

JAERI - M  
93-157

軽水炉時代の長期化を想定した  
将来型燃料サイクルシステム概念の検討

1993年8月

藤根 幸雄・高野 秀機・佐藤 治  
東稔 達三・山田 隆<sup>\*</sup>・黒沢 勝利<sup>\*</sup>

日本原子力研究所  
Japan Atomic Energy Research Institute

JAERI-M レポートは、日本原子力研究所が不定期に公刊している研究報告書です。  
入手の問合せは、日本原子力研究所技術情報部情報資料課（〒319-11茨城県那珂郡東海村）あて、お申しこしください。なお、このほかに財団法人原子力弘済会資料センター（〒319-11 茨城県那珂郡東海村日本原子力研究所内）で複写による実費頒布をおこなっております。

JAERI-M reports are issued irregularly.

Inquiries about availability of the reports should be addressed to Information Division Department of Technical Information, Japan Atomic Energy Research Institute, Tokaimura, Naka-gun, Ibaraki-ken 319-11, Japan.

©Japan Atomic Energy Research Institute, 1993

編集兼発行 日本原子力研究所  
印 刷 いばらき印刷株

## 軽水炉時代の長期化を想定した将来型燃料サイクルシステム概念の検討

日本原子力研究所東海研究所燃料サイクル安全工学部

藤根 幸雄 ‐ 高野 秀機<sup>+</sup> ‐ 佐藤 治<sup>++</sup> ‐ 東稔 達三<sup>+</sup>  
山田 隆<sup>\*</sup> ‐ 黒沢 勝利<sup>\*</sup>

(1993年7月15日受理)

本報告書は、軽水炉将来技術開発計画特別チームが行った将来型燃料サイクルシステム概念の検討結果をまとめたものである。

再処理とMOX燃料加工を統合した集約型の大規模燃料サイクルシステムにおいて、ウラン燃料とMOX燃料を集中的に混合再処理することを想定した。このシステムは、長寿命核種の分離回収機能を持つ再処理群分離統合プロセスと回収されたPu溶液を直接ゾルゲル転換でMOX粒子としてペレット化するスフェアカル燃料加工プロセスで構成される。

再処理群分離統合プロセスとしては、2つのプロセス概念を作成した。1つは、現行再処理技術をベースとしてプロセス内に拡散する核種である<sup>237</sup>Npと<sup>99</sup>Tcの分離回収機能を持たせるように改良した近未来型の高度化ピュレックスプロセス概念であり、もう1つは、将来のTRUリサイクルを想定してTRU核種の全てを単離回収することに重点を置いた新しいプロセス概念である。

また2020年以降に必要になると予測される1,400t/y規模の再処理工場を中心とした燃料サイクルシステムを想定して、Puリサイクルの予備解析を行った。Puリサイクルの経済性を追求する上では、Pu燃焼炉を高燃焼度化することが効果的であるため、全炉心MOX燃料の超高燃焼軽水炉を導入することとした。炉での燃焼と混合再処理による分離で構成されるPuリサイクルについてシミュレーションを行い、Pu同位体組成の変化、使用済MOX燃料発生量、核種消滅量等の諸量を計算した。その結果、Puは20%以下のPu富化度でマルチリサイクルが可能であること、PuにNpを同伴させてリサイクルすることが可能であり、TRU核種の蓄積量を低減させる利点があることなどが分かった。

注) 藤根幸雄、高野秀機、佐藤治、東稔達三(平成5年3月31日まで軽水炉将来技術開発計画特別チーム)

東海研究所：〒319-11 茨城県那珂郡東海村白方字白根2-4

+ 原子炉工学部

++ 高温工学部

\* 三菱原子力工業株式会社

Conceptual Study of the Future Nuclear Fuel Cycle System  
for the Extended LWR Age

Sachio FUJINE, Hideki TAKANO<sup>+</sup>, Osamu SATO<sup>++</sup>, Tatsuzo TONE<sup>+</sup>  
Takashi YAMADA<sup>\*</sup> and Katsutoshi KUROSAWA<sup>\*</sup>

Department of Fuel Cycle Safety Research  
Tokai Research Establishment  
Japan Atomic Energy Research Institute  
Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken

(Received July 15, 1993)

A large scale integrated fuel cycle facility (IFCF) is assumed for the future nuclear fuel cycle in the extended LWR age. Spent MOX fuels are reprocessed mixed with UOX in a centralized reprocessing plant. The reprocessing plant separates long-lived nuclides as well as Pu. Nitric acid solutions of those products are fed directly to MOX fabrication process which is incorporated with reprocessing. MOX pellets are made by sphere-cal process.

Two process concepts are made as advanced reprocessing incorporated with partitioning (ARP) which has the function of long-lived nuclides recovery. One is a simplified Purex combined with partitioning. Extractable long-lived nuclides,  $^{237}\text{Np}$  and  $^{99}\text{Tc}$ , are assumed to be recovered in main flow stream of the improved Purex process. The other process concept is made aiming at recovering all TRU nuclides in reprocessing to meet with TRU recycle requirement in the long future.

---

This report was prepared by Sachio Fujine, Hideki Takano, Osamu Sato and Tatsuo Tone who had been the members of Advanced LWR Technology Development Program Team till 31 March 1993.

+ Department of Reactor Engineering

++ Department of High Temperature Engineering

\* Mitsubishi Atomic Power Industries, Inc.

A concept of the future fuel cycle system is made by combining integrated fuel cycle facility and very high burnup LWRs (VHBR). The reactor concept of VHBRs has been proposed to improve Pu recycle economy in the future. Highly enriched MOX fuel are loaded in the full core of reactor in order to increase reactivity for the burnup. Fuel cycle indices such as Pu isotopic composition change, spent fuel integration, nuclide transmutation effect are estimated by simulating the Pu recycling in the system of VHBR and ARP. It is concluded that Pu enrichment of MOX fuel can be kept less than 20% through multi-recycle. Reprocessing MOX fuels with UOX shows a favorable effect for keeping Pu reactivity high enough for VHBR. Integration of spent MOX fuel can be reduced by Pu recycle. Transmutation of Np is feasible by containing Np into MOX fuel.

Keywords: Fuel Cycle, Pu Recycle, Reprocessing, Fuel Fabrication, MOX, Safeguard, Transmutation, TRU

## 目 次

1.はじめに .....	1
2.燃料サイクルの現状と展望 .....	3
2.1 ウラン資源開発をめぐる状況 .....	3
2.2 Pu有効利用技術開発 .....	4
2.3 軽水炉再処理第2工場計画とFBR導入シナリオ .....	4
2.4 燃料サイクル技術開発の方向性 .....	5
2.5 将来型燃料サイクルシステム概念 .....	7
3.将来型燃料サイクルシステムの予備設計 .....	17
3.1 集約型燃料サイクル概念 .....	17
3.2 集約型燃料サイクル施設の予備設計 .....	17
3.3 集約型燃料サイクル施設の特徴 .....	20
4.再処理群分離統合プロセスの概念構築 .....	40
4.1 現行再処理プロセスを高度化した近未来型プロセス .....	40
4.2 TRU核種を分離回収することに注目した新規プロセス .....	43
5.Puリサイクルの予備解析 .....	50
5.1 将来型燃料サイクルの導入シナリオ .....	50
5.2 燃料サイクル諸量の計算 .....	52
5.3 将来型燃料サイクルシステムによるPuリサイクルの特徴 .....	54
6.将来型燃料サイクル施設のプロットプラン .....	72
7.まとめ .....	77
謝 辞 .....	78
参考文献 .....	79

## Contents

1. Introduction .....	1
2. Present and Future of Fuel Cycle Technology .....	3
2.1 Uranium Resource Exploitation .....	3
2.2 Technology Development for Pu Recycle .....	4
2.3 Scenario of the Second Reprocessing Plant and FBR Introduction .....	4
2.4 Objective of Fuel Cycle Technology Development .....	5
2.5 Fuel Cycle Concept in the Future .....	7
3. Preliminary Conceptual Design of the Future Fuel Cycle System ..	17
3.1 Concept of Integrated Fuel Cycle Facility (IFCF) .....	17
3.2 Preliminary Conceptual Design of IFCF .....	17
3.3 Feature of Integrated Fuel Cycle Facility (IFCF) .....	20
4. Concept of Advanced Reprocessing Incorporated with Partitioning .....	40
4.1 Advanced Simplified Purex Reprocessing Incorporated with Partitioning (ARP) .....	40
4.2 New Process for TRU Recovery .....	43
5. Preliminary Analysis of Pu Recycle in the Future Fuel Cycle System .....	50
5.1 Introduction Scenario of the Future Fuel Cycle System .....	50
5.2 Estimation of Fuel Cycle Indices .....	52
5.3 Feature of Pu Recycle in the Future Fuel Cycle System .....	54
6. Plot Plan of the Future Fuel Cycle Facility .....	72
7. Ending Remark .....	77
Acknowledgement .....	78
References .....	79

## 1. はじめに

本報告書は、軽水炉将来技術開発計画特別チームが行った燃料サイクルシステム概念の検討結果をまとめたものである。軽水炉将来技術開発計画特別チームにおいては、軽水炉主流時代の長期化を背景にして、21世紀に展開する軽水炉将来技術の主要課題とその研究方策の検討を行ってきた。燃料サイクルに係わる課題としては、Pu利用技術の可能性を追求した炉心機能の高度化、TRUの消滅も含めた高レベル廃棄物処理処分技術、これらに対応した燃料リサイクル技術の開発が重要であるとした。そこで、原研で提案されている超高燃焼軽水炉、TRU消滅軽水炉、及び、高転換炉とともに、将来型燃料サイクルシステム概念について検討を行い研究開発課題の明確化を行った。

軽水炉が長期的に原子力発電の主体となる状況において、Puは、当面、軽水炉自身にリサイクルしてエネルギー供給面で一定の役割を担わせるとともに、併せて、FBRの実用化に向けた実用規模の核燃料リサイクル技術を整備していく必要がある。2010年頃までのPu利用については、原子力委員会核燃料リサイクル専門部会によって、六ヶ所再処理工場等で生産されるPuを軽水炉へリサイクルするなどPu利用については弾力的に対処していく必要があることが示された。軽水炉特別チームでは、これらを前提とし、さらに長期的な観点に立ってPuの軽水炉リサイクル利用を積極的に進めることにより、エネルギー保障、資源の有効利用、廃棄物処理管理の合理化を図る将来型燃料サイクルシステムのあり方について検討した。

将来型燃料サイクルシステムの予備設計では、わが国が整備中の燃料サイクル施設は天然ウラン原料の核燃料に対応した施設であり、必ずしも本格的な再処理回収製品のリサイクル利用に対応するものではない。燃料の高燃焼度化とPuリサイクルに対応する将来型燃料サイクルシステムでは、被曝管理、廃棄物処理、経済性等についてさらに厳しい技術的対応が必要となるため、個々の施設で個別にこれに対処することは得策ではない。そこでは、ウラン燃料とMOX燃料を集中的に混合再処理するとともに、再処理とMOX燃料加工を統合した集約型の大規模燃料サイクルシステムが適している。そして、PuとともにTRU核種をモリサイクルすることを追求することが求められる。この施設では、長寿命核種の分離回収機能を持つ再処理群分離統合プロセス、そこで回収されたPu溶液を直接ゾルゲル転換でMOX粒子としてペレット化するスフェアカル燃料加工法等を想定した。この施設概念について予備設計を行い、保障措置概念を作成して核物質防護上の利点があることを示すとともに、再処理プロセスと燃料加工プロセスの安全上及び経済上の利点があることを示した。

再処理群分離統合プロセスの概念構築では、近未来型の再処理群分離統合プロセスとして、現行再処理技術をベースとしてプロセス内に拡散する核種である<sup>237</sup>Npと<sup>99</sup>Tcの分離回収機能を持たせた高度化ピュレックスプロセス概念を作成した。このプロセスでは、再処理において<sup>237</sup>Np、<sup>99</sup>Tc、<sup>129</sup>Iなどの長寿命核種を分離回収するとともに、高レ

ベル廃液からAm、Cm等の分離回収を行う。また、Pu精製工程の削減など分離プロセスの単純化を行うとともに、MOX燃料加工と統合することによってPu処理・加工工程の合理化を図る。また、将来のTRUリサイクルを想定して、TRU核種の全てを単離回収することに重点を置いた新しい再処理群分離統合プロセス概念を構築した。このプロセスでは、分離プロセスの前段部において、使用済燃料中に大量に存在するUを、晶析法、乾式法など有機物を使わない方法で取り除いてその後のプロセスの機器サイズを小さくするとともに、まず、Pu、Np、Am、Cm等のTRU核種全体を一元的に分離回収し、その後で、新規の抽出剤による分離法も含めた高度な分離精製技術を適用して相互分離するプロセスとした。

また、将来型燃料サイクルシステムのPuリサイクル予備解析においては、2020年以降に必要になると予測される1400t/y規模の再処理工場を中心とした燃料サイクルシステムを想定した解析を行った。Puリサイクルの経済性を追求する上では、Pu燃焼炉を高燃焼度化することが効果的であり、全炉心MOX燃料の超高燃焼軽水炉を導入することを想定した。原子炉は、燃焼度55GWd/tの改良型軽水炉73基と100GWd/tの超高燃焼軽水炉10基の構成とし、使用済燃料を混合再処理して回収するPuは超高燃焼炉へリサイクルする。これに対応するMOX燃料加工施設は、105t-MOX/yの規模となる。

2010年までのサーマルMOX計画で発生した使用済MOX燃料を混合再処理することからスタートして、2年に1基のペースで建設する超高燃焼炉にMOX燃料を装荷する。炉での燃焼と混合再処理による分離のPuリサイクルについてシミュレーションを行い、Pu同位体組成の変化、使用済MOX燃料発生量、核種消滅量等の諸量を計算した。その結果、Puは混合再処理により燃料価値の劣化が抑制されて、20%以下のPu富化度でマルチリサイクルが可能であることが分かった。また、PuにNpを同伴させてリサイクルすることが可能であり、回収したTRU核種の蓄積量を低減させ得る。Am、Cmを含めた全てのTRU核種とTcを同時にPuに同伴させてリサイクルして消滅させる場合には、それらの核種の添加濃度を制限する必要があることが分かった。分離回収した核種は安全に管理する必要があり、これらの核種については、有効利用または貯蔵管理に係わる技術開発を行う必要がある。また、更に効率の良い消滅方法の研究を行うことも重要である。

## 2. 燃料サイクルの現状と展望

### 2.1 ウラン資源開発をめぐる状況

ウラン供給について、Uranium Instituteが報告している将来予測を表2.1に示す。原子力発電開発計画の下方修正、旧東ブロックからの供給など、ウランは低価格安定の状況が2005年頃まで続きそうな傾向にある。また、フランス、ドイツ、日本が計画中のPuのMOX利用、回収ウラン利用等が、ウラン価格をさらに長期的に安定させるのに役立つと考えられている。しかし、図2.1に示すように2000年を越えるあたりからウラン需給体制のバランスがとれはじめて2005年頃には供給不足も予測されている。

ウランの低価格が長期化することにより、従来から操業されている多くの採掘施設は、閉鎖される傾向にある。生産業界では、世界的な再編成が進み、現在では、Cameco, Cogema, RTZの3大グループが世界で大きなシェアを占めている。

一方、新しいウラン鉱床も発見され、より操業コストが安価な施設では将来の増産が計画されている。カナダ、サスカチュワン(Saskatchewan)州、Athabasca地区では、平均品位14.2%U<sub>3</sub>O<sub>8</sub>、埋蔵量11万トンU(平均品位4.7%U<sub>3</sub>O<sub>8</sub>の埋蔵量約4万トンの鉱床を含めれば15万トンU)のシガーレイク鉱床、平均品位4%U<sub>3</sub>O<sub>8</sub>埋蔵量8万トンUのマッカーサーリバー鉱床などが発見されている。新しく発見された鉱床も、ウラン需要が低迷している現状では即座に開発して生産を開始するような状況ではない。ウランは、10年単位で契約を行う方式であり、現状では全ての原子炉のウラン需要は充当されている。先のシガーレイク鉱床も現状では、買い手がつかないため、1997～1998年頃に開発することで計画が進められている。

この鉱床は、ウラン含有量が高いため周囲の放射線が強く、採掘するのに遠隔操作が必要であるという。鉱床は地下400m程度のところにありさほど深くはないが、岩盤が弱く、地下水圧が高い等の欠点があり、凍結工法等の新しい技術が必要であり、その分採掘コストは高くなると予測されている。

4～5%U<sub>3</sub>O<sub>8</sub>含有量の鉱床が、そのほかにも発見されているが、何れも、無尽蔵にあるというものではない。現在、知られている資源量は約340万トンUであり、今後の探鉱活動を期待して、推定埋蔵量、期待埋蔵量を合わせると約1200～1300万トンと見積もられているが、現在のところ、これらの数字を大幅に増やす状況にはない。

これに比較して、旧ソ連は大量にウラン在庫を保有しており、近年、西側への供給を開始している。旧東ブロックのウラン生産能力、埋蔵量などは明らかにされていないが、西側と同程度の規模があると考えると、原子力発電所建設の世界的低迷を考慮したとき、この東ブロックのウラン在庫がウラン価格を長期に下げる大きな要因となろう。

## 2.2 Pu有効利用技術開発

2010年頃までの将来を見たわが国のPu利用については、原子力委員会核燃料リサイクル専門部会によって、六ヶ所再処理工場等で生産されるPuを軽水炉へリサイクルするなど弾力的に対処していく必要があることが示された。軽水炉主体の原子力発電においては、当面、軽水炉自身にPuをリサイクルして再処理回収製品にエネルギー供給面で一定の役割を担わせるとともに、併せて、FBRの実用化に向けた実用規模の核燃料リサイクル技術を整備していく必要があるとされた。軽水炉特別チームは、この認識を前提として、これよりもさらに長期的な観点に立ったPuリサイクル利用について検討することとする。

軽水炉のPuリサイクルについて、米国では、1976年にGESMO報告(Generic Environmental Statement on the Use of Recycle Plutonium in Mixed Oxide Fuel in Light Water Cooled Reactors)を行っている。そこでは、MOX燃料を取り扱うことは、臨界、遮蔽、発熱等についてウラン燃料を取り扱う場合よりも技術的高度な対応が必要となるが、平常時及び異常時の環境影響評価を行った検討結果、燃料サイクル全体としてリスクを低減させるとした。すなわち、Pu利用はU所要量を減らし、これによってウラン採鉱による環境破壊や鉱業による被曝を低減させる効果があるとした。しかし、一方で、核物質防護上のリスクを増大させるため、核拡散による世界的な政治不安をもたらすと指摘した。米国は、その後、再処理-Puリサイクルを放棄するとともに、国際核燃料サイクル評価INFCE(International Fuel Cycle Evaluation, 1977年～1980年)作業等を通じてPuの核物質防護体制の強化を主張している。再処理されない使用済燃料については、そのまま地中処分する方針が取られることとなったが、その安全性については、現在なお、米国国民の理解が十分得られるまでには至っておらず、計画は難航している。

Puの有効利用について、わが国においては、従来、主として資源論の観点からその必要性が議論されてきたが、資源論的に最も効率の良いFBRでの利用が経済性の点から魅力が乏しい現在では、経済的に現実性がある軽水炉で利用する方針を取ることによって、経済性、核不拡散性、廃棄物処理処分のリスク低減などの観点で検討することが重要である。

## 2.3 軽水炉再処理第2工場計画とFBR導入シナリオ

フランス及びイギリスにおいて、最新の大型再処理施設が運転を開始した。わが国においても六ヶ所再処理工場が1998年に運転する予定で建設計画が進められている(表2.2)。六ヶ所再処理工場では、最高55GWd/tの高燃焼度燃料を年間800トン規模で処理する計画である。

2100年までを見通した再処理需要量の予測は、図2.2に示すようである。この図では、FBRの本格導入を2030年としているが、軽水炉燃料を全て再処理するためには、FBR燃料再処理が本格化する前に、もう2基の800トン／年規模の軽水炉燃料再処理工場を必要とすることが分かる。MOX燃料を軽水炉で利用したサーマルMOXの使用済燃料の取扱については、原子力委員会核燃料専門部会の報告においても明確に示されていない。将来のFBR装荷用Puのためにそのままプール貯蔵することも考えられるが、ここでは、FBR導入が更に延期されることを想定して、六ヶ所再処理工場以降の軽水炉燃料再処理工場でMOX燃料を同時に処理することを考える。

燃焼度33GWd/tの軽水炉を主体とした現在の電力生産システムにおいては、燃料サイクルは高除染の六ヶ所型再処理によって回収されたUを再濃縮してリサイクルするシステムを整備することが目標となる。これは、回収Uが天然ウランよりも<sup>235</sup>U濃度が高く、残存する高価な分離作業量を回収することが経済的に有利だからである。しかし、55GWd/t以上の高燃焼度の軽水炉が主体となり、回収Uの濃縮度が天然よりも低く、かつ、回収Puを大量に軽水炉へリサイクルすることによって<sup>238</sup>Uを有効に利用して行こうとする時代にあっては、再濃縮よりもPuリサイクルに適した燃料サイクルを整備していくことが求められよう。図2.3に、そのような観点から、現在、将来及びFBRの燃料サイクルへと移行していく燃料サイクルシステムの特徴を示した。

## 2.4 燃料サイクル技術開発の方向性

### (1) 軽水炉燃料の高度化が再処理に及ぼす一般的影響

軽水炉燃料は、高燃焼度化やMOX利用のほか、炉の運転に柔軟に対応できるような高度化が図られて行くと考えられる。将来の再処理では、使用済燃料の性状変化に対応する必要がある。これらの燃料は、従来より多くのFP核種及びTRU核種を含み、また、被覆管はより脆化が進んだ状態となる。Gd, Zrなどの添加物成分が混入すると予測される。

表2.3は、これらの燃料が再処理プロセスに及ぼす影響を一般的、定性的にリストアップしたものである。剪断工程ではより多くの剪断粉末が発生し、溶解工程では不溶性残渣が増加する。抽出工程に溶解液を供給する前にこれらの粉末固形成分を除去する必要がある。抽出工程では放射性不純物濃度が高くなることへの対策として、FP分離除去性能の向上、溶媒劣化の抑制対策などを行って、回収製品の品質維持、放射能の閉じ込め性の確保に努める必要がある。また、TRU核種濃度の上昇は、臨界、遮蔽、発熱等により高度な技術的対応を必要とする。

### (2) 燃料サイクルバックエンド技術開発

フランスは、世界で最も燃料サイクル技術を確立させた国である。そのフランスCEA

は、1991年、マルクール原子力研究センターに再処理廃棄物処理管理に関する総合基礎研究施設 A T A L A N T E を完成させ、燃料サイクル将来技術についての基礎研究計画を進めている。フランス C E A が考える将来の再処理技術とは、高燃焼度燃料 (60 GW d/t) 及び Pu 富化度 5~7% の MOX 燃料など使用済燃料の組成変化、より厳しい環境放出基準（特に、 $\alpha$  核種の量と放射能）、固体廃棄物の処理などに対して、再処理の最適化、廃棄物発生量の低減化を図っていこうとしている。特に、アクチノイドを中心とした長寿命核種の分離技術を重要としており、以下のような研究課題を挙げている。

- ① 燃料の被覆材からの機械的、熱的分離技術と粉末溶解
- ② 不溶性残渣の清澄機能の高度化
- ③ 抽出第1サイクルの分離性能の向上
- ④ 新有機溶媒の適用
- ⑤ ハル、エンドピースの減容技術（圧縮、溶融）
- ⑥  $\alpha$  核種の新固化法（セラミック、ガラス）
- ⑦ モニター、制御技術の高度化（故障検知、診断システム、AI 技術）
- ⑧ マイナーアクチノイドと長寿命  $\alpha$  核種の高レベル廃液からの分離
- ⑨ 長寿命 FP 核種 ( $^{129}\text{I}$ 、 $^{99}\text{Tc}$ 、 $^{135}\text{Cs}$  など) の分離

原研では、燃料サイクル安全工学研究施設 N U C E F を完成させ、燃料サイクルの要となる再処理と廃棄物処理処分における、技術の高度化と安全性の確保を図るための研究として、臨界安全性、高度化再処理プロセス、TRU 廃棄物の安全管理技術に関する研究を実施することを計画している。

このうち、バックエンドプロセスに関する研究では、表 2.4 に示すような研究テーマが挙げられており、将来の再処理技術として環境安全性及び経済性の向上、廃棄物管理の改善のための技術基盤を強化することを目的として高燃焼度燃料や MOX 燃料の試験研究を行うことが計画されている。具体的には、高燃焼度燃料や MOX 燃料等に対応するため、溶解及び抽出工程を中心としてプロセスの改良、廃棄物処分時の環境影響評価上重要核種である長寿命核種の分離、回収水、酸及び溶媒のリサイクル等を目的としたプロセス安全性の研究、また、高レベル放射性廃液から TRU 及び FP を分離する技術を発展させ、分離対象核種を細分化して特定核種を分離する技術について、基礎的データを取得することを計画している。これらは、いずれも現行再処理技術を前提とし、その安全性を確認すること、また、それを更に一層向上させる方向で高度化を図ることを研究方針としている。

### (3) 消滅処理技術の一環としての分離技術研究

高レベル廃棄物の毒性低減化対策として群分離消滅処理技術研究開発長期計画（通称 O MEGA 計画）が進められているところであるが、フランスでは、燃料サイクルと消滅処理の両者から見た計画として、S P I N (Separation and Incineration) 計画を進めようとしている。これは、次のように中期計画と長期計画に区分されている。

## ① 中期計画（P U R E T E X計画）

- ・現行再処理の毒性低減
- ・Pu、Npの分離効率向上
- ・ $\alpha$ 廃棄物発生量の低減

## ② 長期計画（A C T I N E X計画）30～40年

- ・Pu、Np、Am、Cm分離回収
- ・長寿命FP核種分離
- ・消滅処理研究（軽水炉、高速炉、加速器）
- ・消滅用燃料&ターゲットの加工

中期計画では、現行の再処理技術を基礎としてPuリサイクルによって問題解決を図つていこうとする意図が見られる。これは、長期計画にも引き継がれて消滅処理へと展開されている。長期計画の分離技術は、燃料サイクルというよりも核種生産、有効利用にも同時に結びつき得る技術開発のように見受けられる。何れにしても、TRU核種の分離技術は、将来技術として必要とされている。

## 2.5 将来型燃料サイクルシステム概念

わが国の将来型燃料サイクルのシステム概念は、以下のような観点から考える必要がある。

- ① 六ヶ所再処理工場で得られる経験をベースとして、安全性、信頼性を更に向上させ、かつ、経済性を追求する概念であること。すなわち、燃料の高度化に対応しつつ、リサイクル工程を単純化最適化することによって燃料サイクルコストの低減を図る概念であること。
- ② 本格的なPuリサイクル社会の到来を予測する概念であること。すなわち、放射能閉じ込め性を高め、廃棄物の毒性を低減させること。また、可能な限り遠隔操作として作業員の被曝を低減するとともに、Puへの人間の接近を抑制して核物質防護上のリスクを減らすこと。
- ③ FBRシステムへの将来的移行を考慮した概念であり、MOX燃料を混合処理できること。

そこで、図2.4に示すようなシステム概念を作成した。この燃料サイクルでは、燃料の高燃焼度化とPuリサイクルに対応するシステムとする。将来は、被曝管理、廃棄物処理、経済性等について、現在より厳しい技術的対応が求められるものと予想されるため、個々の施設で個別にこれに対応することは得策ではないので、表2.5に示すように、ウラン燃料とMOX燃料を集中的に混合再処理するとともに、再処理とMOX燃料加工を統合した集約型の大規模な燃料サイクルシステムとした。そこでは、PuとともにTRU核

種をもリサイクルすることを追求する。

わが国では、使用済燃料は再処理して、U, Puなどの有用核種はリサイクル利用する、一方、毒性の強いFP核種及びTRU核種を含む高レベル廃棄物はガラス固化体として人間の生活圏から隔離する方針が取られる。核種の挙動はそれぞれ異なっている。<sup>85</sup>Kr、<sup>14</sup>Cなどの揮発性核種は、生活圏への影響がないように制御しつつ放出させる。生成後数百年の間最も高い毒性を示すCs, SrなどのFP核種は、ガラス固化体として安定化させて地中深く隔離する。また、TRU核種をはじめ<sup>99</sup>Tcなどの長寿命核種もガラス固化体として浸出性の小さい形態とし、人間が監視しなくなった後も安定に深地中に隔離させる方針を取るが、これら長寿命核種についてはできるだけ分離回収して廃棄物の毒性を低減させる努力をしていく必要がある。

表2.1 ウラン供給の将来予測 (Uranium Institute)

Country	1987	1988	1989	1990	1995	2000	2005
PRODUCTION:	actual production			production capacities			
Brazil	96	15	30	100	0	0	0
Australia	3781	3568	3710	3464	3464	4144	4144
Belgium	40	40	40	40	40	40	40
Canada	12451	12420	11337	15985	13770	13770	7670
France	3180	3450	3290	3460	2910	1460	1000
FR Germany	53	38	30	0	0	0	0
Gabon	800	930	868	702	1500	1500	1500
Namibia	3542	3508	3075	4000	4000	4000	4000
Niger	3000	2965	2965	3500	3500	3500	3500
Portugal	141	144	145	150	150	150	150
South Africa	3949	3855	2948	4470	4470	4470	4470
Spain	223	229	228	216	212	212	212
USA	4820	5072	5161	7122	7512	7512	6185
Total	36076	36234	33827	43209	41528	40758	32871
PLANNED OPERATIONS							
Brazil	--	--	--	--	850	850	850
Canada	--	--	--	--	8535	8535	8535
Spain	--	--	--	--	638	638	638
USA	--	--	--	230	1210	1210	1020
Total	--	--	--	230	11233	11233	11043
POTENTIAL SUPPLY FROM OTHER SOURCES							
China & USSR	800	800	800	1300	3000	4000	4000
MOX fuel*	200	235	235	255	1356	1856	2523
REPU**	508	508	508	1854	3487	4353	3686
Total	1508	1543	1543	3409	7843	10209	10209

\* Uranium equivalent contained in fabricated MOX fuel.

\*\* Uranium equivalent contained in reprocessing products after deduction of that plutonium which has been incorporated into MOX fuel; few utilities if any outside France will recycle reprocessed uranium in the foreseeable future.

