

ロシア
技術ニュースレター
Russian Technical News Letter

2007年3月30日 No. 6

ロシアの使用済核燃料再処理技術

ROTOBO

社団法人 ロシアNIS貿易会

〒104-0033 東京都中央区新川1-2-12 金山ビル

Tel. (03) 3551-6215 Fax. (03) 3555-1052 <http://www.rotobo.or.jp>

ロシアの使用済核燃料再処理技術

はじめに.....	2
1．ロシアにおける最新の再処理技術.....	3
1.1 使用済燃料再処理技術のレビュー.....	3
1.2 抽出による精製.....	4
1.3 使用済酸化物燃料の再処理に関するフッ化ガス技術.....	7
2．生産合同マヤークのRT-1における再処理技術の経験.....	10
3．鉱業化学コンビナートのRT-2における再処理技術の設計.....	15
4．マヤークのRT-1再処理プラントの外部および内部で利用可能な写真.....	20
5．RT-2プラントのレイアウト（敷地平面図）.....	22
6．結論.....	23

ロシアの使用済核燃料再処理に関しては、古い情報は若干あるものの新しい資料はほとんど存在しない。そこで今回は、モスクワの原子力コンサルタント会社であるIBR社に情報収集を依頼しその内容をご紹介します。ロシアの再処理技術開発について、生産合同マヤークにあるソ連最初の再処理プラントRT-1とその改造計画、クラスノヤルスクにある鉱業化学コンビナートで建設中断しているRT-2プラントの情報、およびプロセスフローをまとめたものである。

略号と名称

NPP	nuclear power plant
BN	fast reactor
HLW	high-level waste
LLW	low-level waste
VVER	water-moderated power reactor
RIIM	Research Institute of Inorganic Materials
RIChT	Research Institute of Chemical Technology
RDICPT	Research & Design Institute for Complex Power Technology
LHS	light hydrocarbon solvent
R&D	research & development
MCC	Ministry of Chemical Combine
SFA	spent fuel assembly
SNF	spent nuclear fuel
RW	radioactive wastes, radwastes
RBMK	high capacity channel-type reactor
RT-1	radiochemical plant at PA Mayak
RT-2	radiochemical plant at the MCC
TBP	tributyl phosphate
FA	fuel assembly
NFC	nuclear fuel cycle
PWR	pressurized water reactor
PWR	boiling water reactor

はじめに

閉鎖型（クローズド）核燃料サイクルは、最終段階である使用済燃料の再処理（放射化学処理）により核分裂物質の再利用を提供している。現在、閉鎖型核燃料サイクルは、フランス、英国、日本およびロシアで採用している。日本を除くこれら諸国は、使用済燃料の再処理サービスを外国に提供している。さらに、ロシアは使用済燃料の貯蔵および再処理に関連する技術開発について広範囲の経験を持ち、サービスを受けたい諸国の要求に応えることができる。

ソ連は、原子力発電所のパイオニアであるオブニンスク原子力発電所の運転を開始した1950年代中期から、原子力発電所で発生する使用済燃料の再処理、輸送、また研究炉に関するR&Dに貢献した。インダストリアル型原子炉（プルトニウム生産炉）の使用済燃料に含まれるプルトニウムの抽出は早期から開始していた。

実験室で得られた使用済燃料の再処理技術および生産試験のデータは、オブニンスクの物理動力技術研究所（Institute of Physics & Power Engineering）、オゼルスクにある生産合同マヤーク（P.A. Mayak）、ディミトロフグラードにある原子炉研究所（Research Institute of Nuclear Reactors）で検証した。R&D作業の結果、高燃焼度の動力炉および輸送用原子炉（原子力砕氷船および原子力潜水艦）の使用済燃料をRT-1再処理プラントで再処理し、この経験が基礎となった。1977年に操業を開始したこの再処理プラントは、動力炉からの使用済燃料を再処理する最初の企業となった。

ロシアにおける原子力発電所、輸送用原子力施設、研究炉およびプルトニウム生産炉の使用済燃料再処理は、閉鎖型核燃料サイクルを開発して天然ウランの需要を減少させ、また放射性廃棄物の取扱いにおいても多くの利益があった。

- ・一次燃料サイクル即ちウラン鉱石、再処理および濃縮過程で発生する放射性廃棄物量の減少。
- ・使用済燃料中に含まれる最も長寿命の放射性核種であるウラン、プルトニウム、超プルトニウム元素を抽出することにより、高レベル廃棄物の取扱い中における環境への影響がより少なくなる。
- ・使用済燃料の再処理は、産業および医療用の目的で ^{90}Sr （ストロンチウム-90）、 ^{137}Cs （セシウム-137）、 ^{147}Pm （プロメチウム-147）、 ^{99}Tc （テクネチウム-99）、 ^{85}Kr （ク

リプトン-85)等の放射性同位元素を生産することができる。これを他のプロセスで行うことは不可能である。

1. ロシアにおける最新の再処理技術

1.1 使用済燃料再処理技術のレビュー

ロシアの動力炉およびプルトニウム生産炉から取り出された使用済燃料に関する現在の再処理技術は、核分裂生成物の浄化により、燃料溶液から抽出したウランおよびプルトニウムの水抽出プロセスに基づいている。この技術は、ピューレックス法 (Plutonium-URanium EXtraction) として知られており、ウランおよびプルトニウムの抽出は99.88%で、浄化度は $10^7 \sim 10^8$ を保証している。

1977年以来、生産合同マヤークのRT-1プラントで使用している使用済燃料再処理技術は、ピューレックス法とほぼ同様のプロセスである。

1950～1970年代の研究者達は、水抽出技術を使用して、六フッ化ウランおよび六フッ化プルトニウムを分離抽出した。また使用済燃料の再処理に水を使用しない六フッ化技術に注意を払い、核分裂生成物を除去することにより、核燃料サイクルでの再利用をしている。あるロシアの専門家達は、将来、ピューレックス法の代わりに、六フッ化技術をRT-1およびRT-2プラントに適用可能であると考えている。

