

加速器駆動核変換システム (ADS)

1. はじめに

現在、加速器は、素粒子・原子核物理や物質・生命科学といった基礎科学研究から、医療、加工、分析といった産業応用まで、幅広い分野で利用されている。将来の産業応用の有力候補の1つと考えられているのが、大強度加速器を使って核のゴミを減らす「加速器駆動核変換システム」である。英語では Accelerator Driven Nuclear Transmutation System であり、略して ADS と呼ばれる。

原子力発電所を運転すると、使用済み核燃料が発生する (Fig. 1)。これを再処理し、資源として再利用するウラン (U) とプルトニウム (Pu) 取り除いたものが高レベル放射性廃棄物 (HLW) で、核のゴミの主成分である。国の方針では、HLW はガラス固化体として安定な形態に固化し、30 年間で 50 年間程度冷却のために貯蔵を行った後、深さ 300 m 以上の深地層中に処分するとされている。しかしながら、我が国では地層処分場の候補地選定が進んでいない。

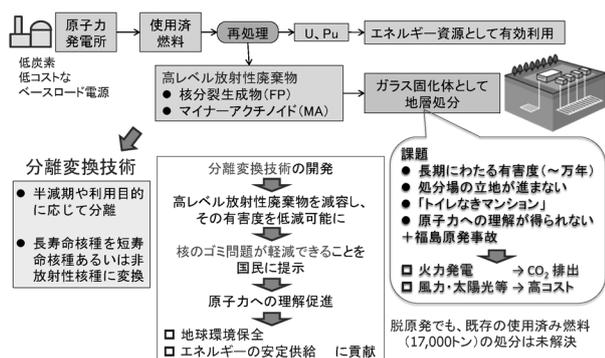


Fig. 1 高レベル放射性廃棄物問題と分離変換技術

核のゴミに起因し、大きく2つの問題があると考えられる。1つ目の問題は、世代間の不公平である。我々現役世代は、原子力のエネルギーという利益だけを享受し、廃棄物を将来世代に押しつ

けようとしている。地層処分は核のゴミを長期間にわたり人間の生活環境から安全に隔離できる最適な方法とされているが、何万年も続く核のゴミの毒性について、全く安全であると言い切ることはできない。

2つ目の問題は、核のゴミ問題が原子力利用の妨げになっている点である。核のゴミの最終処分が定まらないため、原発は「トイレ無きマンション」と呼ばれ、原子力エネルギーの利用について国民の理解がなかなか得られない。さらに平成23年の東京電力福島第一原子力発電所事故も相まって、原子力発電所の再稼働が進まない。この結果、2016年の統計では、発電電力量のうち8割以上を化石燃料（天然ガス、石炭、石油等）に依存し、発電に伴い二酸化炭素が多量に排出され、地球温暖化の一因になっている。また、太陽光等のコスト高な再生可能エネルギーの増加により電気料金が上昇し、各家庭の家計を圧迫するとともに、日本の産業界の国際競争力を低下させている。

この厄介な核のゴミ問題の解決に貢献可能な有力な手段が、『分離変換技術』[1]である。分離変換技術とは、HLWに含まれる放射性核種を、その半減期や利用目的に応じて分離する（群分離技術）とともに、長寿命核種を短寿命核種あるいは非放射性核種に変換する（核変換技術）技術である。核種の変換には高速炉を使う方法と加速器を使う方法があるが、そのうち加速器を利用する核種変換のシステムがADSである。

分離変換技術の開発により、将来HLWを減らすことができれば、世代間の不公平の解決にまでは至らぬものの、不公平を少しでも軽減するための技術を手に入れることができる。また、原子力への理解が深まることにより原子力エネルギーの利用が進めば、低炭素社会とエネルギーの安定供給に貢献することができる。

本稿では、分離変換技術、その中でも特にADSについて解説する。

2. 分離変換技術

2.1. 使用済燃料中の主な長寿命放射性核種

典型的な原子炉の新燃料（²³⁵U 4.5%、²³⁸U 95.5%）1 トンを燃焼して生成する使用済み燃料中の、主な長寿命放射性核種を Fig. 2 に示す。1 トン中、約 940 kg は U のままであり、Pu が約 10 kg（重量比 1%）生成する。これら 2 元素は、再処理の過程で取り出され、燃料として再利用される。この残りが HLW である。HLW 中の核種は、マイナーアクチノイド（Minor Actinoids, MA）と核分裂生成物（Fission Products, FP）に大別される。

核種	半減期	線量換算係数 ($\mu\text{Sv/kBq}$)	含有量 (1トン当たり)
U-235	7億年	47	10kg
U-238	45億年	45	930kg

核種	半減期	線量換算係数 ($\mu\text{Sv/kBq}$)	含有量 (1トン当たり)
Pu-238	87.7年	230	0.3kg
Pu-239	2万4千年	250	6kg
Pu-240	6,564年	250	3kg
Pu-241	14.3年	4.8	1kg

核種	半減期	線量換算係数 ($\mu\text{Sv/kBq}$)	含有量 (1トン当たり)
Np-237	214万年	110	0.6kg
Am-241	432年	200	0.4kg
Am-243	7,370年	200	0.2kg
Cm-244	18.1年	120	60g

核種	半減期	線量換算係数 ($\mu\text{Sv/kBq}$)	含有量 (1トン当たり)
Se-79	29万5千年	2.9	6g
Sr-90	28.8年	28	0.6kg
Zr-93	153万年	1.1	1kg
Tc-99	21万1千年	0.64	1kg
Pd-107	650万年	0.037	0.3kg
Sr-126	10万年	4.7	30g
I-129	1,570万年	110	0.2kg
Cs-135	230万年	2.0	0.5kg
Cs-137	30.1年	13	1.5kg

