核融合工学部会セッション「高温ガス炉を用いたトリチウム生産手法の検討と今後の展開」

（1） 高温ガス炉を用いたトリチウム生産と研究の概要

(1) Outline of study on tritium production using high-temperature gas-cooled reactor

*松浦秀明[1]、片山一成[2]、大塚哲平[3]、後藤実[4]、中川繁昭[4]
九大院工[1]、九大院総理工[2]、近大理工[3]、JAEA[4]

1. 緒言

将来の電力供給を目的として、国内外で核融合炉の研究開発が進められている。初代の核融合炉には、重水素－トリチウム（DT）燃料の使用が想定される。重水素は、自然界に十分な量が存在するが、トリチウムは放射性核種であり、自然界に充分な利用可能量は存在しない。磁場核融合炉では、トリチウムの燃焼率は高々数%程度と考えられており、炉壁やトリチウム循環系における滞留分を含めると、施設内のインベントリーは増大する。核融合炉で使用するトリチウムは、核融合炉のブランケットにおいて、自前で生産するのが基本的な考え方であるが、最初の炉の立ち上げ用トリチウムをどのように調達するかは明確にされていない。現在までに、重水減速重水冷却（CANDU）炉における中性子捕獲反応を利用したトリチウム生産がおこなわれている。国際熱核融合実験炉（ITER）では、DT 核燃焼実験用のトリチウムは、ひとまず CANDU 炉で生産されたものが使用される見込みである。熱中性子に対する $D(n,\gamma)T$ 反応断面積は、核融合ブランケットで利用される $^{6}Li(n,\alpha)T$ 反応断面積と比較して約 6 桁小さく、重水炉を用いる方法では、多数の装置から長期間にわたるトリチウムの収集が必要となる。核融合炉の初期立ち上げ法として、重水素プラズマから DT プラズマへの移行によりトリチウムの外部供給を限りなく少なくする運転法も提案されているが[1]、一定量のトリチウムを核融合炉外部から調達する方法を検討しておくことは、依然として重要である。今後の核融合炉開発を鑑み、我が国の国産技術として、0.1～1.0 kg オーダーのトリチウム生産法を確立し、核融合炉への外部トリチウム調達手段を明確にしておく必要がある。本セッションでは、「高温ガス炉を用いたトリチウム生産法」についてその方法と研究の現状を報告する。

2. 高温ガス炉を用いたトリチウム生産

高温ガス炉は、第４世代原子力システムの有力候補のひとつとして位置づけられている。冷却材としてガスを選択したことにより、発熱密度を低く抑える為の設計が施されており、有効炉心体積が大きくなる反面、燃料近辺に核変換対象物質を装荷できる大きな物理的スペースを提供できる。これに伴い濃縮をおこなわずに天然存在比のまま必要な量の ^{6}Li を炉心に装荷できる可能性がある。また、黒鉛・ヘリウムを用いた減速・冷却系は、核的には不要な中性子の吸収が少なく、化学的には Li 化合物及びトリチウムとの相性がよい。高温ガス炉では、可燃性毒物（BP）として固体状のホウ素化合物（B_4C）が燃料ブロックの BP 孔に装荷される。我々は、可燃性毒物としての ^{10}B を ^{6}Li に置き換えることにより、余剰の中性子を用いたトリチウム生産法を提案している [2]。高温ガス炉は、安全性の高い原子炉として十分に開発が進んでおり、既存の設計を大きく変更する必要がなく、大きな開発経費や時間をかけずに、トリチウム生産炉を実用化できる可能性がある。

3. 研究の概要

高温ガス炉のトリチウム生産性能を、まずは炉心物理の観点から、数値解析に基づいて評価した[2]。トリチウム生産に対する高温ガス炉の有効性が示されたが、その性能は Li 装荷法に大きく依存することが明確となり、現在、研究の焦点は Li 装荷法（トリチウムの封じ込め・回収）の検討と実証に移行している。水素透過実験により評価した Al_2O_3 や PyC に対するトリチウム透過係数[3]を用いて、Li 装荷体に対するトリチウム生産・封じ込め性能評価を行い、$LiAlO_2$ 層の内側中心部に中空孔、外側に Al_2O_3 層を設けた円柱状 Li 装荷用ロッドを提示している[4]。『高温ガス炉ガスタービン発電システム GTHTR300 [5] 』に準拠した体系に対して、提示したロッドを用いた場合、トリチウム生産量は、年間 600～900 g 程度（運転法・Li 装荷法に依存）、ロッドから冷却材領域への流出量は、生産量の 1%程度と推定している。$LiAlO_2$ 層の両側に Zr 層を設けることで、さらに流出量の低減が可能と考えており、現在、模擬試験体を用いた検証実験を遂行中である。『高温工学試験研究炉 HTTR』を用いたトリチウム生産、封じ込めの実証を目標としているが、それに先立つ照射炉を用いた照射試験も視野に入れて試験体の検討を進めている。今後、トリチウム回収法、装荷体の健全性等の検討が必要である。

[1] S. Konishi, et al., *J. Plasma Fusion Res.*, **76** (2010) 1309.
[2] H. Matsuura, et al., *Nucl. Eng. Des.*, **143** (2012) 95.
[3] K. Katayama, et al., *Fusion Sci. Eng.*, **68** (2015) 662.
[4] H. Nakaya, et al., *Nucl. Eng. Des.*, **292** (2015) 277.
[5]國富一彦,他, *日本原子力学会和文論文誌*, **1** (2002) 352.

*Hideaki Matsuura[1], Kazunari Katayama[1], Teppei Otsuka[2], Shigeaki Nakagawa[3], Minoru Goto[3]
[1]Kyushu Univ., [2]Kindai Univ., [3]JAEA