

原型炉に向けたブランケット設計研究の現状 Progress on Blanket Design Concept for JA DEMO

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

量研
QST

原型炉ブランケット設計は、実験炉ITERで試験予定の日本のTBM概念（固体増殖水冷却ブランケット）を踏襲している。近年、原型炉設計合同特別チーム（以下、特別チームとする。）では、2025年頃の2nd中間チェック&レビューに向けて、次のアクションプラン（①：原型炉ブランケットシステムの概念設計、②：原型炉TBM概念の素案提示）の検討を進めている。ここで、②の商業炉を見据えて、原型炉の最終フェーズに装荷予定の原型炉TBMの素案提示に関しては、特別チーム共同研究において検討を進めている。本講演では、①の原型炉概念の設計活動の進捗について報告する。

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 ≥ 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。図2に温度分布結果を示す。図2から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通しを得た。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。最後に当該概念において目標のOverall TBR値（ ≥ 1.05 ）に達する事が分かった。講演当日は原型炉概念設計フェーズでの設計課題点についても報告する。

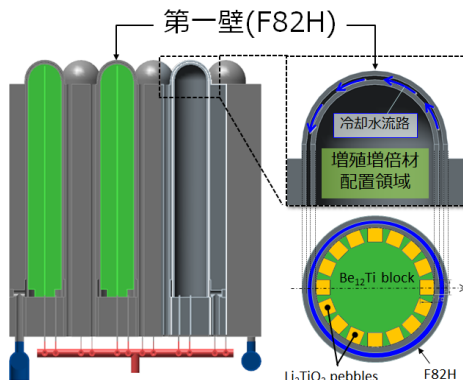


図1 円筒型増殖ブランケット

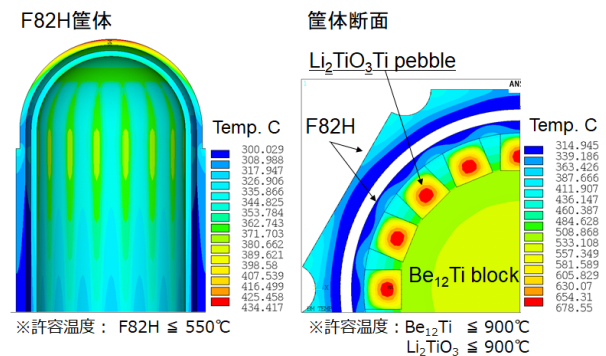


図2 円筒型増殖ブランケットの温度分布