LLFP: 約5kg, 0.5%

Fig. 2 使用済燃料中の主な長寿命核種

MA は、原子炉内で U から出発して中性子の吸収とベータ崩壊を繰り返しながら、U（原子番号 92）→Np（93）→Pu（94）→Am（95）→Cm（96）のように原子番号が大きくなったもののうち、U と Pu 以外の元素である。長寿命の MA には、ネプツニウム 237 (²³⁷Np)、アメリシウム 241 と 243 (²⁴¹Am、²⁴³Am)、キュリウム 244 (²⁴⁴Cm) がある。MA の総量は約 1 kg（重量比 0.1%）であり、Pu の約 1/10 である。FP は、U や Pu 等が核分裂することにより生成し、総量は 50 kg 近くである。このうち長寿命な FP は特に LLFP（Long Lived Fission Products）と呼ばれ、主なものは Fig. 2 に示すとおりであり、その総量は約 5 kg（重量比 0.5%）である。

Fig. 2 には、これらの核種を人体に摂取した場合の単位放射能あたりの線量を示している。Pu や MA の多くは α 崩壊し、 α 線は体内被ばくに対す

る影響が β 線や γ 線より大きいことから、単位放射能あたりの線量が 100~250 $\mu\text{Sv/kBq}$ と大きく、LLFP よりも毒性が高いことが分かる。

2.2. 分離変換技術の概要

多くの自治体では、家庭で発生するゴミを燃えるゴミ、燃えないゴミ、資源ゴミのように、その特性や処分方法に応じて分別している。HLW についても同様に分別する。

分離変換の概要を Fig. 3 に示す。HLW は、U と Pu 以外の多種多様な元素が含まれた混合物である。分離変換の第 1 段階『群分離』の工程では、HLW 中の元素を大きく 4 つの群（MA 群、Tc・白金群、Sr-Cs 群、その他の元素群）に分類する。放射性毒性が高く半減期が長い MA は、1 つの群として分離する。残る 3 群は FP である。Tc・白金群にはガラス固化に悪影響を与える元素が含まれるとともに、価値の高い金属の有効利用も考えられることから、1 つの群として分離する。半減期が約 30 年のストロンチウム 90 (⁹⁰Sr) とセシウム 137 (¹³⁷Cs) は発熱量が非常に高いため、Sr-Cs 群として分離、安定化・固化して別途管理することにより他の群の発熱量を減らし、また熱源や放射線源として利用する。残りがその他の元素群であり、高密度ガラス固化体として地層処分する。

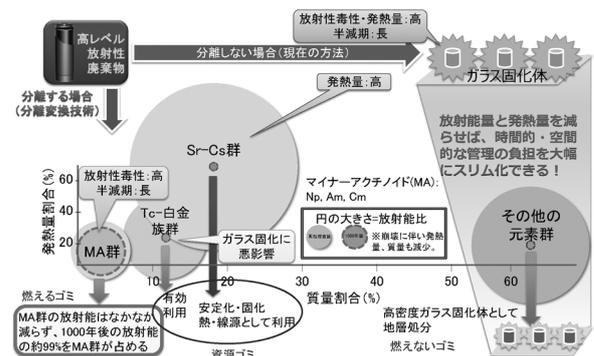


Fig. 3 分離変換の概要

Fig. 3 では 2 重の円の大きさにより再処理直後及び 1,000 年後の放射能を示している。再処理直後では FP の 3 群の放射能が大きいが、1,000 年後には大きく減衰する。一方、MA 群の放射能は

なかなか減衰せず、1,000年後の放射能の約99%を占める。このように、MA群は人体に摂取した場合の毒性が高いとともに、長寿命のため放射能の減衰が遅いことから、核変換が最も有効な群であると言える。

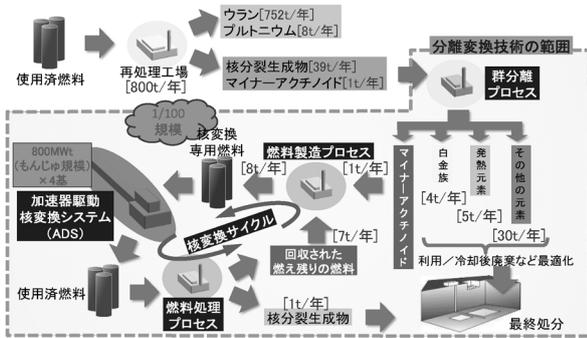


Fig. 4 ADSによる核変換と取扱量

群分離の次は、分離変換の第2段階『核変換』の工程である。ここでは、ADSでMAを核変換する場合について述べる。Fig. 4に示すとおり、再処理工場（六ヶ所の再処理工場を想定）で年間800トンの使用済燃料を再処理すると、FPとMA合わせて40トンがHLWとして排出される。これを群分離し、年間1トンのMAが抽出される。まず、このMAを原子炉に装荷できるように、燃料製造プロセスにて核変換専用燃料に加工する。加工された燃料はADSの未臨界炉心に装荷され、ADSを運転することによりMAを核変換させる。ただし、装荷したMA全てが核変換するわけではなく、年間の核変換量は装荷量の約10%に留まることから、運転後の使用済燃料にはまだ多くのMAが含まれている。そこで使用済燃料を燃料処理プロセスに移し、MAを回収し、再度核変換専用燃料に加工する。このように、MAの核変換を行うには、通常の原子炉の使用済み燃料からUとPuを取り出して再利用する主の核燃料サイクルとは別に、核変換専用のサイクルを設ける必要がある。Fig. 4に示すとおり、主の核燃料サイクルでは年間800トンの燃料を取り扱う一方、核変換専用サイクルは年間8トンで済むことから、核変換専用サイクルは主のサイクルの約1/100と、コンパクトなものである。

