型工事であった。

3) コールド試運転²⁾

施設・設備の安全性、運転性および保守性を確認するとともに運転員の操作を習熟を目的として、非放射性の模擬廃液による「固化プロセス運転試験」および「遠隔操作・保守試験」を、平成4年5月から、約2年間にわたり実施した。

固化プロセス運転試験では、非放射性の模擬廃液により、約80本の模擬ガラス固化体を製造することにより以下の試験を実施した。

- ① 施設・設備の安全性（オフガス処理機器の除染性能確認等）
- ② ガラス溶融炉運転モードの確認、白金族元素の挙動確認
- ③ 運転性、機器の信頼性・特性の確認
- ④ 廃液濃度推定精度、定量供給精度、および廃棄物含有率の管理精度の確認によるガラス固化体製造における品質管理方法の確認

固化セルをクローズした後は、作業員がセル内に入室することはできないため、遠隔操作・保守試験では、固化セル内に設置されたすべての設備機器、すなわち、プロセス設備のほか遠隔操作機器自体についても、遠隔操作による取外し・再取付け操作を実施し、遠隔操作・保守性を確認するとともに、保守方法・機器類の改良等を実施した。対象とした設備機器は、溶融炉1基、ラック7基、遠隔継手414本、ボルト4085本等、遠隔操作

機器を加えた遠隔脱着総数は6668点であった。また、遠隔操作を補助する総数 315基のインパクトレンチ、緩み確認治具およびラック吊り上げ治具の取り扱い総数は、延べ3032回であった。本試験を通じて、遠隔操作機器の各設備へのアクセス性についても確認すると同時に、固化プロセス試験との交互実施により、運転による熱負荷などの影響の把握、あるいは、保守後のプロセス全体としての健全性確認を実施した。

コールド試運転の結果を踏まえ、気液分離器の遠隔化(予防保全)、ガラス原料供給機構の改良(操作性の向上)、廃気冷却管の改造(信頼性・耐久性の向上)および遠隔操作の把持部形状変更等の改善処置を実施し、ホット試運転に備えた。

4) ホット試運転

ホット試運転においては、環境への放出放射能およびセル遮蔽性能等に係わる施設の安全性を確認する安全性確認試験、および、ガラス固化体の製造および保管に伴うガラス固化プロセス設備の性能等を確認する固化プロセス性能確認試験を実施するとともに、線量当量率等の性能に係わる使用前検査を受検し、合格証を取得することを目的とした。

平成6年9月2日に管理区域を設定し、再処理工場との配管接続工事を9月26日に終了し、ホット試運転に係わる設備機器の準備を終了した。

I A E Aおよび日米原子力協定に基づく保障措置上の手続きを経て、平成7年1月24日に第1回目の高レベル放射性廃液の受入れを実施した。

当初は、高レベル放射性廃液を希釈し、段階的に廃液の放射能濃度を高めながらガラス固化処理を行い、放出放射能、遮蔽性能、プロセス設備・機器の性能等の確認を実施しつつ、2月20日には我が国初の実規模ガラス固化体を製作した。

2月22日に第3本目の溶融ガラスを流下中に「溶融ガラスの流下停止」が発生したため、ガラス溶融炉の運転を停止し、原因の究明、再発防止対策の検討結果に基づき結合装置等の改造等を8月末までに実施した。本トラブルの原因は、ガラス流下時の炉底部溶融ガラス温度が低下し、溶融ガラスが、流下ノズルの正常な位置から偏って流下し、結合装置内に冷えて堆積したというものであった。しかし、溶融ガラス温度の管理方法の改善と結合装置の改良により問題の解決を図った。

その後、9月から実濃度の高レベル放射性廃液により20本のガラス固化体を製造するとともに、放出放射能、遮蔽性能等の安全性確認および設備機器の性能ならびに運転特性を確認した。

ホット試運転においては、下記の試験を実施した。

- ① 高レベル放射性廃液の受入れに伴う廃液の漏洩の有無（含む遠隔継手部）
- ② セル遮蔽性能
- ③ ガラス溶融炉、濃縮器等の放射性物質の廃ガスへの移行率および廃ガス処理機器の除染性能
- ④ 環境への放出放射能
- ⑤ 固化セル温度制御特性（低風量換気システムの確認）
- ⑥ プロセスマテリアルバランスデータの取得
- ⑦ ガラス溶融性の確認およびコールド試運転により確立したガラス溶融炉運転モードの確認（含む白金族元素の挙動確認）
- ⑧ ガラス流下精度の確認
- ⑨ 固化体取扱性の確認
- ⑩ 固化体品質の確認

10月26日には、線量当量率等の性能に関する科学技術がの使用前検査を受検し合格した後、12月1日に使用前検査合格証を取得し、開発運転を迎えることとなった。

5) 開発運転

開発運転に移行後、施設の安全性、放射能収支、大型セルに伴う保守性の評価とともに、ガラス固化プロセス各設備機器の性能ならびに信頼性評価を継続し、溶融炉の安定運転データの蓄積等に係わる試験を平成8年4月から6月までおよび9月から11月まで実施し、運転データを取得するとともに、各々20本のガラス固化体を製造した。

なお、ホット試運転開始後、平成8年7月末までに累積42本のガラス固化体を製造した。

今後、動燃事業団は、プラント規模でのガラス固化技術の蓄積とより一層の信頼性の向上を図るため、下記の開発を実施していく計画である。

- ① 設備・機器の信頼性の改善
 - ② ガラス溶融炉解体技術の実証
 - ③ 運転および遠隔保守支援システム開発
 - ④ ガラス溶融炉の伝熱・流動数値解析技術の向上
- (3) 国内外機関との協力

動燃事業団は、ガラス固化技術を自主技術として開発しているが、その効率的推進のために、日本原子力研究所等国内諸機関はもとより、海外機関との協力も推進している。

独国のカールスルーエ原子力研究センター（FZK；旧名K f K）とは、高レベル放射性廃棄物管理等に関する協力協定を1981年に締結し、定期的に情報交換会議の開催と技術者の相互派遣を

行っている。

また、米国エネルギー省（DOE）との間には1986年に廃棄物分野における技術協力協定を締結し、高レベル廃棄物に関する専門家会議を定期的に開催してきた。

昭和63年4月に日本原燃サービス株式会社（現在日本原燃株式会社）が、同社のガラス固化施設技術として直接通電セラミックメルト方式の採用を決定した。このため、動燃事業団のガラス固化技術開発成果は、商業再処理工場用ガラス固化施設へ反映されることとなり、動燃事業団は、日本原燃株式会社に対し設計作業および同社職員の運転研修の受入れ等の技術協力を進めている。

このような協力関係を通じ、研究開発の効率化が図られてきており、今後、TVFの開発運転開始およびガラス固化技術の高度化開発という新しい段階においても、さらに積極的な協力関係の展開が期待されている。

2.3 ガラス固化処理の高度化に向けた技術開発

動燃事業団は、昭和63年頃から固化処理技術のさらなる高度化に向けた技術開発に着手した。固化体発生量の低減および固化処理に伴う二次廃棄物発生量の低減を目的とした技術開発として溶融技術高度化および高減容処理の2種類の技術開発を実施している。

