

日本原子力研究所における
核種分離・消滅処理技術の研究開発

平成 11 年 9 月 17 日

1. 研究開発の現状

1) 目的

階層核燃料サイクル概念^[1-3](添付図 1)に基づき、高レベル廃液から長寿命核種を分離し、中性子核反応を用いて長寿命核種を消滅処理し、長期的毒性を低減して、高レベル廃棄物の地層処分の負担を軽減することを目的とする。このため消滅処理対象核種として、MA (Np, Am, Cm) 及び Tc-99 並びに再処理で分離された I-129 を半減期、放射性毒性、地層処分の負担軽減、工学的実現性等を考慮して選定した。

階層核燃料サイクルは、群分離・消滅処理(P-T)サイクルと商用発電炉燃料サイクルを分離し、それぞれを目的に応じて最適化できるシステム概念である。P-T サイクルにおける消滅処理システムとしては、硬い中性子スペクトルを有する加速器駆動炉 (ADS) 及び専焼高速炉 (ABR) を採用し、上記対象核種の効率よい消滅処理を目指す。

群分離では、上記の長寿命である MA 及び Tc に加えて、Sr-Cs 及び白金族元素(Ru, Rh, Pd)をも分離対象元素とし、高レベル廃棄物の減容化及び資源として貴重な元素の有効利用を図る。

2) 処理対象

群分離の処理対象は、商用発電炉燃料サイクルより発生する濃縮高レベル廃液とした。消滅処理の対象は、群分離プロセスで分離される MA (Np, Am, Cm)、Tc-99 及び再処理で分離される I-129 とした。

3) 処理プロセス・システムの概要

群分離では、高レベル廃液中の元素を TRU 群(MA 及び再処理回収漏れ Pu)、Tc-白金族元素群、Sr-Cs 群及びその他の元素群の 4 群に分離する湿式プロセス(4 群群分離プロセス)を開発した^[4]。4 群群分離プロセスの全体フローを、使用済燃料 1ton より発生する高レベル廃液を処理する際の取扱い液量(L:リットル)とともに添付図 2 に示す。4 群群分離プロセスでは、TRU 群の分離に原研が独自に開発した DIDPA(ジイソデシルリン酸)による抽出プロセスを適用した^[5]。抽出プロセスのフローを、同様に取扱い液量とともに添付図 3 に示す^[6]。

消滅処理では、MA の核分裂反応による消滅を目指した硬い中性子スペクトルを有する専用システムとして、加速器駆動炉 (ADS) ^[7,8]及び専焼高速炉 (ABR) ^[9]を候補とした。ADS のシステム概念を添付図 4 に示す。Tc-99 及び I-129 については、これらのシステムの反射体領域に減速材と共に装荷して中性子捕獲反応により安定核種に変換する^[10]。燃料は MA を主とする窒化物燃料とする。窒化物は熱伝導度、融点が高く、アクチノイドの相互溶解度が良い^[11,12]。また、高温化学処理の採用により、MA の集中的取り扱いが可能となる^[13]。窒化物では N-14 からの C-14 の生成を抑えるために高濃縮 N-15 を使う必要があるが、高温化学処理適用により N-15 の回収再利用が容易となる。

冷却材としては、核破砕ターゲットとして利用できること及び冷却材ボイド反応度係数が良好であることから鉛-ビスマス又は鉛を第 1 候補とし、ナトリウムをバックアップとした。消滅処理システムのフロー概念を添付図 5 に示す。

4) 特徴

a) 階層核燃料サイクルの特徴

階層核燃料サイクル概念においては群分離・消滅処理サイクルと商用発電炉燃料サイクルは相互独立に進化可能な概念である。群分離・消滅処理サイクルでは処分概念の単純化及び処分技術の最適化を追求でき、商用発電炉燃料サイクルでは経済性・安全性の向上及び Pu 利用技術の合理化を追求できる。群分離・消滅処理サイクルでは物流量が商用発電炉燃料サイクルの 1/50 程度と少なく^[14]、さらに、高温化学処理の採用によりコンパクトな燃料サイクルにできる。

b) 群分離プロセスの特徴

開発した 4 群群分離プロセスは、現状の再処理プロセス(PUREX プロセス)から発生する濃縮高レベル廃液を処理することができ、再処理プロセス自体を変更する必要がない。また、濃縮高レベル廃液を対象とすることで、取扱い液量の低減、プロセス規模の縮小を図っている。

TRU 分離のための DIDPA 抽出法では、アクチノイドの極めて高い回収率での分離が可能である^[2]。しかし、高レベル廃液の硝酸濃度を 0.5M 程度に下げるための前処理工程が必要である。この際沈殿が生成し、TRU、特に Pu が共沈するため(沈殿率 Pu 30-90%, Am 0.03-0.06%)^[15]、沈殿からの TRU 回収が必要となる。しかし、濃縮高レベル廃液にはもとより沈殿が存在し^[16]、濃縮高レベル廃液を対象とする上では沈殿処理は避け得ないことであると考えられる。Am, Cm とランタノイドとの相互分離に適用した DTPA(ジエチレントリアミン五酢酸)による選択的逆抽出法では、1 回の分離操作で純度約 75wt%の Am、Cm 製品を得ることができる^[6]。Tc-白金族元素の分離のための脱硝沈殿法^[17]には、ガス以外の二次廃棄物の発生が全くなく、また、Tc と白金族元素とを容易に分離できるという利点がある。Sr-Cs 群の無機イオン交換体による吸着分離法においても二次廃棄物発生はほとんどない。Sr, Cs を吸着した無機イオン交換体は、そのまま高温で処理することで、耐熱性や難溶性の優れた固化体に変換できる^[18]。

c) 炉型の特徴

高速中性子による MA の核分裂を利用するため高い消滅率が得られる。現行軽水炉の 1/4 熱出力規模の消滅処理専用システム 1 基で年間当たり軽水炉 10 基分からの MA を消滅できる^[7-9]。ADS は未臨界体系のため設計の自由度が高く、多様な組成の MA 燃料への適応性が良い。

d) 燃料の特徴

窒化物燃料は金属なみの熱伝導度と酸化物なみの高融点を有することから、酸化物燃料

や金属燃料よりも高い出力密度（燃焼速度）を実現できる。しかも、高出力密度下でも燃料温度が融点よりも十分に低く、スウェリングや FP ガス放出の低い、いわゆる「コールド・フューエル」概念が採用できる。その結果、安全性を犠牲にすることなく被覆管肉厚を抑制でき、重金属密度が高いこととあわせて、MA 消滅に適した硬いスペクトルを持った炉心を構成するのに役立つ。アクチノイド窒化物はいずれもほぼ同じ大きさの岩塩型結晶構造を有し、相互溶解度が良いため、商用発電炉燃料サイクルの高燃焼度化や Pu 利用等によるアクチノイド組成の大きな変化を許容することができる。さらに、金属と似た電気特性を有することなどから、金属燃料と類似の熔融塩電解精製法を中心とした高温化学処理法が適用できる^[12,19,20]。

5) システムの技術的限界

群分離・消滅処理サイクル全体としては、**添付図 5** に示したように炉心に装荷した MA のうち 80%は消滅せずに燃料処理される。このため、MA 燃料処理におけるプロセス漏れ率（現在は 0.1%を仮定）を現在の技術水準以上に低く抑えなければならない。

ABR によるシステムは実効遅発中性子割合が小さいため、冷却材ボイド反応度、ドップラー応度等に関する制約が多い。

6) 目標及び設定根拠

目標は、消滅処理サイクル内の MA の処理率を 99.5%とし、現行軽水炉の 1/4 熱出力規模の消滅処理専用システム 1 基で年間当たり軽水炉 10 基分(250kg)以上の MA を消滅処理することである。

目標設定は工学的実現可能性を考慮したものであり、この値が達成されると使用済み燃料の毒性指数が燃料製造に用いたのと同量の天然ウランの毒性と同等になるのに要する時間を再処理後数百年とすることができる（**添付図 6**）。

上記の「MA の処理率 99.5%」を達成するには消滅処理サイクルから体系外への漏れを 0.5%（250kg ラ 0.5%=1.25kg）以下にする必要がある。**添付図 5** に示したように消滅処理サイクルにおいては MA 燃料処理量は 1.25t/年、群分離処理量は 0.25t/年である。そこで MA 燃料処理における回収率は 99.9%（漏れ率：0.1%、漏れ量：1250kg ラ 0.1%=1.25kg）を目標とする。群分離における回収率は 99.95%を目標値とし、実験室レベルでは目標達成の見通しを得ている。しかし、工業規模で実証されたわけではないので、**添付図 5** では回収率 99.9%即ち漏れ率 0.1%（漏れ量：250kg ラ 0.1%=0.25kg）としている。

添付図 7 に軽水炉導入シナリオと消滅処理システムの導入効果を示す。2050 年以降は軽水炉（1.4GWe/基）が約 100 基で飽和する仮定すると、消滅処理炉を 11 基導入すれば MA の蓄積を抑制することができる。

7) これまでの成果

商用発電炉燃料サイクルと群分離・消滅処理サイクルを分離した新しい燃料サイクル概念（階層核燃料サイクル概念、**添付図 1**）を得た^[1-3]。以下、各項目毎に成果の概要をまとめる。

a) 群分離プロセスの開発

模擬高レベル廃液等による基礎試験の結果に基づき 4 群群分離プロセスを構築した。そして、燃料サイクル安全工学研究施設(NUCEF)内に設置した、実プラントのおよそ 1000 分の 1 の規模の群分離試験装置[21]により、模擬廃液や実廃液を用いた 4 群群分離プロセス主工程総合試験を実施した[22]。その結果、前処理工程に関しては、すべての試験において、硝酸濃度は安全、確実に調整され、DIDPA 抽出工程への供給液を調整することができた。また生じた沈殿はろ過の容易なものであった。DIDPA 抽出工程における Am, Pu, Np についての試験結果を**添付表 1**に示す^[22]。NUCEF での抽出工程の試験条件は、設置スペース及び装置上の制約から、抽出段数が必要とされるものより少ない等、最適化されたものではない。このため、得られた回収率に関する値は目標を満足するものではないが、これまでの様々な試験結果から最適化された抽出条件では目標が達成できると十分判断できる。特に Np に関しては、模擬高レベル廃液に Np を添加した溶液による同規模の連続抽出試験で抽出率 99.95%以上の実測値を得ている^[5]。Tc 及び白金族元素分離のための脱硝沈殿工程の試験では、各元素の沈殿率として Tc 96.2%、Ru 91.8%、Rh 90.0%、Pd 87.5%が得られた^[22]。

また、4 群群分離プロセスにおける固化体発生量について評価し、群分離後の固化体総量は、群分離せずに高レベル廃液の全量をガラス固化体とした場合に比べて、約 3 分の 1 の体積とすることができることを示した(**添付表 2**)^[6,23]。4 群群分離プロセスから発生する二次廃棄物の性状及び発生量の評価結果を**添付表 3**に示す^[23,24]。

b) 消滅処理システムの開発

ABR 及び ADS の炉概念検討、消滅処理サイクルの検討を実施して、MA 消滅性能に対しては前述の目標値を達成できるシステム概念を得た。**(添付表 4、5)** ABR に関しては、MA に濃縮ウランを加えた窒化物燃料を鉛で冷却する L-ABR と、同様の窒化物燃料を被覆粒子としてヘリウムガスで冷却する P-ABR の 2 つのシステム概念を考案した^[9]。P-ABR の集合体は高出力密度を達成するために粒子層内にヘリウムを直接流して冷却する設計(**添付図 8**)である。この集合体の流動実験を実施し、圧力損失及び軸方向流量配分のデータを取得して流量配分解析コードの開発及び検証を行った^[25]。

ADS に関しては、当初、核破砕反応のみで消滅するシステムを検討したが、数 100mA の非常に大きなビーム電流が必要であり、エネルギー収支が負になることがわかった。そこで核破砕ターゲットを MA 未臨界炉心で取り囲むハイブリッド型でビーム電流数 10mA 程度で加速器電力を自給できるシステムを検討対象とした。MA 窒化物燃料の未臨界体系に陽子ビームを垂直に入射するシステムについて検討を進め、ターゲットに固体タングステンを用いるナトリウム冷却型のシステムとターゲットと冷却材の双方に鉛-ビスマス(Pb-Bi)を用

いるシステム（添付図 9）を考案した^[7,8]。

ABR 及び ADS の設計に資するために、種々の基礎・基盤研究を実施した。アクチノイド核データの分野では JENDL-3.2 において 54 核種の核データ評価を行い、さらに、35 核種を追加した「JENDL アクチノイドファイル」の整備を進めた^[26]。アクチノイド核データの測定を米国 ORNL との研究サービス協定及び ISTC プロジェクトのもとに実施し、MA 核種の即発中性子収率、遅発中性子割合、核分裂断面積等の測定データを取得した^[27]。アクチノイド核データに対する積分実験を FCA で実施し断面積の修正^[28]を行ったほか、英国 PFR で照射したアクチノイド試料を分析し、核データ及び燃焼計算の検証を行った。

高エネルギー核データの分野では、122 核種の中性子及び陽子入射反応について「JENDL 高エネルギーファイル」の整備を進めた^[29]。高エネルギー陽子ビームによる核破砕反応の実験を高エネルギー物理学研究所及び原研高崎研において実施し、鉛体系における核破砕反応及び中性子輸送に関するデータ、炭素や鉛の中性子生成 2 重微分断面積、炭素や金からの放出中性子スペクトル等を取得した^[30-32]。

