

# 高レベル廃棄物処分としての 加速器駆動核変換技術の現状と展望

日本原子力研究所  
大強度陽子加速器施設開発センター  
高野 秀 機

## 1. はじめに

原子力発電所を運転すると、ウラン(U)核燃料が燃焼(核分裂反応の持続)して、その燃料の中に短寿命及び長寿命放射性核種からなる核分裂生成物(FP)や超ウラン元素: TRU(Pu, Np, Am, Cm等)が生成される。この燃焼後の燃料を使用済み燃料と呼んでいる。使用済み燃料は、再処理によって、燃え残りのUとPuは回収され、これらは再び加工されて燃料としてリサイクルすることができる。しかし、再処理する過程でFPとマイナーアクチノイド: MA(Np, Am, Cm)及びごく少量のPuとUは廃棄物として排出される。これが高レベル放射性廃棄物(HLW)と称される。

このHLWをどのように処理処分するかが、原子力の開発を進める上で現在最も重要な課題の一つとなっている。国は、HLWについては、ガラス固化処理して深い地層に埋設処分する方針をとっているが、一方では、HLWの資源化と処分に伴う環境への負荷の低減の観点から群分離・消滅処理技術開発長期計画(通称オメガ計画)を策定し、1988年以来研究開発を推進してきている。昭和63年、原子力委員会放射性廃棄物対策専門部会はオメガ計画を取りまとめ、平成6年の原子力長計では、1990年代後半を目途に各技術を評価し、それ以降の進め方について検討することとした。これを受けて平成11年から12年にかけて原子

力委員会原子力バックエンド対策専門部会によるチェックアンドレビューが行われた。その審議結果<sup>1)</sup>、「本技術は、高レベル放射性廃棄物の減容等処分に係わる負担軽減や資源として有効利用に資するものとして有用な技術となる可能性があり、今後も着実に研究開発を進めることが適当である。核燃料サイクルに関する技術にとらえ、核燃料サイクルの他の研究開発との関連を考慮しながら、定期的な評価を行いつつ研究開発を進める。日本原子力研究所、核燃料サイクル機構、電力中央研究所においては、国内外の研究機関や大学との協力の下、着実かつ効率的に研究開発を進めるべきである。」とされた。また、消滅処理は、長寿命放射性核種を短寿命あるいは安定核種に変換する技術であることから核変換技術と呼ぶこととされた。

## 2. 分離変換技術と核燃料サイクル

分離変換技術研究の目的は、HLW中の長半減期核種のインベントリ低減により、HLW最終処分に伴う長期的放射性リスクの低減及び地層処分の負担を軽減することである。対象核種としては、MA及び長寿命核分裂生成核種LLFPの中から主としてTc-99、I-129が長期的毒性、地層処分の負担軽減、工学的実現性等を考慮して選定されている。

この分離変換技術システムを、少し平易に説明すると図1のようになる。群分離技術

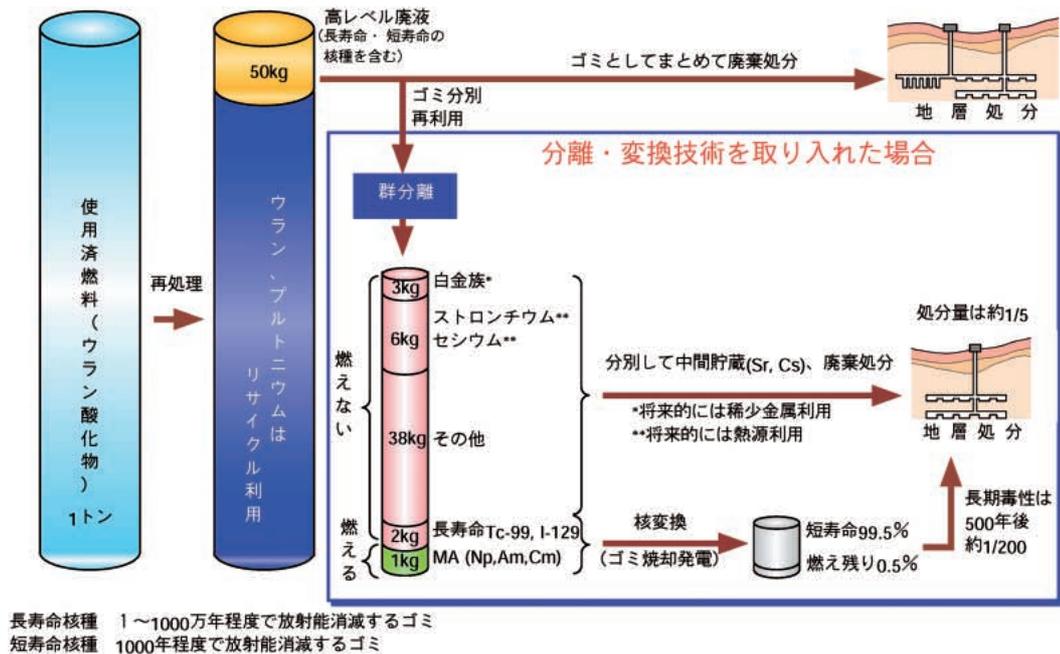


図1 高レベル廃棄物処分の分離変換技術とは

は、HLWを核変換対象核種、資源化可能性核種とその他のグループ群に分離する、いわゆるゴミの分別・減容に対応する技術開発である。この仕分けにより、廃棄物の量は約1/5~1/10に減容できる可能性があると思われている。また、核変換処理システムは、燃えるゴミ(MA)を燃えないゴミ(LLFP)と一緒に燃焼させ、これらの持つ長期的毒性を2桁以上低減できうと思われており、その際の発熱を利用して発電するリサイクルシステムである。

核変換処理サイクルには、大別して、先進的高速炉サイクル概念と階層核燃料サイクル概念<sup>2,6)</sup>がある。先進的サイクルは、高速炉の本格的な導入を前提として、次世代の再処理方法を開発し、長寿命放射性核種を高速炉全体システムでリサイクルして核変換させる。この方法についての研究は、世界各国で長い間行われてきたが、高速炉の研究開発の停滞とともに日本を除いてほとんど国際会議等での発表は少なくなってきた<sup>3)</sup>。これに対して、階層核燃料サイクル概念の基本的な考え方は、分離変換技術と商業サイクルを分け

て、核変換処理サイクルはすべて独立サイクルで行うものである。最近では、階層型における分離変換技術には、加速器駆動未臨界システム(ADS: Accelerator Driven transmutation System)が考えられている<sup>4,5,7)</sup>。このADS技術の研究開発についての現状と世界の動向を中心に紹介する。

### 2.1 高レベル廃棄物の長期的放射性毒性

いろいろな放射性物質からなるHLWの危険度を評価する一つの方法として、核種の放射能(Bq)をその年摂取限度(ALI)で規格化した指標が用いられ、毒性指標と呼ばれている。年摂取限度は、国際放射線防護委員会(ICRP)が、放射性物質が人体に与える危険性を、物理的、化学的、生物学的な様々な要因を考えて勧告しているものである。HLWの放射性毒性の時間変化を図2に示す。最初の100年間は、核分裂生成物(FP)特にSr-90とCs-137による毒性が大部分を占めている。500年以降の毒性の大部分は、MAとLLFPによるもので、特に、MAはPu, U, Th等に崩壊していき長期的毒性は容易に減少しない。