高速炉の使用済燃料から前記の回収技術を利用する科学的・技術的基礎は、クルチャトフ研究所と共同でRICHТ (Research Institute of Chemical Technology、化学技術研究所) が実施した。専門家達はウランおよびプルトニウム酸化物のフッ化に関する化学的相互作用と反応の仕組みについて調べ、また六フッ化ウランとプルトニウムの相互作用およびアルカリ金属のフッ化に伴う揮発性核分裂生成物についても調べた。その結果、異なる揮発性をもつフッ化アクチノイドおよび核分裂生成物は、これら塩類の異なる物理化学的性質と同様にガスのフッ化技術が、核分裂生成物からのウランおよびプルトニウムの精製に効果的に使用できることが判明した。

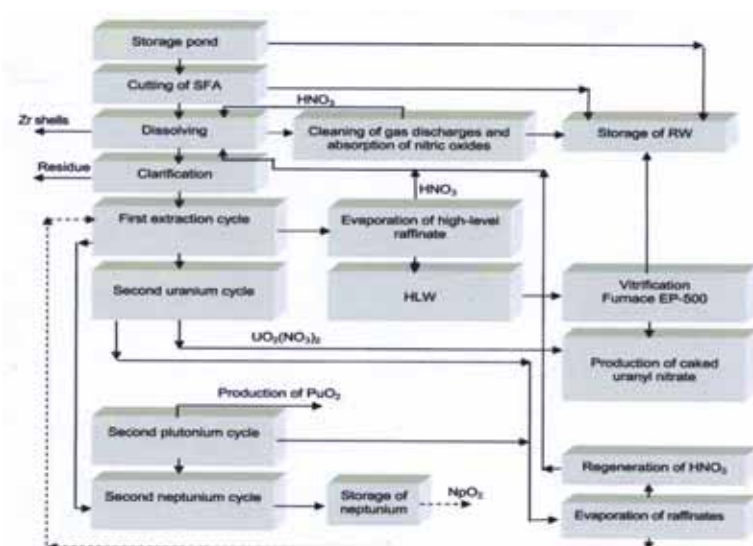
1.2 抽出による精製

改良型ピューレックス法

改良型ピューレックス法は、幾つかのアクチノイドからウランおよびプルトニウムを精製する従来の方法とは異なっている。使用済燃料再処理の基本的抽出技術は、抽出剤として磷酸トリブチル (TBP) を使用している。ピューレックス法は、アクチノイドおよび核分裂生成物の異なる抽出方法をベースとしている。

第1図に生産合同マヤークのRT-1プラントに適用している抽出技術を示した。

(第1図)RT-1プラントのプロセス・フローシート



RT-1プラントの使用済燃料再処理システムは、従来のピューレックス法に近い。貯蔵池から取り出した使用済燃料は、切断ワークショップに垂直に置かれる。燃料集合体の底部は、ガスやエアロゾルの放出を防ぐため水層中で2個の回転鋸により水平に切断する。金属および酸化物の粒子は回転ディスクにより廃棄される。燃料集合体の炉心部分は、水力で平坦化した後、周期的切断機に移送する。燃料集合体は長さ30cmの断片に切断して空気流の中に置かれる。空気流は温度を45～70の範囲に保ち、構造材が燃焼しないようにする。

切断した燃料は、幾何学的に安全な環状の溶解装置に周期的に送られる。溶解プロセスでは、濃度が7～12モル/ のHNO₃中に2時間おかれる。燃料および構造材の不溶解残留物は洗浄されて空気パルスにより除去し、埋設するために送られる。得られた溶液は、ウラン濃度が300～500 g / である。

抽出前に、溶液は周期的動作をするセラミック・カートリッジ型フィルターにより浄化される。抽出サイクルは、ミキサー・セトラモードを使用している。

第1サイクルで、抽出は軽質炭化水素溶媒(LHS : Light Hydrocarbon Solvent)中で、30%TBPで行われる。その結果、超プルトニウム元素(TPE)と同様に、Mo(モリブデン)およびZr(ジルコニウム)を含む核分裂生成物は、不溶解物質中に残る。Np(ネプチニウム)、Th(トリウム)およびTc(テクネチウム)はウランおよびプルトニウムと一緒に浸透する。抽出洗浄後、ウランは、4価のウランとヒドラジンが減少する間に、追加した複合薬品と一緒にプルトニウムの再抽出により、ウランはプルトニウムから分離される。ウランの再抽出は、0.03モル/ のHNO₃により抽出・洗浄することにより行う。次のサイクルはプルトニウムおよびネプチニウムの精製サイクルである。残存した抽出物は再使用のために送られる。

プルトニウム再抽出の際、同時に、ネプチニウム、テクネチウムおよびトリウムの第2精製サイクルが実施される。プルトニウムからウランを分離するため、ネプチニウムおよびトリウムを取り出す特別ブランチのサイクルがあり、この特別ブランチで、付加的混合剤として2価の鉄を使用してネプチニウムを減少させる。

第2サイクルのウラン抽出では、必要なHNO₃の濃度は、第1サイクルと同様の条件で硝酸による洗浄により達成する。精製したウラン-235はウラン燃料サイクルを閉じるため硝酸ウランに転換し、その後²³⁵Uを濃縮し、核燃料サイクルを閉じるため燃料に成型加工して使用する。濃縮は、高速炉、輸送用原子炉、研究炉、プルトニウム生産炉の再処理で得られた中濃縮～高濃縮ウランを加えることにより行う。

第1サイクルでの抽出の結果、核分裂物質からのウラン精製の度合いは(1.5～2.0)x10⁵で、プルトニウムの精製の度合いは約10⁵である。第2サイクルでの抽出の後、合計の精製度合いは、(1.5～2.0)x10⁷(Csからの精製は1.5x10⁷、RuおよびRhからの精製は6.0x10⁷、希土類金属からの精製7.0x10⁷を含む)である。プルトニウムからのウラン分離の度合いは10⁶である。

