

6-3 わが国の再処理（その1）

1. はじめに

わが国は原子力の平和利用に取り組み始めた当初より、再処理を国内で行う方針のもとで、技術の開発と事業としての実施を進めてきた。再処理に係わる主要な施設には以下がある。

- ① 日本原子力研究所 { 現日本原子力研究開発機構 (JAEA) } 再処理特別研究棟 (JRTF)
- ② 同 燃料サイクル安全工学研究施設 (NUCEF)
- ③ 動力炉・核燃料開発事業団 (現 JAEA) 東海再処理工

場 (TRP)

- ④ 同 高レベル放射性物質研究施設 (CPF)
- ⑤ 同 リサイクル機器試験施設 (RETF)
- ⑥ 日本原燃株式会社 再処理工場 (RRP)

本節ではこれらの施設を概説する。また、海外委託した再処理についても言及する。再処理施設に関する年表と「原子力長期計画」¹⁾における再処理についての記述を、それぞれ第1表と第2表に掲げる。

第1表 再処理に係わる主要施設の動向と関連事項

年	再処理施設の動向	関連事項 ²⁾
1955年		原子力基本法成立 (12月16日)
1956年		日本原子力研究所発足 (6月15日) 原子燃料公社発足 (8月10日)
1967年		原子燃料公社解散、動力炉・核燃料開発事業団発足 (10月2日)
1968年	再処理特別研究棟で再処理試験を実施	原子力委員会は特殊核物質の民間所有を認めることを決定 (7月)
1974年	東海再処理工場竣工	
1977年	東海再処理工場運転開始	日米原子力交渉における合意 (9月12日) INFCE総会 (10月)
1980年	高レベル放射性物質研究施設竣工	日本原燃サービス株式会社発足 (3月1日)
1983年	高レベル放射性物質研究施設にて Pu を回収 (9月29日)	
1992年	東海再処理工場ガラス固化技術開発施設 (TVF) 竣工	日本原燃株式会社発足 (7月1日)
1993年	日本原燃再処理工場着工 (4月28日)	
1994年	燃料サイクル安全工学研究施設完成 (6月30日)	
1995年	東海再処理工場リサイクル機器試験施設着工	もんじゅ2次ナトリウム漏洩事故 (12月8日)
1997年	東海再処理工場アスファルト固化処理施設事故 (3月11日)	
1999年	日本原燃(株)再処理事業の開始 (12月3日)	
2002年	日本原燃(株)再処理工場の化学試験を開始 (11月1日)	
2004年	日本原燃(株)再処理工場のウラン試験を開始 (12月21日)	
2005年		日本原子力研究開発機構発足 (10月1日)
2006年	日本原燃(株)再処理工場のウラン試験を終了 (1月22日)。アクティブ試験を開始 (3月31日)	
2011年		東日本大震災 (3月11日)

