

相良明男

核融合科学研究所

SAGARA Akio

National Institute for Fusion Science

1940 年代から米国を中心に高速増殖炉や液体燃料原子炉（MSR）などの開発によって、溶融塩 Flibe に関する豊富な運転実績とデータベースが構築された。核融合炉ブランケット設計においても、大気に対する低活性度、低電気伝導度、低トリチウム溶解度、低蒸気圧での高温運転、等の長所が注目された。しかし核融合特有の強磁場環境、片面高熱流束、14MeV 中性子照射、トリチウム増殖・回収、等の未踏領域での新たな理工学研究が必要であったため、1980 年代の米国のブランケット比較選定研究 BCSS[1]では、安全性の魅力には傑出するが実現性を評価するデータベースが不十分であると結論され、研究は停滞した。しかし 1993 年から我々のヘリカル炉 FFHR 設計研究にて Flibe ブランケットを採用し[2]、大学共同研究にて要素研究や設計研究を展開継続した事が誘因となり、米国にて高出力炉へのブレイクスルー候補としての検討が再開した[3]。更に 2001 年より 6 年計画で両国の共同プロジェクト JUPITER-II の主要タスクとして上記課題のデータベース構築が進行中であり、腐食性 HF に対する溶解 Be による良好かつ速やかな酸化還元制御の見通し、大規模数値シミュレーション予測コード開発や低流速での伝熱促進の見通し、等が得られつつあり、今後のトリチウム制御や強磁場効果などの実験研究準備も開始されている。

上記を基盤として、米国は ITER-TBM に溶融塩／He／フェライト鋼システムを設計提案しており、我々も WSG-5 に参加して当面これを技術研究面で支援する方針としている。具体的に、東北大に稼働中の TNT ループ（図 1）[4]は、ITER-TBM に勝るとも劣らぬ規模と性能を有し、高温融体流動技術を独自に確立している。また、トリチウム透過抑制に関する提案（図 2）[5]や回収特性評価なども進んでおり、独自の模擬実験装置も開発している。他多方面に渡るアクティビティーの詳細と今後の課題及び展望を紹介する。

[1] D.Smith, Fusion Technology, 8 (1985) pp.9-44.

[2] A.Sagara et al., Fusion Engineering and Design, 29 III (1995) pp.51-56.

[3] M.Abdou and the APEX Team, Fusion Engineering and Design, 54 (2001) pp.181-248.

[4] S.Toda et al., Fusion Engineering and Design, 63-64 (2002) 405.

[5] S.Fukada et al., Fusion Science & Technology, 41 (2002) pp.1054-1058.

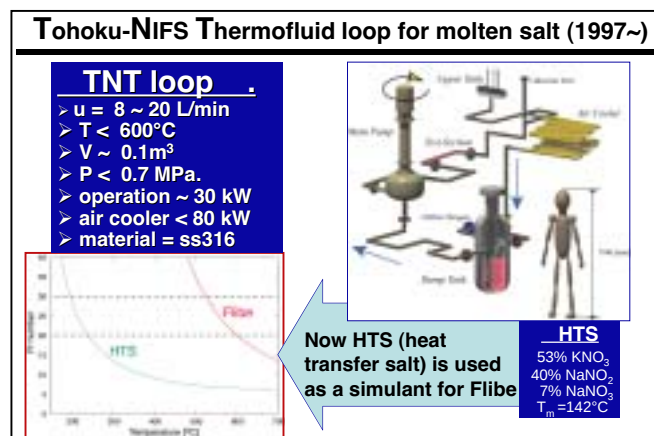


図 1 溶融塩強制流動ループ実験装置（東北大）

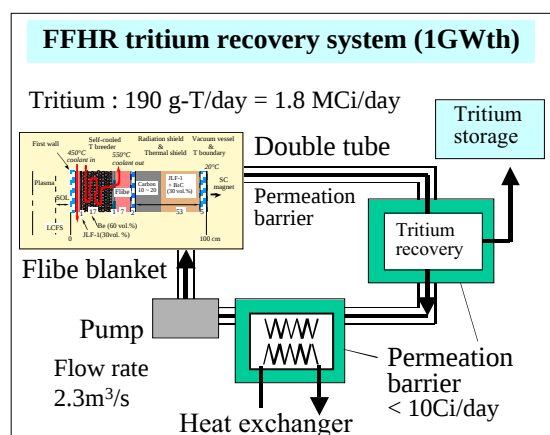


図 2 トリチウム透過抑制・回収系評価