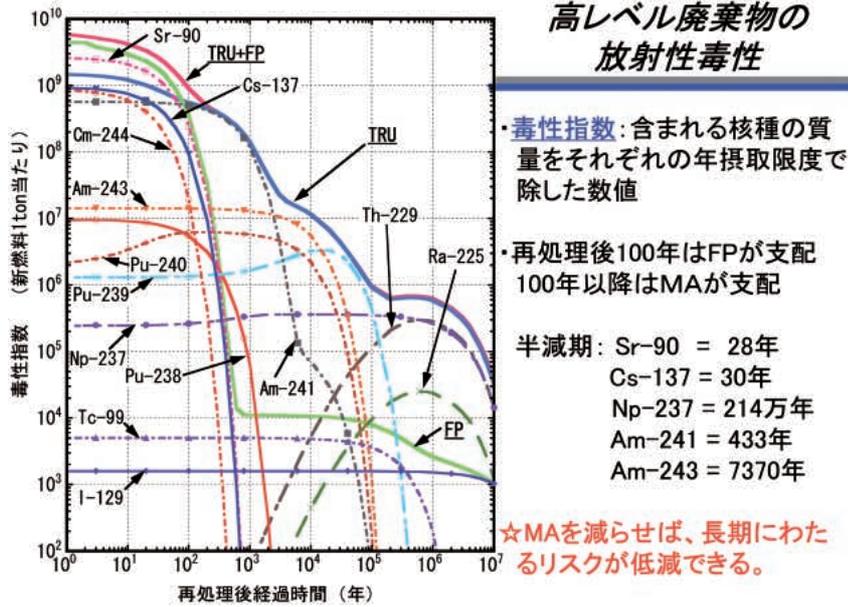


図2 高レベル廃棄物の放射性毒性の時間変化

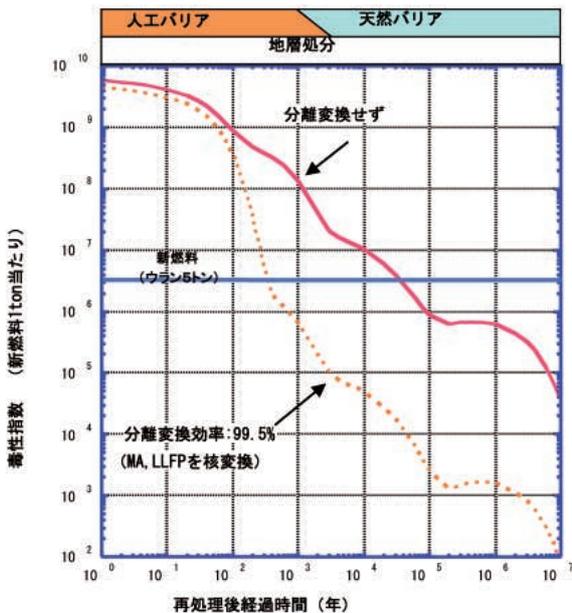


図3 核変換処理による高レベル廃棄物の放射性毒性の低減

また、図3には、これらのMA及びLLFPを核変換した場合の毒性の変化を示してある。99.5%核変換では、約500年後の毒性は初期燃料1トンに必要な天然ウランの毒性と同等になる。従って、地層処分への負担は大幅に軽減され、新しい処分法の可能性も考えられよう。

## 2.2 核変換処理専用システム

核変換処理システムの条件としては、核変換処理速度、核変換処理量が十分大きく、エネルギー収支が成り立ち、このシステム導入による経済性が発電炉システムと整合性のあるものでなければならない。このためには、MAの直接核分裂を目指した硬い中性子スペクトルを有するとともに、新たなMAの生成を最小にするためUを含まないMAを主とする燃料からなる専焼炉システムが有利である。これらの条件を満たすものとして、加速器駆動未臨界専焼炉システム(ADS)の研究開発が進められている(図4)。この陽子加速器、核破砕ターゲット、未臨界MA燃料炉心を組み合わせたシステムは、核破砕中性子源をMA領域に投入してMAの核分裂反応により核変換処理する概念である。

炉心は、中心が核破砕ターゲット領域、その周りがMAを主成分とする燃料集合体からなっている(図5)。炉心の中性子増倍係数は~0.95の未臨界になるように設計されている。エネルギー1 GeVに加速された陽子がターゲット領域に入射されると、重金属のターゲット材料(Pb-Bi)との核破砕反応により、

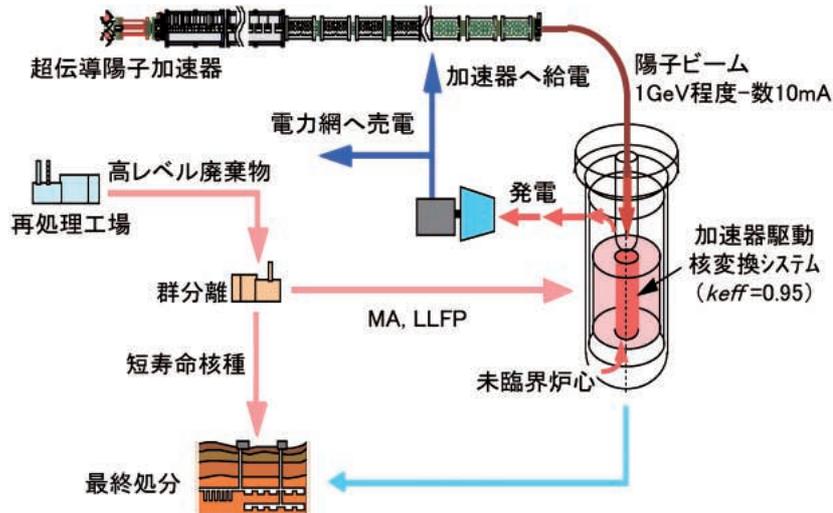


図4 ADSによる核変換システムの基本概念

## ADSの設計例

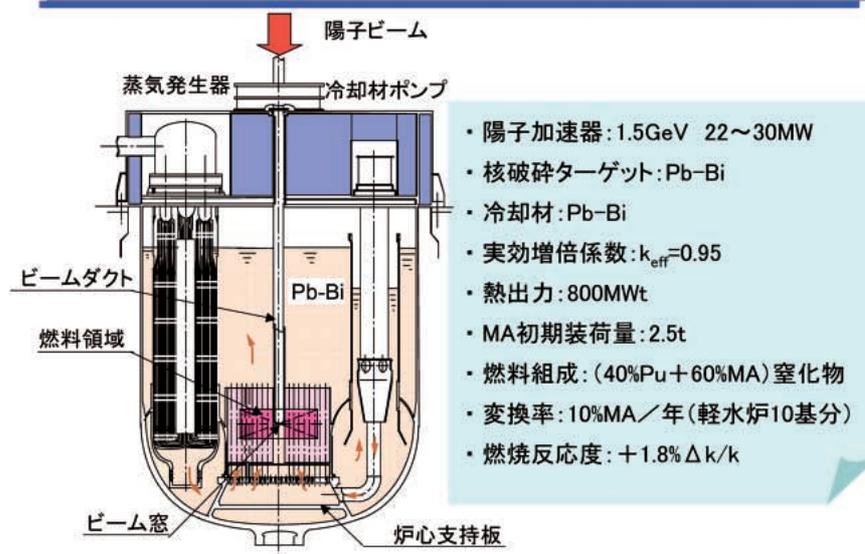


図5 加速器駆動未臨界炉システムの概念

陽子当たり約30個の中性子を発生する。この中性子が燃料領域でMA核種と核分裂反応を起こしてMAを核変換させるとともにエネルギーを放出して、熱出力を持続することができる。MA燃料領域は未臨界であるため、入射陽子ビームが停止すれば、核分裂反応は即時に停止する。