2.3. 分離変換の効果

分離変換の効果をFig. 5に示す。図の左側は、地層処分に必要な面積である。使用済燃料を直接埋めた場合に必要な面積を190（相対値）とした場合、現行方針に基づき核燃料の再処理によりUとPuを取り除き、HLWとして埋めるのに必要な面積は100となる。ADS分離変換を導入した場合、面積は30に減る。さらに地上において数百年間長期貯蔵すると、半減期約30年の⁹⁰Srと¹³⁷Csが大きく減衰し、発熱の減少によりガラス固化体を密に埋めることができるため、必要な面積は1にまで低減する。

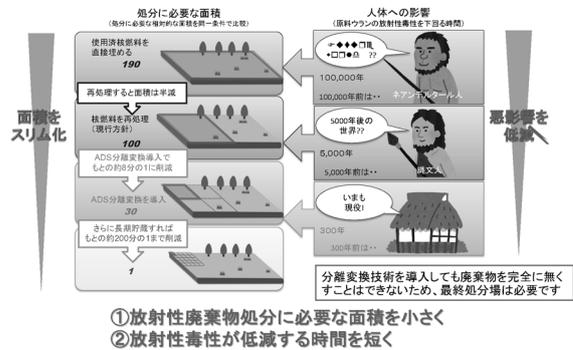


Fig. 5 分離変換の効果

一方、Fig. 5右側は分離変換の効果を時間スケールでみたものである。放射性毒性の総量が元々の原料ウランの毒性を下回るのに必要な時間でみた場合、使用済核燃料を直接埋める場合には10万年を要する。再処理後のHLWを埋める場合には5千年にまで低減する。さらにADS分離変換を導入すれば、300年にまで短くなる。300年といっても、我々人間の時間スケールから考えると非常に長い時間であることに変わりはない。しかしながら、白川郷の民家のように300年前の建造物であっても適切に管理すれば十分に使用可能であるし、万年オーダーと比べると格段に短く、世代間の不公平の軽減に貢献していると言える。このように、将来、分離変換技術が実用化されれば、地層処分に必要な面積を小さくでき、HLWの放射性毒性が低減する時間を大幅に短くでき、さらに白金族のような一部の放射性廃棄物を資

源化できる可能性があるなど、大きな効果が期待できる。

2.4. MA と LLFP の核変換

放射性核種を核変換するためには、原子核に何らかの粒子を当て、何らかの核反応を起こせば良い。実際には、中性子を放射性核種に当て、核分裂反応あるいは中性子捕獲反応を起こす方法が有力である (Fig. 6)。

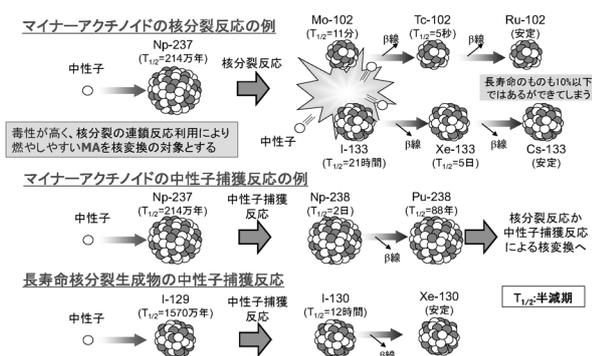


Fig. 6 核変換に利用する核反応

MA ではどちらの反応も起こり得るが、核分裂反応を利用するのが効果的である。Fig. 6 上段に示すとおり、例えば ^{237}Np に中性子を当てた場合、核分裂反応を起こして FP が生成する。FP には図示した以外にも様々な核種が生成し、場合によっては LLFP が生成してしまう場合もあるが、大部分は安定核種や短寿命核種であるため、総量としては長寿命の放射性核種は大きく減少する。核分裂反応が効果的であるのは、反応に伴い核分裂中性子が発生し、この中性子が再び近くの MA を核分裂させる、いわゆる連鎖反応が起こるためである。最初に核分裂反応を起こす中性子が 1 個あれば、その後の連鎖反応により多数の MA を核変換させることができる。

Fig. 6 中段に示すように、MA の中性子捕獲反応を利用した核変換も考えられるが、中性子 1 個で 1 個の MA しか核変換できず、また図示した ^{237}Np の例のように反応後も半減期 88 年の ^{238}Pu になるだけで有効ではない場合が多い。

一方、LLFP は核分裂せず、Fig. 6 下段に示すとおり中性子を捕獲させれば核変換できる。 ^{129}I

の場合、中性子を 1 個捕獲して ^{130}I になり、これが半減期 12 時間で β 崩壊して安定な ^{130}Xe になる。

以上述べたように、MA では核分裂の連鎖反応により中性子 1 個で多くの核種を核変換できる一方、LLFP では中性子 1 個で 1 個の核種しか核変換できない。このため、LLFP の核変換には MA と比べかなり多くの中性子を必要とし、これはより大規模な核変換のためのシステム、加速器であればより大強度のものが必要であることを意味する。このように、MA は効率よく核変換可能であると同時に、人体摂取時の毒性が高く、長寿命で放射能の減衰が遅いことから、まず核変換すべきは MA であると言える。

2.5. 熱中性子炉心と高速中性子炉心

核分裂の連鎖反応により MA を核変換するには、原子炉が必要となる。原子炉には、核分裂反応により生成した 1 MeV 程度のエネギーを持つ核分裂中性子を、meV オーダーのエネギーを持つ熱中性子に減速して次の核分裂反応を引き起こす熱中性子炉心と、核分裂中性子のエネギーをできるだけ落とさずに次の核分裂反応を引き起こす高速中性子炉心 (以下、高速炉心) がある。

