

エネルギー安全保障における加速器技術の応用

ACCELERATOR TECHNOLOGY POTENTIAL IN ENERGY SECURITY

古川和朗 ^{*,A,B,C)}, 内藤富士雄 ^{A)}, 木下幹康 ^{B,C)}, 澁谷泰蔵 ^{D)}, 吉岡律夫 ^{D)}

Kazuro Furukawa ^{*,A,B,C)}, Fujio Naito ^{A)}, Motoyasu Kinoshita ^{B,C)}, Taizo Shibuya ^{D)}, Ritsuo Yoshioka ^{D)}

^{A)} High Energy Accelerator Research Organization (KEK), ^{B)} Thorium Tech Solution (TTS)

^{C)} Thorgate Energy (TGE), ^{D)} International Thorium Molten Salt Forum (ITMSF)

Abstract

The importance of energy security is increasingly recognized, particularly in countries with limited domestic energy resources. This has created a need for diversified energy sources and for the evaluation of appropriate options in terms of cost and safety. Although nuclear energy was once expected to become a major energy source of the future, increasing costs associated with safety measures and social acceptance have made its future uncertain. In this context, thorium molten salt reactors (Thorium-MSRs) have attracted renewed attention. Following experimental demonstrations in the 1960s, large-scale development was not pursued for many years, but development has recently resumed in several countries. Although the fissile material uranium-233 can be produced from thorium in a molten salt reactor, achieving sufficient breeding performance remains technically challenging. An alternative approach is to use an accelerator-driven external neutron source to convert thorium in molten salt into uranium-233. This concept is referred to as an Accelerator Molten Salt Breeder (AMSB). An energy system combining MSRs, AMSBs, and chemical processing facilities is sometimes collectively referred to as THORIMS-NES. Such systems may also be applicable to the treatment of nuclear waste and excess plutonium. Although the accelerator technology for AMSBs is closely related to that developed for accelerator-driven systems (ADS), a full-scale AMSB requires a large accelerator system. This study therefore examines the possibility of a phased development approach to AMSB technology using smaller accelerator-based neutron sources.

1. はじめに

加速器施設を運営する際に近年電気代の高騰が課題となっており、施設が健全であっても、運営予算の制限から期待する研究の遂行が困難となる場合がある。近年の電気代は 2022 年のロシア・ウクライナ問題、脱炭素の促進、円安などにより高騰・高止まりし、今後の動向も懸念される。また、建設が相次ぐデータセンターによる電力の逼迫も心配される。

もう少し広く考えてみると、資源を豊富に持たない国にとって、エネルギー安全保障とエネルギー源の多様化の重要性が改めて認識され始めている。石炭、石油、天然ガスといった従来のエネルギー資源は、埋蔵地が特定の地域に局在しており、供給が国際情勢に左右されやすい。一方、ウランやトリウムは単位質量あたりに膨大なエネルギーを含み、少量の輸入で長期間の備蓄が可能であることから、原子力は非資源国にとっての準国産エネルギーとして注目されてきた [1]。

これまでの原子力開発では、固体燃料によるウラン利用が、主に軽水炉という形で先行してきた。原子炉には燃料、減速材、冷却材としてさまざまな組み合わせが考えられるものの、第二次対戦後、特に原子力潜水艦の早期実現を目指す中で、現在の軽水炉につながる加圧水型炉が実用化され、その後発電炉として普及していった [2]。固体燃料炉では、燃料資源を有効利用するために、使用済燃料を炉外に取り出し、せん断・溶解を伴う再処理によってウランやプルトニウムを回収し、燃料として再成型加工を経て再装荷する核燃料サイクルが必要がある。この燃料サイクルを成立させるため再処理技術と高速増

殖炉に大きな研究開発投資がなされてきたが、本格的な商用運用に至った国はなく、安全対策や社会的受容性などの課題が残されている [3]。

近年、ウランと比較して資源量が豊富で比較的広い地域に分布するトリウムを、液体燃料として利用するトリウム熔融塩炉 (Thorium Molten Salt Reactor: Thorium-MSR) が、次世代原子力システムの一つとして改めて注目を集めており、現在、欧米を中心に世界各国で開発が進められている。燃料が液体であることにより、固体燃料炉で必要となる使用済燃料の取り出し、炉外再処理、燃料再成型加工という工程を、燃料塩の処理系によって大幅に簡素化できる可能性がある。また、液体燃料、低圧運転等の特性を活用することにより、安全性や経済性の向上も期待されている [4, 5]。