現行軽水炉10基分からのMA処理能力を設計目標とした、鉛-ビスマス冷却型ADSの概念が検討されている<sup>5)</sup>。その主な炉心性能を

表1に示す。MA核変換量(kg/y)が250kg、サポートファクターが10基(33GWd/t燃焼PWR、5年冷却時のMA量)である。また、このADSシステムの将来予測される原子力発電シナリオにおける導入効果分析も行われている<sup>6)</sup>。I-129の核変換については、ADSの反射体領域にNaIまたはCuI化合物を中性子減速材(ZrH<sub>2</sub>)とともに装荷し、軽水炉約9基分の量を年間当たり変換できる可能性が見いだされている<sup>7)</sup>。

表1 鉛・ビスマス冷却型加速器駆動核変換システムの性能

・熱出力	・800MW
・初期keff	・0.95
・炉心サイズ	・半径115×高さ100 (cm)
・ピン径	・0.85
・P/D	・1.6
・燃料	・MA60% + Pu40%、窒化物 (N-15濃縮)
・燃料中希釈材	・ZrN
・初期重金属重量	・4200kg
・運転日数	・600日
・MA核変換量	・250kg
・MAサポートファクター	・10.3
・I-129サポートファクター	・9.1

注) サポートファクター: PWR45GWd燃焼の使用済み燃料を5年間冷却後のMAまたはI-129生成量をMAまたはI-129の変換量で除した値

ADSの核破砕ターゲット材料としては、液体Pb-Biが世界の主流となっている。そのため、各国(ロシア、ドイツ、ベルギー、イタリア、スペイン、フランス、アメリカ)で、

Pb-Biの熱流動特性、材料腐食等の技術開発が盛んに行われている。Pb-Bi利用の実績としては、有名なロシア原潜での80炉年の経験とIPPE研究所における約50年の研究開発がある。もう一つの実績が、最近日本にもあることがわかった。それは、八戸の鉛亜鉛精錬所において、廃熱回収利用のためPb-Biロンドーにより20年間発電を続けており、Cr-Mo伝熱管に何の異常もなかったという事実である<sup>8)</sup>。最近、日本では、原研、東工大、三井造船等でPb-Biループ装置を作製し材料腐食の研究を開始している。図6に原研のPb-Biループ実験装置を示す。

### 2.3 核変換処理対象核種の分離・回収

MAやLLFPを核変換処理するためには、これらの元素をHLW廃液から分離・回収することが必要である。この技術を群分離プロセスと呼んでいる。超ウラン元素群、テクネチウム、白金族元素群、ストロンチウム-セシウム群に対して、二次廃棄物発生量の少ない群分離プロセスが構築されている<sup>9)</sup>。発熱の大部分を占めるストロンチウム、セシウム群は吸

## Pb-Bi Test Loop in JAERI

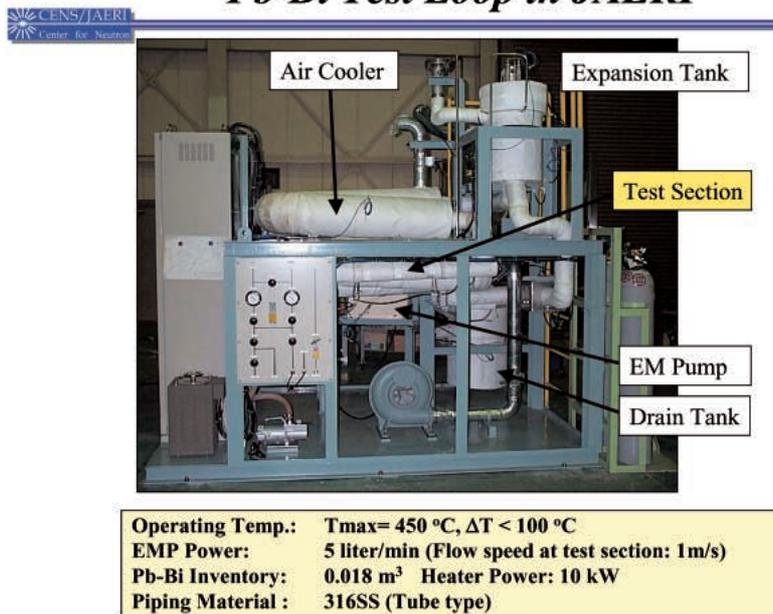


図6 原研のPb-Biループ実験装置

着分離に使用した無機イオン交換体を直接高温で処理することにより、ガラス固化体よりも耐熱性や難溶性に優れた固化体にすることが出来、その体積も群分離をしない場合の全量ガラス固化体より大幅な減容化が期待できる。また、二次廃棄物の固化体体積は、再処理で発生する量の約5分の1で、しかも、アルファ放射能濃度は1 GBq/ton以下にでき浅地処分が可能と考えられる。

#### 2.4 燃料/燃料サイクル技術開発

MA核変換処理システムでは、MAを高濃度に含んだ燃料を扱うため窒化物燃料を選択している<sup>10)</sup>。金属燃料は、NpとAmとは相互溶解度が低いこととAm蒸発損失などの問題があり、酸化物燃料は、AmO<sub>2</sub>が不安定で、Amを含有した酸化物は周囲の他のものを酸化し、自身は還元されて粉末化しやすい欠点がある。

窒化物は、金属に匹敵する高密度燃料で硬い中性子スペクトルが実現可能である。アクチニドの窒化物は相互に結晶学的に類似していて均一な混合燃料にできる。融点、熱伝導度高く、高い出力密度をとっても、燃料温度は十分低い。窒化物燃料の製造及び照射研究が行われている。乾式再処理との組み合わせで、高価なN-15のリサイクルが可能である。ただし、まだAmNのデータは不十分で、AmN焼結時のAm蒸発損失が懸念材料である。これらの窒化物燃料サイクル研究に基づいて、核変換処理燃料サイクル概念構築が行われている。

### 3. 分離・核変換の導入効果

#### 3.1 核変換処理システムはFBRかADSか

2002年4月にOECD/NEAのWPPRのワーキンググループの3年間の成果として、FBRとADSによる分離・核変換に関する比較研究報告書が発刊された。<sup>11)</sup>ここではこのレポートを参考にして述べる。現在考えられる核燃料サイクルをオープンサイクルとクローズド

サイクルの7つのシナリオ：軽水炉だけによるワンスルー、軽水炉と高速炉からなるMA核変換をしないPuバーニング、  
- a 軽水炉と高速炉によるTRU (Pu, MA) バーニング、  
- b 軽水炉とADSによるTRUバーニング、  
- c プルサーマルとADSによるTRUバーニング、  
にADSを加えた階層核燃料サイクル(軽水炉、高速炉、ADS)によるTRUバーニング、  
金属燃料高速炉のみによるTRUリサイクルに分けて検討している。これらの7つのシナリオについて、ウラン資源利用効率、環境負荷の点からTRUロス率と重金属のロス率、経済性の点から発電コストへの影響をワンスルーサイクルを基準として比較している。資源利用率は、金属燃料高速炉のみが極めてよく、他のシナリオは大きな差がなくワンスルーの約半分である。TRU及び重金属のロス率は、  
- a のFR-TRUと  
のADS-MAがよい。発電コストは、  
と  
- a が一番良く、  
はこれらより大きい余り大差はない。全体的には、  
- a のFR-TRUと  
のADS-MAがよい結果となっている。

高速炉とADSによる核変換技術の特徴と開発課題を表2にまとめて示す。この表から分かるように、  
- a のFR-TRUと  
のADS-MAがコストにおいてもほとんど変わらないのは、ADSによるMA核変換率が高速炉に比べて大きいため、導入規模が非常に少なくてすむためである。しかし、開発課題には、大強度陽子加速器、陽子ビーム窓/ターゲットシステムなど原子炉にはない新しいテーマが含まれている。