第2表 原子力長期計画における再処理事業に関する記述¹⁾

回	年	内容
第1回	1956年	極力国内技術によることとし、原子燃料公社をして集中的に実施せしめる。 初期には日本原子力研究所が研究的に実施するが、その後は核燃料物質の散逸を防止し、安全性を確保するため原子燃料公社において集中的に実施するものとする。
第2回	1961年	原子力発電の規模が増大した段階においては、わが国において再処理を行なう必要がある。 原子燃料公社に再処理パイロットプラントを建設し、再処理の工業化試験を実施する。この再処理パイロットプラント建設に関する基礎的資料を得るため、日本原子力研究所に設置されるホット・ケープを利用して両者協力のもとに溶媒抽出法に関する工学的試験研究を実施する。
第3回	1967年	当分の間は、原子燃料公社の再処理工場において行なうものとするが、将来は民間企業において再処理事業が行なわれることが期待される。 日本原子力研究所と原子燃料公社が協力して、熱中性子炉と高速増殖炉の燃料を対象とし、乾式をはじめ各種方式の研究開発を行なうこととし、研究開発計画の具体化について検討するものとする。
第4回	1972年	再処理事業の安定操業のためには、スケールメリットを生かすことが重要なので、電気事業者を含む関係業界において早急に協調体制の確立をすすめることが望まれる。
第5回	1978年	第二再処理工場は、本格的な商業施設として、その建設・運転は、電気事業者を中心とする民間が行うものとし、昭和65年頃の運転開始を目途に、速やかに建設に着手することが必要である。 第二再処理工場の運転開始までの措置としては、海外への委託によって対処するものとする。
第6回	1982年	当面年間再処理能力1,200トンの民間再処理工場の建設を促進するとともに、さらに将来の需要の伸びに対応する再処理計画についても今後検討していくこととする。
第7回	1987年	事業化が具体的に進展しているところであり、これまで開発を進めてきた動力炉・核燃料開発事業団から事業主体等への技術移転を円滑に進め、事業主体等の技術力の向上を図ることが重要である。また、事業化を通じて国産技術の定着化を図るため、関係機関が協力して、それぞれの特長を活かしつつ研究開発を進め、長期的視点に立って、国際競争力をも有する自立型の産業への展開に向けて技術的基盤を強化していく必要がある。 1990年代半ば頃の運転開始を目途に計画が進められている年間再処理能力800トンの民間第一再処理工場の円滑な建設・運転を推進する。また、民間第二再処理工場については、自主的な技術によって、経済性のより優れたものとして建設されることが重要であり、これを達成すべく長期的な視点に立脚し、2010年頃の運転開始を目途に、研究開発の推進等各般の施策を総合的に進める。
第8回	1994年	東海再処理工場は、安定運転を進め、六ヶ所再処理工場の操業開始まで再処理需要の一部を賄うとともに、同工場の操業開始以降は、軽水炉MOX使用済燃料、新型転換炉使用済燃料、高速増殖炉使用済燃料等の再処理のための技術開発の場として活用していきます。 現在建設中の六ヶ所再処理工場（年間処理能力800トン）については、2000年過ぎの操業開始を目指すこととし、その順調な建設、運転により商業規模での再処理技術の着実な定着を図っていきます。 民間第二再処理工場は、核燃料リサイクルの本格化時代において所要の核燃料の供給を担うものとして重要な意義を持っています。同工場は、六ヶ所再処理工場の建設・運転経験や国内の今後の技術開発の成果を踏まえて設計・建設することを基本とし、軽水炉MOX燃料等も再処理が可能なものとするとともに優れた経済性を目指すこととします。
第9回	2000年	民間事業者は、我が国に実用再処理技術を定着させていくことができるよう、この我が国初の商業規模の再処理工場を着実に建設、運転していくことが期待される。 核燃料サイクル開発機構は、現在、東海再処理施設において、従来の再処理に加え、高燃焼度燃料や軽水炉使用済MOX燃料等の再処理技術の実証試験等を行うこととしており、これらの成果は将来に重要な貢献をもたらすと考えられるので、成果について段階的に評価を受けながら実施することが必要である。

2. わが国の再処理に係わる主要な施設の概要

2.1 再処理特別研究棟 (JRTRF) ³⁾

1956年にホットケープ建家の建設を開始、以降分析建家、プルトニウム精製建家等が順次付加された。施設の外観を第1図に示す。JRR-3の使用済みウラン-アルミニウム金属燃料を対象とし、溶解と溶媒抽出による試験を実施した。主要な設備は、溶解槽、パルスカラム、濃縮槽、ミキサセトラである。

ホット試験は第3表に示すように3回に分け1968年から1969年にかけて実施された。使用済み燃料の燃焼度は約400-650 MWd/tであり、約600 kgが試験に供された。合計約212 gのプルトニウムが精製、回収された。

施設は現在廃止措置の途上にある⁴⁾。



第1図 再処理特別研究棟の外観

第3表 湿式再処理試験のホット試験の概要

ホット試験番号	第1次 (HR-1)	第2次 (HR-2)	第3次 (HR-3)
試験期間	1968年3月 ～5月	1968年6月 ～8月	1968年12 月～1969 年3月
使用済み燃料 燃焼度 (MWd/t)	約 400	約 500～ 600	約 550～ 650
冷却期間	1年	4～9ヶ月半	86～405日
ウラン量 (kg)	90.7	297.0	198.1
プルトニウム量 (g) (溶解後)	約27	約 130	約 109
FP 含量 (γ-Ci)	640	22,500	11,400
抽出されたプルトニウム量 (g)	18	105	88.5

2.2 東海再処理工場 (TRP) ^{5),6)}

東海再処理工場の設計は1963年から開始され、その詳細設計はフランスSGN社 (Saint Gobain Techniques Nouvelles) により行われた。1970年1月に設置の承認を

受け、1971年に建設に着手した。1974年10月に設備工事及び通水試験を終了、以降、化学試験とウラン試験を実施した。施設の外観を第2図に示す。

1977年9月には東海再処理工場の運転に関し、日米政府の合意に基づき、核不拡散の観点からU-Pu共回収技術が開発されることとなった⁷⁾。同年9月22日に動力試験炉 (JPDR) の使用済み燃料を用いて最初のせん断を開始した。U-Pu混合脱硝のためのマイクロ波加熱脱硝法による混合転換施設を1983年に完成させた。



