

原型炉増殖ブランケット設計の現状
 Progress on Breeding Blanket Design of JA DEMO

染谷洋二、谷川博康、原型炉設計合同特別チーム
 SOMEYA Youji, TANIGAWA Hiroyasu and the Joint Special Design Team for Fusion DEMO

量研
 QST

原型炉設計合同特別チームでは、トリチウム増殖ブランケットの概念設計をアクションプランに沿って検討中である。現行設計では筐体内冷却水漏洩事象時に耐圧性を担保できる堅牢性、トリチウム自己生産性、並びに製作性を満足する概念として、円筒型筐体を対象に増殖ブランケットの概念設計検討を進めている。本発表では、円筒型ブランケットにおける概念設計研究の状況と2025年頃までの概念設計フェーズにおける今後の検討課題について報告する。

原型炉ブランケットに要求される機能は、1) 燃料であるトリチウムの自己充足性を満足するトリチウム増殖 (Overall TBR \geq 1.05)、2) 発電のための熱エネルギーの回収 (運転圧力約15 MPa、出口温度約325°C)、3) ディスラプション時の電磁力に耐える支持、4) 冷却配管破断時の加圧水の圧力に耐える堅牢性、5) 大量生産に向けたシンプルな構造を有することである。対象とする原型炉仕様は、核融合出力が1.5GW、主半径8.5mである。ここで、原型炉ブランケットの負荷条件は、平均表面熱負荷は0.5 MW/m²、平均中性子壁負荷は1.0 MW/m²、及び耐圧性は15.5 MPaとした。原型炉ブランケット概念は、モジュール内部の冷却配管が破断した際に耐

圧性を担保するため、箱型モジュールの場合には、内部に0.012 m厚さのハニカム形状の補強リブを設けた設計概念を提案している。さらに近年では製作性向上に向けて、より簡素化した概念として円筒型筐体での設計検討を進めている (図1参照)。円筒型を採用した場合、箱型と比べて円筒間のデッドスペースが多く、目標のTBR値を得られない懸念があった。そこで、中性子増倍材のBe密度増加のために照射環境下でも大きなスエリングが起こらないベリライド (Be₁₂Ti) をブロックとして採用した。さらにベリライドブロックはペブル充填時 (~ 4 W/m/K) と比較して熱伝導率が10倍であり、筐体内部充填域の冷却配管を除外できる可能性がある。検討の結果、筐体内部は接触熱伝達によって使用材料の許容温度範囲内で冷却できる見込みを得た (図2参照)。また、除熱に必要な流量は11.9 kg/sで、圧力損失は0.39 MPaと評価され、圧損の目標値である0.5MPaを満足する結果となった。さらに、当該概念で目標のOverall TBR値 (\geq 1.05)に達する見込みを得た。詳細は当日の発表で報告する。

最後に原型炉概念設計フェーズにおける今後の設計課題点(リスク)について提示する。

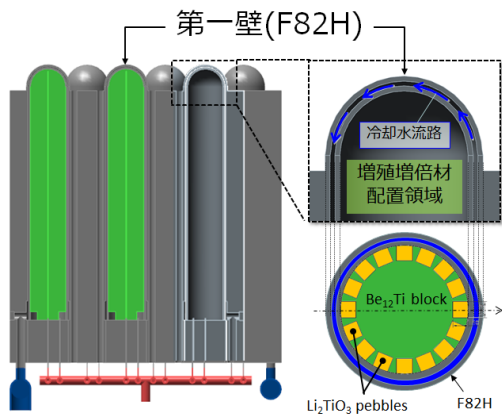


図1 円筒型ブランケット

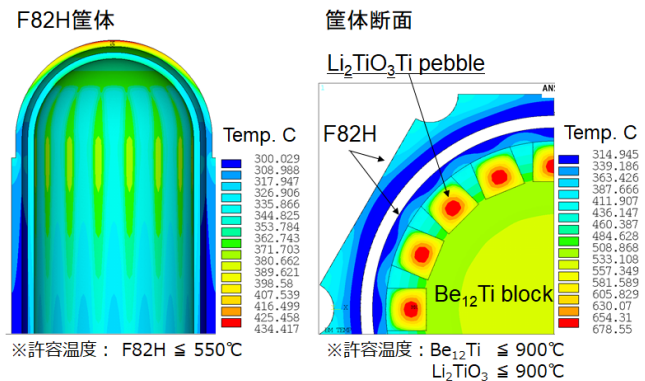


図2 円筒型ブランケットの温度分布