第1サイクルおよび第2サイクルでの抽出時におけるウラン、プルトニウムおよびネプチニウムの損失は、それぞれ0.01%、0.025%および0.5%である。

ピューレックスプロセスは下記の利点を持ち、その主な項目は下記の通りである。

- ・安全規制および基準に適合している。
- ・成分の高収率(99%以上)が保証され、基本的製品の品質が高く、精製レベルが高い(10⁷以上)。

再処理技術の改善は、主にプロセスの強化、安全性の増強、廃棄物の最も適切な処理に関係している。この関係で次の基準を述べるべきである。

- ・特に連続溶解槽またはパルスタ等によるミキサセトラの取替による機器の近代化。
- ・収率を上げ、望ましい成分を清澄化するための抽出モードの最適化。
- ・Tc(テクネチウム)、Np(ネプチニウム)、Th(トリウム)のような長寿命放射性核種の分別に関する3項目の仕事を含むことによる第1サイクルの拡張。この施設は基本成分であるウランやプルトニウムの分離・精製施設と同様の施設である。
- ・特にプルトニウムの再抽出時には、塩を含まない試薬類を使用。
- ・ウランとプルトニウムの分離を改善するため“プルトニウム・バリア(障壁)”を使用。
- ・廃棄物処分量を減少させ、有用な放射性核種を利用するため、高レベル廃棄物を分別。
- ・廃棄物の全分類を最小化し、廃棄物取扱い方法を最適化。
- ・環境への放出を減少。
- ・集団被ばく線量を減少。

しかし、ピューレックス法は下記のように深刻な欠点を幾つかもっている。

- ・多数のフロー、機器、貯水池および通信ラインの系統が複雑。
- ・電力コストの中で占める割合が比較的小さいが、再処理費は高額。
- ・安全基準の強化により再処理コストが非常に高騰。

1.3 使用済酸化物燃料の再処理に関するフッ化ガス技術

フッ素技術は、燃料集合体の被覆除去技術による抽出とは異なり、フッ素添加薬品（フッ素、フッ化ハロゲン、フッ化ニトロシル）を使用し、使用済燃料をフッ化するために使用する装置、核分裂生成物（ガス吸着、蒸留）を浄化してアクチノイドにする方法、およびウランとプルトニウムの分離（ UF_6 （六フッ化ウラン）と PuF_6 （六フッ化プルトニウム）の混合物から PuF_6 （六フッ化プルトニウム）を選択的に減少させる等）がある。

フッ化ガス技術の実現可能性は、長年の間、同様の体系および装置が天然ウラン、低濃縮および濃縮ウランから六フッ化ウランを生産するのに使用されているという事実が証明している。

使用済燃料再処理のためのフッ化ガス技術には次の魅力的な特徴がある。

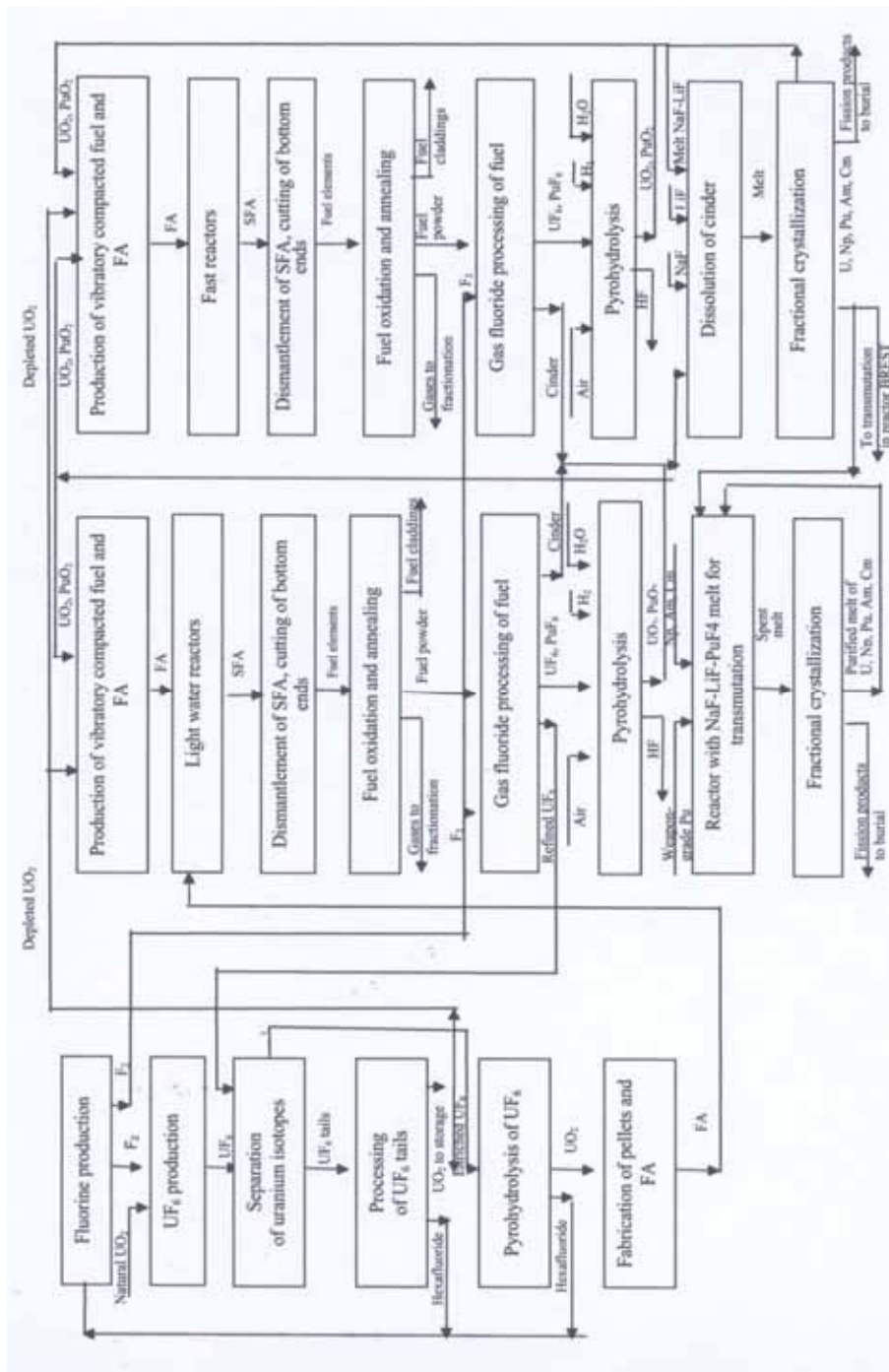
- ・物質および試薬に対する放射線抵抗性が高く、これにより燃料の冷却期間を3～6カ月短縮できる。
- ・基本的プロセス機器の効率が高く簡単化できる。
- ・核分裂生成物およびフッ化による残存物を98%まで分離可能。
- ・水抽出技術に対して放射性廃棄物を大きく減少。放射性固体廃棄物の量は、使用済燃料1 t 当たり1 m³を超えない。
- ・自動化可能プロセスの自動化およびマニュアル運転（手動運転）の排除。
- ・水抽出技術に対して、大量生産のスケールメリットによる資本コストおよび運転コストの削減。
- ・天然ウラン、低濃縮ウラン、および濃縮ウランからフッ化ウランを生産する期間における基本的プロセスの十分な開発（フッ化、昇華能力の除去（desublimation）、ダスト吸着、プロセスガスからのフッ素およびフッ化ウランの除去、フッ素や他の吸着剤および化学的吸収剤等）

