

核融合工学部会セッション

社会受容性の更なる拡大を志向する核融合炉概念の検討

Innovative fusion reactor concepts aiming at further expansion of social acceptance

(3) MA 処理のための核融合炉中性子場の検討

(3) Investigation of the volumetric fusion neutron field for transmutation of MA

*橋爪 秀利¹, 遊佐 訓孝¹¹東北大学

1. はじめに

現在、国際協力に基づいてフランスにてトカマク型磁場閉じ込め核融合実験炉 ITER の建設が進められており、制御された核融合の実現が現実的な段階へと着実に進歩してきている。すなわち、核融合炉への期待が高まっているが、同時に日本-EU で進められているトカマク型核融合炉の原型炉の設計においては、ダイバータに対する熱負荷・中性子負荷に対する非常に高い要求に答えることが工学的に非常に難しいことから、核融合出力を当初の 300 万 kW 程度から 200 万 kW 程度に下げることによって炉心プラズマとダイバータの設計に裕度をもたせる、あるいは、出力を維持するために、核融合炉のサイズを大きくし設計することを目指している。しかしながら、現状の核融合炉設計においては、莫大な建設コストの問題が工学的・経済的重要課題となっており、低コスト化を目指した研究開発が進められてはいるものの、将来のエネルギー源としての核融合炉の見通しは決して明るく無く、発電コストから見た核融合炉は、競争力が非常に弱い状況にある。

一方、安価で持続的に電力を供給できる原子力発電においては、核燃料の再処理によって発生する高レベル廃棄物 (FP) やマイナーアクチノイド (MA) の処分方法として地層処分が考えられているが、依然として処分地の見通しはついていない。

そこで、核融合反応で発生する、超高エネルギーの 14MeV 中性子と、FP や MA を組み合わせることによって、核燃料サイクルにおける高レベル廃棄物の地層処分以外の選択肢を示すことにより、現在の原子力エネルギー問題を解決すると同時に、核融合炉に対する大規模発電によるコスト低減の要求を緩和することによって、核融合炉の近い将来における意義を明確にすることを最終的な目標とし、本報告では、従来の核融合炉の設計条件を用いて、MA の核変換評価の結果を示し、将来のシナリオの例を提案する。

2. 評価モデルと解析結果

2-1. 想定している核燃料サイクル

図 1 に想定している核燃料サイクルを示す。従来の U-Pu サイクルについてはそのまま維持することを大前提とし、ガラス固化体として廃棄されていた FP・MA を核融合炉で利用するシステムを考えている。従って、核分裂炉で発生する高速中性子 (<2MeV) で核分裂に至るウランやプルトニウムは、核融合炉には極力装荷せず、初期段階に不純物と

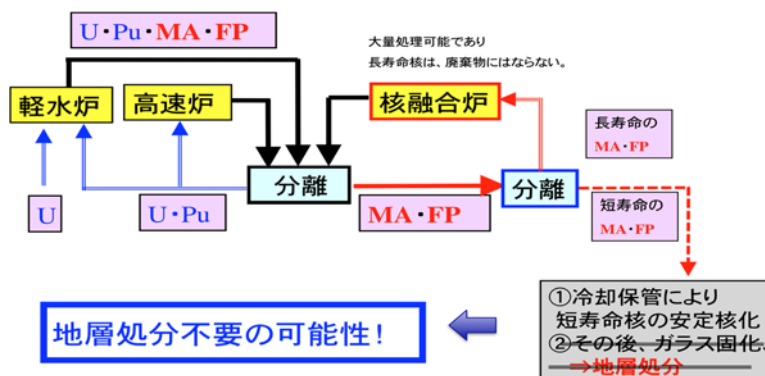


図 1 核燃料サイクルの 2 ループ化の概念図

*Hidetoshi Hashizume¹ and Noritaka Yusa¹¹Tohoku Univ.

して含まれるものと核変換によって成されたものが核融合炉中に存在することとなる。なお、核融合炉で生成された Pu は、分離後、従来の U-Pu サイクルで使用される。このように、本提案では従来の高速炉の計画と共存しており、平成 28 年 1 月 22 日に閣議決定された「第 5 期科学技術基本計画・第 3 章（１）① i」エネルギーの安定的な確保とエネルギー利用の効率化」「１」に記載されている、

「将来に向けた重要な技術である核融合炉等の革新的技術、核燃料サイクル技術の確立」

という両課題を同時に解決する内容でもある。

なお、Cs, Sr といった主たる核分裂生成物については、図 2 に示すように、核の結合力（8MeV 程度）を超えたところから (n,2n) 反応断面積が増えるという特性を活かし、14MeV の中性子に対する中性子増倍材としての利用方法が提案されている「2」。

