



## 小特集 核融合炉の除熱技術～実用から先進技術まで～

# 4. 核融合炉における熱流体工学研究の最前線

## 4.3 ヘリカル炉の概念設計における熱流体工学 — 溶融塩(Flibe)冷却ブランケットにおける伝熱

相良明男, 橋爪秀利<sup>1)</sup>

核融合科学研究所, <sup>1)</sup>東北大学大学院工学研究科

(原稿受付: 2009年7月10日)

核融合科学研究所におけるヘリカル炉 FFHR 設計研究では, 溶融塩 Flibe を増殖材兼冷却材として用いる液体ブランケットが, その安全性などから採用されている. しかし Flibe は高プラントル数流体であるため熱伝導による除熱は期待できないため, なにがしかの伝熱促進機構を導入しなくてはならず, 東北大学 TNT ループにおいて Flibe の模擬流体として HTS を用いた除熱性能向上のための実験を行っている. 本章では FFHR ブランケットの設計および Flibe ブランケットの実現可能性を議論する.

### Keywords:

FFHR, Flibe, blanket design.

### 4.3.1 はじめに

無電流, 定常, 造りつけダイバータを特長とする大型ヘリカル装置 (LHD) 型の核融合原型炉としてのフォース・フリー・ヘリカル炉 FFHR (Force-Free Helical Reactor) の概念設計では, 溶融塩フリーベ (Flibe) の自己冷却式トリチウム (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 ( $\text{BeF}_2$  と  $\text{LiF}$  の生成自由エネルギーは各  $-106.9$  と  $-125.2$  kcal/g-atom F ときわめて安定), 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 ( $500^\circ\text{C}$  でも  $\sim 4$  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  $\sim 1 \Omega\text{cm}$ ), 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,  $650^\circ\text{C}$  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, T 増殖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.

### 4.3.2 溶融塩ブランケットの設計例

FFHR では, プラズマ最外殻とヘリカルコイル容器壁との間に 1 m の空間を確保し, 中性子輸送計算 (MCNP) により T 増殖, 放射線発熱および放射線遮蔽性能を最適化している. Li-6 同位体濃度を 30% に高めることにより, 部分 TBR  $\sim 1.4$  が得られる. ヘリカルコイルの大半径  $R_c$  と小半径  $a_c$  は各 16 m, 4 m を中心に, 経済性も含めて最適化を進めている [3]. 大型サイズの長所を生かして, 熱出力 3 GW でも中性子壁負荷は平均  $1.5 \text{ MW/m}^2$  を設計指針にしている. 極大でも  $1.8 \text{ MW/m}^2$  である. したがって, 炉心から第 1 壁表面への放射線損失熱負荷も  $0.1 \text{ MW/m}^2$  以下である. Flibe 流動は第 1 壁冷却用と T 増殖領域冷却用の 2 チャンネルで構成する. 核融合出力の 60% 以上が Flibe へ直接の放射線体積発熱である.

Flibe 循環運転の入口温度は, 融点と粘性を考慮して  $45^\circ\text{C}$   $\text{BeF}_2$  で  $450^\circ\text{C}$ , 出口温度は低放射化フェライト鋼 JLF-1 ( $\text{Fe} 9 \text{ Cr} 2 \text{ W}$ ) の照射下高温クリープ (100 dpa) を考慮して  $550^\circ\text{C}$  に設定している [1]. (この点の最近の議論を改めて下記 4.3.4 で述べる). V 合金 (V 4 Cr 4 Ti), ODS (酸化物分散強化) 鋼などは  $700^\circ\text{C}$  レベルの高温化をめざしたオプションに位置づけている. したがって, 熱出力 3 GW に対して必要な Flibe 流量は  $7 \text{ m}^3/\text{s}$ , 並列 10 流路で各 50 m とすればエルボー 5 カ所含めても圧損は高々  $\sim 1 \text{ MPa}$  である. ポンプ動力は核融合出力の高々  $\sim 0.8\%$  である. Flibe の初期充填には二重管式 (後述) 加熱 He ガスを用いる.

伝熱流動と T 回収は, 環境への T 透過を抑制する観点で密接な関係にある. 特に 2 次系への熱交換部では熱を通して T を通さない設計が要求される. 熱交換系上流に設置す

る T 回収系にて、透過膜または He 対向流方式での T<sub>2</sub>ガス 99% 回収を 1 スルーで可能とする設計を進めている [1]. これにより 1 次ループの T インベントリは 1 g 以下となる. 二重管式流動ループ外管に He ガスを流すことによって、透過 T<sub>2</sub>回収および管壁健全性監視を行う. 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 [4]. よって、管壁腐食の抑制に見通しが得られた. 中間ループは設けず、主に熱交換器を介してのタービン系への T 透過量を 10 Ci/day 以下、すなわち実効的な透過率を 10<sup>-5</sup> にする設計検討を進めている. 最高 530℃, ΔT ~ 100℃ の厳しい条件で、He ガスの多段膨張・多段圧縮サイクルを提案することによって、熱効率 ~ 37% を得ている [1].

