

核融合中性子照射による増殖ブランケット研究の現状と展望 Present Status and Prospect of Breeding Blanket Study by Fusion Neutron Irradiation

落合 謙太郎、星野 毅、河村 善範、枝尾 祐希、他
Kentaro OCHIAI, Tsuyoshi HOSHINO, Yoshinori KAWAMURA, Yuki EDAO et.al

原子力機構
JAEA

1. これまでの研究について

核融合炉増殖ブランケットはトリチウム増殖率 (TBR) が 1 以上になるように設計する必要がある。しかし現在のブランケットの設計は TBR が十分に確保できる設計には到達していない。日本が提案している固体水冷却型ブランケットはチタン酸リチウムペブルを増殖材に、またベリリウムを中性子増倍材として検討しているが、トリチウム増殖率を得るために、リチウム原子を積極的に多く富化した高密度リチウム増殖材の開発や金属間化合物の製造開発などが進められている。

増殖ブランケットで生成したトリチウムは可能な限り回収しなければならない。またブランケット中の冷却材へのトリチウム透過等を考慮するとトリチウム回収の損失が起こらないように生成から回収までの時間を短くすることが望ましいと考えられている。

これまでに原子力機構の核融合中性子源 FNS では増殖ブランケット模擬体系によるトリチウム生成率の検証実験を 2001 年頃から開始し、現在の核データと中性子輸送計算コードを用いれば、予測精度約 10% 程度の範囲で求めることが可能であることを明らかにしている。しかし、生成した増殖材中のトリチウムがどの程度回収できるかは実験的に評価されていない。ブランケット内の温度や増殖材の粒界などの条件に影響を受けやすいため、実機候補材による回収特性を検証することは重要である。そこで FNS では 2008 年頃から増殖ブランケット模擬体系によるトリチウム回収実験を開始し、トリチウム生成量と回収量の比、すなわちトリチウム回収率の予測精度を世界に先駆けて明らかにしてきた。

照射中の回収システムの構築や増殖材ペブルの温度調整、回収ガス中の水分濃度モニターを検討し、回収トリチウムの特性についても検証が行えるよう段階的にシステムの構築を行った。図 1 に FNS における照射実験と回収トリチウムの測定体系の概要を示す。DT 中性子源 FNS から 20cm 程

度離れた位置にブランケット模擬体系のベリリウム表面になるよう体系を設置し、DT 中性子発生率を毎秒 10^{11} で一定に 5 時間照射した。照射キャプセル中の増殖材充填周辺に取り付けたヒーターを用いて、核融合炉で想定される 800°C までチタン酸リチウムを加熱し、温度によるトリチウム回収の違いを調査した。

図 2 にペブル試料の温度に対するトリチウム回

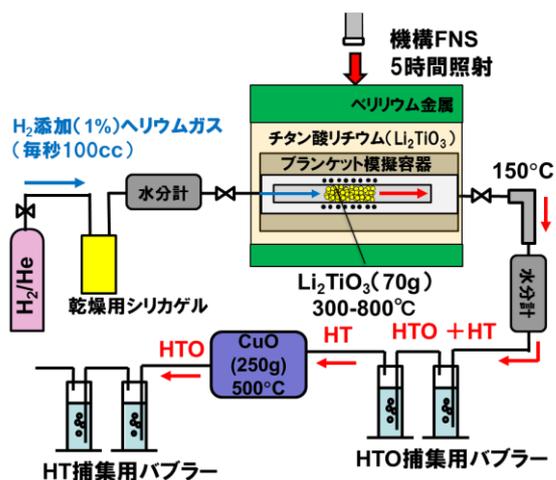


図 1 照射実験と回収トリチウムの測定体系

収結果を示す。トリチウムを回収するガスはヘリウムガス中に 1% 水素ガス (H_2) が添加されている。回収ガスを用いた。また酸化銅触媒を用いて、回収トリチウムの化学形をトリチウム水 (HTO) とトリチウムガス (HT) に分けて測定も実施した。トリチウム生成量はモンテカルロシュミレーションコード MCNP によって DT 中性子発生量当たり 0.89×10^{-12} となり、すべての温度で解析値の測定誤差範囲内に収まっていることから、ブランケットで想定される温度範囲でのトリチウムの全回収の見通しが得られている。