ただし、トリウムを主たる親物質とする Thorium-MSR を大規模に展開するためには、初期装荷用の燃料供給を含め、核分裂性物質であるウラン 233 を効率的に確保する方策が重要となる。その一つとして、加速器による高エネルギー陽子ビームから得られる核破砕中性子を用いて、熔融塩中のトリウムをウラン 233 へ転換する加速器熔融塩増殖炉 (Accelerator Molten Salt Breeder: AMSB) が提案されている [6, 7]。AMSB の加速器側には、加速器駆動未臨界炉 (Accelerator Driven System: ADS) と共通する技術が多く、近年、高出力・高信頼性陽子加速器の開発が進められている。一方、従来提案されている AMSB では 1 GeV、300 mA、すなわち 300 MW のビーム出力が想定されており、一般的な ADS 実証施設を上回る大規模な加速器を必要とする。このため直ちに実用規模の AMSB システムを開発することは容易ではない。そこで本発表では、小型加速器から段階的に実証を進める AMSB 開発の可能性について考察する。

* kazuro.furukawa@kek.jp

2. 熔融塩炉

まず、熔融塩炉について確認したい¹。上に述べた加圧水型炉の設計において主要な役割を果たしたアルビン・ワインバーグは、民生用に加圧水型軽水炉を使用することを想定していたわけではなく、軍事以外に使用することは危険すぎると考えていた。そこで、オークリッジ国立研究所において、より安全なトリウム熔融塩炉の開発に取り組み、後には所長として 1960 年代後半に熔融塩実験炉 (MSRE) を 4 年間無事故で運用することに成功した。トリウム熔融塩炉の商用化に向けた開発を推進し、100 万 kWe の発電用商用炉の概念設計を終えていた。

一方、1960 年代には核開発よりも核不拡散が重視されるようになり、米国は新しい原子炉の開発を停止して、核兵器不拡散条約と原子力利用の管理に舵を切った。米国には石炭・石油が豊富にあり、また核兵器用プルトニウムも蓄積されていた。アルビン・ワインバーグが安全性の高いトリウム熔融塩炉の開発継続を強く主張したため、彼自身が所長を解任されてしまった。

そのころ日本では、英国や米国から軽水炉を導入する一方、ウラン資源の入手性を懸念して高速増殖炉の国内開発を始めていた。軽水炉ではウランの同位体のウラン 235 を核分裂させてエネルギーを取り出すが、100 倍以上存在するけれども核分裂性の無いウラン 238 を利用することができない。高速増殖炉ではそのウラン 238 を核分裂性のあるプルトニウムに核変換することで、燃料を増殖させることが魅力であった。

トリウム熔融塩炉ではウラン 235 を利用でき、トリウム 232 をウラン 233 に核変換して燃料を増殖させることもできる。自然界にはトリウムはウランの 4 倍存在し、レアアースとともに産出されるため、産出国には余剰トリウムが存在する。

トリウム熔融塩炉の魅力の一つはこの燃料入手性である。その他に、燃料を熔融塩として利用し冷却材も兼ねるため、構造も単純になる。固体燃料の被覆として利用されるジルコニウムは高温で水素を発生させるため、水素爆発の可能性があるが、熔融塩炉にはその危険もない。

原子炉では元素が変換されるため、広い意味で化学プラントと考えることができる。一般的な化学プラントでは固体での材料処理を避け、液体や気体で処理するが、液体燃料を利用するトリウム熔融塩炉はまさにその形態を取っている。さらに冷却材として水を使う軽水炉は圧力を上げて温度を 300 度までしか上げられず、熱利用の効率に制限があるが、熔融塩炉は 700 度程度の運用が考えられており、発電の際の効率が高くなるとともに、圧力を上げる必要が無いので安全性も高くなる。

トリウム熔融塩炉において使用可能な液体燃料を構成するために、アルビン・ワインバーグがさまざまな塩を試した上でフッ化リチウムとフッ化ベリリウムの混合塩 $2\text{LiF} \cdot \text{BeF}_2$ を選択した。この混合塩はその構成元素のアルファベットを組み合わせて通称“フリーベ”と呼ばれており、不活性で安定な化合物で、蒸気圧も低いので圧力の上昇も無く、火災や爆発の危険性がない。この

