

24Dp03 高温高压水間での金属壁を介したトリチウム透過挙動

Tritium Permeation Behavior through Metal Wall between High Temperature and High Pressure Water

一本杉旭人¹、松本 拓¹、片山一成¹、大山 藍¹、大宅 諒¹

IPPONSUGI Akito¹, MATSUMOTO Taku¹, KATAYAMA Kazunari¹, OYAMA Ran¹, OYA Makoto¹

¹九大院総理工

¹Kyushu University

1. 研究背景

核融合炉では、核分裂炉よりも多量のトリチウムを運用、管理並びに制御する。よって、原型炉の設計においては、発電系を含めたシステム全体でのトリチウム挙動の正確な理解と精度の高い予測が必要不可欠となる。しかしながら、ブランケットやダイバータから冷却水に移行したトリチウムが、熱交換器を介して二次系に移行する速度については、定量的な理解が十分ではない。そのため、二次冷却水のトリチウムインベントリーや水処理系の規模、発電設備メンテナンス時のトリチウム対策などについて定量的な議論ができないのが現状である。従って、本研究では熱交換器を介した高温高压水間でのトリチウム移行量評価を実施し、透過特性を把握することを目的とした。

2. 実験方法

九州大学アイソトープ総合センターにて、トリチウム透過実験を実施した。熱交換器の候補材料である片端封止を施したInconel600 (Ni-Cr合金) の円管 (ϕ : 6.35× t : 0.5× l : 400 mm) 内側にトリチウムで汚染された一次冷却水として0.1 MBq/ccのトリチウム水約13 ccを満した。その外側をSUS316円管で囲み、二次冷却水として蒸留水を約31 cc注入した。Heでそれぞれの圧力を約6 MPaまで加圧し、SUS316管の外側を巻くりボンヒーターで300°Cの加熱を断続的に行った。4日間隔で外側蒸留水を1 cc採取し、液体シンチレーションカウンターを用いて、透過トリチウム濃度を測定した。

続いて、実験終了後のインコネル円管内の気相の組成を調べた。円管内の気体を一旦金属容器に移送し、Arパージすることで下流に設置したバブラーと400°Cに加熱したCuO塔を用いて、トリチウムの化学形 (HTO/HT) を弁別して、気相中のトリチウムを捕集・測定した。

3. 結果と考察

300°Cでの積算加熱期間として約21日経過後に二次側蒸留水のトリチウム濃度の上昇がみられ、得られた透過フラックスは 1.12×10^{-15} mol/m²/secであった。

液相間での水素透過フラックスが、気相間と同様に圧力の1/2乗に比例するとし、トリチウム分圧を飽和トリチウム水蒸気圧と仮定して、Inconel600の水素透過係数の文献値[1]を用いてトリチウム透過フラックスを算出した値と比較すると、実験により得られた値は、6桁程度低かった (図1)。トリチウム水の一部が、金属表面での酸化反応を介して金属内に溶解し、拡散透過したものと考えられる。

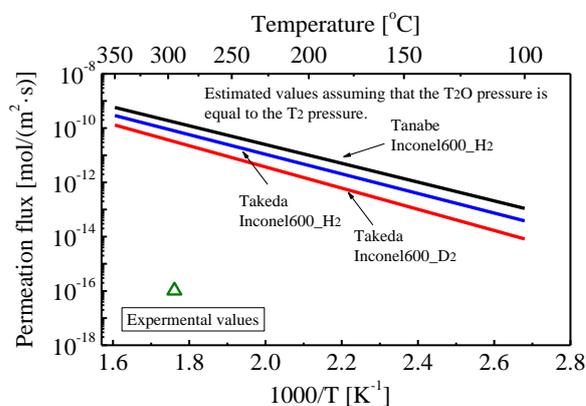


図1 透過フラックスの比較

透過実験終了後のインコネル円管の気相中からHTが検出された。これはインコネル管の表面金属とトリチウム水間での酸化反応によりHTOの一部がHTに変換されていたことを示す。

謝辞

本研究はQST原型炉研究開発共同研究の助成を受けたものである。

参考文献

- [1] T. Tanabe et al., J. Nucl. Mater., 122&123 (1984) 1568-1572.
- [2] T. Takeda et al., Fusion Technol., 146 (2004) 83-95.