#### 3.2 ADSの導入効果

原研が提案している階層核燃料サイクルにおける分離・変換技術の導入効果に対する最近の試算結果を述べる。群分離については、従来から研究している4群群分離プロセスからの二次廃棄物も含めた廃棄物の発生量、放

表2 ADSとFBRによる核変換技術の特徴と課題の比較

ADSシステム	FBRシステム
<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 将来の原子力事情の変化時に対応して廃棄物最小化に適用可能。</li> <li>・ 核変換特性：MA変換量は300 (kg/GWt/y) で12基軽水炉分に相当。導入規模は、出力換算で発電炉規模の3～4%と小規模。</li> <li>・ 安全性：未臨界炉であるため、陽子ビームをとめれば炉は即時停止。</li> <li>・ 経済性：OECD/NEA報告、LWR/FBR/ADSシステムによる核変換処理のコスト上昇は10～20%。</li> </ul> <p>・ 開発課題                      大強度陽子加速器の開発                      ターゲットシステム・陽子ビーム窓の開発                      MA窒化物燃料製造・照射・乾式分離                      高レベル廃液の分離技術の低コスト化                      分離・変換後の廃棄物処分技術の開発</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 商用発電炉としての導入が前提。</li> <li>・ 核変換特性：MA変換量は60 (kg/GWt/y) で2.5基軽水炉分に相当。核的安全性、燃料健全性の観点からMAの混合割合が5%。</li> <li>・ 安全性；MAを5%混合することによりボイド係数及びドップラー係数が悪化。</li> <li>・ 経済性：OECD/NEA報告、LWR/FBRシステムによる核変換処理のコスト上昇は10～20%。</li> </ul> <p>・ 開発課題 / 問題点                      軽水炉並の経済性、安全性                      高度化再処理技術                      高レベル廃液の分離技術                      MA混合燃料                      新燃料・使用済み燃料取り扱い設備の増強                      MAが発電炉サイクル全体に拡散</p>

射能濃度を評価した。(図7)核変換サイクルについては、ADSシステム及び窒化物燃料/乾式処理サイクルからの核破碎ターゲット廃棄物や塩廃棄物等を考慮して可能な限りの廃棄物を評価した。(図8)群分離と核変換による効果とコストの試算結果を図9に示す。高レベル廃液の放射性毒性は、1000年冷却の時点で1/200に低減される。地中処分場の面

積は、Sr, Csも処分した場合は約30%低減、Sr, Csを中間貯蔵し合理化処分が可能になれば1/10に低減可能である。この分離・変換システムの導入コストは、発電コスト換算で約8%の増加である。使用したコストデータベースは、上記のOECD/NEA報告書である。地中処分コストを高コストのデータを用いればコストの増加は5.6%になる。

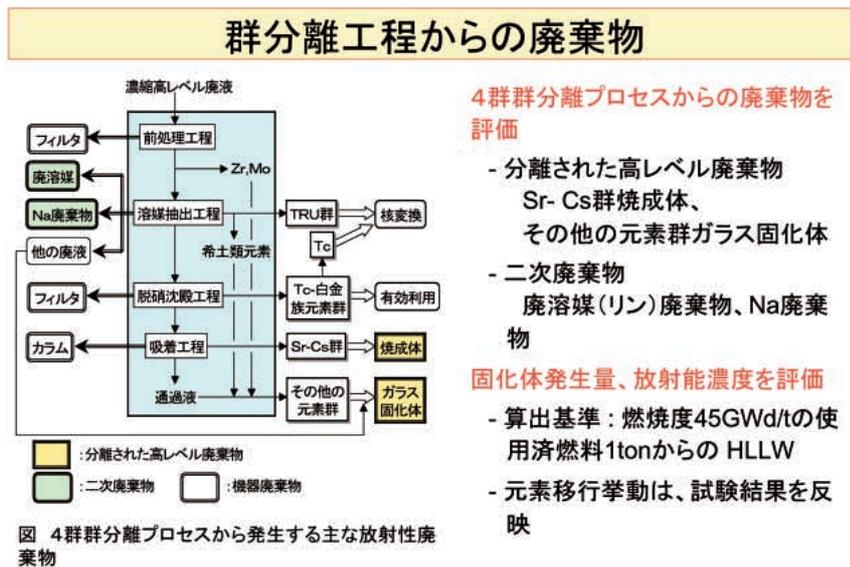
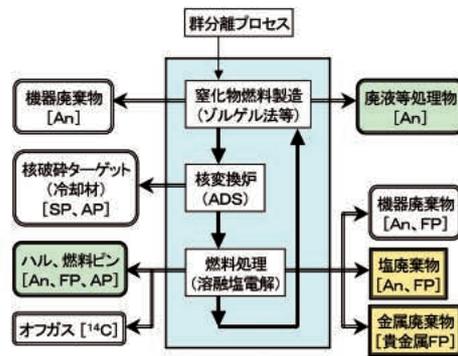


図7 群分離工程からの廃棄物

## 核変換サイクルからの廃棄物



発生量評価例  
(SF 200t/y=MA 0.25t/yの処理  
当たり)

塩廃棄物: 115kg/y (固化前重量)

→ 10%含有ガラス固化で  
~430L/y

5%含有で ~860L/y

金属廃棄物: 93kg/y (同)

→ 4%含有合金で~350L/y

ハル: 1421kg/y

※群分離工程から

その他の元素群: 4560kg/y  
→ ガラス固化体 7740L/y

Sr- Cs群: 1230kg/y

→ 焼成体 4420L/y

図 核変換サイクルで発生する主な放射性廃棄物

An: アクチノイド、FP: 核分裂生成物  
SP: 核破砕生成物、AP: 放射化生成物

S.Nakayama, et al.; Proc. of GLOBAL2001, paper No.242 (2001)