表2.2 最近の大型再処理施設の概要

施設	U P - 3	T H O R P	六ヶ所再処理工場
国名	フランス	イギリス	日本
正式名	Usine de Plutonium No. 3	Thermal Oxide Reprocessing Plant	日本原燃(株)六ヶ所事業所
所有者	COGEMA	BNFL	日本原燃(株)JNFL
設置場所	La Hague	Sellafield	青森県上北郡六ヶ所村
処理能力	4 t/d(800 t/y)	5 t/d(1,200 t/y)	最大4.8 t/d(800 t/y)
処理対象燃料	外国の使用済軽水炉燃料 ・初期濃縮度 最大3.5 %	使用済軽水炉燃料及びAGR燃料 ・初期濃縮度 3.3 % (軽水炉燃料) 2.95 % (AGR燃料)	発電用使用済軽水炉燃料 ・初期濃縮度 3.5 % (平均) 5 % (最大)
	・燃焼度 最大 : 43,000 MWd/t 平均 : 33,000 MWd/t	・燃焼度 (平均) 37,000 MWd/t (軽水炉燃料) 40,000 MWd/t (AGR燃料)	・燃焼度 最大 : 55,000 MWd/t 平均 : 45,000 MWd/t
	・冷却期間 受入 : 270 d 以上 剪断 : 3 y 以上	・冷却期間 受入 : 180 d 以上 (軽水炉燃料) 剪断 : 5 y 以上 (軽水炉燃料) 受入 : 90 d 以上 (AGR燃料)	・冷却期間 受入 : 1 y 以上 剪断 : 4 y 以上
運転開始年 (予定)	1989年	1992年	1998年

表2.3 軽水炉燃料の高度化が再処理に及ぼす一般的影響

燃料性状の変化	一般的の影響	施設上の対策
F P核種の増加	不溶性残渣の増加 $\beta - \gamma$ 放射線量の増加 燃料中 TRU酸化物量の増加 中性子線量の増加 $\alpha$ 放射線量の増加 TRU廃棄物発生量の増加 臨界管理上の制約の増加 U濃縮度及びPu濃度の増加 Pu核種の高次化 添加物等の第3成分の増加 被覆管の性状変化	清澄工程での分離除去の強化 抽出工程でのクラッド生成の抑制 溶媒劣化の抑制 浴解性の改善 中性子遮蔽の強化 精製工程での溶媒劣化及び水素生成への対策 TRU分離・制御の最適化 廃液からのTRU分離回収 臨界管理技術の高性能化 燃料加工時期の最適化 再加工施設の遮蔽強化 転換・再加工工程での遮蔽強化 製品除染係数の最適化 高レベル廃液処理工程の最適化 せん断前処理工程の最適化
TRU核種の増加		
P		

表2.4 NUC E Fにおけるバックエンドプロセスに関する研究テーマ

分類	研究テーマ	研究目的	期待される成果
プロセスに臨する研究	プロセス異常事象の解明に関する研究	混式再処理プロセスにおいて、臨界事故に発展する可能性のある事象を化学的に解明し、臨界事故シナリオ評価に資する。またこれに基づき、異常現象を最小限に抑えた新核燃料処理プロセスを開発する。	<ul style="list-style-type: none"> <li>・核物質の蓄積条件に関する実験データ</li> <li>・Pu浴液に関する基礎特性データ</li> <li>・抽出工程シミュレーションコードの改良及び反応器開発</li> <li>・新抽出剤の分配データ</li> <li>・新核燃料処理プロセスの構築</li> </ul>
	臨界管理システムの開発に関する研究	再処理プロセスの臨界管理を合理的に行い、運転管理の安全性向上に資する。	<ul style="list-style-type: none"> <li>・核燃料浴液のインラインモニター（濃度モニタ・核種分析法）の開発</li> <li>・臨界管理システムの構築</li> </ul>
再処理プロセス	連続溶解の速度論的研究	高燃焼度燃料及びMOX燃料の溶解工程について操作条件の最適化及び安全性の更なる向上を図る。	<ul style="list-style-type: none"> <li>・新型軽水炉燃料の溶解速度特性及びオフガス放出特性の基礎データを得る。</li> <li>・小型連続溶解槽の溶解速度データ</li> <li>・ヨウ素のDF、溶解オフガス放出特性</li> <li>・ヨウ素エボリューション、遠心清澄などの基礎データ</li> </ul>
	長寿命核種分離制御の研究	抽出工程においてNpやTcなど長寿命核種の分離性能を向上させることにより、安全性とプロセスの単純化を指向した新しい再処理プロセスを開発する。	<ul style="list-style-type: none"> <li>・再処理プロセスにおけるNpやTcなど長寿命核種の分離挙動の基礎データを得る。</li> <li>・小型バ尔斯カラム等におけるPu濃度分布データ</li> <li>・分離／分配工程におけるTc、NpのDFデータ</li> <li>・Puティール低減のための基礎データ</li> </ul>
に開する研究	マイナー核種のリサイクルプロセス内閉じ込め性の研究	リサイクルプロセスによる廃液発生量の低減、放射能のプロセス内安全管理及び閉じ込め機能の向上を図る。	<ul style="list-style-type: none"> <li>・リサイクルプロセスにおけるマイナー核種の挙動データを得る。</li> <li>・酸・水リサイクルプロセス内のマイナー核種濃度分布データ</li> <li>・溶媒リサイクル利用による分離性能への影響データ</li> <li>・溶媒アルカリ洗浄及び吸着フィルターによる溶媒再生データ</li> </ul>
	プロセス解析コードの開発	高燃焼度燃料及びMOX等の新型軽水炉燃料の溶解及び抽出工程を対象とした解析コードとそれを支援するデータベースを整備する。	<ul style="list-style-type: none"> <li>・シミュレーションコードの整備、プロセスの基礎的体系的理解、改良・高度化を図るために解析評価などの機能を充実させる。</li> <li>・工程解析コードの作成と実験データによる評価</li> <li>・再処理基礎データベースの整備</li> <li>・将来型再処理プロセスのシステム解析評価</li> </ul>
群分離にする研究	使用済燃料溶解時のヨウ素処理の研究	ヨウ素の使用済燃料溶解時のヨウ素の挙動を充分把握し、放出低減による平常時の安全性向上に資する。	<ul style="list-style-type: none"> <li>・使用済燃料溶解時のヨウ素の物質収支</li> <li>・溶解液中残留ヨウ素の効率の良い追い出し条件</li> <li>・ヨウ素吸着材に捕集されたヨウ素の安全性</li> <li>など、ヨウ素処理技術の向上に繋がる成果が期待できる。</li> </ul>
	②テーマ名 再処理プラント材料技術の高度化	実液中試験を通じ、再処理プラント材料の寿命評価データベースの拡充、再処理硝酸環境用耐食合金、高性能材料開発材の開発、ならびにその場解析開発技術の機能評価に資する。	<ul style="list-style-type: none"> <li>(1)実機使用機器の寿命評価データベースの整備 実機機器の運転・維持管理のための基礎データ</li> <li>(2)再処理プラント材料技術の高度化 <ul style="list-style-type: none"> <li>・高性能耐食材（高耐食性代替材、臨界安全対策材及び次世代プラント材）</li> <li>・その場解析型の腐食モニタリング技術</li> </ul> </li> </ul>
群分離に関する研究	群分離プロセスの実高レベル廃液試験	4群群分離プロセスについて、実廃液試験を実施し、その有効性の確認、問題点の抽出等を行い、プロセスの最適化を図る。この成果及び基礎研究の成果をもとに新群分離プロセスを開発し、実廃液試験を実施する。	<ul style="list-style-type: none"> <li>・実廃液の性状、元素存在状態に関するデータの取得</li> <li>・根室廃液を用いた基礎的研究の基盤強化</li> <li>・放射線の影響等実廃液試験でしか得られないデータの取得</li> <li>・改良群分離プロセスの一貫したプロセスとしての評価</li> <li>・改良群分離プロセスのさらなる改良と最適化</li> <li>・新群分離プロセスの実廃液試験による評価</li> <li>・群分離プロセスのプラント化のため解決しなければならない問題点の抽出と対応策の方向付け</li> </ul>

表2.5 将来型燃料サイクルシステムの基本的要件

大型施設による集中処理方式

- ・経済性のスケール効果
- ・再処理廃棄物処理管理の集中合理化
- ・軽水炉燃料の再処理需要増加に対応

MOX燃料をウラン燃料で希釈して混合再処理

- ・ウラン燃料再処理技術の活用
- ・MOX燃料再処理需要が小さい状況に対応
- ・Pu燃料価値の劣化抑制

再処理とMOX燃料加工を統合した集約型施設

- ・燃料集合体以外のPu輸送の削減
- ・Pu溶液のスフェアカル方式によるペレット加工自動遠隔化
- ・TRU廃液処理系の一体化

TRU核種をPu燃焼軽水炉ヘリサイクルして  
消滅処理

- ・発生させた長寿命廃棄物を自らのシステム  
において処理（TRU核種蓄積抑制）

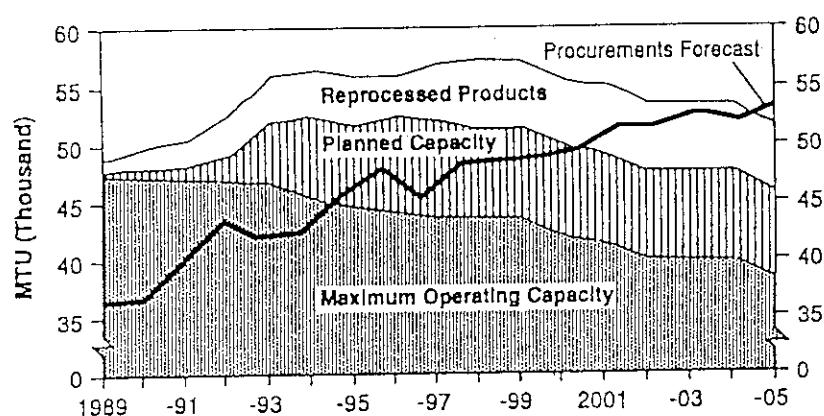
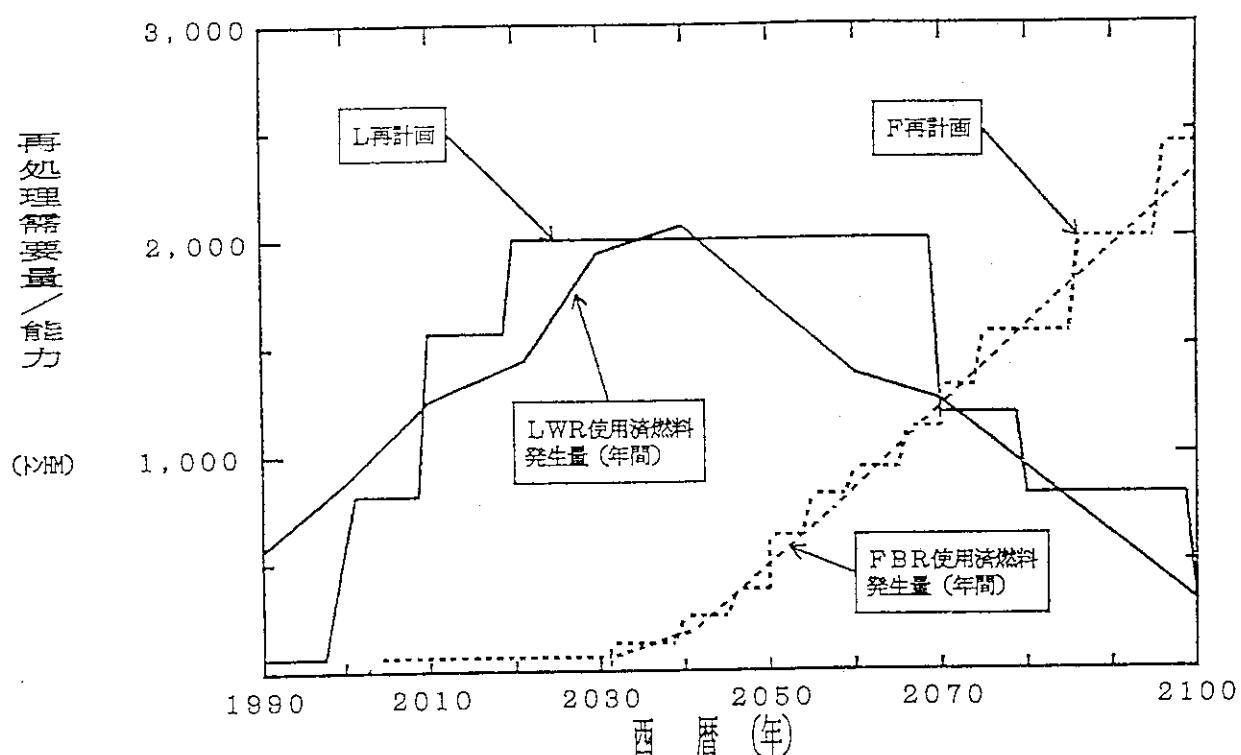


図2.1 ウラン需要バランスの将来予測

図2.2 再処理工場計画 (FBR 2030年導入シナリオ)  
(動燃技報 No. 79, 1991)

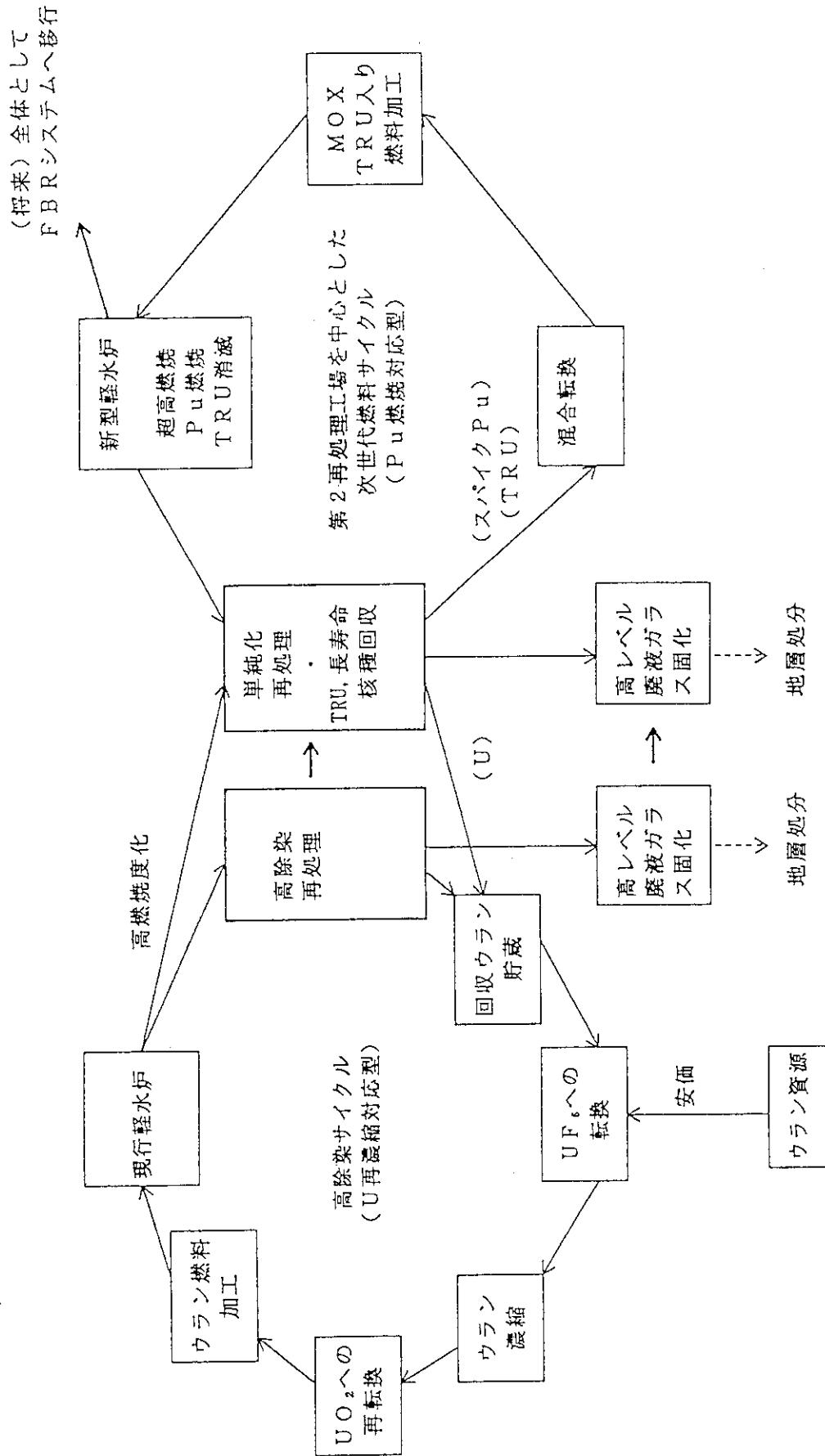


図2.3 現行から将来型燃料サイクル、さらにFBRサイクルへの移行シナリオ

現行型燃料サイクル 将来型燃料サイクル

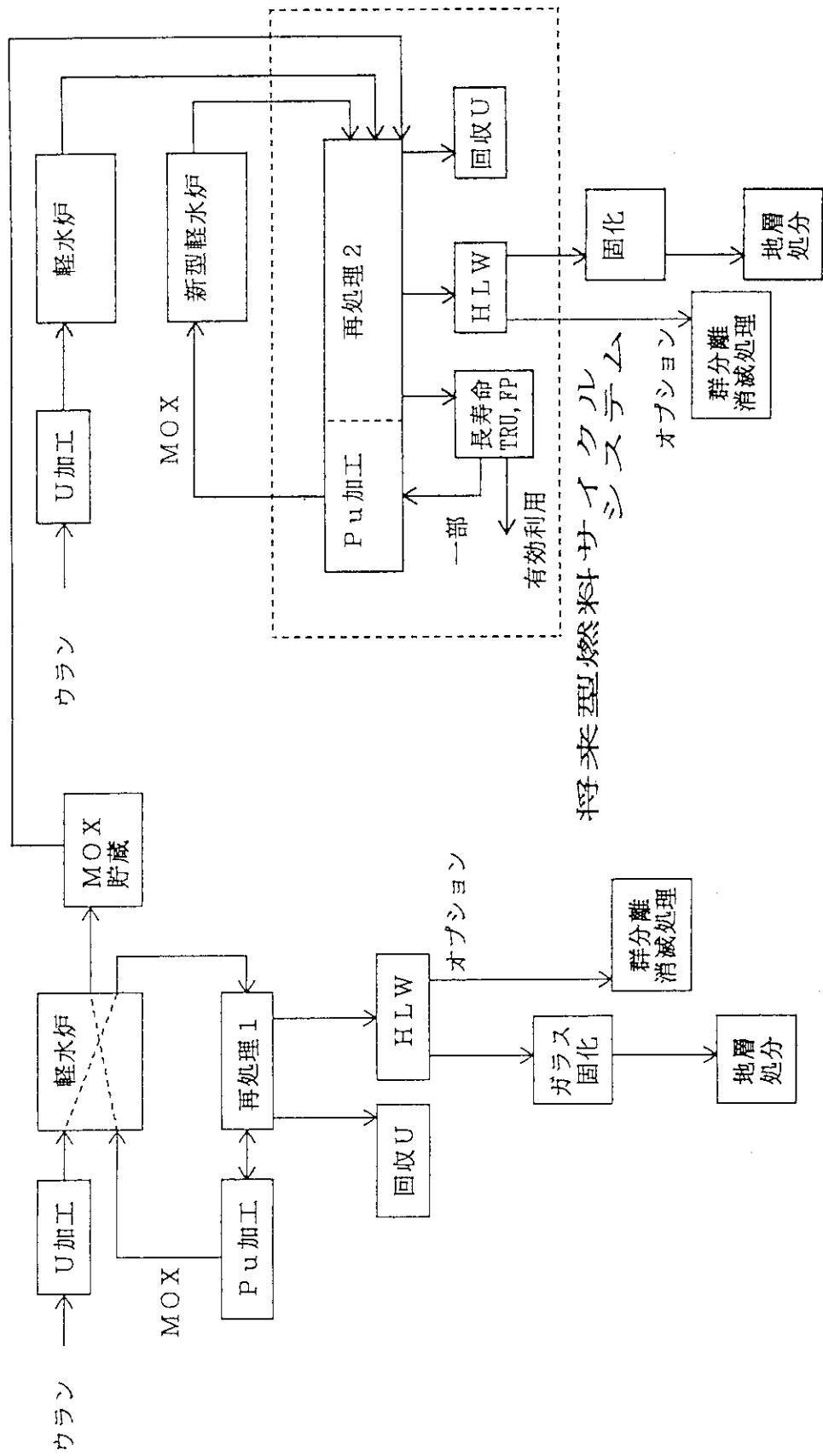


図2.4 将来型燃料サイクルシステムの位置づけ

### 3. 将来型燃料サイクルシステムの予備設計

#### 3.1 集約型燃料サイクル概念

集約型燃料サイクルの施設概念を図3.1に示す。この施設は、長寿命核種の分離回収機能を持つ再処理群分離統合プロセスと、そこで回収されたPu溶液をゾルゲル転換法で直接MOX粒子とした後ペレット化するスフェアカル燃料加工法を想定した。

米国の電力研究所(EPRI)は、1980年前後のINFCCEや核不拡散政策の要請に応えて、核不拡散抵抗性を追求したSAFAR(Safeguarded Fabrication and Reprocessing)概念(図3.2)をEXXON社に検討させている。この再処理施設概念は、かつて、オークリッジに建設する計画でEXXONが設計したNFRRC(Nuclear Fuel Recovery and Recycling Center)をベースとしている。特徴をまとめると次のようになる。

- ① 核物質防護性を向上させるため、再処理においてPuを取り扱う部分の集中化を図るとともに、再処理と再加工を統合した施設とする。
- ② 経済性の向上を図るため、LWR燃料とFBR燃料を同一設備により再処理できる混成(混合ではない)再処理とし、また、スケールメリットを追求して大型の施設とする。
- ③ 従事者被曝の低減や核物質防護の観点から、Puへの人の接近を避けるように遠隔操作、遠隔保守を広く採用する。

Puリサイクルを進める上で核物質防護対策が重要なことは現在も変わらない。従って、核物質防護対策の基本的な要件は現在でもそのまま当てはまると言える。しかしながら、核不拡散性は多分に政治的色彩の濃い問題であり、10年以上も前に提案されたSAFAR概念をそのままわが国に適用することは適切ではない。わが国は、既に燃料サイクル技術の実績を積み、Pu平和利用の国際的信頼を得ている訳であり、具体的実績と政治状況を勘案した適切な概念とする必要がある。表3.1に、SAFAR概念とここで作成した集約型燃料サイクル施設概念との比較表を示す。

#### 3.2 集約型燃料サイクル施設の予備設計

##### (1) 再処理プロセスの予備設計

処理量は1400ton/y程度の規模であり、ウラン燃料とMOX燃料を混合再処理する。MOX燃料として超高燃焼燃料を想定した場合の燃料組成例を表3.2に示す。回収製品は、UとPuの混合硝酸溶液、U硝酸溶液、Np硝酸溶液、Am及びCmの硝酸溶液、Tc硝酸溶液である。再処理プロセスは、ドイツカールスルーエ研究所(KfK)が提案するIMPUREXプロセスの利点を取り入れ、かつ、Np及びTcを分離回収する方向で

さらに改良した単純化プロセスを想定する。また、AmとCmは、高レベル廃液から回収する。

使用済燃料は4年間冷却した後、2ラインの前処理工程（図3.3）において溶解する。溶解液は、ヨウ素追い出し、清澄、中間貯槽に一時貯蔵した後、計量調整槽でMOX:UO<sub>2</sub> = 1:8~10の割合で混合する。

再処理プロセスは、図3.4のブロックダイヤグラムに示すとおりである。この図では、集約型燃料サイクル施設全体の物質収支を示しているが、これは、ウラン炉73基とフルMOX炉10基からの使用済燃料を1415tonHM/yで混合再処理し、フルMOX炉10基分のTRU混合MOX燃料105tonHM/yとウラン吸収棒61tonHM/yを再加工することを想定したものである。

抽出分離の共除染工程は、5N程度の高硝酸濃度、50°C~60°C程度の高い操作温度、TBPの高負荷条件として分離性能の向上を図り、単純化したプロセスとした。また、ここでは晶析法によるウラン精製を想定した。IMPUREXプロセスでは、NpとTcは共除染抽残液へ混合させることとしているが、ここではこれらを単離回収するものとした。また、高レベル廃液を調整後、DIDPAによりAm、Cm、ラントノイドを抽出分離する。Am、Cmからのラントノイドの分離は陽イオン交換樹脂カラム法によるとするが、抽出クロマトグラフィや陰イオン交換法なども考えられる。

このプロセスの除染係数(Decontamination Factor)及び回収率は、以下のように仮定した。

① 剪断・溶解オフガスの処理によるヨウ素Iの回収率は、99%。

② ハルに残留するU、Pu、FPの割合は、次のとおり。

U、Pu : 0.1%

Ru、Rh : 不溶性残渣中のRu、Rhの10%分を仮定

Ru、Rhを除くFP : 0.2%

③ 不溶性残渣の発生率は、次のとおり。

U、Np、Am、Cm : ~0%

Pu : 0.2%

Ru、Rh : 50%

Tc、Mo、Pd : 25%

④ 共除染工程でのFPのDFは、次のとおり。

Ru : 10<sup>4</sup>

Cs、Ce : 10<sup>6</sup>

Tc : 1

⑤ Tc回収工程でのTcの回収率は、95%と仮定。

⑥ Np分離・回収工程でのNpの回収率は、99.9%と仮定。

⑦ 単離したPu中の不純物のDFは、次のとおり。

Ru : 10<sup>4</sup>

⑧ 単離したU中の不純物のDFは、次のとおり。

$$\text{Ru, Pu} : 10^5$$

$$\text{Np} : 10^3$$

$$\text{Tc} : 10^2$$

⑨ 共除染工程からの抽残液への同伴率

$$\text{U, Pu, Np} : \text{trace} (\sim 0\%)$$

$$\text{Tc} : 4\%$$

$$\text{Am, Cm, ランタノイド} : \sim 100\%$$

⑩ Am、Cm、ランタノイドの分離・回収工程で、Am、Cmとランタノイドは完全に分離することができるものと仮定し、回収率はそれぞれ～100%とする。

⑪ 白金族分離工程でのTcを含むRu、Rh、Mo、Pdの回収率は、～100%とする。

## (2) 燃料製造プロセスの予備設計

超高燃焼度フルMOX炉用燃料を製造する。表3.3に超高燃焼燃料の装荷燃料組成(MOX燃料及びウラン吸収棒)を示す。必要な原料は硝酸溶液の状態で再処理施設より供給し、仕様に従って混合し、転換する。転換工程においては、溶液から直接MOX粒子を製造した後、ペレットに成形加工して、燃料集合体を組み立てるプロセスとした。

MOX粒子燃料製造工程(図3.5)では、ゲル化法としては、SAFARでは高温のシリコンオイルに燃料溶液を滴下する方法をとっているが、劣化オイルの発生及びその再生工程が複雑になると考え、ここではスイスEIRで開発されたマイクロウェーブ加熱法を採用した。

混合硝酸溶液原料をNH<sub>4</sub>OHで酸調整した後、尿素とヘキサメチレンテトラミン(HMTA)と混合する。この液を滴発生器に供給し、マイクロウェーブ加熱器に約10滴/秒の割合で滴下する。滴下中に加熱されて重合し、MOX粒子燃料となる。粒子燃料は残留している硝酸イオンと有機物質を取り除くためにアンモニア溶液中に落下させて洗浄する。洗浄された粒子燃料は、振動トレイコンベア上で乾燥する。

ペレット加工工程では、粒子燃料をプレス成形し連続焼結炉で焼結する。焼結後のペレットを直径選別し不合格となったペレットについては研削を行い所定寸法に仕上げる。ここでは、臨界管理上の制約を取り除いて生産性を向上できるように乾式研削機を想定した。ジルカロイ被覆管にペレットを充填して溶接密封し集合体に組立てる。燃料集合体は、固定吸収棒付きの集合体と可動吸収棒付きの集合体の2種類とする。

ウラン燃料については、ウラン粉末によりペレットを製造する従来の工程を想定した。

再処理製品の硝酸溶液を直接MOX粒子に加工し、その後のペレット加工工程を粒子を用いてスフェアカル燃料製造法の特徴は、粉末を用いる現行法と比較すると以下のようにまとめることができる。

- ① 溶液から直接粒子とすることで、Am、Cmなどの発熱の影響を抑制することができる。
- ② 粒子による輸送及び取扱は、回収率が高くて工程機器内の残留Puを低減することができる。粉末では一部が機器内に残留するため、保障措置上の陥認をパスするために余分な測定やクリーンアウト操作が多くなる。
- ③ 溶液で混合濃度調整を行うため、仕様外製品の再溶解が不必要となる。ただし、仕様外ペレットについては再溶解が必要である。
- ④ 再処理製品と同伴した放射性核種不純物は、仕様外燃料処理と同様に再処理へ戻して廃棄物処理することができる。

### (3) 再処理MOX加工統合プロセス設計

再処理プロセスとMOX加工プロセスは、既に図3.1及び図3.4に示したように統合して、両施設間のPu輸送を無くした集約型燃料サイクル施設とした。この施設は、ウラン炉73基とフルMOX炉（超高燃焼炉）10基からの使用済燃料を1415tonHM/yで混合再処理し、フルMOX炉10基分のTRU混合MOX燃料105tonHM/yとウラン吸収棒61tonHM/yを再加工する大型燃料サイクル施設である。

施設のライン数は、それぞれの部分で異なっている。まず、再処理施設では、前処理工程においては使用済燃料集合体1体ずつを個別に取扱う必要がある。ここでは使用済UO<sub>2</sub>燃料と使用済MOX燃料の2種類を扱う。また、UO<sub>2</sub>燃料の処理量が六ヶ所再処理工場の約2倍であることから、MOX燃料用に1ライン（但し、UO<sub>2</sub>燃料処理用にも兼用可能）、UO<sub>2</sub>燃料用に2ライン（内1ラインは予備）とする。抽出分離工程以降は混合再処理であるため群分離工程とともに1ラインとし装置容量で対応するものとした。

MOX燃料製造施設では、MOX粒子製造工程が4ライン、ウラン粉末製造工程が1ライン、MOXとウランのペレット製造工程が各1ライン、集合体組立工程が3ラインとする。MOX製造1ライン当たりの生産量は、30tonMOX/yとした。粒子製造1ラインは、16本のマイクロウェーブ加熱器で構成される。ここでは1本のマイクロウェーブ加熱器により、粒子直径約1.2mmφ、密度1.2g/cm<sup>3</sup>の粒子を、1.9ton/y（約10滴/秒の割合で200日運転）により製造するものとしている。

再処理の回収溶液は、再処理プロセス側で一時貯蔵タンクを設備し、燃料製造プロセス側の要求に合わせて供給するものとする。

## 3.3 集約型燃料サイクル施設の特徴

### (1) 核拡散抵抗性

国際核燃料サイクル評価INFCIE(1977年～1980年)では、核不拡散性を高める方法として次のような提案がなされた。

- ① プルトニウムとウランを混合転換する。
- ② 再処理でプルトニウムとウランを共抽出する。
- ③ 新MOX燃料に加工工場で放射能を添加する。
- ④ 燃料サイクルのいずれかの時点で放射性物質をスパイクする。
- ⑤ 部分再処理する。再処理でFPを完全に除去しないでPuに混ぜておく。

