

原型炉設計におけるダイバータ研究の進展 Progress of the divertor study in DEMO design activity

星野一生、朝倉伸幸、徳永晋介、清水勝宏、本間裕貴、染谷洋二、宇藤裕康、
坂本宜照、飛田健次、原型炉設計合同特別チーム

K. Hoshino, N. Asakura, S. Tokunaga, K. Shimizu, Y. Homma, Y. Someya, H. Utoh,
Y. Sakamoto, K. Tobita, Joint Special Team for Demo Design

原子力機構
JAEA

核融合炉におけるダイバータの重要な機能は、(i)炉心プラズマから流出する熱・粒子の制御、(ii)不純物の発生と炉心への混入の抑制、(iii)ヘリウム灰の排気である。原型炉以降では、ITERに比べて数倍以上の熱が炉心からSOL・ダイバータへと排出されるため、ダイバータ熱負荷の低減とダイバータ除熱性能の向上を高度に両立することが特に重要な課題である。幅広いアプローチ活動(BA活動)および原型炉設計合同特別チームにおける原型炉ダイバータ設計研究では、物理設計と工学設計の折り合い点を得ることを目的に、ダイバータプラズマシミュレーション研究による熱負荷低減シナリオの開発、ダイバータ冷却系設計と除熱性能評価に取り組んでいる。

ダイバータ熱制御シナリオは、原子力機構で開発された統合ダイバータコードSONIC[1]を用いて検討を進めている。原型炉ダイバータプラズマの検討のために、SONICコードでは、現在、以下のような改良が進められている。(1)輻射輸送モデルの実装[2]、(2)中性粒子間衝突モデルの実装[3]、(3)不純物輸送モデルにおけるモンテカルロノイズ低減のための時間方向のスムージング。これらの改良により、熱制御シナリオだけでなく粒子排気性能の検討についてもモデル精度を向上するとともに、より収束解を得やすい解析が可能となる。

熱制御シナリオの解析では、まず従来検討を進めていた核融合出力3GWで定常放電を行うITERサイズの原型炉SlimCS(主半径5.5m)を参考にして、核融合出力、希ガス不純物注入量をパラメータとした解析を行った[4]。その結果、図1に示すようにトカマク実験から見込める不純物放射量(主プラズマからの排出パワーの80%程度)を原型炉で実現できれば、熱負荷は

10MW/m²以下となり、ITERダイバータ(タンゲステンモノブロック、水冷却、銅合金配管)が適用できる可能性を示した。

このような知見と近年の原型炉設計全般の検討結果を踏まえ、装置サイズ8.2mと大型化した原型炉のダイバータ解析に着手した。炉サイズの大型化は、受熱面積増加に伴う熱負荷低減が期待できる一方、主プラズマ密度が低下するため非接触ダイバータの形成が困難になる可能性が懸念される。そこで、まずは周辺プラズマを冷却するための燃料ガスパフなしの低SOL密度のケースについて、シミュレーション解析を行った。その結果、 $1.4 \times 10^{19} \text{ m}^{-3}$ 程度の低SOL密度でも、不純物放射割合80%とすれば、図2に示すようにピークダイバータ熱負荷を7MW/m²に低減できることを明らかにした。しかし、ストライク点近傍は非接触状態であるが、低SOL密度のためストライク点から離れた部分では粒子束も小さく接触状態である。この結果、イオン温度のピークは200eVを超え、ダイバー

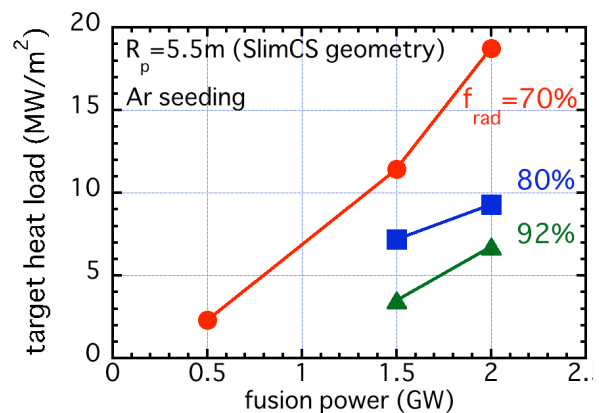


図1 装置サイズ5.5mの原型炉(SlimCS)におけるSONICを用いたパラメータサーベイ結果。
f_{rad}はSOLへの排出パワーに対する不純物放射パワーの割合。