Fig. 7 は ^{235}U と代表的な MA である ^{241}Am の核反応断面積 [2] である。 ^{235}U や ^{239}Pu 、 ^{241}Pu は、熱中性子エネギーで核分裂反応断面積が大きく、捕獲反応断面積を上回っているため、熱中性子炉心によって効率的に核分裂反応を起こすことができる。このため、現在の原子炉は、中性子を減速しやすい水素を含む水で原子炉を冷やす軽水炉が主流である。

一方 ^{241}Am 等の MA は、熱中性子エネギーで核分裂反応断面積が小さく、捕獲反応断面積がこれを大きく上回っているため、熱中性子ではほとんど核分裂反応が起こらない。一方、1 MeV 程度の高速中性子のエネギー領域では核分裂反応断面積が捕獲反応断面積を上回っている。従って、MA を効率的に核変換するためには、高速炉心が必要となる。

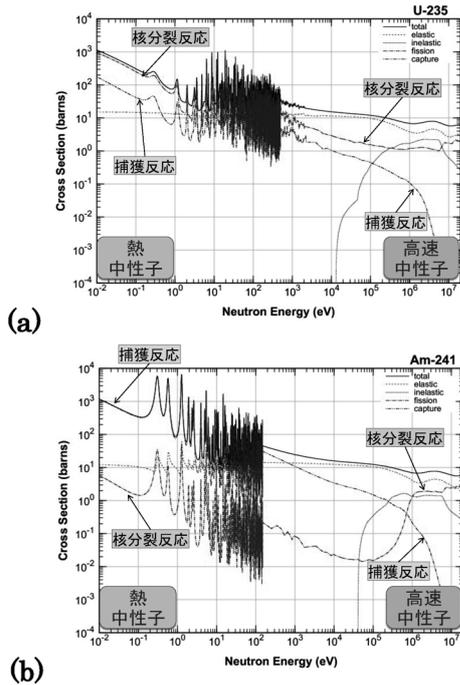


Fig. 7 核反応断面積[2] (a)²³⁵U と (b)²⁴¹Am

2.6. 高速炉と ADS

高速炉心で MA を核変換するには、高速増殖原型炉“もんじゅ”のように、臨界状態の高速炉心を用いる高速炉が考えられる。臨界状態とは、核分裂連鎖反応が一定の割合で継続する状態で、何もしなくても原子炉は一定の出力を維持し、MA は一定の割合で核変換し続ける。なお、実際に多くの MA を核変換するためには、“もんじゅ”よりも高出力の商用高速炉が多数基必要である。

もう 1 つの方法が、未臨界状態の高速炉心と加速器を結合させた ADS である。未臨界炉心では、何もしないと核分裂連鎖反応が時間の経過とともに減っていき、反応は終息する。そこで、加速器で加速した陽子等のビームを炉心に入射して中性子を発生させることで、中性子を外部から炉心に供給し、一定の出力を維持することにより一定の割合で MA を核変換するものである。

高速炉による核変換は、これまでの研究実績が ADS より豊富であり、高速炉が実用化されればそれらを活用して MA を核変換できるというメリットがある。一方で、燃料に MA を高濃度で含めると臨界炉心の制御性が悪化するため、最大でも

MA を燃料の 5% しか含めることができず、十分な量の MA を核変換するためには数十基の商用高速炉が必要となる。

ADS による核変換は、大強度加速器の開発や ADS に特化した燃料製造・再処理技術の開発など研究開発課題が数多く存在する。一方で、未臨界炉心であるため炉心の制御性を心配する必要がなく、MA を燃料中に高濃度で含めることが可能で、数少ない基数の ADS で多くの MA を核変換することが可能である。また、加速器を停止させれば核分裂連鎖反応もすぐに終息するため、高速炉に比べより高い安全性を有する。

このように、高速炉と ADS ではそれぞれ長所短所がある。現時点において、どちらか一方の実用化が見通しているわけではなく、また将来における分離変換技術の幅広い選択肢を確保する必要があることから、当面は両概念について並行して研究開発を進めていく必要がある。

3. ADS による MA の核変換

3.1. 大強度加速器の実力

ここで、現実的な量の MA 核変換という達成目標に対し、現在の大強度加速器がどれほどの実力を有するのかを試算してみる。

国内、また国際的にも最高レベルの出力を有する J-PARC の場合、最大出力 P は 1 [MW] である。このとき、3 GeV シンクロトロン RCS で加速されるエネルギー E が 3 [GeV] の陽子ビームの単位時間あたりの陽子数 N は、 e を素電荷 (1 [eV] あたりのエネルギー [J]) として、

$$N = P/Ee \quad (3-1)$$

であり、計算すると $N = 2.08 \times 10^{15}$ [protons/s] となる。1 年間休み無く連続で運転した場合、 $N = 6.57 \times 10^{22}$ [protons/y] となる。1 mol は 6.02×10^{23} 個であるから、1 年間連続運転したとしても陽子数は 0.1 mol にしかならない。全ての陽子に電子を与えて水素原子とし、さらに酸化して H_2O にすると、たったの 0.05 mol、1 g、1 cm^3 の水にしかならない。

一方で、我々が対処しなければならない MA は、通常原子炉 1 基あたり年間約 25 kg、100 mol

発生する。国内で原子炉が 40 基稼働していると仮定すると、年間 1 トン、4,000 mol の MA が発生する。陽子数 0.1 mol と MA 量 4,000 mol では、4 万倍の開きがある。このように、現在の大強度加速器といえども、核変換が対象とする圧倒的な物量の前では実力不足であり、更なる大強度加速器の開発や、何らかの増倍効果に期待しなければならない。