図3.6にこれら方法の関連性について示した。1977年(昭和52年)当時の日米再処理交渉で、米国は共抽出法を導入することを求めてきた。しかし、この方法は世界のどこにおいても技術的経験がないため、動燃はそれに代わる技術として混合転換技術を開発し、米国もこの技術の採用に同意した。その後、わが国では、東海工場及び六ヶ所工場においてもU/Pu分配工程を持つ標準的なピュレックス法を採用し国際的にこれが受け入れられてきた。

共抽出法については、その後も十分な開発が行われているわけではなく、分離効率の点で開発課題が残されている。Puリサイクル工程の単純化を進めるという観点からは一定の利点もあり、今後検討する必要があると考える。ここで検討した集約型燃料サイクル施設においては、U/Pu分配工程を持つピュレックス法に基づいた単純化プロセスを採用了。また、長寿命核種分離回収性を追求し、転換工程においてPuとUを混合転換するとともにTRU核種等を混入させること等の核不拡散性対策を想定した。再処理回収Puは、プロセス単純化によりいくらかの低除染化が行われているが、これは、核不拡散性を狙ったものではなく、プロセス単純化による経済性向上、廃棄物発生量低減を狙ったものであり、また、リサイクルPuが必要とする除染係数に合理化したものである。

わが国は核不拡散条約(NPT)に加盟し、それに基づいてIAEAとの間に保障措置協定を締結しており、核不拡散性を証明するためには、保障措置を効率的に実施できることを示す必要がある。保障措置は、表3.4の目標値を定めて核物質の軍事転用が無いことを査察によって検認する。なお、ちなみに、SAFAR概念では、米国連邦規則(10 CFR Part 70, Part74)を遵守することを前提としており、PuはIAEAが8kg以上の量に対して厳しく監視するのに対して、米国ではFormula Kgという概念により2kg以上のPuを厳しく監視することとしている。

集約型燃料サイクル施設の保障措置システム概念は、IAEA保障措置基準に基づいて検討した。保障措置システムとして、計量管理システム及びその補助手段について以下に示す。

#### ① 計量管理システム

核燃料物質計量管理区域及び主要測定点を図3.7に示す。

## a. 受け扱い

核物質の物理的・化学的形態に対応して適切な計量管理が行えるように、以下の3つの核燃料物質計量管理区域（MBA）を設定し、その境界で核物質の移動が計量（流れの主要測定点：FKMP）できるようにした。

MBA 1：使用済燃料の受け入れ、貯蔵、せん断、溶解、計量

MBA 2：抽出、群分離、廃棄物処理（固化処理を含む）、分析所

MBA 3：混合転換、ウラン転換、ペレット加工、充填（ピン、吸収棒）、集合体組立、貯蔵

## b. 在庫調査

工場全体を年1回停止して、工場内の機器や配管等の核物質を計量可能な場所（在庫の主要測定点：IKMP）へ集め計量できるようにした。

## c. 計量の適時性

$P_u$ については、表3.4に示した時間指針内に検認を行うこととなるが特に工程中の $P_u$ に対しては、NRTA手法を用いて適切な頻度（1回以上／月）で工程内在庫の計量を行う。

## ② 補足手段

保障措置の計量管理は、施設側が行う核物質の計量を査察側が検認するという形で査察が行われるが、その有効性と効率向上のために次の補足手段を利用する。

- ・封じ込め／監視システム
- ・遠隔検認
- ・電算機化
- ・測定手段の改善

表3.5に、ここで検討した集約型燃料サイクル施設の保障措置システムを、SAFA R概念、動燃再処理工場及び動燃プルトニウム燃料製造施設のシステムと比較して示す。

## (2) 安全性

超高燃焼軽水炉の使用済MOX燃料を再処理する上では、アクチノイド核種への対策、FP核種への対策が必要となる。しかし、混合処理ではこれらの影響は希釈されて、55 GWd/tのUO<sub>2</sub>燃料まで安全に処理できるとした六ヶ所再処理工場の技術と経験で安全に処理できることになる。しかし、Puリサイクルによってウラン燃料では問題にならなかった核種濃度（表3.6）が上昇してくるのでこれらについて安全性を検討しておく必要がある。表3.7にここで想定しているMOX燃料及び混合再処理時の溶解液のアクチノイド核種含有量をウラン燃料の含有量に対する比率で示す。

## ① 核分裂性Pu含有量の増大による臨界安全対策の強化

・核分裂性Pu : <sup>239</sup>Pu, <sup>241</sup>Pu

## ② 中性子源の増大による中性子遮蔽の強化

- ・ ( $\alpha$ , n) 中性子 :  $^{238}\text{Pu}$ 、 $^{241}\text{Am}$ 、 $^{242}\text{Cm}$ 、 $^{244}\text{Cm}$
- ・ 自発中性子 :  $^{242}\text{Cm}$ 、 $^{244}\text{Cm}$

## ③ 発熱量の増大による冷却能力の強化

- ・ 発熱に寄与する核種 :  $^{238}\text{Pu}$ 、 $^{242}\text{Cm}$ 、 $^{244}\text{Cm}$

④  $\alpha$  放射能の増大による閉じ込め能力の強化

- ・  $\alpha$  放射能の寄与が大きい核種 :  $^{238}\text{Pu}$ 、 $^{242}\text{Cm}$ 、 $^{244}\text{Cm}$

使用済MOX燃料の溶解及び清澄は、MOX燃料専用の前処理ライン（1系列）で行うため、燃焼度が低く未だ反応度が高い場合には、MOX燃料処理量を減らすかあるいはGdなどの中性子吸収材によって臨界安全対策を講ずる必要がある。MOX燃料の溶解は、一般的にUO<sub>2</sub>燃料よりも未溶解Pu量が増加する可能性があるため、溶解槽内のPu蓄積、不溶解残渣中のPuの同伴と蓄積が臨界のリスクを大きくすることになる。Puの蓄積は、中性子モニタにより監視されるが、Cm同位体による中性子放出率はUO<sub>2</sub>燃料の約30～60倍大きいので、Pu同位体からの中性子放出をマスクしてしまう可能性がある。なお、抽出工程ではPu濃度の異常上昇に注意しなければならない。核物質防護も考慮するとインベントリを小さくする機器設計が必要となる。

中性子遮蔽については、一般に $\gamma$ 線遮蔽用のセルコンクリート壁が中性子遮蔽に対しても有効であるので、UO<sub>2</sub>燃料との混合再処理による希釈効果が期待できる給液調整工程以降は問題ない。希釈効果がない前処理工程とPu精製ライン及び群分離工程（特にAm、Cm回収工程）では中性子遮蔽の強化が要求される。セルの遮蔽窓や貫通部金属遮蔽といった中性子遮蔽効果の弱い部分の増強が必要となる可能性がある。

発熱対策についても、UO<sub>2</sub>燃料との混合処理による希釈効果が期待できない前処理工程、Pu精製ライン及び群分離工程での冷却能力の増強が必要となる。

放射性核種の閉じ込めについては、機器、セル、建屋等による十分な閉じ込め機能が期待できる。但し、取り扱う放射能の絶対量が増加するため $\alpha$ 廃棄物の発生量が大きくなるものと予測される。環境放出 $\alpha$ 放射能量を少なくするために、 $\alpha$ 核種に対してより大きな分離能力が必要とされる。

超高燃焼炉用MOX燃料製造プロセスにおいては、核分裂性Pu含有量が増大することにより、MOX転換、MOXペレット加工及び集合体組立における厳密な臨界管理を必要とする。特に、湿式のゾルゲル法を採用した転換・ペレット製造工程では中性子モニタで監視する必要がある。中性子遮蔽については、再処理と同様に中性子遮蔽効果の弱い部分の増強が必要となる可能性がある。

発熱については、特に、MOX転換工程でAm、Cmのための発熱に対応する必要がある。ゲル化前のMOX用液滴調整槽は、30℃以上になるとゲル化が進むため0℃の低温に保持する必要があり、十分に冷却する必要がある。また、加工された集合体についてもAm、Cmが含まれているので組立工程及び貯蔵設備において環境を冷却することが必要

となる。燃料製造工程での発熱量を表3.8に示す。

閉じ込め性については、再処理と統一して対策をとることができる。再処理プロセスとMOX加工を統合することにより、Puの施設間輸送が削減でき、輸送に伴う安全性が大幅に高まることになる。

### (3) 経済性

軽水炉燃料の再処理コストについて現在に至る推移を図3.8に、また、再処理施設の資本費（ほぼ建設費に等しい）を表3.9に示す。これによると、1990年ドルベースで、六ヶ所再処理施設(800ton/y)の資本費は58億ドルであり、建設単位コストは725万ドル／(ton/y)、再処理コストは資本費率を25%／yとすると約1800ドル／kgとなる。再処理群分離統合プロセスを想定したTRU回収単純化再処理施設(840ton/y)の建設費に対する予備試算では、再処理プロセスの単純化効果により-5%、TRU回収プロセスの付加効果により+14%、全体で+9%の建設費増加となることが予測される。これをそのまま、800ton/yの基準再処理施設の建設費概算に適用すれば、基準再処理施設の建設費は63億ドル、建設単位コストは790万ドル／(ton/y)、再処理コストは約2000ドル／kg(1990年ドルベース)となる。

SAFAR施設の建設費概算結果では、再処理関連施設が約78%で燃料再加工施設が22%であることから、この比率をそのまま800ton/yの基準施設に適用すると、基準燃料製造施設は約18億ドルとなる。従って、800ton/yの集約型燃料サイクル施設の建設費は全部で約81億ドル(1990年ドルベース)と評価される。

この800ton/yの基準施設をベースとして、1400ton/yの施設を概算した。ここで再処理施設の処理量増加には機器のスケールアップで対応するとし、サイズ効果は図3.9のデータを利用した。また、燃料製造施設ではライン数を増加させて処理量の増加に対応することとした。概算結果では、1400ton/y規模の集約型燃料サイクル施設の建設費は、1990年ドルベースで約110億ドルと評価される。このうち、再処理施設の建設費は84億ドル、再処理コストは1500ドル／kgである。この再処理コストは、UP2／3と同程度である。一方、燃料製造施設の建設費は、約26億ドルである。800ton/yから1400ton/yへの処理規模拡大のスケールメリットは、集約型燃料サイクル施設全体で0.6乗則にほぼ従った結果となっている。なお、再処理とMOX加工を統合させたことにより、Pu輸送が容易になっており、輸送容器等の大幅な削減に伴う経済効果が期待される。

表3.1 SAFAR概念の特徴と集約型燃料サイクル施設概念との共通点及び相違点

SAFAR概念の特徴	集約型燃料サイクル施設概念	
	SAFARとの共通点	SAFARとの相違点
・Pu取扱集中化のため再処理と再加工のプロセス統合	・プロセス統合	
・LWR燃料とFBR燃料の混成(hybrid)再処理		・LWR燃料とVHBR燃料の混合再処理
・規模の効果によるスケール・メリット	・スケール・メリット	
・Puは常にUと混在(共抽出フローシート)		・六ヶ所再処理工場と同様にPuを単離・精製後、Uと混合MOX転換
・抽出工程の簡略化によるPuインベントリの減少	・抽出工程の簡略化	・Np, Tc回収
・製品はMOX燃料体, UO <sub>3</sub> , UF <sub>6</sub>		・製品はTRU混合MOX燃料, UO <sub>2</sub> 吸収棒, UO <sub>3</sub>
・ゾルゲル法による球状燃料の製造	・ゾルゲル法	・燃料ペレット加工, 充填, 集合体組立
・一体型建屋	・再処理・再加工の一体型	・六ヶ所再処理工場を参考に分析棟は分離(地下トレンチ接続)
・IAEA査察とNRC許認可を満足させる	・IAEA査察	・日本国内法規を満足する保障措置概念
・Puの物流動線を直線的かつ一様になるよう工夫したプロセスレイアウト	・Puの動線を考慮したプロセスレイアウトと施設配置	
・Puに着目した処理操作, 移動計量管理, 核物質防護から決めた区域区分	・Puに着目した区域区分の考え方	・区域区分数の低減
・核不拡散性の評価手法として ① Puの相対魅力度 ② 改良デルファイ法 を開発し適用		(・同様な評価は未実施)

表3.2 使用済燃料の組成

〔記号〕 UO<sub>2</sub>(55)：使用済UO<sub>2</sub>燃料, 55GWd/t, UO<sub>2</sub>炉心, 4年冷却

MO(NAC)M：使用済MOX燃料, 100GWd/t, 初装荷サイクル,

(Np, Am, Cm) 入フルMOX炉心, 4年冷却

MO(NAC)U：使用済UO<sub>2</sub>吸收棒, 100GWd/t, 初装荷サイクル,

(Np, Am, Cm) 入フルMOX炉心, 4年冷却

	Spent Fuel Composition [Kg/MTHM]		
	UO <sub>2</sub> (55)	MO(NAC)M	MO(NAC)U
U234	1.993E-01		
U235	8.216E+00	2.640E+00	2.711E+00
U236	6.765E+00	7.079E-01	3.613E-01
U238	9.154E+02	7.267E+02	5.615E+02
U	9.306E+02	7.300E+02	5.646E+02
Pu238	3.574E-01	1.474E+01	2.133E-02
Pu239	5.834E+00	4.501E+01	5.900E+00
Pu240	2.771E+00	4.687E+01	6.755E-01
Pu241	1.409E+00	1.823E+01	2.458E-01
Pu242	8.284E-01	2.516E+01	2.652E-02
Pu	1.120E+01	1.500E+02	6.870E+00
Np237	8.755E-01	6.062E+00	9.801E-02
Np	8.755E-01	6.062E+00	9.801E-02
Am241	3.565E-01	9.048E+00	8.876E-02
Am243	2.018E-01	6.312E+00	2.840E-03
Am	5.595E-01	1.556E+01	9.189E-02
Cm244	7.170E-02	4.441E+00	2.900E-04
Cm	7.730E-02	5.323E+00	3.100E-04
Tc99	1.201E+00	2.153E+00	1.131E-01
Tc	1.201E+00	2.153E+00	1.131E-01
I129	2.847E-01	5.802E-01	2.764E-02
I	3.706E-01	7.562E-01	3.428E-02
Ru	3.694E+00		
Rh	6.311E-01		
Mo	5.554E+00		
Pd	2.351E+00		
PTG	1.223E+01		
La	2.022E+00		
Ce	3.946E+00		
Pr	1.845E+00	計算値なし	
Nd	6.732E+00		
Sm	1.193E+00		
Eu	2.533E-01		
Gd	2.379E-01		
LAG	1.623E+01		
Sr	1.397E+00		
Cs	4.222E+00		
OFP	2.088E+01		

表3.3 超高燃焼炉への第1回リサイクル燃料の組成

核種	MOX燃料	吸収棒
U-235	5.08008	4.13661
U-236	0.0	0.0
U-238	701.71729	570.40869
U	706.80615	574.54517
Np-237	14.85955	0.0
Np	14.85955	0.0
Pu-238	16.32345	0.0
Pu-239	105.64798	0.0
Pu-240	70.39841	0.0
Pu-241	31.05991	0.0
Pu-242	30.29227	0.0
Pu	253.72203	0.0
Am-241	11.58775	0.0
Am-243	7.53126	0.0
Am	19.29538	0.0
Cm-242	0.0	0.0
Cm-244	4.51698	0.0
Cm-245	0.80073	0.0
Cm	5.31771	0.0
Tc-99	0.0	0.0

単位 : Kg/MTHM

表3.4 IAEA査察の検認目標

核物質の形態		転用探知目標量	転用探知の時間指針
使用済燃料		8 Kgのプルトニウムを回収できる集合体数	3カ月
プルトニウム	工程中にあるもの	在庫量又は前回実在庫調査以降の処理量のいずれか大きい値の3.3%	1カ月
ウラン	分離・回収後在庫状態のもの	8 Kg	1カ月
ウラン	工程中にあるもの	在庫量又は前回実在庫調査以降の処理量のいずれか大きい値の2.8%	12カ月
ウラン	分離・回収後在庫状態のもの	U-235に対して7.5 Kg	12カ月

表3.5 各施設の保障措置システムの比較

施設項目	受 払 い	在 庫 調 査	適 時 性	補 足 手 段
S A F A R	使用済燃料の受け入れ・貯蔵；せん断・溶解；U転換；Pu転換；抽出；ロッドローテイング；集合体組立；TRU廃棄物；分析所 10-MBA(10-sub-MBA)	年2回、工程をクリーンアウトして在庫調査	15日間隔でdraw-down(押出し) 在庫調査が以下の区域で可能 ①せん断・溶解 ②抽出 ③Pu転換 ④ロッドローテイング	・封印：①MOX球状燃料充填、計量後容器に取付 ②ロッドと集合体に取付 ③Pu含有試料移送容器に取付
動 燃 再処理工場	MBA1：使用済燃料の受け入れ、貯蔵、せん断、溶解 MBA2：化学処理 MBA3：製品貯蔵 FKMP：9	年2回、工程をクリーンアウトして各MBA毎に行う IKMP：6	NRTA(10日間モデル) 現在フィールドテスト中	・封印：①キャスク受入れ時全性の確認 ②UO <sub>3</sub> 充填、計量後 ・監視カメラ：使用済燃料が施設者の申告通りの移動であることの確認
動 燃 プルトニウム 燃料製造工場 (PFPF)	MBA1：原料の受け入れ、貯蔵 MBA2：FBR用ペレット製造工場 MBA3：AIR用ペレット製造工場 MBA4：集合体貯蔵 MBA5：R&D区域 FKMP：14	年4回、工程をクリーンアウトして各MBA毎に行う IKMP：15	MBA2及びMBA3の工程区域に対して新型計量検認システム(NRTA)を適用 MBA4及びMBA5の工程区域に対して遠隔制御非破壊測定システム(MBA1, MBA4)及び MBA2, MBA3の工程区域(MBA2, MBA3)に適用	・新型封じ込め／監視システム：原料貯蔵区域及び集合体貯蔵区域に適用 ・遠隔制御非破壊測定システム(MBA1, MBA4)及び ・貯蔵区域(MBA2, MBA3)に適用
集約型燃料 サイクル施設	MBA1：使用済燃料の受け入れ、貯蔵、せん断、溶解 MBA2：抽出・分離、分析所 MBA3：転換、ペレット製造、集合体組立、貯蔵 FKMP：7	年1回、工程をクリーンアウトして各MBA毎に行う IKMP：5	MBA2及びMBA3のブルトニウムラインにNRTAを適用	・新型封じ込め／監視システム：集合体貯蔵区域に適用 ・計量管理、保障措置システムを電算機化(査察の効率化)

表3.6 考慮すべき核種の崩壊熱及び中性子発生数

核種	半減期(s)	壊変形式	崩壊エネルギー(MeV)	崩壊熱(kW/kg)	中性子発生数(n/kg·s)
$^{238}\text{Pu}$	87.74	$\alpha$	5.593	0.565	3.56E+7
$^{241}\text{Am}$	432.2	$\alpha$	5.637	0.114	6.95E+6
$^{243}\text{Am}$	7.37E+3	$\alpha$	5.438	0.006	5.41E+5
$^{244}\text{Cm}$	18.11	$\alpha$	5.902	2.818	1.16E+10
$^{99}\text{Tc}$	2.13E+5	$\beta$	0.293	2.931E-5	—
$^{237}\text{Np}$	2.14E+6	$\alpha$	4.957	2.062E-5	8.98E+2
$^{106}\text{Ru}$	1.019	$\gamma$	0.039	0.762	8.68E+2

表3.7 主要アクチノイド核種含有量の比率  
(使用済 $\text{UO}_2$ 燃料の含有量に対する使用済MOX燃料及び混合再処理時溶解燃料の含有量の比)

核種	安全上の影響			使用済 $\text{UO}_2$ 燃料 x (kg/MTHM)	使用済MOX燃料 y (kg/MTHM)	$\text{UO}_2$ 燃料とMOX燃料の比 $x/y$ (—)	混合再処理時溶解燃料 (13:1) z (—)
	臨界	中性子遮蔽	発熱				
$^{238}\text{Pu}$	○	○( $\alpha, n$ )	○	0.3574	14.74	41.2	3.87
$^{239}\text{Pu}$	○	○( $\alpha, n$ )	○	5.834	45.01	7.71	1.48
$^{241}\text{Pu}$	○	○( $\alpha, n$ )	○	1.409	18.23	12.9	1.85
$^{241}\text{Am}$		○( $\alpha, n$ ), 自発	○	0.3565	9.048	25.4	2.74
$^{242}\text{Cm}$		○( $\alpha, n$ ), 自発	○	$5.171 \times 10^{-6}$	$1.60 \times 10^{-3}$	30.9	3.14
$^{244}\text{Cm}$		○( $\alpha, n$ ), 自発	○	0.0717	4.441	61.9	5.32

(注) 重量比であって放射能比ではない。  
 $z = (x \times 1.3 + y \times 1) / 1.4 - x$

表3.8 燃料製造工程での発熱量

工 程	前 提 条 件	発 熱 量 検 計
MOX原料受入	<ul style="list-style-type: none"> <li>Pu : U = 1 : 1</li> <li>Pu 中に <math>^{241}\text{Am}</math> は含まれていないものとする。</li> <li>Pu 中に含まれる Ru は、発熱にはほとんど寄与しない。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>Pu は MOX 原料 1 ton当たり 0.5t</li> <li><math>^{238}\text{Pu}</math> 同位元素比は 1.58 / 150 であるから <math>^{238}\text{Pu}</math> による発熱量は原料 1 ton当たり <math>0.5 \times 1000 \times 1.58 / 150 \times 0.565 = 3\text{kW/t}</math></li> <li>基本的には FBR ラインと同じと考えるが年間取扱う量は <math>50 / 30 = 1.7</math> 倍となっている。</li> </ul>
AmCm原料受入	<ul style="list-style-type: none"> <li>Am 0.25t/y</li> <li>Cm 0.013t/y</li> <li>これら元素は希釈されずに受け入れる。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>AmCm 原料 1 kg 当たり、 <math>^{241}\text{Am}</math> は <math>3.86 / 5.26 = 0.73\text{kg/kg}_{\text{AmCm}}</math> <math>^{244}\text{Cm}</math> は <math>0.28 / 5.26 = 0.04\text{kg/kg}_{\text{AmCm}}</math></li> <li>AmCm 原料 1 kg 当たりの発熱量は、 <math>0.73 \times 0.114 + 0.04 \times 2.82 = 0.196\text{kW/kg}_{\text{AmCm}}</math></li> <li>この工程は FBR, Pu thermal 用にはない。</li> </ul>
Tc原料受入	<ul style="list-style-type: none"> <li>Tc : 1t/y</li> <li>Tc は単体で扱われる。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>Tc は全量が <math>^{99}\text{Tc}</math> と仮定しても、発熱量は、 <math>1000 \times 2.931 \times 10^{-5} = 0.029\text{kW}</math></li> <li>この工程も FBR, Pu thermal 用にはないが、発熱量としては無視できる。</li> </ul>
混合工程以降	<ul style="list-style-type: none"> <li>MOX 1ton当たり、 Pu : 150kg AmCm : 5.26kg Tc : 20kg U : 825kg</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>混合工程以降は 15% Pu MOX となるので MOX 1ton当たりの発熱量は、 Pu : <math>3 / 1000 \times 150 = 0.45\text{kW/t}_{\text{MOX}}</math> AmCm : <math>0.196 \times 5.26 = 1.03\text{kW/t}_{\text{MOX}}</math> Tc : <math>20 \times 0.029 / 1000 = \sim 0</math></li> <li>従って、MOX 1ton当たりの発熱量は <math>1.48\text{kW/t}_{\text{MOX}}</math></li> <li>一方、AmCm を含まない MOX の場合は、<math>0.45\text{kW/t}_{\text{MOX}}</math> であるから約 3 倍の発熱があることになる。</li> <li>集合体当たりの MOX 量は約 450kg であるから <math>0.66\text{kW/集合体}</math> の発熱となる。</li> </ul>

表3.9 再処理プラントの資本費

Plant	Throughput	Capital cost	Capital cost per unit throughput	Unit cost of reprocessing
	Mg/yr	\$ billion	\$ per/yr	\$ /kg U
France, UP-2/3	2×800	8.8	5.5	1,400
U.K., Thorp	1,200	4.6	3.8	970
Japan, JNFS	800	5.8	7.2	1,800

1990 dollars base,

Capital charge rate is 25%/yr, low-risk industrial financing. Operating costs are not included.

