

SIV-7.4

高熱流プラズマ対向壁研究の優先課題と試験設備

Priority Issues and Test Facilities for Study on Plasma Facing Wall with High Heat Flux

坂本瑞樹

SAKAMOTO Mizuki

筑波大プラ研

¹Univ. of Tsukuba

核融合プラズマを地上で閉じ込めるためには、プラズマを真空容器によって囲むことは必然である。核融合プラズマから流出する熱エネルギーは絶大で、コアプラズマからスクレイプ・オフ層への定常的な熱流は、ITERでは約100MW、原型炉（核融合出力3GW）では500MWを超えると予想されている。この熱流を真空容器内に設置されるプラズマ対向機器によって除熱しなければならない。熱流の大部分が集中するダイバータ板への熱負荷は、ITERのストライク点近傍では最大10MW/m²（定常熱負荷）、非定常時には最大20MW/m²と想定されている。原型炉（例えばSlimCS）の場合は、許量熱流束は8MW/m²以下となる [1]。

原型炉のダイバータ板への許容熱流束が低い理由は、プラズマ対向壁への中性子照射量が原型炉では高く、材料の放射化の問題で熱除去性能に優れる銅合金を冷却構造材として使用することができないためである。現状では、原型炉の冷却構造材としてF82H鋼のような低放射化フェライト-マルテンサイト鋼の使用が検討されているが、F82H鋼の熱伝導率は、ITER用に開発されているCuCrZrに比べて約1桁低い。

このように、原型炉ではダイバータへの熱流束が高いにも関わらず、ダイバータ板の熱除去性能が制限されるという厳しい状況にある。このため、ダイバータプラズマの観点からは、super-Xダイバータ等の先進ダイバータや非接触ダイバータの研究が進められている。材料の観点からは、ダイバータ材として、(1)高熱負荷に対する耐久性、(2)高熱伝導率、(3)低プラズマ損耗、(4)低トリチウムリテンション等の性能が要求され、現状ではタングステンが候補材として研究が進められている。

ITERや原型炉でのプラズマ対向材の交換期

間は長い（ITERでは20年間の運転期間に3回が計画されている）。プラズマ対向材料の表面状態は、プラズマによる照射や中性子照射により運転時間とともに変化してしまう。上記の材料性能が、どのように変化していくのかという知見が重要である。現在特にデータが不足しているのは、中性子損傷による水素同位体吸蔵特性の変化や熱伝導特性への影響である。このため、ドイツのユーリッヒ総合研究機構では、原子炉のあるホットラボに直線型プラズマ照射装置を設置して、材料への中性子照射の影響を研究する計画が進められている。また、米国オークリッジ国立研究所においても、中性子照射の影響を研究する試験設備建設が計画されている（プラズマ源はほぼ完成）。日本国内においても、タングステンの中性子損傷が材料特性に与える影響を研究する試験設備の整備が望まれる。

プラズマによる照射損傷、再堆積層形成等による表面状態の変化に関しては、その水素吸蔵特性への影響の研究はよく進められているが、熱除去特性への影響の研究は少ない（例えば [2]）。直線型プラズマ装置を用いたプラズマ照射実験での基礎研究に加えて、プラズマ閉じ込め装置実機プラズマによる複合照射下で表面改質した実機試料を熱負荷試験装置にて試験をする等してデータベースを構築することも重要な課題である。

参考文献

- [1] K. Tobita et al., Nuclear Fusion **49** (2009) 075029.
- [2] S. Takamura et al., Journal of Nuclear Materials **415** (2011) S100.