高温ガス炉用 Li 装荷試験体におけるトリチウム生産･閉じ込め性能の評価

Tritium production and containment performance of lithium rod test module for high temperature gas-cooled reactor

井田祐馬 [1)]、松浦秀明 [1)]、長住達 [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)]、九大総理工 [2)]、近大理工 [3)]、JAEA[4)]

高温ガス炉を用いた初期核融合炉用トリチウムを生産する方法を検討している。今後、照射試験を実施し、その有効性、安全性を確認する必要がある。照射炉を含むいくつかの照射環境を想定して、照射試験用 Li 装荷ロッドの設計に必要な、トリチウム生産・閉じ込め性能を評価したので報告する。

キーワード：トリチウム、高温ガス炉、Li 装荷試験体

1. 緒言

DT 核融合原型炉に必要な初期装荷用トリチウムの供給方法は明確にされていない。我々はトリチウムの供給方法の一つとして、高温ガス炉を用いたトリチウム生産法を提案している[1]。トリチウムは炉心内に Li 化合物を装荷し生産される。高温ガス炉ガスタービン発電システム(GTHTR300)[2]を想定してトリチウム生産用 Li ロッドでのトリチウム生産性能や閉じ込め性能の評価が行われてきた[3]。次のステップとしてこれまでの評価値の妥当性を、照射試験を行うことにより確認する必要がある。照射試験を行う上で、使用する照射試験用ロッドの最適な設計を行うために、照射炉を含むいくつかの照射環境を想定して、温度、中性子束、Li 装荷試験体の直径・Al_2O_3 層・$LiAlO_2$ 層・中空部の半径の違いが Li 試験用ロッドのトリチウム生産・閉じ込め性能に及ぼす影響を評価した。

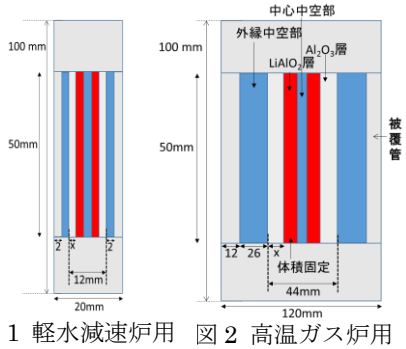

図 1 軽水減速炉用試験体 φ20mm　図 2 高温ガス炉用試験体 φ120mm

2. 解析方法及び計算モデル

今回想定した照射炉は、試験体装荷の観点から、軽水減速炉（JAEA の JMTR、カザフ WWR-K 炉等）と高温ガス炉（JAEA の HTTR）である。計算コードとして MVP を使用し[4]、核データは JENDL-4.0 から引用した。中空円筒状の $LiAlO_2$ を Al_2O_3 で被覆し、さらに炉内へのトリチウム流出を防ぐために Al_2O_3 製の被覆管で覆ったものを Li 装荷試験体とする。中空部は真空で 2 ヶ所あり、内側を中心中空部、外側を外縁中空部とする。上下は、厚さ 25 mm の Al_2O_3 で被覆する。評価を行う上で必要なトリチウムの拡散効果は、実験で得られた Al_2O_3 の拡散係数・溶解度定数[5]を用いて評価した。

3. 結果

図 1 及び図 2 に照射(軽水減速)炉用 Li 装荷試験体、HTTR 用 Li 装荷試験体の構造と標準となる試験体寸法を示す。Li ロッドの温度 800 K、照射日数 30 日、平均中性子束 5.0×10^{14} /cm²/s とした。照射試料(中心中空部・$LiAlO_2$ 層・Al_2O_3 層)の直径は軽水減速炉用 12 mm、高温ガス炉用 44 mm に固定した。

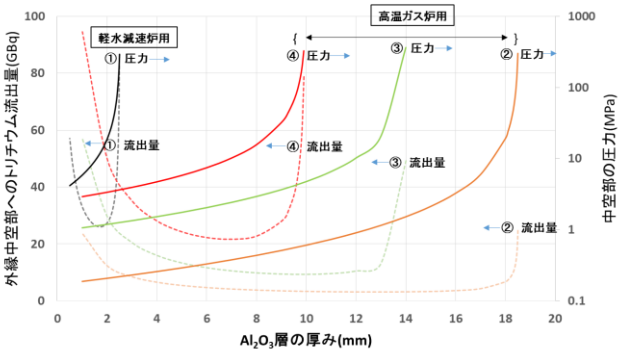

図 3 Al_2O_3 層の厚み(図 1 及び 2 中 x)に対する被覆管内へのトリチウム流出量と中空部の圧力の関係

図 3 に Al_2O_3 層の厚み(図 1 及び 2 中の x)に対する外縁中空部へのトリチウム流出量・中空部の圧力の影響示す。図では、①･②$LiAlO_2$ 装荷量 0.00534 mol、③装荷量 0.028 mol、④装荷量 0.064 mol、の 3 パターンを想定した結果を示し、各パターンにおいて $LiAlO_2$ 装荷量は一定とした。Al_2O_3 層の厚みが大きくなるに従いトリチウム流出量が小さくなるが、厚みが増えるとある点で急激に流出量が増大する。これは Al_2O_3 層を厚くすることで $LiAlO_2$ 層が内側へ移動し、中心中空部の半径が小さくなる（中空部の内部圧力が大きくなる）ためである。Al_2O_3 層の厚みが増加することに伴う中空部の圧力上昇により、トリチウム流出量が増大するが、Li 装荷量を減らすことで流出量は調整可能である。図に示した条件下では、トリチウム生産量は 0.01g~0.12g 程度である。自己遮蔽効果により Al_2O_3 層が厚くなるほど生産量が減少する傾向がある。平均中性子束、温度がトリチウム生産･流出量へ及ぼす影響については、発表にて議論する。

Yuma Ida[1],Hideaki Matsuura[1], Satoru Nagasumi[1]
Kazunari Katayama[2],Teppei Otsuka[3],Minoru Goto[4]
and Shigeaki Nakagawa[4]
Kyushu Univ.[1] Kyushu Univ.[2] Kindai Univ.[3] JAEA[4]

[1] H. Matsuura,et al., Nucl. Eng. Des., **243** (2012) 95.
[2] T. Nakata, et al., JAERI-Tech, **087** (2002).
[3] H. Nakaya, et al., Nucl. Eng. Des., **292** (2015) 277.
[4] Y. Nagaya, et al., JAERI-Tech, **1348** (2005).
[5] K. katayama, et al., Fusion Sci. Technol., **68** (2015) 62.