ADS の設計に必要なコードシステムの開発では、高エネルギー核反応・核子中間子輸送コード NMTC/JAERI、核内カスケード・中性子輸送結合コード ATRAS 等を作成し、前記の核破砕実験の解析などによる検証を行った^[33,34]。

c) 燃料及び燃料サイクル技術の開発

MA を主成分とする燃料として合金燃料と窒化物燃料との 2 つを主要な候補として選定した。当初、MA 合金を高密度燃料として選定し、状態図測定、関連物性データの調査を進めた。その結果、MA を主成分とする合金では、低融点の Np リッチ相と高融点だが Am 蒸気圧の著しく高い Am リッチ相への分離が生じ、燃料の成立性とリサイクルシステム設計上との 2 つの点で困難が生じることが分かった^[35,36]。このため、MA 窒化物を ADS 及び ABR の燃料の第 1 候補とし、MA 合金をバックアップとして位置づけた。研究開発は、①燃料物性データベース、②燃料製造技術、③燃料処理技術の 3 分野からなる。窒化物燃料／高温化学処理概念を中心に置き、関連基礎データベースの拡充、要素技術の開発を行ってきた。

①燃料物性データベースでは、MA 合金系の状態図測定を実施した。また、混合窒化物の熱物性データを取得した^[37]。②燃料製造技術では、炭素熱還元法による NpN（数 g 規模）、PuN（数 10g 規模）、AmN（10mg 規模）、CmN（10mg 規模）の調製を行った^[38]。窒化物の照射挙動に関しては、(U,Pu)N 燃料を試作し、約 5.5% 燃焼度までの燃料健全性を確認した^[39]。さらに、ゾルゲル法による UN 微小球製造に成功した^[40]。③燃料処理技術に関しては、UN、NpN、PuN の熔融塩電解試験（1g 規模）を行い、窒化物では世界で初めて熔融塩電解法による TRU 金属の回収に成功した^[41,42]。また、ウラン及びランタノイドの Cd 中窒化実験により、窒化物の生成条件を調べた^[43]。さらに、各種窒化物の熔融塩中への溶解時の窒素放出挙動を調べ、MA 窒化物の代替物質としての DyN の溶解試験では、N₂ としてほぼ 100% に達する放出率を確認し、窒化物燃料／高温化学処理による N-15 の高効率の回

収可能性を示した^[44]。(添付図 10、11)

MA 燃料の研究開発に加え、Tc 合金系の熱物性研究を実施している。Tc とその核変換生成物 Ru との合金を調製し、熱拡散率等の物性データを取得した^[45]。

d) 大強度陽子加速器の開発

ADS 用大強度陽子加速器の概念図を添付図 12 に示す。加速器の開発では、良質のビーム発生に重要なインジェクター部(高輝度イオン源、RFQ、DTL)の試作を行い、性能試験においてピーク電流 70 mA、デューティ 10%の世界一級の大電流ビームを達成した^[46]。DTL ホットモデルの高負荷試験では、デューティ 20%の負荷試験に成功した^[46]。また、経済性・安定性に優れた超伝導リニアックの開発では超伝導空洞の試作・性能試験によりヘリウム温度 2K で世界最高の加速電界 44MV/m を達成した^[47]。加速器の概念設計では、電磁場・構造強度設計、ビーム軌道計算を行うための計算コードの整備、設計手法の確立、シミュレーション計算を実施し、加速器システムの最適化を進めた^[48]。

2. 現状の分析

1) オメガ計画における位置付けとそれに対する進捗状況

群分離技術の研究開発では、オメガ計画に則り、4 群群分離プロセスの開発を進め、目標とする元素回収率がほぼ達成できることを確認した。群分離プロセスの実用化を図るための要素技術試験では、高レベル廃液の脱硝、沈殿物のろ過などについて一定の成果を得ているが現在も継続中である。分離元素・核種の有効利用技術の研究開発では、有効利用に関する調査研究、TRU や Tc の精製に関する予備的な検討を行った。有効利用・加工システムに関する研究については、将来の課題として検討を継続する。

専焼高速炉(ABR)及び加速器駆動炉(ADS)の設計・開発はオメガ計画に沿って進めてきた。ADS の初期は核破砕による直接消滅も検討したが、その後は主としてエネルギーバランスの観点から MA を核分裂で燃焼できる未臨界炉とのハイブリッドシステムの検討を進めた。ABR は遅発中性子割合やドブラー係数が小さい等の問題があり、設計の自由度が大きく、多様な組成の MA 燃料への適用性が良い ADS を専焼システムの第 1 候補とした。

燃料の開発では、(U、Pu、Np)N 混合窒化物の熱物性(熱伝導率、蒸発挙動)データの取得、Np と Am の相互溶解度、化学的安定性等を調べて、窒化物燃料を第 1 候補とした。核データ、物性データ等のデータベースの取得・評価・整備並びに計算コードの開発を実施し、ABR 及び ADS の炉心及びプラント概念の構築を進めた。

以下の項目についてはオメガ計画に記載されているが実施できていない。

- 群分離後の廃棄物の処理処分に関する研究
- FCA における TRU サンプルを増量した炉物理実験
- TRU 消滅処理システム導入のコスト・ベネフィット解析法の開発
- MA を主成分とする窒化物燃料の FFTF における照射実験
- ウラン体系を用いた核破砕積分実験

2) 技術的到達度

群分離・消滅処理サイクルの実現に向けて、現段階の技術的到達度を項目毎に以下にまとめる。また、開発のロードマップを添付図 1 3 に、研究開発の全体計画及び達成状況を添付表 6 に示す。

a) 群分離プロセスの開発

群分離研究では、4 群群分離プロセスに関して、実プラントのおよそ 1000 分の 1 の規模での試験による、主工程のプロセス成立性実証の段階にある。分離後の各群の精製及び処理の工程等に関しては予備的な検討を行った段階であるので、今後、これを更に具体的に進め、群分離のシステムとしての成立性を実証していく必要がある。

b) 消滅処理システムの開発

消滅処理研究では、核分裂反応による効率的な MA 消滅処理が可能な硬い中性子スペクトルを達成する ABR 及び ADS の炉心概念を得た。一基の ADS または ABR により軽水炉 10 基以上からの MA を消滅処理することができることを示した。今後はこれら炉心概念の最適化を進めながら必要なシステム技術の開発、実証を進めていく段階である。

c) 燃料及び燃料サイクル技術の開発

燃料製造技術では、すでに原研で(U,Pu)N 燃料ピンの試作・照射試験を行った実績があり、MA 取扱のための遮蔽設備さえあれば、試験燃料ピン製作に対応可能なだけの技術水準を有している。ただし、AmN 上の Am 蒸気圧が他の窒化物より高いため、焼結法の改良を課題として残している。また、窒化物燃料は(U,Pu)N についての海外での経験を含め、10% 燃焼度までのデータベースしか存在しないため、15%程度までの高燃焼度試験を必要としている。

燃料処理技術の中心となる溶融塩電解プロセスについては、グローブボックス施設内に Np10g/バッチ規模の試験設備を整えた。専焼システム (ABR,ADS) の場合、実プラントでも 10kgMA/日程度の燃料処理量で良いことから、希土類窒化物模擬物質を用いた工学規模試験との組み合わせにより、実規模プラント設計のための基礎を形成することは十分可能である。付随的な廃塩処理プロセスも合わせ、工学装置の基本構成としては金属燃料/高速炉技術開発とほとんど同一で良く、研究開発成果を共有出来る。回収 MA 金属の再窒化については、原研 NUCEF に 13 年度設置予定の Am,Cm 高温化学研究設備を用いて基礎試験を実施する。

d) 大強度陽子加速器の開発

大強度陽子加速器の開発では、入射系主要コンポーネント及び超伝導空洞の試作、試験を行ない、大電流化及び超伝導加速技術の見通しを得た。現在、世界最強の中性子散乱研究用の核破碎中性子源開発の一環として、出力 1MW (後に 7MW に増力の予定) のパルスビームを発生する加速器の開発を行っている。ADS の実用化には、数 10MW 規模のビーム出力に向けて、さらなる大電流化、ビームロス低減化とともに CW(デューティ 100%)化、信頼性向上を図る必要がある。

3. 今後の見通し及び課題

1) 実用化の見通し及びそのために解決すべき課題

群分離研究では、主工程のプロセス成立性実証の段階にあると考えるが、プロセスの更なる効率化を図ると共に、より経済的なプロセスに改善していくことが重要である。実用化に向けては、プラントとしての成立性確認を目指し、群分離後の各群の精製及び処理に関する技術開発、抽出溶媒・試薬の再使用技術開発試験等を進める必要がある。

消滅処理研究では、ADS を軸とした消滅処理サイクルの実用化に向けて、安全性の実証（ビーム窓等の材料開発を含む）、信頼性の高い大電流加速器の開発、MA 窒化物燃料の照射データ蓄積、MA からの放射線及び発熱を考慮した窒化物燃料製造・取り扱い技術の開発、N-15 の経済的濃縮法の開発、経済性の評価等を進める必要がある。Tc-99 については、現在の群分離プロセスでは回収できていない不溶解残渣の Tc（Tc 全量の 5～15%）を回収する方法を検討する必要がある。I-129 については、再処理プラントからの 99.9%以上の回収が原理的に可能であるが、回収プロセスの実証と安定な形態のターゲットへ転換する技術の開発が必要である。

2) 当面重点を置くべき研究開発課題

群分離研究では、NUCEF における試験を濃縮高レベル廃液を用いて実施し、4 群群分離プロセス主工程成立性実証の最終確認を行う。また、プロセス合理化、簡素化の観点からの研究を推進し、この点では、より効率的で廃液処理の容易な Am, Cm－希土類元素相互分離法の開発に重点を置く。さらに、群分離後の各群の精製及び処理に関する技術開発を進める。

消滅処理研究では、未臨界炉を加速器で駆動するシステムに固有な技術開発として、炉心核特性の予測精度向上及び MA-LLFP 消滅特性の最適化、加速器駆動未臨界炉心のシステム制御、ビーム窓の開発及び構造・材料設計、ターゲット及び Pb-Bi での核破碎生成物の評価、核データの測定及び積分実験によるデータ及びコードシステムの精度検証に関する研究・開発を進めていく。また、Tc-99 及び I-129 の消滅率は現在の ADS 及び ABR の設計では 4%/y 程度であり効果的に消滅できていない。これを高めるための専用システムの概念を検討する。

燃料研究では、MA 窒化物燃料サンプルの試作及び照射、電解精製試験、回収 MA の再窒化試験、データベースの拡充を進める。

3) 経済性についての見通し

正確なコスト評価は困難であるが、0 次オーダーの経済性試算を実施した。添付表 6 にその結果を示す。現在の見通しでは、階層核燃料サイクルによる群分離・消滅処理導入による発電コストの上昇はおよそ 5%程度となると考えられる。経済性試算で用いた仮定は以下の通りである。但し、地層処分の負担軽減効果は考慮していない。

- 群分離のコストは、再処理との比較において取扱い液量の比に比例するとして、再処理コストの 30%とした。
- 消滅処理システムの規模は、商用発電炉燃料サイクルの約 40 分の 1（発電炉の 1/3 の出力のシステムで発電炉 12 基分以上に対応）
- 消滅処理サイクルの物流量は、商用発電炉燃料サイクルの約 50 分の 1
- ABR での発電量はすべて売電
- ADS の発電量の 1/3 は加速器運転に、残り 2/3 は売電

4. 研究開発の進め方

1) 関連する研究分野との協力

大強度陽子加速器の開発は中性子科学研究計画の一環として進めている。

窒化物燃料・燃料サイクル技術の開発では、先進的核燃料サイクル技術の開発と協力している。

群分離・消滅処理と整合性のある地層処分の開発は地層処分研究と協力して進めている。

2) 国内機関との協力

- 高レベル廃液からのアクチニド分離プロセスの研究（核燃料サイクル開発機構）
プロセス相互評価による共通開発要件の抽出を主とする共同研究
- 大強度陽子加速器の開発（高エネルギー加速器研究機構）
RFQ、DTL 及び超伝導空洞加速部の要素技術の検討、協力研究
- 燃料開発（常陽照射等）（サイクル機構）
- 溶融塩技術開発（サイクル機構、電中研、産業界）
- 群分離・消滅処理システム研究(電中研)
群分離・消滅処理のストラテジーの設定、技術的成立性、経済性、リスク等の評価手法、評価基準及びシステムに関する情報交換
- N-15 濃縮法検討（東工大）
イオン交換法による窒素-15 濃縮の実験的研究、委託研究

3) 国際協力

- 群分離・消滅処理システム研究（OECD/NEA）
加速器駆動消滅処理システムと高速炉消滅処理システムの比較研究。1999 年 5 月に開始し、2 年間でまとめる。
- 消滅処理ベンチマーク計算（OECD/NEA）
加速器駆動消滅処理炉の炉心特性比較による核特性予測精度の評価。ベンチマーク問題を設定中、11 月に第 1 回会合予定。
- 放射性廃棄物及び使用済燃料管理に関する研究協力(フランス、CEA) MA 及び長寿