使用済燃料の再処理に関するフッ化ガス技術をベースにした閉鎖型核燃料サイクルの予想を第2図に示した。このサイクルの特徴を次に示す。

- ・末尾濃度（tails）の六フッ化ウランの再処理；フッ化物中のフッ素を使用；混合酸化物燃料の成型加工用に混合酸化物燃料を部分的に使用。

- ・移行期間に、低濃縮酸化物燃料およびウランプルトニウム混合酸化物燃料を軽水炉で使用；次期の使用済燃料再処理はフッ化ガス技術で振動充填法による燃料を生産し、上記の原子炉に使用。
- ・高速炉で混合ウランプルトニウム燃料を使用；この燃料を回収し再利用。
- ・フッ化による残存物からAm（アメリシウム）とCm（キュリウム）を抽出；BREST型原子炉（鉛冷却型高速炉）の内部で発生したアメリシウムおよびキュリウムの消滅処理、または冷却材として容易に溶融して使用できるNaF-ZrF₄、NaF-LiF-UF₄、LiF-BeF₂-UF₄等を使用した液体塩型原子炉。

(第2図)使用済燃料再処理技術にフッ化ガスを使用した閉鎖型核燃料サイクル(予想)



2. 生産合同マヤークのRT-1における再処理技術の経験

核燃料サイクルの重要点は、原子炉の運転によりエネルギーを発生し、その結果原子炉内に残っているウラン-235や、原子炉内で発生したプルトニウムを再処理して取り出すことである。ロシアは、使用済燃料を再利用するために閉鎖型核燃料核サイクルを基本とした再処理プラントを建設した。

生産合同マヤークにあるプラントBは1948年に操業を開始し、プルトニウム生産炉で使用した低濃縮ウランを再処理した。最終的に、このプラントはフッ化技術を使用した。もう一つのプラントは“DB”と名付けられ、数年後に建設された。当初はプラントBと同じ技術を使用した。後に低腐食アセテート技術に変更した。改良プロセスの結果、プラント“DB”は合成ガソリンと一緒にTBPを使用することによりプルトニウム抽出技術を導入できた。

1977年に、ピューレックス技術をベースにした動力炉の使用済燃料を再処理するRT-1プラントが、生産合同マヤークのインダストリアルエリアで操業を開始した。再処理技術はRIIM（無機材料研究所）、ラジウム研究所および生産合同マヤークの専門家達により苦心して開発された。設備は、スヴェルドロフスク（現在はエカテリンブルグ）にある化学技術研究所でほとんど開発され、プロジェクトはサンクトペテルブルグのRDICPT（コンプレックスパワーテクノロジー関係研究・設計研究所）で苦心して開発された。

RT-1再処理プラントは、VVER-440、BN-350、BN-600、また原子力砕氷船や原子力潜水艦で使用している輸送用原子炉、研究炉、プルトニウム生産炉から取出した使用済燃料を再処理する多目的再処理プラントである。このRT-1再処理プラントは、再処理ラインが3つあり、第1ラインは1977年、第2と第3ラインは1988年に操業を開始した。

現在、生産合同マヤークは、ロヴノ原子力発電所（ウクライナ、原子炉2基）、コズロドイ原子力発電所（ブルガリア、原子炉4基）、コラ原子力発電所（ロシア、原子炉4基）、ノヴォヴォロネジ（ロシア、原子炉2基）の使用済燃料を再処理している。高速炉BN-600（ロシア、ベロヤルスク原子力発電所）の使用済燃料もマヤークで再処理している。

RT-1再処理プラントの年間再処理量は、VVER-440の使用済燃料を重金属で400 t 再処理できる。RT-1の実際の年間処理量は、1990年代から200 t 重金属以下である。1977年