第2図 東海再処理工場の外観

処理対象燃料の種類は第4表に示すように軽水炉ウラン燃料と新型転換炉 (ATR) 燃料である。軽水炉使用済みウラン燃料の処理能力は1日あたり最大0.7 t (金属ウラン換算)、年間最大210 t (同左) である。これまでに累積1,140 tの燃料を処理した。内訳を第5表に示す。以下、設備の概要を述べる¹⁰⁾。

第4表 東海再処理工場の処理対象燃料の種類 ⁸⁾

炉型	燃料	初期濃縮度等 (最高)	燃焼度 (GWd/t)	
			平均	最高
軽水炉	ウラン	ウラン濃縮度 4w/o	28 以下	35 以下
新型転換炉 原形炉 (ATR)	ウラン	ウラン濃縮度 約2.3w/o	17 以下	30 以下
	混合酸化物 (A)	核分裂物質質量 約1.4w/o	12 以下	20 以下
	混合酸化物 (B)	核分裂物質質量 約2.0w/o	17 以下	20 以下

第5表 東海再処理施設の処理実績 ⁹⁾

	処理量 (t)
BWR	644
PWR	376
ATR (UO ₂)	82
ATR (MOX)	29
JPDR	9
累積	1,140

輸送キャスクに収納された燃料を受け入れる。水プールにおいて燃料集合体をキャスクから取り出し、集合体の密封容器を複数備えたバスケットに移す。バスケットは水プールにて保管する。

燃料のせん断は、集合体を単位としてせん断機を用いて行う。端末部を切断除去した後、 UO_2 充填部を3-5 cmの長さでせん断する。せん断片は重力により溶解槽へと落下させる。この時、燃料分配器により振り分け所定の溶解槽に投入する。

せん断片は溶解槽において硝酸により燃料を浸出溶解する。溶解槽の構造を第3図に示す。約400 kgUの燃料をバスケットに入れ2本の溶解部に装荷する。硝酸を加えながら蒸気により加熱し、燃料を溶解する。溶解部の底部から酸素を吹き込み、溶液を攪拌するとともに酸化窒素を酸化する。得られた溶解液は硝酸溶液を加えてウラン濃度を調整する。バスケットには溶けなかった被覆片(ハル)が残り、これは高レベル放射性固体廃棄物として処理する。溶解液はパルスフィルタにより固体粒子類を除去する。

溶媒抽出工程は、核分裂生成物 (FP) を分離除去する分離第1サイクル (共除染)、ウランとプルトニウムを分離する分離第2サイクル (分配)、ウランとプルトニウムをそれぞれ精製、濃縮するウラン精製サイクル及びプルトニウム精製サイクルから成る。抽出溶媒は30% TBP-nドデカンであり、いずれにおいても抽出器はミキサセトラを用いる。Pu分配は硝酸ウラナス-ヒドラジン混合溶液を用いてPu(III) に還元して行う。得られた製品はそれぞれを濃縮する。また、各工程から発生した溶液からウランやプルトニウムを回収するリワーク工程を有する。得られた製品は、Uは流動床式脱硝塔により UO_3 粉末に、Puはマイクロ波加熱法によりMOX粉末に転換する。

放射性気体廃棄物に関して、槽類換気、セル換気等はろ過、洗浄などにより処理した後主排気塔から排出される。放射性希ガス (Kr, Xe) を液化蒸留法により分離する技術をクリプトン回収技術開発施設において開発した。

放射性液体廃棄物はいくつかに区分して処理している。溶媒抽出による分離第1サイクルにおいて核分裂生成物を含む水溶液 (ラフィネート、抽出残液) が生じ、これは蒸発濃縮して高放射性廃液として貯蔵する。高放射性廃液はガラス固化技術開発施設 (TVF) においてガラス固化し、得られたガラス固化体を貯蔵する。低放射性の廃液は従来アスファルト固化処理を行ってきたが、1997年に発生したアスファルト固化処理施設の事故に伴い終息した。これに替えて、I, Sr, Cs等の限外ろ過や吸着等による除染、硝酸イオンの分解に基づく低放射性廃棄物処理技術開発施設 (LWTF) を建設した¹¹⁾。使用した抽出溶媒は85% リン酸を加えて、TBPを分離する方法に