命 FP の群分離・新抽出剤開発及び高温化学プロセス・溶融塩技術開発に関し、情報交換、共同の研究開発計画の実施、職員の交流又は派遣について協力を行う。2002 年まで。

- 消滅処理に関する研究協力(フランス、CEA)
群分離・消滅処理のシナリオ研究、消滅処理のための新型燃料及びターゲット開発、加速器駆動炉を含む消滅処理システム及び陽子加速器の開発、消滅処理システムのための核データについて、情報交換、共同の研究開発計画の実施、職員の交流又は派遣について協力を行う。2002 年まで。
- 群分離・消滅処理に関する研究協力 (オランダ NRG)
1999 年から 5 年間、新抽出剤開発、アクチノイド塩化物の熱力学的性質、TRU 及び LLFP 照射試料の炉物理計算による核データ評価について、情報交換、共同の研究開発計画の実施、職員の交流又は派遣について協力を行う。
- ADS に関する研究協力 (米国 DOE、予定)
ATW プロジェクトが進められており、DOE との研究協力が予定されている。
- ADS 冷却材研究 (ロシア ISTC、スイス PSI、米国 LANL,予定)
Pb-Bi 冷却材及びターゲットについての陽子照射特性、熱流動特性、材料特性研究
- 核データ測定 (ロシア ISTC、米国 ORNL)
ロシア ISTC: MA の核データ測定及び評価
米国 ORNL: MA 照射データの分析及び核データ評価
- 燃料物性データ整備 (米国 ORNL)

5. 研究開発対象としていなかったが、群分離・消滅処理の趣旨に照らして重要と考えられる技術

- 群分離・消滅処理を伴った合理化地層処分方法の検討
階層核燃料サイクルによる群分離・消滅処理を導入した場合に、現在の地層処分方法をよりコンパクトで環境性能の良いものに合理化できる可能性を探る。

引用文献

- [1] H. Murata, H. Kuroi; "A proposed concept for actinide-waste transmutation", in Nuclear Technologies in Sustainable Energy System (selected Papers from an IIASA Workshop) ed. G.S. Bauer and A. McDonald (Springer-Verlag) (1983).
- [2] H. Murata, T. Mukaiyama; "Fission Reactor Studies in View of Reactor Waste Programmes," Proc. 3rd Int. Conf. Emerging Nuclear Energy Systems (Helsinki, 1983), Atomkern Energie-Kerntechnik, vol. 45(1), pp.23-29 (1984).
- [3] T. Mukaiyama, et al.; "Importance of Double Strata Fuel Cycle for Minor Actinide Transmutation", 3rd OECD/NEA Information Exchange Mtg. on Separation and Transmutation of Actinides and Fission Products, Cadarache, p30 (1994).
- [4] M. Kubota, I. Yamaguchi, Y. Morita, Y. Kondou, K. Shirahashi, I. Yamagishi, T. Fujiwara; "Development of a Partitioning Process for the Management of High-Level Waste", Proc. Int. Conf. and Technology Exhibition on Future Nuclear Systems: Emerging Fuel Cycles and Waste Disposal Options, GLOBAL '93, Vol. 1, p.588, September 12-17, 1993, Seattle, USA (1993).
- [5] Y. Morita, T. Fujiwara, K. Shirahashi, M. Watanabe, R. Tatsugae, M. Kubota; "Diisodecylphosphoric Acid, DIDPA, as an Extractant for Transuranium Elements", Proc. Int. Conf. on Evaluation of Emerging Nuclear Fuel Systems, GLOBAL '95, Vol. 2, p.1163, September 11-14, 1995, Versailles, France (1995).
- [6] M. Kubota, Y. Morita; "Preliminary Assessment on Four Group Partitioning Process Developed in JAERI", Proc. Int. Conf. on Future Nuclear Systems, GLOBAL '97, Vol. 1, p.458, October 5-10, 1997, Yokohama, Japan (1997).
- [7] T. Takizuka, T. Nishida, T. Sasa; "Conceptual Design Study of Accelerator-Driven Systems for Nuclear Waste Transmutation", 2nd Int. Conf. on Accelerator-Driven Transmutation Technologies and Applications, Kalmar (1996).
- [8] K. Tsujimoto, et.al; "Conceptual Study of the Lead-Bismuth Cooled Accelerator-Driven Transmutation System.", Proc. AccApp'98 pp.137-143, Gatlinburg, USA, Sept. 20-23, (1998).
- [9] T. Mukaiyama, T. Ogawa, Y. Gunji; "Minor Actinide Burner Reactor and Influence of Transmutation on Fuel Cycle Facilities", Proc. Technical Committee Meeting on Safety and Environmental Aspects of P-T, Vienna, 1993, IAEA-TECDOC-783, p.105 (1995).
- [10] K. Tsujimoto, et. al; "Study of Accelerator-Driven System for Transmutation of High-Level Waste from LWR", 7th International Conference of Nuclear Engineering, ICONE-7092, Tokyo, JAPAN, April 19-23, (1999).
- [11] T. Ogawa, S. Yamagishi, F. Kobayashi, T. Mukaiyama, M. Handa; "Dense Fuel Cycles for Actinide Burning and Thermodynamic Database", Proc. Intern. Conf. GLOBAL '95, pp.207-214 (1995).

- [12] Y. Suzuki, Y. Arai; "Thermophysical and Thermodynamic Properties of Actinide Mononitrides and Their Solid Solutions", J. Alloys and Compounds, 271-273, 577-582 (1998).
- [13] T. Ogawa, S. Akabori, Y. Suzuki, F. Kobayashi, T. Osugi, T. Mukaiyama; "Nitride Fuel Cycles on Pyrochemistry", Proc. Int. Conf. GLOBAL '97, pp.812-815 (1997).
- [14] T. Mukaiyama, et al.; "Influence of Minor Actinide Transmutation on Fuel Cycle Facilities", GLOBAL '93, Seattle (1993).
- [15] K. Shirahashi, M. Kubota; "Precipitation Behavior of Transuranium Elements during Denitration of High-Level Radioactive Liquid Waste by Formic Acid", J. Nucl. Sci. Tech., 29, 559 (1992).
- [16] M. Kubota, T. Fukase; "Formation of Precipitate in High-Level Liquid Waste from Nuclear Fuel Reprocessing", J. Nucl. Sci. Tec., 17, 783 (1980).
- [17] M. Kubota, I. Yamaguchi, Y. Morita, I. Yamagishi; "Separation of Technetium from High-Level Liquid Waste", Radiochemistry, 39, 299 (1997).
- [18] M. Kubota, K. Okada, I. Yamaguchi, Y. Morita; "Immobilization of Strontium and Cesium using Hydrous Titanium Oxide and Zeorite", Radioact. Waste Manag. Nucl. Fuel Cycle, 7, 303 (1986).
- [19] T. Iwai, et al.; "Fission Gas Release of Uranium-Plutonium Mixed Nitride and Carbide Fuels", IAEA Tech. Committee on Research of Fuel Aimed at Low Fission Gas Release, Oct. 1-4, 1996, Moscow (1996).
- [20] T. Ogawa, Y. Okamoto, R.J. Konings; "Thermochemical properties of advanced fission fuel materials", in P. Vincenzini ed. "Advances in Science and Technology vol. 24, Innovative Materials in Advanced Energy Technologies", TECHNICA Srl, (1999).
- [21] 山口、龍ヶ江、森田、近藤、白橋、山岸、藤原、藤本、谷津、藤田、黒羽根、青山、久保田; "群分離法の開発:NUCEF 内に建設した群分離試験施設", JAERI-Tech 94-030 (1994).
- [22] Y. Morita, I. Yamaguchi, T. Fujiwara, H. Koizumi, M. Kubota; "The First Test of 4-Group Partitioning Process with Real High-Level Liquid Waste", To be published in Proc. Int. Conf. on Future Nuclear Systems, GLOBAL '99, August 29 - September 3, 1999, Jackson Hole, USA (1999).
- [23] 森田、久保田; "湿式群分離と廃棄物", 放射性廃棄物研究, 2, 75 (1996).
- [24] 森田、久保田; "群分離工程と発生廃棄物", 日本原子力学会 バックエンド部会 第14回夏期セミナー 報告, 平成10年7月22-24日 (1998).
- [25] K. Haga, et al.; "Experimental Study on Coolant Flow Distribution in a Fuel Element of a Helium-Cooled Particle-Bed Burner Reactor", Proc. Global '97 (1997).
- [26] T. Nakagawa, et al.; "Nuclear Data Evaluation for JENDL Actinide File and High Energy Files", GLOBAL '93, Seattle, U.S.A, Sep. 12-17, 1993, p. 467 (1993).
- [27] H. Oigawa, N. Shinohara, T. Mukaiyama, H. H. Saleh, T. A. Parish, W. H. Miller, S.

- Raman; "Recent Measurements of Fission Neutron Yield Data of Minor Actinides", Proc.4th International Information Exchange Meeting on Actinide and Fission Product Partitioning and Transmutation, Mito, Japan, September 11-13, 1996, OECD/NEA, p.341-346 (1997).
- [28] S. Okajima, M. Mukaiyama, J. D. Kim, M. Obu, T. Nemoto; "Evaluation and Adjustment of Actinide Cross Sections Using Integral Data Measured at FCA", Proc. Int. Conf. Nuclear Data for Science and Technology, p.983-986, Mito, (1988).
- [29] T. Fukahori (ed.); "Proceedings of the Third Specialists' Meeting on High Energy Nuclear Data, March 30-31, 1998, JAERI, Tokai, Japan", JAERI-Conf 98-016 (1998).
- [30] H. Takada, et al.; "Analysis of Reaction Rate Distributions on a Thick Tungsten Target Bombarded with Protons of 0.8 to 1.2 GeV", Proc. of the 4th Int. Information Exchange Mtg. on Actinide and Fission Product Partitioning and Transmutation, Mito, Japan, September 11-13, 1996, pp.323-333 (1997).
- [31] K. Ishibashi, et al.; "Measurement of Neutron-Production Double-Differential Cross Sections for Nuclear Spallation Reaction Induced by 0.8, 1.5 and 3.0 GeV Protons", J. Nucl. Sci. Technol., 34, 529 (1997).
- [32] T. Nakamoto, et al.; "Experimental Neutron-Production Double-Differential Cross Section for the Nuclear Reaction by 1.5 GeV Mesons Incident on Iron", J. Nucl. Sci. Tehcnol., 34, 860 (1997).
- [33] H. Takada, et al.; "An Upgraded Version of Nucleon-Meson Transport Code : NMTC/JAERI97", JAERI-Data/Code 98-005 (1998).
- [34] T.Sasa, et.al; "Conceptual Design Study and Code Development for Accelerator-Driven Transmutation System.",Proc. Global'97, vol.1 p.435, Yokohama, JAPAN, Oct. 5-10, 1997, (1997).
- [35] J. K. Gibson, R. G. Haire, M. M. Gensini, T. Ogawa; "Alloys Behavior in Selected Neptunium Binary Systems: the Role of 5f Bonding", J. Alloys and Compounds, 213/214, 106-110 (1994).
- [36] T. Ogawa; "Alloys Behavior among U,Np,Pu and Am Predicted with the Brewer Valence Bond Model", J. Alloys and Compounds, 194, 1-7 (1993).
- [37] T. Ogawa, F. Kobayashi, et al.; "Actinide Nitrides and Nitride-Halides in High Temperature Systems", J. Alloys and Compounds, 271-273, 347-354 (1998).
- [38] Y. Arai, et al.; "Thermal Conductivity of Actinide Mononitride Solid Solutions", J. Alloys and Compounds, 271-273, 602-605 (1998).
- [39] Y. Arai, et al.; "Fabrication of Uranium-Plutonium Mixed Nitride Fuel Pins for Irradiation Tests in JMTR", J. Nucl. Sci. Technol., 30, 624 (1993).
- [40] 白数、山岸; "内部ゲル化法による UN 微小球の調製", JAERI-Research 97-050 (1997).
- [41] Y. Arai, et al.; "Experimental Research on Nitride Fuel Cycle in JAERI", to be presented

at Global'99 , Jackson Hole, September, 1999, (1999).

[42] F. Kobayashi, T. Ogawa, et al.; "Anodic Dissolution of Uranium Mononitride in Lithium Chloride-Potassium Chloride Eutectic Melt", J. Am. Ceram. Soc., 78, 2279-2281 (1995).

[43] M. Akabori, A. Itoh, T. Ogawa; "Nitridation of Uranium and Rare-Earths metals in Liquid Cd", J. Nucl. Mater., 248, 338-342 (1997).

[44] F. Kobayashi, et al.; "Dissolution of Metal Nitrides in LiCl-KCl Eutectic Melt", to be presented at Global'99 , Jackson Hole, September, 1999, (1999).

[45] Y. Shirasu, K. Minato; "Characterization of Technetium-Ruthenium Alloys for Transmutation of Technetium Metal", to be presented at Global'99 , Jackson Hole, September, 1999, (1999).

[46] K. Hasegawa, et al.; "Development of a Proton Accelerator for the JAERI Neutron Science Project", 1999 Particle Accelerator Conference, New York City, March 29-April 2, 1999, (1999).

[47] N. Ouchi, et al.; "Development of Superconducting Cavities for High Intensity Proton Accelerator at JAERI", Proc. of 1998 Applied Superconductivity Conf., Palm Desert, CA, September 14-18, 1998, (1998).