### 4.3.3 ブランケットの長寿命化設計

中性子減速能に優れた炭素材を第 1 壁保護タイルに用いるスペクトル調整概念を採用し、新たに中性子増倍の炭化ベリリウム材を最適配置する増殖ブランケット (STB) を設計した (図 1) [5]. その結果、流動配管を伴う第 1 壁・増殖ブランケットの長寿命化、即ち炉寿命 30 年での交換不要 (約 100 dpa 以下)、トリチウム増殖、および超伝導コイルに対する放射線遮蔽の 3 要求を同時達成できる可能性が充分にあることがわかった. 他方、保護タイルの片面冷却すなわち第 1 壁表面熱負荷が 1 MW/m<sup>2</sup> と厳しくなること、中性子照射による物性劣化、それに伴う保護タイルの定期交換、等の研究開発課題が明らかとなった. 熱負荷 1 MW/m<sup>2</sup> の除熱については、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 [6].

### 4.3.4 第一壁除熱設計

Flibe 液体ブランケットの原型炉へ向けた可能性を実証するためには、原型炉における条件での設計可能性を示すだけではなく、現在使用可能な構造材料を使用した場合に、どのような設計が可能であるかを示すことが工学的な視点から重要になってくる. すなわち、ブランケット設計

で一般に想定される Flibe は 66-34 Flibe (LiF が 66%・BeF<sub>2</sub> が 34%) で粘性をできるだけ下げているが、融点が 459℃ と高く、結果として使用する構造材の許容温度も 700℃ 程度となることが予想されるため、具体的な設計が困難になる. そこで、将来の原型炉への適用を視点に入れながら、現状で設計可能な Flibe ブランケットを提案し、今後の課題の抽出を行う. ここでは、ブランケットの条件として ITER での条件を考え、その後の展開を図ることとする.

まず、構造材として現状で使用可能性の最も高い材料としてフェライト鋼が考えられているが、許容温度は 550℃ である. したがって、66-34 Flibe を使用することは除熱の観点から不可能となるが、BeF<sub>2</sub> の割合を増加させることによって図 2 に示すように融点が下がる. 一方、粘性が増加することにより同図に示すように Pr 数が増加し、第一壁の除熱性能は劣化する. しかしながら、ペブル充填管による伝熱性能向上が TNT ループの実験等により明らかにされており、以下のような伝熱相関式が得られている [7].

$$Nu_D = C(f_w Re_w)^a (Pr)^b [\arctan\{(D/d) - 1 + \tan(1)\}]^c \quad (1)$$

$$(200 < Re_D < 33500, 5.0 < Pr < 31.8, 1.3 < D/d < 3.0),$$

ここで、Nu<sub>D</sub>: 管径を代表径としたヌセルト数、f<sub>w</sub>: 壁修正摩擦係数、Re<sub>w</sub>: 壁修正レイノルズ数、D: 円管直径、d: ペブル直径である. 回帰分析により得られた定数を

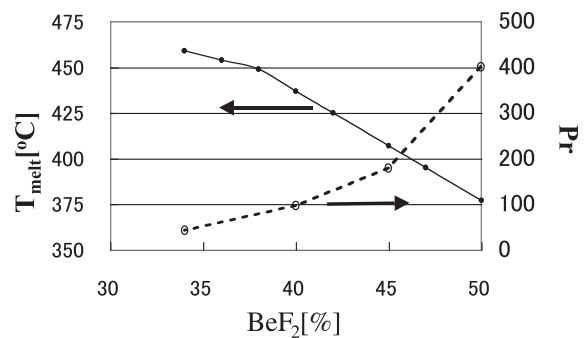


図 2 BeF<sub>2</sub> の割合による融点と Pr 数.

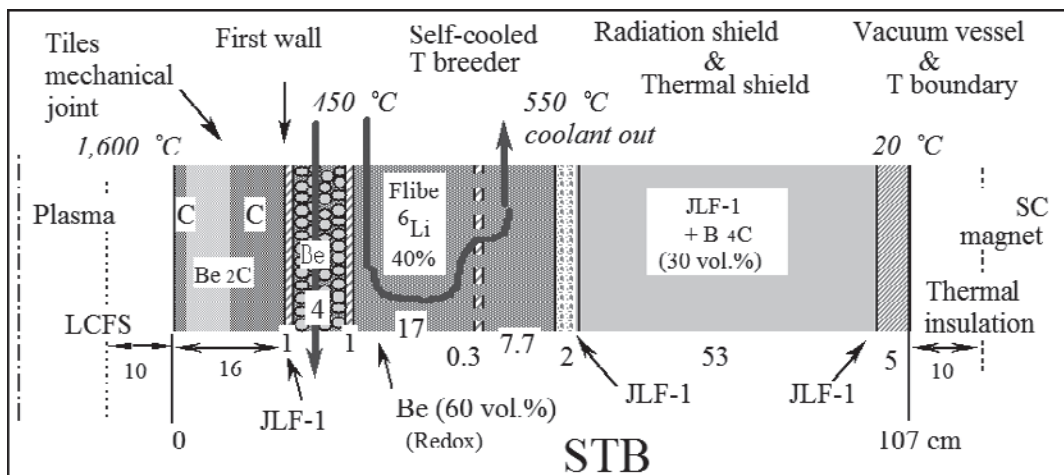


図 1 長寿命ブランケット STB の構造概念.

