

原子燃料サイクル技術の開発

Development of Nuclear Fuel Cycle Technologies

鈴置 昭* Akira Suzuki 松本 隆** Takashi Matsumoto
 鈴木一道*** Kazumichi Suzuki 河村文雄**** Fumio Kawamura



原子燃料サイクル技術の開発

日立製作所はウラン濃縮、MOX燃料加工、使用済燃料再処理などの施設の建設を通じて、わが国の原子燃料サイクルの確立に貢献している。

先ごろ原子力委員会が策定した原子力長期計画には、将来の本格的な燃料サイクルの確立に向けた技術開発の必要性がうたわれている。日立製作所は、ウラン濃縮、MOX(プルトニウムとウランの混合酸化物)燃料加工、使用済燃料再処理などの分野で、技術開発や施設建設に携わってきた。

ウラン濃縮では、動力炉・核燃料開発事業団を中心とした遠心法開発に参画するとともに、日本原燃株式会社の六ヶ所ウラン濃縮工場の建設を分担している。また、レーザー濃縮技術研究組合に協力して、

レーザ法の開発も進めている。MOX燃料成形加工では、動力炉・核燃料開発事業団の「もんじゅ」用プルトニウム燃料製造施設で、ペレット製造および加工組立工程の建設を分担した。使用済燃料再処理では、動力炉・核燃料開発事業団の東海再処理工場の保守・補修技術開発に協力するとともに、リサイクル機器試験施設の設計、建設に参画している。また、日本原燃株式会社六ヶ所再処理工場では、使用済燃料貯蔵施設の建設と分離施設や低レベル廃液処理施設などの施設の建設準備を進めている。

* 日立製作所 日立工場 工学博士 ** 日立製作所 日立工場 *** 日立製作所 日立工場 理学博士
 **** 日立製作所 電力・電機開発本部 工学博士

1 はじめに

1994年6月に策定されたわが国の原子力長期計画によれば、軽水炉主流時代の長期化見通しと、将来の本格的な原子燃料リサイクル時代に備えて、次のような施策が掲げられている。すなわち、ウラン資源の安定的確保、国内ウラン濃縮事業の展開、軽水炉によるMOX燃料利用の拡大、六ヶ所再処理工場の推進、およびMOX燃料加工などである。

日立製作所は、総合技術力を結集して、これらの燃料サイクル技術の実用化に努めてきた。技術開発の成果は、動力炉・核燃料開発事業団の遠心法ウラン濃縮原型プラントやプルトニウム燃料製造施設などの建設に反映するとともに、日本原燃株式会社の六ヶ所ウラン濃縮工場や六ヶ所再処理工場の建設に結実しつつある。