[48] K. Hasegawa, et al.; "System Design of a Proton Linac for the Neutron Science Project at Japan Atomic Energy Research Institute", J. Nucl. Sci. Technol., 36(5), pp.451-458 (1999).

[49] 久保田、中村; "高レベル廃液群分離技術の研究開発の成果と将来計画"、JAERI-M 85-066 (1985).

添付資料一覧

添付表 1	NUCEF での群分離試験 DIDPA 抽出工程の結果とその評価
添付表 2	群分離後の固化体の発生量評価とその後の処理
添付表 3	群分離後の二次廃棄物の性状及び発生量
添付表 4	専焼炉設計諸元
添付表 5	加速器駆動窒化物燃料消滅処理システムの性能
添付表 6	研究開発の全体計画及び達成状況
添付表 7	階層核燃料サイクルの経済的見通し

添付 1	群分離・消滅処理を組み込んだ核燃料サイクル
添付 2	4 群群分離プロセスのフローシート
添付 3	DIDPA 抽出プロセスのフロー
添付 4	加速器駆動未臨界システム (ADS) の概念
添付 5	消滅処理システムのフロー概念
添付 6	消滅処理による高レベル廃棄物の毒性の減少
添付 7	軽水炉導入シナリオと消滅処理システムの導入効果
添付 8	P-ABR の被覆粒子燃料と粒子層燃料集合体
添付 9	鉛・ビスマス冷却加速器駆動システムの概念
添付 10	高温化学処理による MA 金属及び窒素ガスの回収
添付 11	窒化物／高温化学処理法に基づく消滅処理燃料サイクル概念
添付 12	群分離・消滅処理サイクル実現へのロードマップ
添付 13	ADS 用大強度加速器システムの構成と開発の現状

添付表1 NUCEF での群分離試験 DIDPA 抽出工程の結果とその評価^[22]

	元素 ¹⁾	セミホット試験 ²⁾	ホット試験 ³⁾	評 価
抽出率	Am	>99.99%	>99.999%	目標達成
	Pu	-	-	抽出率は Am より高い
	Np	-	95.9%	同一条件のトレーサー試験に一致。 プロセス最適化で >99.95% 可能。
4M 硝酸 逆抽出率	Am	99.92%	99.98%	想定どおり。段数増で >99.99% 可能
	Pu	-	-	4M 硝酸では逆抽出されない
	Np	-	<0.05%	
シュウ酸 逆抽出率	Am	-	99.6%	前工程での回収漏れ Am はシュウ酸で 回収される。
	Pu	-	>99.9%	検出限界の問題、実際はさらに高い。 目標達成と考えられる。
	Np	-	>99.6%	

1) Cm については、絶対量が少ないので、データは取得できなかったが、Am と同じ挙動をとる。

2) セミホット試験：極少量の実高レベル廃液及び Tc を添加した模擬高レベル廃液を使用。

元素濃度は濃縮高レベル廃液相当。

3) ホット試験：非濃縮実高レベル廃液使用。元素濃度は、セミホット試験と比較して約 1/100。

添付表2 群分離後の固化体の発生量評価とその後の処理^[6]

使用済燃料(33,000MWd/t) 1 トン 当たり

群	主な核種 又は元素	固化体 の形態	体積(L)	群分離後 の処理
超ウラン 元素群	Np,Am,Cm	酸化物	0.09	消滅処理
Tc-白金族 元素群	Tc-99 Ru,Rh,Pd	金属	0.39	有効利用 Tc:消滅処理
Sr-Cs 群	Sr,Cs	無機イオン交 換体-焼成体	14 ¹⁾	中間貯蔵(熱利用) → 処分
その他の 元素群	Zr,Mo,Fe 希土類元素	ガラス固化体(酸化 物含有率 30%)	31 ²⁾	(中間貯蔵) → 処分
4群固化体 総量			46	
群分離無しの 時の固化体		ガラス固化体(酸化 物含有率 12%)	150	中間貯蔵 → 処分

1) Sr-Cs 群焼成体の体積 14L 算出根拠

基礎データ 吸着容量(実験値^[8]) チタン酸 1.7eq/kg、ゼオライト 1.2eq/kg (焼成後の重量に対して)
真密度(文献値) チタン酸 5.11kg/L、ゼオライト 2.3kg/L

(Sr+Ba+Ni)=23.95mol=47.9eq → チタン酸必要量 28.18kg=5.51L

(Cs+Rb) =23.1mol=23.1eq → ゼオライト必要量 19.25kg=8.37L 計 13.88L

ここで、交換体は吸着により体積変化がないとした。また、ホットプレスが必要。

※ 今後、この Sr-Cs 群焼成体に関しては、ホットプレス装置を用いた固化試験を行い、体積について確認すると共に、熱伝導度、熱膨張率等のデータを取得し、固化体の貯蔵についての評価を進める計画である。

2) その他の元素群ガラス固化体の体積算出根拠

酸化物含有率 30% (発熱の問題が大幅に軽減されているので含有率を高くできる)

ガラス固化体比重 2.7kg/L (通常のガラス固化体と同じとする)

(Y+ランタノイド+Zr+Mo+Te+Fe)酸化物重量 25.2kg → ガラス固化体 84.0kg=31.1L

添付表3 群分離後の二次廃棄物の性状及び発生量^[23, 24]

種類	群分離後の形態	主な成分元素	群分離後の処理	発生量概算 ¹⁾	アクチノイド混入率	α 放射能濃度 ⁴⁾
廃溶媒	DIDPA - TBP - ドデカン溶液	極少量の Ru, Fe, Zr	分解処理 →固化 →浅地層処分	ニリン酸カルシウムとして 6.4kg ²⁾	<0.0001%	0.13 MBq/kg
Na 廃棄物	炭酸ナトリウム溶液 硝酸ナトリウム溶液	Na	固化 →浅地層処分	硝酸ナトリウムとして 255kg ³⁾	<0.0001%	0.4 MBq/kg
その他の廃液	DTPA 廃液 シュウ酸廃液	C, H, O, N C, H, O	分解処理 →ガス化		<0.001%	

1) 使用済燃料 1ton からの高レベル廃液を群分離した際の発生量

2) 廃溶媒からの廃棄物発生量算出根拠

溶媒使用回数:第1サイクル 50 回使用、第2サイクル 100 回使用

実際にはリサイクルにおいて 50 分の 1 量もしくは 100 分の 1 量を廃溶媒とし、同じ量だけ新溶媒を投入する。使用回数は、1 回の使用で実際に受けると考えられる線量(7kGy)の 100 倍量の線量を溶が吸収しても抽出能力の低下はわずか 10%程度であるとの実験結果^[49]より決定した。

廃溶媒発生量:第1サイクル 3000L $\times$ 1/50=60L、第2サイクル 4000L $\times$ 1/100=40L

計 100L → リン原子の量 60mol

廃溶媒処理法:同じリン酸系抽出剤であることから TBP 溶媒と同様に分解処理ができるとした

→ 処理後、ニリン酸カルシウム ($\text{Ca}_2\text{P}_2\text{O}_7$;MW=214) の形になり、その重量は、214 $\times$ 30=6420g

3) Na 廃棄物発生量算出根拠 : 1000L $\times$ 1.5mol/L(Na_2CO_3) $\times$ 2 $\times$ 85g/mol(NaNO_3)=255000g

4) α 放射能混入量の評価^[24]

廃棄物に至るまでの各工程でのアクチノイドの DF をこれまでの研究結果より決定し、これらを積算して全体の DF を求めることによって算出した。

例 第1サイクル廃溶媒

元素	各工程でのDF				総合のDF	初期 α 放射 エネルギー (Bq)	残留 α 放射 エネルギー (Bq)
	4M 硝酸 逆抽出	シュウ酸 逆抽出	Na_2CO_3 逆抽出	溶媒 リサイクル			
U	1	1	1000	50	5E+04	3.37E+08	6.74E+03
Np	1	1000	1000	50	5E+07	1.16E+10	2.32E+02
Pu	1	1000	1000	50	5E+07	5.92E+11	1.18E+04
Am+Cm	10000	1	1000	50	5E+08	9.29E+13	1.86E+05
計						9.35E+13	2.05E+05

同様に第1サイクル廃溶媒中の残留 α 放射エネルギーは 6.14E+5Bq。よって、廃溶媒中計 0.819MBq。

従って、ニリン酸カルシウム廃棄物中の α 放射能濃度は、0.819÷6.4=0.128 MBq/kg

Na 廃棄物中の残留 α 放射エネルギーは 103MBq。よって濃度は、103÷255=0.404 MBq/kg

いずれも、 α 廃棄物の区分値 1GBq/t=1MBq/kg より小さい。

なお、 α 放射能濃度算出の分母は、固化前の重量であるため、固化後の濃度は更に低くなる。

添付表4 専焼炉設計諸元

	L-ABR ¹⁾	P-ABR ²⁾
燃料形式	ピンバンドル	被覆粒子
燃料組成	$(64\text{NpAmCm}-36\text{U}^{32})_{10}\text{N}^{42}_{10}$	$(65\text{NpAmCm}-35\text{U}^{32})_{10}\text{N}^{42}_{10}$
MA 初期装荷量, kg (MA/U)	918 (588/330)	2870 (1865/1005)
炉出力, MWth	180	1200
冷却材	Lead	Helium
中性子束, $10^{15}\text{n/cm}^2/\text{sec}$	3.1	6.6
炉心平均中性子エネルギー, keV	700	700
反応度(% $\beta\text{k/k}$)		
冷却材ボイル反応度/炉心	-1.3	
ドップラー反応度/炉心 ($t=300^\circ\text{C}$)	-0.01	-0.01
動特性パラメータ		
値 #	$2.6\bar{5}10^{-3}$	$2.6\bar{5}10^{-3}$
L_{eff} sec	$1.3\bar{5}10^{-7}$	$1.5\bar{5}10^{-7}$
サイクル長さ, fpd	550	300
MA 燃焼量, kg/y	30	250

1) L-ABR: MA 窒化物燃料鉛冷却専焼炉

2) P-ABR: MA 粒子燃料ヘリウム冷却専焼炉

3) 90%濃縮ウラン

4) N-15 濃縮

添付表5 加速器駆動窒化物燃料消滅処理システムの性能

(陽子ビーム 1.5 GeV - 45 mA, ~30 核破砕中性子/陽子, 熱出力 820MW)

型式	Na冷却 MA 消滅処理システム	Pb-Bi 冷却 MA 消滅処理システム	Pb-Bi 冷却 MA(FP) 消滅処理システム
核破砕ターゲット	固体タンダステン	液体鉛-ビスマス合金	
核破砕ターゲット寸法	50cm * 85cmH	50cm * 100cmH	
炉心寸法	184cm * 85cmH	244cm * 100cmH	
燃料・消滅核種インベントリ (kg) (MA/Pu/FP)	1950/1300/ -	2500/1660/ -	2500/1660/1000
MA 同位体構成比(%) (²³⁷ Np/ ²⁴¹ Am/ ²⁴³ Am/ ²⁴³ Cm/ ²⁴⁴ Cm/ ²⁴⁵ Cm)	56.18/26.40/12.00/0.03/5.11/0.28		
Pu 同位体構成比 (%) (²³⁸ Pu, ²³⁹ Pu, ²⁴⁰ Pu, ²⁴¹ Pu, ²⁴² Pu)	1.57/49.51/35.78/8.49/4.65		
炉心実効増倍係数 (初期/最大/最小)	0.93 / 0.94 / 0.90	0.95 / 0.95 / 0.94	0.93 / 0.93 / 0.92
冷却材ボイド反応度 (%Δk/k)	+ 4.5	-4.8	-7.1
ドップラー係数 (T-dk/dT)	- 2.25×10 ⁻⁴	- 3.75×10 ⁻⁴	
MA 燃焼量 / FP核変換量 (kg/y)	250 / -		250 / 40
出力密度 (MW/m ²) (最大/平均)	550 / 380	310 / 180	340 / 180
冷却材温度 (°C) (入口/出口)	330 / 430		
冷却材最大流速 (m/s)	8	2	

添付表6 研究開発の全体計画及び達成状況

	2000年	2010年	2020年	2030～40年
群分離	4群群分離法開発 MA 99.95%以上分離・回収 小規模での主工程成立性確認	NUCEFでの実廃液試験 群分離プロセス合理化 群分離プラントとしての成立性確認	パイロットプラント (MA分離能力:数kg/年) 設計 建設 運転	プラント実用化
消滅処理システム技術 概念検討	ABR及びADSの炉概念検討 ADSを第1候補に選定 核データの整備及び炉設計コードの開発・整備	冷却材の選定、LLFP消滅炉心設計 ADSシステムの安全性 核データ及び設計コードの精度向上 ADS基礎・工学特性実験: 炉物理、ビーム窓、ターゲット等	実用炉概念検討 実験炉の設計・開発 運転・制御 システム炉工学技術	実用炉概念設計 実用炉 の実証 の実証
燃料・燃料サイクル	MA窒化物燃料選定 AmN、CmN調製試験 UN、PuN、NpN電解試験 燃料サイクル概念構築 物性データベース整備	MA窒化物燃料サンプル試作・照射 MA窒化物燃料電解精製試験 データベースの拡充	MA窒化物燃料ピン照射 健全性実証 高温化学処理技術の実証	燃料製造パイロットプラント 燃料処理パイロットプラント
材料・構造	ビーム窓材料調査	材料照射実験 材料・構造データベース整備	材料選定 健全性実証	
加速器	入射系主要コンポーネント開発 超伝導空洞開発	ビームロス低減化 大電流化、CW化 1MW加速器建設 7MW加速器への増力	信頼性向上 実用加速器	加速器(～40MW)