では、ADS による現実的な量の MA 核変換は非現実的かということ、そうではない。先ほどの評価では考慮しなかったが、高エネルギー陽子を標的に入射すると、核破砕反応により多数の中性子が発生する。重金属標的に GeV オーダーの陽子を入射する場合、エネルギー40~50 MeV で 1 個の中性子が発生するため、3 GeV の陽子では 1 個あたり 70 個程度の中性子が発生する。未臨界炉心の核分裂連鎖反応を利用して MA を核変換させるため、連鎖反応による中性子増倍効果が期待でき、炉心の設計にもよるが 30 倍程度の増倍が得られる。さらに、加速器の最大出力を 30 MW に引き上げる。これは J-PARC の 30 倍という大きな出力であるが、J-PARC ではパルスビームであるところ、ADS ではより大強度ビームの加速が容易な CW (連続) ビームで良いので、達成可能な技術レベルと考えられる。

以上の 3 つの数字を掛け合わせると、 $70 \times 30 \times 30$ で 6.3 万となり、先に述べた 4 万倍の開きを克服できる。実際には、ADS 施設の稼働率を考慮したり、生まれた中性子の全てが MA 核変換に使われるわけではなく無駄に消費されるものもあるため上述の手計算どおりにはいかないが、次節で述べる設計例の ADS [3] に対する詳細な評価では、ADS 4 基により原子炉 40 基分の年間 1 トンの MA 核変換が可能とされている。

このように、核破砕反応による多量の中性子発生、未臨界炉心による中性子の増倍、加速器の大強度化を組み合わせることにより、現実的な量の MA 核変換が可能である。

なお、MA ではなく LLFP の場合には核分裂の連鎖反応が起こらないことから、未臨界炉心による中性子の増倍効果に期待できず、増倍効果の係

数 30 を何か他の効果に期待しなければならない。例えばこれを加速器の大強度化で補うとすれば、30 MW の 30 倍で約 1 GW クラスの加速器が必要となる。

3.2. ADS の設計例

Fig. 8 に日本原子力研究開発機構 (JAEA) が概念設計を行った ADS の一例[3]を示す。超伝導加速器 (線形加速器 Linac) により、エネルギー 1.5 GeV、最大出力 30 MW の陽子ビームを加速する。エネルギーとして 1.5 GeV を選んだのは、単位出力あたりの中性子発生効率が高いためであり、30 MW は前節の議論のとおり現実的な量の MA 核変換に必要なためである。未臨界炉心の中心部まで挿入した真空ダクトを通して、陽子ビームを炉心に入射する。未臨界炉心はタンク型で、その中心部には MA を含む核燃料が配置されており、その周囲には発電のための蒸気発生器や主循環ポンプ等が設置されている。

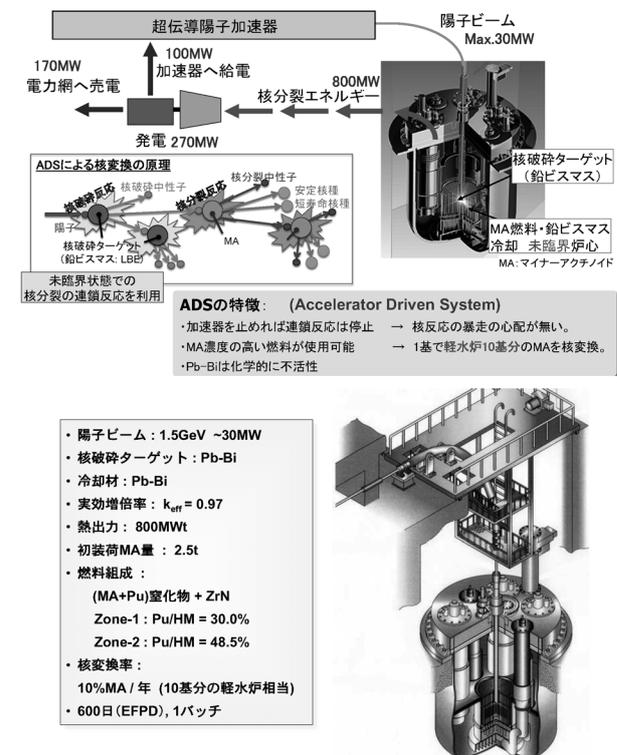


Fig. 8 JAEA による ADS 設計の一例

タンク内は液体金属である鉛ビスマス共晶合金 (Lead-Bismuth Eutectic, LBE) で満たされており、核燃料や各種機器は LBE 中に置かれている。LBE は鉛 44.5 wt%、ビスマス 55.5 wt% の合金であり、融点 125°C で常温では固体のため、昇温して液体状態で使用する。LBE は陽子ビームを受けて中性子を発生する標的材として、また炉心の発熱を除去する冷却材として使用する。Fig. 9 に標的材料の比較を示す。標的としてタングステン等の固体標的の使用も考えられるが、固体では 30 MW の大強度陽子ビームによる極めて高い発熱を除去することが困難である。液体金属としてはナトリウムや水銀も考えられる。LBE は重金属であるため中性子収率 (入射陽子あたりの発生中性子数) が多い、沸点 (1,670°C) が高く原子炉の高密度な発熱除去に適している、化学的に不活性 (ナトリウムのように水と反応しない)、中性子の吸収が小さい等の優れた性質を有するために選択されている。LBE の技術的な課題としては、 ^{209}Bi が中性子を吸収して ^{210}Bi となり、これが β 崩壊して ^{210}Po が生成し、 ^{210}Po は半減期 138 日の α 崩壊核種であることから、取扱いに注意を要する点である。また、鋼材に対する腐食性を有するため、その抑制のための対策を講じる必要がある。