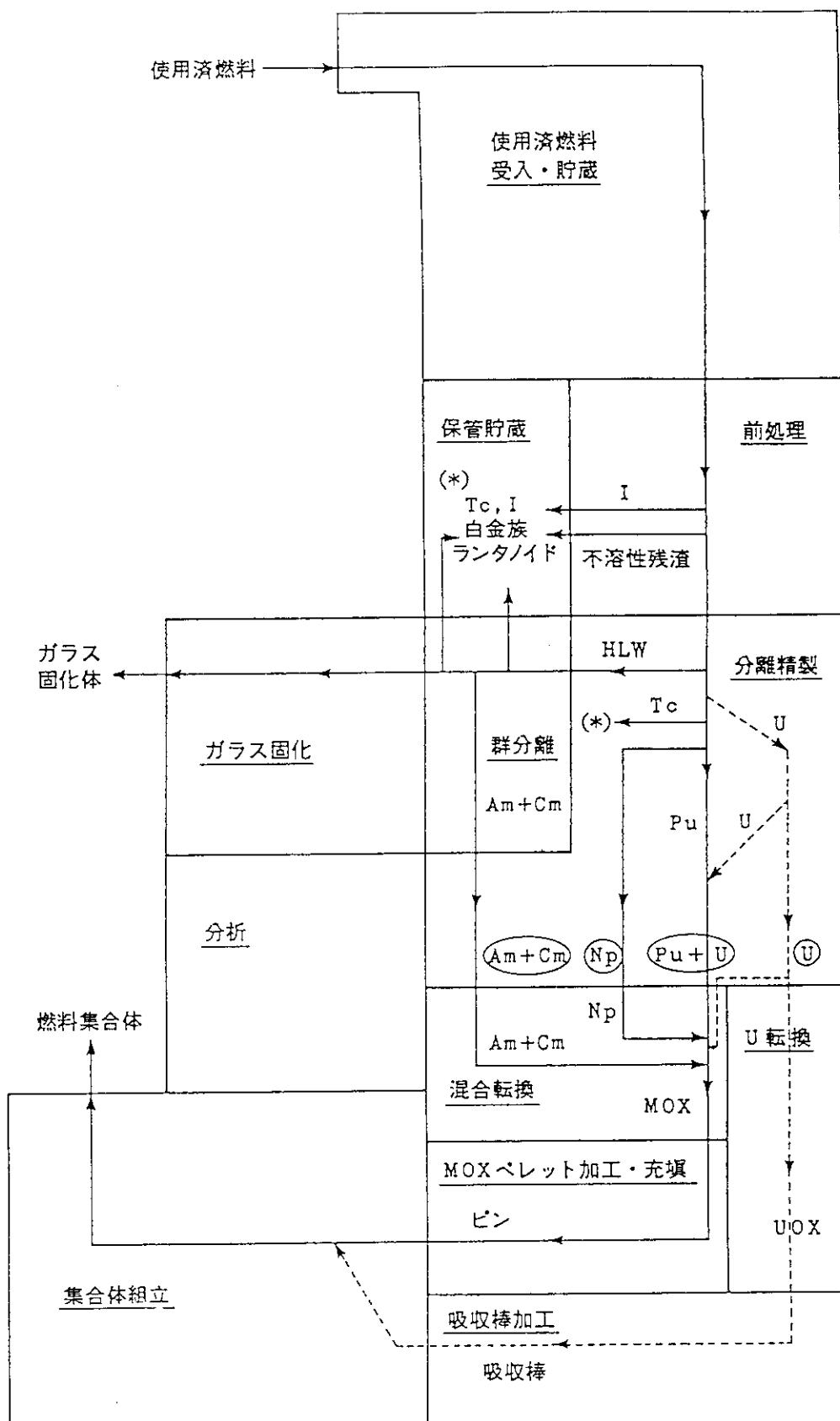


図3.1 集約型燃料サイクル施設のプロセスレイアウト

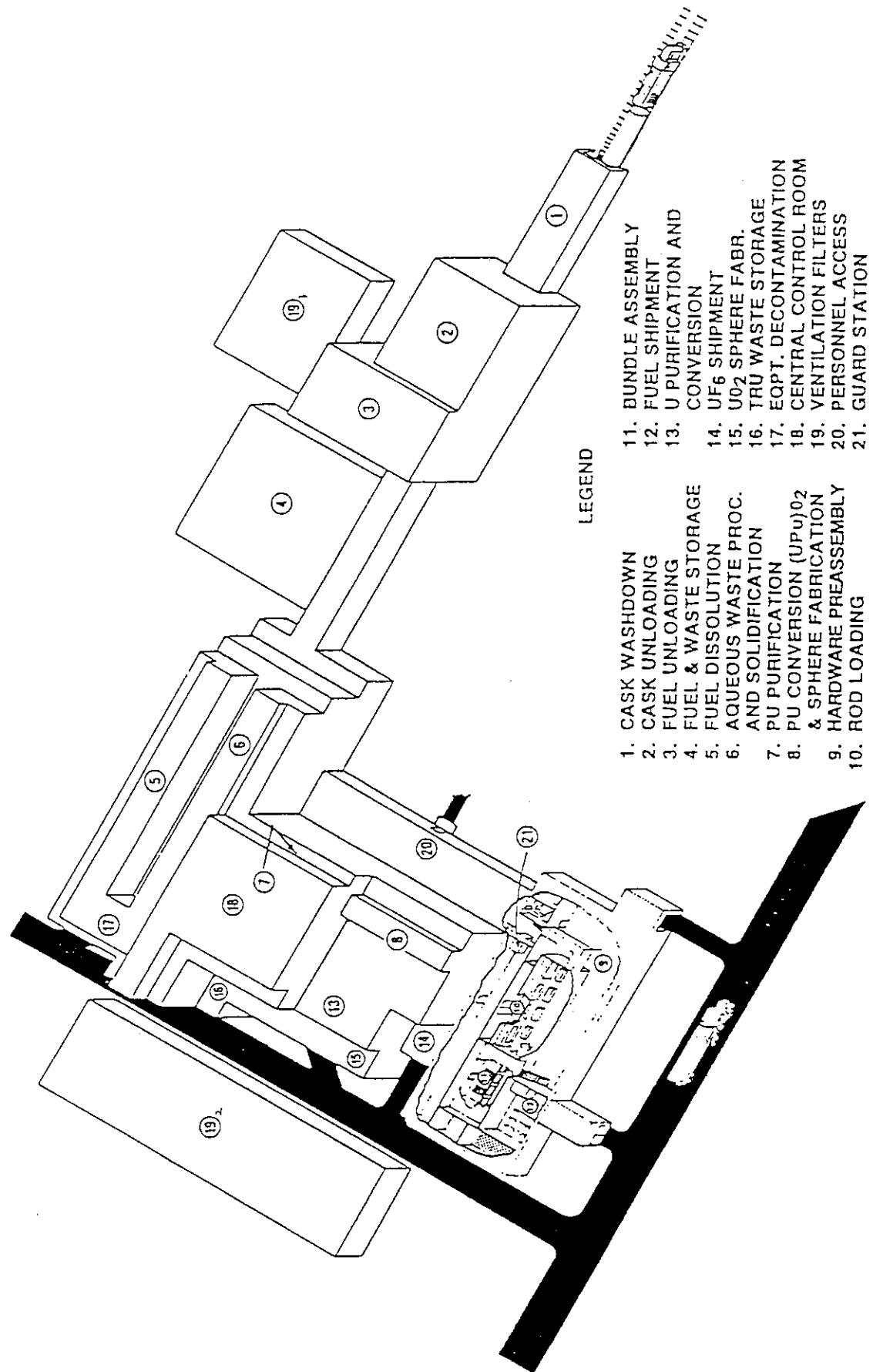


図 3.2 SAFA R 概念の施設レイアウト

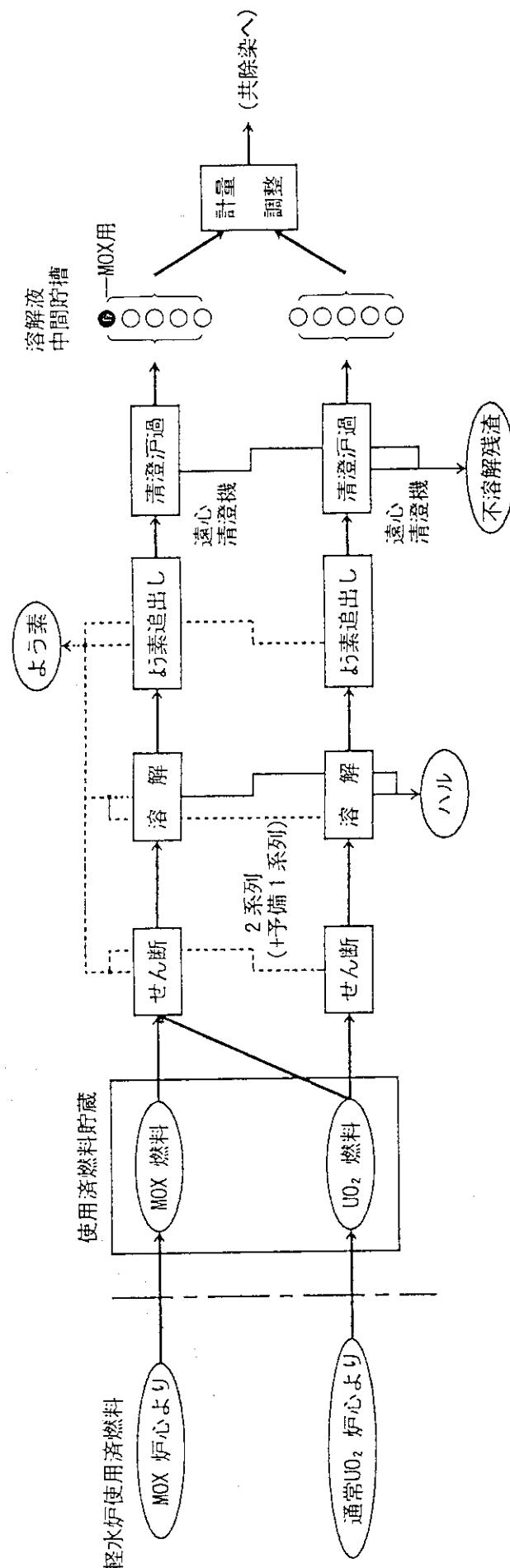


図3.3 集約型燃料サイクル施設前処理工程のロックフローダイアグラム

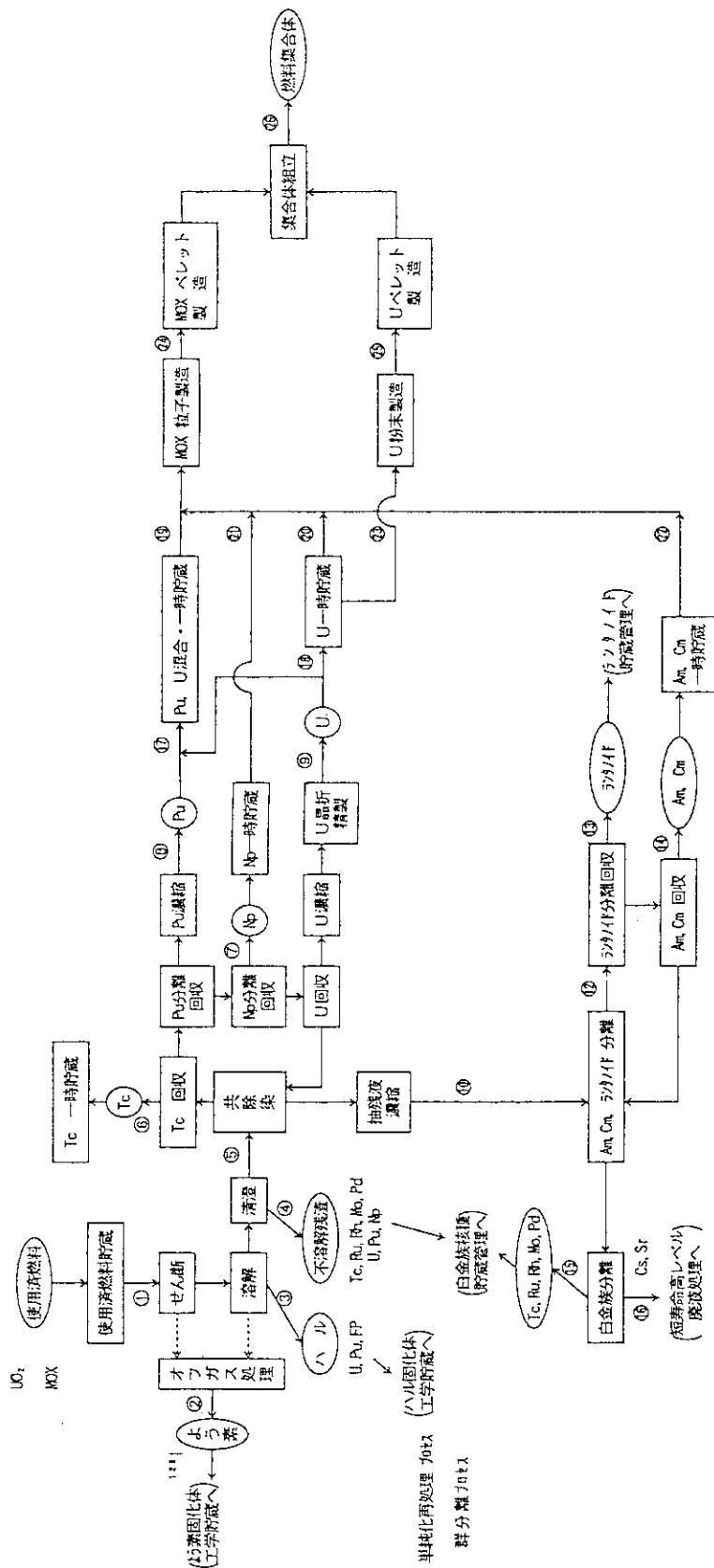


図3.4 集約型燃料サイクル施設の物質収支

回路特性表 (単位: 100Ω)														
①	②	③	④	⑤	⑥	⑦	⑧	⑨	⑩	⑪	⑫	⑬	⑭	⑮
U <sub>0</sub>	1276	0	1,276	0	1275	0	0	0	0	0	0	28.68	1246	47.58
P <sub>0</sub>	28.77	0	2.9E-2	5.8E-2	28.68	0	28.68	0	0	0	0	28.68	2.9E-4	26.64
N <sub>0</sub>	1.685	0	0	0	1.683	0	1.683	0	0	0	0	1.683	1.6E-3	1.560
A <sub>0</sub>	2.198	0	0	0	2.188	0	0	0	0	0	0	2.188	3.3E-5	1.560
C <sub>0</sub>	0.603	0	0	0	0.603	0	0	0	0	0	0	0.603	0	0.226
T <sub>0</sub>	1.725	0	0	0	1.293	1.229	0	0	0	0	0	1.293	0	0
C <sub>0</sub>	0.415	0	0	0	4.2E-3	0	0	0	0	0	0	4.2E-3	0	0
I <sub>0</sub>	-1.129	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0
白金球*	15.41	0	0.292	4.9E3	10.17	0	0	2.3E-4	2.3E-5	10.17	0	10.17	2.3E-4	8.8E-7
ランタンノイド*	20.45	0	4.1E-2	0	20.41	0	0	0	0	20.41	0	0	0	0
C <sub>0</sub> *	1.760	0	3.5E-3	0	1.756	0	0	0	0	1.756	0	0	0	0
S <sub>0</sub> *	5.319	0	1.1E-2	0	5.309	0	0	0	0	5.309	0	0	0	0
その他FP*	26.31	0	5.3E-2	0	26.25	0	0	0	0	26.25	0	0	0	0

(注) フルMOX炉からの分は含まない。

## 【MOX粒子燃料製造工程】

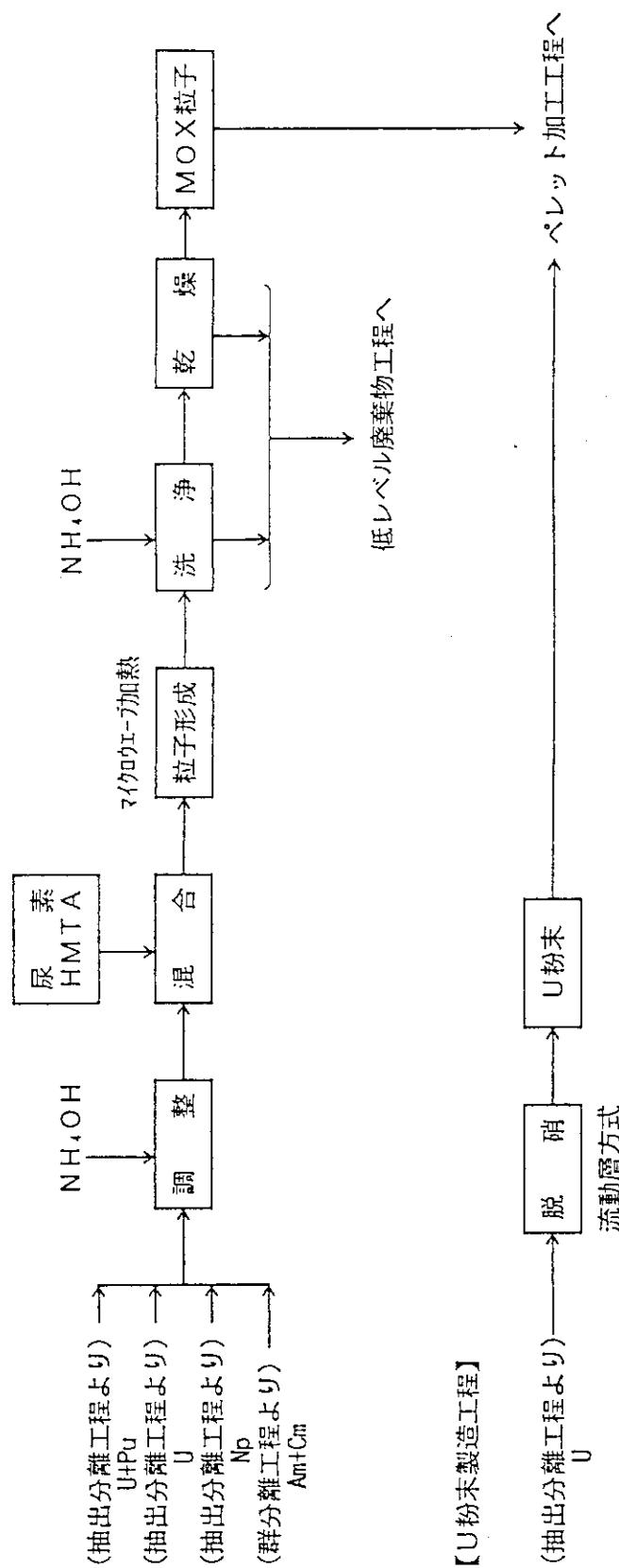


図3.5 MOX粒子燃料製造工程及びウラン粉未製造工程のプロックフローダイアグラム

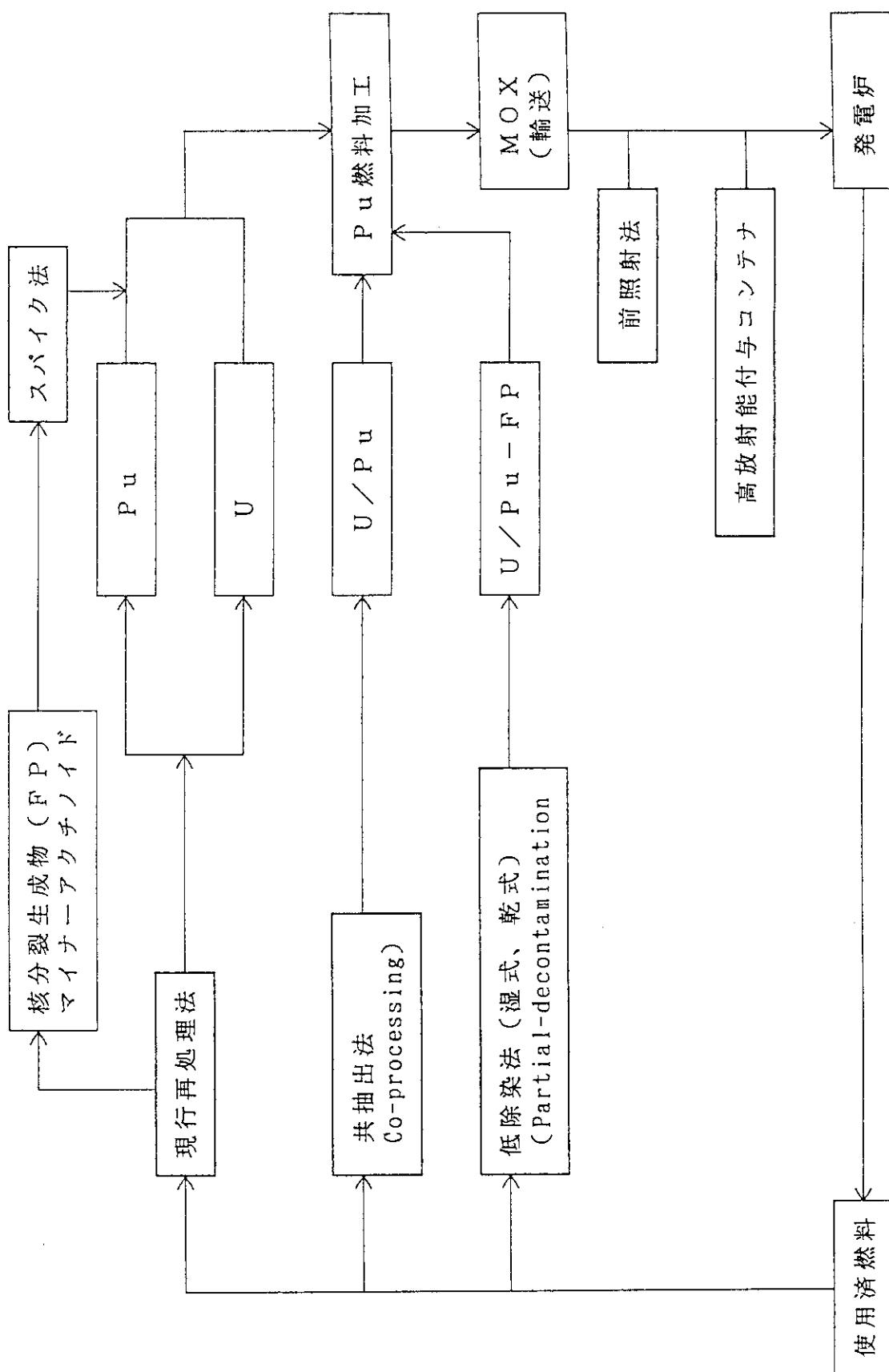


図3.6 核物資防護を考慮した対策

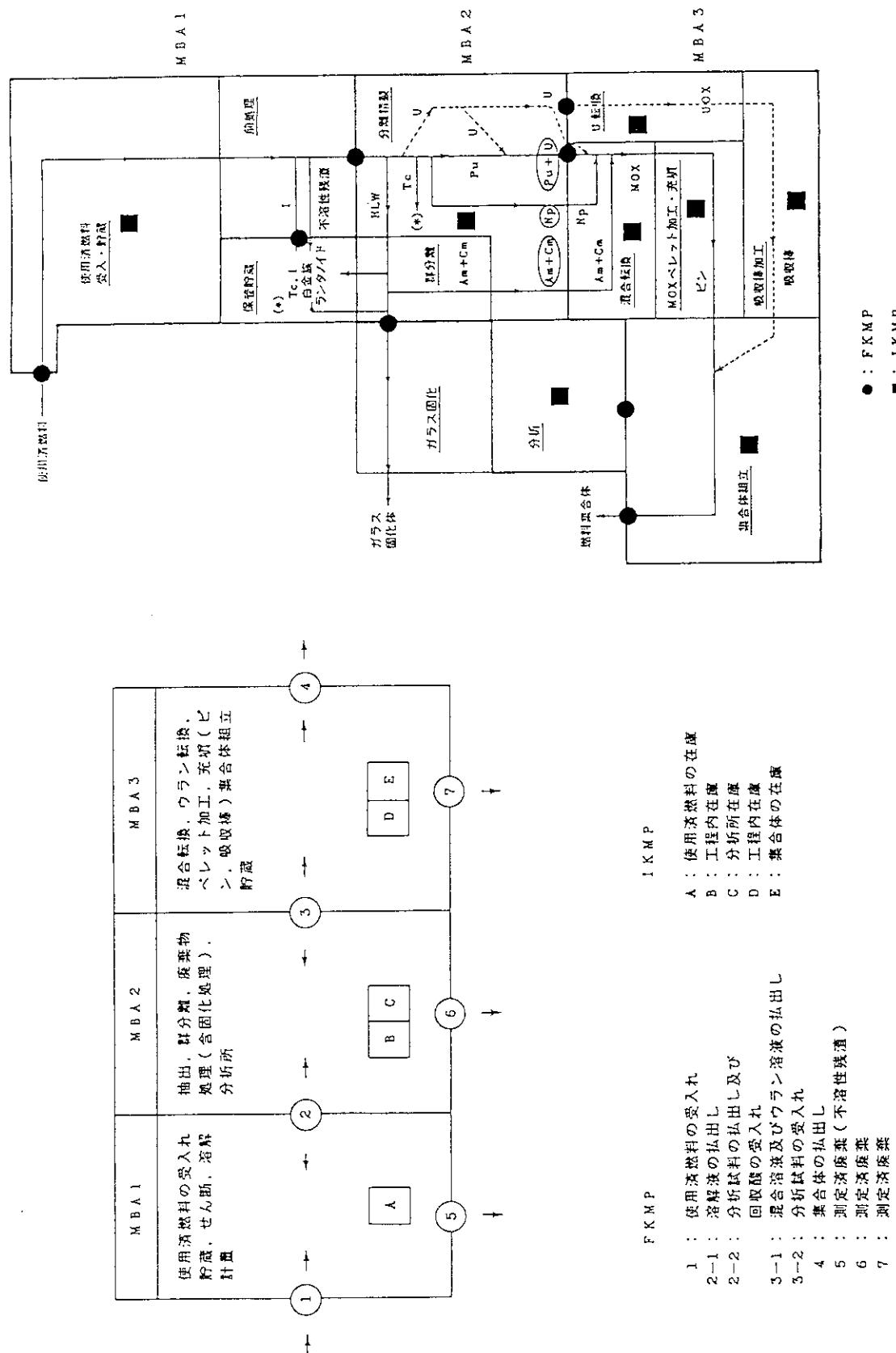


図3.7 集約型燃料サイクル施設の核燃料物質計量管理区域及び主要測定期点

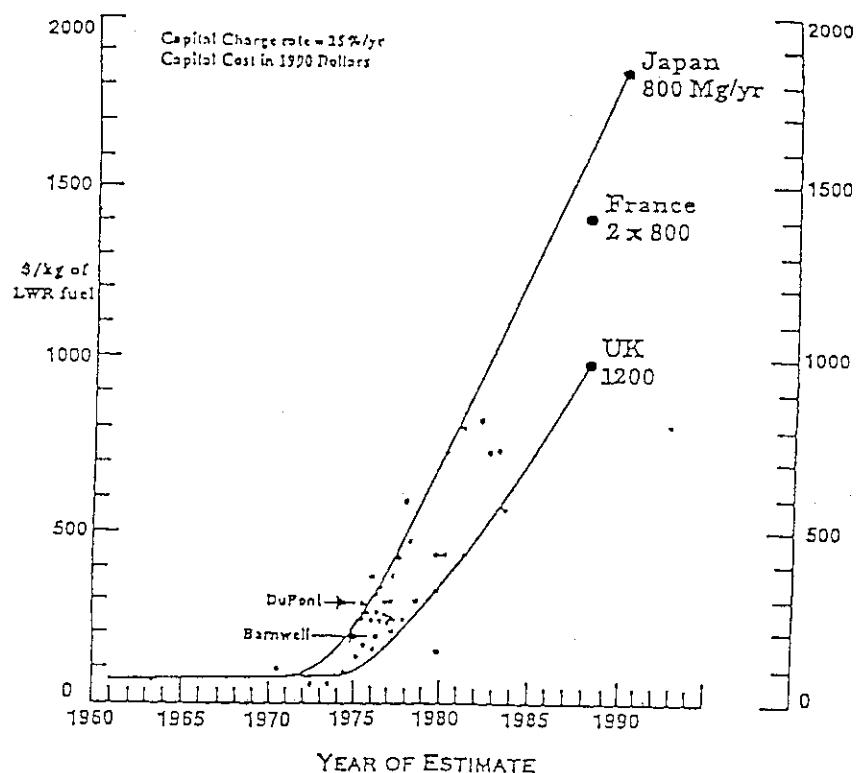


図3.8 軽水炉燃料再処理コストの推移

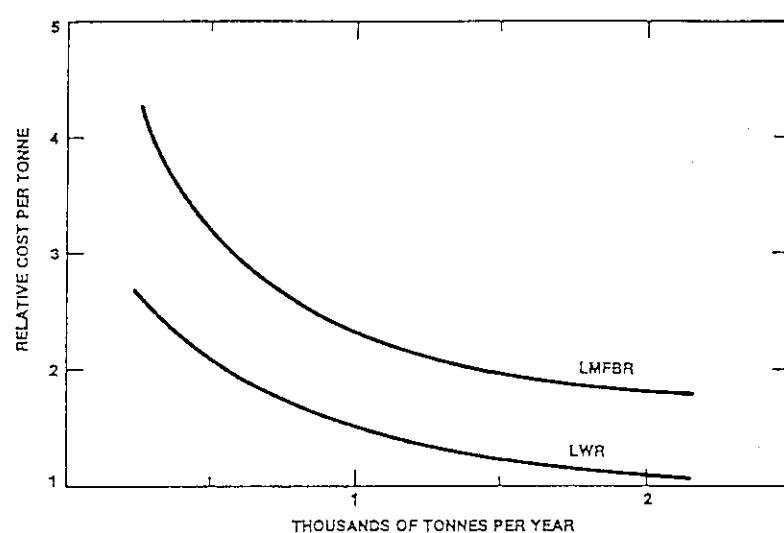


図3.9 再処理工場の建設単位コストのスケール効果

## 4. 再処理群分離統合プロセスの概念構築

### 4.1 現行再処理プロセスを高度化した近未来型プロセス

#### (1) 現行プロセス

商業再処理では、いずれも Purex 法を採用している。Purex 法再処理は、インベントリが大きい、プロセス廃液発生量が多い、臨界管理が困難などの欠点を持っているものの、世界で最も安定に稼働する再処理技術として定着している。それは、この方法が水を利用する常温常圧の安定した操作を基本としており、回収率及び精製率が高いために、現状の燃料サイクル施設において必要とされる不純物含有量の基準値を十分クリアーする製品を得ることが可能な高除染法であるからである。

Purex 法では、U と Pu 以外の大部分の核種は抽出第 1 サイクル（共除染工程）で分離除去される。長寿命核種である<sup>237</sup>Np、<sup>129</sup>I、<sup>99</sup>Tc などはプロセス内に拡散する傾向が強いことから、これらの核種については現行再処理において特別に配慮して設計されている（表 4.1）。ウラン濃縮工場は、不純物を嫌うため、回収 U を再濃縮する際に供給される UF<sub>6</sub> 中の各種不純物濃度について上限基準値が設けられている。米国 ASTM (American Society of Testing Material) は、α 核種の Pu と Np について合計で 1,500 dpm/g-U 以下としており、フランス、英国などもこれに準じている。これは、かなり高度な精製基準であり、このために再処理では、通常、共除染サイクルと精製サイクルで合計 3 サイクルの抽出-逆抽出工程を設備しており、複雑ではあるが充分に余裕を持った設計となっている。

精製工程で廃液中に分離除去される Np、Tc は、燃料溶解時の不溶性残渣とともに高レベル廃液へ混入させ処理されている。再処理プロセスの抽出剤 TBP は、U(V)、Pu(N) の抽出に適した抽出剤であり、硝酸溶液中でⅢ価イオンとなる Am、Cm、ランタノイドなどは抽残液側に分離されて高レベル廃液を構成する。Np は抽出性のⅥ価に酸化されて製品側へ混入するため U 精製工程で Pu とともに分離除去することが必要となる訳である。

#### (2) プロセスの単純化

再処理コストの低減化策として、プロセスを单一サイクル化するために分離を高性能化する研究開発が行われている。ドイツ KfK (Kernforschungszentrum Karlsruhe GmbH.) は、プロセス条件を従来より高温 (50°C) 高硝酸濃度 (5N) 高負荷側へシフトさせ、高飽和共除染、U/Pu 電解分離技術などを採用することによって单一サイクル化が可能であると報告している。IMPUREX (Improved Purex Process) (図 4.1) と呼ばれるこのプロセスでは、Np は共除染-洗浄工程で高レベル廃液へ除去される。この概念を裏付ける実験結果は、回収製品を取り扱う燃料サイクル施設が必要とする高除染率が単純化し

たプロセスでも十分達成できることを示している。

しかし、IMPUREXプロセスでは、単純化を達成するために安全余裕度が制限されている。再処理プロセスは将来においても安全第一でなくてはならない。運転上の異常事象が発生した場合においても十分余裕を持って対策がとれる設計である必要がある。また、TBPに高い抽出性を持つNpをわざわざ高レベル廃液へ分離して廃棄物を増やす方針は、TRUリサイクルの方向と一致しない。

PuやUとともにTRUもリサイクルすることを目的とした将来型再処理プロセスでは、Npは抽出工程で単離回収するかPuに同伴させる方向が合理的である。Pu自身の自己放射能が高いときにPuを高精製することは合理的でないため、リサイクルPuに同伴させて閉じ込めることができ核種については、高除染せずにむしろ積極的に同伴させる方がよい。回収Uについては、再濃縮する場合は現行なみの高除染を必要とするがMOXを利用する場合には極度の高除染を必要としない。Purex法は、IMPUREXの例のように単純化しても十分に高いFP除染率を得ることができるが、運転上の安全余裕度を維持しつつPuの除染率低減及びTRUリサイクルの方向で再処理プロセスを単純化し最適化することが将来の再処理の経済性向上にも結びつくものと考えられる。

### (3) 長寿命核種の分離制御

高レベル廃液の長期毒性を低減させるために、高レベル廃液を群分離処理することが提案され得る。これを再処理施設の一部として結合すると図4.2のようになる。この場合には、再処理プロセスは現行のままでよく、高レベル廃液を処理することで長寿命核種の分離回収を行う。しかし、これは、<sup>237</sup>Np、<sup>99</sup>Tcなど現行の再処理プロセスでは分離しにくい核種をかなり苦労して分離して高レベル廃液に混入させたものを、さらにふたたび高レベル廃液から困難な分離を行うというように、2重の手間を掛けてしまってしかも2次廃棄物を発生させるという欠点を持っている。

この不合理を解決して、最初から再処理に長寿命核種の分離回収機能を持たせて設計するならば、現行再処理の分離性能を高度化する延長線上で図4.3のような再処理プロセスを構想し得る。このプロセスでは、再処理工程における<sup>237</sup>Np、<sup>99</sup>Tcなど長寿命核種の分離回収率を向上させることを前提に、TRU核種の約60%を占める毒性の高い<sup>237</sup>NpをPuに混入させて炉にリサイクルし、再処理プロセスで一度分離した核種は高レベル廃液へ混入させないようにしている。NpはPuに同伴してよいとする。回収Puはこの低除染化に伴って微量ではあるが、Ru、Zr、TcなどのFP核種が混入する。一方、プロセスはより単純になる。ただし、Am、Cm等は、高レベル廃液から回収する必要がある。しかし、ここにおける高レベル廃液からの長寿命核種の分離回収操作は、図4.2の操作より単純化したものと想定している。

ここで提案したプロセスについて、分離上のいくつかの特徴及び課題を以下に示す。

#### ① Pu 分離工程及びNp 分離工程における回収率向上と最適化

Pu 及びNp の分離回収効率を向上させる。提案プロセスのPu 分離工程では、Pu にNp やUが同伴してもよいとしており、Pu の精製率を高めるよりもPu の回収率を高めることに主眼をおいたプロセス最適化を行う。このため、不純物FPはPu 分離工程でPu 製品側へ分離される。提案プロセスでは、UとNp の分離については高い効率が得られることから、U製品にはNp が含まれない。

#### ② Tc 洗浄工程及びTc 分離工程の分離効率向上

供給されたTc の95%程度は、共除染工程で抽出されて製品流側へ移行する。これはTc がTcO<sub>4</sub><sup>-</sup>の陰イオンとなってUO<sub>2</sub><sup>2+</sup>やPu<sup>4+</sup>などの製品と錯体を形成して同伴するためである。Tc がPu 分離工程に移行するとPu 分離を妨害して臨界異常事象につながる化学的に不安定な状態を作るため、現行プロセス（フランスのUP3及び六ヶ所工場）でもPu 分離工程の前にTc 洗浄工程を設けている。提案プロセスは、このTc 洗浄工程の分離効率を向上させるとともに、Tc 分離工程でTc を分離する。Tc 分離工程にTc に同伴したPu やUは共除染工程へリサイクルする。共除染工程においては、Tc を完全に製品流側へ抽出することは困難でありまたそうすることは無駄であるので、5%程度のTc は高レベル廃液へ移行する。