添付表7 階層核燃料サイクルの経済的見通し

	燃料費		資本費	運転費	売電益	発電コスト純増加分
軽水炉発電コスト構成 *1	28% (内訳は*2参照)		42% (建設費: 340,000円/kW)	30%	?	
コスト倍率 (仮定)	ウラン精鉱、転換、濃縮は不要(計55%)。加工、使用済み燃料輸送、再処理、廃棄物処分(計45%)に対して単位処理量あたり倍。	群分離に因するコストは取扱い液量に比例するとし、再処理の場合に対して倍率は掛けない。	原子炉建設費は単位熱出力あたり2～3倍。加速器建設費は500億円。	単位出力あたり1.5倍。	?	
処理量の比	$300 \text{ kg} / (2600 \text{ kg} \times 12) = 0.01$	群分離での取扱い液量は再処理での取扱い液量の約30%	$1000 \text{ MA/t} / (3000 \text{ MA/t} \times 12) = 0.028$	$1000 \text{ MA/t} / (3000 \text{ MA/t} \times 12) = 0.028$	$330 \text{ MWe} \times 0.7 / (1000 \text{ MWe} \times 12) = 0.019$ [$330 \text{ MWe} / (1000 \text{ MWe} \times 12) = 0.028$]	
項目毎のコスト増分	$0.45 \times 3 \times 0.01 = 1.4\%$	$0.27 \div 0.3 = 8.1\%$	$(2760 \sim 3900) / (3400 \times 12) = 6.8 \sim 9.5\%$ [[$2260 \sim 3400$) / (3400×12) = $5.5 \sim 8.3\%$]	$1.5 / 3 / 12 = 4.2\%$	1.9% [2.8%]	
コスト増加	$0.28 \times 1.4\% = 0.39\%$	$0.28 \times 8.1\% = 2.27\%$	$0.42 \times (6.8 \sim 9.5\%) = 2.96 \sim 3.99\%$ [$0.42 \times (5.5 \sim 8.3\%) = 2.31 \sim 3.49\%$]	$0.30 \times 4.2\% = 1.26\%$	1.9% [2.8%]	5.0～6.0% [3.5～4.6%]

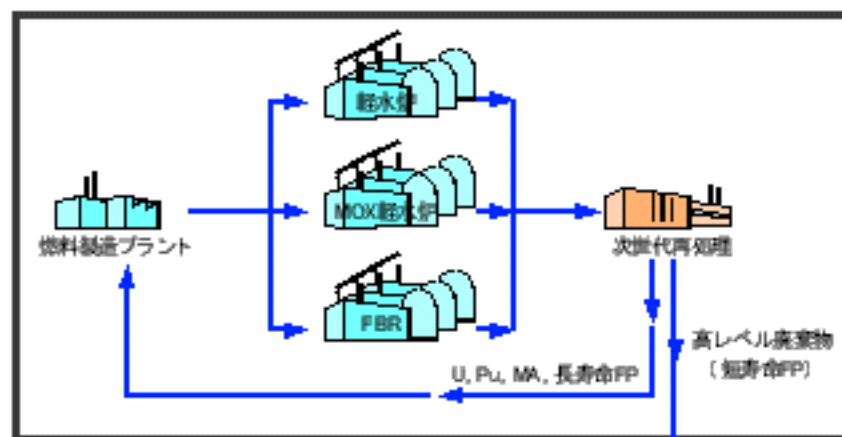
注: 1000 MA/t加速器駆動システム [または専焼高速炉] で3000 MA/t軽水炉12基からのMAを消滅処理。

[]内は専焼高速炉の場合。

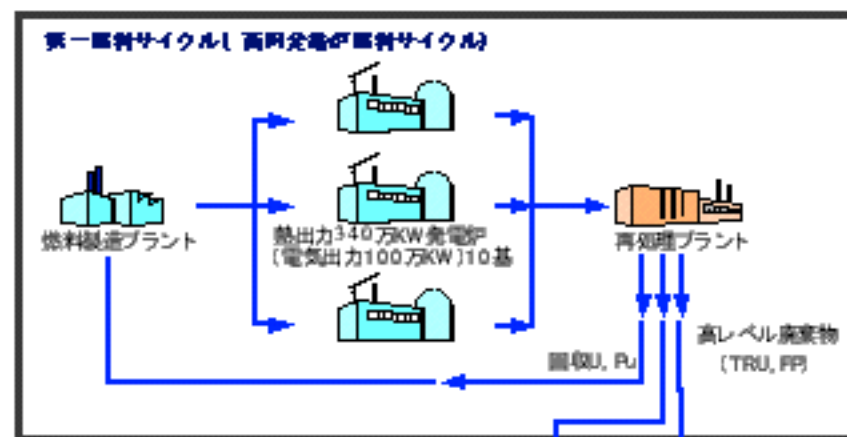
データ出典 *1) OECD/NEA Projected Costs of Generating Electricity-Update 1998. *2) OECD/NEA, The Economics of the Nuclear Fuel Cycle, 1994.

*2 燃料費の内訳

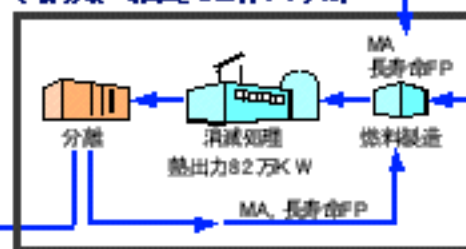
ウラン精鉱	転換	濃縮	加工	使用済み燃料輸送	再処理	廃棄物処分
22%	3%	30%	16%	2%	27%	0.3%



TRU : 超ウラン元素
FP : 核分裂生成物
MA : マイナー・アクチノイド



第二燃料サイクル
(群分離・消滅処理燃料サイクル)



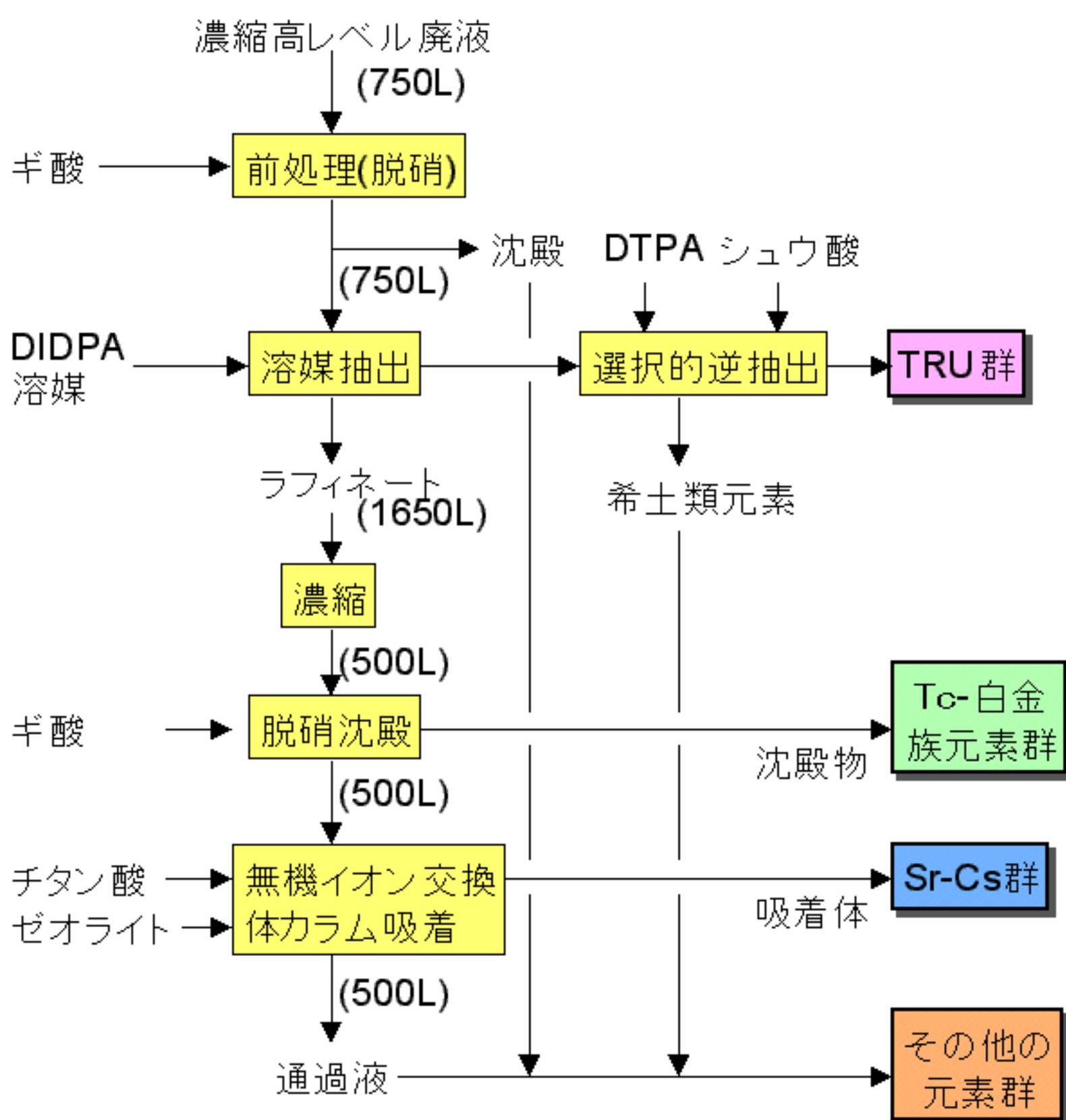
先進核燃料サイクル 概念

階層核燃料サイクル 概念

- ・発電炉を用いた消滅処理
- ・MA消滅処理には発電炉(高速炉)を用いる。
- ・PUREX再処理法を改良して、UやPuと共にMAも分離
- ・サイクル機構、電中研、フランス等はこの方式を研究

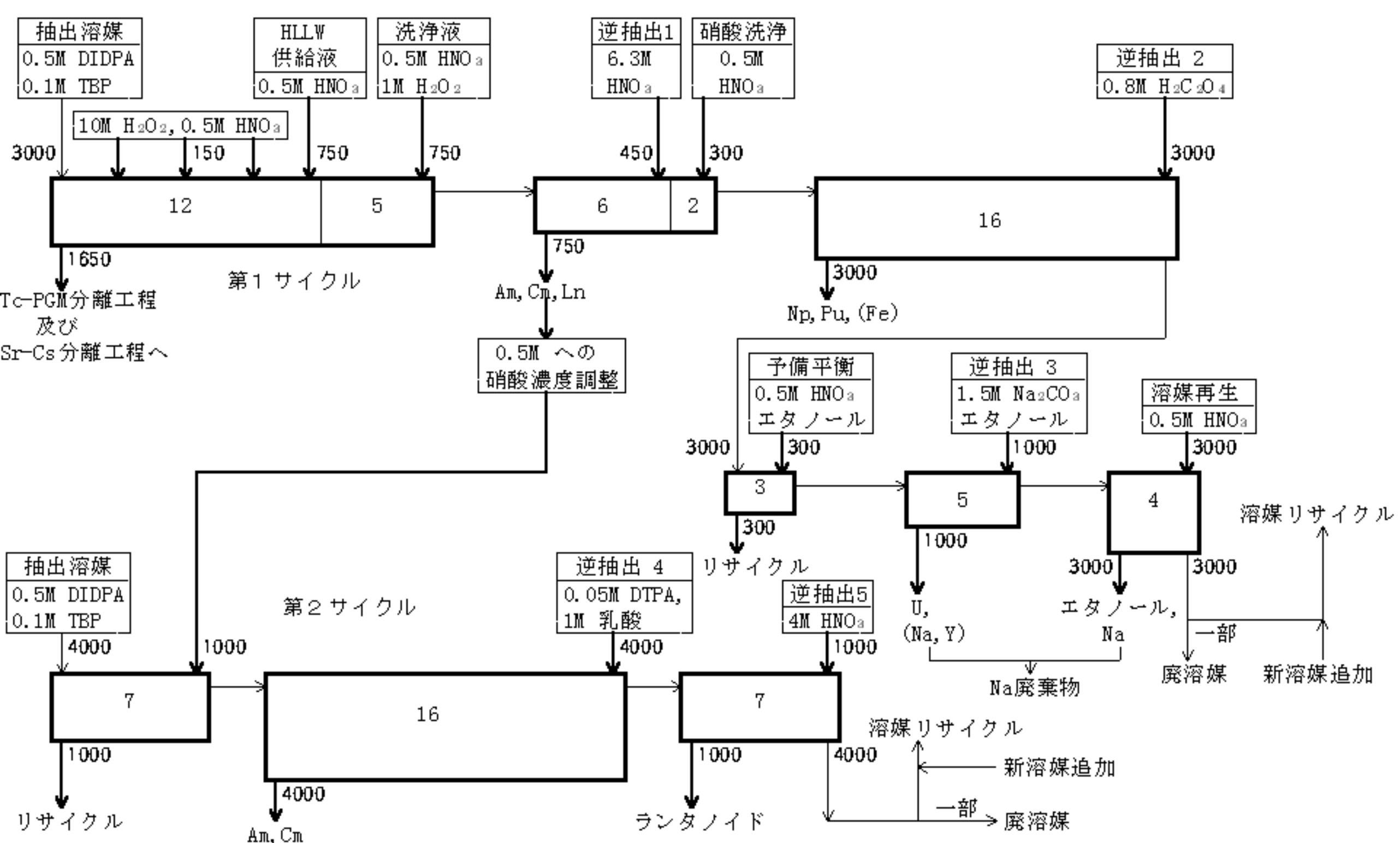
- ・発電炉燃料サイクルに群分離・消滅処理サイクルを付設
- ・発電炉燃料サイクルの再処理廃液からMAや長寿命核種を回収
- ・消滅処理専用システム(加速器駆動未臨界炉や専焼炉)を用いた消滅処理
- ・原研が提案
フランス(スーパーフェニックス放棄決定後)がこの方式へ