ここでは、これらの中でウラン濃縮技術と使用済燃料再処理技術の開発状況について述べる。

2 ウラン濃縮技術

2.1 遠心法ウラン濃縮

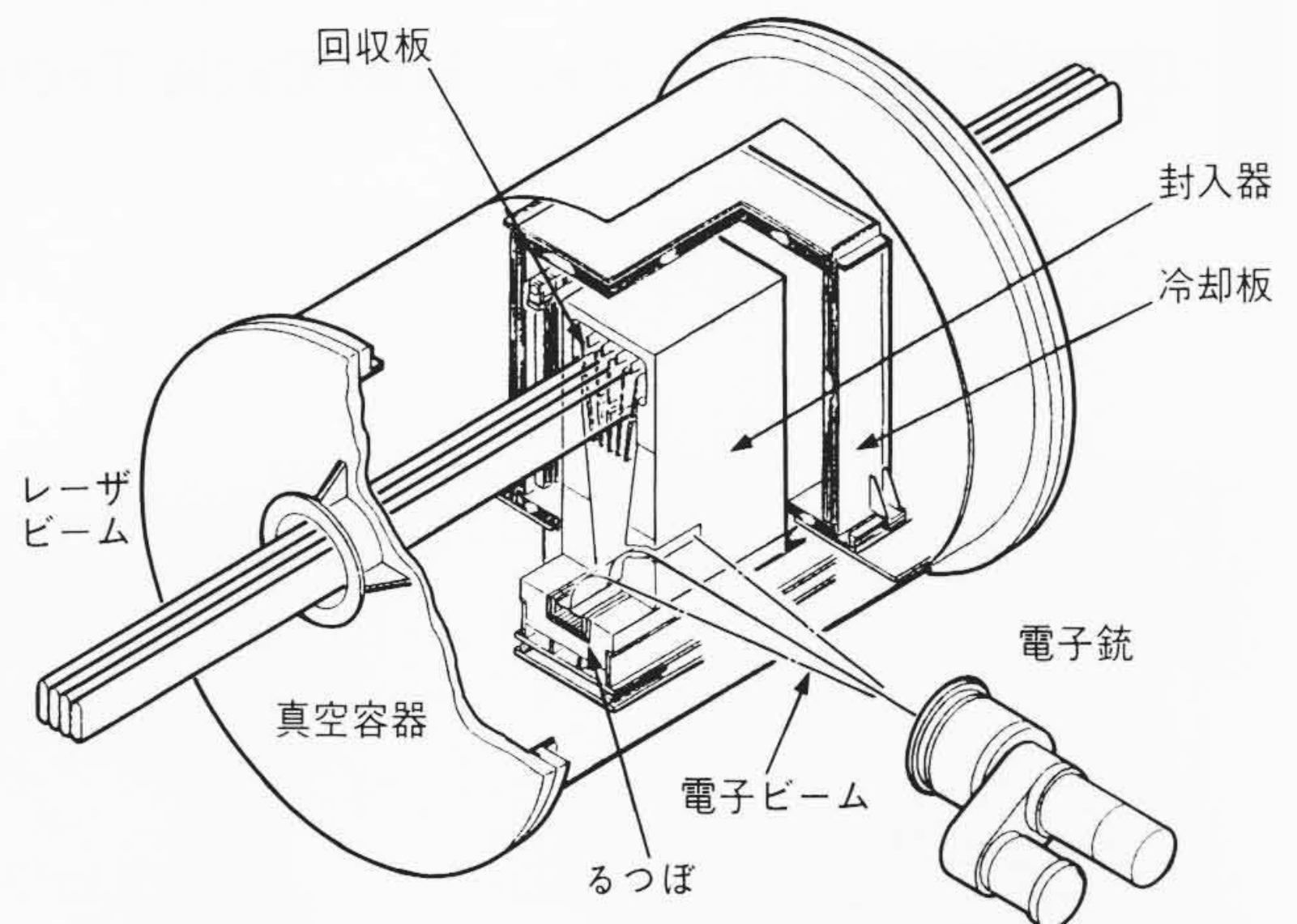
1970年に遠心法によるウラン濃縮の開発に着手し、遠心機、周辺技術の開発を推進してきた。この間の遠心機の飛躍的な性能向上、プラント周辺技術の開発成果を基に、動力炉・核燃料開発事業団の指導により、1979年に運転開始したパイロットプラント、1988年に運転開始した原型プラントの建設に参画し、商用化に向けての基盤技術の確立に取り組んだ。

これらの技術開発をベースに、日本原燃株式会社の六ヶ所ウラン濃縮工場がわが国初の商用濃縮プラントとして1988年に事業許可を得、同年着工の運びとなった。この六ヶ所ウラン濃縮工場は1,500 tSWU (Separative Work Unit: 分離作業単位)/y規模の計画で、第一期工事600 tSWU/yは1994年9月に完成し現在商業運転中であり、第二期工事は鋭意設計に取り組んでいる。

日立製作所は、この工場のうち、遠心機を多数台配管で接続した、運転制御のかなめとなるカスケード設備、濃縮ウランの調合・均一化および濃縮度・純度の分析等を行う均質・ブレンディング設備などを受注し、建設に参画している。