S.Nakayama, et al.; JAERI-Conf 2002-3004, p. 09 (2002) を改変

図 8 核変換システム工程からの廃棄物

## 群分離/核変換の効果とコスト評価

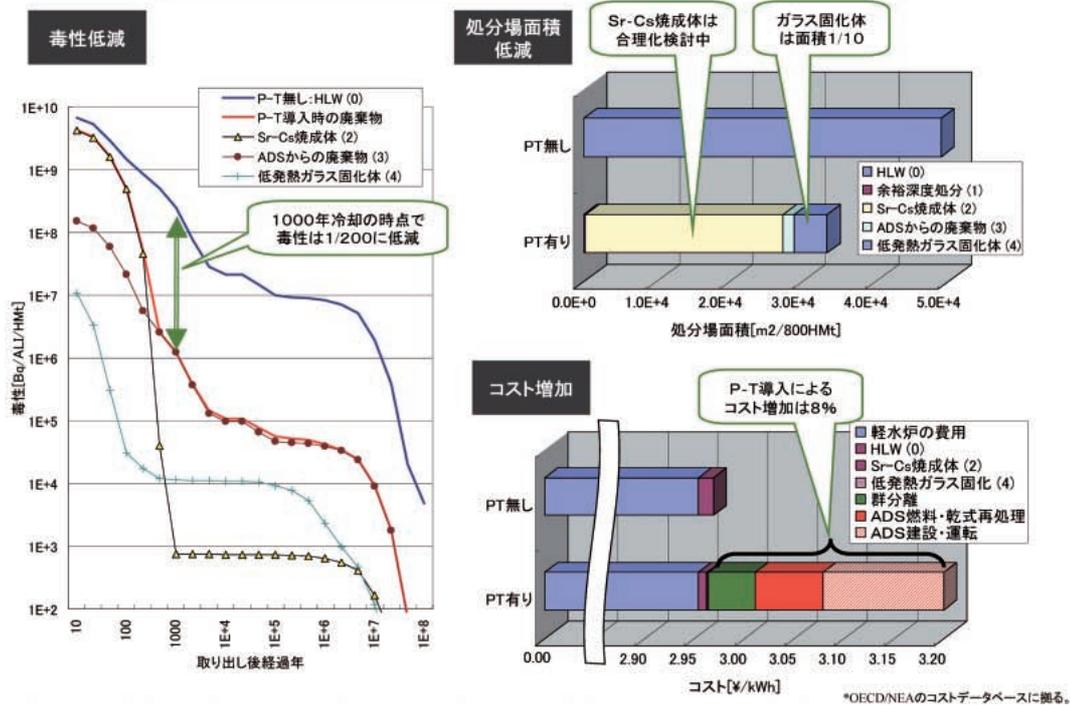


図 9 群分離 / 核変換の効果とコスト評価

### 4 . 大強度陽子加速器計画における核変換実験施設開発

実用型800MWt-ADSの開発には、原子炉技

術と加速器技術の新たに融合した研究開発とその実証が必要である。その主なものとして、

(1) 加速器の高効率化と高信頼性、(2) 加速器駆

## 大強度陽子加速器計画と核変換実験



図10 原研/KEKによる大強度陽子加速器計画：J-PARC

動ハイブリッドシステムの運転制御、(3)核破砕中性子源と未臨界体系の物理、(4)MAとLLFPの核変換特性、(5)陽子ビーム窓とターゲット開発、(6)実環境における材料開発が挙げられる。これらの研究開発は、原研/KEK統合プロジェクトである大強度陽子加速器施設開発計画：J-PARC（図10）のもとに進めていく予定である。

### 4.1 陽子加速器の開発

加速器の性能は陽子エネルギーが約1 GeV、電流が~20mA必要であるが、これは既存の加速器性能の~10倍である。現在、1 MWクラスのターゲットシステム実験計画が米国、ヨーロッパでは進められており、加速器技術は40-80MWtクラスのADS実験炉システムを構築できる段階にある。原研の陽子加速器の開発は、大強度陽子加速器建設を開発ステップとしてとらえ、400MeVまで常伝導加速器加速された陽子を超伝導加速器を開発して600MeVまで加速し、高信頼性等の技術を開発を図っていく研究を進めている。

### 4.2 核変換実験施設：TEF

未臨界炉物理実験とADSの運転制御実験を目的とした「核変換物理実験施設」と陽子

ビーム窓とターゲット開発及び実環境における材料開発を目的とした「ADSターゲット試験施設」の検討を進めている。核変換物理実験施設で必要な陽子ビームの最高出力は10W、ADSターゲット試験施設では200kWである。核変換実験施設の概念図を図11に示す。

#### 4.2.1 核変換物理実験施設：TEF-P

この物理実験施設は、実用ADSで起こる物理現象を詳細に検討するためのもので、核破砕中性子源と高速中性子未臨界体系を組み合わせたもので世界初の施設となる。

中性子増倍係数0.95程度の高速中性子体系を構築するには多量の燃料が必要なため、既存の高速炉中性子実験装置（FCA）の板状燃料を使用する方向で検討を進めている。このため、装置の仕様はFCAと同様となる。図12に装置全体の概念を示す。装置は移動側集合体と固定側集合体から水平2分割型である。陽子ビームは固定側から炉心中心のターゲットに入射する。

核変換物理実験施設へ10Wの陽子ビームを導入するには、レーザー荷電変換による微弱電流取り出しの技術を用いる。その陽子ビーム輸送ラインの概念を図13に示す。線形加速器で加速する陽子は3 GeVシンクロトロンへの入射

## 大強度陽子加速器計画の核変換実験施設

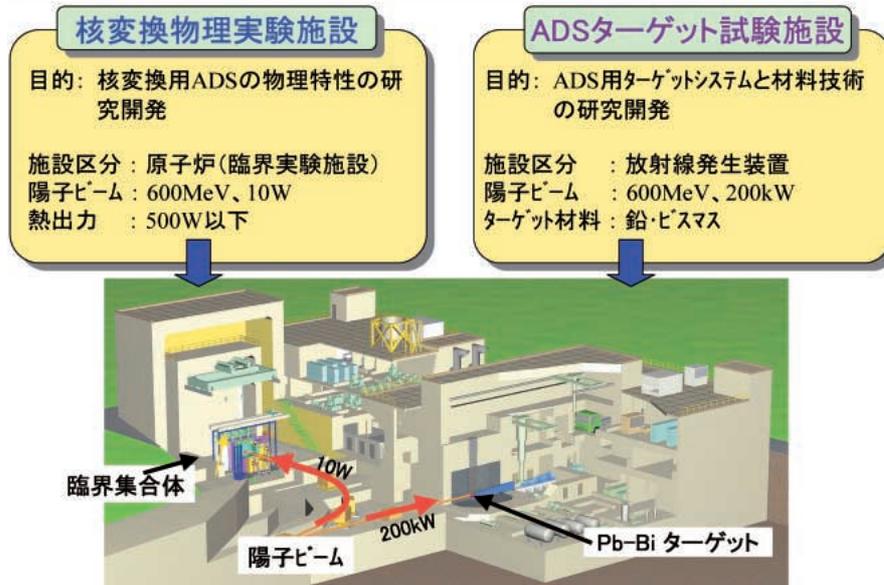


図11 大強度陽子加速器施設計画における核変換実験施設：TEF

## 核変換物理実験施設

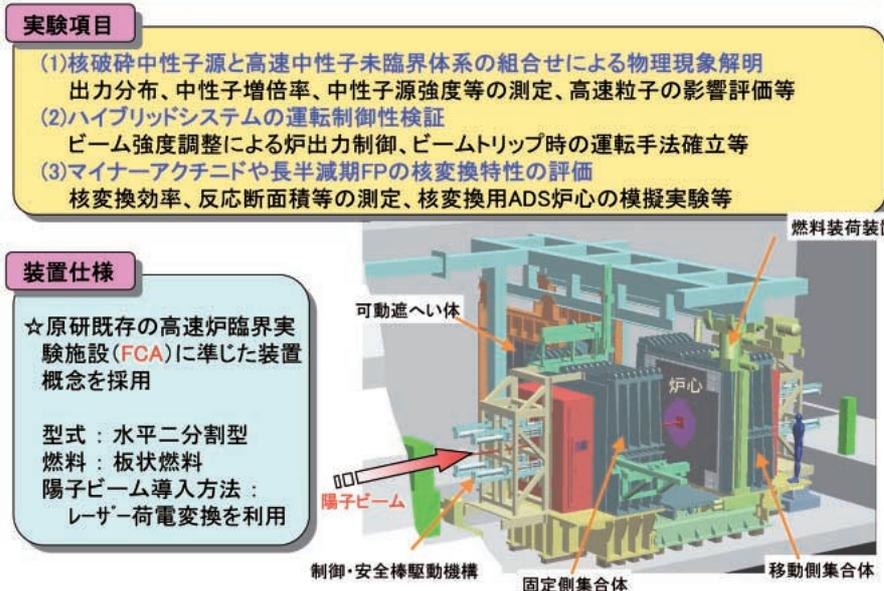


図12 核変換物理実験施設：TEF-P

に都合が良いように負水素イオン(H<sup>-</sup>)であるため、YAGレーザーを照射することによって一部を中性(H<sup>0</sup>)ビームに荷電変換する。レーザーの出力と照射時間を調整することによって10Wの中性ビームを取り出し、それをフォイルによって正水素イオン(H<sup>+</sup>)に変換して

物理実験施設に導入することができる。

核変換物理実験施設では、中性子源強度を調整することによって未臨界体系の核分裂出力を制御する方法を開発して、実用ADSの運転制御法の確立を目指す。現在の加速器の停止頻度は非常に多いため、加速器の信頼性向