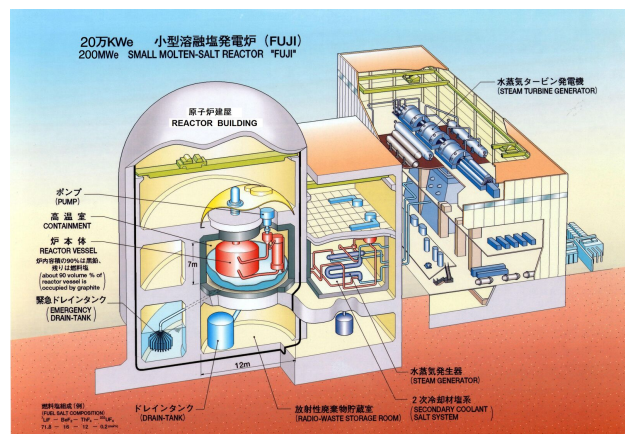


Figure 1: A bird's-eye view of a typical MSR design.

フリーベに適切な量のフッ化トリウムやフッ化ウランを混合して液体燃料とする。液体燃料なので燃料破損がなく、反応も不均一になりにくい。容器についても MSRE の経験により、ハステロイ-N と呼ばれるニッケル合金を用いることによって、腐食が少ないことがわかっている。

燃料が核反応を継続するよう反応断面積を上げるためには、核分裂の際に発生した中性子を減速する必要がある。そのためにトリウム熔融塩炉では減速材として黒鉛つまり炭素を用い、炉心は黒鉛で構成される。液体燃料が黒鉛の炉心を通過するときに核反応を起こし、発生した熱を液体燃料自体が外に運び出すことになる。他の原子炉では電源喪失時にも核反応を停止させるため多重の電源を用意する。福島第一原子力発電所事故では地震と津波により多重電源を喪失した。トリウム熔融塩炉では強い負の温度反応度係数を持つとともに、炉心の底に凍結弁を設置することで、外部制御を行わなくても安全に核反応を停止させることができる。凍結弁は電気で冷却した塩自体で作られ、電源を喪失した際には弁が溶けて減速材の無いドレイン・タンクに燃料が落ちるという仕組みを構成する。

国内で設計されたトリウム熔融塩炉の典型例である FUJI の鳥瞰図を Fig. 1 に示す。以下に、トリウム熔融塩炉の安全性と経済性についての特徴を列挙してみる。まず高い安全性について、

- ・ 熔融塩は化学的に安定で、火災や爆発の危険性がない
- ・ 熔融塩燃料は液体で、照射損傷や燃料破損がない
- ・ 燃料塩の蒸気圧が低く、圧力の異常な上昇がない
- ・ 水を使用しないので、水素爆発が起きない
- ・ 必要な場合には自動で凍結弁が開き、燃料がドレイン・タンクに排出され反応が停止する
- ・ つまり福島事故のような電源喪失や水素爆発に対する危険がない

さらに高い経済性について、

- ・ 炉心が黒鉛のみの単純な構造である
- ・ 液体燃料なので、燃料成型加工が不要である
- ・ 燃料交換が不要なので、稼働率が高くなる
- ・ 燃料転換率が 1.0 近傍で、自給自足できる
- ・ 運転温度が約 700 °C と高いので、熱効率が低い
- ・ 代表的には 10~30 万 kWe だが、小型 2.5 万 kWe

¹ 常用漢字では溶融塩と記載するが、水に溶けた状態を表す“溶”と区別するためにここでは敢えて“熔”の字を使用する。

から 100 万 kWe の大型まで提案されている

- ・トリウム他、プルトニウムや低濃縮ウランも燃料になるため、軽水炉とも協調できる

3. 加速器熔融塩増殖炉

次に、トリウム熔融塩炉の燃料供給について考えたい。自然界に存在するトリウム 232 は核分裂性物質ではないため、トリウムそのものを原子炉に入れただけでは核分裂反応を起こすことはできない。トリウム 232 が中性子を吸収するとトリウム 233 となり、さらにベータ崩壊によってプロトアクチニウム 233 となり、最終的に核分裂性物質であるウラン 233 へと変換される。すなわち、トリウムを原子力エネルギー源として利用するためには、何らかの方法で中性子を供給し、トリウム 232 をウラン 233 へ核変換する必要がある。