また、ガラス溶融炉開発設計の効率化および運転支援のため、熱流動解析コードの開発を昭和56年に開始した。

昭和62年からは、ガラス固化技術開発情報を保管する廃棄物研究開発データベースの開発に着手した。平成2年に基本システムが完成し、現在運用中である。

平成7年には、熱流動解析コードを中心にして、廃棄物研究開発データベースを含めた溶融炉設計支援システムの開発に着手した。

(1) LFCM法によるガラス固化処理の高度化技術

1) ガラス溶融炉設計支援システムの開発

溶融炉の開発・設計および運転の効率化を図るため、従来のコールドの工学試験炉の試験結果を積み上げて設計などを行う手法に代わり、電算機を利用した数値解析による設計支援システムの開発を進めている。システムの中心となるのが、ガラス溶融炉内の流動、温度分布、通電状況などを解析把握する熱流動解析コードである。解析モデルの検証・評価として、実規模の試験溶融炉の運転データとの比較および模擬流体（グリセリン）

を用いた直接通電型溶融炉の物理モデルでの検証試験を行っている。^{3)~6)}

2) 溶融炉内検査技術

ガラス固化プロセスの主要機器である溶融炉は高温（1100～1200℃程度）で運転を行うため、溶融ガラスに接する耐火物および電極が徐々に侵食される。溶融炉は接ガラス材料として十分な腐食代を有するが、一方、侵食量の検査技術開発も進めている。検査は高レベル廃液を取り扱うセル内で実施するので高空間線量率の環境で使用可能なシステムの開発を進めている。すでに、基本設計を行い、健全性の確認手段としてはI T Vが、侵食量の測定方法としては光学的原理に基づく測距法が有効と判断された⁷⁾。

3) ガラス溶融炉の解体技術

使用済となった溶融炉は、高放射性の大型廃棄物となる。合理的な廃棄物貯蔵管理を行うためには、溶融炉の解体および解体片の分別が必要であり、解体に関する技術開発を進めている。

これまでに溶融炉の解体手順を明らかにするとともに、T V Fに設置される解体設備の設計を進め、T V Fの建設に反映した。また、耐火物解体法の検証として、コールド溶融炉を対象に、耐火物の遠隔解体試験を実施した⁸⁾。

(2) 新型ガラス溶融炉の開発

1) コールドクルーシブル誘導溶融炉 (CCIM)

本溶融炉は、図7に示すように高周波コイルの中に多数のスリットを有する水冷式の金属製容器を設置し、容器内の物質を直接誘導加熱して溶融するものである。本方式は、溶融物を浮上あるいは

は溶融物と容器が接触する部分に未溶融の固体層を形成させることにより、溶融物を容器と直接接触させずに溶融できるため、高融点の物質を溶融可能であり、容器の寿命が長く二次廃棄物の発生量が少ないという特徴を持っている。これらの特徴から、一般工業界では、チタン等の活性金属の溶融やシリコン等の高純度材料の無汚染溶融に応用されている。

仏国、露国および日本等において、使用済燃料被覆管廃棄物の処理および放射性廃液のガラス溶融への適用に関する研究開発が進められている^{9)~11)}。

動燃事業団においては、平成2年に本溶融炉の開発に着手し、平成3年には小型試験装置の製作および金属およびガラスの溶融特性試験により、各種廃棄物への適用性を評価している。

2) 円筒電極直接通電型溶融炉 (JCEM)

本溶融炉は図8に示すように耐火レンガ構造の中の円筒状の電極とその中心に設置された棒状の電極との間でガラスに通電することにより加熱するものである。侵食に伴う交換対象材料が限定されるため、寿命に達した後の廃棄物発生量が直接通電セラミックメルタに比べ少なく、白金族元素の影響を受けにくいという利点を有する。平成元年に小型試験装置を、平成5年に工学試験装置を製作し、これらによる試験を行って成立性を評価するとともに、運転特性および炉材料の耐食性について評価している¹²⁾¹³⁾。

3) 高減容処理技術の開発

廃棄物含有率を高めれば固化体量の減少に伴い

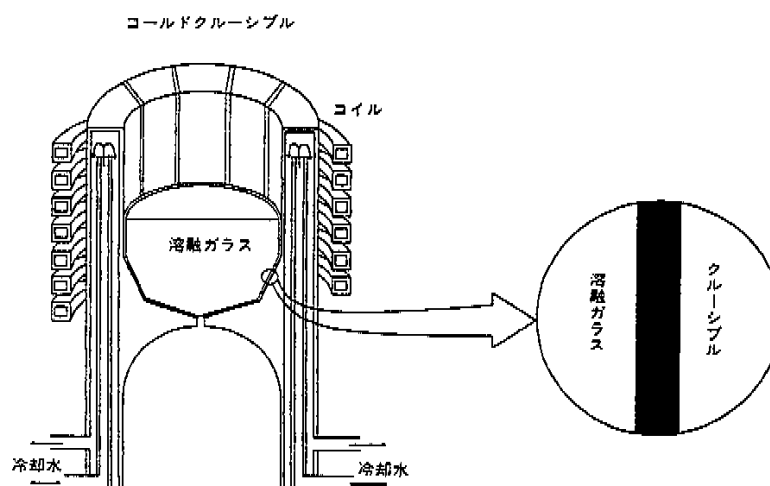


図7 コールドクルーシブル誘導溶融炉 (CCIM) の構造

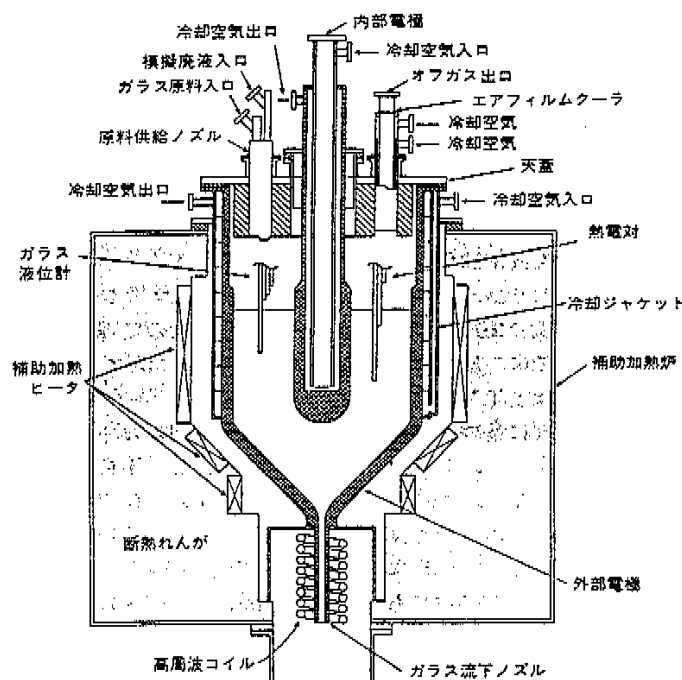


図8 円筒電極直接通電型溶融炉 (JCEM) の概念
(JCEM: Joule-Heated Cylindrical Electrode Melter)

貯蔵および処分の負担軽減が期待できる。高レベル廃液ガラス固化体中の廃棄物含有率は、ガラス組成の若干の違いはあっても各国とも、おおむね核分裂生成物で12wt%、廃棄物で25wt%前後である。固化体中の廃棄物含有率を増加させようとする場合、Na含有率の増加に伴う化学的耐久性の低下、水に溶けやすい相分離物の発生および崩壊熱の増大による貯蔵温度の上昇が制約因子になる。