Tc 洗浄の方法については、種々の提案がなされているが現行プロセスでは10N程度の濃硝酸を添加して上記の錯体を分解することにより洗浄する方法がとられている。操作条件の最適化だけでも除染係数20（回収率95%）程度が可能であるとの報告がある。

#### ③ Uの単サイクル高除染分離

提案プロセスでは、U製品に対して、Pu 分離工程を第1精製工程、Np 分離工程を第2精製工程として作用させる。これらの工程をPu やNp の回収率を向上させる方向で最適化するが、もう一方のUについては精製率を高める最適化をする。

なお、現行の再処理プロセスにおいても、Np やTc など特異な核種を除いては共除染工程で十分な除染がなされており、英国で建設中の大型再処理施設THORPでは、精製工程を1サイクルとしている。

#### ④ 高性能塩フリー原子価調整分離技術

高レベル廃液中の主成分である核分裂生成物は、燃焼の結果発生するものであり、使用済燃料単位量当たりのFP量は基本的に燃焼度で決まる。高レベル廃液量は、燃料を処理するプロセスで添加される塩（エン）や薬品が混合されることにより増加するものである。

そこで、廃棄物発生量低減という観点で再処理に必要なことは、原子価調整試薬など分離プロセス操作に由来する廃棄物を発生させないことである。Purex法は、水をベースとするプロセスであり、発生した中間廃液である水溶液は蒸発濃縮することによって容

易に廃液の減容化を図ることができる。さらに、分離効率向上等の改良を、分解性有機試薬、電解、光化学法などの塩フリー技術で実施することで廃棄物発生量を低減する。

#### ⑤ Npの高レベル廃液へのリーク防止

現行プロセスでも共除染工程においてNpは90%程度抽出されて製品流側に移行する。動燃再処理工場では2サイクルの共除染方式であるがその第1サイクルにおいてNpは100%製品流へ抽出されることが報告されている。提案プロセスにおいては抽出しきれないNpは、酸化剤を添加して非抽出性のNp(V)を抽出性のNp(IV)とすることにより全量抽出する。

#### ⑥ Pu、Npの高レベル廃液への混入防止

現行プロセスにおいて、PuやNpは、共除染工程で製品側に抽出されてU製品流へ同伴し、その精製工程で分離除去され、蒸発缶で濃縮された後、高レベル廃液へ混合される。提案プロセスでは、Pu製品はNpを同伴してもよいとしてPu精製工程は削除している。また、従来のようなU精製工程は削除しているため、現行プロセスのような精製工程からのPu及びNpを含む廃液を発生させていない。

$^{237}\text{Np}$ は一部Pu同位体の $\alpha$ 崩壊によって発生するものもあるが、これは量的に微少であり無視している。なお、溶媒洗浄工程で洗浄廃液へ除去されるPu, Npは、高レベル廃液へ混入させないように別途塩フリー技術で処理する。

#### ⑦ オフガス中及び不溶解残渣中の $^{129}\text{I}$ 、 $^{99}\text{Tc}$ などの効率的回収

オフガスへ揮発する放射性核種( $^{129}\text{I}$ 、 $^{14}\text{C}$ など)は、環境安全評価上大きな影響を持つ。また、不溶解残渣中の $^{99}\text{Tc}$ は高レベル廃液へ混入させると廃液の毒性が長期化する。これらを効率的に回収する技術開発が必要である。また、不溶解残渣は高レベル廃液に混入させない対策をとる。

#### ⑧ 高レベル廃液から長寿命核種回収する簡略プロセス

Purexプロセスでは、原理的にAm, Cmはランタノイドと共に高レベル廃液へ排除される。高レベル廃液のTRU核種濃度を低減させるために、Am, Cmを回収する簡略プロセスが必要である。

### 4.2 TRU核種を分離回収することに注目した新規プロセス

Am, Cmなども含めた全てのTRU核種を再処理で回収することは、現行Purex法のみでは不可能である。共除染工程の前に酸化処理して全てのTRUイオンをTBPに抽出性の高原子価イオンにするととも、CMPDやジアマイドなどの新抽出剤を利用することでⅢ価イオンも抽出するなどの改良案はあるが、中性子吸収断面積が大きいランタノイドも抽出され、それを分離するプロセスを追加する必要があり、プロセスが複雑化して経

済性向上の方向と相容れない。現在の軽水炉燃料の再処理では、Am、Cm及びリーク分のPu、Np等の回収は、高レベル廃液から分離回収した方がよいが、Am、Cmの濃度が増加する将来の燃料に対処するためには、より統一のとれた新しいTRU分離処理プロセスを開発する必要がある。

将来のTRUリサイクルを想定して、TRU核種の全てを単離回収することに重点を置いたプロセス概念を図4.4に示す。Pu富化度、燃焼度、冷却期間など多様なPu燃料について適応できるように考慮した。プロセス構築にあたっては、特に、以下の点を配慮した。

- ① 放射能が高い部分では、無機的方法を採用することで有機溶媒の放射線劣化を抑制する。
- ② 使用済み燃料中に大量に存在するウランを分離プロセスの前段部で取り除き、後続プロセスの装置サイズを小さくする。

すなわち、分離プロセスの前段部において、使用済燃料中に大量に存在するUを、晶析法、乾式法など有機物を使わない方法で取り除いてその後のプロセスの機器サイズを小さくするとともに、まず、Pu、Np、Am、Cm等のTRU核種全体を一元的に分離回収し、その後で、新規の抽出剤による分離法も含めた高度な分離精製技術を適用して相互分離とした。

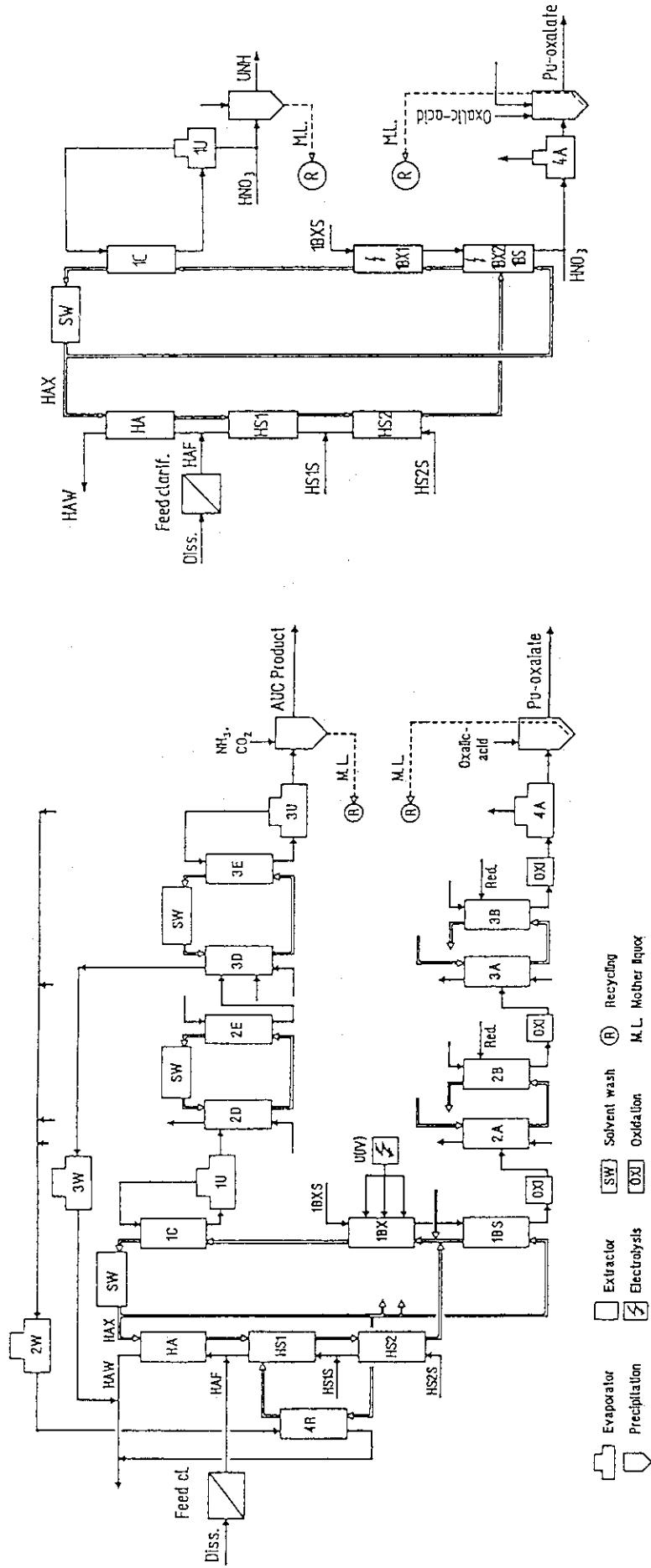
相互分離技術は、分離精製能力が高い溶媒抽出及びイオン交換技術を主力技術とした。ただし、新規の抽出剤やレーザーなど、多彩な新規技術を適用することも想定した。なお、乾式技術である高温化学法は、分離精製能力は低いものの、TRUの全核種とFP核種の一括分離に適用できる可能性があるため、分離処理プロセスの前段階に晶析法の代わりに組み込むことも考えられる。

回収製品の有効利用を図る技術として、Pu、TRU核種、長寿命FP核種の高純度分離精製技術が必要となる。

表4.1 現行大型再処理施設における長寿命核種の分離

核種	半減期	毒性指標(*) $10^4$ 年後 ( $10^5$ 年後)	分離処理方法	目的
$^{237}\text{Np}$	$2.14 \times 10^6$ y	$5 \times 10^6$ ( $5 \times 10^6$ )	精製2サイクルでUから分離。 高レベル廃液へ混合。	回収Uの品質管理
$^{129}\text{I}$	$1.57 \times 10^7$ y	$6 \times 10^3$ ( $6 \times 10^3$ )	オフガス処理、溶解液のエボリューション処理により分離。 回収。 吸着剤に固定。	放射能放出低減 工程内放射能管理
$^{99}\text{Tc}$	$2.13 \times 10^5$ y	$5 \times 10^3$ ( $3 \times 10^3$ )	抽出第1サイクルで洗浄分離、 不溶性残渣としても残留。 いずれも高レベル廃液へ混合。	臨界事象の発生予防 回収Uの品質管理
$^{243}\text{Am}$ ( $^{241}\text{Am}$ ) ( $^{242}\text{Cm}$ )	$7.37 \times 10^3$ y ( $433$ y) ( $163$ d)	$5 \times 10^6$ ( $1 \times 10^3$ ) $^{243}\text{Am}$ として	抽出第1サイクルにおいて分離除去。 高レベル廃液として他のFPとともにガラス固化。	U, Puの分離精製

(\*) water  $\text{m}^3 / 33,000 \text{ MWhd}$



IMPUREXプロセス

図4.1 IMPUREXプロセスと現行再処理プロセスの比較

従来型再処理プロセス

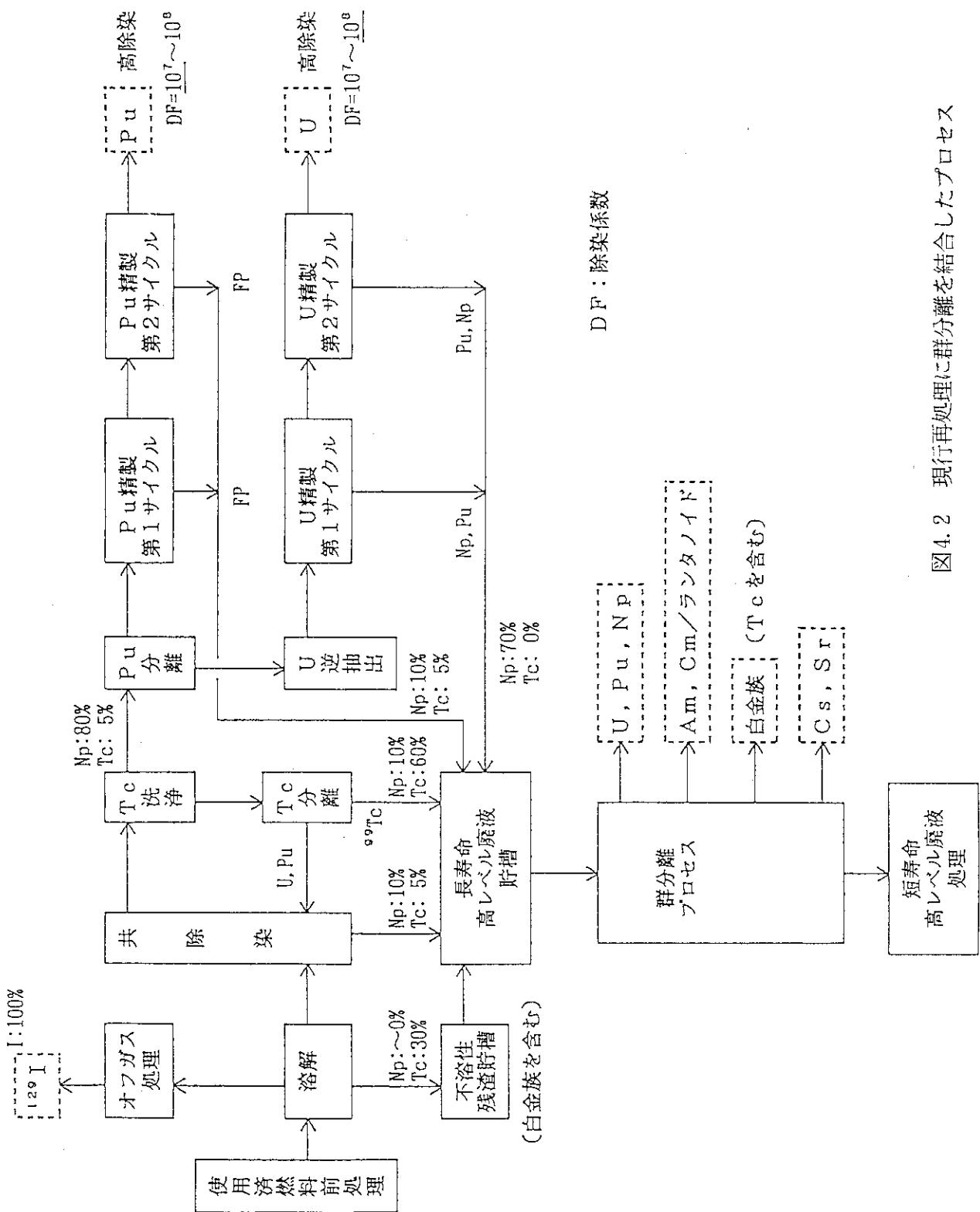


図4.2 現行再処理に群分離を結合したプロセス

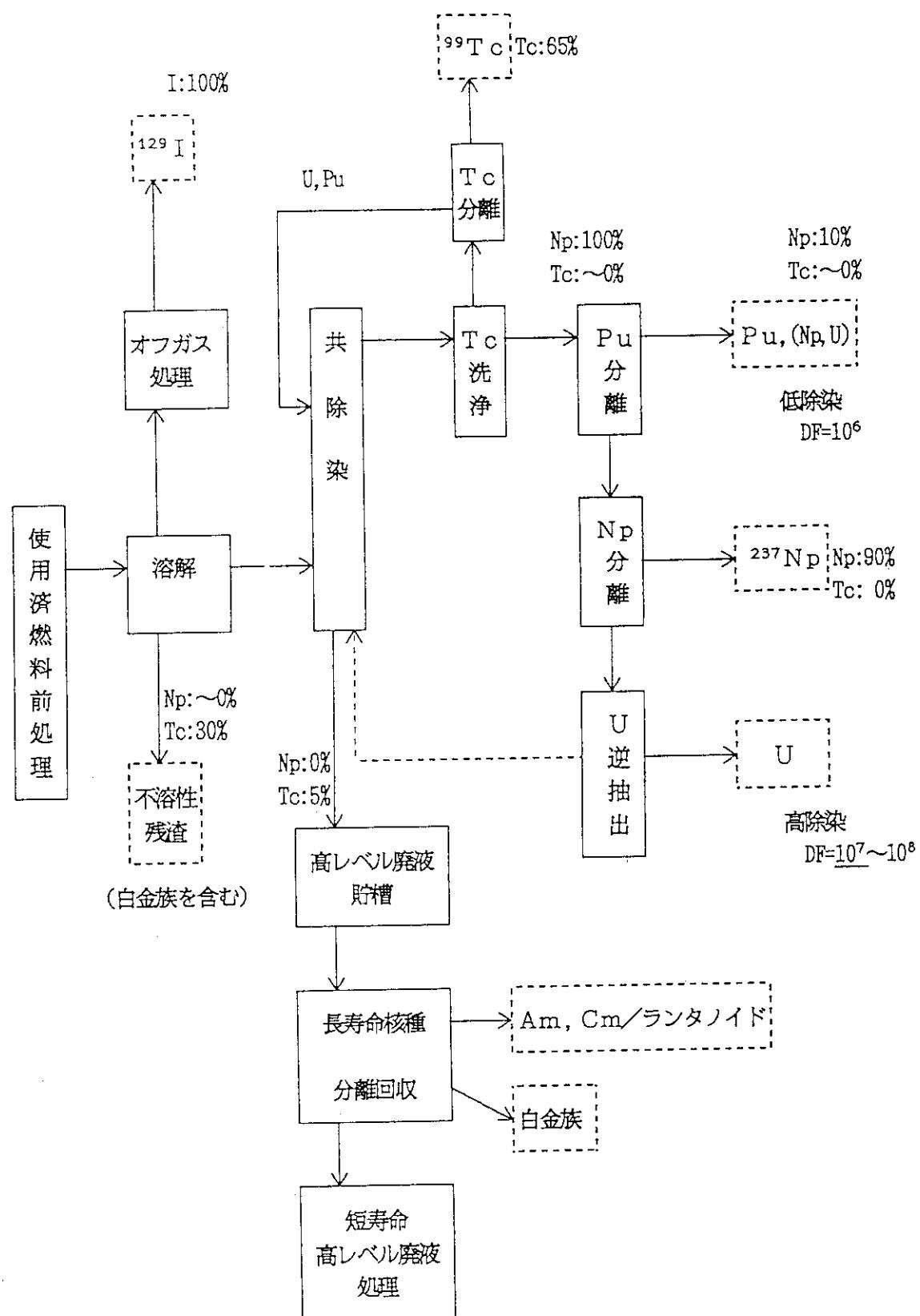


図4.3 現行再処理プロセスを高度化した近未来型の再処理群分離統合プロセス

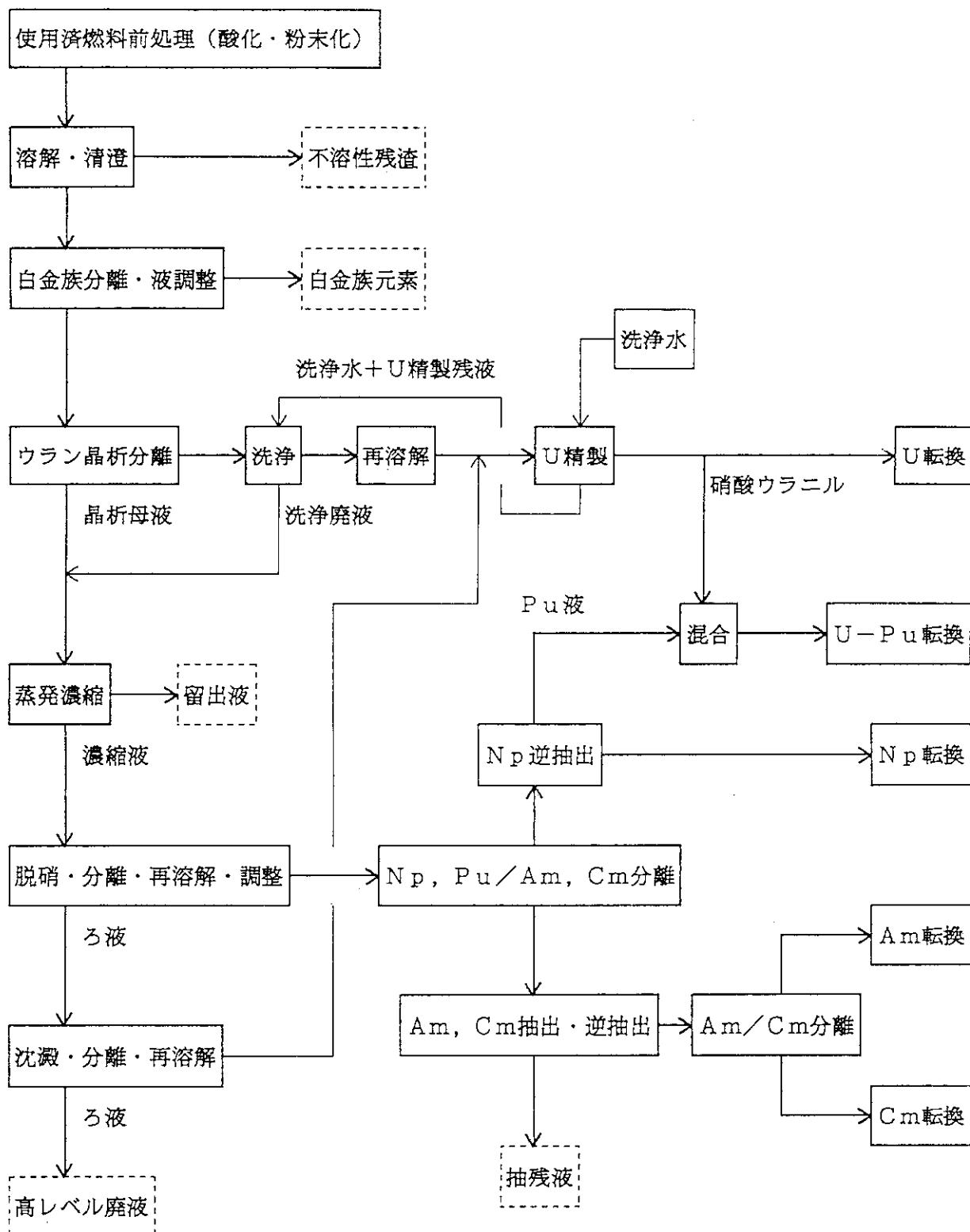


図4.4 TRU核種を分離回収することに注目した再処理群分離統合プロセス概念

## 5. Puリサイクルの予備解析

### 5.1 将来型燃料サイクルの導入シナリオ

#### (1) 将来型燃料サイクルのフロー概念

将来の再処理工場が対象とする新型軽水炉は、サーマルMOX、高転換炉、超高燃焼炉など、種々の炉型が考えられるが、いずれにしてもPu利用に柔軟に対応するシステムが必要である。ここでは、55GWd/t軽水炉73基と超高燃焼炉VHBR10基の構成を例にとって、図5.1の物質フローを想定した。

#### (2) 超高燃焼軽水炉及び再処理群分離統合プロセスの導入

1990年以降2100年までの原子力発電需要を図5.2のように予測し、2020年から2090年の間に、55GWd/tの軽水炉73GWeと100GWd/tの超高燃焼炉VHBR10GWeで構成される電力生産システムを想定した。2020年から2038年まで、2年に1基(1GWe/基とする)の割合でVHBRを10基建設する計画とし、ウラン炉心軽水炉73基分の使用済燃料とMOX炉心VHBRの使用済燃料を混合再処理して、回収PuをVHBRに多重リサイクルするとした。

再処理施設では、図5.3に示すように2020年から2030年の間において、プールに貯蔵されていた45GWd/t PWRプルサーマル使用済燃料をウラン使用済燃料と混合再処理する。この回収PuによりVHBRのMOX炉心初装荷燃料を製作する。

VHBR初装荷燃料の再処理は、2034年から開始され、第1回リサイクル燃料は2055年、第2回リサイクル燃料は2071年からそれぞれ再処理する。燃料の炉心装荷期間は、VHBR10年、ウラン炉5年とし、使用済燃料の再処理までの冷却期間はいずれも4年とした。

なお、Puから見れば、VHBR初装荷燃料はPWRプルサーマル炉心燃料を混合再処理したプルトニウムであり、すでにPWRで1回燃焼させた燃料である。従って、上記の第1回リサイクル燃料は第2回燃焼、また、上記の第2回リサイクル燃料は第3回燃焼にそれぞれ対応することとなる。

ここで想定したVHBRの炉心性能及び物質量を表5.1に、また、APWR(55GWd/t)、PWRプルサーマル炉心(48GWd/t)の炉心機能及び物質収支を表5.2に示す。再処理及びMOX加工施設は、図5.4の集約型燃料サイクル施設を想定した。

#### (3) Puリサイクルのケーススタディ

PuのVHBRへのリサイクルに伴って、Np、TrU核種、Tcなどを同伴させる3

ケースについて検討した。

- ① Puのリサイクル
- ② NpをPuとともにリサイクル
- ③ TRU核種全てをPuとともにリサイクル
- ④ TRU及びTcをPuとともにリサイクル

リサイクルシナリオは、時間を追って展開する。その具体的手順を以下に示す。

(貯蔵プール) 48 GWe/t PWRのサーマルMOX燃料

2020年以前においては、48 GWe/t PWRでサーマル計画が実施されており、そのMOX使用済燃料(MOXSF)は、貯蔵プールに蓄積されている。

(第1回混合再処理) 48 GWe/t PWR サーマルMOX燃料と55 GWe/t 軽水炉使用済燃料(UOXSF)を混合再処理する。

2020年からの10年間は、Puサーマル計画の使用済MOX燃料と73 GWe分の55 GWe/t APWRからの使用済UO<sub>2</sub>燃料とを混合再処理する。このときの処理量と混合比率は、以下のとおり。

ウラン炉心 73基分

$$\text{UOXSF量} = 17.26 \text{ (MTHM/基/年)} \times 73 = 1259.98 \text{ (MTHM/年)}$$

Puサーマル炉心 12基分(2000年~2010年実施)

$$\text{MOXSF量} = 6.995 \text{ (MTHM/基/年)} \times 12 = 83.94 \text{ (MTHM/年)}$$

$$\text{SF全量} = 1259.98 + 83.94 = 1343.92 \text{ (MTHM/年)}$$

$$\text{再処理混合比率 MOX/UOX} = 83.94 / 1259.98 = 1 / 15.01$$

$$\text{あるいは、UOX+MOX} = 0.937541 : 0.062459$$

(超高燃焼軽水炉へ初装荷) PuをVHBRへリサイクルする。

2020年までに操業を開始した将来型再処理から回収されるPuを、同位体組成を考慮し、100 GWe/tの燃焼度を達成するようにPu富化度を求めて、VHBR初装荷炉心燃料の組成を決定する。VHBRのMOX燃料へTRU等を混合しないケースについては、2020年~2039年の間、VHBRに装荷される初装荷炉心燃料は表5.3となる。

(第2回混合再処理) VHBRの初装荷MOX使用済燃料と軽水炉UOXSFを混合再処

理する。

VHBR初装荷MOXS FをUOXSF 73 GWe分と混合再処理する。このとき、再処理量と混合比率は以下のとおりである。

ウラン炉心 73基分

$$\text{UOXSF量} = 17.26 \text{ (MTHM/基/年)} \times 73 = 1259.98 \text{ (MTHM/年)}$$

VHBRのMOX炉心 10基分(2020年~2039年)

$$\text{MOXS F量} = 9.498 \text{ (MTHM/基/年)} \times 10 = 94.98 \text{ (MTHM/年)}$$

$$\text{UOX吸收棒SF量} = 6.012 \text{ (MTHM/基/年)} \times 10 = 60.12 \text{ (MTHM/年)}$$

$$\text{SF全量} = 1259.98 + 94.98 + 60.12 = 1415.08 \text{ (MTHM/年)}$$

$$\text{再処理混合比率 MOX/UOX} = 94.98 / (1259.98 + 60.12) = 1 / 13.90$$

$$\text{あるいは、UOX+MOX+UOX吸收棒} = 0.890395 : 0.067119 : 0.0424852$$

(第1回リサイクル) VHBR取り替え炉心へ第1回Puサイクル燃料を装荷する。

このMOX燃料は、2041年~2056年において装荷される。第2回混合再処理の回収Puについて、第1サイクル取り替え炉心の燃料組成は、表5.4となる。

(マルチリサイクル) 同様にPuの回収・装荷を繰り返す。

第1サイクルと同様の手順でシミュレーション計算を行う。すなわち、VHBR第1サイクル取り替え炉心のMOXS Fと軽水炉UOXSFの混合再処理、その再処理で回収されたPuを基に、2057年~2072年にVHBRへ装荷する第2回リサイクル取り替え炉心燃料組成の決定、VHBR第2サイクル取り替え炉心のMOXS Fと軽水炉UOXSFの混合再処理などへステップを進展させる。

以上のシミュレーション計算による装荷/取り出し燃料組成は、Puのみリサイクルするケースについて表5.5のように変化する。このときのPu<sub>f</sub>のバランスを図5.4に示す。Npを同伴させるケースについては、表5.6、図5.5、TRU及びTcを同伴させるケースについては、表5.7、図5.6となる。

## 5.2 燃料サイクル諸量の計算

### (1) 従来型燃料サイクル

MOX燃料を再処理してPuをリサイクル利用する将来型燃料サイクルの得失を比較するベースとして、55 GWd/t APWRの1/3 Puサーマル炉心、ワンススルーワーク

によるPu燃焼を想定した。使用済燃料の組成は、表5.2に示してある。

従来型燃料サイクルでは、2021年時点で55GWd/tの軽水炉が73基(73GW相当)運転されており、同様のウラン炉が2040年までに1基/2年のペースで10基追加され合計83基となるとした。この83基の使用済燃料を六ヶ所型再処理工場で処理するとした。回収Puは全量軽水炉の1/3炉心へリサイクルし、その後は、プール貯蔵する。ウラン炉やPuサーマル炉(55GWd/t)燃料の炉内滞在時間は約5年、炉取り出し後の冷却期間を4年、再処理とMOX燃料加工に約1年かかると仮定した。

このケースでは、余剰Puを持たないこととし、回収されたPu<sub>f</sub>に見合うだけのPuサーマル炉必要基数を計算した。2021年~2090年におけるPu<sub>f</sub>バランスは、図5.7のような結果となった。全炉数の約1/3.5すなわち全83基のうち24基でPuサーマルを実施する必要がある。

## (2) 使用済MOX燃料発生量の低減

将来型サイクルでは、83基の炉のうち10基がVHBRであり、残りがウラン炉である。従来型の1/3炉心Puサーマル利用では、83基のうち24基がPuサーマルを実施する必要がある。将来型と従来型のいずれのPu燃焼法においても、全原子炉数に占めるウラン炉心が占める割合が大きいため、天然ウラン所要量、SWU、ウラン燃料の積算必要量等に大きな差は認められない。VHBR用のMOX燃料とU吸収棒の積算必要量は、Puサーマル用MOX燃料の必要量にはほぼ等しい結果となった。

しかし、将来型サイクルにおいては、VHBR用のMOX燃料はUOX燃料とともに即時再処理されるので貯蔵燃料はないことになる。一方、従来型ではPuサーマル用MOX燃料を再処理しないので、2021年から2090年の70年間で約9700トンもの使用済MOX燃料が蓄積されることになる(図5.8下)。使用済ウラン燃料の発生量については、両者で大差はない(図5.8上)。