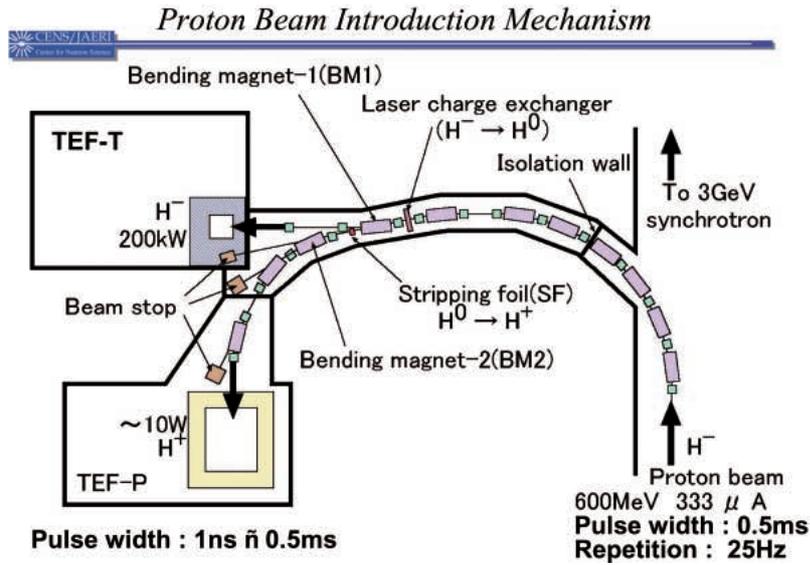


図13 核変換実験施設への陽子ビーム導入メカニズム

上を図ることが必要であるが、ビーム停止とビーム再開時にADSをどのように制御するかのロジックを構築して、ADSを安全かつ効率的に運転できるかを実証することが本施設の重要な使命の一つである。また、中性子の増倍率と中性子源特性の関係や、これまで原子炉にはなかった20MeV以上の高エネルギー粒子の影響、MAやLLFP核種の核変換率の測定などの基礎物理の研究も重要な課題

である。さらに、図14に示すようなターゲットの周囲にMA含有ピン上燃料領域を設けて実用ADSの核特性を模擬して核変換特性を研究するなどの基礎実験を通してADSの特性を把握することである。

4.2.2 ADSターゲット試験施設: TEF-T (図15)

ADSの設計においてこれまでの原子炉と

*Conceptual View of Partial Simulation with Pin-type MA-nitride Fuel*

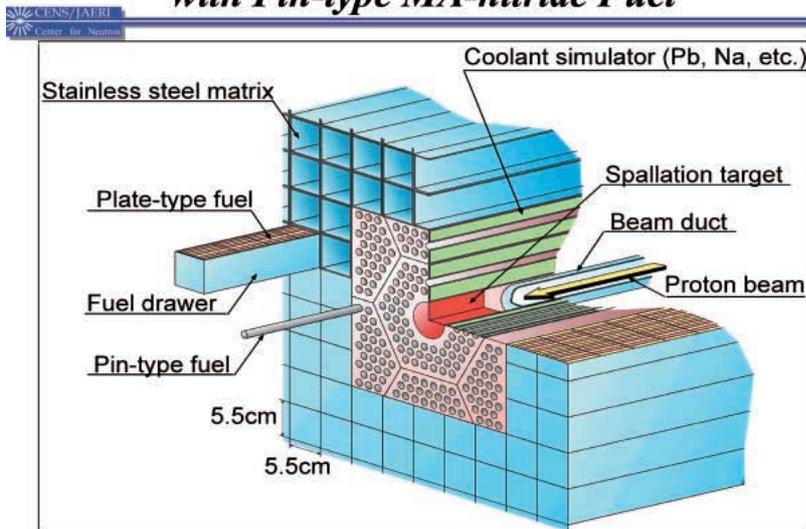


図14 MA燃料部分装荷炉心概念

## ADSターゲット試験施設

<b>実験項目</b>	<p>(1)陽子及び中性子照射に耐える構造材料の研究開発          ビーム窓の健全性及び寿命評価、各種材料の照射データベース構築等</p> <p>(2)流動する高温液体金属と材料の共存性評価          放射線による腐食促進効果の検証、温度・流速・不純物等の影響評価等</p> <p>(3)液体金属核破砕ターゲットシステムの運転制御性検証          ポンプ・熱交換器等の実証、核破砕生成物・ポロニウムの純化・閉じ込め技術等</p>
<b>装置仕様</b>	<p>・ビーム径：4cmφ</p> <p>・ターゲット温度：350～450℃</p> <p>・Pb-Bi流速：～2m/s</p> <p>・照射場特性：          最大年間照射量：15DPA          (5000時間照射)          最大中性子束：<math>1.5 \times 10^{14}</math>          (<math>\text{cm}^{-2}\text{s}^{-1}</math>)</p>

図15 ADSターゲット試験施設：TEF-T

最も異なる箇所は、炉心中心部に存在する陽子ビーム導管の真空と陽子ビームターゲットの溶融合金鉛ビスマスとの境界になる陽子ビーム入射窓である。このビーム窓は、陽子及び中性子による厳しい照射損傷を受けて高温の鉛ビスマスにさらされる過酷な環境下で使用されるため、定期的に、できれば燃料交換時、ともに交換の対象とされる。このような実環境下でのビーム窓の材料及び構造を研究開発して、陽子ビーム窓と鉛ビスマス核破砕ターゲットからなるADSターゲットシステムの工学的成立性を実証することが必要である。

ADSターゲット試験施設では、200kWの陽子ビームが使用できる。これは実用ADSの約1/100であるが、ビーム直径を約4cmに絞って実用と同程度のビーム電流密度を実現して、実験を行う。図16にその実規模モデルを示す。ターゲットは直径15cm、長さ60cmの円筒形状であり、SS316鋼の容器の中を450の鉛ビスマス溶融合金が流れている。図17の解析モデルで計算した結果図18に示すように、ビーム窓から数cmのところを年あたり10～15dpa (displacement per atom：材料の照



図16 ADSターゲット実規模模擬モデル

射量を表す単位で1個の原子が格子からはじき出された回数)の陽子と中性子による照射量が達成可能である。これは実用ADSのビーム窓の年間あたりの照射量に対応しており、この施設によりビーム窓の開発とターゲットシステムの実証が可能である。

## 5. 世界のADS研究開発の動向

### 5.1 ヨーロッパ<sup>3)</sup>

フランスでは、1991年の放射性廃棄物管理の研究開発に関する法律のもとで、日本のオメガ計画と同様なSPIN計画 (Separation & Incineration) を進めている。以前は、高

Neutronics Analysis Model (RZ model)

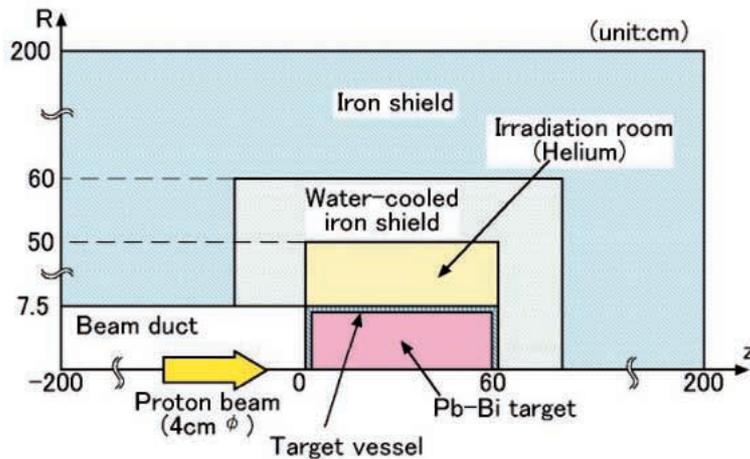
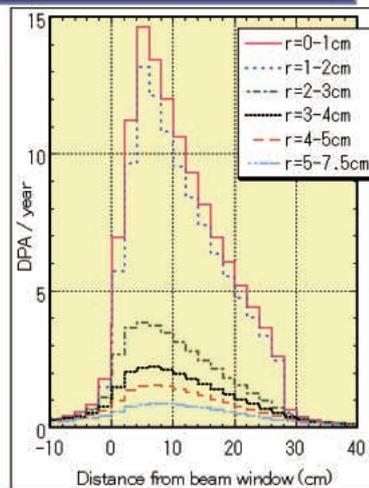