相分離物はモリブデン酸塩を主成分とし、Moのガラス中での溶解度が低いことに起因している。また貯蔵温度の上昇により許容温度以上に長期間保持されるとガラス特性の変化をもたらすガラスの結晶化を起こす。このため、廃棄物含有率を高める方法として廃液からあらかじめMoや発熱元素(Sr, Cs)等を分離してからガラス固化する方法が検討されている^{14),15)}。また、溶融温度を高めて廃棄物含有率を増加させる研究も行われている。一方で、ガラス組成の高度化という観点からは、濃度が高くとも化学的耐久性が低下せずMoの溶解度の高いガラス組成や耐熱性の高い結晶化ガラス等の開発が望まれる¹⁶⁾。

動燃事業団においては、本技術について元素分

離試験および固化試験を実施し、平成5年には実廃液による高廃棄物含有率(45wt%)のガラス固化体の作製に成功した。本試験においては、モリブデン分離に沈殿物分離法が、また、発熱元素分離に脱硝沈殿法が使用された。

また、電解法による白金族元素分離試験、分離物固化に適するガラス原料組成の開発および特性評価も実施し、平成7年には、総廃棄物発生量を約半分まで減少できるプロセス概念の成立性の見通しを得た。

3. 低レベル廃棄物処理技術開発

3.1 プルトニウム廃棄物処理技術開発

MOX燃料製造に伴って発生するプルトニウムで汚染された廃棄物を対象に、TRU核種を含む放射性廃棄物の減容処理技術に関する実証試験をプルトニウム廃棄物処理開発施設(PWTF)で実施している。(図9)。

PWTFの特徴としては、主要設備機器をグローブボックス内に設置しTRU核種の閉じ込め性向上に配慮したことおよび可燃性、難燃性、不燃性といったすべての種類の廃棄物を減容安定化処理するため、焼却および溶融固化等の各種処理設

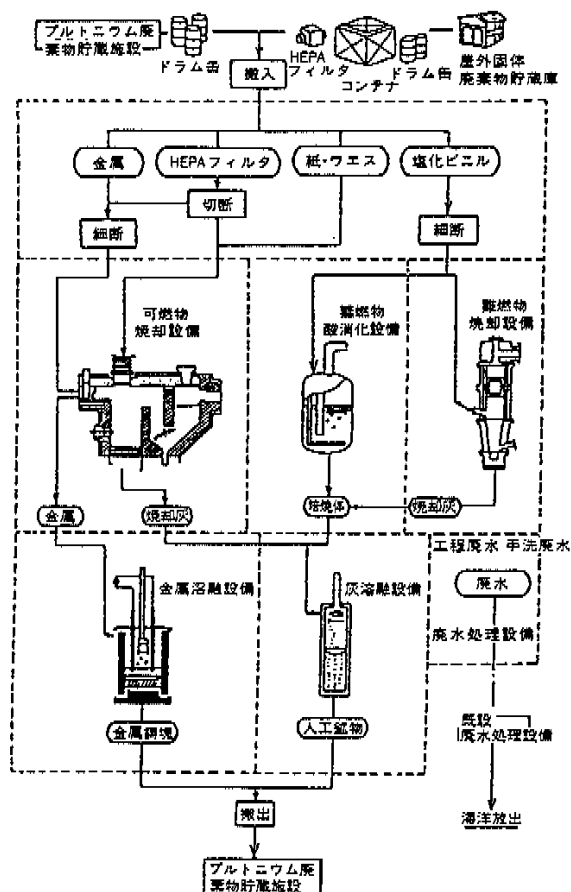


図9 PWTFにおける廃棄物処理フロー

備類を一式備えていることが挙げられ、世界に先駆けて運転を開始した。

実証運転は、昭和62年12月より可燃物の処理を中心とした前処理選別、可燃物焼却、焼却灰溶融等の処理設備の運転を皮切りに、難燃物および金属等の廃棄物についても順次、処理を開始し、処理設備の改良を計画的に進め、平成8年3月まで累積処理量164tを達成する等、TRU核種を含む放射性廃棄物を着実に減容安定化処理してきた。

可燃物の処理技術については、紙、布、HEPAフィルタ等の焼却・減容処理および焼却灰の溶融固化処理を通して処理設備の設計値をほぼ満足していることを確認するとともに、極めて高い減容性を有していることが確認できた。今後とも、これまでに積み上げてきた運転データおよび保守・補修データを基に設備機器の予防保全を進め、メンテナンス期間を短縮させる等運転性の向上を図っていく。

難燃物の処理技術については、施設の建設段階において酸消化法とサイクロン焼却法の二つの処理設備を設置し、模擬廃棄物および実廃棄物の処理試験を通して、これら処理方式に関する運転および保守・補修に関する技術データの蓄積を図ってきた。これらのデータに基づく技術評価の結果を踏まえ、特に滞り量が増加する難燃物に対処するための処理能力の増強を目標にした難燃物処理設備の設置工事を進めている。

金属廃棄物処理技術については、グローブボックスの主要構造材であるステンレス鋼を中心とした減容安定化処理を実施し、設計値をほぼ満足する結果が得られている。一方、複雑な形状の金属廃棄物については、現状のPWTFの金属細断設備では処理できず貯蔵保管されている。これらの廃棄物に対しては、PWTFへ搬入する前に適当な大きさに切断する等の前処理を行う設備の設計を進めている。

これら廃棄物の減容安定化処理を通して蓄積された運転・保守に係わる技術データは、低放射性廃棄物処理技術開発施設(LWTF)等の今後の施設設計に反映されている。今後は、減容安定化処理を通しての技術データの蓄積を継続すると共に、減容安定化処理に伴って発生する固化体の長期健全性評価等を進めて行く予定である^{17),18)}。

3.2 再処理廃棄物処理技術開発

再処理施設から発生する低レベルの廃棄物のうち、気体廃棄物については、フィルタによるろ過等を行った後希釈・分散しているがALARA(As Low As Reasonably Achievable)の観点からさらなる放出放射能の低減を目指してクリプトンの回収技術開発を実施している。液体廃棄物についても、ろ過や濃縮操作等を行った後、希釈・分散することを基本とする一方、低レベルの濃縮廃液や廃溶媒については、それぞれアスファルト固化体やプラスチック固化体にした上で貯蔵管理している。また、固体廃棄物の内、可燃物は焼却減容するとともに、焼却灰、ハル等の高線量廃棄物も含めた不燃物・難燃物については専用容器に収納したうえで貯蔵管理している。これら貯蔵管理している廃棄物については、貯蔵時の安全性をより一層向上させ、貯蔵容量の低減を図るとともに、貯蔵・処分に適した形態を目指し、減容・安定化に係わる技術開発を実施している。