より処理し、TBPをPVCもしくはエポキシ固化する。

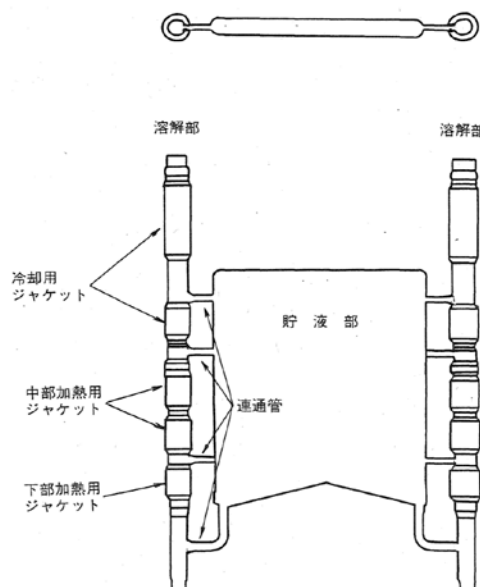
放射性固体廃棄物は、内包する放射性核種と燃性により分類し、圧縮や焼却等の処理の後、容器に入れて保管している。

分析に関しては、工程管理、計量管理及び保障措置のために水溶液や溶媒等を分析している。

運転に必要なユーティリティには電気、圧縮空気、水 (工業用水、純水)、蒸気等があり、集中して供給するために再処理施設ユーティリティ施設が建設された。

東海再処理工場はいくつかの故障や事故等のトラブルを経験してきた。主なものには次が挙げられる。

- ・酸回収蒸発缶の交換
- ・酸回収蒸発缶の修理
- ・溶解槽の補修
- ・新溶解槽の設置
- ・アスファルト固化処理施設の火災・爆発事故



第3図 溶解槽の構造

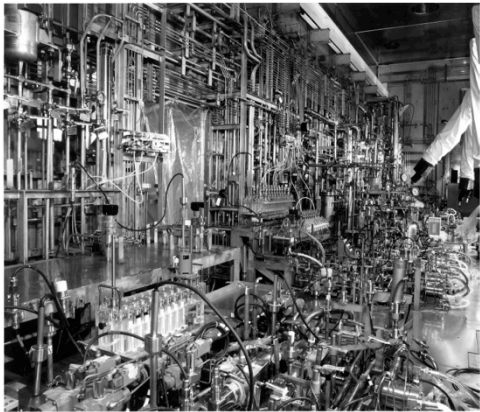
JAEAの第2期中期計画では、ガラス固化、軽水炉MOX燃料と高燃焼度燃料の処理に関する技術開発に取り組んでいる¹²⁾。

2.3 燃料サイクル安全工学研究施設 (NUCEF)¹³⁾

燃料サイクル安全工学研究施設 (Nuclear Fuel Cycle Safety Engineering Research Facility; NUCEF) は核燃料サイクルバックエンドに関する総合的研究施設であり、高度化再処理プロセスに関する研究が行われている。1994年に施設は完成し、臨界実験を行う実験棟Aと化学的な試験に供する実験棟B (バックエンド研究施設, Back-End Cycle Key Elements Research Facility; BECKY) から成る。

BECKYは $\alpha\gamma$ セル(受入セル、プロセスセルと化学セル)、27基のグローブボックス、21基のフード等から構成される。 $\alpha\gamma$ セルの様子を第4図に示す。プロセスセルでは、45 GWd/tの使用済み燃料を3 kg/y、185 TBq (5 kCi)の高レベル放射性廃液を使用できる。

大型再処理施設の定常時における閉じ込め安全について、溶解と溶媒抽出の試験を行い、これらを確証した¹⁴⁾。また、高度化再処理プロセスについて、Npの制御やソルトフリー溶媒洗浄等を実証した。



第4図 NUCCEFのバックエンド研究施設の $\alpha\gamma$ セル

2.4 高レベル放射性物質研究施設 (CPF)

高レベル放射性物質研究施設 (Chemical Processing Facility; CPF) は、高速炉燃料の再処理に関し、使用済み燃料からの分離技術と高放射性廃液のガラス固化技術の研究を行うために設置された¹⁵⁾。施設の外観を第5図に示す。



第5図 高レベル放射性物質研究施設の外観

分離とガラス固化のそれぞれの試験のために、5つずつのセル(A系列、B系列)を備える。A系列セルでは、燃料セルを試料としてせん断、溶解、溶媒抽出(共除染、分配、精製)を行い、回収したUとPuはグローブボックスにて転換した後に貯蔵する。B系列セルでは、東海再