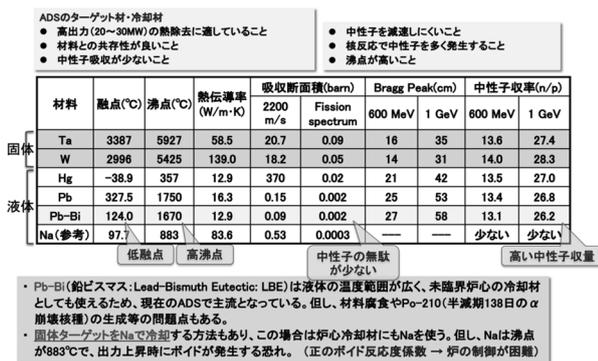


Fig. 9 標的材料の比較

Fig. 8 に戻り、未臨界炉心の中性子の実効増倍率 (k_{eff} , 1.00 の時に臨界) は 0.97 に設定されている。核分裂連鎖反応による増倍効果により、30 MW のビーム出力は増倍され、炉心の熱出力は 800 MW となり、これはちょうど “もんじゅ” と

同じ値である。生み出された熱は蒸気発生器で水蒸気に変換され、タービンを駆動させることにより発電し、270 MW の電力を得る。このうち 100 MW は自身の加速器の運転に消費し、残りの 170 MW は電力網に売電する。従って、この ADS では MA を核変換すると同時にエネルギーも生産することができる。

炉心に装荷する MA 量は 2.5 トンである。1 バッチ 600 日 (Effective Full Power Days, EFPD, 約 2 年相当) の運転を行い、年間 10%、つまり 250 kg の MA を核変換可能である。これは軽水炉 10 基から年間に発生する MA 量に相当する。

4. 分離変換技術の開発課題

4.1. 概要

ADS による分離変換技術の開発はまだ始まったばかりであり、実用化に向けては数多くの分野で研究開発を進める必要がある。まず、HLW の群分離と、MA 燃料製造や使用済燃料の再処理を行う核変換専用サイクルの開発がある。特に、MA は当然のことながら放射性物質であって多くの放射線と熱を発生することから、全てのプロセスを遠隔操作で行わなければならない。例えば ^{244}Cm (半減期 18 年) の場合、1 g あたり 2.8 W の発熱があり、毎秒約 10^7 個の中性子と 10^9 個の γ 線が放出される。

通常の原子炉と違い、ADS 用未臨界炉心では炉心に陽子ビームを入射させる、またこれまで原子炉では使用経験のない MA を多量に炉心に装荷するという 2 点が特徴的である。従って、陽子ビームで駆動する未臨界炉心はどのような振る舞いを示すのか、また MA を含む炉心の核設計はどの程度の精度を有しどのような特徴があるのかについて、調べる必要がある。

これらの課題は非常にチャレンジングで魅力的な研究開発テーマである。これに加え、ADS 開発の主な研究開発課題として、大強度加速器施設を支える技術の両輪である ADS 用加速器と大強度標的技術の開発がある。以下、この 2 つの技術開発について詳しく述べる。

4.2. ADS 用加速器

ADS 用加速器としては、効率良く大強度の陽子ビームを加速できることから、超伝導 Linac が最有力候補である。ADS 用加速器には、その他の分野で使われる加速器との比較において、4 つの大きな性能が要求される。

4.2.1. 大出力

1 つめの要求性能は、これまでも述べてきたとおり、30 MW クラスの大出力である。加速エネルギーが 1.5 GeV のとき、ビーム電流は 20 mA となる。現時点において、この性能を達成した加速器は存在していない。筆者は加速器の専門家ではないが、この仕様に近い加速器の開発が現在世界のいくつかの国で精力的に行われていることから、将来達成可能な性能に思える。このクラスの出力になると、困難は加速器よりもむしろ、ビームを受ける標的であろう。

4.2.2. 高信頼性

2 つめの要求性能は、高い信頼性である。既存の加速器では、1 日に何度もトリップすることがある。粒子を計数して統計精度を上げるような実験に加速器を使うのであれば、運転が停止している時間の割合だけ計数が減るだけの影響で済むが、ADS ではより大きな影響がある。ビームトリップが起ると、未臨界炉心の核分裂反応は終息するため、800 MW の熱源が瞬時に失われ、炉の構造材料は 100°C オーダーで温度が下がり、ビームが復帰するとまた元の運転温度に戻る。これにより、炉の構造材料は熱サイクルによる疲労の影響を受ける。このため、約 10 秒以上のビームトリップの回数が制限される。また、ビームトリップが 5 分以上になると発電のためのタービン等、全システムを一旦停止する必要が生じる。停止後の再起動には約 10 時間が必要とされているため、5 分以上のビームトリップは ADS の稼働率に大きな悪影響を及ぼす。ベルギーで進行中の ADS 照射炉計画 MYRRHA[4, 5] (ビーム出力 2.4 MW、熱出力最大 100 MW) では、3 秒以上のビームトリップを 3 ヶ月間で 10 回以下という、非常に厳

しい条件を課している。このような高い信頼性を達成するために、個々の要素機器の信頼性を上げるとともに、加速器の一部を 2 重化してトリップ頻度を低減させる検討が行われている[6]。