本項では、再処理廃棄物に係わる主な技術開発としてクリプトン除去、廃溶媒処理、濃縮廃液および廃溶媒の減容処理、ハル等廃棄物の処理につ

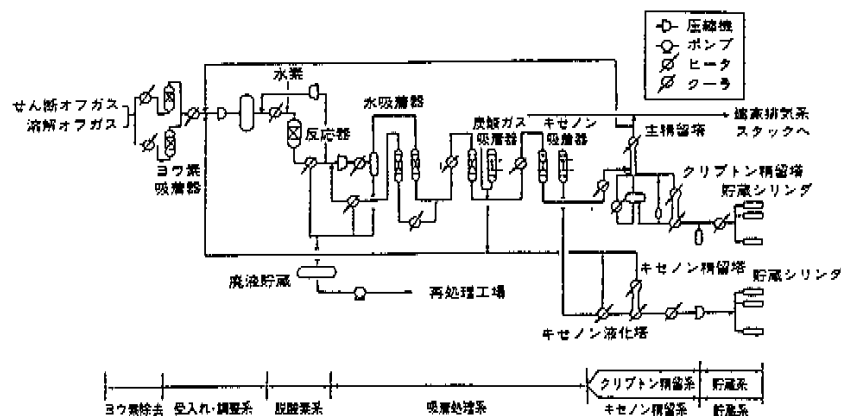


図10 クリプトン回収技術開発施設のプロセスフロー

いての現状を述べる。

(1) クリプトン回収技術開発

1) クリプトン回収技術開発

再処理工場から大気中に放出する放射性クリプトンについては安全上の問題はないが、環境への放出量を実用可能な限り低減化するというALARAの考え方に基づいてクリプトン回収技術開発を進めている。クリプトンの回収技術としては、米国においてRIとしてのクリプトンの回収プラントの運転実績があり、実用化の可能性が最も高い液化蒸留法を昭和47年に採用した。本方法は、オフガスに含まれるクリプトンと他の成分との沸点の違いを利用して、極低濃度で存在するクリプトンを冷却液化し、オフガス中から分離、濃縮するものである。基礎試験、工学試験を経て技術確立に向けての実証施設であるクリプトン回収技術開発施設を建設した。図10に本施設のプロセスフローを示す。昭和58年度からコールド試験運転を開始し、各工程の性能確認および運転制御方法の確立を図った後、昭和63年3月には、再処理工場の使用済燃料のせん断および溶解時の放射性クリプトンを含むオフガスを初めて受け入れ、ホット試験運転を開始した。ホット試験では、少量の放射性クリプトンを用い、クリプトンガスの閉じ込め機能、放射線管理機能等施設の基本的な安全性を確認し、平成2年12月には、原子炉等規制法に基づく使用前検査の合格証を取得した。その後、再処理工場からのオフガスの受け入れを段階的に増加し、クリプトン回収の実証を目的とした開発試験を実施している。平成7年度までに、約2ヵ月間の開発運転を8回実施し、再処理工場のオフガスを連続的に処理する等順調に試験を継続して

いる^{19),20)}。

2) クリプトン固定化技術開発

現在、回収したクリプトンの貯蔵技術としては、シリング貯蔵法を採用している。この方法は、高圧のガス状態でクリプトンを貯蔵するため、長期間にわたる貯蔵には、さらに管理の容易な方法で貯蔵することが望ましく、クリプトンを固定化する技術の開発を実施している。

クリプトンは不活性なガスであり、固定化方法としては、物理的な方法に限られる。基礎試験として、ゼオライト封入法およびイオン注入法による試験を実施し、それぞれの方法の原理実証を行い、プロセスの基本特性、開発課題などを明らかにした。その結果を基に、平成元年度には、これら二つの固定化法を比較評価し、イオン注入法の実証を図ることとした。

イオン注入法の原理を図11に示す。イオン注入法は、高電圧の負の電極間（ターゲット電極とサブストレイト電極）にクリプトンを導入し、グロー

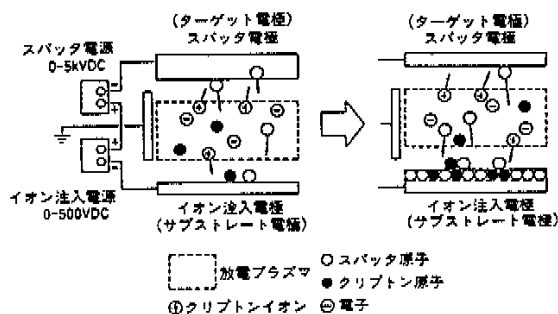


図11 イオン注入クリプトン固定化の原理

放電によりクリプトンをイオン化させる。プラスイオンとなったクリプトンは、マイナスの両電極に電気的に吸引される。電極の電圧を調整することにより、ターゲット電極金属をクリプトンイオンの衝撃によりスパッタリングさせ、一方のサブストレイト電極で、スパッタ金属原子と吸引されたクリプトン原子が新たな金属層を形成し、クリプトンが固定される。クリプトンを固定する金属は、種々の金属の組み合わせの中から、NiとYの組み合わせを選定した。イオン注入法を採用した最大の理由は負圧操作であり、プロセスインベントリーが少なく放射性ガスを取り扱う上で安全性に優れた点にある。

平成2年度から、コールド工学試験を実施しており、300Nℓのクリプトンガスを処理できる小型装置を開発し、約1,000時間の連続注入処理を達成している。形成されたクリプトンを含む金属固化体は、アモルファス構造を呈しており、固化体を構成する原子の比率は、おおむねKr: Ni: Y = 1: 8: 1である。また、クリプトンを固定化した合金の熱的安定性など固化体評価試験を実施し、温度と時間による固化体からのクリプトンの放出特性を明らかにし長期貯蔵時の安定性等を確認している。

さらに、ホット試験による技術確証を図るため、クリプトン回収技術開発施設内に、小型のホット試験設備を設置し、回収したクリプトンを使用した固定化試験および固化体評価試験を実施する。なお、コールド工学試験についても継続し、装置のスケールアップを目指した大型装置の開発試験を実施している^{21), 22)}。

3) キセノン精製技術開発

再処理オフガス中には、クリプトンより多くのキセノンが含まれており、本施設に受け入れられ、クリプトン回収の前処理段階で分離される。

キセノンガスは、光源として太陽光に近い波長を発する等の特徴を持つ高価なガスであり、利用できればクリプトン回収コストの低減化が期待できる。そのため、回収されるキセノンガス中に含まれる数十ppmのクリプトンを取り除く、キセノン精製技術に取り組んでいる。精製法としては、特殊な吸着材を用いたキセノン/クリプトンの吸着分離法を用いており、分離性能の確認のため、RI (Kr-85) を使用した試験を実施している。

以上、クリプトンの回収技術、回収したクリプトンの固定化技術およびキセノン精製技術等の開発を進め、総合的なクリプトンの回収技術の確立を図っていく計画である。

(2) 再処理廃溶媒処理技術開発

再処理工場のU、Pu抽出工程で使用され、放射線により劣化した廃溶媒(30%リン酸トリブチル: TBP、70%ドデカン)をTBPとドデカンに分離し、安定化する技術を実証するために廃溶媒処理技術開発施設を建設した。TBPとドデカンの分離方法としては、独国・カールスルーエ研究所で開発され、パイロットプラント規模のホット施設で唯一実績があった「リン酸抽出法」を採用した。これは、廃溶媒にリン酸を添加してTBPと化合物を生成させ、相分離によって分離するものである。分離したTBPは熱可塑性樹脂(PVC)等とドラム缶内で混合し、プラスチック固化体としたのち貯蔵保管することとし、また、ドデカンはシリカゲル等の吸着剤で精製したのち、再処理工場で再使用するか、焼却処理する(図12)。

本施設は、昭和57年に着工し、同59年に竣工した。コールド試験では、プロセスの化学的特性、操作性などの確認を行うとともに、PVC固化法において固化体の物性を改良するための試験を行った。また、熱硬化性樹脂(エポキシ)による固化法の開発を行い、処理設備を追加設置した。そ