処理工場の分離第一サイクルで発生した廃液を最大111 TBq (3,000 Ci) 用い、ガラス固化の試験、固化体の物性測定等を行う。

分離技術に関しては、1982年9月に高速実験炉「常陽」の使用済み燃料のせん断をもって最初のホット試験を開始した¹⁶⁾。この試験では約30 gのPuを回収した。2006年からは高速増殖炉サイクル実用化研究開発 (FaCTプロジェクト) の一環として、先進湿式再処理並びに乾式再処理技術の試験を行っている¹⁷⁾。

2.5 リサイクル機器試験施設 (RETF)

高速炉燃料再処理に関して、経済性と信頼性のあるプロセス・エンジニアリング技術を確認するために、新型機器及びプロセスを確認する試験施設として計画された¹⁸⁾。保守設備を備えた大型セルが主たる試験設備であり、この中に遠隔保守対応をした機器類を取り付けたラックを設置する方式である。試験機器には、レーザ切断式燃料集合体解体器、回転ドラム型連続式溶解槽、遠心式清澄機、遠心式溶媒抽出器、電解槽が考えられた。機器の能力は最大10 kg/h (約50 t/yの施設規模に相当) であり、溶解と溶媒抽出の試験は最大16 hの運転が想定された。1995年に建設工事が開始され、試験等と関連する内装の工事(第一期)が終了したところで計画は中断している。施設の外観を第6図に示す。



第6図 リサイクル機器試験施設の外観

3. 海外返還・委託¹⁾

JRR-2、JMTRと京都大学原子炉に使用された燃料は、米国政府から賃借したものであったので、1966年から米国原子力委員会のアイダホ化学工場にて再処理を行うために輸送された。

また、わが国は発電炉の使用済み燃料を海外に委託してきている。電気事業者は、英国 BNFL 及びフランス COGEMA と再処理の委託契約を結び、使用済み燃料を輸送した。契約量は、軽水炉燃料について両社に約

5,600 tU、ガス炉燃料について BNFL に約 1,500 tU であり、2001 年 6 月までに契約の全量が輸送された。

再処理により回収されたPuはわが国に返還されることとしており、フランスからは1984年と1992年から1993年にかけて行われた。第1回は1984年11月15日に輸送された。また、第2回では、約1.1 tのPuが輸送船「あかつき丸」により日本原子力発電(株)東海港に運ばれ、旧動力炉・核燃料開発事業団に受け入れられた。

参考文献

- 1) 原子力の研究、開発及び利用に関する長期計画。
- 2) 六ヶ所再処理工場に関連する事項は次より。日本原燃株式会社，“当社のあゆみ，”平成22年5月更新。
- 3) 日本原子力研究所原研史編纂委員会，“日本原子力研究所史，”日本原子力研究所（2005）。
- 4) 三森，宮島，デコミッションング技報，12，49-58（1995）。
- 5) 動燃三十年史編集委員会，“動燃三十年史，”動力炉・核燃料開発事業団（1998）。
- 6) 河田，JNC-TN1420 2005-002（2005）。
- 7) M. Koizumi, K. Ohtsuka, H. Ohshima, H. Isagawa, H. Akiyama, A. Todokoro, K. Naruki, J. Nucl. Sci. Technol., 20(7), 529-536（1983）。
- 8) 再処理事業指定申請書。
- 9) “東海再処理施設の処理実績，”
http://www.jaea.go.jp/04/ztokai/tokai/center/saishori/images/saisyori_jisseki.pdf
- 10) 動燃技報，第55号（1985）。
- 11) 日本原子力研究開発機構，未来を拓く原子力，83（2008）。
- 12) 日本原子力研究開発機構，“独立行政法人日本原子力研究開発機構の中期目標を達成するための計画（中期計画），平成22年4月1日～平成27年3月31日，”変更認可平成24年3月30日（2012）。
- 13) NUCEF実験計画検討グループ，JAERI-M 94-066（1994）。
- 14) Y. Morita, T. Asakura, H. Mineo, S. Hotoku, G. Uchiyama, JAERI-Conf 2005-007, 25-30（2005）。
- 15) 有田，動力炉技報，No. 27, 105-110（1978）。
- 16) 篠原，大内，根本，橋本，出光，榎原，堀江，PNC-TN841 83-80（1983）。
- 17) 次世代原子力システム研究開発部門，
JAEA-Evaluation 2011-003（2011）。
- 18) 小島，日本原子力学会誌，36(10), 911-918（1994）。

日本原子力研究開発機構 駒 義和
（2013年4月15日）