

## 原型炉に向けた先進ブランケットの研究開発

核融合科学研究所 相良明男

無電流、定常、造り付けダイバータを特長とする大型ヘリカル装置（LHD）型の核融合炉 FFHR（Force-Free Helical Reactor）の概念設計では、溶融塩フリーベ（Flibe）の自己冷却式 T 増殖ブランケットを主候補としている[1]。主な理由は、（1）T 溶解度が低いので（金属 Li より 8 桁以上低い）、T 回収が容易でインベントリを低く維持できる、（2）化学的反応性が低いので（BeF<sub>2</sub> と LiF の生成自由エネルギー は各-106.9 と -125.2 kcal/g-atom F と極めて安定）、液体金属のような大気との急激な反応は起こさない、（3）蒸気圧が低いので（500℃でも～4 mPa）、高温でも常圧システムが構築できる、（4）電気伝導度が低いので（電気抵抗率～1Ωcm）、MHD 圧損の問題を回避でき、強磁場仕様の核融合炉に適合する、（5）金属に比べて熱伝導率が低くて高粘性（水の 10 倍以上）の高プラントル(Pr)数流体であるが、密度と比熱は水と同等であるため、自己冷却システムも有望である等、優れた特長を有するからである。

他方、溶融塩フリーベの流動実験は、1960年代に米国の溶融塩原子炉MSREにおいて、フッ素腐食に強いニッケル合金を使用し、Li-6分離除去でT生成を抑制したFlibeを用いて、650℃付近で21,788時間の運転実績がある[2]。他方、核融合炉では放射化するNi合金は使えず、フッ素Fに起因する材料腐食の抑制、増殖T回収の容易さと表裏をなすT透過漏洩の抑制、自己冷却方式での強磁場下の片面伝熱促進、の3点が核融合炉に特有な主な研究課題となっている。

講演では、日米事業JUPITER-IIでのTF の還元( $\text{Be} + 2\text{TF} \rightarrow \text{BeF}_2 + \text{T}_2$ ) 実証[3]、T回収系の1次ループの設計[1]、代替溶融塩HTSのTNTループ（東北大/NIFS）でのペブル充填管による伝熱性能向上 [4]、他を、様々なエピソードと交えて紹介する。

### 参考文献

- [1] A. Sagara et al., Fusion Sci. Technol., 47 (2005) 524-529.
- [2] 菅野昌義 他、日本原子力学会誌 16(1975) 249-273.
- [3] S.Fukada et al., J. Nucl. Mater. 367-370 (2007) 1190-1196.
- [4] H. Hashizume, et al., 18thTOFE, San Francisco, Sep.28-Oct.2, 2008