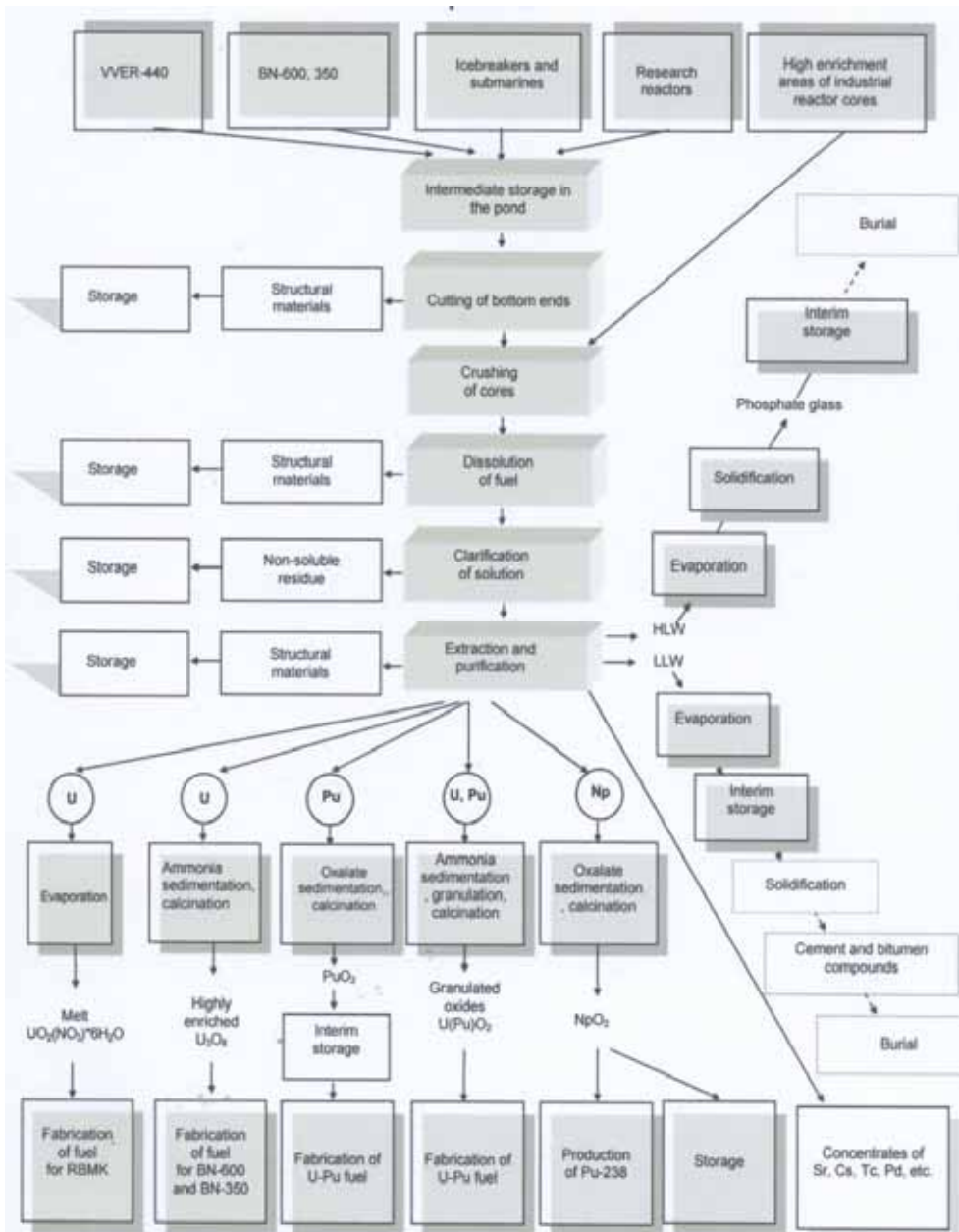
の操業開始以来、RT-1再処理プラントは約4,000 t ウランを再処理し、動力用プルトニウムを約30 t 抽出して生産合同マヤークに保管している。

プロセス設備は、幾つかの別個の建物に設置されている。

- ・ワークショップNo.5：使用済燃料貯蔵池、切断および解体
- ・ワークショップNo.2：溶液の濾過、抽出、および硝酸ウラン、二酸化ウランおよび二酸化ネプチニウムの生産
- ・ワークショップNo.3：同位元素の分離と精製
- ・ワークショップNo.1：ウランの生産、既存の生産物の貯蔵、廃棄物の細分化（ガラス固化体）、既存ブロックの貯蔵
- ・ワークショップNo.4：その他の生産施設

RT-1のシーケンスを第3図に示す。

(第3図)RT-1プラントの生産能力(現在建設中の生産施設に関わる過程を点線で示す)



VVER-440炉（複）の寿命が2006～2015年に終り（幾つかの原子炉の寿命は40年に延長されている）、RT-1プラントへの使用済燃料の供給が中止されるので、ロシアのVVER-1000および外国からのPWRおよびBWRの使用済燃料を受け入れ可能とするためRT-1プラントを改造中である。

RT-1の改造は、2段階に分かれている。

第1段階

改造は2007年に終了する予定である。

運転計画：VVER-1000およびPWRからの使用済燃料を受け入れ、燃料集合体を解体できるよう改造中である。年間再処理容量は、VVER-1000からの使用済燃料100 t およびPWRからの使用済燃料50 t である。

第2段階

完成は2010～2011年を予定している。

運転計画：年間設備容量を300 t（PWRの使用済燃料200 t とVVER-1000の使用済燃料100 t）に増加するため時代遅れの機器を取替えている。VVER-440の使用済燃料の再処理は2018～2020年に終了するので、年間再処理容量は400（VVER-1000 + PWR）となる。

RT-1プラントの最終製品は下記の通りである。

- ・二酸化プルトニウム（ ^{239}Pu の濃度：65～70重量%）を中間貯蔵する。
- ・溶融硝酸ウラニル（ ^{235}U の濃縮度：2.4～2.6重量%）、ウラン-235はRBMK炉の燃料として成型加工する。
- ・ウラニウム-235の濃縮度が中濃縮度および高濃縮度のものは貯蔵施設に送り、一部分はBN-600の燃料として成型加工される。
- ・ ^{237}Np の二酸化物は、原子炉内で ^{238}Pu に変換される。
- ・二酸化プルトニウムまたは兵器級プルトニウムをベースとしたウランとプルトニウムの混合酸化物は、高速炉の実験用燃料として成型加工される。
- ・濃縮されたSr（ストロンチウム）、Cs（セシウム）、Tc（テクネチウム）、Pd（パラジウム）等は各種の技術関係や研究用として使用される。

- ・高レベル廃棄物を入れた燐酸ガラス（高レベルガラス固化に使用される電気炉は、サービスマンが終了したので解体され、新規の電気炉に取り替えるべきである）。
- ・Tc（テクネチウム-99）や医学用Pd（パラジウム）と同様に、Sr（ストロンチウム-90）またはCs（セシウム-137）のような同位元素が定期的に製造される。