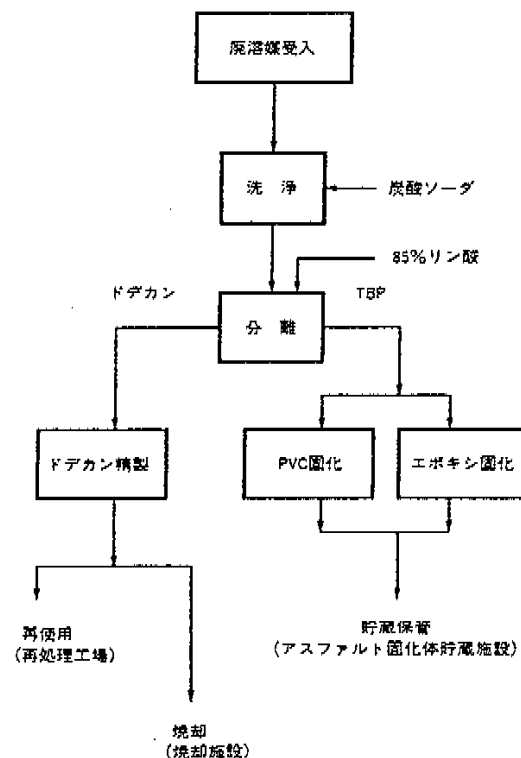


図12 廃溶媒処理技術開発施設プロセスフロー

の結果、PVC固化法、エポキシ固化法の両技術について、実用化することができた。同60年12月から実廃溶媒を用いたホット試験を開始し、放射性核種の挙動調査等を行った。

昭和62年3月に使用前検査合格証を取得した。開発運転では設計値をほぼ満足していることを確認するとともに年間30～50m³の廃溶媒を処理する実証運転を継続している。また、分離・精製工程等からの二次廃棄物の発生量低減化を図るとともに、精製したドデカンを再処理工場で再使用するための技術的評価を行い、平成元年11月から精製ドデカンの再使用を開始した。さらに、ドデカンの精製に使用した廃シリカゲルの蓄積に伴い、貯槽から抜き出し、低放射性固体廃棄物として廃棄物容器に収納するための設備を平成8年12月頃に設置し、平成9年度から供用を開始する予定である。

ホット試験、開発運転を通じ、平成8年3月までに約400m³の廃溶媒を処理し、プラスチック固化体約1,600本を製作した。また、約130m³の精製ドデカンを再使用するために再処理工場へ供給する等して再処理工場の運転を支援している。

今後は安定的な運転を継続していくとともに、設備機器の経年変化等に対応するための保全技術を確認していくものである²⁴⁾。

(3) 濃縮廃液および廃溶媒の高度化処理技術開発
再処理工場の廃液処理工程から発生する硝酸ナトリウムを主成分とする高塩濃度の濃縮廃液から放射性核種を除去し、除去後の廃液に含まれる塩は再利用する等して、高減容を図る核種除去法の開発を進めている。

核種除去の目標は濃縮廃液からTRU核種を除去し、TRU核種を含む放射性廃棄物とならないようにすること（非TRU化）および除去後の塩溶液を酸とアルカリに分解し、再処理施設で再利用できるまで放射能濃度を低減することである。上記の目標を達成するためには、TRU核種に対し除染係数として10⁵程度が必要とされる。核種除去は二次廃棄物発生量低減化の観点から、できる限り少ないプロセスで構成されることが望ましい。しかし、濃縮廃液にはプルトニウム(Pu)、アメリシウム等のTRU核種やウラン(U)等の α 核種、さらにヨウ素、セリウム(Ce)、ルテニウム(Ru)、ストロンチウム(Sr)、セシウム(Cs)等の $\beta\gamma$ 核種が含まれ、すべての放射性核種を効果的に除去するためには、それぞれの放射性核種の化学的特徴に合わせ、複数のプロセスを組み合わせる必要がある。そのため、動燃事業団では、

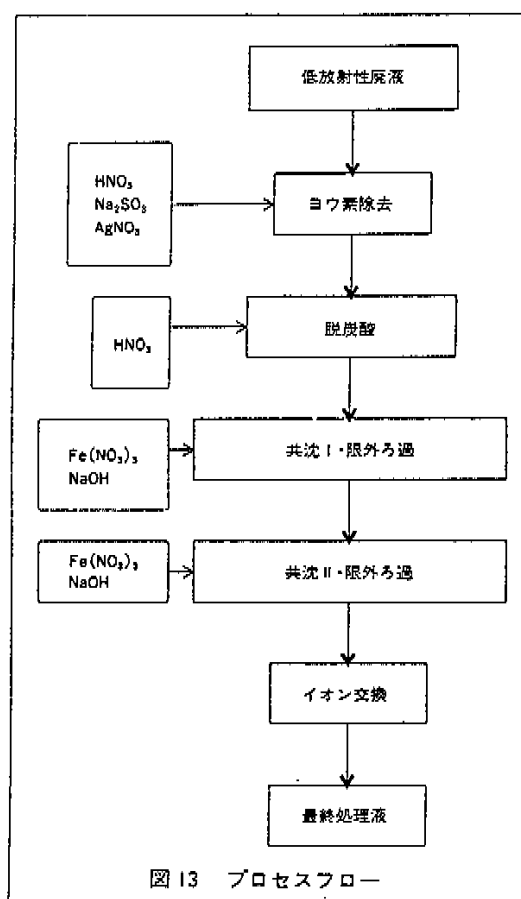
①ヨウ素をヨウ化銀として不溶化し、限外ろ過(UF)膜で固液分離する方法

②Pu、U等の α 核種およびCe等の $\beta\gamma$ 核種を水酸化第二鉄で共沈させ、UF膜で固液分離する方法

③SrとCsをそれぞれチタン酸ナトリウムとフェロシアン化コバルトカリウムのイオン交換体を用いて吸着除去する方法

を組み合わせた核種除去法を選定した。本選定プロセスは鉄共沈・限外ろ過を中心にする、気相に移行しやすいヨウ素を化学沈殿・限外ろ過で最初に除去し、その他多くの放射性核種を鉄共沈・限外ろ過により除去した後、最後にSrとCsをイオン交換で除去する方法である。

本技術開発では昭和61年度から処理プロセスの調査研究を開始するとともに、プロセス条件選定およびプロセス評価のために模擬低放射性廃液を用いたコールド基礎試験を実施し、その結果をもとに鉄共沈・限外ろ過を中心とした本核種除去



法を選定した(図13)。平成元年度は模擬低放射性廃液を用いたコールド基礎試験として一貫通液試験を行い、高塩濃度領域での核種除去性能を確認した。平成2年度からは再処理工場の極低レベル廃液を用いたホット基礎試験を行い、極低濃度領域での核種除去性能を確認した。また、平成2年度にコールド工学試験装置を製作し、平成3年度から平成6年度にかけて模擬廃液を用いたコールド工学試験を行い、吸着剤の吸着特性のスケールアップ効果やUF膜の透過特性、膜寿命の評価等を行った。平成3年度からは再処理工場の低放射性廃液を用いたホット基礎試験を行い、実際の多様な廃液からの核種除去性能を評価している。現在は、さらに操作条件の最適化および操作裕度の設定を目的としたコールドおよびホット基礎試験を実施している。

一方、東海・再処理施設から発生する廃溶媒は廃溶媒処理技術開発施設でトリブチルリン酸(TBP)とドデカンに分離し、ドデカンは再利用または焼却処理、TBPはプラスチック固化処理している。TRU核種等の長寿命核種を含む廃棄物は処分負担軽減の観点から有機物であるプラスチック固化体よりも無機の固化体とする方が望ましいため、TBPを過酸化水素水と銅触媒により分解し、無機のリン酸溶液とする技術の開発を進めている。