2.2 原子法レーザーウラン濃縮

日立製作所は1971年に原子法レーザー同位体分離の原理実験を実施し¹⁾、1987年からは、レーザー濃縮技術研究組合の第1期レーザーウラン濃縮技術開発に参加した。1993



製品項目	開発内容
電子銃	大出力電子銃
るっぽ	高蒸発効率るっぽ構造
材料	封入器、回収板用耐ウラン性材料
供給系	蒸発物質の効率的供給
製品廃品回収系	効率的回収搬出方式
蒸発回収プロセス	蒸発効率の向上、迅速なるイオンの回収

図1 原子法レーザーウラン濃縮の概略構成と主要開発内容
るっぽから蒸発させたウラン原子にレーザー光を照射し、²³⁵Uだけを選択的に励起、電離し回収する。

年には、第2期の技術開発が開始され²⁾、日立製作所はこの中で、図1に示す分離セルを中心に、電子銃、回収板、および製廃品搬出系の開発を進めている。

(1) 電子銃

レーザー光を効率よくウラン原子に吸収させるため、帯状にウラン蒸気を噴出させる必要がある。このため、線状の電子ビームを形成して加熱源とする電子銃の長寿命化などの開発を進めている。

(2) 回収板および製廃品搬出系

回収板では液体の状態での濃縮ウランを回収するため、耐ウラン性のあるコーティング膜を基板上に低コストで形成する方法を開発中である。また、製品・廃品ウランをスムーズに真空容器外に取り出すための製廃品搬出系の設計検討を進めている。

(3) 濃縮プロセス技術

レーザーウラン濃縮はウランの蒸発、電離、回収の3プロセスから成っている。日立製作所は、蒸発、回収プロセスに重点を置いて開発を進めている。特に回収プロセスでは、図2に示すように、回収時間が短縮できる新しいイオン回収方式を提案している³⁾。