一方、トリウム熔融塩炉は運転中に燃料増殖を行える可能性がある。炉内で核分裂によって発生した中性子の一部をトリウム 232 に吸収させることにより、新たなウラン 233 を生成し、これを再び燃料として利用することができる。しかし、1 基の原子炉が自ら消費する燃料をほぼ補充できたとしても、原子炉を新たに増設するためには、その炉を最初に起動するための核分裂性物質を別途供給しなければならない。したがって、トリウムを主たるエネルギー資源として利用し、短期間に炉の数を増やしていくためには、ウラン 233 を計画的に生産する仕組みを持つことが重要となる。

1980 年代にトリウムエネルギーサイクルとして提案されたのが、トリウム熔融塩炉と加速器を組み合わせた THORIMS-NES (Thorium Molten-Salt Nuclear Energy Synergetics) である (Fig. 2) [8, 9]。この構想では、トリウム熔融塩炉を発電炉として多数運転するとともに、その燃料であるウラン 233 を集中的に生産する加速器熔融塩増殖炉 (AMSB) を組み合わせる。

THORIMS-NES における AMSB は、一般的な原子炉のように電力を生産することを第一の目的とする装置ではない。その主な役割は、トリウム 232 を大量にウラン 233 へ転換し、多数のトリウム熔融塩発電炉に燃料を供給することである。すなわち、燃料を「消費する発電炉」と、燃料を「生産する増殖炉」の役割を分離し、それぞれを最も適した方式で構成しようとする考え方である。

多数の発電炉の燃料を少数の大型 AMSB によって供給することができれば、トリウムを利用した原子力エネルギーシステム全体を効率的に拡大できる可能性がある。

AMSB では陽子を超伝導線形加速器で加速する。THORIMS-NES の代表的な AMSB では、約 1 GeV、300 mA の加速器が想定されている。この陽子ビームを、トリウムを含む熔融塩のターゲット・ブランケット系に入射する。1 GeV 近くの陽子が重い原子核に衝突すると、原子核が多数の粒子を放出する核破砕反応が起こり、その結果として多数の高速中性子が発生する。

発生した中性子は熔融塩中を移動し、その一部がトリウム 232 に吸収される。トリウム 232 が中性子を 1 個吸収するとトリウム 233 となる。トリウム 233 は約 22 分の半減期でベータ崩壊してプロトアクチニウム 233 となり、さらに約 27 日の半減期を経てベータ崩壊し、最終的にウラン 233 に転換される。



AMSB では加速器から供給される陽子で大量の中性子を発生させ、トリウムをウラン 233 へ転換する。通常の原子炉では、核分裂による連鎖反応が中性子源となるが、AMSB では加速器という外部の装置によって中性子を供給することが最大の特徴である²。

AMSB は加速器駆動未臨界炉 (ADS) と多くの共通点を持つ。ADS でも高エネルギー陽子を重い原子核に衝突させ、核破砕反応によって発生する中性子を利用する。そのため、高電流陽子加速器、超伝導高周波加速技術、連続波運転、高い信頼性、極めて低いビーム損失、遠隔保守など、AMSB の実現に必要な加速器技術の多くは ADS と共通している。近年、中国をはじめとして ADS に向けた大電流超伝導陽子加速器の建設が進んでおり、国内においても ADS の設計が進んでいることは、AMSB の実現のための着実な加速器技術基盤となる。

1 GeV、300 mA の AMSB は毎秒約 7×10^{19} 個の中性子を発生し、トリウムから年間約 0.8 t のウラン 233 を生成することができる。例えば 200 MW (20 万 kW) 出力の熔融塩炉は約 1.2 t の核燃料を必要とするので、AMSB を 1 年半運転すれば、1 基の熔融塩炉をトリウム資源だけで起動することができることになる。一度起動できれば、熔融塩炉自身が追加されるトリウムを必要なウラン 233 に転換することができるので、以降は AMSB に依存することはない。

一方、THORIMS-NES 型 AMSB は、1 GeV、300 mA の陽子ビームによる 300 MW という、既存の陽子加速器と比較して桁違いに大きな出力を必要とする。機器を保守管理できる程度に放射化を抑えるためにビーム損失の極小化や、熔融塩標的と加速器を分離するビーム窓、長期間にわたる安定運転など、多くの課題を解決する必要がある。完成形の AMSB では未臨界炉での発電により電力が供給されると考えられるが、初動には大きな供給電力も課題となるであろう。