添付図1 群分離・消滅処理を組み込んだ核燃料サイクル



添付図2 4群群分離プロセスのフローシート

カッコ内: 軽水炉使用済燃料(33,000MWd/t) 1tonより発生する
高レベル廃液を処理する際の取扱い液量(L:リットル)

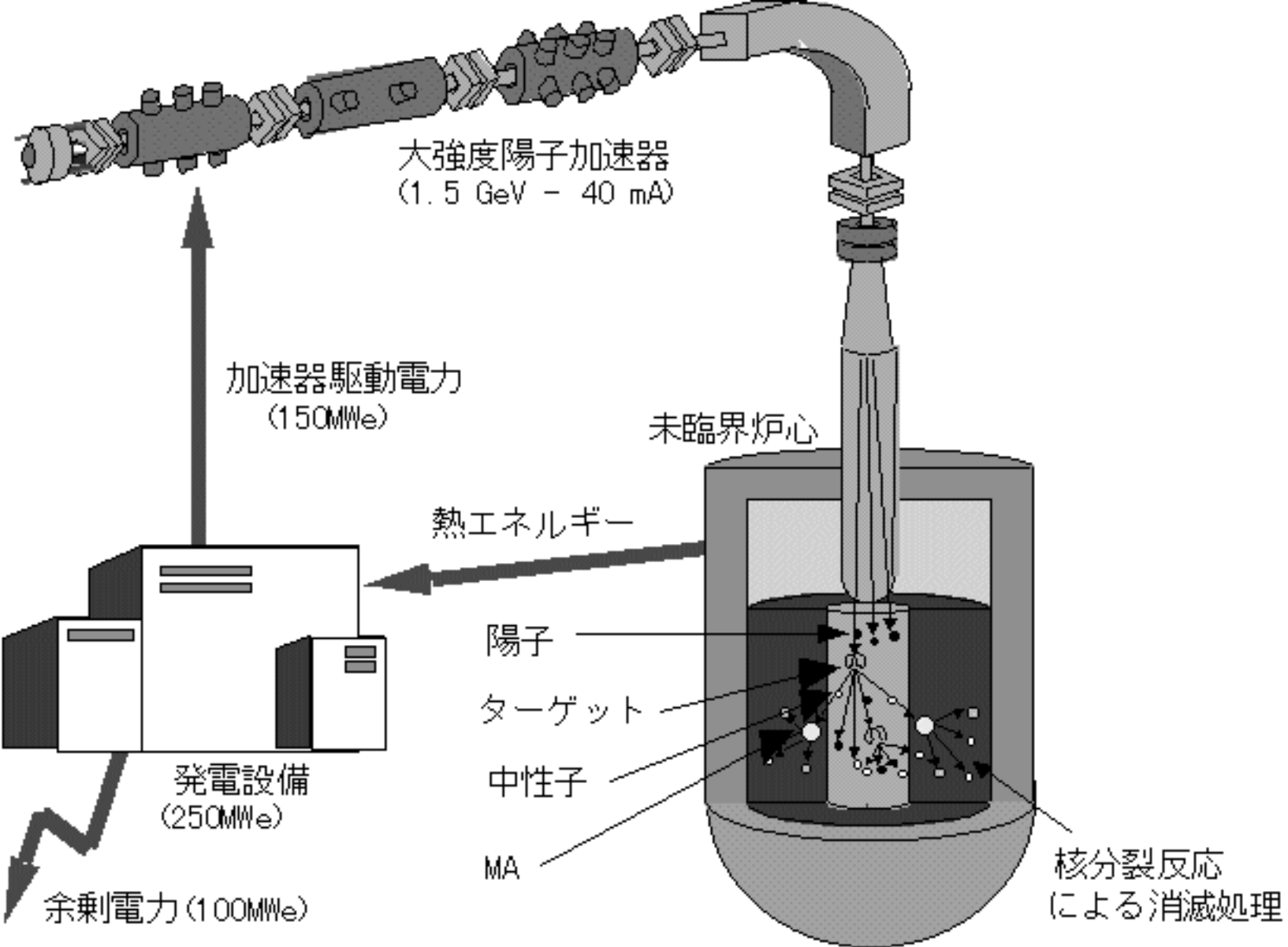


添付図3 DIDPA 抽出プロセスフロー

図中の数値: 軽水炉使用済燃料(33,000MWd/t)1tonより発生する高レベル廃液を処理する際の実取扱い液量(L:リットル)

取扱い液量の決定方法: 抽出容量、エマルジョン生成限界濃度の実験結果より必要溶媒量を決定→最適有機相/水相比より水相液量を決定

太線の枠は抽出器を表し、枠の大きさは、横が段数に、縦が流量に比例させてある。枠内の数値は必要段数を表す。



添付図4 加速器駆動未臨界システム(ADS)の概念

第1燃料サイクル (商用発電炉燃料サイクル)

- 発電プラント
1GWe 10基
- 再処理プラント
Pu 2.5t/年 (リサイクル)

MA 0.25t/年 (高レベル廃液)

Np	0.14t
Am	0.096t
Cm	0.014t

MAシステムインベントリー 5.5t
MA消滅量 0.25t/年
付随して発生するMA漏れ量
1.5kg/年 (漏れ率0.6%)

MA漏れ量 0.25kg/年
(プロセス漏れ率0.1%仮定)

第2燃料サイクル (群分離・消滅処理燃料サイクル)

- 加速器駆動炉(MA窒化物燃料)
800MWt 1基
正味変換率 約20%/600日
Np 26 %
Am 23 %
Cm -16 %

MA炉内インベントリー 2.25t

取り出し燃料MA量 1t/年

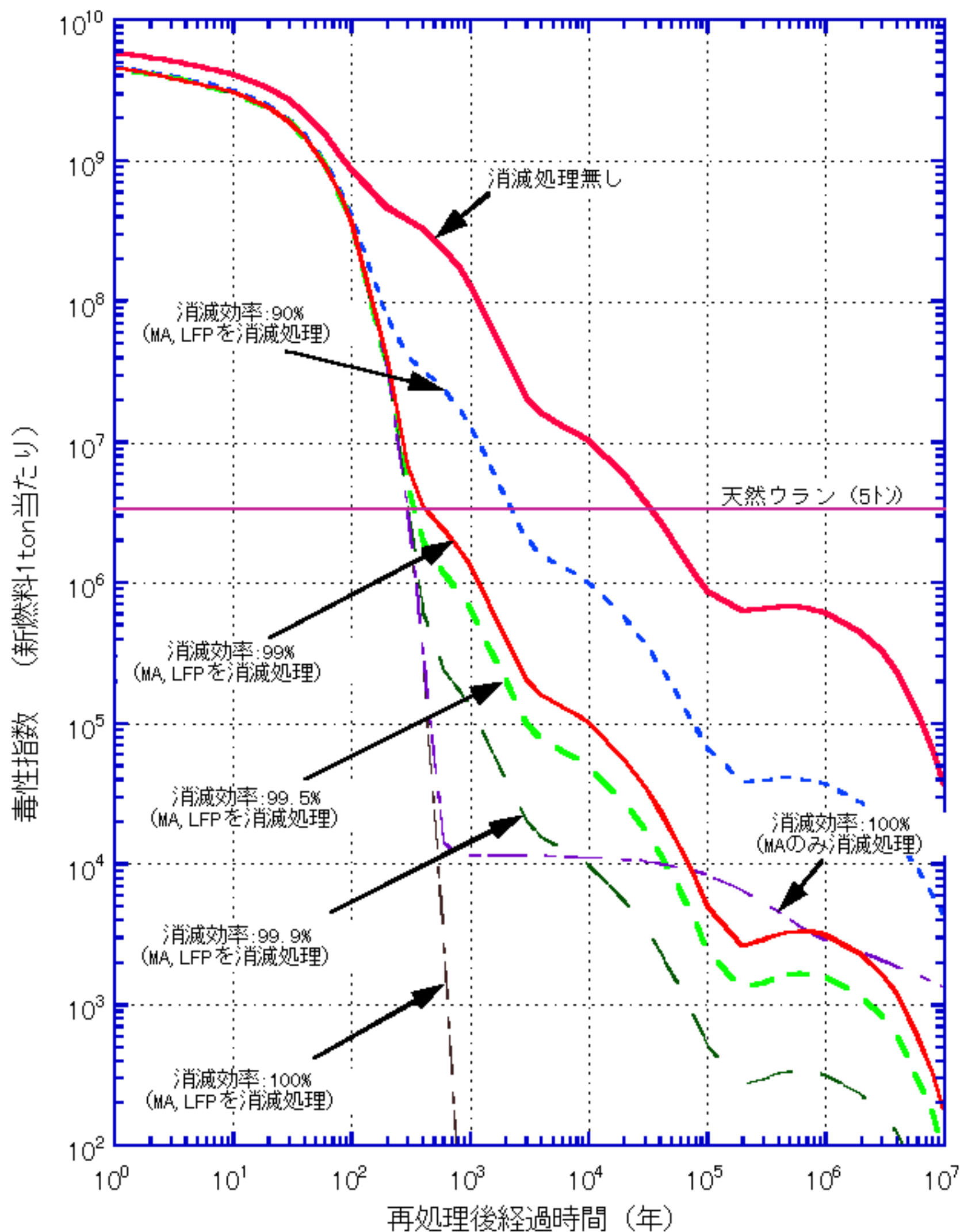
- 2年間冷却
(Cm242(半減期163日)の崩壊を待つ)
- 燃料処理プラント
MA処理量 1t/年
- MA窒化物燃料 製造工場

MA燃料 1.25t/年

MA漏れ量 1.25kg/年
(プロセス漏れ率0.1%仮定)

