

原型炉プラズマ対向機器開発のための 要素技術の工学的評価

プロジェクト名：**PHENIX**

PFC evaluation by tritium Plasma, HEat and Neutron Irradiation eXperiments

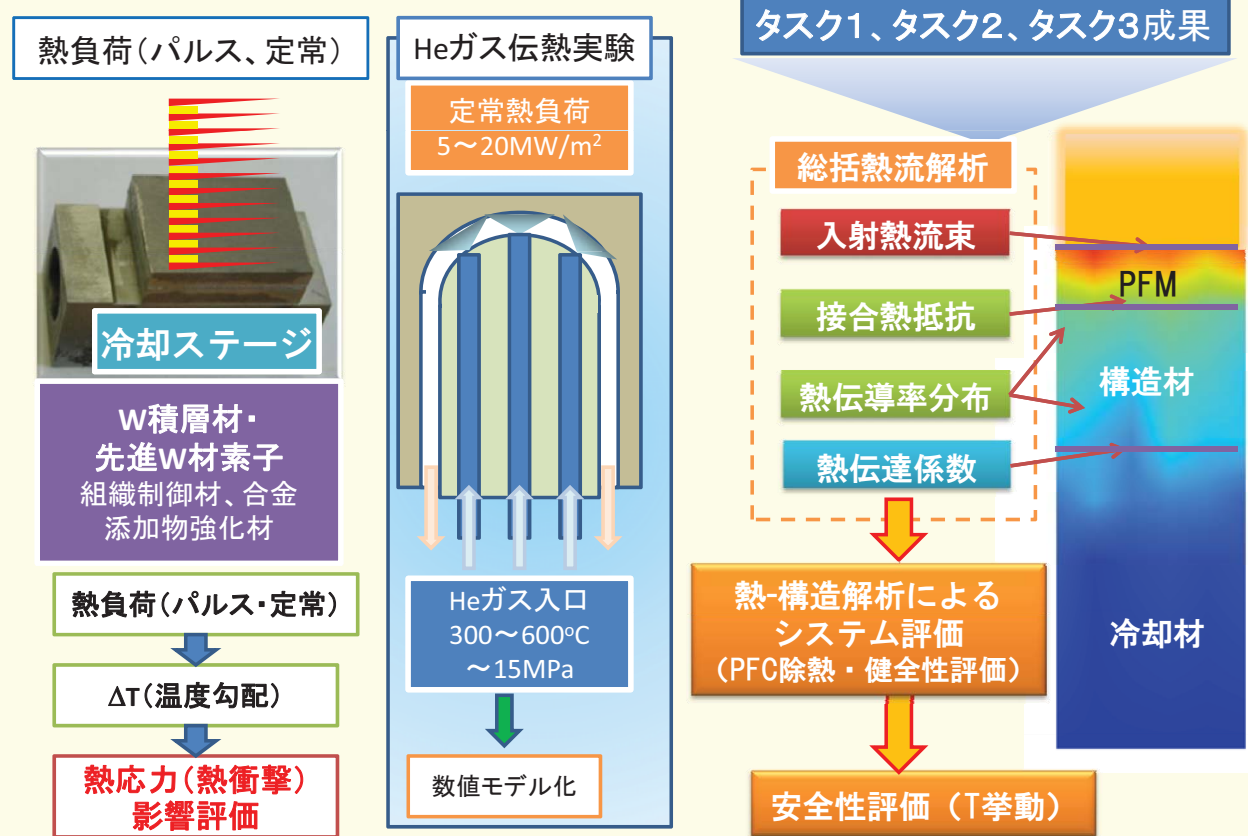
2013年度～2018年度(平成25年度～平成30年度)

	Japan	USA
Representative	上田良夫(大阪大学)	Peter Pappano (DOE)
Coordinator	波多野雄治(富山大学)	Peter Pappano (DOE)
Task 1	横峯 健彦(京都大学) 上田良夫(大阪大学)	Richard Nygren (SNL)
Task 2	檜木 達也(京都大学) 長谷川晃(東北大学)	Yutai Katoh(ORNL)
Task 3	大矢恭久(静岡大学) 波多野雄治(富山大学)	Brad Merrill (INL) Dean Buchenauer (SNL)

本研究の目的

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～1450°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)

タスク1の詳細

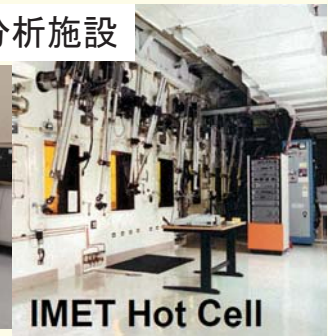


タスク2の詳細

照射材料の選定

- W基本材料、W合金、及びW先進材料
- 先進材料は日米双方で開発
- 研究情報を共有し、双方の材料開発にフィードバック
- 積層材に関しては、日本主導で開発

照射試料分析施設



中性子照射 (前半: 2~3年目、後半: 4~5年目)