さらに、加速器から発生する大きなビーム出力を受けるターゲット・ブランケット系についても、高い発熱、放射線損傷、熔融塩の流動、材料腐食などを同時に解決し

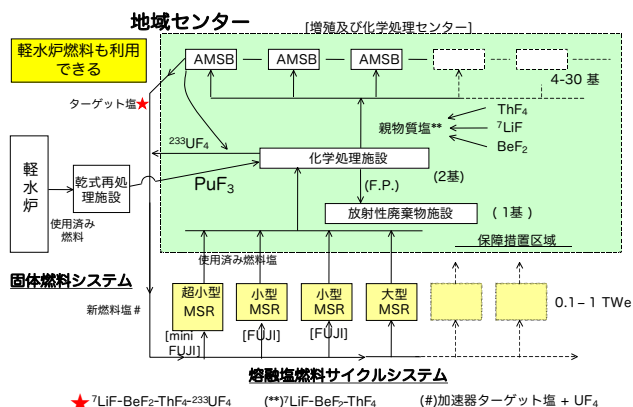


Figure 2: Overview of the concept of THORIMS-NES.

² ^{233}U は α 線内用療法で利用される ^{225}Ac の親物質にもなる。

なければならない。ターゲットが熔融塩であることでこれらの課題は大きく緩和されると考えられるが、AMSBは単に大きな加速器を建設すれば実現できるものではなく、加速器、ターゲット、熔融塩化学、燃料回収、材料、遠隔保守など、多くの技術を一体として開発する必要がある。

4. 加速器増殖の段階的開発

しかし、この規模の施設を当初から計画することはリスクもあり、必要性を十分検討する必要がある。先に述べたように熔融塩炉はウラン 235 やプルトニウムを核燃料として利用することも可能なので、当初はトリウムから転換するウラン 233 に依存しない方法も考えて良い。実際 ORNL の MSRE もそのような手順を踏んでおり、現在世界で計画されている実験炉もまずはウラン 235 の利用を想定している。

THORIMS-NES において想定された大型 AMSB は、世界規模でトリウム熔融塩炉を大量導入するための最終的な燃料供給システムとして考えられたものである。AMSB を実際に開発するためには、まず核破砕による中性子の生成、 $^{232}\text{Th}(n, \gamma)$ 反応からプルトアクチニウム 233 を経てウラン 233 に至る核変換、熔融塩中での反応、プルトアクチニウムの挙動、核分裂生成物の化学処理、材料の耐久性など、個々の技術を実証する必要がある。

これらの基礎技術の検証に 300 mA の陽子ビームは必ずしも必要ではない。小型加速器や既存施設を活用し、加速器電流や熔融塩の量を段階的に増加させていくことも考えられる。この段階的開発により、技術的リスクと開発投資を分散しながら、大規模な AMSB を建設する前に、必要な要素技術を成熟させられる可能性がある。

以下では、THORIMS-NES の大型 AMSB を最終目標とし、より小型の加速器から開発を開始する可能性を考察する。特に、小型加速器でどの程度の中性子を発生させ、トリウムをウラン 233 へ転換できるのか、また大型 AMSB へどのような段階で発展させることが合理的かを検討する。

5. 小型中性子源

段階的開発を始めるための小型の中性子源にもさまざまな可能性があるが、そのうちのいくつかについてあたってみる。

5.1 電子加速器

最初の候補として、電子加速器を利用した光中性子源が考えられる。電子を重金属ターゲットに照射すると制動放射によって高エネルギーの光子が発生し、さらに光核反応によって中性子を生成することができる。これらの中性子をトリウム 232 に照射することにより、トリウム 233、プルトアクチニウム 233 を経てウラン 233 への核変換を試みることができる。

電子加速器の利点は、高電流の連続ビームを比較的成熟した技術で得られることである。例えば Rhodotron は常伝導 RF を用いた CW 電子加速器であり、5~40 MeV のエネルギー範囲で、最大 80 mA 程度までのビーム電流を扱う産業用加速器として実用化されている。したがって、超伝導加速空洞や大型の低温設備を必要としない常