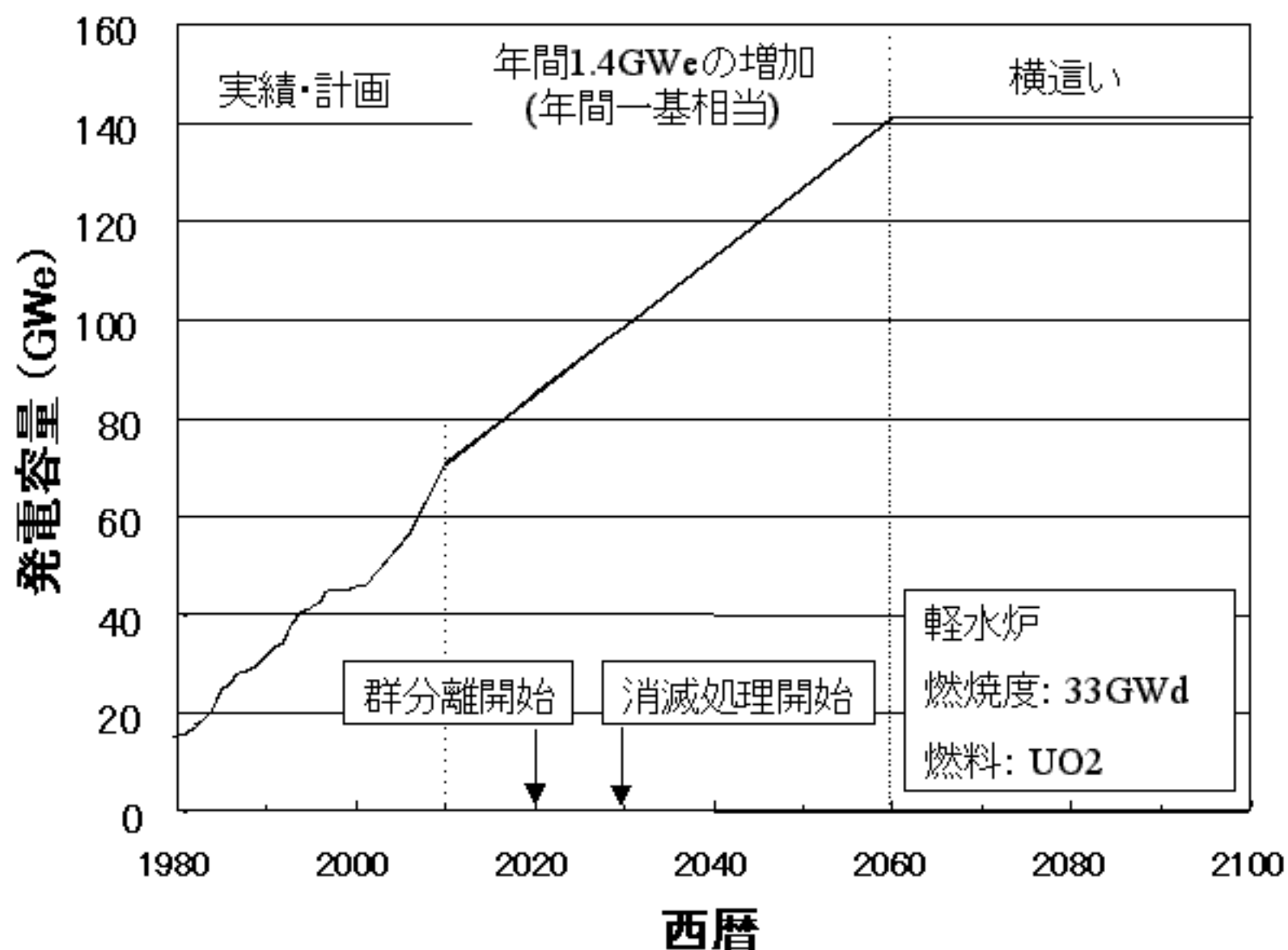
- 群分離プラント
MA燃料 0.25t/年

添付図5 消滅処理システムのフロー 概念

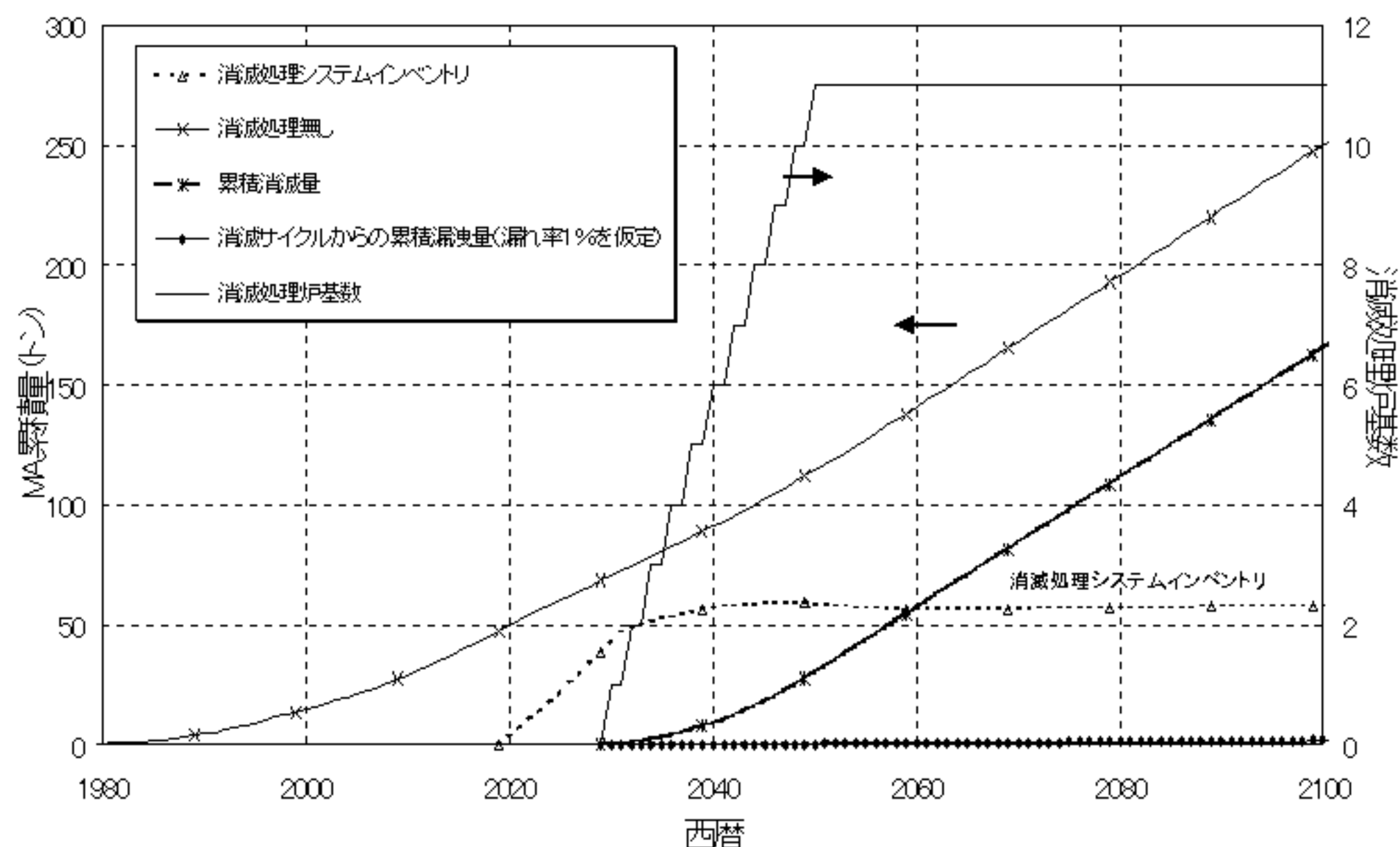


添付図6 消滅処理による高レベル廃棄物の毒性の減少
(LFP: 半減期が30年以上の核分裂生成物)

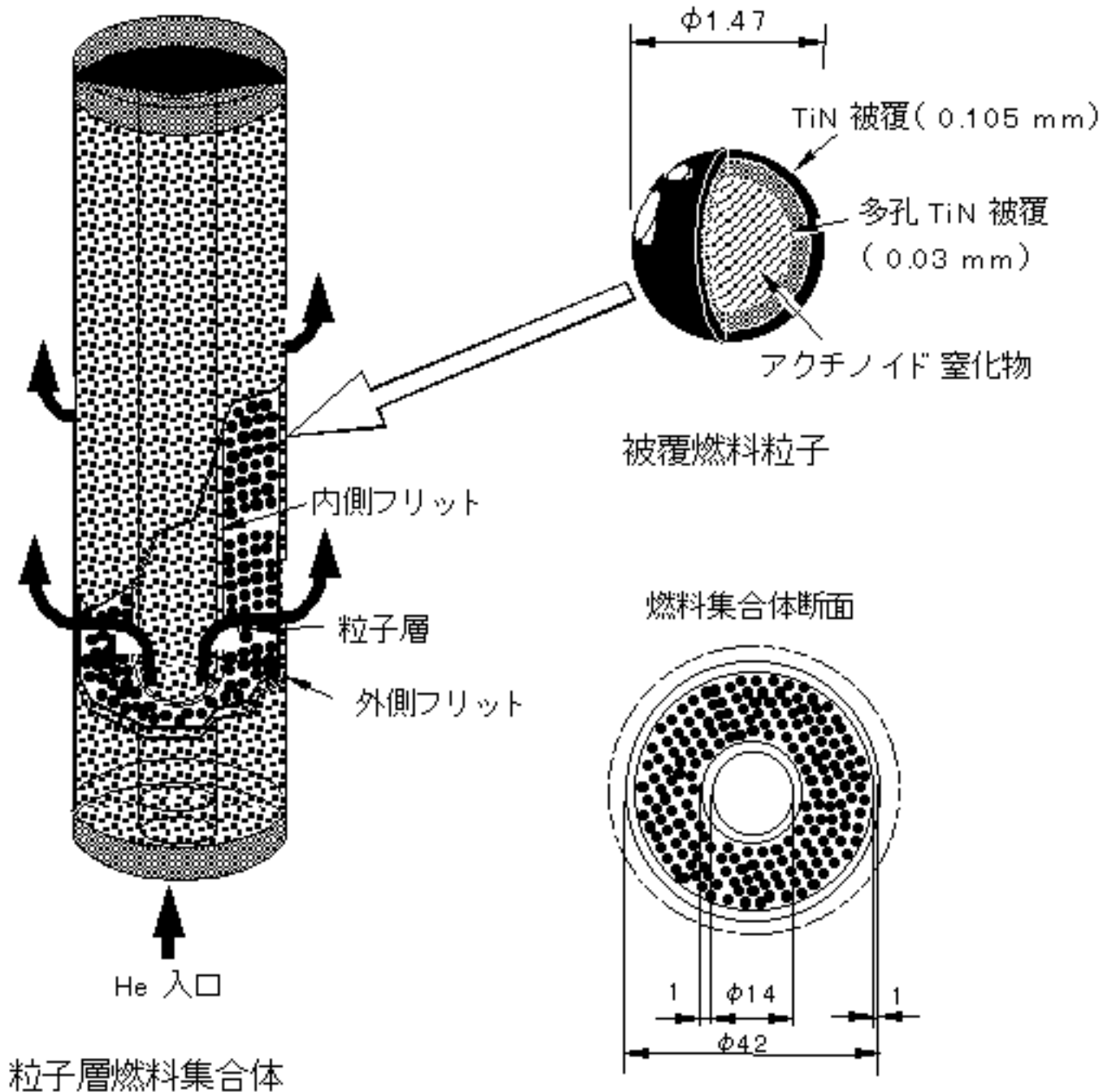
使用済燃料: 燃焼度33GWD/MT、3年冷却
再処理効率: 99.9%U, Pu回収