図17 中性子特性解析モデル

Performance of Irradiation Field



Proton beam :	600MeV-200kW
Beam profile :	φ4cm - Flat top
Maximum neutron flux :	$4 \times 10^{14}$ n/cm <sup>2</sup> /s
Maximum annual DPA :	15 DPA/year
Irradiation Area over 10 DPA/y :	3cm φ X 15cm <sup>l</sup>
Coolant velocity :	~ 2m/s
Temperature range :	350 ~ 450°C



Annual DPA Dose of 316SS in Pb-Bi Target (r : radius)

図18 照射場の中性子特性

速炉を用いた核変換が主要課題であったが、FBR実証炉スーパーフェニックスの閉鎖決定による影響を受けて、現在では、階層型核燃料サイクルにADS核変換専用システムを組み込んだ計画の検討を進めている。ADSの研究開発には、原子力庁（CEA）と国立科学研究センター（CNRS）が協力して当たっている。この他に、原子力メーカーであるフラ

マトム社や電力庁も参加している。現在、CEAカダラッシュ研究所の高速炉臨界実験装置MASURCAにD-T中性子源装置を据え付けて、MUSE計画と呼ばれている未臨界炉の炉物理実験を進めており、各国にも参加を呼びかけている。現在、鉛ピスマスターゲット、ガス冷却型の100MWtADS実験炉の概念設計を進めている。

ベルギーでは、原子力研究所SCK・CENと医療用サイクロトロンで定評があるIBA社が政府の支援のもとで、MYRRHAプロジェクトと呼ばれている中規模多目的ADS(40MWt)を開発している。システムは、350MeV-5mA(1.75MW)サイクロトロン加速器、陽子ビームの窓なし鉛・ビスマス核破碎ターゲット(図19) MOX燃料/鉛・ビスマス冷却未臨界炉心から構成される。2005年に建設開始、2010年運転開始の予定であり、長寿命核種変換の研究、材料照射、RI製造、高速炉や軽水炉燃料照射研究に用いる。このMYRRHAはADS実験炉の実証システムとなる。

ヨーロッパ内のADS開発のための協力の場として、ルビア教授を議長とする技術ワーキンググループ(TWG)がある。1998年にルビア教授の呼びかけにより、スペイン、イタリア、フランスの科学技術担当大臣等の会合において、ADS核変換の研究開発の重要性が認識され、技術ワーキンググループ(TWG)を設立した。当初、TWGはこの3ヶ国の協力の場であったが、現在では、その他にオーストリア、フィンランド、ドイツ、ポルトガル、スウェーデン、ECも参加している。TWGの

目的は、ADSの技術課題への取り組みにおける協力及び10年以内を目処にADS実験炉ASAP-DEMO(100MWt)に着手することである。その第一ステップとしてイタリアにトリガ研究炉と小型サイクロトロン加速器を組み合わせたTRADE計画を進めている。

## 5.2 米国

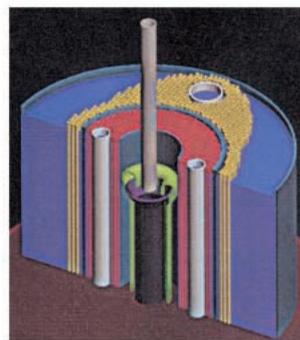
米国上院は、1999年度歳出決議において、エネルギー省(DOE)に加速器駆動核変換(ATW: Accelerator Transmutation of Waste)についての検討とその技術開発のための指針(Roadmap)案の作成を求めた。ロスアラモス研究所とアルゴンヌ国立研究所が中心となり、前者は加速器とシステム全体の設計、後者が未臨界炉心設計と燃料関連をとりまとめた。ATWが必要な理由として、2030年までに現在の軽水炉を認可期間運転した場合に発生する使用済み燃料が、ユッカマウンテン(Y.M.)処分場の容量を上回るため、ATWによりPu、MAやTc-99、I-129を核変換して減量する必要があるとしている。第2の処分場を見出すことは極めて困難であるため、Y.M.への処分量とコストを低減するためである。

### (3)MYRRHAプロジェクト

- ・ 加速器 : 5mA × 350MeV = 1.75MW Cwビーム サイクロトロン
- ・ ターゲット : 鉛ビスマス 窓なし 4.4n/p 1.23 × 10<sup>17</sup>n/s
- ・ 炉心 : k~0.95 32.2MWth  
高速炉用MOX燃料を使用し、熱中性子領域も設ける。
- ・ スケジュール : 2008年の運転を目指す。



窓なしターゲット概念



炉心部概念図  
(パンフレットより)

図19 ベルギーにおける加速器駆動多目的炉MYRRHAシステム

そのため第4世代原子炉プログラムにADSを含めた新燃料サイクル計画(AFCI)をスタートさせて、核廃棄物を最小にする燃料サイクルの研究を開始した。<sup>3)</sup>まず、MAを含んだ窒化物、金属、酸化物燃料を製造し、2002年から照射を開始している。2002年の予算は、50M\$でMAの燃料の製造・照射・PIEが主となっている。このAFCIでのADSの役割は、第2、3、4世代炉で燃やした(Pu, MA)の残り及びLLFPを処分する位置付けとなっている。

### 5.3 韓国<sup>3)</sup>

韓国においては、16基の発電炉プラントが稼動して全電力の40%を原子力がカバーしている。バックエンド政策は未決定で、短期的には使用済み燃料を直接処分するワンスルーとPWR燃料を簡易処理してCANDUで燃やすDUPIC計画、長期的にはADSを利用した核変換技術を検討している。原子力研究所(KAERI)を中心に、大学や産業界が協力してADSシステム開発を目的としたHYPER計画を推進している。2006年までに重要技術を開発を目指しており、乾式分離技術の研究が着実に進んでいる。

### 5.4 中国<sup>3)</sup>

2005年には8.5GWeの発電炉が稼動し、21世紀中には1200GWeの原子力発電の必要性がエネルギー需給と温暖化環境問題の観点から見込まれている。このような大規模かつ持続的な原子力の開発には、高レベル廃棄物の処分が将来極めて重要課題となる。そのためFBRとADSの研究開発を進めている。FBRについては、Na冷却MOX燃料25MWe実験炉の建設を進めており、2005年の臨界を目指している。ADSについては、未臨界実験施設を2006年までに稼動する計画を進めている。中国のADSは、MAの核変換とPuあるいはU-233燃料の生産を目指している。

### 5.5 国際機関及びロシア<sup>3)</sup>

IAEA、OECD/NEA、EC等の国際機関においてもADS関連の活動が活発に行われている。また、ロシアでは国際科学技術センター(ISTC)のプロジェクトとして非常に数多くのADS関連開発研究が行われている。EUがサポートしているSAD計画は、660MeV、1kWの陽子ビームを用いてPb-Biターゲット/MOX燃料炉心を運転するものである。Pb-Bi技術に関しては、ロシアが世界をリードしている。