昭和62年に基本プロセスの選定を行い、模擬廃液を用いたコールド基礎試験を昭和63年まで行い、TBPを無機化できることを確認した。平成元年度以降はTBPの酸分解反応に与える工学的因子(反応器の形状、サイズ、温度、キャリアガス流量、反応器内圧力)の影響確認試験を行うとともに、無機化したリン酸溶液から放射性核種を分離・除去するコールド試験を実施した。その結果、ランタンを共沈剤とした共沈・限外ろ過が α 核種に対して大きな除去性能を有していることを確認した²⁴⁾。

(4) ハル等処理技術開発

使用済燃料再処理工場の剪断・溶解工程から発生する燃料被覆管(ハル)、集集体部材(エンドピース)やセル内から発生する雑固体(可燃物、難燃物、不燃物)等の廃棄物は、現在、発生形態のままステンレス容器(ハル缶)に収納した後、貯蔵施設で水中保管している。処分に向けて安定な固化体とするためにハル等廃棄物の処理技術開発を行ってきた。

ハル等廃棄物は原子炉中で放射化され、また、未溶解燃料や核分裂生成物で汚染された高線量固

体廃棄物であり、特にハルは、炉内で発生するトリチウムの約半分を吸蔵するとともに、容易に酸化する活性なジルカロイファインを含むことなどが挙げられ、これらの特徴を踏まえて技術開発を進めている。

ハル等廃棄物処理に求められる条件としては減容性、安定性、核種の包蔵性が挙げられ、この観点から有望な処理技術として、HIP(Hot Isostatic Press)法、溶融法、圧縮法について基礎試験を実施した。

1) HIP法の開発

HIP法は高温高圧下でハル相互およびハルとエンドピース等を拡散接合により固化する技術である。HIP処理についてハル表面に酸化膜を形成した模擬ハルを用いた小型コールド試験を行い、安定した高密度の固化体を得るための基本条件を確立するとともに、TRU元素等がハル相互の拡散接合界面に酸化物の形態で閉じ込められることを確認した。さらに、実規模コールド試験により、基本条件の妥当性を確認するとともにハルとエンドピースとの同時処理が可能であることを確認した。しかし、これらの試験を通して、廃棄物中に炭素等の不純物が混入した状態でHIP処理を施すと、ガスが発生し界面への介在により拡散接合不足となることが判明した。

2) 溶融法の開発

ハル等廃棄物を溶融固化する技術の一つとしてコールドクルーシブル誘導溶融法(CCIM)の適用性評価試験を行った。CCIMの特徴は、溶融物を直接炉体に接触させずに溶融できるため炉体の侵食が少ない状態で高融点物質の溶融処理が可能となる点である。CCIMについては小型溶融炉(内径 $\phi 60$ mm)を用いたコールド試験を行い、溶融温度や溶融速度、必要電力等の基本条件を確認した。今後は雑固体廃棄物の溶融処理に向けてCCIM溶融炉の大型化を図るとともに、プラズマ溶融法等幅広く溶融技術開発を進めて行く。

3) 圧縮法の開発

ハルとエンドピースを同時に圧縮減容する方法のひとつとしてハル等廃棄物をカプセルに封入して高圧縮する方法について工学規模でコールド試験を行った。実ハルと機械的特性が似た模擬ハル材として、焼鈍前材のジルカロイを用いた。試験の結果、軽水炉用ハル・エンドピースは、390 MPaの圧縮力による $\phi 400$ mmのカプセル圧縮で約80%の真密度比が得られることを確認し、設備の基本条件を明らかにした。

4) ハル等廃棄物処理技術開発施設(HWTF)設計

ハル等廃棄物の処理技術の開発、実証を行う施設として、前述の技術開発の成果、国内外の状況および廃棄物貯蔵施設の状況等を踏まえ、減容比が高く開発課題の少ない高圧縮技術の採用を念頭に置いた処理施設（ハル等廃棄物処理技術開発施設：HWTF）の設計を進めている。

HWTFではハル・エンドピース等ジルカロイファインを含む廃棄物は高圧縮し、圧縮体をHWTF内の貯蔵セルに保管する。また、廃ジャグ等の可燃、難燃物は焼却処理し、焼却灰を既設の第二高放射性固体廃棄物貯蔵施設に貯蔵する。図14に処理フローを示す。また、不燃物については今後溶融技術の開発を行って施設への反映を図って行く。

3.3 区分管理技術開発

「長計」によれば、MOX燃料製造施設や再処理施設から発生するTRU核種を含む放射性廃棄物は、含まれる核種やその放射能濃度等により適切な区分を行い、その区分に応じた合理的な処理処分方法を採用することが考えられている。このため、発生廃棄物や安定化処理した固化体中の極微量のTRU核種を非破壊で測定する技術が必要である。その主な測定法としては、パッシブガンマ法、パッシブ中性子法およびアクティブ中性子法があり、これらの測定法を単独で、または組み合わせて用いることが検討されてきた。

しかし、各測定法とも廃棄物中のマトリクスによる吸収および減速の影響、ならびに廃棄物中の核種およびマトリクス密度の偏在による影響を受けるため、それらの影響を適切に補正し測定結果

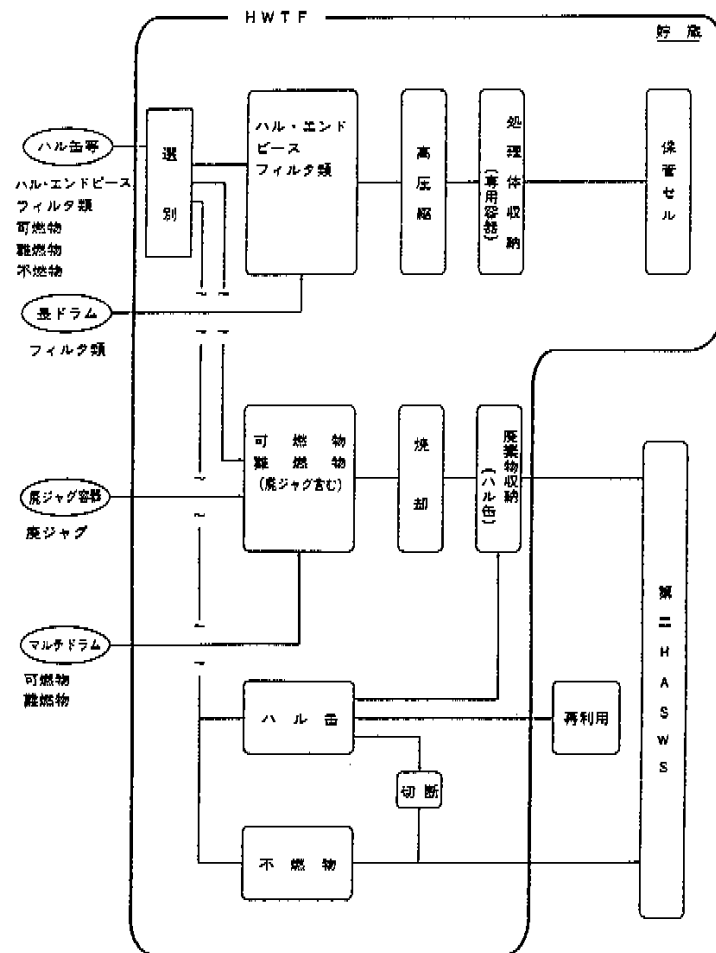


図14 HWTF廃棄物の流れ

の信頼性を高める手法を確立することが必要である。

さらに、区分目安値 (1GBq/ton) を基準に廃棄物を区分していくためには、検出感度の向上が重要な課題となっている。これらの課題を解決するため、上記の測定法についての試験を進めている。

