

核融合原型炉における自然対流を利用した崩壊熱の除熱 Natural convection cooling of decay heat in fusion DEMO reactor

谷川尚¹, 権暁星¹, 中村誠¹, 染谷洋二¹, 坂本宜照¹, 河村繕範¹
H. Tanigawa¹, H. Gwon¹, M. Nakamura¹, Y. Someya¹, Y. Sakamoto¹, Y. Kawamura¹

¹量研機構
¹QST

はじめに

核融合原型炉における崩壊熱に対する除熱異常は、放射性物質の閉じ込め機器である真空容器に影響を及ぼす可能性があることから重要な事象である。ITERでは、輻射伝熱のみを考慮する条件でも過大な温度上昇が避けられるが、中性子壁負荷が高い原型炉では、真空容器、真空容器内機器ともに温度上昇が大きくなる[1,2]。真空容器を冷却水の自然循環により受動的に冷却し、さらに真空容器内への不活性ガス導入により真空容器内機器の温度上昇を緩和する方策(図1)を提案し、成立性を検討する。

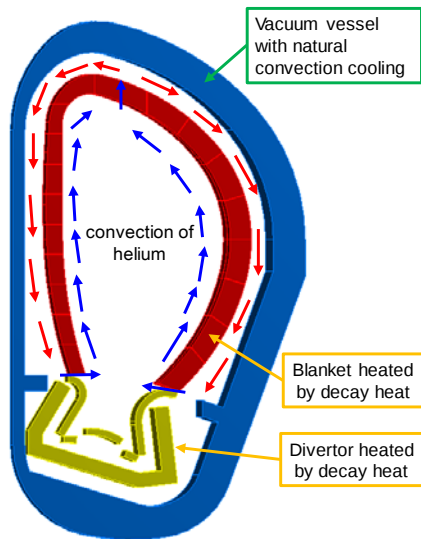


図 1. ヘリウムの自然対流による除熱促進の概念

解析条件

ANSYS CFX を使い、真空容器内機器を含む原型炉の 11.25 度セクターをモデル化し、両端を対称条件とした(図 2)。機器間のギャップをモデル化し、真空容器の中央領域とギャップを流動するヘリウムの挙動を評価した。代表的なギャップ値は 20 mm である。実際の現象は、崩壊熱密度の時間変化により過渡的な応答を示すが、計算時間を短縮するために表 1 に示す境界

温度における定常計算を行った。

表 1. 境界温度条件

	温度 / °C
ブランケット第一壁 ダイバータターゲット	860
ブランケット後壁 ダイバータカセット	450
真空容器	200

結果と考察

計算結果は、ヘリウムの自然対流が生じ、ブランケットの冷却に寄与することを示した。しかしヘリウムの流速は 1 m/s 以下であり、除熱能は第一壁の過度な温度上昇を緩和するには不十分である。ギャップが小さく流動抵抗が大きいことが原因だと考えられる。発表では、ギャップ値の変更による流動の促進、ヘリウムによる除熱能と想定されるブランケットの温度応答、ヘリウムの導入により真空容器に加わる熱流束などについて報告する。

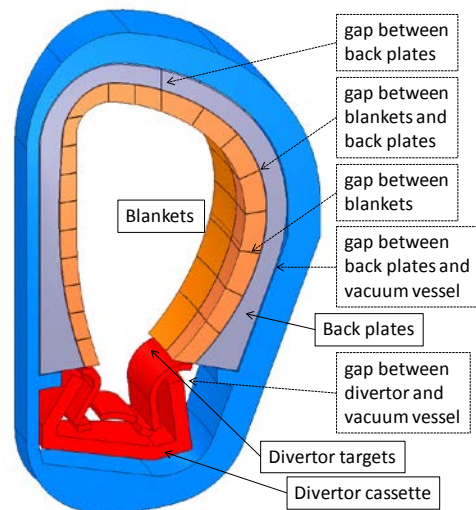


図 2. ヘリウムの熱流動解析モデル

- [1] D. Tsuru et al., Fusion Eng. Des. 58-59 (2001) 985.
[2] M. Nakamura et al., Fusion Eng. Des. 109-111 (2016) 1417.