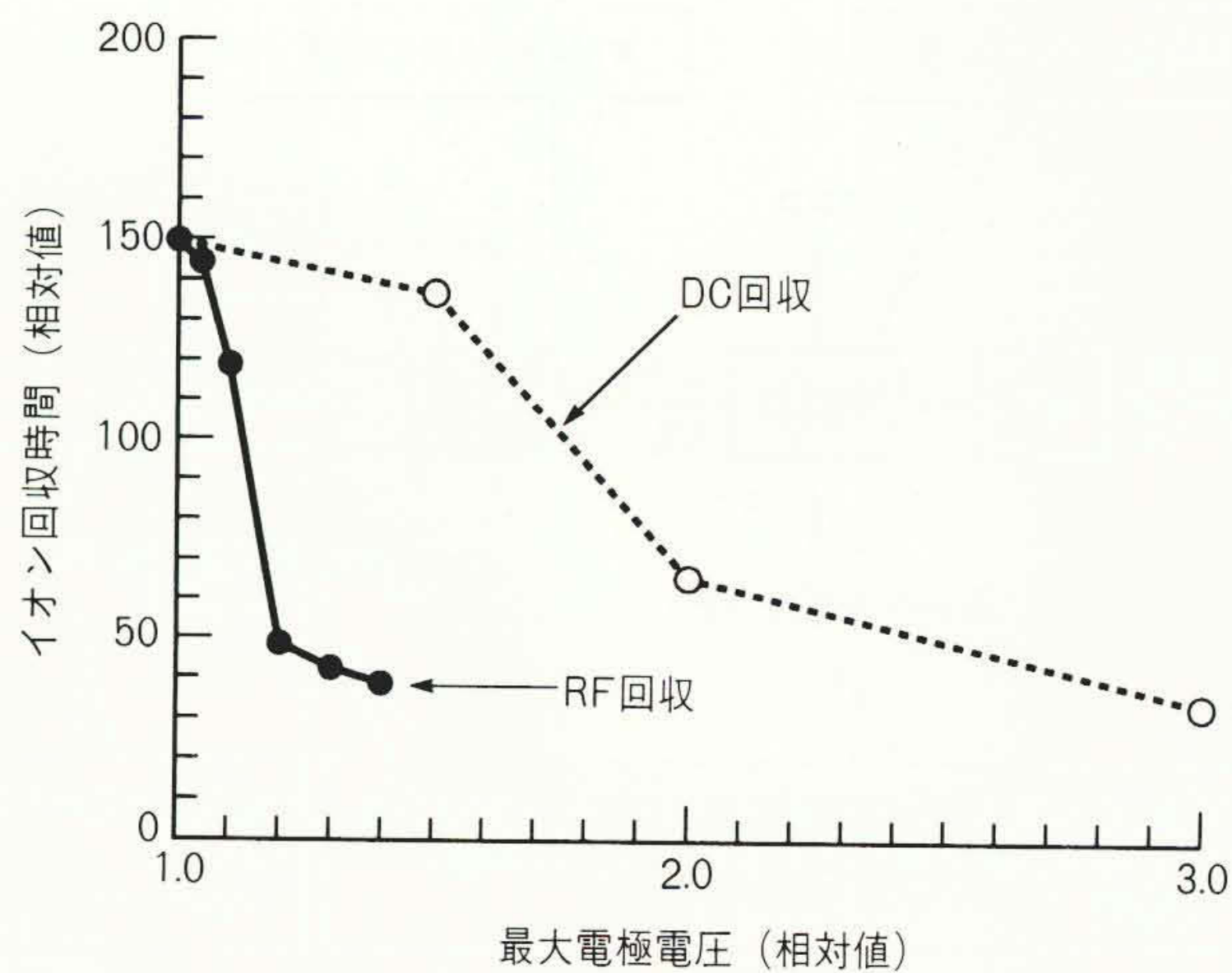


図2 高周波(RF)電界によるイオン回収
RF電界を印加することにより、従来の静電界(DC)印加法に比較し、低電界で回収時間が短縮できる。

3 使用済燃料再処理技術

3.1 再処理施設の高信頼化

(1) 六ヶ所再処理工場

日本原燃株式会社六ヶ所再処理工場の使用済燃料受け入れ・貯蔵設備の設計には、1984年に着手した。海外基本設計に基づくせん断・溶解オフガス設備、高レベル廃液濃縮設備、酸回収設備、低レベル廃液処理設備などの設計には、1989年から参画した。設備設計および関連技術開発を通じて、これら設備の信頼性確保に努めている⁴⁾。使用済燃料受け入れ・貯蔵設備の建設は、1993年4月にスタートした。現在の建設状況を図3に示す。この設備は国内最大の3,000 tの貯蔵容量を持ち、軽水炉での



図3 日本原燃株式会社六ヶ所再処理工場の建設状況
1993年4月に着工した使用済燃料受け入れ施設・貯蔵施設の建設が順調に進んでいる。

実績を踏まえて大型の水プール方式を採用している。燃料取り扱いの効率化のため、同時に複数体を移送できるバスケットや水中台車を採用しており、試験によって安全性や信頼性を確認している。

高レベル廃液濃縮設備や酸回収設備では、英国で開発された減圧蒸発技術を採用している。これは設備の運転温度を下げて材料を腐食しにくい環境で使用するためである。減圧条件で、実寸大伝熱管を用いた酸回収蒸発缶や実寸大パッキング材を充てんしたミストトラップの性能試験を実施して、設備の信頼性確保に努めている。また、図4に示す濃縮・酸回収・精留プロセス評価試験装置を用いて、減圧プロセス内での放射性核種の移行挙動の解明を進めている⁵⁾。

再処理設備用の材料については、複数の国内鉄鋼メーカーと協力して、独自仕様の高耐食性ステンレス鋼を開発している。図5に示すように、これらの材料の硝酸廃液中での耐食性の確認を進める⁶⁾とともに、英国BNFL社によるレビューも実施している。