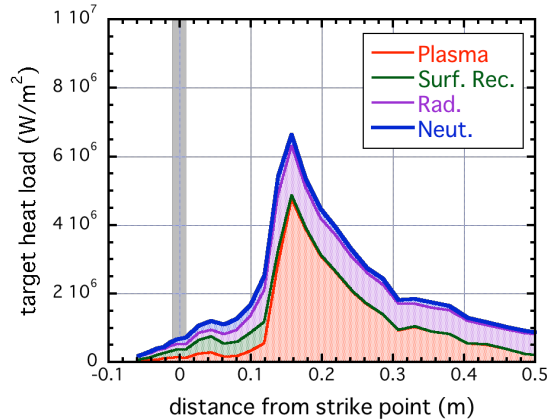


図2 外側ダイバータにおける熱負荷分布 (装置サイズ 8.2m、周辺冷却用燃料ガスバフなし)。熱負荷の内訳として、プラズマ熱負荷、イオン粒子の表面再結合による負荷、不純物放射による負荷、中性粒子負荷を示している。

タの損耗が問題となる。損耗抑制のため、燃料ガスバフやダイバータ形状等による非接触ダイバータ領域の拡大について検討を進めている。また、損耗により発生したタングステン不純物による冷却効果を取り込んでセルフコンシステントな評価も進める必要がある。

熱負荷の処理を行うダイバータターゲットの工学設計としては、中性子照射による損傷のため交換頻度が増す問題があるが、初期運転としてはITERと同様の銅合金配管を用いた水冷却・タングステンモノブロックダイバータの適用を検討している。一方で、中性子負荷の高いバップル部・ドーム部では低放射化フェライト鋼の冷却配管を用いる必要がある。そこで、ダイバータカセット内で条件の異なる2系統の水冷却配管を使用した除熱設計について検討を行った[5]。200°Cの加圧水を使用した銅合金配管を組み込んだモノブロックターゲットについて、10MW/m²の熱負荷を与えた場合の熱輸送解析を行い、図3に示すようにタングステンアーマーの最高温度は表面で1021°C、銅合金配管の最高温度は331°Cであり、工学設計は妥当と考えられる結果が得られた。

本発表では、核融合出力1.5GWの原型炉のダイバータ概念設計について除熱の観点から検討した結果を発表する。現在、現設計案におけるパラメータサーベイと合わせ、プラズマ対向壁の損耗や粒子排気の評価、主プラズマ設計との整合性等の解析を進めており、ダイバータ設計領域の指針を示す予定である。

Total peak heat load: 10MWm⁻²)

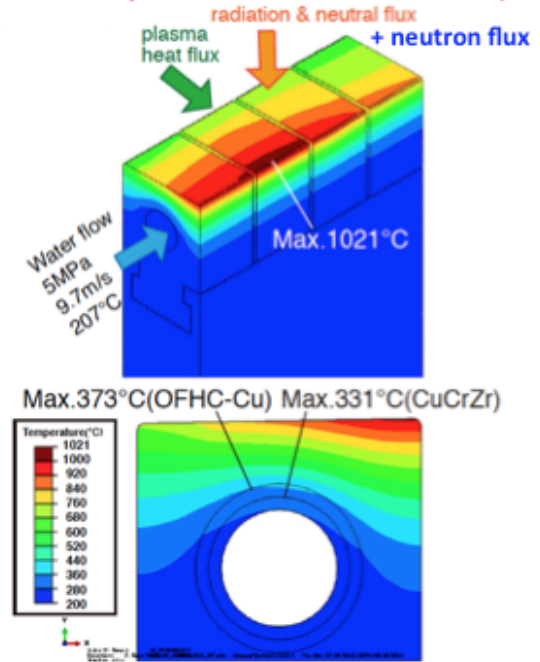


図3 水冷却銅合金配管を用いたタングステンモノブロックユニットの熱解析結果。

謝辞

本研究は、BA活動、および、本年6月に発足した原型炉設計合同特別チームの活動における成果である。また、本研究におけるSONICシミュレーションは、BA活動における国際核融合エネルギー研究センターコンピューターシミュレーションセンターの大型計算機Heliosを用いて行われた。

参考文献

- [1] K. Shimizu, et al., Nucl. Fusion 49 (2009) 065028
- [2] K. Hoshino, et al., International Workshop on Plasma Edge Theory in Fusion Devices, Nara Japan, Sep. 2015
- [3] 徳永晋介、他、プラズマ核融合学会 第32回年会, 2015
- [4] K. Hoshino, et al., 25th IAEA Fusion Energy Conference, St. Petersburg, Russian Federation, Oct. 2014
- [5] N. Asakura, et al., International Symposium of Fusion Nuclear Technology, Jeju Island, Korea, Sep. 2015.