- 照射温度 (500°C~1450°C)、照射量 (~3 dpa)
- 3dpaの中性子照射は前半に実施
- 1dpa程度までは、前半と後半で実施
- 前半の結果を後半での照射試料開発へフィードバック
- イオン照射で高dpa条件を模擬 (~15 dpa)

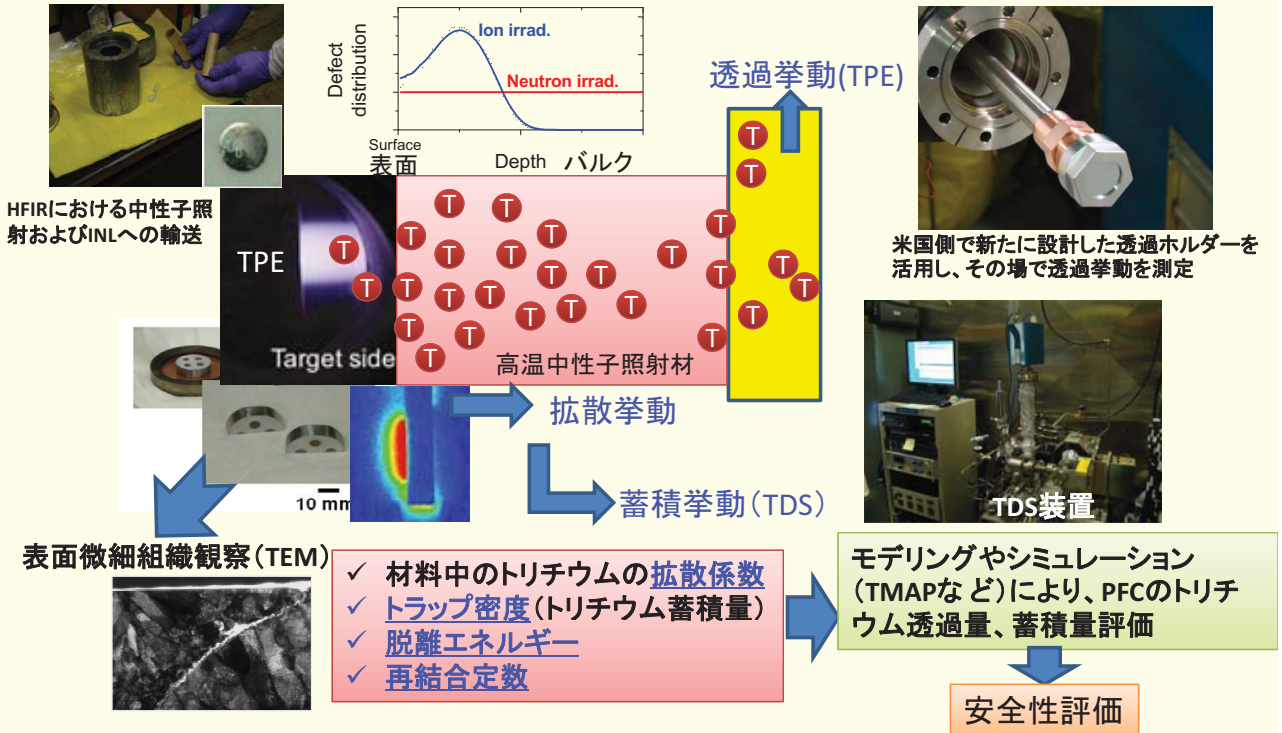


中性子照射後試験

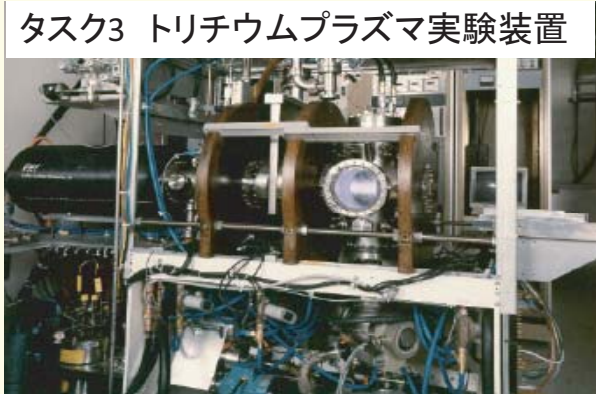
- LAMDA、IMETでの照射後試験: 熱伝導、破壊靱性、強度、微細組織等
- IR Facilityでの熱負荷試験
- 東北大大洗施設も活用

タスク3の詳細

ダイバータ条件を模擬するため500~1450°Cという高温で中性子照射(~3dpa)を行い、同等温度領域でトリチウムを含む水素同位体の蓄積・透過挙動を調べる。



使用施設(米国側)



ORNL及びINLでの放射線業務