(2) リサイクル機器試験施設

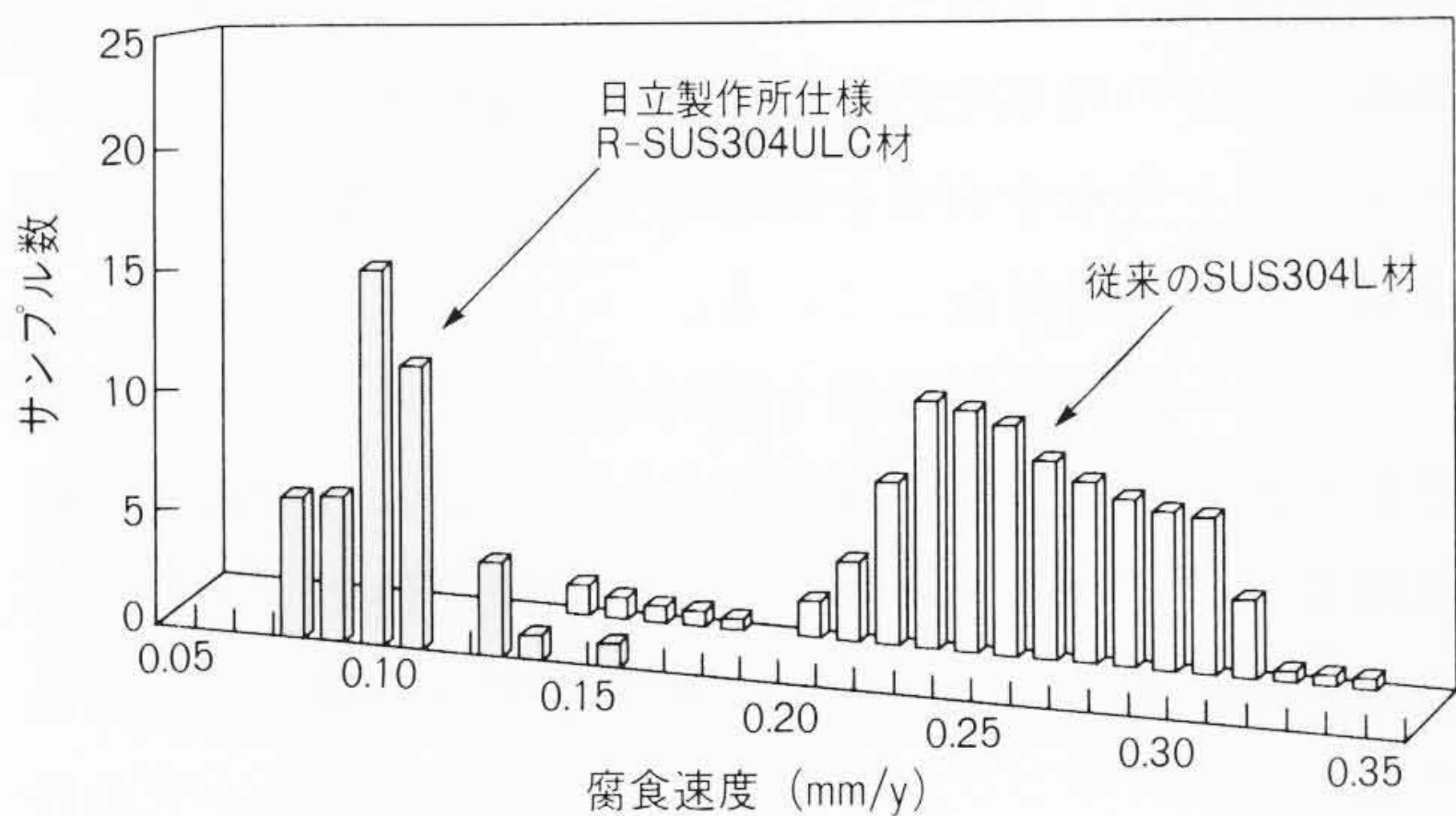
高速炉燃料再処理技術開発の一環として動力炉・核燃料開発事業団が建設を進めているリサイクル機器試験施設は、高速炉燃料再処理施設に必要な機器やシステムをホット工学規模で確認するための試験施設である。日立製作所はこの施設の建設計画に参画し、建設準備作業を鋭意進めている。