伝導方式でも、少なくとも 10 ~ 数十 mA の CW 電子ビームは現実的な開発目標と考えられる。

例えば、10 MeV、10 mA の電子ビームをタングステンなどの重い元素のターゲットに照射して発生する光中性子を利用する場合、中性子発生量は概略 10^{12} n/s 程度と見積もられる。さらに電流を増加させることができれば、 5×10^{12} n/s 程度の中性子源になる可能性がある。ただし、ターゲットの材質と形状、電子エネルギー、中性子の減速・輸送方法などによって実際にトリウムの転換に利用できる中性子数は大きく変化するため、これらは詳細な計算によって評価する必要がある。

THORIMS-NES 型の AMSB が生成する年間約 800 kg のウラン 233 に比べれば、小型電子加速器によるウラン 233 生成量は桁違いに小さく、実用的な燃料生産設備となることを期待するのは難しい。しかし、10 ~ 数十 mA の常伝導 CW 電子加速器は、最終的な AMSB の代替ではなく、その実現に向けた初期段階の中性子源として位置付けることができる。

5.2 陽子線形加速器

電子加速器に続く候補として、ホウ素中性子捕捉療法 (BNCT) 用に開発が進められている陽子線形加速器 (Linac) と同様の加速器を利用した中性子源が考えられる [10]。陽子をベリリウムやリチウムなどの標的に照射することにより、比較的低いエネルギーでも (p,n) 反応等を利用して中性子を直接生成することができる。電子加速器では、まず制動放射によって高エネルギー光子を発生させ、さらに光核反応によって中性子を生成する必要があるのに対し、陽子を用いる方法は中性子生成効率の点で有利である。

BNCT 用陽子加速器は、5 ~ 30 MeV 程度の陽子エネルギーと数 mA の平均ビーム電流を用いるものが多い。一部は比較的大きなピーク電流を数%程度から 20 %程度のデューティー比でパルス運転している。数 mA の平均電流でも、10 MeV 前後の陽子をベリリウム等の標的に照射することにより、概略 10^{13} ~ 10^{14} n/s 程度の中性子源を構成できる。

より大きな中性子強度を得るためには、ピーク電流だけでなく高デューティー化によって平均電流を増加させ、最終的に CW 運転へ移行することが重要となる。この点で、IFMIF/EVEDA 計画で開発されている LIPAc は重要な参考例である [11]。LIPAc は 125 mA の重陽子ビームを常伝導 RFQ によって 100 keV から 5 MeV まで加速し、その後、超伝導 RF Linac によって 9 MeV まで CW 加速する構成となっている。すなわち、100 mA の高電流ビームを 5 MeV 程度まで加速することは常伝導技術の延長として考えられる一方、それをさらに高いエネルギーまで CW 加速するためには超伝導技術が有力な選択肢となる。

したがって AMSB の段階的開発では、まず 5 MeV 程度まで 100 mA の陽子ビームを加速する段階が考えられる。この場合、平均ビーム出力は 0.5 MW となり、5 MeV の陽子でもベリリウム等の標的で中性子を発生できるため、初期実証に利用できる。ただし、5 MeV から 10 MeV へのエネルギー増加に対して中性子発生量は単純に比例しない。数 MeV から数 10 MeV の領域では、反応断面積や反応チャンネルが変化するため、陽子 1 個当

たりの中性子収率は非線形に増加する。このため中性子発生量は、陽子エネルギー、標的材料、厚さおよび形状を考慮した核計算や実測によって評価する必要がある。

次の段階として超伝導 Linac を導入し、100 mA の高平均電流ビームを 10 MeV、さらに 20~40 MeV 程度まで CW 加速することが考えられる。中性子発生量は標的条件に強く依存するが、10 MeV では概略 $10^{15} \sim 10^{16}$ n/s、数 10 MeV では概略 $10^{16} \sim 10^{17}$ n/s の中性子源が視野にはいる。ただし、これらは概略値であり、詳細なターゲット設計と核計算による確認が必要である。

THORIMS-NES で想定されている最終的な AMSB は、1 GeV、300 mA の陽子ビームを使用し、中性子発生量は約 7×10^{19} n/s とされている。5 ~ 40 MeV の加速器との差は大きい、これはビーム電流だけでなく、1 GeV 陽子による核破砕では 1 陽子当たり数 10 個の中性子を発生できるのに対し、低エネルギーでは主として (p,n) 反応等を利用するため、中性子収率が大幅に小さいことによる。