RT-1プラントの操業により、ウランの閉鎖型核燃料サイクルを作ることができた。RT-1はBN-350およびBN-600の炉心に濃縮度が17%および21%の再利用二酸化ウランを使った燃料集合体を供給した。VVER炉およびRBMK炉については、VVER-440の使用済み燃料をすべて再利用し、RBMK炉の燃料集合体に成型加工して炉心に入れることができる。

(第1表) RT-1再処理プラントにおける2001～2005年の年間再処理量

年	2001	2002	2003	2004	2005
年間再処理量（t重金属）	130.0	171.2	121.0	165.8	96.0

1949～1954年の間にテチャ川に放出された放射性廃棄物および1957年起きた生産合同マヤークに起因するキシュチュム事故により、広範囲の地域が長寿命放射性核種で汚染された。ソ連政府は、テチャでの経済活動の禁止を決定した。テチャの地下水系は、テチャ川の表層水から隔離され、放射性物質が川に浸透しないように防護された。現在、低・中レベル放射性廃棄物は、厳格な法規に則り、インダストリアル・ポンド（貯水池）に放出されている。生産合同マヤーク周辺の放射線状況は通常状態からはかけ離れており、検察庁の注意を引いている。貯蔵池が満杯の危機にあり、水道給水設備の破壊、放射性物質のテチャ～トボル～イルティシュ地方の地表面水ネットワークに浸透するので非常に危険である。生産合同マヤークの安全運転は、国家にとって緊急の仕事である。安全運転へ向けた第1のアクションは、インダストリアル貯水池の確実な安全確保と、放射性廃棄物投棄の停止である。

3. 鉱業化学コンビナートのRT-2における再処理技術の設計

ソ連は、閉鎖型核燃料サイクルの概念を苦心して作ろうとし、これを実現した。1976年に、政府はクラスノヤルスクから余り遠くない所の鉱業化学コンビナート（MMC）に、VVER-1000型原子炉の使用済燃料を貯蔵しRT-2再処理プラントを建設することを決定した。RT-2プラントは、燃料集合体の寸法、質量および核分裂核種がVVER-440とは異なっている。生産合同マヤークにあるRT-1プラントの主要生産区域の衛生保護ゾーンは5 kmであるが、RT-2はエニセイ川から4 km、ゼレズノゴルスクから11 km離れている。

RT-2プラントの年間再処理容量は1,500 t で、1983年に再処理を開始することを念頭に置き、建設が開始された。このプロジェクトは複合動力技術研究設計研究所（RDICPT）で作成された。財政難のため、RT-2の建設は1989年に中断した。1993年にRT-2プロジェクト（フィジビリティ・スタディー）の修正案が作成され、1996年にあらゆる専門機関の肯定的評価を得た上で承認された。また、クラスノヤルスク地方政府および複数の地元環境保護関連機関もRT-2プロジェクトの修正案を支持したという事実も特記しておく必要がある。

修正後のプロジェクトは下記の4ステージを含んでいる。

第1ステージ：VVER-1000およびRBMK-1000の使用済燃料の乾式貯蔵の建設。

第2ステージ：混合酸化物燃料をベースとした新燃料集合体の成型加工プラントの建設。

第3ステージ：高レベル廃棄物のガラス固化プラントの建設およびMMCが防衛目的で蓄積した廃棄物に関する固化技術の改良。

第4ステージ：使用済燃料の放射化学処理のためのワークショップ建物。

RT-2プラントの年間再処理容量は3,000 t 重金属で下記のものを含む。

- ・当初の年間再処理容量：600 t 重金属
- ・第1ステージの再処理プラントの年間再処理容量：1,500 t 重金属
- ・第2ステージの再処理プラントの年間再処理容量：1,500 t 重金属

RT-2プラントの最終製品は下記のものを含む。

- ・PuO₂粉末（二酸化プルトニウム）

- ・最低30%のプルトニウムを含む混合酸化物粉末
- ・熱中性子炉で使用する混合酸化物燃料の燃料カートリッジ
- ・²³⁵Uの濃縮度が1.2%のUO₂粉末（引き続き濃縮プラントで濃縮する）
- ・VVER-1000型炉用混合酸化物燃料集合体