パッシブガンマ法については、廃棄物中に含まれるTRU核種のうち最も存在割合の大きい ^{239}Pu の放出するガンマ線を対象とした測定における検出感度、精度および廃棄物マトリクスによる影響の補正手法の評価を行い、低密度で均一な廃棄物については実証済である。

パッシブ中性子法については、同時計数法により廃棄物中の自発核分裂性核種を ^{240}Pu 実効質量として定量する測定試験を進めている。また、本測定法の検出対象が透過性の高い中性子であるため、金属、固化体等の高密度廃棄物の測定に利用できることを確認した。

アクティブ中性子法については、平成2年にアクティブ中性子測定装置 (写真1) をプルトニウム廃棄物処理開発施設に導入し、測定試験を開始した。平成7年までに、廃棄物マトリクスによる吸収および減速の影響を廃棄物毎に評価する手法を考案した。また、それら二つの評価結果を用いて廃棄物マトリクスによる影響を補正する手法を確立した。

今後の課題としては、廃棄物中の核種およびマトリクス密度の偏在による影響の補正手法の確立、ならびに検出感度の向上がある。このため、パッシブおよびアクティブ中性子法を中心に検出感度向上のための装置改良を含めた評価試験を行うとともに、パッシブガンマ法を中心に廃棄物中の核種およびマトリクス密度の分布情報を取得し、その影響を補正するための評価試験を進めていく予定である。(25)~(28)



写真1 アクティブ中性子測定装置

3.4 核燃料施設解体技術の要素技術開発

大洗工学センターでは、固体廃棄物前処理施設 (WDF) における大型固体廃棄物処理に係る運転経験の蓄積と、除染技術および解体技術などの開発成果を踏まえながら、将来の核燃料サイクル施設のアコミミッションに反映させるため、関連する要素 (測定、除染、解体、遠隔操作) 技術の開発 (図15) を実施している^{(29),(30)}。

測定技術に関しては、アコミミッション作業の事前調査や作業段階 (除染等) を合理的に進めていく上で、汚染のポイントや線源となる配管や機器に対して、遠隔から迅速に線源位置を特定し、定量化する技術が必要である。このために、対象物の前に設置したシンチレーション検出器と走査機構およびITVカメラから成る検出部をコンピュータで制御し、広範囲の中から迅速に線源部位を映像化して特定することが可能な「放射線映像化装置」を開発し、実用化のためのモックアップ試験の後、本装置を用いて13施設を対象に放射線源位置の特定や被曝低減策等の評価のための測定データを収集し有効に反映した。さらに、放射線映像化装置による放射線の定量測定や放射線映像

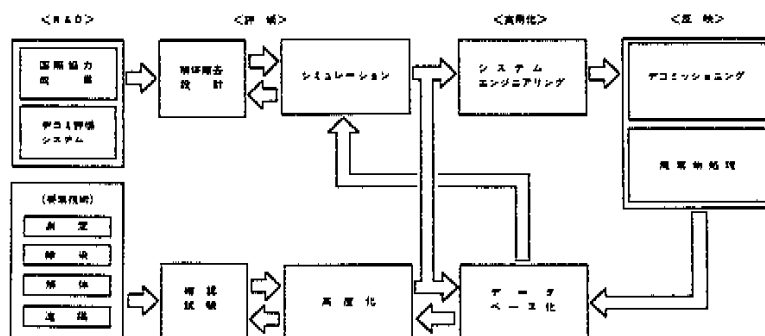


図15 デコミッション技術開発体系

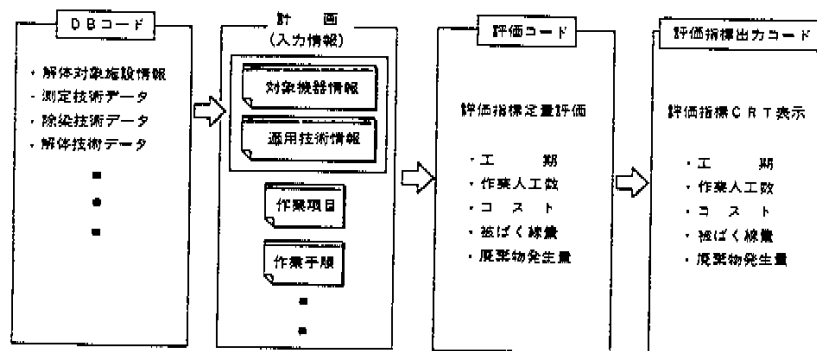


図16 デコミッシング評価システムの構成

化装置の原理を応用した放射性廃棄物の仕分け装置の開発を進めている^{31)~33)}。

除染技術の開発としては、汚染形態や対象物の性状に合わせた除染技術を選定して、有効に適用させることにより二次廃棄物を含む廃棄物の発生量が最も少ないシステムおよび作業環境を改善する技術を開発する必要がある。このために、二次廃棄物の発生量の少ない一次除染技術として、ドライアイス粒を廃棄物表面に投射し、ルーズな汚染を除去するアイスブラスト除染装置の開発を行い、WDFへの導入を図り除染作業に適用するとともに、これらの成果を踏まえてさらに除染性能を向上するための高圧ドライアイスブラストシステムの開発を行ない、セル内機器の更新に係わる除染設備として導入し、廃棄物の低線量化に寄与した。

また、区分管理に直接係わる除染技術として、金属廃棄物表面を電気化学的に研磨する電解研磨除染装置を開発し、WDFの α ホール内に設置して、実廃棄物を用いた除染試験を行い、除染特性、電解液再生特性の等、設備化関連データ等の収集を図った。またこれらの成果を基に、ニーズに応じた電解除染装置の設計および電解条件等を決定する電解除染シミュレーションコードの開発を行っている。さらに、適用範囲の広い除染技術としてレーザを用いた除染装置の開発のための基礎試験に着手した^{34)~37)}。

解体技術については、多種多様の複雑形状を有する廃棄物の最適解体技術としてプラズマ溶断法を選定し、WDFのメインプロセスとして採用した。その結果をWDFにおける実証運転により確認するとともに、周辺技術の開発を行っている。さらに、これらの成果を基に、デコミッシング技術に必要な金属・非金属同時に切断可

能なプラズマジェットトーチの開発とレーザを用いた切断技術の開発を行い、実用化に向けた基礎試験データを収集中である^{38)~41)}。

遠隔操作技術は、解体技術の遠隔自動化を目指して、プラズマ溶断ロボットを開発しWDFの α ホール内に設置して、実廃棄物の解体を通じて諸データの収集を図っている。またセル内設置用として、小型軽量可搬型の解体ロボットの開発を実施し実用化試験を行うとともに、ロボットでハンドリングできる各種遠隔ツールの開発を進め、施設デコミへの適用化試験を行っている^{30),39),42)}。