2-2. 解析で用いたモデルと結果

現状の核融合炉の研究において、ITER 計画でのプラズマ核融合出力は 50 万 kW となっており、この条件は、今後達成されるものと思われる。本評価では、極端に大きな核融合出力を仮定せずに、ITER の 2 倍となる 100 万 kW と仮定し、対象とする炉設計としてヘリカル型核融合炉 FFHR を選んだ「3」。MA の装荷位置としては、図 3 に示すように、プラズマに対向しており中性子負荷が非常に大きい、熱負荷は小さいダイバータ領域のヌル点の鉛直部近傍の領域を想定している。なお、ヘリカル炉では、ダイバータ領域が螺旋状に存在しているので、図 4 に示すようにモデル化を行い、計算体系を簡略化している。評価には、モンテカルロ法に基づく中性子輸送コード MVP-2.0（核断面積ライブラリーは、JENDL4.0）を用いた。

表 1 に代表的なパラメータと結果をまとめて示しており、核融合出力 100 万 kW の核融合炉に、80 ton の MA を 25.7m³ の領域に装荷した場合のサポートファクタ（100 万 kW の原子力発電所から 1 年間に発生した MA の何倍を核融合炉 1 年間で消滅できるかという値）は、22.6 となっている。また、12.8m³ の領域に 80ton を密に装荷してもサポートファクタは 28.3 となり、それほど増加しない。炉心発熱密度は、CANDU 炉(重水減速の原子炉で天然ウランを利用した原子炉)の密度とほぼ等しくなる。すなわち、現在の ITER の核融合反応出力 50 万 kW の数倍程度の核融合出力のプラズマで、電気出力 100 万 kW 級の原子力発電所 40 基程度の使用済み核燃料から新たに発生する高レベル廃棄物を消滅させることが可能となることを示している。

また、TBR については、Flibe を増殖材として使用している場合には、より簡易的なモデルを用いた解析の結果、MA 導入により TBR が増加していることが得られている。例えば、球対称のモデルにおいて、10%の体積を MA に置き換えると約 1.4 倍の TBR、20%の場合には約 1.6 倍という結果が得られており、核融合炉の一部に MA を導入しても、TBR の減少は問題にならないと考えられる。

表 1 評価結果

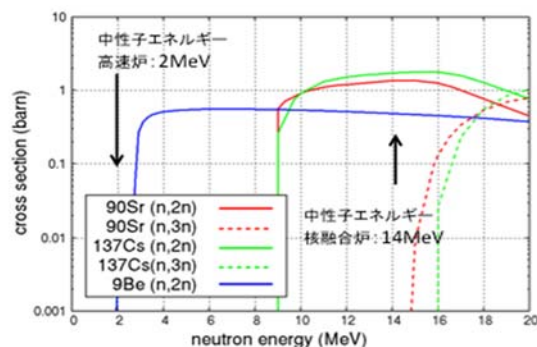
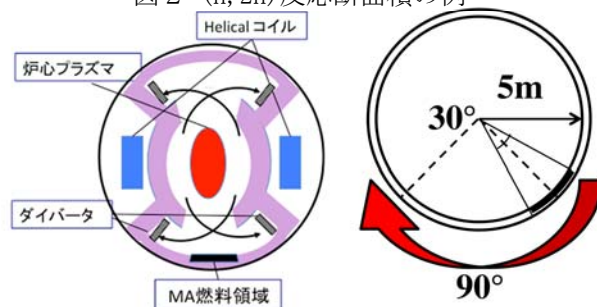


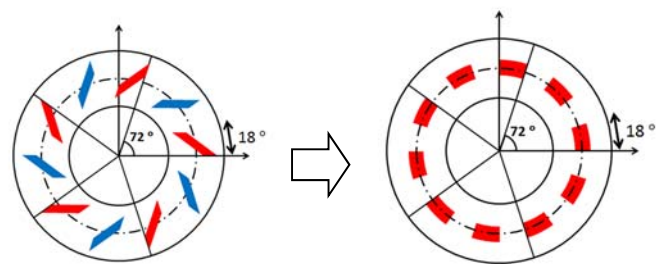
図 2 (n, 2n) 反応断面積の例



a) 装荷位置の例

b) 装荷範囲

図 3 ヘリカル炉における MA 燃料装荷領域の例（垂直断面図）



a) 実際の装荷位置

b) モデルでの装荷位置

図 4 ヘリカル炉における MA 燃料装荷領域の例（水平断面図）

核融合出力 [MW]	1,000		Calder Hall	CANDU	BWR
燃料(MA)装荷量 [ton]	80		/AGR		/PWR
厚さ [cm]	10	20			
炉心体積 [m ³]	12.8	25.7	449/540	280	75/40
MA体積比 [vol.%]	46.8	23.4			
核分裂出力 [MW]	590	280	225/1500	3425	3800
発熱密度 [W/cm ³]	55.7	13.6	0.5/2.8	12.2	51/95
サポートファクタ [-]	28.3	22.6			