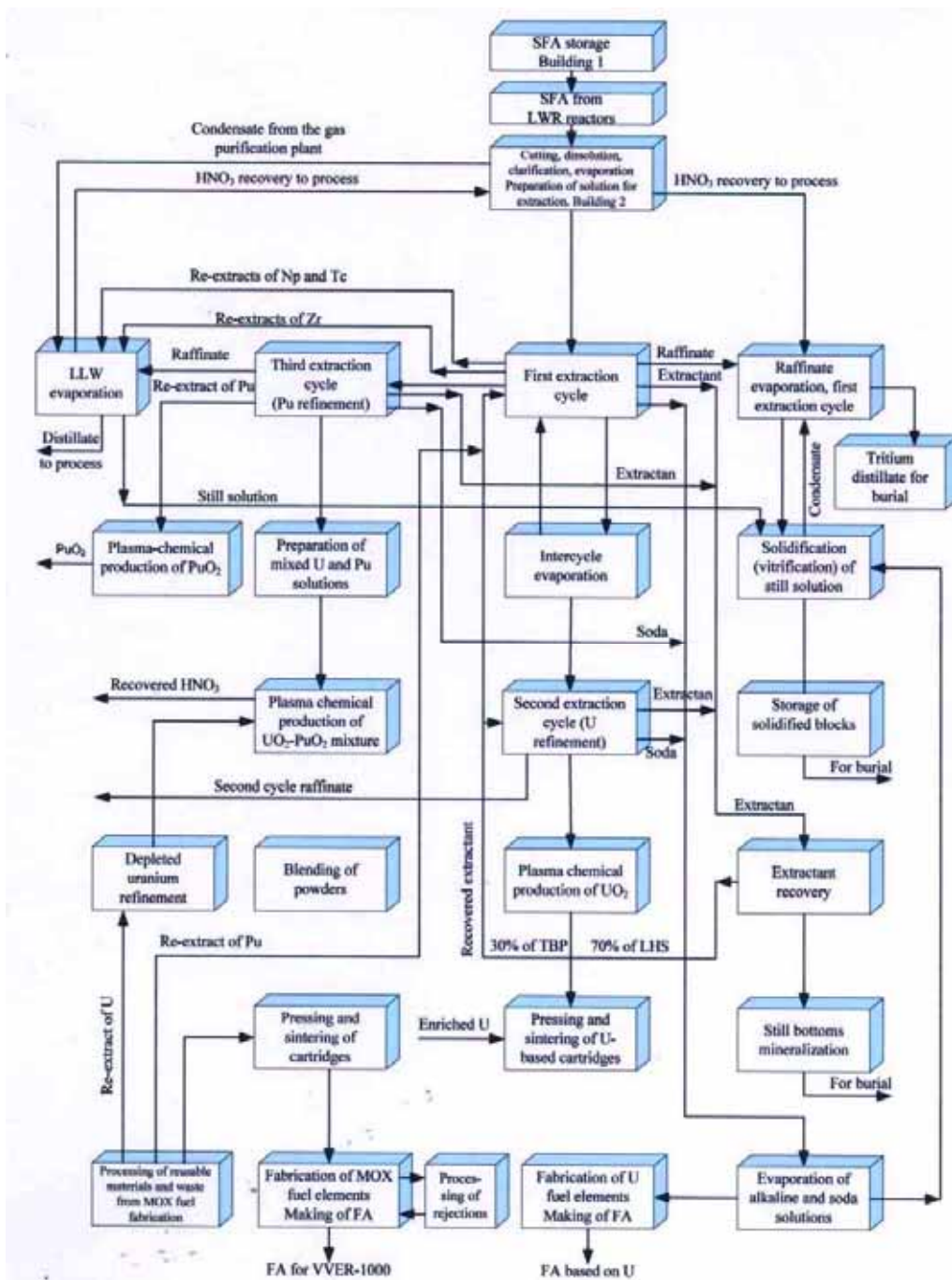
RT-2プラントは、ウランとプルトニウムの混合酸化物燃料をベースとした新燃料集合体を、年間614体（燃料カートリッジで2,100 t）成型加工する。これらの燃料は、兵器級ウランウムから回収したウランを使用する。

現在のプロジェクトによると、RT-2プラントは下記の操業を保証できる。（第4図）

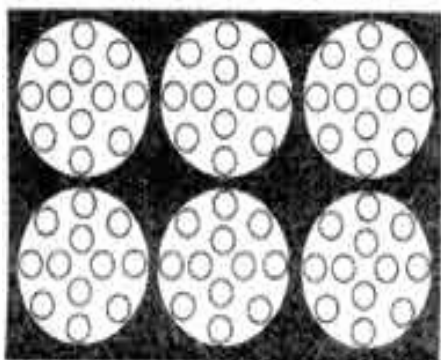
- ・冷却池に燃料集合体を貯蔵。
- ・使用済燃料を貯蔵池から吸収体抽出セクションに移送し、燃焼度の制御および燃料集合体の切断と溶解。
- ・燃料集合体を垂直にしてワークショップに移送し、そこで水平にして上下の両端を切断し、その後、炉心部分は切断のために移送。
- ・燃料要素の炉心部分を、最大40mmの長さに切断。
- ・環状型装置の中で40mmの断片を溶解。
- ・溶解セクションのガス廃棄物を浄化するため、硝酸、エーロゾル、ヨウ素-129、炭素-14、クリプトン85およびキセノンを除去。
- ・フィルター使用による最初の燃料溶液の清澄化。
- ・3サイクルの改良型ピューレックス法を使用して抽出を清澄化する。第1サイクルはウランとプルトニウムの製造、第2サイクルはウランとプルトニウムの分離に使用。
- ・ウラン製品を蒸発し、溶解した硝酸ウラニルをプラズマで脱硝。
- ・二酸化プルトニウムと混合酸化物（MOX）をプラズマ化学で生産。
- ・抽出物および硝酸の回収。
- ・第1抽出サイクルの不溶性高レベル廃棄物（モリブデン、セシウム、ストロンチウム、超プルトニウム元素および希土類元素を含む）の細分化。
- ・化学的性質および放射能レベルを考慮して廃棄物を処理。

2006年末現在、RT-2プラントは使用済燃料の貯蔵池での湿式貯蔵だけを実施している。プロジェクトに従ってMCCの実際の貯蔵施設は、使用済燃料キャスクへの直接装荷で6シートを受け入れ可能である。操業中は、6シートを12シートに置き換える。このことは、貯蔵容量を2倍にすることに相当する。即ち年間3,000 tは6,000 t（約1万4,000集合体）になる。2006年の始めまでに、約4,600集合体を貯蔵中である。即ち設計容量の78%を貯蔵している。

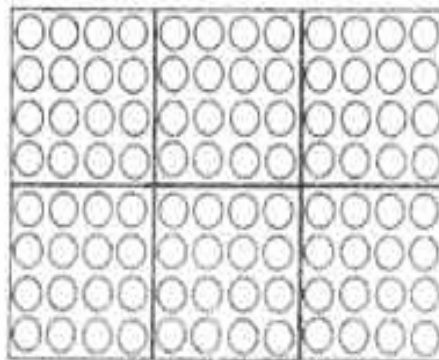
(第4図) RT-2再処理プラントの概要図



現在、16シートの正方形型ケーシングをベースとして、貯蔵容量を8,600 tに増大させる計画が作成されている。この計画は専門家の審査を通過しており、今後、ライセンス獲得のための手続きと、必要な技術的措置が実施されることになっている。