これらの要素技術の開発成果は、随時WDFおよびセル内機器の解体再生等に適用し実証を図りつつ、将来の核燃料サイクル施設の更新、解体計画などに反映させる計画である。そして、核燃料サイクル施設等のデコミッシングの計画策定時においては、作業手順、解体に係わる技術・工法の選定を適切に行い、被曝線量、コスト、廃棄物発生量、作業人工数、工期等の最適化を図る必要がある。しかし、解体撤去の対象となる設備・機器等は膨大であり、またこれらに適用可能な解体技術・工法は複数考えられるために、計画策定時の要素となる作業手順、評価、計画の見直しが繰り返される。こうした検討作業すべてを人力で計算するのは容易でないために、立案された計画に対して被曝線量、コスト、廃棄物発生量、工期等を定量的に評価し最適な解体撤去計画策定の迅速化を図る「デコミッシング評価システム」の開発(図16)を進めている。

4. おわりに

上述のように、動燃事業団では再処理施設、プルトニウム燃料製造施設等から発生する放射性廃棄物の技術開発およびそれらを反映した技術開発

施設の建設・運転を通して適切に処理貯蔵管理を行ってきた。

特に、高レベル廃棄物ガラス固化技術開発については、国の方針に基づき、安定な形態に固化するためのガラス固化処理プロセスの開発を進め、その成果はプラント規模での技術開発施設であるTVFの設計、建設および運転に反映された。この結果、TVFは着実に開発運転が行われており、さらに日本原燃株式会社が建設中の商業用再処理施設への技術移転についても、円滑に行われつつある。

低レベル廃棄物については、高レベル廃棄物と比較して、多種・多様でかつ量の多いことを考慮し、今後の重点課題として捕まえ、将来の処分を考慮した減容安定化処理ならびにリサイクルに向けた高度化技術の開発を行っていく。さらに、これらの技術開発成果に基づく処理貯蔵施設の整備を合理的に進めていく。

参考文献

- 1) 本橋昌幸, 他: 動燃技報 84 (1992, 12).
- 2) 吉岡正弘, 他: 動燃技報 91 (1994, 9).
- 3) Igarashi, H., et al.: *Glass Technol.* 32, 6 December, p. 206 (1991).
- 4) 寺田明彦, 他: 第44回応用力学連合会, 平成7年1月, p. 139 (1995).
- 5) Igarashi, H., et al.: *Mat. Res. Soc. Proc.* 257, pp.169-176 (1992).
- 6) 葛浦康夫, 他: 日本原子力学会 1992年春C38 p. 138 (1992).
- 7) 二村浩弥, 他: 日本原子力学会「1996年の年会」N34, p. 698.
- 8) 小林洋昭, 他: 日本原子力学会「1996年の年会」N35, p. 699.
- 9) Puyou, M., et al.: *The Third International Conference on Nuclear Fuel Reprocessing and Waste Management (RECOD'91)*, Sendai, Japan, April 14-18, p.909 (1991, 2).
- 10) Stefanonovsky, S., et al.: *SPECTRUM'94*, pp.1258-1262 (1994).
- 11) 下田良行, 他: 「日本原子力学会 1995 秋の大会」J35
- 12) Igarashi, H., et al.: *SPECTRUM'94*, Atlanta, Georgia, USA, August 14-18, pp.1976-1881 (1994).
- 13) 正木敏夫, 他: 日本原子力学会「1995年の年会」J47, p. 483.
- 14) Kawamura, K., et al.: *Mat. Res. Soc. Proc.* 353, pp.87-93 (1995).
- 15) Yoneya, M., et al.: *Proceedings of the Fifth International Conference on Radioactive Waste Management and Environmental Remediation (ICEM'1995)*, Berlin, Germany, Sept. 3-7, pp.389-393 (1995).
- 16) Kim, D. S., et al.: PNL-SA-23453 (April 1994).
- 17) 間野正, 他: プルトニウム廃棄物の処理, 原子力工業, 37, 8, (1991).
- 18) 稲田栄一, 他: “プルトニウム廃棄物処理開発施設の実証試験”, 動燃技報, 74 (1990, 6).
- 19) 中島健太郎, 他: “再処理施設における放射性希ガス処理”, 日本原子力学会誌, 21, 6 (1979).
- 20) 東海事業所再処理工場技術開発部試験運転第2課: 再処理工程の運転 11.1 クリプトン回収技術開発施設, 動燃技報, 55 (1985, 9).
- 21) 林晋一郎, 他: “クリプトンガスのイオン注入固定化試験(VI)”, 日本原子力学会「1993年秋の大会」予稿集
- 22) 林晋一郎, 他: “クリプトンガスのイオン注入固定化試験(X)-クリプトン注入合金の加熱によるKrガスの挙動-”, 日本原子力学会「1996年春の年会」予稿集
- 23) 東海事業所再処理工場技術開発部試験運転第2課: 再処理工程の運転 11.3 廃液処理技術開発施設, 動燃技報, 55 (1985, 9).
- 24) 小林 師, 他: “再処理低放射性廃液からの核種除去に関する研究”, 動燃技報, 96 (1995, 12).
- 25) 大内 優, 他: “アクティブ中性子法によるTRU核種測定技術開発”, 動燃技報, 80 (1991).
- 26) 助川幸弘, 他: “アクティブ中性子法によるTRU核種測定技術開発(I)”, 日本原子力学会「1991年秋の大会」予稿集
- 27) 薄井和也, 他: “アクティブ中性子法によるTRU核種測定技術開発(II)”, 日本原子力学会「1994年秋の大会」予稿集
- 28) 斎村圭輔, 他: “アクティブ中性子法によるTRU核種測定技術開発(III)”, 日本原子力学会「1996年春の年会」予稿集
- 29) 谷本健一, 他: “大洗工学センターにおける核燃料サイクル施設のデコミッショニング技術に関する研究開発”, 動燃技報, 84 (1992, 12).
- 30) 谷本健一, 他: “核燃料サイクル施設のデコミッショニング技術に関する研究開発”, デコミッショニング技報, 11 (1994, 11).
- 31) 菅谷敏克, 他: “放射線映像化装置の開発”, 日本原子力学会誌, 30, 11 (1988).
- 32) 堀月正雄, 他: “放射線映像化装置の実用化研究”, 日本原子力学会「1990年春の年会」予稿集, K24
- 33) 原光男, 他: “デコミッショニング技術の開発”, 動燃パンフレット
- 34) 堂野前幸, 他: “TRU廃棄物の希硫酸を用いた電解除染”, 日本原子力学会「1993年春の年会」予稿集, J38
- 35) 福井康太, 他: “高圧ドライアイスプラストシステムによる廃棄物処理の効率化”, 日本原子力学会「1994年春の年会」予稿集, A4
- 36) 堂野前幸, 他: “電解研磨シュミレーション解析による除染の最適化”, 日本原子力学会「1994年春の年会」予稿集, A3
- 37) 福井康太, 他: “レーザー光による廃棄物処理の除染法の開発”, 日本原子力学会「1996年春の年会」予稿集, N27
- 38) 菊地豊, 他: “プラズマジェット切断法による耐火物の切断試験”, デコミッショニング技報, 4 (1991, 9).
- 39) 菊地豊, 他: “カルコゲナイドガラスファイバーによる5 μ m帯COレーザーの高パワー伝送”, レーザ学会第12回年次大会, (1991, 12).
- 40) 菅谷敏克, 他: “プラズマジェット法による切断技術開発”, 日本原子力学会「1992年秋の大会」予稿集, H46
- 41) 福井康太, 他: “解体用プラズマジェットノーチの開発”, 日本原子力学会「1995年春の年会」予稿集, L25
- 42) 菊地豊, 他: “自動溶断ロボットの開発”, 日本原子力学会「1990年春の年会」予稿集, L25