4.2.3. 出力制御

3 つめの要求性能は、起動時に約 10 時間をかけてビーム出力を徐々に上昇させる技術である。J-PARC も含め既存の加速器では、停止状態から最大出力まで一瞬で出力を上昇させるのが通例で、これでも出力がさほど大きくないことからビームを受ける標的等に問題は生じない。しかし ADS では熱出力が大きいため、出力上昇時の炉の構造材料の熱応力を小さく保つために、約 10 時間をかけて停止状態から最大値にまで出力を上昇する[7]。大強度加速器では、電流値に依存する空間電荷効果等により運転パラメータの調整が必要であることから、ピーク電流値をゼロから最大値まで徐々に上昇させることは難しい。そこで、イオン源は常に最大電流で運転を行い、その下流でビームをチョップし、ビームを下流に流す時間を制御することにより、時間平均の電流値を制御する方法が考えられる。これを行うためのチョッパーの開発が必要である。

4.2.4. 高効率

最後の要求性能は、高い加速効率である。Fig. 8 上の図では、100 MW の電力が加速器に給電され、30 MW 出力のビームを加速していることから、加速効率 30% を仮定している。超伝導加速器の開発等により、この高い加速効率を達成する必要がある。仮に加速効率が 3% である場合、ADS の運転には原子力発電所 1 基分に相当する 1 GW の電力が必要となってしまう。

4.3. 大強度標的技術

大強度ビームを受ける標的の課題として、ビーム入射による発熱を如何に適切に除去するかが大きな課題である。出力 30 MW という、一般家庭で冬に使う 1 kW 程度の電気ヒーター 3 万個分であることから、発熱量の大きさが分かる。

ADSでは、鉛ビスマス共晶合金 (LBE) という液体金属を使用することにより、除熱の問題を解決している。

除熱以外で ADS における大強度標的技術の課題としては、大強度の陽子ビームに起因する課題と、LBE 取扱いに係る課題がある。前者は大強度加速器全般に共通する課題であり、後者はADS特有の課題である。以下、これら課題やその解決策等について述べる。参考文献[8]にもこれら課題について詳しい記述があるので、参照されたい。

4.3.1. 放射線損傷

Fig. 10 に示すように、ADS では LBE を満たした炉心の中心部まで陽子ビームを輸送するため、真空ダクトを LBE 中に挿入している。ダクトの最下端は試験管のような形状をしており、その底の部分に陽子ビームが通過する。この部分を陽子ビーム窓と呼び、加速器側真空と LBE 領域を隔離している厚さ数 mm、皮一枚の金属板である。この陽子ビーム窓は、大強度の陽子ビームとともに、LBE 中で発生した中性子、また MA 等の核分裂により発生した中性子に曝され、強い放射線損傷を受ける。これにより、材料が脆化・硬化したり、核反応により材料中に生成する水素やヘリウムガスにより材料が膨張する (スエリング)。

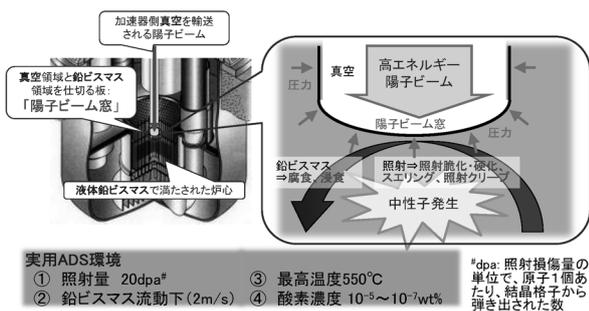


Fig. 10 陽子ビーム窓がおかれる過酷な環境

照射によって材料の特性がどのように変化するのか、スイスの Paul Scherrer Institute にある加速器中性子源施設等により、実際に各種材料に陽子ビームを照射して調べる実験が行われている[9]。ただし、世界の既存の加速器照射施設では、

照射量が十分ではない、照射温度が低い、流動 LBE 環境ではないなど、Fig. 10 に示した実用 ADS 環境を模擬できておらず、将来、実用 ADS 環境をより良く模擬した照射実験が必要であり、そのための加速器施設も必要となる。

4.3.2. LBE による腐食とその抑制

LBE は、400~450°C以上の高温において、鋼材に対する腐食性を有する。特に、ニッケルは LBE への溶解度が大きいので、ニッケルを含む SUS316 等のオーステナイト鋼は ADS の高温環境では使用できない。このため、ADS ではフェライト/マルテンサイト鋼である T91 等の材料の使用が想定されている。

LBE 中の酸素濃度を適切な範囲 ($10^{-5} \sim 10^{-7}$ wt%) に制御すれば、鋼材表面に薄い酸化皮膜が形成されることにより、LBE による腐食を抑制することができる (Fig. 11)。LBE 中の酸素濃度が高いと固体である PbO が生成してしまい、また酸素濃度が低いと酸化皮膜がなくなり鋼材の構成元素が LBE 中に溶け出す。この他、LBE の流れやシステム内の温度差なども腐食挙動に関係があり、LBE 中の腐食に関する様々な試験が行われている。Fig. 12 に、一例として JAEA の材料腐食試験用の LBE ループを示す。これらの LBE ループを使用し、LBE 中の酸素濃度を測定するセンサの開発や、LBE 中の酸素濃度を制御する技術の開発も行われている。