3.2 再処理プロセスの高度化

高経済性プロセスやアクチニドリサイクル型のプロセスの開発を目指して、改良ピューレックス法、イオン交



図4 濃縮・酸回収・精留プロセス評価試験装置
さまざまな核種の揮発やミストによる移行量を評価して、蒸発缶での放射性核種の除去性能を確認する。



●溶体化処理機
●65%沸騰硝酸中 5×48時間浸漬試験

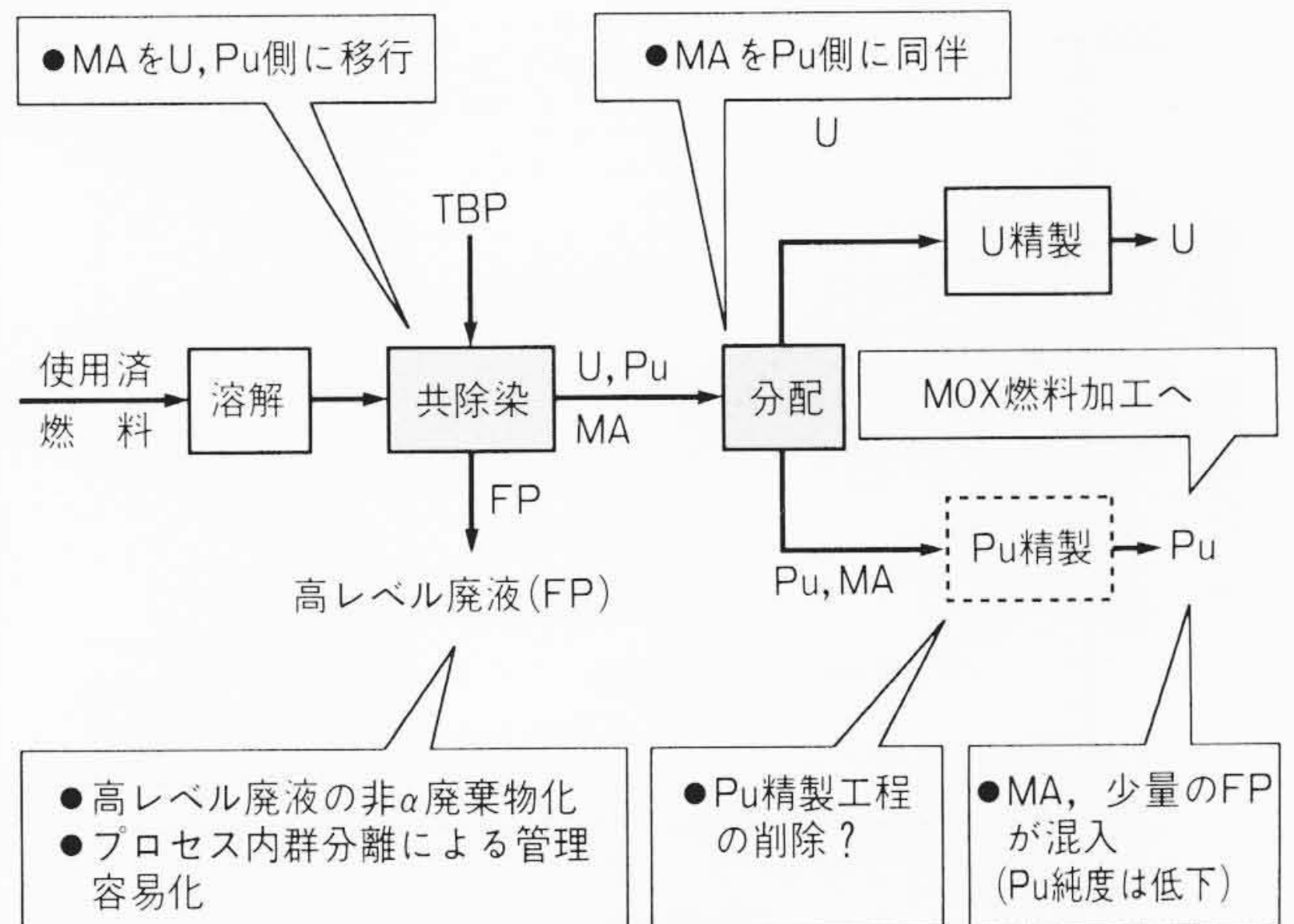
注：略語説明
R-SUS304ULC (再処理用極低炭素タイプ304ステンレス鋼)
SUS304L (低炭素タイプ304ステンレス鋼)

