核融合工学部会セッション「原型炉戦略における先進ブランケット開発と今後の展望」

## (2) NIFS 核融合工学プロジェクトにおける長寿命液体ブランケット開発研究

(2)R&D on long-life liquid blanket in NIFS Fusion Engineering Research Project

相良明男

核融合科学研究所

## 1. 概要

ヘリカル核融合炉 FFHR-d1 の概念設計では、溶融塩 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。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回収が容易で低インベントリ ーが可能、2) 化学反応性が低いので大気に漏出しても安全、3) 蒸気圧が低いので高温でも常圧システ ムが可能、4) 電気伝導度が低いので強磁場仕様の核融合炉に適合、5) 熱伝導率が低くて髙粘性(0℃ の水程度)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り、放射線発熱は主に体積発 熱であるため自己冷却システムも有望、6) 他のT増殖材に較べて放射線遮蔽性能が高い、等の優れた特 長を有するからである。最近、我々は1次系に融点 305℃の FLiNaBe、2 次系に超臨界 S-C0,利用の発電シ

ステムの検討を進めている[1] (図1)。 他方、1960年代米国の溶融塩原子炉 MSRE での 21,788 時間の運転実績はある ものの、①T増殖回収の容易さと表裏を なすT透過漏洩の抑制、②核融合炉では 放射化する Ni 合金は使えず、③中性子 照射下での核反応遊離フッ素 F 或いは FT による材料腐食の抑制、④特に第 1 壁を自己冷却する場合の片面伝熱促進、 の4点が核融合炉特有な課題である。 NIFS では国内外の大学等との共同研究 によって、既にこれら4点全てについて、良好 な見通しを得ていると共に、実機能実証実験準 備を整えつつある。但し、③については IF 利用 の代替実験であるため、本格的な中性子照射環 <u>境実験が必須</u>である。

## 2. 4つの課題への見通し

①と②について: FFHR では長寿命を設計指 針とし、大半径の利点として、中性子壁負荷を 1995 年から一貫して 1.5MW/m<sup>2</sup>に設定している。 最近、筆者は、V 合金構造材を目標に、Ti 等の 水素吸蔵微粒子混合による実効的水素溶解度の 向上とマイクロ波による金属微粒子選択加熱に よる水素放出システムを提案し[2](図2)、良







好な実験結果を得ている[3](図3及び図4)。 **③について**:中性子増倍材の Be は TF の還元 (Be+2TF-->BeF<sub>2</sub>+T<sub>2</sub>)にも働くことが日米事業 JUPITER-II で実証された(図5)。④について: 熱負荷最大 1MW/m<sup>2</sup>の第1 壁除熱については、TNT

(Tohoku-NIFS-Thermofluid)ループでの代替塩(HTS)を用いたペブル管による伝熱促進実験によって見通しが得られている[4](図6)。

## 3. 熱・物質流動ループ Oroshhi-2 の始動

2012 年度補正により、熱・物質流動ループ 装置 (Oroshhi-2) を立ち上げ (図 7) [1]、FLiNaK および LiPb 流動直交 3 テスラ超伝導磁場での





図 7 Oroshhi-2 の全景と装置スペック[1]

最高 600℃での強制流動実験を中心として、異分野融合も視野に入れた<u>革新的エネルギー循環工学</u>の中核

として国内・国外との共同研究を開始している[5]。

[1] A. Sagara et al., Fusion Science and Technology 68 (2015) 303.

[2] A. Sagara et al., Fusion Engineering and Design 89 (2014) 2114.

[3] J. Yagi et al., Fusion Engineering and Design 98-99 (2015) 1907.

[4] H. Hashizume et al., Fusion Science and Technology 56 (2009) 892.

[5] 相良明男、他,小特集「液体だけど水じゃない」プラズマ・核融合学会誌,92 巻2号(2016) 110-142.

Akio Sagara

National Institute for Fusion Science.