



HOKKAIDO UNIVERSITY

Title	The effect of point defects on irradiation damage of Fe-based composite materials for fusion reactor [an abstract of dissertation and a summary of dissertation review]
Author(s)	史, 鏡明
Degree Grantor	北海道大学
Degree Name	博士(工学)
Dissertation Number	甲第14226号
Issue Date	2020-09-25
Doc URL	https://hdl.handle.net/2115/79766
Rights(URL)	https://creativecommons.org/licenses/by/4.0/
Type	doctoral thesis
File Information	Jingming_Shi_review.pdf, 審査の要旨



学位論文審査の要旨

博士の専攻分野の名称 博士 (工学) 氏名 史 鏡明

審査担当者 主 査 教 授 橋本 直幸
 副 査 教 授 三浦 誠司
 副 査 教 授 大野 宗一
 副 査 准教授 磯部 繁人

学位論文題名

The effect of point defects on irradiation damage of Fe-based composite materials for fusion reactor
(核融合炉用 Fe 基複合材料の照射損傷に及ぼす点欠陥の影響)

軽水炉、高速炉、核融合炉などのエネルギー炉は、温室効果ガスによる地球温暖化に対応したエネルギー源といえるが、安全で信頼性の高い持続可能なエネルギー源として利用し続けるためには、炉構造材料の耐照射性を向上させることが必要不可欠となる。本研究は、近未来のエネルギー源として開発が進められている核融合炉の鉄基構造材料について、中性子エネルギーによる材料損傷に及ぼす照射導入点欠陥の影響を考察したものである。

高エネルギー炉環境で使用される構造材料では、高速中性子あるいは熱中性子エネルギーによる核変換で、材料中にヘリウム (He) や水素 (H) などのガス原子が生成する。この核変換 He と H は照射導入点欠陥、特に原子空孔 (V) と非常に強い相互作用を有するため、材料の照射損傷組織変化に大きな影響を及ぼし、ひいては、構造材料の膨張 (スウェリング)、照射硬化、照射脆化を誘発すると言われる。特に、中性子エネルギーが桁違いとなる核融合条件では、核変換 H の生成量が He 精製量の数倍に及ぶため、He と H の重畳効果に関する詳細を理論的に精査する必要がある。本研究では、先ず、鉄系構造材料中の照射損傷組織に及ぼす He と H の重畳効果について、密度汎関数を用いた理論計算によるアプローチを試みた。

純鉄の完全結晶中に He が存在する場合、He 近傍における H の溶解エネルギーが低下した。これは、He と H との間に引力が働くことを意味している。また、He と H は、BCC 結晶中において互いに四面体位置 (T-サイト) に 2.19 Å の距離を保ちながら安定的に存在する。さらに、V-He 複合体は H に対する効果的な捕獲サイトとなり、最大 8 個の H を捕獲する。この結果は、照射下で He と H が大量に存在する場合、He 或いは H が単独に存在する場合と比較して、キャビティの形成・成長が顕著となるという実験結果を支持するものである。

次に、核融合炉構成部の中で最も過酷な中性子エネルギー条件にさらされる熱交換器 (ダイバーター) 材料に着目した。ダイバーターは、炉構造材料として基本的な強度に加えて、優れた耐照射性と熱伝導性が要求され、現段階では、タングステン (W) 合金、W を被覆した低放射化フェライトマルテンサイト鋼 (RAFM)、W-RAFM 複合材料などが有力候補材として研究開発が進められている。これらの候補材料では、W と鉄鋼材料の界面が数多く存在し、この界面強度健全性の担保が核融合炉ダイバーター開発の大きな鍵となるが、Fe/W 界面に及ぼす He と H の効果について研究した例は少ない。本研究では、Fe/W 界面における H の溶解エネルギーは Fe 中及び W 中と比較して十分低いことが分かった。これは、Fe/W 界面の電荷密度 (Charge Density) が低いことに起因し

ていると考えられる。さらに Fe/W 界面強度に及ぼす H の影響について精査した結果、H は Fe/W 界面近傍の Fe 側へ拡散する傾向にあるが、界面に V が存在する場合は V に捕獲されて界面に留まり、Fe/W 界面の強度を低下させる傾向にあることが判明した。

最後に、種々の対応性をもつ Fe/W 界面を作成し、実材料中の Fe/W 界面近傍における He 及び H の振る舞いについて考察した。Fe(100)/W(100)、Fe(110)/W(110)、Fe(100)/W(110) の各界面エネルギーは、Fe(100)/W(110) 界面が最小で、Fe(100)/W(100)、Fe(110)/W(110) の順に上昇した。また、どの界面においても Fe 側に格子の不規則化が生じており、特に Fe(100)/W(100) 界面近傍における格子の不規則化が著しいが、低エネルギーの Fe(100)/W(110) 界面にその傾向は見られない。一方、界面強度の観点では、結晶学的に Fe-W 結合割合の高い Fe(110)/W(110) 界面が最も高強度である。この傾向は、DOS 解析でも同様に観られた。種々の Fe/W 界面について解析した結果、どの界面も単空孔の形成がバルクと比較して容易であり、W 側に空孔が存在する場合は Fe 原子が W 中に拡散する傾向にある。総じて、各種 Fe/W 界面のうち Fe(100)/W(110) 界面が最も安定的に存在するが、He 及び H の捕獲効率が高く、界面強度も低いことが判明した。

以上より、本研究では、核融合炉用構造材料としての Fe/W 界面を有する被覆材料或いは複合材料について、核変換 He 及び H の照射劣化に及ぼす影響を精査し、照射下における当該材料の健全性担保には、Fe(100)/W(110) 界面の形成を極力避けた材料デザインが必要であることを示した。これらの研究結果は、過酷な核融合条件における熱交換器用材料開発について新たな知見を与えるものであり、材料工学の発展に貢献するところ大なるものがある。よって著者は、北海道大学博士(工学)の学位を授与される資格があるものと認める。