図5 高耐食性ステンレス鋼の耐硝酸性試験
国内鉄鋼メーカーとの協力によって日立製作所仕様の高耐食性ステンレス鋼を開発し、実規模溶解材については硝酸耐食性を確認した。

換法、乾式法などの高度化技術の開発に携わっている。
ピューレックス法をベースとした独自の高度化プロセスの概念を図6に示す。共除染^{※)}や分配工程では、マイナーアクチニドの原子価を適切に調整して、プロセス内での移行制御を行う。マイナーアクチニドはプルトニウムといっしょに回収して燃料に加工し、原子炉にリサイクルする。

主要なマイナーアクチニドであるネプツニウムやアメ

※) 共除染：使用済燃料の溶解液から核分裂生成物を除去するプロセスのことである。



注：略語説明
MA (マイナーアクチニド), FP (核分裂生成物)
TBP (リン酸トリブチル)

図6 マイナーアクチニドをリサイクルする再処理プロセスの概念
基本はピューレックス法であり、マイナーアクチニドの原子価調整によってマイナーアクチニドをプルトニウム側に同伴させる。

リシウム⁷の原子価調整には、2次廃棄物の発生が少ないソルトフリーの酸化還元法を用いる新たな方法について見通しを得つつある⁷⁾。

4 おわりに

原子力開発では、原子燃料サイクル技術の占める役割は大きい。日立製作所は、ウラン濃縮、MOX燃料加工、および使用済燃料再処理などの分野で、わが国の関連技術開発の一翼を担ってきた。今後ますます重要性を増しつつある原子燃料サイクルの確立に向けて、総合力を結集して技術開発に取り組む考えである。引き続き、わが国および電力会社など、各方面のご指導をお願いしたい。

参考文献

- 山田, 外: Separation of Barium Isotopes by Selective Two-Step Photoionization Process, Journal of Nuclear Science and Technology, **25**, 641(1988)
- 森岡: New Japanese AVLIS Program in Laser Isotope Separation, Proceedings of SPIE, The International Society for Optical Engineering, p.2, vol.1859(1993)
- 阿瀬, 外: 高周波電界による光電離プラズマからのイオン回収特性(1), (2), 日本原子力学会1993年春の年会予稿集L52, L53(1993-3)
- 河原, 外: 原子燃料サイクル関連技術の開発, 日立評論, **72**, 10, 1082~1086(平2-10)
- A. Sasahira, et al.: Decontamination Properties of Raffinate Evaporators in a Reprocessing Plant, Proceedings of 4th International Conference on Nuclear Fuel Reprocessing and Waste Management(RECOD '94), vol. 3 (1994-4)
- Y. Yanokura, et al.: Study of High Performance Type 304L Stainless Steels for Nuclear Fuel Reprocessing Facilities, ibid.
- 河村, 外: 再処理プロセスでのアクチノイド元素移行制御法の基礎検討, 日本原子力学会「1994秋の大会」Q4