12個のシートを円筒状のケースに配置した場合



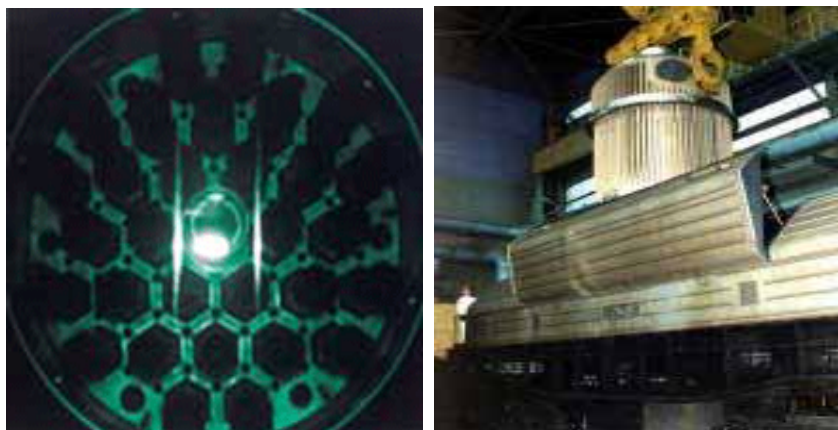
16個のシートを正方形のケースに配置した場合

複数の評価によると、現時点で利用可能な貯蔵容量は2015年まで十分である。しかし、上記の貯蔵容量増大計画が実現された場合、2020年およびそれ以降まで、貯蔵容量が不足することはないであろう。

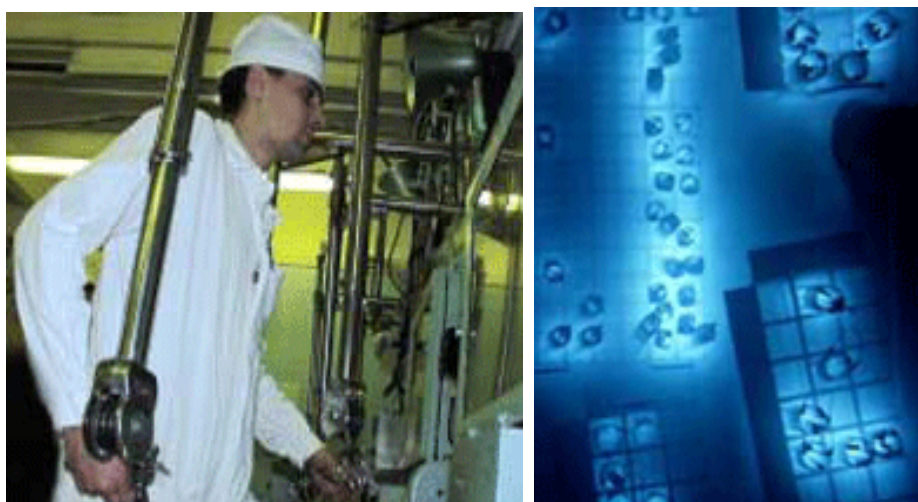
乾式貯蔵施設の建設は2006年に開始される。2009年第1四半期の稼働開始が予定されているが、資金調達状況を勘案すると、完成時期が少し後倒しされる可能性が存在する。今後、原子力および放射線安全に関する連邦ターゲットプログラムの一般財源から資金が供与されることになるであろう。使用済燃料の再処理および混合酸化物の成型加工関係のプラントの建設開始時期は、2015年以降まで延期されている。

4. マヤークのRT-1再処理プラントの外部および内部で利用可能な写真

(第5図) 運転中の原子力発電所の炉心および使用済燃料を入れた
輸送キャスクを輸送する車両



(第6図) 放射性同位元素を利用した放射線源の製造とその利用



(第7図) コンピュータによるモニタリング機器、環境放射線の測定

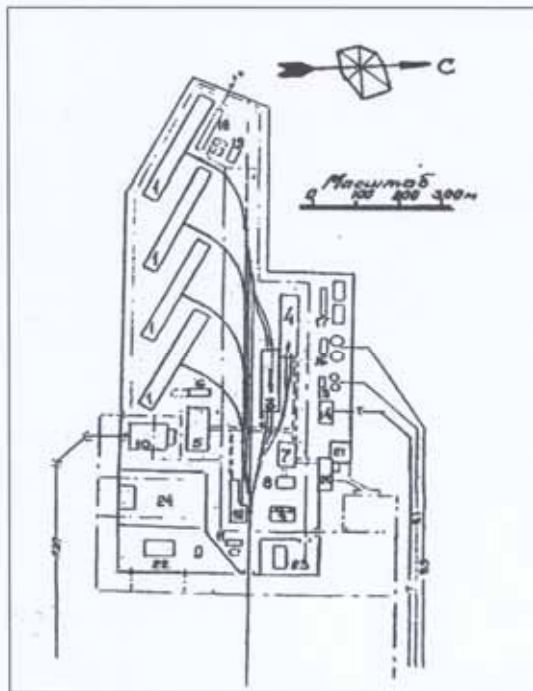


(第8図) 汚染地域の環境放射能および汚染地域の汚染除去



5 . RT-2プラントのレイアウト(敷地平面図)

(第9図)RT-2プラントの平面図



(第10図)RT-2再処理プラントの完成予想図



6. 結論

このレポートは使用済燃料の再処理技術に関する開発過程を記述している。この再処理技術は3サイクルピューレックス法に基づいており、ウランおよびプルトニウム99.98%の高効率で抽出でき、最終製品の純度は $10^7 \sim 10^8$ である。

1977年に生産合同マヤークのRT-1再処理プラントが、使用済燃料の再処理にピューレックス法を採用した。

鉱業化学コンビナートのRT-2再処理プラントのプロジェクトは、ロシアの専門家達が水抽出に関する技術の傾向を考慮し、新しく抽出、分離、および放射性核種の精製について苦心して仕上げた結果である。外国の再処理プラントに比較して、RT-2プラントの技術は、安全性や競合性の観点からみて、将来の原子力の短期および中期シナリオに最も適合している。

現在、ロシアの研究者達は、水抽出技術の改良に関する積極的な努力を行っていない。ピューレックス法の改善の目的は、ウランおよびプルトニウムの抽出と精製の効率を高く維持しつつ、技術の簡素化とコストの低減を達成することにある。改善プロセスにおける最重要課題は、放射性廃棄物発生量の最小化と放射能の減少、および安全管理である。

研究者達は、非水系の新技術を含む他のプロセスの潜在的可能性の研究を通して、新しい技術解決を探求している。その一つとして、現在、例えばRT-1再処理プラントにフッ化ガス技術を導入することが議論されている。