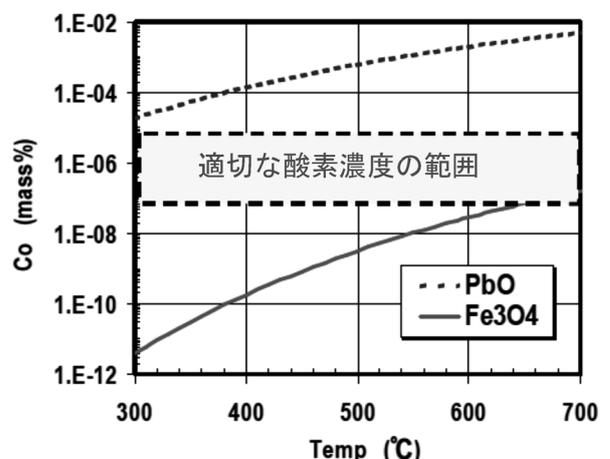


Fig. 11 適切な酸素濃度 (Co) の範囲



Fig. 12 JAEA の材料腐食試験 LBE ループ
OLLOCHI

4.3.3. LBE 中の核反応生成物挙動

LBE 中では、核反応により様々な元素、あるいは放射性核種が生成する。3.3 節で述べたポロニウム（原子番号 84）はその 1 つである。また、放射性の鉛（同 82）やビスマス（同 83）が生成する。さらに、陽子ビームエネルギーが 1.5 GeV と高いことから多種多様な核反応が起こり、原子番号 1 の水素から 81 のタリウムまで、LBE よりも軽い全ての元素が生成する。生成する原子核の多くは安定核であるが、一部は放射性核種である。

これらの元素は LBE 中で様々な物理化学形態をとり、その形態によって LBE 中での挙動も異なってくる。生成した放射性核種が ADS プラントの中でどのように振る舞うかは、揮発性の放射性核種がどのような状態でどの程度の量が排出されるか、また放射性核種が付着した機器の保守作業計画を策定する機会等で必要となる。このように、核反応生成物挙動は ADS の安全な運転や保守と深く関わるため、その挙動をよく知ることは実際の ADS の設計において極めて重要である。

4.3.4. 放射化と遠隔操作

ADS のビーム窓等、大強度標的を構成する材料は、ビーム照射により激しく放射化する。1 MW に満たないビーム出力で照射された J-PARC の標的でも既に、照射済み標的周りでは 1 Sv/h を優に超える線量となっている。従って、ADS 未臨界炉

心の構成機器は、基本的に遠隔操作により保守管理を行う必要がある。

4.4. J-PARC における研究計画

J-PARC では、プロジェクト開始当初から、第 II 期計画として核変換実験施設の建設を目指してきた。具体的には、Linac で加速された 400 MeV、250 kW の大強度陽子ビームを利用し、流動 LBE 環境下で ADS の候補構造材料の照射を行い、材料に対する照射・腐食の効果を調べる“ADS ターゲット試験施設 (TEF-T)”[8]と、MA 燃料を装荷した未臨界炉心に陽子ビームを導入して ADS 未臨界炉心の特性を調べる“核変換物理実験施設 (TEF-P)”[10]である。

2008 年に J-PARC の運転が始まってから既に 10 年が経過し、その間、ADS 核変換技術の研究開発も進展した。J-PARC では、核変換研究目的に利用可能な陽子ビームが直ぐ手元にあることから、今後とも J-PARC の陽子ビームを利用した核変換研究のための実験施設として望ましい姿を臨機応変に見直しつつ、ADS 核変換の研究開発が進められる予定である。

5. さいごに

加速器駆動核変換システム ADS は、原子力発電所の運転に伴い発生する“核のゴミ”を燃やし、その有害度を低減するとともに減容することができる技術であり、我々人類にとって極めて価値の高い技術であると言える。加速器の産業応用として我々の社会に直接的に貢献することができる、有望なテーマである。

しかしながら、4 章で述べたとおり ADS による分離変換技術の開発はまだ始まったばかりであり、ADS 用加速器の開発も今後のチャレンジが多い楽しみな分野の 1 つである。加速器開発に携わっている研究者や技術者の方々には、是非、ADS に興味を持っていただき、ADS 用加速器の開発にご協力いただければ幸いである。

参考文献

- [1] 日本原子力学会, 「分離変換技術総論」 (2016) .
- [2] K. Shibata, et al., “JENDL-4.0: A New Library for Nuclear Science and Engineering”, J. Nucl. Sci. Technol. 48, pp. 1–30 (2011).
- [3] K. Tsujimoto, et al., “Neutronics Design for Lead-Bismuth Cooled Accelerator-Driven System for Transmutation of Minor Actinide”, J. Nucl. Sci. Technol. 41, pp. 21–36, (2004).
- [4] M. Schyns, et al., “The MYRRHA ADS Project in Belgium Enters the Front End Engineering Phase”, JPS Conf. Proc., 001001 (2015).
- [5] Van den Eynde, et al., “An updated core design for the multi-purpose irradiation facility MYRRHA”, J. Nucl. Sci. Technol., 52, 1053–1057 (2015).
- [6] T. Sugawara, H. Takei, H. Iwamoto, A. Oizumi, K. Nishihara, K. Tsujimoto, “Research and development activities for accelerator-driven system in JAEA”, Progress in Nuclear Energy, 106, pp. 27–33 (2018).
- [7] K. Tsujimoto, et al., “Feasibility of Lead-Bismuth-Cooled Accelerator-Driven System for Minor-Actinide Transmutation”, Nucl. Technol., 161, pp. 315–328 (2017).
- [8] 日本原子力研究開発機構 J-PARC センター核変換ディビジョン, “J-PARC 核変換実験施設 技術設計書 –ADS ターゲット試験施設 (TEF-T) –”, JAEA-Technology 2017-003 (2017).
- [9] S. Saito, et al., “Bend-fatigue properties of JPCA and Alloy800H specimens irradiated in a spallation environment”, J. Nucl. Mat., 450, pp. 27-31 (2014).
- [10] 日本原子力研究開発機構 原子力基礎工学研究センター 分離変換技術開発ディビジョン, “J-PARC 核変換物理実験施設 (TEF-P) 安全設計書”, JAEA-Technology 2017-033 (2018).