

高温ガス炉を用いた核融合炉初期装荷用トリチウム 生産に関する研究

中屋, 裕行

<https://doi.org/10.15017/1654867>

出版情報：九州大学, 2015, 博士（工学）, 課程博士
バージョン：
権利関係：全文ファイル公表済

氏 名 : 中屋 裕行

論 文 名 : 高温ガス炉を用いた核融合炉初期装荷用トリチウム生産に関する研究

区 分 : 甲

論 文 内 容 の 要 旨

核融合炉の燃料であるトリチウムは自然界にはほとんど存在せず、人工的に生産する必要がある。核融合炉では、ブランケットでトリチウムを生産することにより、トリチウムを自給自足するのが基本的な考え方である。国際核融合実験炉 (ITER) ではトカマク型核融合炉の成立性の実証を目的とし、続く核融合原型炉では発電やトリチウム生産の実証を目的としている。ITER ではトリチウムは生産できないため、ITER や原型炉を立ち上げるためのトリチウムは外部から供給する必要がある。ITER 計画では 30 基程度の CANDU 炉を約 40 年間運転して生産したトリチウムを利用する予定である。生産したトリチウムの大半は ITER 計画で消費される見込みであり、原型炉の立ち上げに必要なトリチウムは別の方法で用意する必要があるが、その方法はまだ明確には決まっていない。

${}^6\text{Li}(n,\alpha)\text{T}$ 反応は熱中性子に対して大きな反応断面積を持っており、トリチウムの生産には熱中性子炉を利用することが有効である。高温ガス炉は構造材に黒鉛、冷却材にヘリウムが使われており、軽水炉に比べトリチウムやリチウムとの化学的相性が良い。軽水炉や重水炉に比べ炉心体積が大きく、濃縮せずに必要な量のトリチウム-6 を装荷することができる。また、可燃性毒物挿入孔への装荷により、トリチウム生産機能を付加するための設計変更がほとんど必要ない。高温ガス炉を利用することにより、外部トリチウム供給源の開発に必要な期間や開発コストを抑えることができる。

本研究では、核融合炉初期装荷用トリチウムを供給する方法として高温ガス炉を用いる方法を新たに提案する。高温ガス炉を用いた供給方法の研究開発を進めるに当たり、まず高温ガス炉のトリチウム生産性能を明らかにする必要がある。中性子吸収体であるリチウムを装荷するため、臨界を維持するために運転期間に応じてリチウム装荷可能量が変化し、トリチウム生産量も変化する。トリチウムが冷却材へ流出することを防ぎ、回収効率を上げるために、高温ガス炉で生産されたトリチウムはリチウム装荷領域に閉じ込められることが望ましい。高温ガス炉を用いたトリチウム生産では生産量を確保し、且つトリチウムの流出を抑制する装荷方法を開発する必要がある。本研究では、高温ガス炉のトリチウム生産性能を核計算の立場から評価し、外部トリチウム供給源としての性能を明らかにすることを目的とした。また、トリチウム生産量を確保し、且つトリチウムの流出を抑えるためのリチウム化合物の装荷方法を提示した。

本論文は全 7 章から構成されている。

第 1 章では、研究背景と高温ガス炉を用いた核融合炉用トリチウム生産の研究方針を述べ、当該分野における本研究の位置づけを示した。

第 2 章では、高温ガス炉の固有の安全性について説明し、ブロック型高温ガス炉の特徴についてまとめた。高温ガス炉の代表例として高温工学試験炉 (HTTR) や、商業用として概念設計が行われている高温ガス炉ガスタービン発電システム (GTHTR300)、HTTR をベースとする小型高温ガ

ス炉 (HTR50S)、実用高温ガス炉 (MHR-50/100is) の概要を示した。高温ガス炉、軽水炉、高速増殖炉のリチウム装荷領域の中性子束を、連続エネルギー中性子輸送計算モンテカルロコード MVP を用いて評価した。評価した中性子束を用いて ${}^6\text{Li}(n,\alpha)\text{T}$ 反応の 1 群実効断面積を作成した。核種崩壊生成計算コード ORIGEN を用いてリチウム-6 の燃焼のみを評価し、それぞれの炉のトリチウム生産性能を比較することで、高温ガス炉のトリチウム生産に対する特徴を示した。

第 3 章では、高温ガス炉として GTHTR300 を想定し、炉心全体を模擬した。臨界計算と燃焼計算を MVP コードを用いて行い、高温ガス炉が持つトリチウム生産性能を評価した。まず、可燃性毒物挿入孔へのみリチウム化合物を装荷し、それ以外の設計を遵守した炉心の基本的なトリチウム生産量を評価した。180 日間の運転で約 500 g のトリチウムを生産でき、核融合炉の立ち上げに必要な数 kg~10 kg 程度のトリチウムを核融合炉へ供給する方法として有効であることを示した。熱出力が同じ場合、高温ガス炉は重水炉の約 26 倍多くトリチウムを生産することができる。臨界を維持するために、運転期間を長くするほどリチウム装荷可能量は少なくなり、一日当たりのトリチウム生産量は少なくなる。逆に運転期間を短くするほど燃料やリチウムを交換する回数が増え、稼働率が低下する。交換期間を 40 日とした場合、運転期間が 180~240 日のとき、トリチウム生産量が最も多くなることを示した。

第 4 章では、トリチウム生産量を維持しつつリチウム装荷領域からのトリチウム流出を抑えるための装荷方法を検討し、円筒状の LiAlO_2 を Al_2O_3 で出来た被覆管に封入したリチウム装荷用ロッドを提示した。トリチウムの流出量の評価に必要な Al_2O_3 の透過係数は共同研究者によって測定されたものを使用した。トリチウムが流出する面積を小さくするために、リチウム化合物をロッド状で装荷にした。また、自己遮蔽効果を小さくし、発生するガスによる内圧の上昇を抑えるために、中空部ができるようにリチウム化合物は円筒状にした。中空部の大きさと Al_2O_3 の厚さを調整し、500 g の生産量に対して、リチウム装荷用ロッドから流出するトリチウム量を 1 %以下に抑えられる最適な被覆層と LiAlO_2 層の厚さを見出した。被覆管に Zr 合金層を追加することにより、冷却材へのトリチウム流出量をさらに 1/10~1/100 に抑えられることを、過去に示された Zr の水素溶解量と水素の圧力の関係を用いて解析的に示した。

第 5 章では、高温ガス炉を用いた原型炉へのトリチウムの供給シナリオを、3、4 章で検討してきた GTHTR300 に加え、小型高温ガス炉 HTR50S、及び HTTR の次に導入が予定されている MHR-100 を想定し、比較した。供給する核融合原型炉として、ITER 計画と並行して日本で設計されている DEMO-JP を想定した。立ち上げに必要な初期装荷トリチウム量を 1.5 kg と仮定した場合、1 基の GTHTR300 を用いて約 2 年で用意できることを示した。

第 6 章では、本研究で示した結果を総括し、今後の展望について述べた。