Calder Hall,AGR :

ガス冷却原子炉(イギリスで開発)

CANDU 炉 :

重水素を利用した原子炉 (カナダで開発)

3. 導入のシナリオ

図5には、核融合炉を導入した場合の、MAのインベントリの変化が示されている。この例では

2050年：1基目（核融合出力100万kW）80トンのMAを装荷

2075年：2基目（核融合出力150万kW）20トンのMAを装荷

2100年：3基目（核融合出力200万kW）80トンのMAを装荷

（1基目：廃炉とし、その中に残っているMAは3基目へ）

というスケジュールを考えている。

なお、核融合炉の定期点検による停止期間や、再処理プラント等にあるMAのインベントリは考えていないので、あくまでも近似的な評価となっている。

核融合炉の導入がない場合には、MA廃棄物の量が単調に増加して行くが、2050年に核融合炉を導入することにより、80tonのMAが核融合炉で燃料として装荷される。2100年の段階で、2基の核融合炉（1基目は廃炉）を稼働させることによって、

MAの量は緩やかに核融合炉内で燃焼され減少して行く。

このように、ITERの2～3倍の規模の核融合炉を2基導入することで、高レベル廃棄物の問題が解決される可能性があり、核分裂発電との共存により、核融合炉の導入に対する社会的受容性が格段に向上する。結果として、核融合炉の導入段階においては、発電は主たる目的ではなく、発電効率を高めるためのブランケットの設計が不要となり、ブランケットの役割をトリチウムの増殖に特化させることにより、設計の自由が格段に高まり、実現の見通しの高い核融合炉の設計が可能となる。また、本来の目的である核融合発電については、1基目の核融合炉の運転を進めながら、検討を行うことができる。

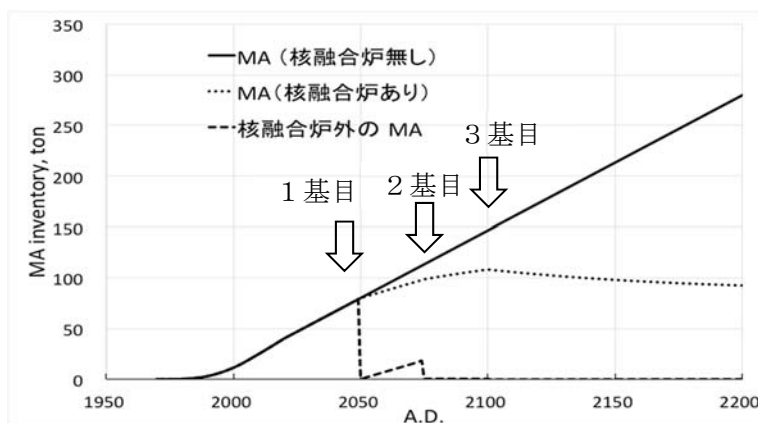


図5 核融合炉の導入によるマイナーアクチノイドの総量変化

4. まとめ

核分裂炉にはない、大量の単色高速中性子を発生するという核融合炉の特徴を活かした、核融合炉の導入シナリオの検討を行った。14 MeV の中性子の利用は核破砕という視点からは有効であり、核融合炉は現在の核燃料サイクルとの共存をはかりながら、高レベル廃棄物の地層処分以外の選択肢を提供する手段として非常に魅力的である。このことは、将来の核融合炉の導入の際に強く要求されている、安価な電力を直接供給するという現在の設計の制約条件を緩めることが可能となり、核融合炉での消滅処理を行いながら発電コストを下げる方策を検討することができ、核融合炉を稼働させながら将来の発電炉としての発展につなげることができるというシナリオが考えられる。

今後の課題として

1) MA 燃料の形態、2) 効率的な分離技術の開発、3) MA 燃料部の詳細な核熱設計と安全性の評価、4) TBR の詳細な評価、5) 既存の核融合炉設計との整合などの課題があり、今後、研究を進める予定である。

参考文献

- 「1」 内閣府ホームページ <http://www8.cao.go.jp/cstp/kihonkeikaku/5honbun.pdf>
- 「2」 例えば、Cs については、H. Hashizume et al., Fusion Science and Technology 60-2 (2011) 523-527
- 「3」 A. Sagara, et al., Fusion Engineering and Design 89 (2014) 2114-2120

謝辞

本研究を進めるにあたり、「日本保全学会・核融合中性子の高度利用による消滅処理検討委員会」のメンバーの方々、及び、「超高速中性子と高レベル廃棄物の有効利用による革新的核変換核融合炉の提案（科学研究費補助金・挑戦的研究（開拓）課題番号 17H06231）」の研究者の方々のサポートに深く感謝いたします。