表1 式(1)における定数.

D/d	C	a	b	c
3.0, 2.0	0.5912	0.6443	0.3931	4.0466
2.2, 1.3	1.2648	1.5380	0.3931	-0.1598

表1に示す.

得られた伝熱相関式を用いて、ブランケットへの適用可能性を評価した。ここでは、ITERにおける条件を用い、入射熱流束を 0.5 MW/m<sup>2</sup>、冷却管の許容温度 550℃、熱伝導率 20 W/m・K を仮定する。また、冷却管内径を 30 mm、肉厚を 2 mm、冷却管長さを 1 m とする。この条件では、管厚み部分に約 50℃ の温度差が発生するため、冷却管出口除熱面温度が 500℃ 以下になる必要があり、以下の式を満足しなければならない。

$$\Delta T_{\text{outlet-inlet}} + \Delta T_{\text{wall-Flibe}} < 500^\circ\text{C} - T_{\text{melt}} \quad (2)$$

$T_{\text{melt}}$  : Flibe 融点,  $\Delta T_{\text{outlet-inlet}}$  : 入口出口の Flibe 温度差,

$\Delta T_{\text{wall-Flibe}}$  : 除熱面と流体バルク温度の温度差である。

融点が 459℃ である Flibe を使用して (2) 式を満足させることは不可能であるが、BeF<sub>2</sub> の割合を変化させることにより、設計可能な条件が存在する可能性がある。図 3 に BeF<sub>2</sub> の割合を変化させた場合の (2) 式の左辺と右辺を示す [6]。この解析においては、Pr 数が (1) 式の適用範囲を超えているが成立するものと仮定して評価している。まず、流速が同じであれば BeF<sub>2</sub> の割合が変化しても (2) 式の左辺の値はほとんど変化しないことがわかる。また、 $D/d = 3.0$  は  $D/d = 1.3$  に比べ粒子が密に充填されており、同流速において熱伝達率が大きく除熱面温度とバルク温度の差が小さくなり、(2) 式の左辺の値は小さくなることわかる。図より、 $D/d = 1.3$  でも BeF<sub>2</sub> の割合が 45~50% の領域では (2) 式の左辺の値が右辺の値より小さくなり、温度条件は満足する。一方  $D/d = 3.0$ 、 $u = 0.5$  m/s では、BeF<sub>2</sub> の割合が 40~50% で満足する。さらに、流速が  $u = 1.0$  m/s の場合では、BeF<sub>2</sub> の割合が 34% 以上の領域で条

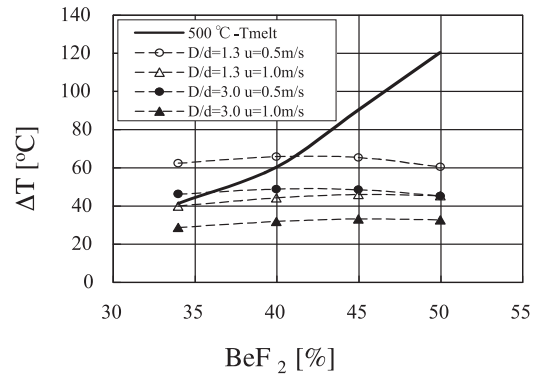


図3 BeF<sub>2</sub>の割合による温度上昇と温度裕度の比較.

件が満足される。しかし、BeF<sub>2</sub>の割合が増加するに従い粘性が増加し、圧力損失は増加する。総合的に判断すると、BeF<sub>2</sub>の割合~45%、 $D/d = 1.3$ 、 $u = 1.0$  m/s とすれば、温度マージン 40℃、圧損が 0.24 MPa/m と計算され、設計が可能となる。

核融合原型炉における第一壁での熱流束の増加が見込まれるが、構造材の許容温度の上昇に伴い、より融点の高い BeF<sub>2</sub> の割合の小さい Flibe が使用可能となり Pr 数が小さくなることから、除熱性能が向上することとなる。すなわち、高温材料の開発と除熱性能の向上が Flibe ブランケット実現のための第一歩となるものと考えられる。

### 参考文献

- [1] A. Sagara *et al.*, Fusion Sci. Technol. **47**, 524 (2005).
- [2] 菅野昌義 他：日本原子力学会誌 **16**, 249 (1975).
- [3] A. Sagara *et al.*, Fusion Eng. Des. **83**, 1690 (2008).
- [4] S. Fukada *et al.*, J. Nucl. Mater. **367-370**, 1190 (2007).
- [5] A. Sagara *et al.*, Nucl. Fusion **45**, 258 (2005).
- [6] T. Satoh *et al.*, Fusion Sci. Technol. **52**, 618 (2007).
- [7] H. Hashizume, K. Yuki, N. Seto and A. Sagara, *18th TOFE* (San Francisco, Sep.28-Oct.2, 2008), to be published.