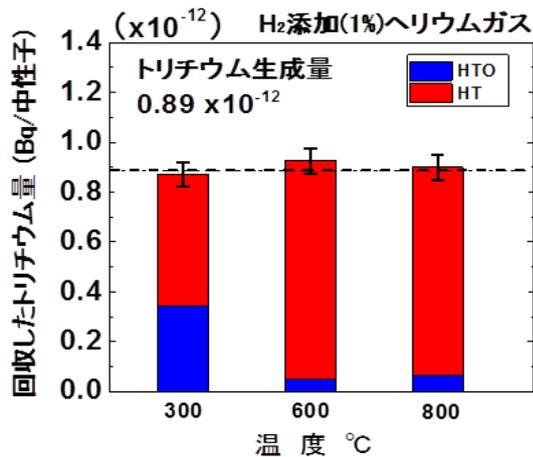


図2 ペブル試料の温度に対するトリチウム回収結果

さらにこの実験から、核融合炉の燃料処理系の設計に必要な増殖材温度に対する、回収されたトリチウムの化学形変化の定量測定に成功し、増殖材の温度が 600°C 以上の場合、そのほとんどがトリチウムガスとして回収されることを明らかにした。

現在、FNS におけるトリチウム回収実験は ITER のテストブランケットモジュール (TBM) あるいは原型炉でも検討される回収トリチウム測定法の有力な方法として検討されている、電離箱によるトリチウム測定法の検証を実施している。

2. 今後の展望

FNS において、トリチウム回収の優先課題のひとつである、トリチウム回収の基礎的な評価はなされたと考える。今後より工学的な試験が必要となってくる。今後のブランケットに関するトリチウム回収試験として、大強度照射環境下におけるトリチウム回収性能の検証試験が重要と考えている。FNS では中性子では発生率の制限もあり、原型炉に近い中性子発生率で、どこまでトリチウム回収が維持できかを検証するのは難しい。このような実験を実施するためには、少なくとも FNS の 1 万倍程度の中性子源が必要である。

現在、原子力機構では次期核融合中性子源として、重水素イオンビームと液体リチウムターゲットによって原型炉のフラックスに相当する先進核融合中性子源 (A-FNS: Advanced Fusion Neutron Source) 建設の計画を進めている。図 3 に A-FNS の概念図を示す。A-FNS の役割は核融合原型炉初期運転までに必要な設計データを取得することを主目的とし、「EVEDA 機器を用いた加速器・ターゲットの統合技術開発」と「核融合原型炉初期運転までに重要な機器・材料照射試験の達成」を段階的に実施するものである。

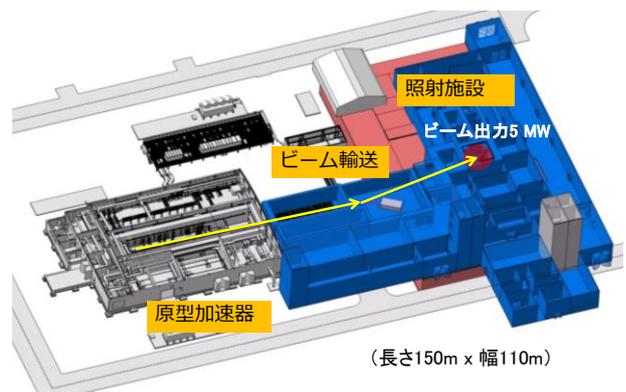


図3 A-FNS 概念図

A-FNS は 2015 年から 2019 年を目途に、設計活動を実施し、現在の核融合の幅広いアプローチ (BA) 活動後速やかに建設フェーズを経て、2025-2027 年頃までに、ビームオン運転によるコミッショニングを開始し、2028 年頃から核融合炉材料照射のための定常試験を実施する計画となっている。

この大強度中性子源の利用を材料照射のみならず、ブランケット模擬体系によるトリチウム回収照射実験でその機能耐久性を検証することは原型炉設計を考える上において、必要であると考えられる。現在 A-FNS 施設の設計等を開始したところであり、核解析によるトリチウム生成率評価を行いながら、トリチウム回収実験のための照射テストセル設計を並行して検討している段階である。

3. まとめ

本講演では、7 年以上に渡り進めてきた核融合中性子照射による増殖ブランケット実機の模擬系を用いたトリチウム回収の照射総合試験研究の成果について報告し、これらの成果から核融合原型炉や ITER テストブランケットモジュールに対するトリチウム回収システム設計への課題について提案する。また、今後の核融合中性子照射による増殖ブランケット研究の展望として、現在、原子力機構で進めている核融合原型炉設計のための次期大強度中性子源である A-FNS 計画と、その利用計画のひとつとして、A-FNS による増殖ブランケット照射実験計画について提案を行う。