この差は段階的開発において必ずしも問題ではない。まず BNCT で用いられるような数 mA ビームによる $10^{13} \sim 10^{14}$ n/s 程度の中性子源から開始し、次に 5 MeV、100 mA へ発展させ、その後、超伝導 Linac によって 10 MeV、さらに数 10 MeV へとエネルギーを増強することが考えられる。

5.3 陽子サイクロトロンと dCARA

線形加速器とは異なる加速方式として、サイクロトロンおよびサイクロトロン共鳴を利用した新しい高電流加速器を用いる中性子源も、AMSB の段階的開発における有力な候補となる。線形加速器では、ビーム電流およびエネルギーの増加に伴って加速器規模が大きくなり、数 10 MeV で 100 mA 程度の連続ビームを実現するためには、超伝導加速技術の利用も有力な選択肢となる。これに対し、サイクロトロンでは粒子を磁場中で繰り返し周回させながら加速することにより、比較的コンパクトな装置で数 10 MeV まで加速できる可能性がある³。

従来の陽子サイクロトロンでは、取り出しビーム電流は数 mA 以下が一般的であり、高電流化に伴う空間電荷効果、ビームハロー、加速中および取り出し時のビーム損失が大きな技術課題となる。しかし近年は、これらの制約を克服する新しい高電流サイクロトロンの開発が進められている。特に、陽子の代わりに分子イオンである H_2^+ を加速し、最終段で薄膜によるストリッピングを行って陽子ビームとして取り出す方式は、高電流化の有力な方法として注目されている。例えば、常伝導コンパクトサイクロトロンによって H_2^+ を 60 MeV/amu まで加速し、最終的に 10 mA の陽子ビームを得る構想が提案されている [12]。

AMSB の中性子源としては、ビーム電流の増加だけでなく、比較的高いエネルギーまで加速することによって陽子 1 個当たりの中性子生成量を増加させられる点が利点である。Be などの厚標的を用いる場合、中性子発生量は標的材や形状、中性子輸送系に依存するが、60 MeV

まで加速することにより、10 mA 程度のビーム電流でも相当規模の中性子源を構成できると考えられる。これは、トリウムの核変換、熔融塩中での核種挙動および核化学処理を対象とする AMSB の初期統合実証において有力な選択肢となり得る。

さらに、従来型サイクロトロンとは異なる高電流加速器概念として、dCARA (deuteron Cyclotron Auto-Resonance Accelerator) が提案されている [13]。dCARA は、サイクロトロン共鳴を利用して RF 電場との自己共鳴状態を維持しながら粒子を加速する方式であり、高電流ビームを比較的コンパクトな装置で加速することを目指している。現在は主として重陽子用として研究開発が進められており、公表されている設計研究では 40 MeV、125 mA、すなわち 5 MW の重陽子ビームが目標とされている。これは現時点では設計研究およびシミュレーションの段階であるが、実現すれば低 Z 標的への重陽子照射による強力な中性子源として利用できる。

CARA の基本的な加速原理は重陽子に限定されず、原理的には陽子への適用も考えられる。ただし、陽子用として RF 周波数、磁場および加速構造を改めて設計する必要がある。従って AMSB への適用では、当面は高電流重陽子中性子源としての可能性を評価するとともに、将来的に陽子 CARA への拡張を研究課題として位置付けることができる。

このように、常伝導高電流サイクロトロンおよび dCARA は、超伝導 Linac とは異なる技術的経路を提供する。前者は既存技術の延長として比較的早期の実用化を検討できる可能性があり、後者は研究開発段階にあるものの、成功すれば 100 mA の高電流ビームをコンパクトな装置で実現できる可能性を持つ。両者を比較検討することにより、AMSB の段階的開発において、加速器技術、建設費、ビーム出力、中性子収率および技術成熟度のバランスを考慮した複数の開発経路を設定できると考えられる。

6. 今後の展望

近年、改めて重要性が認識されているエネルギー安全保障の観点から、トリウム熔融塩炉と加速器熔融塩増殖炉を組み合わせた THORIMS-NES に注目し、加速器増殖部分の段階的開発に利用できる複数の加速器方式の可能性を検討を行い、技術的リスクの分散や要素技術の逐次実証ができることがわかった。この検討を通じて、加速器技術がエネルギー安全保障に貢献できる可能性が改めて認識された。