回収Pu積算量は、従来型サイクルの方が少ない。これは、MOXSFを再処理しないでワンススルーとするためである。将来型サイクルでは、MOX燃料のPu富化度に比例してこの回収Pu積算量が多くなっている。これは、MOX燃料を再処理する度に回収Puとして積算しているためである。回収Uの積算量は、VHBRのU吸収棒を再処理する分だけ、VHBRを導入する将来型の方が多い。

## (3) 長寿命核種のリサイクル消滅の可能性

Puのリサイクル回数を重ねていくとPuが高次化して燃料価値が劣化するため、Pu富化度を順次高めていく必要がある。超高燃焼炉VHBRのリサイクル回数に伴うPu富化度の変化を、図5.9に示す。

Pu富化度が高くなるとボイド係数が正に近づくため、VHBRのPu富化度は20%~30%程度が限界とされている。また、燃料の溶解性は30%程度が限度とされる。こ

の濃度を制限条件とすれば、Puのみをリサイクルするケースでは、Puを3回以上VHBRにリサイクルして燃焼させつつ消滅していくことが可能である。また、Npを同伴させる場合も上記の制限内にあり、技術的な困難は無いと言える。しかし、TRU及びTcを全てリサイクルするケースでは、Pu富化度が24.5%～36.2%と高くなる。炉心特性を大きく変えないでリサイクル消滅を図るには、燃料への混合量を制限する必要がある。

図5.10は、Npの貯蔵量について、Puのみリサイクルするケース、Npを同伴させるケース、及びTRUとTcをリサイクルするケースの比較を示した。70年間の積算でNpリサイクルにより約53トン、TRUとTcリサイクルにより約70トンのNp貯蔵量を減らすことができる。同様に、Amはリサイクルすることで70年間の積算により約75トンの貯蔵量を減らすことができる(図5.11)。Cmでは約14トン(図5.12)、Tcでは約80トンになる(図5.13)。

従来型の燃料サイクルでは、これらのTRU、Tcは分離回収されずに高レベル廃棄物となるわけである。将来型ではそのリサイクルシナリオのケースに応じて、TRUやTcが分離回収される。VHBRの燃焼度 $100 \text{ GWd/t}$ を確保するようにPu富化度を決定しているため、再処理回収されるPu全てをリサイクルすることにはなっていない。従って、リサイクルしない余剰のPuを貯蔵することが必要となる。Np、Am、Cm、Tcなどについては、可能な限り全てリサイクルするとしており、これを同伴させることによる反応度の低下分をPu富化度を上げることで調整している。TRU核種のバランスは比較的良好であるが、TcについてはVHBR第2回リサイクルで混合量を大きく設定し過ぎたために不足分が発生している。

### 5.3 将来型燃料サイクルシステムによるPuリサイクルの特徴

ここで提案した将来型燃料サイクルシステムによるPuリサイクルの得失を整理すると、以下のようにまとめることができる(表5.8)。

- ① 従来型リサイクルでは、83基のうち24基でPuサーマルを実施する必要があるため、Pu利用場所が分散型となり、装荷/取り出しMOX燃料の輸送負担が大きい。一方、将来型サイクルでは、この24基を10基の超高燃焼炉に減らすことができる。また、Puは、マルチリサイクルすることにより燃料サイクル内へ閉じ込めて消滅できる。
- ② 超高燃焼炉を導入することで、使用済MOX燃料発生量を減らすことができ、定性的ではあるが発電コストの低下が期待できる。
- ③ 従来型の再処理では、TRU核種などの長寿命核種は高レベル廃棄物に含められ

るので、ガラス固化体の毒性は長期に減衰しない。一方、将来型サイクルの再処理では、これらを回収し、一部は超高燃焼炉のMOX燃料に混合して核変換（消滅）できるため、長期にわたる安全管理負担が軽減される。但し、貯蔵分が発生し、これについて長期安全管理対策あるいは有効利用対策を講ずる必要がある。

④ MOX燃料製造施設において、Am、Cmに対する中性子遮蔽と発熱対策が必要となる。

⑤ 超高燃焼炉のMOX燃料は、FBRと類似のPu富化度であり、将来のFBR導入の準備としてPu取扱技術の整備を図ることができる。マルチリサイクル後のPu及びTRU核種はFBRへ引き継ぐことになる。

なお、今回の検討は、超高燃焼炉のPuリサイクルによるTRU核種及びTcの消滅効果を評価する最初の試みであり、条件設定及びシナリオ設定が適切でなかった点がある。例えば、超高燃焼炉の基数を10基に制限したが、Pu<sub>f</sub>の貯蔵量を最小にするような条件とすることで核不拡散性の検討をもっと適切に実施できる。また、MOX燃料へのTRU核種等の同伴量を、Pu富化度を20%～30%以下にするように制限して定量的評価を実施する必要がある。

表5.1 超高燃焼炉の炉心性能及び物質量  
(初期Pu組成; 33GWd/t-PWR)

電気出力 (MWe)	1,000
発電熱効率 (%)	33.7
比出力 (MWt/ton)	46.52
燃焼度 (MWd/t)	100,000
燃焼炉内滞在時間 (年)	7
耐用年数 (年)	40
設備利用率 (%)	85

初期炉心装荷	燃料(MOX)	吸収棒(UO <sub>2</sub> )
全重金属 (トン)	73.318	42.504
全ウラン (トン)	65.248	42.504
ウラン235 (トン)	0.47	0.3057
全Pu (トン)	8.07	
核分裂性Pu (トン)	5.463	
ウラン濃縮度 (%)	0.72	0.72
核分裂性物質濃度 (%)	8.09	0.72
取替炉心装荷	燃料(MOX)	吸収棒(UO <sub>2</sub> )
全重金属 (トン)	10.474	6.072
全ウラン (トン)	9.321	6.072
ウラン235 (トン)	0.0671	0.0437
全Pu (トン)	1.153	
核分裂性Pu (トン)	0.780	
ウラン濃縮度 (%)	0.72	0.72
核分裂性物質濃度 (%)	8.091	0.72
取替炉心排出	燃料(MOX)	吸収棒(UO <sub>2</sub> )
全重金属 (トン)	9.498	6.012
全ウラン (トン)	8.803	5.937
ウラン235 (トン)	0.0196	0.025
全Pu (トン)	0.618	0.072
核分裂性Pu (トン)	0.262	0.062
ウラン濃縮度 (%)	0.223	0.421
核分裂性物質濃度 (%)	2.965	1.447

表5.2 軽水炉Puサーマル炉心の条件と物質収支

炉心条件		PWRウラン炉心		PWR・Puサーマル炉心(1)		PWR・Puサーマル炉心(2)	
		燃焼度: 55 GWd/t 比出力: 38 MW/t 初期濃縮度: 5.0 wt% <sup>235</sup> U 装荷U量: 16.30 [MTU/年] 取出HM量: 17.26 [MTHM/年]	48 GWd/t 36.8 MW/t 0.71 wt% <sup>235</sup> U(N.U.) Pu富化度: 5.1 % 装荷MOX量: 7.353 [MTHM/年] 取出HM量: 6.995 [MTHM/年]	55 GWd/t 38 MW/t 0.71 wt% <sup>235</sup> U(N.U.) Pu富化度: 6.0 % 装荷MOX量: 6.369 [MTHM/年] 取出HM量: 6.014 [MTHM/年]	55 GWd/t 38 MW/t 0.71 wt% <sup>235</sup> U(N.U.) Pu富化度: 6.0 % 装荷MOX量: 6.369 [MTHM/年] 取出HM量: 6.014 [MTHM/年]		
重量 [kg/MTHM]		装荷時	取出後4年め	装荷時	取出後4年め	装荷時	取出後4年め
ウラン	U-234	0.390	0.1993	0.1148		0.1533	
	235	50(5%)	8.216	3.136	6.47(0.71%)	3.023	
	236		6.765	0.6783		0.6838	
	238	949.6	915.4	895.1	903.5	882.6	
U合計		1000	930.6	922.4	899.0	910.0	886.5
Pu	Pu-238		0.3574	2.232	2.569	2.833	
	239		5.834	41.91	50.492	50.492	15.02
	240		2.771	18.17	15.96	20.463	17.91
	241		1.409	9.065	7.443	9.213	8.250
	242		0.8284	5.469	6.471	5.846	7.102
Pu合計			11.20	76.7(7.6%)	46.43	88.58(8.9%)	51.11
TRU	Np-237		0.8755		0.1727		0.1785
	Np-合計		0.8755		0.1727		0.1785
	Am-241		0.3565	0.929	2.506	1.417	2.909
	243		0.2018		2.185		2.397
	Am-合計		0.5595		4.720		5.344
	Cm-244		0.07170		0.8584		0.9516
Cm-合計			0.07730		0.9478		1.053
超長寿命FP	Tc-99		1.201		1.104		1.250
	Tc-合計		1.201		1.104		1.259
	I-129		0.2847		0.3265		0.3751
	I合計		0.3706		0.4344		0.4086
白金族	Ru		3.694		3.921		4.499
	Rh		0.6311		1.000		1.134
	Mo		5.554		4.421		5.062
	Pd		2.351		3.894		4.497
	白金族合計		12.23		13.24		15.19
ランタノイド	La		2.022		1.636		1.870
	Ce		3.946		3.071		3.499
	Pr		1.845		1.483		1.697
	Nd		6.732		5.078		5.798
	Sm		1.193		1.243		1.423
	Eu		0.2533		0.3040		0.3515
	Gd		0.2379		0.2125		0.2482
ランタノイド合計			16.23		13.03		14.89
その他FP	Sr		1.397		0.6080		0.6849
	Cs		4.222		4.236		4.900
	その他PP		20.88		15.68		17.87

表5.3 超高燃焼炉VHBRの初装荷炉心データ (Puのみリサイクルするケース)

LOAD PU ABUNDANCE : OUPUTTED FROM PULWR 48.55 GW/D/T  
 PU ENRICHMENT : 14.01 WEIGHT %  
 PU FISSILE ENRICHMENT : 8.52 WEIGHT %  
 LOAD PU WEIGHT : 10.2880 TON  
 LOAD PU FISSILE WEIGHT : 6.2572 TON

NUCLIDE NAME	MOX-FUEL		UO <sub>2</sub> FERTILE ROD		UNIT : KG/MTHM
	LOAD	UNLOAD	LOAD	UNLOAD	
UO5	6.19107	2.20022	4.16766	2.49151	
UO6	0.0	0.86596	0.0	0.39625	
UO8	853.69873	810.75464	574.68994	563.48120	
U	859.88965	813.82080	578.85742	566.36890	
NP7	0.0	0.30978	0.0	0.10012	
NP	0.0	0.30978	0.0	0.10012	
PU8	4.95996	4.35558	0.0	0.02616	
PU9	66.53938	20.91113	0.0	5.62135	
PU0	37.59099	27.33380	0.0	0.80161	
PU1	18.67644	11.72389	0.0	0.31997	
PU2	12.34371	17.08037	0.0	0.04509	
PU	140.11046	81.40475	0.0	6.81419	
AM1	0.0	3.96320	0.0	0.11510	
AMW	0.0	0.05140	0.0	0.00041	
AM3	0.0	3.66641	0.0	0.00553	
AM	0.0	7.68101	0.0	0.12105	
CW2	0.0	0.00087	0.0	0.00000	
CW4	0.0	2.05806	0.0	0.00071	
CW5	0.0	0.31104	0.0	0.00005	
CW	0.0	2.37997	0.0	0.00076	
TC9	0.0	2.08708	0.0	0.13080	
I07	0.0	0.16942	0.0	0.00818	
I09	0.0	0.56446	0.0	0.03255	
I	0.0	0.73388	0.0	0.04073	

表5.4 超高燃焼炉VHBRの第1回リサイクル炉心データ (Puのみリサイクルするケース)

NUCLIDE NAME	MOX-FUEL		UO <sub>2</sub> FERTILE ROD		(C12*WOX(16.5%)*UO <sub>2</sub> , 12T-REGIONS, CLEAN: T2 HI-BURNUP PU ISOT.
	LOAD	UNLOAD	LOAD	UNLOAD	
UO5	6.01099	2.35232	4.16230	2.55270	
UO6	0.0	0.82069	0.0	0.38666	
UO8	829.86499	787.80493	573.95142	562.92505	
U	834.87598	790.97803	578.11353	565.86426	
NP7	0.0	0.30132	0.0	0.09919	
NP	0.0	0.30132	0.0	0.09919	
PU8	6.42266	5.49554	0.0	0.02480	
PU9	71.78706	25.54417	0.0	5.68839	
PU0	45.52783	33.44655	0.0	0.76363	
PU1	21.58080	13.96155	0.0	0.30126	
PU2	19.80614	23.44687	0.0	0.03996	
PU	165.12448	101.89467	0.0	6.61804	
AM1	0.0	4.89411	0.0	0.10861	
AMW	0.0	0.06851	0.0	0.00039	
AM3	0.0	4.47331	0.0	0.00468	
AM	0.0	9.45594	0.0	0.11369	
CW2	0.0	0.00094	0.0	0.00000	
CW4	0.0	2.34979	0.0	0.00057	
CW5	0.0	0.35827	0.0	0.00004	
CW	0.0	2.70900	0.0	0.00061	
TC9	0.0	2.10504	0.0	0.12549	
I07	0.0	0.17021	0.0	0.00773	
I09	0.0	0.56557	0.0	0.03110	
I	0.0	0.73568	0.0	0.03883	

表5.5 超高燃焼炉燃焼の装荷／取り出し燃料組成 (Puのみリサイクルするケース)

		#-マウ利用				U02				U02 Core : 55Gwd/t, U02 Fuel, Load & Unload (4yr cool)			
		初装荷		VHB		Core : 100Gwd/t, MOX(no), 0th-Recy., Load & Unload (4yr cool)		VHB		Core : 100Gwd/t, U02 Abs, 0th-Recy., Load & Unload (4yr cool)			
		U020		U02		Core : 100Gwd/t, MOX(no), 1st-Recy., Load & Unload (4yr cool)		U021		Core : 100Gwd/t, MOX(no), 1st-Recy., Load & Unload (4yr cool)			
		第1回リサイクル		MOX1		U022		U022		U022			
		第1回リサイクル		U02		Core : 100Gwd/t, MOX(no), 2nd-Recy., Load & Unload (4yr cool)		U022		Core : 100Gwd/t, MOX(no), 2nd-Recy., Load & Unload (4yr cool)			
		第2回リサイクル		U022		Core : 100Gwd/t, MOX(no), 2nd-Recy., Load & Unload (4yr cool)		U022		Core : 100Gwd/t, MOX(no), 2nd-Recy., Load & Unload (4yr cool)			
		装荷燃料組成 [MT HM/y/C]											
		HM		U02		MOX0		U020		MOX1		U021	
		U		18.30000		10.47400		6.07200		10.47400		6.07200	
		U235		0.91500		9.00600		6.07200		8.74400		6.07200	
		Pu		0.00000		0.06480		0.04370		0.06300		0.04370	
		Puf		0.00000		1.46700		0.00000		1.72950		0.00000	
		Np		0.00000		0.89260		0.00000		0.97790		0.00000	
		Am		0.00000		0.00000		0.00000		0.00000		0.00000	
		Cm		0.00000		0.00000		0.00000		0.00000		0.00000	
		Tc		0.00000		0.00000		0.00000		0.00000		0.00000	
		EU5(%)		5.00000		0.72000		0.72000		0.72000		0.72000	
		Fiss		5.00000		9.14000		0.72000		9.94000		0.72000	
		使用済燃料組成 [MT HM/y/C]											
		HM		U02		MOX0		U020		MOX1		U021	
		U		17.26000		9.49800		6.01200		9.49800		6.01200	
		U235		16.05000		7.73000		5.88200		7.51300		5.88500	
		Pu		0.14180		0.02090		0.02590		0.02230		0.02650	
		Puf		0.19330		0.77320		0.07080		0.96780		0.07090	
		Np		0.12500		0.31000		0.06170		0.37520		0.06230	
		Am		0.01510		0.00294		0.00104		0.00286		0.00103	
		Cm		0.00966		0.07295		0.00126		0.08960		0.00118	
		Tc		0.00133		0.02260		0.00001		0.02570		0.00001	
		EU5(%)		0.88300		0.27000		0.44000		0.29700		0.45100	
		Fiss(%)		1.55000		3.48000		1.46000		4.18000		1.48000	

表5.6 超高燃焼炉の装荷取り出し燃料組成(NPをPuに同伴させてリサイクルするケース)

モルタル利用 初期装荷	U02	= U02	Core : 55GWd/t,	U02 Fuel,	Load & Unload	(4yr cool)	
MOX0	= VHB	Core : 100GWd/t,	MOX(Np),	0th-Recy.,	Load & Unload	(4yr cool)	
U020	= VHB	Core : 100GWd/t,	U02 Abs,	0th-Recy.,	Load & Unload	(4yr cool)	
MOX1	= VHB	Core : 100GWd/t,	MOX(Np),	1st-Recy.,	Load & Unload	(4yr cool)	
U021	= VHB	Core : 100GWd/t,	U02 Abs,	1st-Recy.,	Load & Unload	(4yr cool)	
MOX2	= VHB	Core : 100GWd/t,	MOX(Np),	2nd-Recy.,	Load & Unload	(4yr cool)	
U022	= VHB	Core : 100GWd/t,	U02 Abs,	2nd-Recy.,	Load & Unload	(4yr cool)	

裝荷燃料組成 [MTHM/y / C]						
	U02	MOX0	U020	MOX1	U021	MOX2
HM	18.30000	10.47400	6.07200	10.47400	6.07200	10.47400
U	18.30000	8.53500	6.07200	8.20000	6.07200	8.02100
U235	0.91500	0.06145	0.04370	0.05904	0.04370	0.05775
Pu	0.00000	1.82500	0.00000	2.14300	0.00000	2.31600
Pu f	0.00000	1.11000	0.00000	1.18500	0.00000	1.22600
Np	0.00000	0.11380	0.00000	0.13080	0.00000	0.13630
Am	0.00000	0.00000	0.00000	0.00000	0.00000	0.00000
Cm	0.00000	0.00000	0.00000	0.00000	0.00000	0.00000
Tc	0.00000	0.00000	0.00000	0.00000	0.00000	0.00000
EU5(%)	5.00000	0.72000	0.72000	0.72000	0.72000	0.72000
Fiss	5.00000	11.20000	0.72000	11.90000	0.72000	12.30000

使用済燃料組成 [M.T HM/Y/C]							
	HM	U02	MOX0	U020	MOX1	U021	MOX2
U	17.26000	9.49800	6.01200	9.49800	6.01200	9.49800	6.01200
U235	16.05000	7.34100	5.88700	7.05600	5.88900	6.90400	5.89000
Pu	0.14180	0.02380	0.02730	0.02430	0.02780	0.02450	0.02810
Puf	0.19330	1.09590	0.07104	1.34820	0.07112	1.48400	0.07114
Np	0.12500	0.45900	0.06290	0.53360	0.06330	0.57170	0.06350
Am	0.01510	0.04480	0.00102	0.05390	0.00102	0.05740	0.00102
Cm	0.00966	0.09170	0.00109	0.10920	0.00103	0.11790	0.00098
Tc	0.00133	0.02150	0.00000	0.02390	0.00000	0.02500	0.00000
EU5(%)	0.02070	0.02020	0.00125	0.02030	0.00121	0.02040	0.00119
Fiss(%)	0.88300	0.32400	0.46400	0.34400	0.47200	0.35500	0.47700
	5.5000	5.08000	1.50000	5.87000	1.52000	6.28000	1.52000

表5.7 超高燃焼炉の装荷／取り出し燃料組成  
(TRU及びTcをPuに同伴させてリサイクルするケース)

サーマル利用  
初装荷 MOX0 = U02 Core : 55GWd/t, U02 Fuel, Load & Unload (4yr cool)  
U020 = VHB Core : 100GWd/t, MOX(TRU), 0th-Recy., Load & Unload (4yr cool)  
第1回リサイクル MOX1 = VHB Core : 100GWd/t, U02 Abs., 0th-Recy., Load & Unload (4yr cool)  
U021 = VHB Core : 100GWd/t, MOX(TRU), 1st-Recy., Load & Unload (4yr cool)  
第2回リサイクル MOX2 = VHB Core : 100GWd/t, MOX(TRU), 1st-Recy., Load & Unload (4yr cool)  
U022 = VHB Core : 100GWd/t, U02 Abs., 2nd-Recy., Load & Unload (4yr cool)  
U022 = VHB Core : 100GWd/t, U02 Abs., 2nd-Recy., Load & Unload (4yr cool)

装荷燃料組成 [MTHM/y/C]						
	U02	MOX0	U020	MOX1	U021	MOX2
HM	18.30000	10.47400	6.07200	10.47400	6.07200	10.47400
U	18.30000	7.57000	6.07200	6.83400	6.07200	6.06400
U235	0.91500	0.05450	0.04370	0.04920	0.04370	0.04370
Pu	0.00000	2.56100	0.00000	3.16000	0.00000	3.79000
Puf	0.00000	1.55800	0.00000	1.70800	0.00000	1.89400
Np	0.00000	0.15970	0.00000	0.18670	0.00000	0.20720
Am	0.00000	0.15750	0.00000	0.23700	0.00000	0.32400
Cm	0.00000	0.02530	0.00000	0.05610	0.00000	0.08840
Tc	0.00000	0.16380	0.00000	0.19300	0.00000	0.32510
EU5(%)	5.00000	0.72000	0.72000	0.72000	0.72000	0.72000
Fiss	5.00000	15.40000	0.72000	16.80000	0.72000	18.50000

使用済燃料組成 [MTHM/y/C]						
	U02	MOX0	U020	MOX1	U021	MOX2
HM	17.26000	9.49800	6.01200	9.49800	6.01200	9.49800
U	16.05000	6.53300	5.89700	5.89900	5.90000	5.23700
U235	0.14180	0.02600	0.02950	0.02490	0.03020	0.02340
Pu	0.19330	1.76500	0.06920	2.29000	0.06850	2.83600
Puf	0.12500	0.77390	0.06250	0.92060	0.06180	1.08100
Np	0.01510	0.07540	0.00096	0.09380	0.00095	0.11040
Am	0.00966	0.18270	0.00080	0.24900	0.00070	0.32120
Cm	0.00133	0.05400	0.00000	0.07750	0.00000	0.10170
Tc	0.02070	0.14400	0.00108	0.16870	0.00103	0.27780
EU5(%)	0.88300	0.39800	0.50000	0.42200	0.51200	0.44700
Fiss(%)	1.55000	8.42000	1.53000	9.95000	1.53000	11.60000

表5.8 リサイクルシナリオ相互の得失比較

比較項目	従来型燃料サイクル	将来型燃料サイクル		
		Puのみリサイクル	Npをリサイクル	TRU及びTcをリサイクル
(0) 前提条件				
① 評価期間	2021年～2090年の70年間	同 左	同 左	同 左
② 炉型構成	ウラン炉 (55GWd/l) 59基 Pu+U炉 (55GWd/l) 24基 (1/3MOX炉心) 合計 83基	ウラン炉 (55GWd/l) 73基 超高燃焼フルMOX炉 10基 (100GWd/l:VHBR) 合計 83基	同 左	同 左
③ 再処理	従来型再処理 (六ヶ所再処理工場ベース)	TRU回収単純化再処理	同 左	同 左
④ リサイクル・シナリオ	U, Pu を回収し、PuはPuサーマル利用する。TRU, Tc, 白金族, ランタノイド, よう素を回収する。PuはVHBRでマルチリサイクル。 TRU等回収物質は保管 廃棄物はその他FP (主にSr, Cs)。	U, Pu に加えTRU, Tc, 白金族, ランタノイド, よう素を回収する。PuはVHBRでマルチリサイクル。 TRU等回収物質は保管 廃棄物はその他FP (主にSr, Cs)。	同 左 但し、TRU等回収物質のうちNpをリサイクルする。	同 左 但し、TRU及びTcをリサイクルする。
(1) 燃料サイクル諸量				
① 装荷燃料必要量	将来型よりやや多い	従来型よりやや少ないが 大差ない	同 左	同 左
② SWU必要量	UO <sub>2</sub> 燃料はほぼ同じ PuサーマルMOX 燃料は多い	UO <sub>2</sub> 燃料はほぼ同じ VHBR用MOX 燃料とU吸収棒 はPuサーマルMOX 燃料より 少ない	同 左	同 左
③ 天然ウラン必要量		貯蔵なし (全量再処理)	同 左	同 左
④ 使用済燃料発生量		従来型よりも多い	回収Pu量がPuのみリサイクルよりも多い。	回収Pu量がNpをリサイクルよりも多い。
⑤ 使用済燃料長期貯蔵量	PuサーマルMOX 燃料の貯蔵 が大			
⑥ 再処理回収U, Pu量	将来型よりも少ない			
(2) 核特性				
① 核変換 (TRU, Tc消滅)	TRU, Tc の消滅効果なし	同 左	Npの消滅効果あり	TRU, Tc の消滅効果あり
② Pu富化度	低い (約 5%)	Puマルチリサイクルに伴い 増加。混合再処理による改善あり。20%以下に留まる。	同 左 第2回リサイクルで20%を を超える (約22%)	同 左 24.5～36.2%と高い。
(3) その他				
① 核拡散防止	Puの分散型利用 MOX 燃料の輸送が大変	Puの集中型利用 Puの燃料サイクル内閉じ込め	同 左 Pu, Npのサイクル内閉じ込め	同 左 Pu, TRU 等のサイクル内閉じ込め 中性子しゃへい、発熱対策 が要求される。
② MOX 燃料製造	比較的楽 (実績あり)	従来型と同じく楽	同 左	環境への長期にわたる安全管理 の負担が軽減される。
③ TRU 取扱	深地層処分に係る環境の長期安全評価が要求される。	TRU は再処理施設内での長期安全管理が要求される (有効利用の道を開く必要がある)	Npを除き同左	
④ 白金、ランタノイド取扱	再処理廃棄物となる	将来に向け有効利用が可能	同 左	同 左
⑤ FBRへのつなぎ	PuサーマルでのPu取扱技術 PuサーマルMOX 燃料を将来 FBR 用に再処理しPuを利用	VHBRでのPu取扱技術(PDRと類似のPu富化度)。マルチリサイクルPuはFBR へ引継ぐ	同 左	同 左