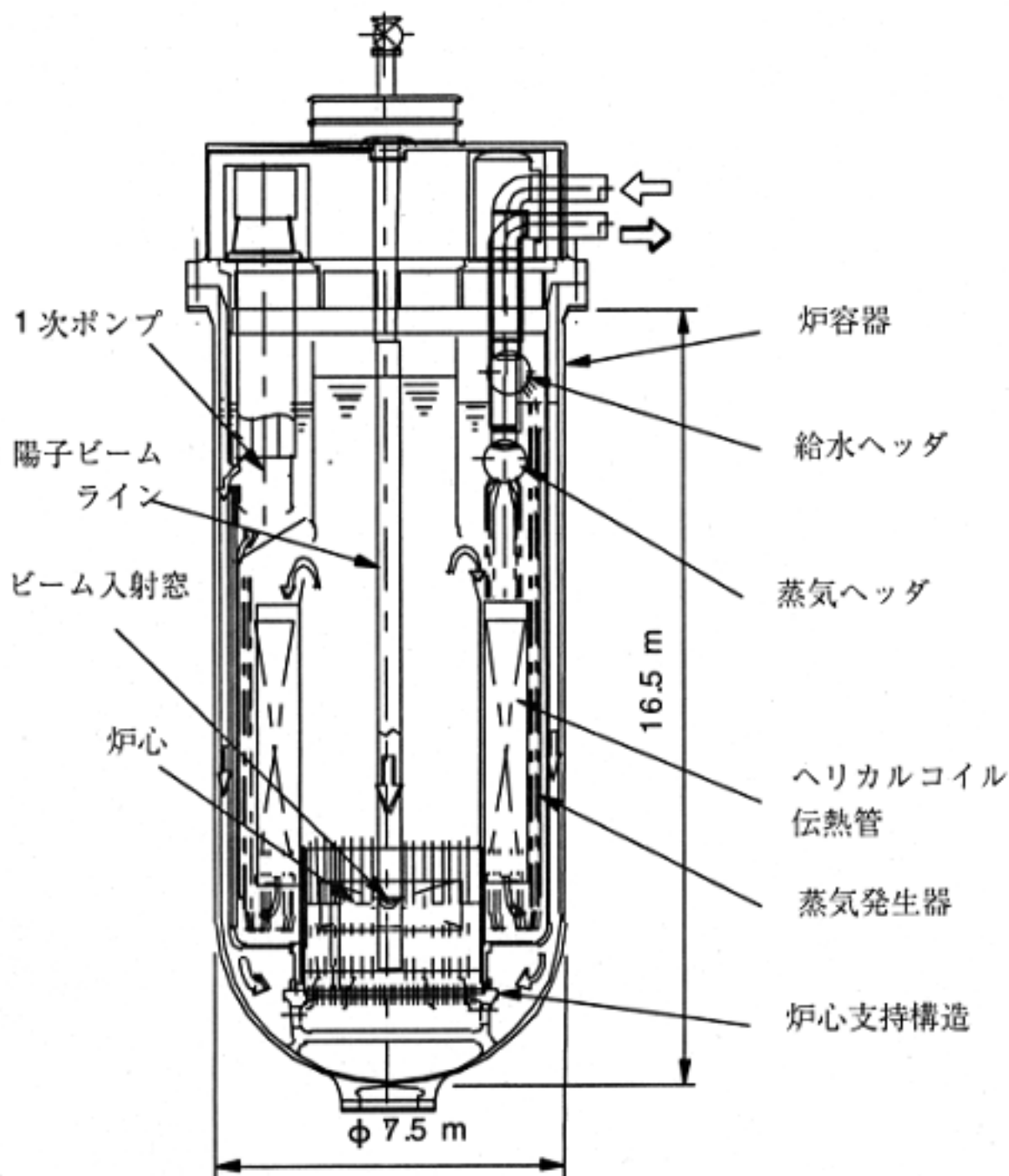
添付図7(a) 軽水炉導入シナリオ



添付図7(b) MAの蓄積と消滅処理システムの効果

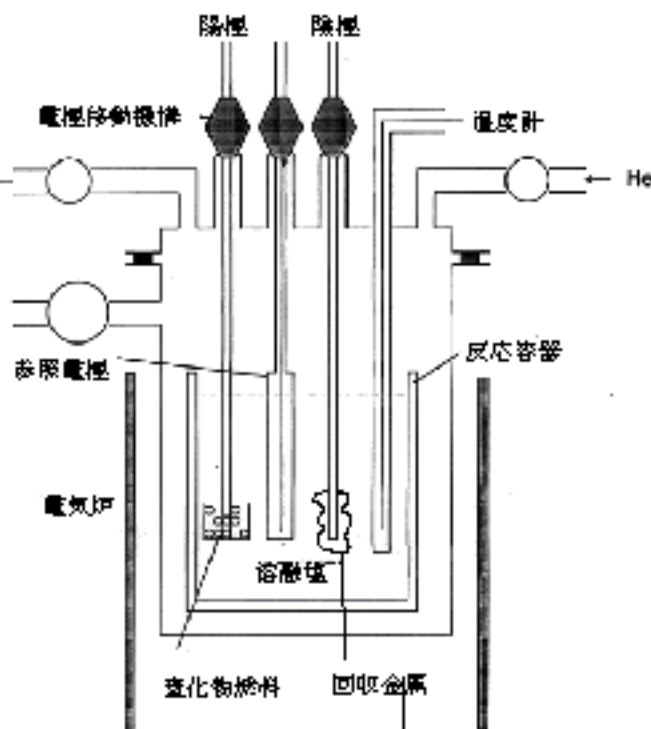


添付図8 P-ABR の被覆粒子燃料と粒子層燃料集合体

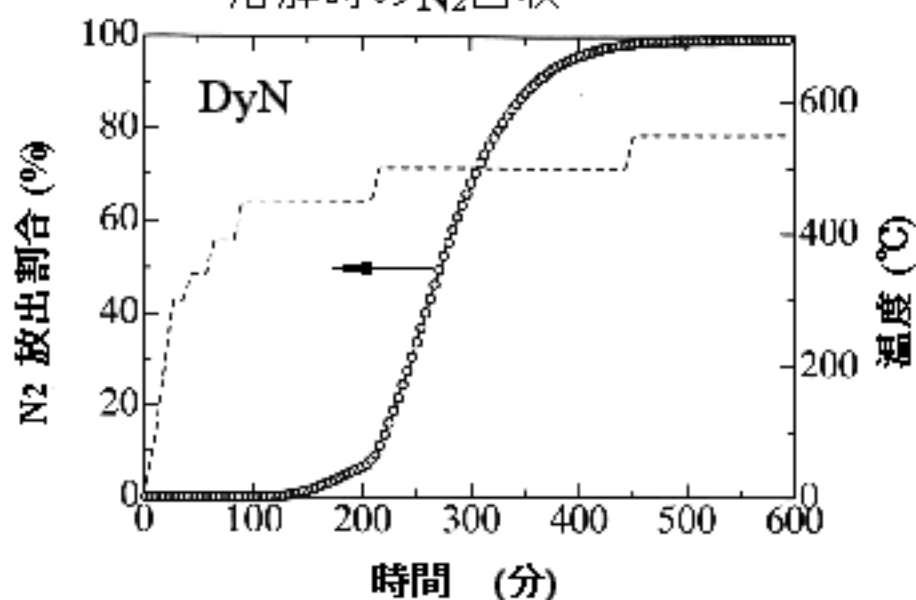


添付図9 鉛・ビスマス冷却加速器駆動システムの概念

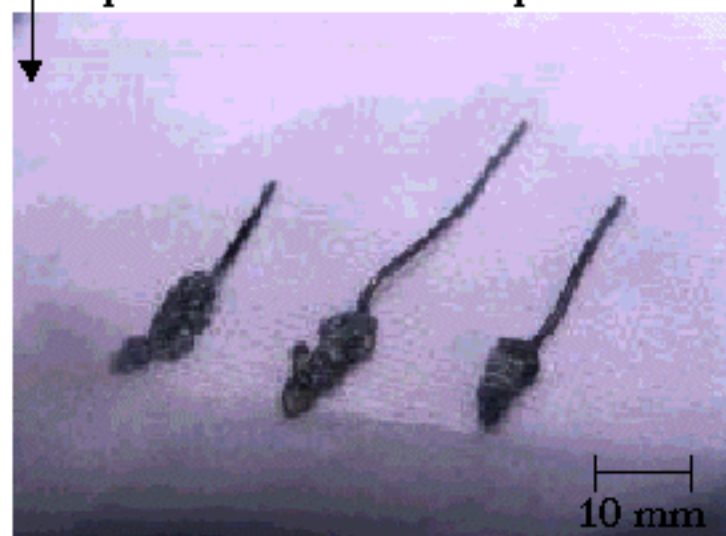
窒化物燃料／高温化学処理



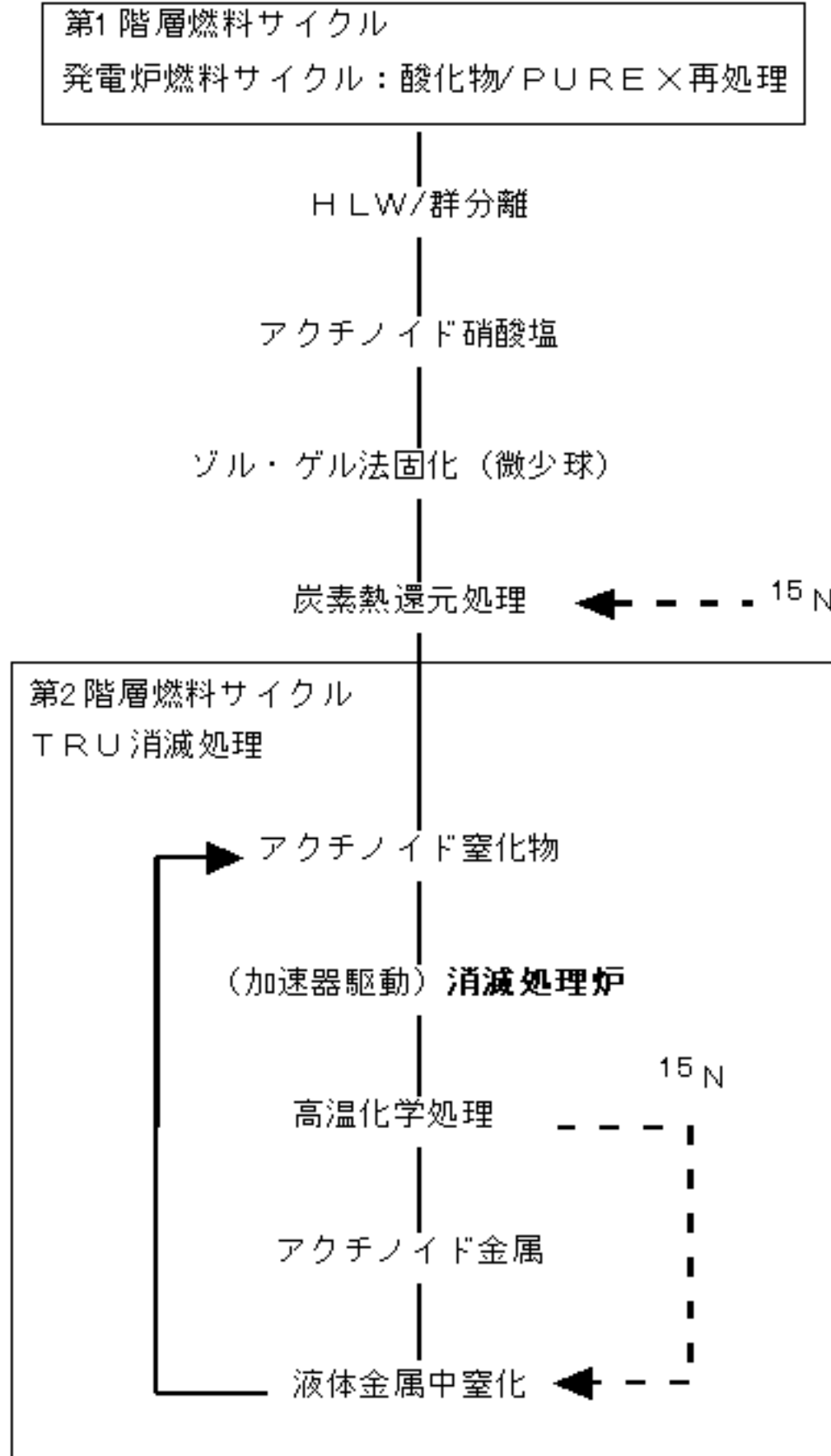
DyN(AmNの模擬物質)
溶解時のN₂回収



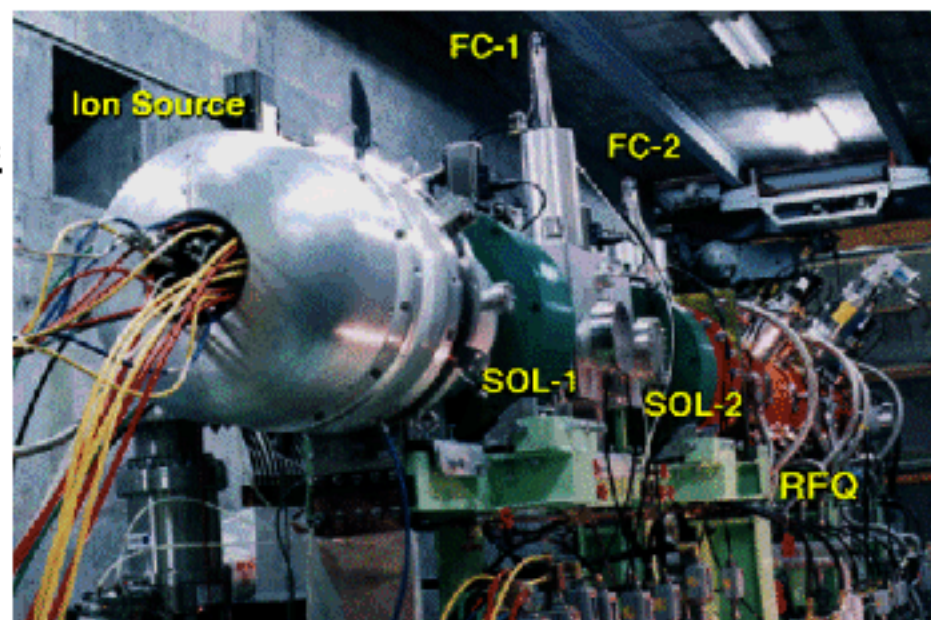
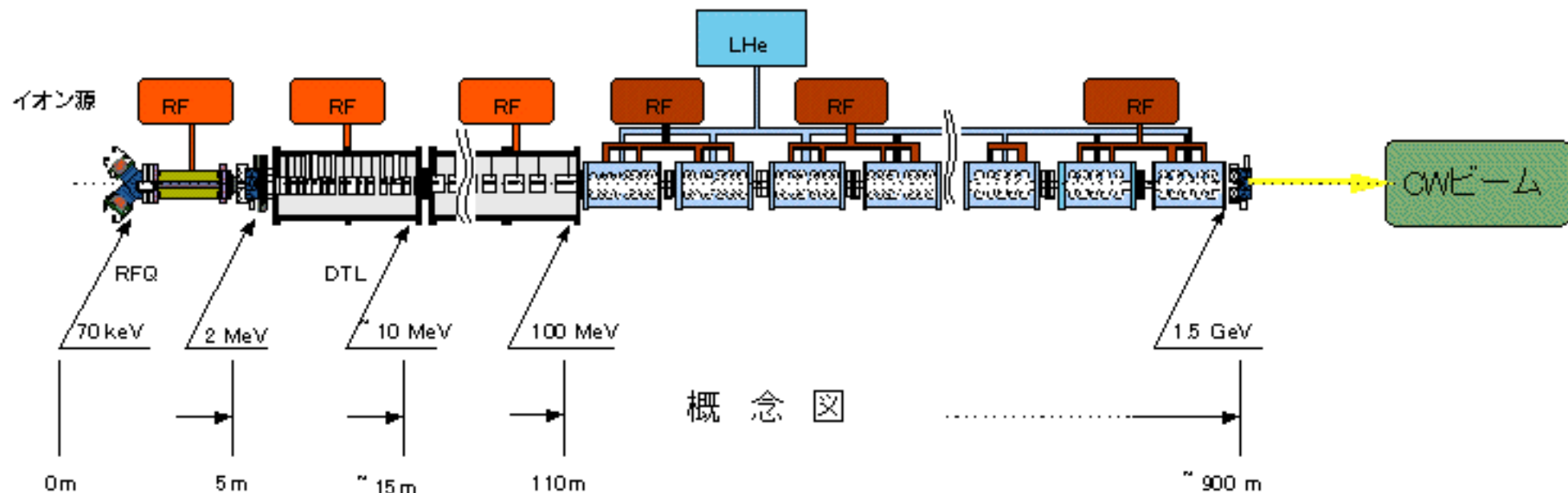
NpN電解による回収Np金属



添付図10 高温化学処理によるMA 金属及び窒素ガスの回収



添付図11 窒化物／高温化学処理法に基づく消滅処理燃料サイクル概念



低エネルギー加速部テスト



超伝導空洞
-単セルモデル-

最大表面電界
24 MV/m (4.2 K)
44 MV/m (2.1 K)

消滅処理システム・燃料サイクル技術の開発段階

