

核融合工学部会セッション

日米科学技術協力事業 PHENIX 計画の成果
Accomplishments of Japan-US Joint Research Project PHENIX

(1) PHENIX 計画の概要

(1) Overview of PHENIX project

*上田良夫¹, 波多野雄治², 横峯健彦³, 檜木達也³, 長谷川晃⁴, 大矢恭久⁵,
D. Clark⁶, M. Yoda⁷, A. Sabau⁸, Y. Katoh⁸, L. Garrison⁸, M. Shimada⁹, D. Buchenauer¹⁰
¹大阪大学, ²富山大学, ³京都大学, ⁴東北大学, ⁵静岡大学, ⁶US DOE, ⁷GIT, ⁸ORNL, ⁹INL, ¹⁰SNL

1. 本プロジェクトの背景

原型炉実現のためには、高熱流束・粒子負荷に耐え、原型炉概念と整合性のあるプラズマ対向機器 (PFC) 概念を構築する必要がある。しかしながら、現状では、照射材の熱機械特性研究、およびトリチウム挙動研究、およびこれらに基づく PFC システム評価は不十分であり、原型炉実現に不可欠な PFC 概念構築のために、早急に研究を進めなければならない。上記の研究背景を鑑み、2013 年度から 2018 年度まで、日米共同研究プロジェクト PHENIX を進めてきた。本講演はその 6 年間の活動の総括を発表する。

2. 本プロジェクトの目的

本プロジェクトでは、3 つのタスクを構成して、以下の課題について研究を行った。

1. He ガス冷却系における熱流現象の解明、ダイバータ設計に資する熱伝達係数の取得、及びそれに基づく冷却性能の改善 (タスク 1)
2. タングステン系材料 (合金、組織制御材、接合材含む) の熱負荷環境下での健全性評価 (タスク 1, タスク 2)
3. ダイバータ高温条件を含む温度領域 (500°C~1200°C) における、タングステン系材料の中性子照射影響 (熱伝導特性、機械的特性) の解明と、ダイバータ設計に資するデータベースの構築 (タスク 2)
4. 上記温度条件における中性子照射 タングステン系材料中のトリチウム挙動の解明とプラズマ照射影響の評価、ダイバータ設計に資するデータベースの構築 (タスク 3)
5. 核融合炉環境下におけるプラズマ対向機器の健全性評価 (除熱性能 10 MW/m² を目安) と、安全性評価 (トリチウム滞留・透過評価)、並びに高い信頼性を有する原型炉ダイバータを実現するための課題の明確化 (タスク 1、タスク 2、タスク 3)

3. 本プロジェクトの主な成果

ジョージア工科大学 (GIT) の高圧 He ガスループを用いてマルチノズル He ガス衝突噴流の伝熱機構を調べた。これらの研究を通して、マルチノズル He ガス衝突噴流の伝熱特性の温度および流速依存性等に関する詳細なデータベースを構築すると共に、数値シミュレーション技術を確認した。オークリッジ国立研究所 (ORNL) の研究炉 HFIR を用いて大規模な中性子照射試験を行った。照射キャプセル内に Gd 被覆を施し熱中性子を遮へいして元素変換と損傷の比率を核融合炉と同等なレベルに保った上で、500°C、800°C、1100°C において 1000 を超える W および W 合金試験片を最大 1dpa (displacement per atom) 程度まで照射した。純 W は中性子照射により著しい脆化を示すものの、W に K および Re を添加した上で適切に微細組織を制御すると照射脆化を著しく抑制できることを見出した。加えて、アイダホ国立研究所 (INL) でのプラズマ照射実験において、中性子照射により W 中に導入される格子欠陥はトリチウムの吸蔵量を著しく増大させるが、プラズマ中に He を添加すると、He の表面改質効果により吸蔵量を大きく低減できることを明らかにした。

*Yoshio Ueda¹, Y. Hatano², T. Yokomine³, T. Hinoki³, A. Hasegawa⁴, Y. Oya⁵, D. Clark⁶, M. Yoda⁷, A. Sabau⁸, Y. Katoh⁸, L. Garrison⁸, M. Shimada⁹ and D. Buchenauer¹⁰

¹Osaka Univ., ²Univ. Toyama, ³Kyoto Univ., ⁴Tohoku Univ., ⁵Shizuoka Univ., ⁶US DOE, ⁷GIT, ⁸ORNL, ⁹INL, ¹⁰SNL