## 6. まとめ

高レベル廃棄物処理に関する分離・変換技術の導入効果をまとめると、

- (1) 高レベル廃液の放射性毒性を約200分の1に低減できる可能性がある。これは、数万年の放射能レベルを数百年に短縮できることに相当する。
- (2) MAのインベントリーを百分の1に低減できる可能性がある。これは、10倍のMAの処分量の環境負荷に相当する。
- (3) SrとCsを中間貯蔵と合理化処分により地層処分量を10分の1に低減できる可能性がある。これは、(2)の結果と併せて地層処分場を有効に利用でき、例えば30年使用のものを30年間使用できることになる。
- (4) 高レベル廃液に含まれるPuやNp-237を変換することにより核拡散性を大幅に低減できる。
- (5) 発電コストは約5-10%増加する。これは地中処分コストや燃料サイクルコストの評価に依存する。

高レベル放射性廃棄物に含まれる長寿命核種の核変換技術としては、これまでのFBR利用に代わりADSに関する研究開発が、世界的に活発に行われるようになってきている。これは図20に示すように発電炉にU-LWR、MOX-LWR、低減速軽水炉(RMWR)、FBRなど将来いろいろな炉型と再処理が考えられ

### 将来の核燃料サイクルと高レベル廃棄物最小化

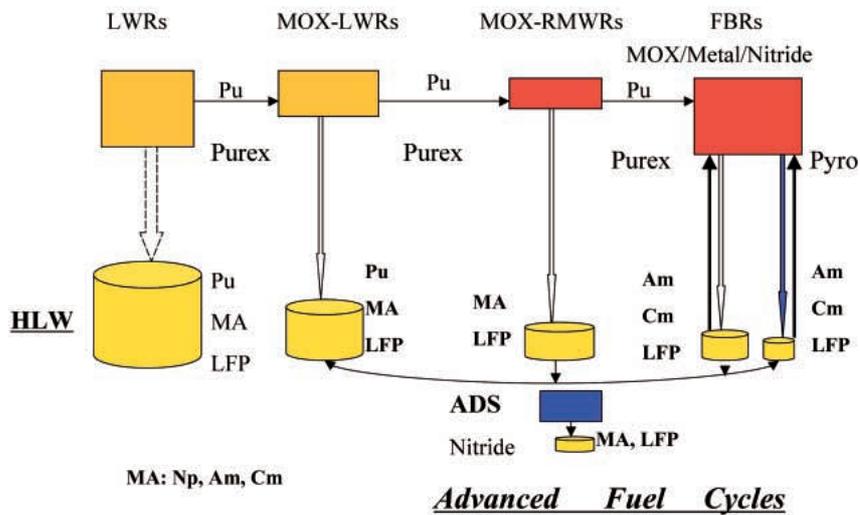
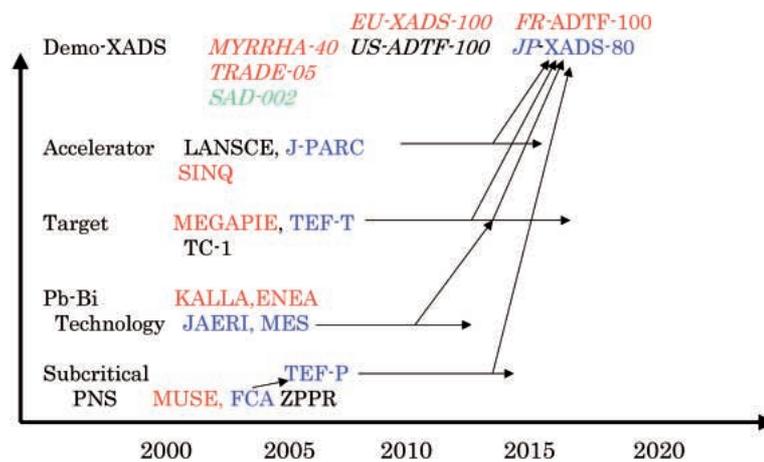


図20 将来の燃料サイクルと高レベル廃棄物の最小化

るが、ADSを導入することにより核廃棄物を最小にすることが可能なためである。上述したように多くの国において実験炉級ADSの開発計画が立てられている。これらをまとめて図21に示す。実験炉設計に必要なターゲット技術、Pb-Bi技術、未臨界炉物理等の基礎データ・工学データの多くは国際協力のもとに進められている。原研のADS実験炉JP-XADSは2015-2020建設の計画であるが、図21から分かるように世界的には2010-2015に集

中している。

ADS技術の研究開発は、ターゲット材として Pb-Biが、未臨界システムの冷却材としてもPb-Biが有望視されている。また、技術の実証のためには、未臨界炉物理実験による核データとコードの精度検証及びADSシステム特有の技術課題であるビーム窓の材料開発・設計、ターゲット特性実験及び運転制御システムの炉工学技術の開発を行うことである。



国際協力と実験炉XADS開発

図21 世界における国際協力とADS実験炉計画の比較

燃料の開発については、MA窒化物燃料の製造・照射による燃料成立性の実証が必要である。これについては、米国、フランスなどと国際協力を進めることが近道である。分離技術開発については、実廃液試験、アクチノイドとランタノイドの分離、ストロンチウムセシウム群の処理処分技術の開発などが必要である。このためには、PuやMAを極めて高く抽出できるTODGA<sup>12)</sup>などの開発が必要である。

#### 参考文献

- 1) 原子力委員会原子力バックエンド対策専門部会 “長寿命核種の分離変換技術に関する研究開発の現状と今後の進め方”、平成12年3月23日
- 2) T Mukaiyama et al. : “Importance of Double-Strata Fuel Cycle for Minor actinides Transmutation”, 3rd OECD/NEA Information Exchange Mtg, Cadarache, 1994.
- 3) “Seventh Information Exchange Meeting on Actinide and Fission Product Partitioning and Transmutation”, Jeju, Korea, 14-16 Oct. 2002.
- 4) H.Takano, K.Nishihara, T.Sasa, H.Oigawa et al. : Study on A Lead-Bismuth Cooled Accelerator-Driven Transmutation System, Proceedings of OECD/NEA Six Information Exchange Meeting on Actinide and Fission Product, Madrid, 2000.
- 5) K.Tsujimoto et al. : “Conceptual Study of Lead-Bismuth Cooled ADS”, Proc. AccApp '98, 1998.
- 6) H.Takano, K.Nishihara, K.Tsujimoto, et al. : Transmutation of Long-Lived Radioactive Waste Based on Double-Strata Concept, Progress in Nuclear Energy, Vol. 37, No. 1-4, pp. 371-376, 2000.
- 7) Nishihara and H.Takano : Transmutation of I-129 Using An Accelerator-Driven System, Nuclear Technology, p. 47, Vol. 137, Jan. 2002.
- 8) 高野秀機, 滝塚貴一, 北野照明 : 溶融金属鉛・ビスマス技術における腐食, 水反応, ポロニウム揮発率及びビスマス資源量の調査・検討, JAERI-Review 2000-014, 2000.
- 9) M.Kubota and Y.Morita “Preliminary Assessment on Four Group Partitioning Process Developed in JAERI”, Proc. GLOBAL '97, Yokohama, 1997.
- 10) T.Ogawa et al. : “Nitride Fuel Cycle on Pyrochemistry”, Proc. GLOBAL '97, Yokohama, 1997.
- 11) “Accelerator-driven Systems (ADS) and Fast Reactors (FR) in Advanced Fuel Cycles-A Comparative Study”, OECD/NEA Report, 2002.
- 12) S.Tachimori : Private communication