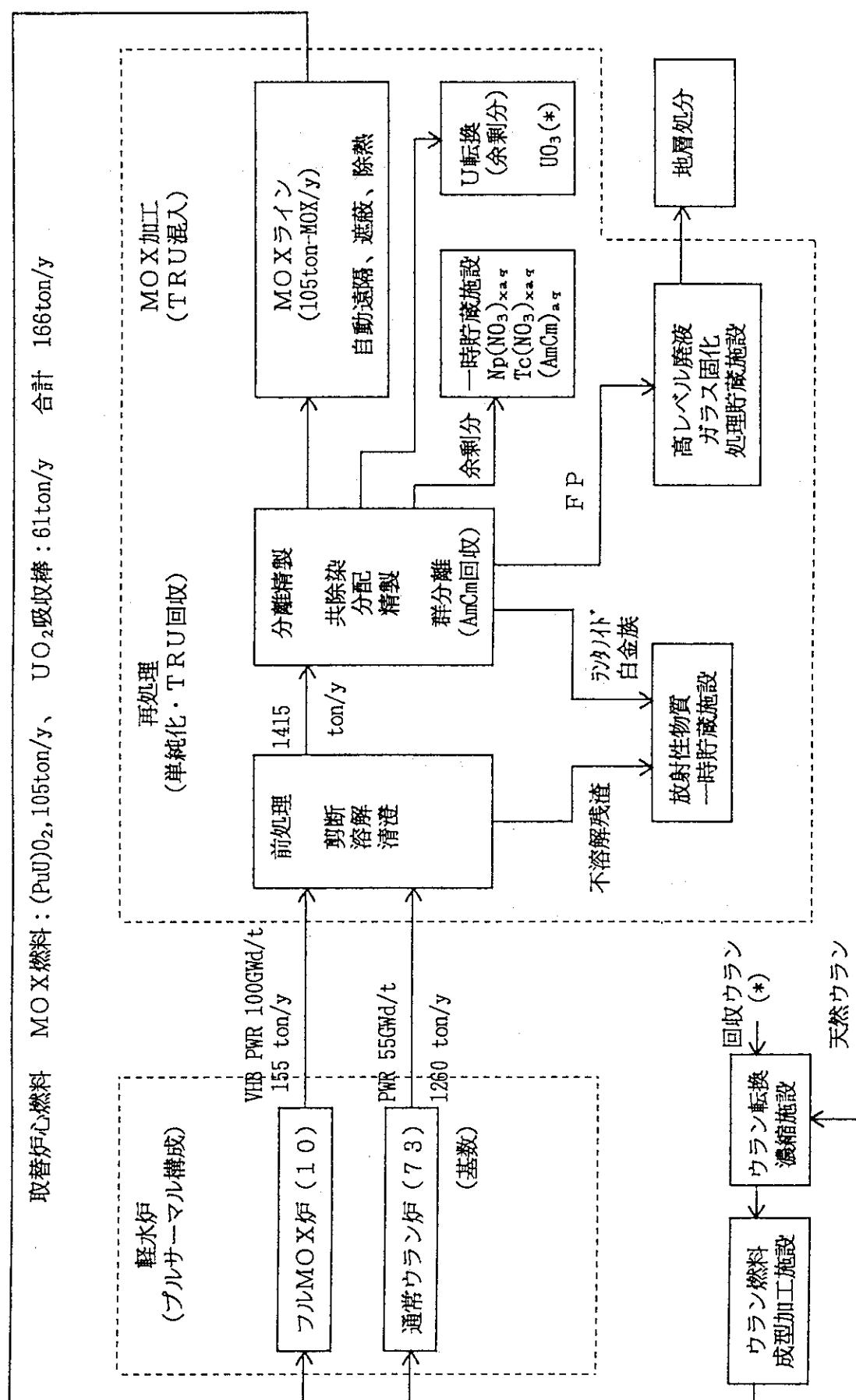


図5.1 超高燃焼軽水炉を導入した将来型燃料サイクルシステムの物質フロー

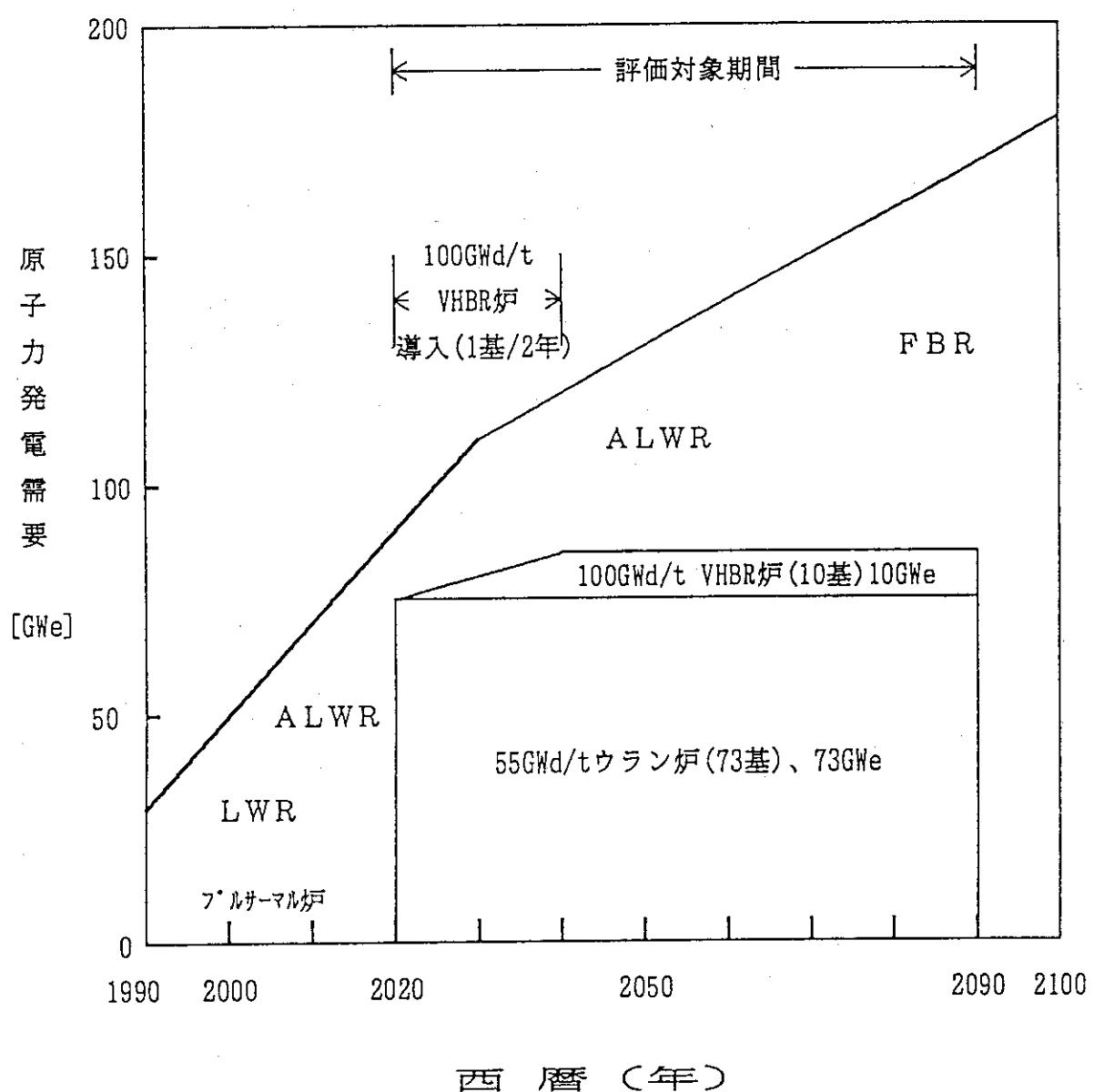
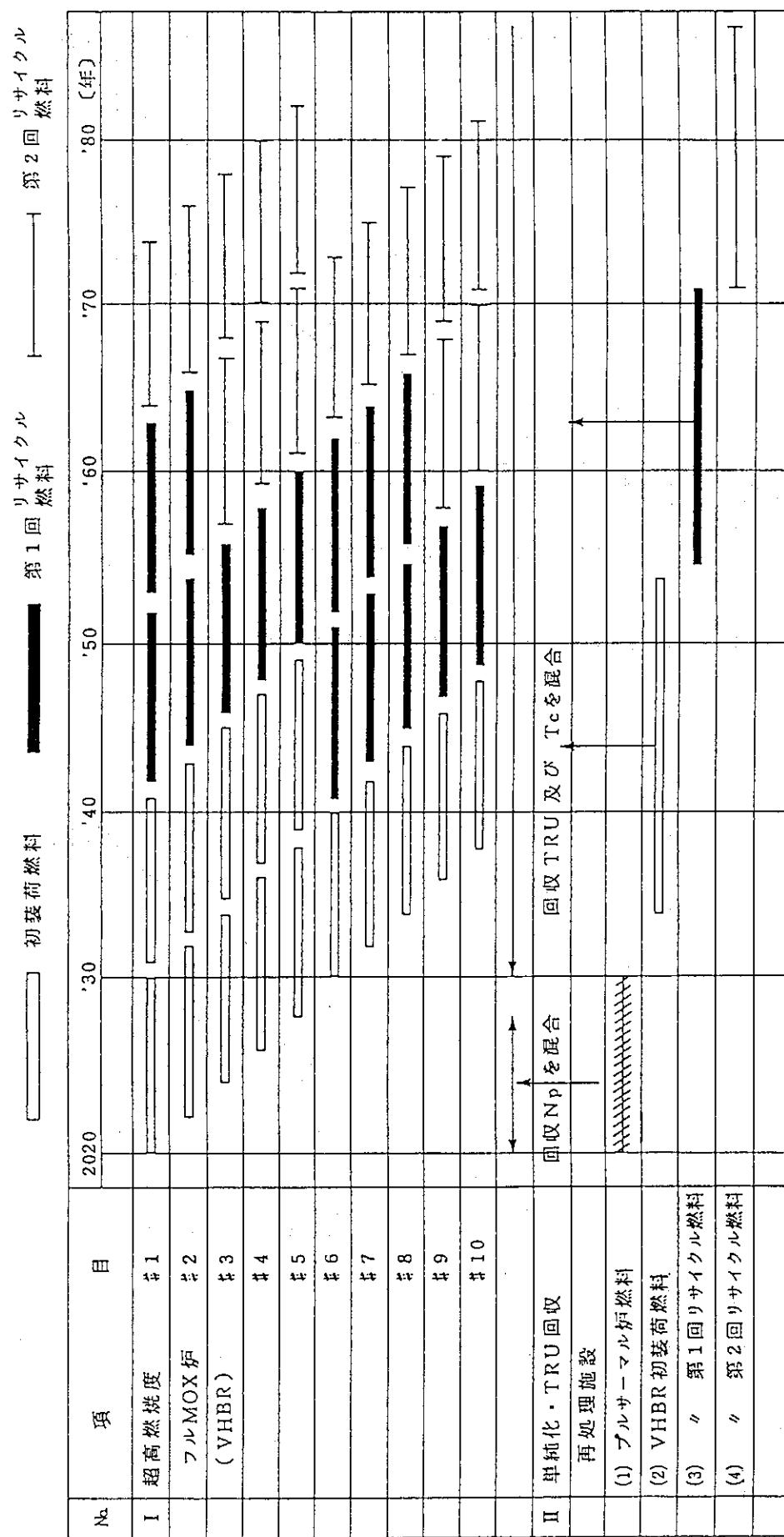


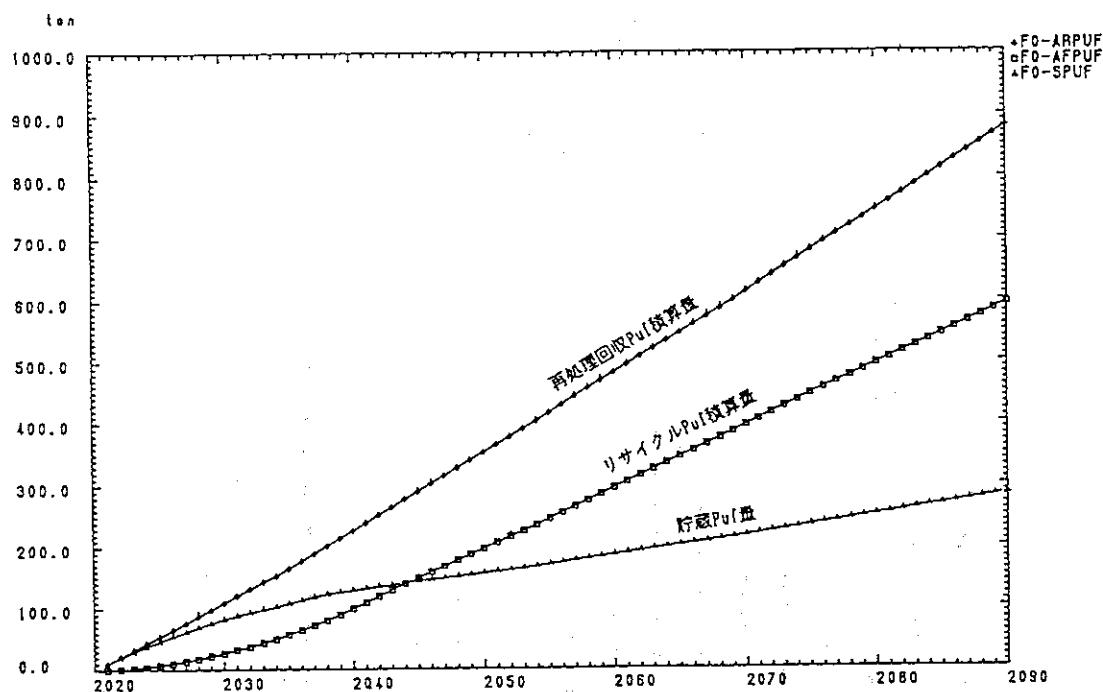
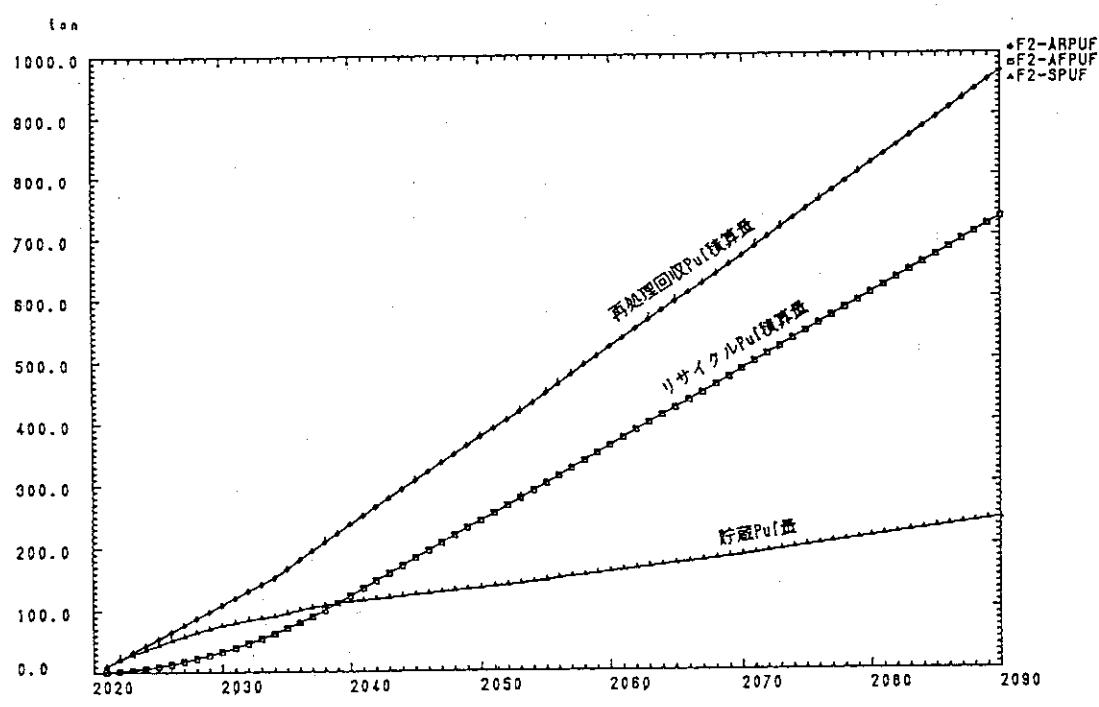
図5.2 発電需要と評価対象軽水炉の構成



(注記)

- (a) 燃料寿命は、VHBR：10年  
ウラン炉：5年とする。  
(b) 再処理までの冷却期間は、4年とする。  
(c) 再処理期間は、1年／(1MOX炉心+15ウラン炉心)とする。

図5.3 超高燃焼炉と再処理施設のPuリサイクルシナリオ

図5.4 PuのみリサイクルするケースのPu<sub>f</sub>のバランス図5.5 NpをPuに同伴させてリサイクルするケースのPu<sub>f</sub>のバランス

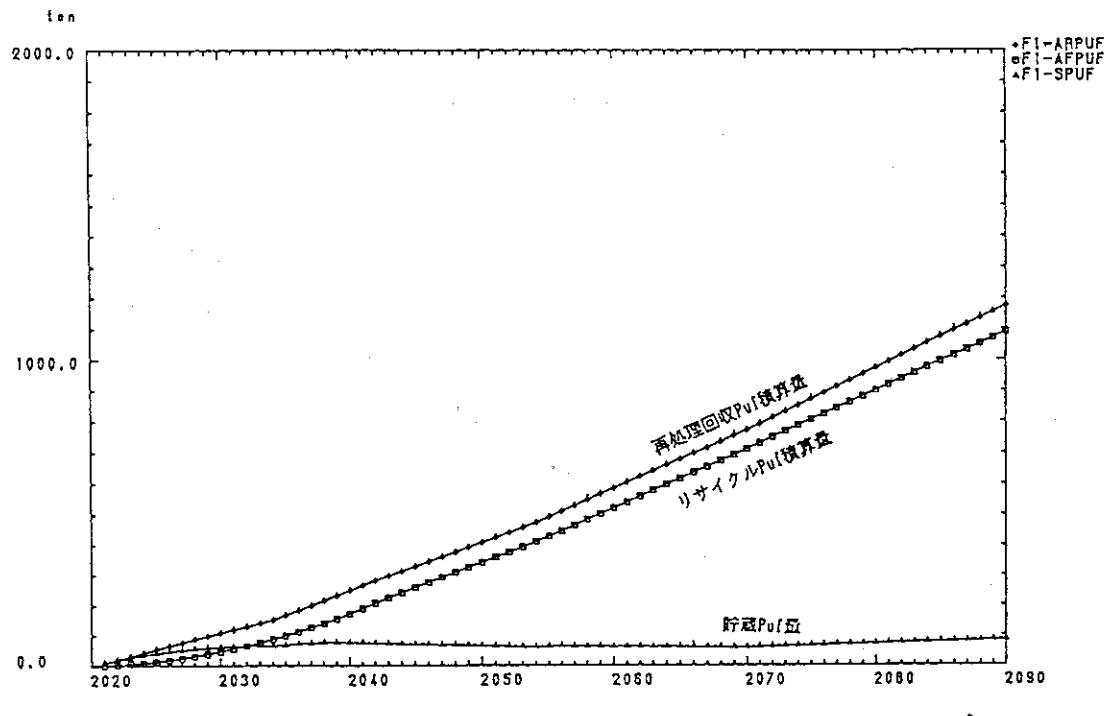


図5.6 Am, Cm, Np及びTcをPuに同伴させてリサイクルするケースのPu<sub>f</sub>のバランス

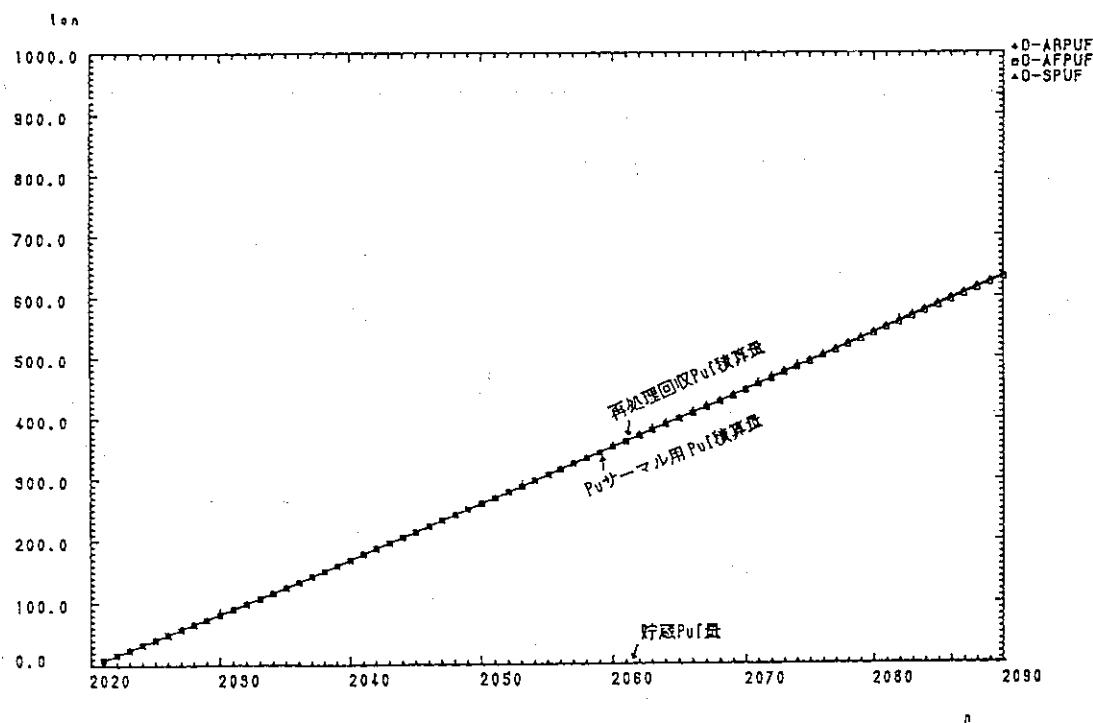


図5.7 従来型燃料サイクルのPu<sub>f</sub>のバランス

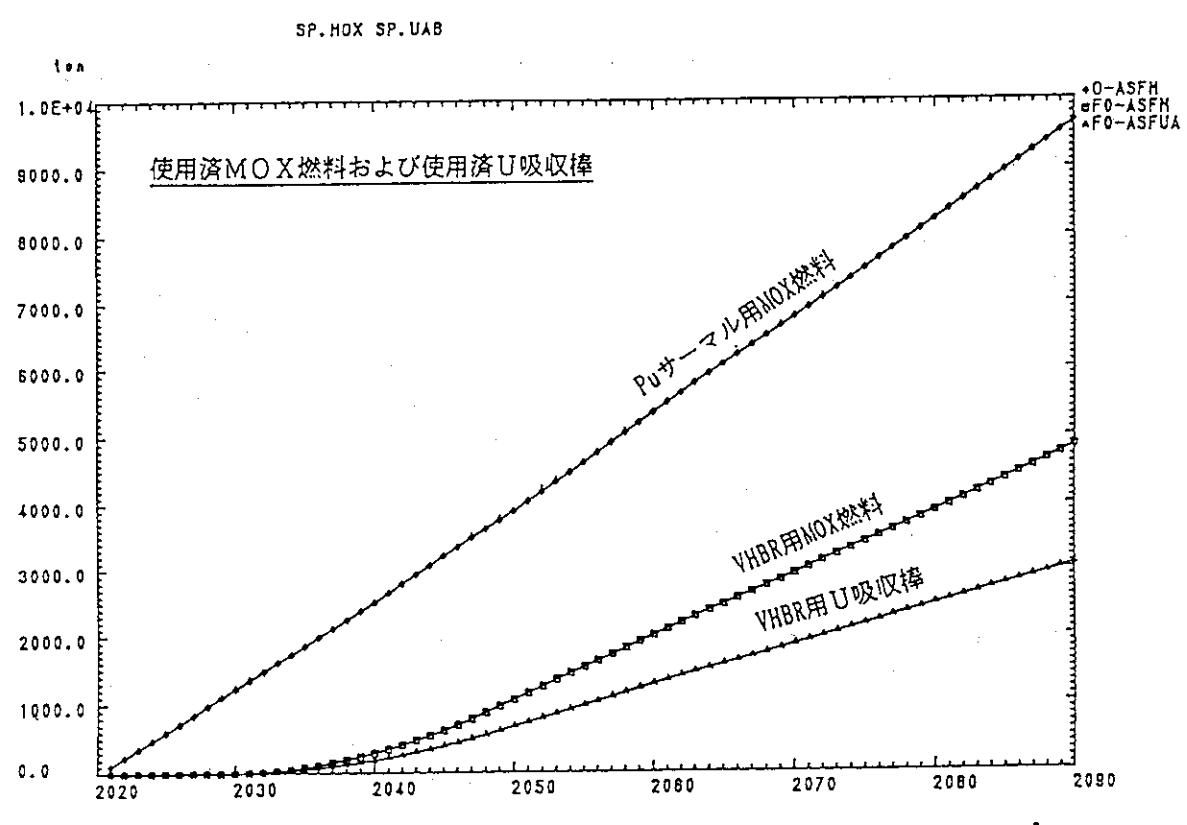
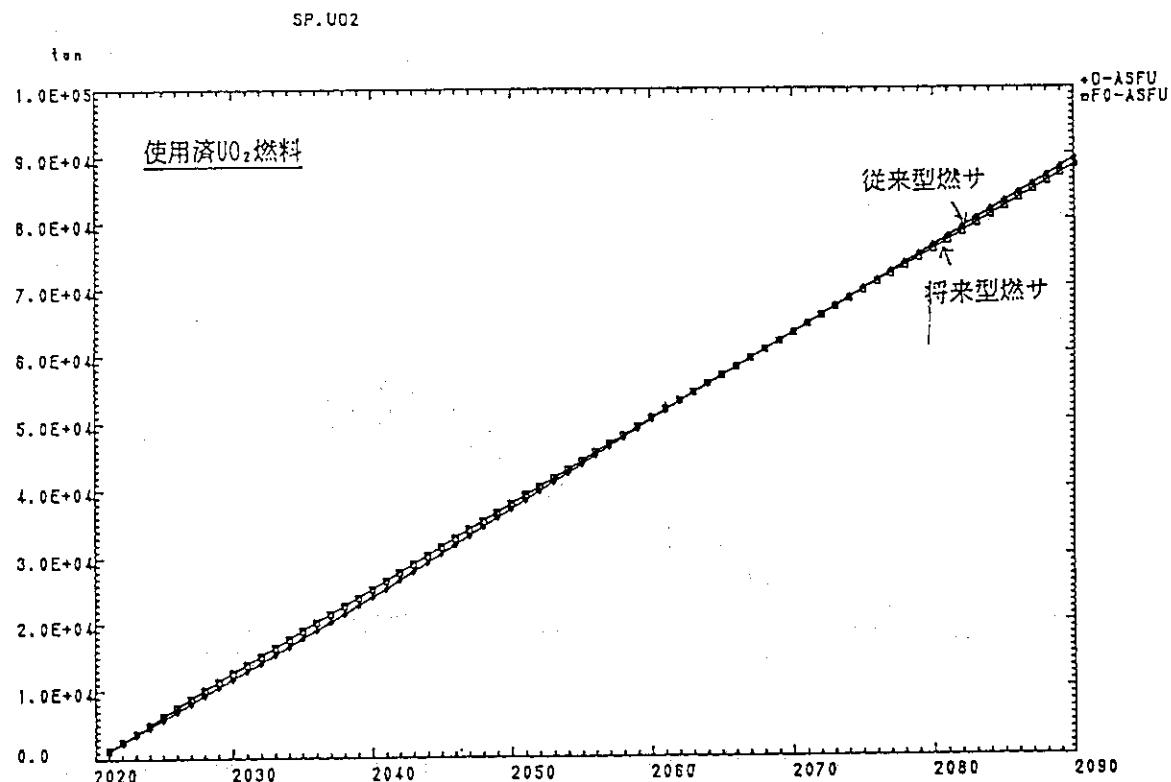