今回は具体的な設計まで踏み込めなかったため、各方式の比較検討は今後の課題として残された。今後は、ターゲットおよび熔融塩ブランケットの設計を進め、中性子収率、ウラン 233 への転換量、熱設計および化学処理を含めた評価を行う必要がある。小規模な中性子源による実証から始め、段階的に加速器とブランケットを高出力化する開発経路を具体化することが重要となる。また、今回は主として超伝導加速を用いない方式を検討したが、超伝導加速の採用の必要性についても詳細な設計に基づく再検討が必要である。

検討に際して協力いただいた方々に感謝したい。

³ 素粒子実験でノーベル賞を受賞したカルロ・ルビアは、自身の粒子測定器開発での経験からトリウムを利用するエネルギー変換システムを提唱し、その際にサイクロトロンの利用を狙った。

参考文献

- [1] “エネルギー白書 2025”, 資源エネルギー庁, 2025, <https://www.enecho.meti.go.jp/about/whitepaper/>
- [2] C.O. Holmquist, R.S. Greenbaum, “The Development of Nuclear Propulsion in the Navy”, U.S. Nav. Inst. Proc., Vol. 86/9/691, 1960, <https://www.usni.org/magazines/proceedings/1960/september/development-nuclear-propulsion-navy>
- [3] “Strategies and Considerations for the Back End of the Fuel Cycle”, OECD/NEA, 2021, doi:[10.1787/3d5dfbd9-en](https://doi.org/10.1787/3d5dfbd9-en)
- [4] T. J. Dolan, R. Yoshioka *et al.* (eds.), “Molten Salt Reactors and Thorium Energy”, 2nd ed., Woodhead Publishing, 2024, doi:[10.1016/C2021-0-01689-8](https://doi.org/10.1016/C2021-0-01689-8)
- [5] “Status of Molten Salt Reactor Technology Development”, IAEA, Technical Reports Series No. 489, 2023, https://www-pub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/STI-DOC-010-489_web.pdf
- [6] K. Furukawa *et al.*, “Single-Fluid-Type Accelerator Molten-Salt Breeder Concept”, J. Nucl. Sci. Technol., vol.18, p. 79, 1981, doi:[10.3327/jnst.18.79](https://doi.org/10.3327/jnst.18.79)
- [7] K. Furukawa *et al.*, “A road map for the realization of global-scale thorium breeding fuel cycle by single molten-fluoride flow”, Energy Convers. Manag., vol. 49, pp. 1832–1848, 2008, doi:[10.1016/j.enconman.2007.09.027](https://doi.org/10.1016/j.enconman.2007.09.027)
- [8] K. Furukawa *et al.*, “Thorium Molten-Salt Nuclear Energy Synergetics”, J. Nucl. Sci. Technol., vol. 27, pp. 1157–1178, 1990, doi:[10.3327/jnst.27.1157](https://doi.org/10.3327/jnst.27.1157)
- [9] K. Furukawa *et al.*, “New Sustainable Secure Nuclear Industry Based on Thorium Molten-Salt Nuclear Energy Synergetics (THORIMS-NES)”, InTech, 2011, doi:[10.5772/19198](https://doi.org/10.5772/19198)
- [10] M. Sato *et al.*, “Status of the iBNCT Accelerator”, in *Proc. LINAC2024*, Chicago, USA, 2024, pp. 530–534, doi:[10.18429/JACoW-LINAC2024-WEXA001](https://doi.org/10.18429/JACoW-LINAC2024-WEXA001)
- [11] K. Masuda *et al.*, “LIPAc Status and Commissioning”, in *Proc. LINAC2022*, Liverpool, UK, 2022, pp. 319–323, doi:[10.18429/JACoW-LINAC2022-TU2AA04](https://doi.org/10.18429/JACoW-LINAC2022-TU2AA04)
- [12] D. Winklehner, “IsoDAR@Yemilab — A Definitive Search for Noble Neutrinos and Other BSM Physics”, Phys. Sci. Forum, vol. 8, p. 21, 2023, doi:[10.3390/psf2023008021](https://doi.org/10.3390/psf2023008021)
- [13] Y. Jiang *et al.*, “Conceptual design of a novel deuteron accelerator driven neutron source for nuclear waste transmutation”, in *Proc. IPAC2026*, Deauville, France, May 2026, pp. 1248–1250, doi:[10.18429/JACoW-IPAC2026-MOP8306](https://doi.org/10.18429/JACoW-IPAC2026-MOP8306)