図5.8 使用済燃料発生積算量（上図；ウラン燃料、下図；MOX燃料）

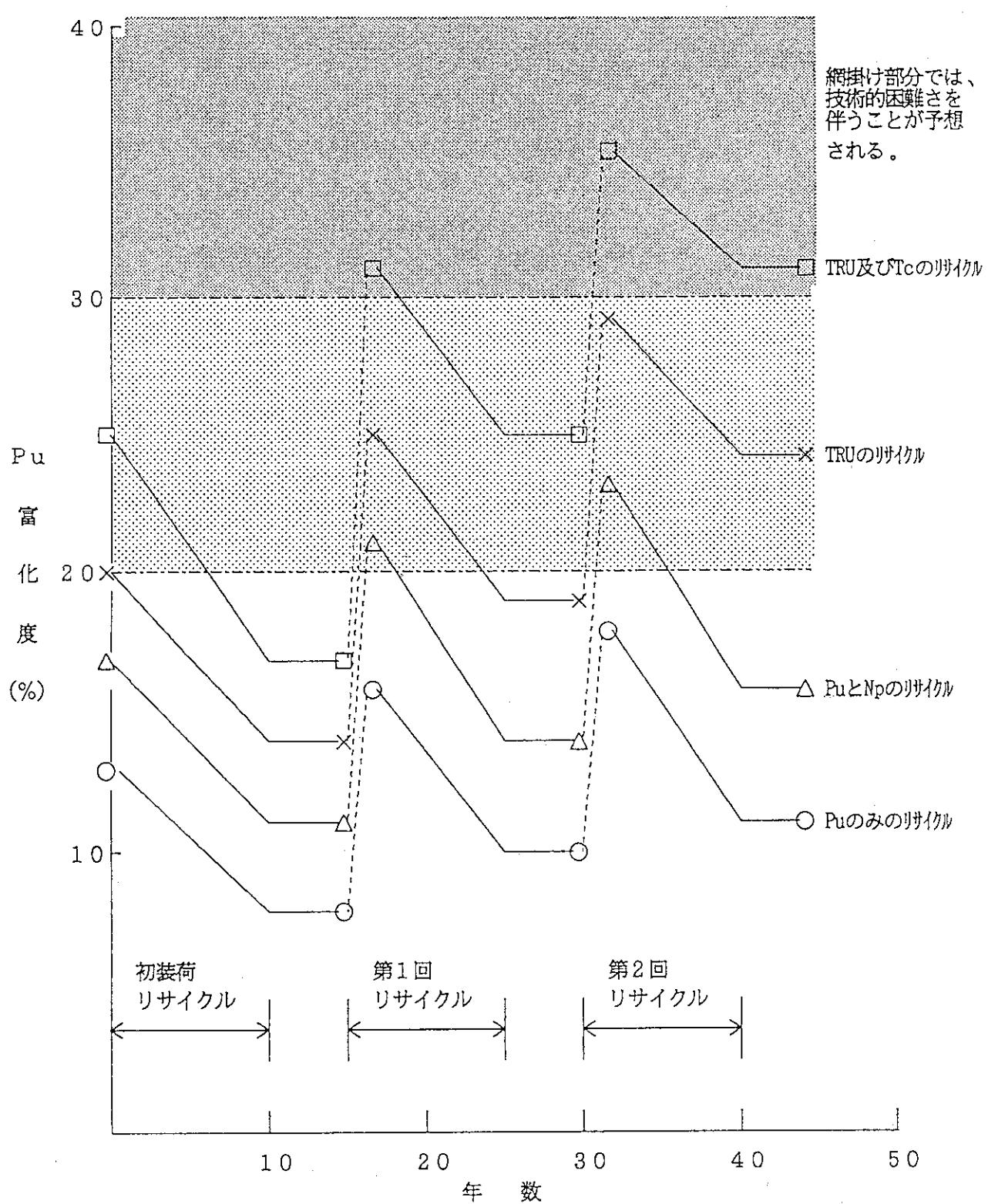


図5.9 超高燃焼軽水炉によるPuリサイクル数とPu富化度の変化

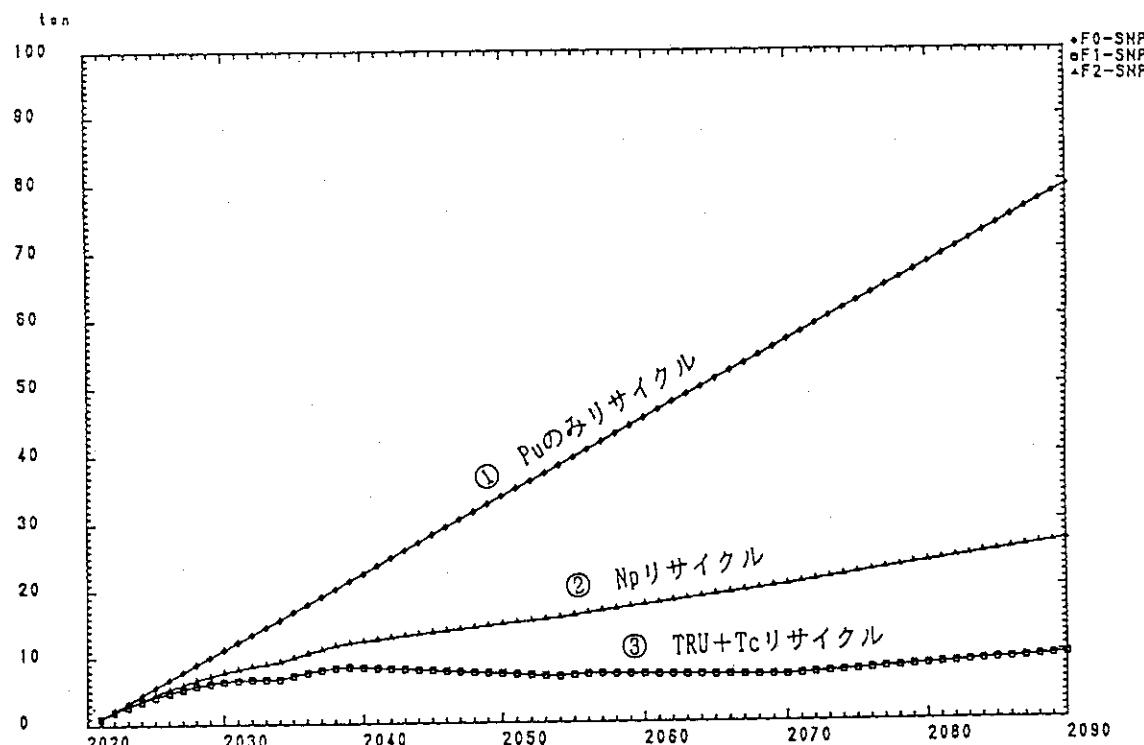


図5.10 Npの貯蔵量

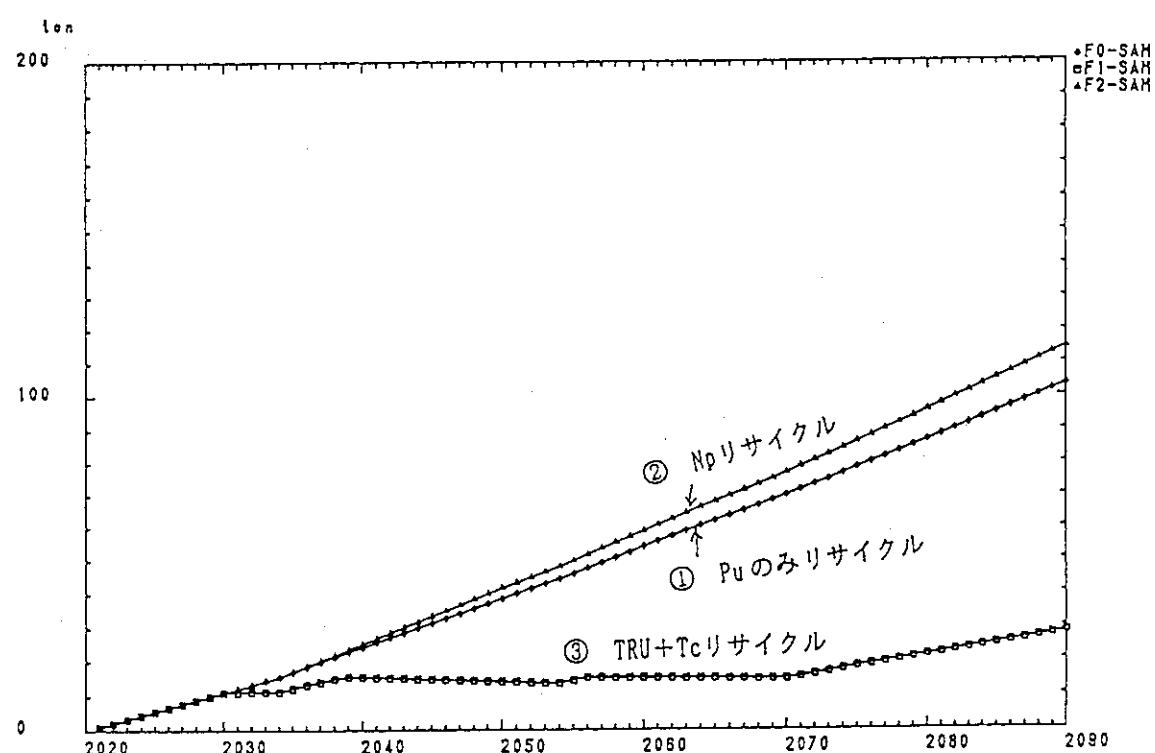


図5.11 Amの貯蔵量

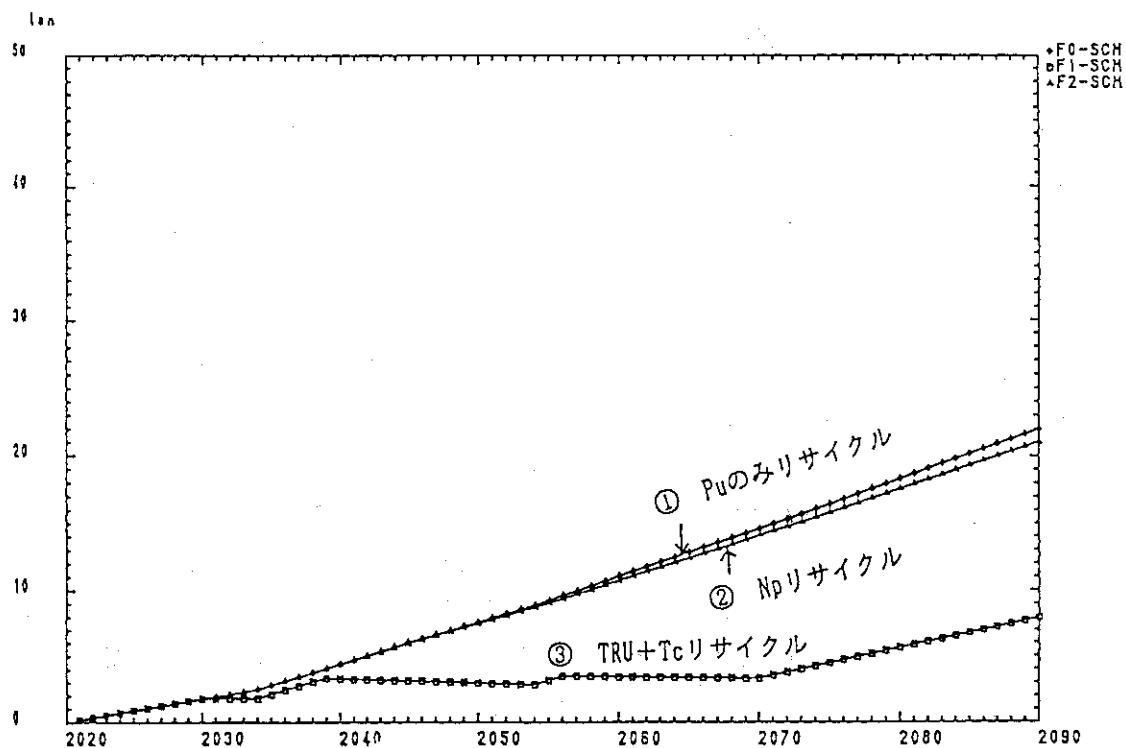


図5.12 Cmの貯蔵量

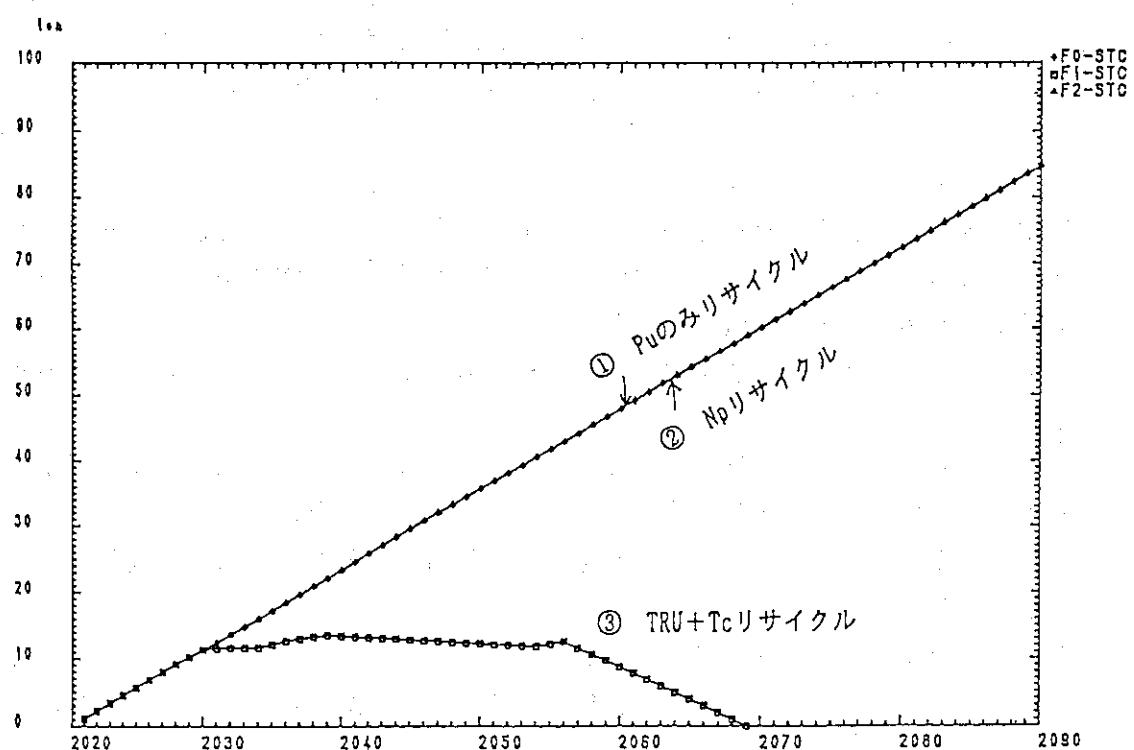


図5.13 Tcの貯蔵量

## 6. 将来型燃料サイクル施設のプロットプラン

$P_u$  燃焼炉も含めて考えたとき、集約型とする方式としては、炉のサイトには制限を付けないで再処理と  $P_u$  加工を結合する方式（図6.1）、及び、 $P_u$  燃料集合体の輸送を禁止する立場から  $P_u$  燃焼炉をも再処理と加工とともに特定のサイトに集中させる方式（図6.2）が考えられる。フランス及び英国で実施されている再処理工場の例、建設コストのサイズ効果などから考えると、小数サイトに大規模工場を建設して、そこで発生する放射性廃棄物や回収製品をコンビナート方式によって処理・加工する方式が現実的と考えられる。しかし、この方式では、 $P_u$  燃料集合体の輸送量が増加するにつれて輸送のコスト及びリスクが高くなることが予想される（表6.1）。

一方、 $P_u$  燃料集合体の輸送を禁止して  $P_u$  燃焼炉をも特定のサイトに制限する方式では、小数サイトに  $P_u$  燃焼炉を集中させない限り燃料サイクル施設が小規模化、分散化して経済的でない。小規模、分散型の  $P_u$  炉・再処理・加工集約方式の燃料サイクル施設では、これを稼働させる事業体に種々の機能とリスクが集中することになるし、数が増えるにつれて建設サイトの問題が大きくなることが予測される。

この折衷的な状況として、大規模の燃料サイクル施設のサイトに隣接して、10基の  $P_u$  燃料炉が建設される場合を想定した。将来型燃料サイクルシステムをイメージ的把握するために、プロットプランを作成したので図6.3に紹介しておく。このプランは、再処理MOX加工統合の集約型燃料サイクル施設と新型軽水炉発電所、及び高、低レベル廃棄物貯蔵を同一敷地内に設置するというものであり、海洋に面した広大な理想的なサイトを想定した。このプロットプランを作成する上で考慮した点を以下に示しておく。

- ・発電設備10基は、海水冷却として海洋側に南北に設置した。
- ・海水取水口、防波堤、荷揚岸壁、海水放水口を上項とマッチするように配置した。
- ・集約型燃料サイクル施設は、発電設備の西側に配置し、発電設備からの使用済燃料の輸送を考慮した道路計画を行った。
- ・送電鉄塔エリアは、高圧送電線のルートを考慮して、発電設備と再処理設備の間に配置した。
- ・再処理設備の周辺には、高レベルガラス固化体処理貯蔵設備や低レベル廃棄物処理貯蔵設備を配置し、廃棄物の物流性を重視する配置とした。
- ・給水、排水、保守メンテナンス設備を、使用設備である発電、再処理両設備の周辺に配置する。
- ・各設備間の連絡配管、ケーブル、ダクト等は地下トレンチ内に設置する。
- ・各設備間の構内道路、外部からの連絡道路は、燃料、廃棄物、保守、操作員等の物流を考慮した。

表6.1 軽水炉燃料サイクルの集約方式の特徴

	サイクル施設	Pu炉サイト	輸送	問題点
再処理・Pu加工 集約方式 (Pu炉のサイトを 制限しない場合)	大規模 小数、集中	限定なし	Pu集合体 U集合体	Pu燃料集合体の輸送量が増 加するにつれてリスクが高くな る。
Pu炉・再処理・ Pu加工集約方式 (Pu燃料集合体の 輸送禁止した場合)	小規模 多數、分散	サイクル施設と 同一サイトに限定	U集合体	Pu炉・再・加全体をカバー する事業体を設立する必要があ る。集約施設が多くなるにつれ てサイト問題が大きくなる。 六ヶ所工場のPu利用には、 集合体の輸送が必要である。

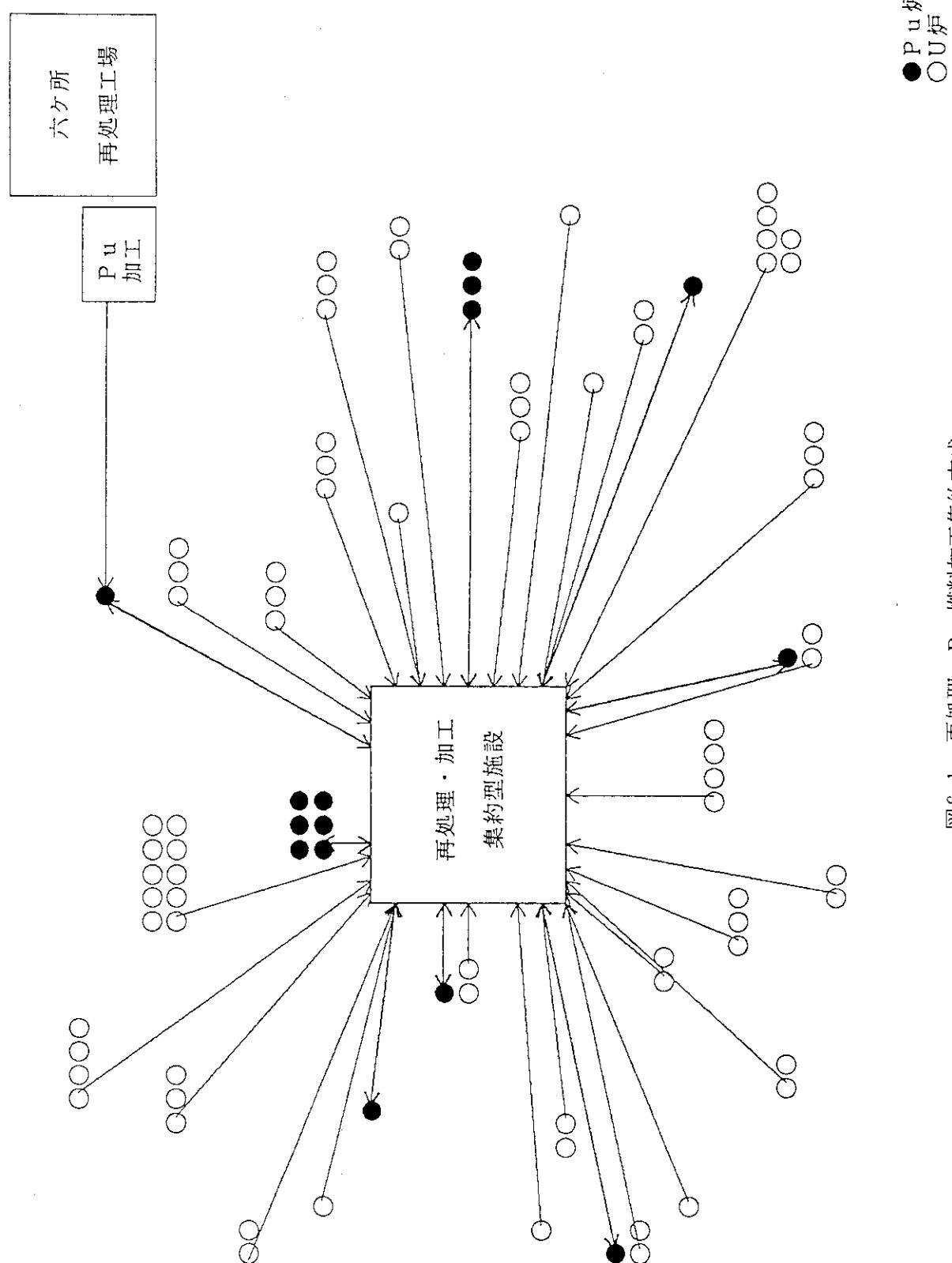


図6.1 再処理・Pu燃料加工集約方式

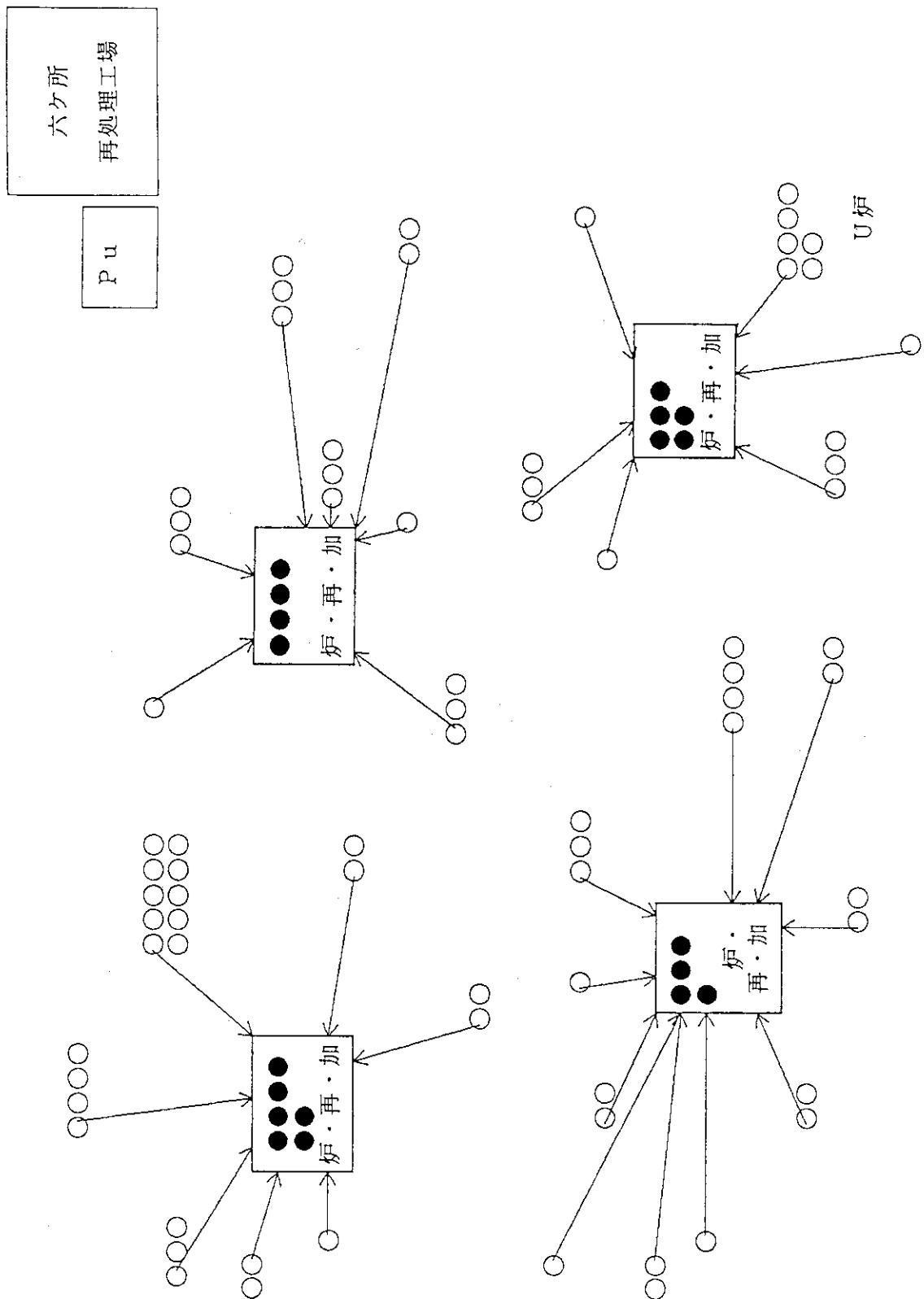


図6.2 Pu炉・再処理・加工集約方式

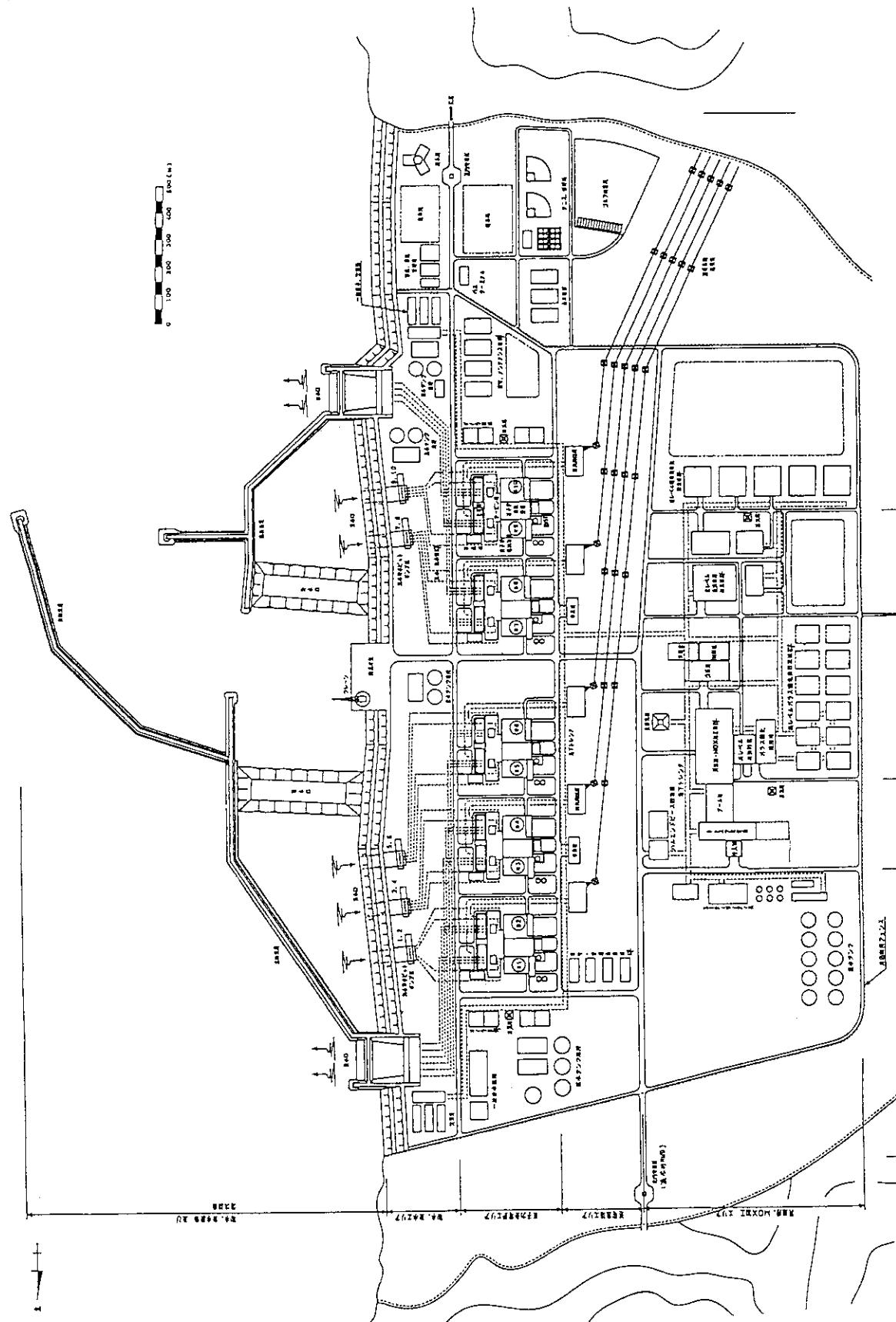


図6.3 将来型燃料サイクルシステムのプロトトプラン例

## 7. ま と め

将来型燃料サイクルシステムの研究開発課題は次のようにまとめることができる。

まず、軽水炉燃料の高燃焼度化とPuリサイクルに対応する技術基盤を整備することが将来型燃料サイクルシステムの課題である。TRU核種や長寿命FP核種のサイクル内挙動や影響の評価についての研究は、現行燃料サイクルにおいてもその安全性をより一層の向上させる上から必要とされる課題であるが、将来型燃料サイクルシステムを構築する上からは、それを更に一步進めて、更に積極的にPuリサイクルの安全で経済的なプロセスシステムを開発することを課題とする必要がある。そのポイントは、炉と燃料サイクルを統一したPuリサイクルトータルシステムを単純化・最適化することであり、その中心課題は再処理群分離統合プロセスの研究開発である。

既に、本章の各項において個々の研究開発課題を示してきたが、より具体的には以下のように整理することができる。

- ・ 現行再処理の高度化による近未来型の再処理群分離統合プロセスの研究  
(燃料溶解性の向上、Pu回収率の向上、Np, Tcの分離回収、高性能  
塩フリー原子価調整法、高レベル廃液からのAm, Cmの回収技術)
- ・ TRU核種を分離回収することに注目した新規の再処理群分離統合プロセスの研究  
(燃料の粉末化溶解法、晶析法によるU, Pu及びTRU核種分離技術、  
TRU核種相互分離プロセス、アクチノイドとランタノイドの相互分離法と  
分離装置開発、使用済燃料溶解液の組成及び核種存在状態、  
乾式抽出分離法の研究)
- ・ 高純度精製技術の開発研究  
(Am, Cm相互分離装置、マイナーアクチノイドの新規分離精製法、TRU核  
種の同位体分離、有用FP核種の分離技術、極微量TRU分析測定技術)
- ・ TRU廃棄物処理技術の開発研究  
(電解溶解による難溶性TRUの回収、廃溶媒の無機化技術、ハルからの  
TRU回収、TRU廃棄物減容技術、TRU核種のセラミック固化法)

なお、MOX燃料の遠隔自動加工に関しても、ゾルゲル転換法の適用性、スフェアカル法の適用性、TRU核種の混合転換などについて、燃料サイクルシステムの研究開発と関連させて研究する必要がある。

## 謝 辞

本研究の遂行にあたり松浦祥次郎原研理事、燃料サイクル安全工学部小林岩夫部長にご指導を賜りました。軽水炉将来技術開発計画特別チームの中田宏勝氏ほか同特別チームの皆様には有益な意見を頂きました。ここに深い謝意を表します。システム設計にあたっては、三菱原子力工業株式会社の方々の御協力を賜りました。また、本報告書の査読をして頂いた原研の前田充氏、内山軍蔵氏に感謝いたします。

## 参考文献

- (1) P.U.Fisher, W.Gehrlich, J.Murray, "Uranium Supply: A Global Overview", Proc. ENC' 90, Vol.1, p.348(1990).
- (2) R.Combescure, M.Galimberti, M.Soldevilla, "Technical Aspects of Reprocessed Uranium Recycling for an Electricity Utility", RGN Inter. Ed., Vol.B, 34(Dec. 1989).
- (3) "The Nuclear Fuel Cycle Information System- A Directory of Nuclear Fuel Cycle Facilities", IAEA, Vienna, 1988.
- (4) "新型炉燃料サイクル"、高度化原子燃料サイクル技術研究専門委員会、日本原子力学会、1992.
- (5) "核燃料サイクルの現状と展望"、核燃料リサイクル研究専門委員会、日本原子力学会、1987.
- (6) V.Bemden, E., "Uranium and Plutonium Recycling", Proc. ENC' 90. Vol.1, p.387 (1990).
- (7) 原子力委員会核燃料リサイクル専門部会報告書、1991年8月。
- (8) "Final Generic Environmental Statement on the Use of Recycle Plutonium in Mixed Oxide Fuel in Light Water Cooled Reactors", NUREG-0002, ES, Office of Nuclear Material Safety and Safeguards, USNRC, 1976.
- (9) "The Conceptual Design of a Hybrid Safeguarded Fabrication and Reprocessing (SAFAR) Facility", EPRI NP-3633, Prepared by Exxon Nuclear Company, Inc. 1984.
- (10) "Plutonium Fuel- An Assessment", Report by an expert group, OECD/NEA, Paris, 1989.
- (11) 川勝理、"六ヶ所再処理工場の設備概要と設計"、原子力工業、Vol.35, No.9, 9(1983)
- (12) 大野正剛、中島健太郎、"LWRとFBR—その類似と相違、9. 再処理"、原子力工業、Vol.36, No.1, 1990.
- (13) H.Schmieder, G.Petrich, "IMPUREX: A Concept for an Improved Purex Process", Radiochimica Acta, Vol.48, 181(1989).
- (14) H.-J.Bleyl, D.Ertel, H.Goldacker, G.Petrich, J.Roemer, H.Schmieder, "Recent Experimental Findings on the Way to the One-Cycle Purex Process", Kerntechnik, Vol.55, No.1, 21(1990).
- (15) M.Pobereskin, K.D.Kok, and W.J.Madia, "Coprocessing- An Evaluation of Chemical Reprocessing without Plutonium Separation", Nuclear Technology Vol.41, pp.149-167, 1978.
- (16) "FBR金属燃料サイクル技術—その魅力と実現性—"、電力中央研究所FBR部、原子力工業、Vol.36, No.6, 14(1990).
- (17) "MOX燃料の開発"、動燃東海Pu燃料部、動燃技報、No.63, 37(1987).

- (18) C. Prunier, A. Chalony, M. Boidron, M. Coquerelle, J.F. Gueugnon, L. Koch, and K. Richter, "Transmutation of Minor Actinides: Behavior of Americium- and Neptunium-based Fuels under Irradiation", Inter. Conf. Fast Reactor Related Fuel Cycles, FR'91, 1991, Kyoto, Japan, pp. 19.2-1~19.2-11, 1991.
- (19) C. Ganguly, "Overview of Mixed Uranium Plutonium Oxide, Monocarbide and Mononitride Fuels Activities at BARC: Fabrication, Characterisation and Out-of-Pile Property Evaluation", Inter. Conf. Fast Reactor Related Fuel Cycles, FR'91, 1991, Kyoto, Japan, pp. 15.3-1~15.3-12, 1991.
- (20) H. Ichikawa, Y. Naito, and H. Takano, "A Very High Burnup Pressurized Water Reactor with Highly Enriched Plutonium Fuel Assembly Using a Spectral Shift Concept", Proc. of the 1988 Inter. Reactor Physics Conf., Jackson Hole, USA, Sept. 19-22, Vol. IV, pp. 21-30(1988).
- (21) H. Takano, H. Akie, K. Kaneko, and J. Saito, "Higher Actinide Confinement/ Transmutation Fuel Cycle in Fission Reactors", Proc. of the Inter. Conf. on the Physics of Reactor: Operation, Design and Computation, April 23-27, 1990, Marseille, France(1990).
- (22) J. P. Grouiller, G. Flamenbaum, B. Sicard, M. Mus, J. Martin, J.G. Devezaux de Lavergne, and O. Comellini, "COSI, A Simulation Software for a Pool of Reactors and Fuel Cycle Plants- Application to the Study of the Development of Fast Breeder Reactors", Inter. Conf. Fast Reactor Related Fuel Cycles, FR'91, 1991, Kyoto, Japan, pp. P5.18-1~P5.18-11, 1991.
- (23) 鈴木篤之、清瀬量平、"核燃料サイクル工学"、日刊工業新聞社
- (24) 武井満男、"原子力産業"、新原子力シリーズⅢ、東京同文書院
- (25) 小野清、平尾和則、森久起、"サイクル諸量の観点からのプルトニウム利用戦略の検討"、動燃技報、No. 79, 1991.
- (26) T. H. Pigford, "Actinide Burning and Waste Disposal", UCB-NE-4176, An Invited Review for the MIT Inter. Conf. Next Generation of Nucl. Technology, 1990.
- (27) "The Economics of the Nuclear Fuel Cycle", Report by an expert group, OECD/NEA, Paris, 1985.
- (28) W. E. Kastenberg, and C. D. Newman, "A Cost/Risk Framework for Evaluation of Nuclear Waste Management Strategies", Nuclear Technology, Vol. 97, p. 241-251(1992).
- (29) 東稔、岩村、大杉、高野、鈴木、藤根、"21世紀を展望した軽水炉将来技術"、原子力工業、Vol. 37, No. 6, pp. 19-58, 1991.