

原子力用SiC基複合材料と金属材料との異材接合に関する研究

著者	朝倉 勇貴
学位名	博士（工学）
学位の種類	課程博士
報告番号	甲第393号
研究科・専攻	工学専攻
学位授与年月日	2017-03-23
URL	http://doi.org/10.15118/00009189

		アサクラ ユウキ		
氏名		朝倉 勇貴		
学位論文題目		原子力用 SiC 基複合材料と金属材料との異材接合に関する研究		
論文審査委員	主査	教授	岸本 弘 立	
		教授	佐々木 眞	
		准教授	澤 口 直 哉	

論文内容の要旨

本論文は、核融合炉や核分裂炉への適用を想定した SiC 長繊維強化型 SiC 基複合材料 (SiC/SiC 複合材料) と金属材料の接合法と、その機械・熱・微細組織特性を研究したもので 7 章からなっている。

第 1 章「序論」は、本論文の研究背景、目的および意義である。SiC/SiC 複合材料は優れた特性から構造材料として様々な分野への適用が期待されているが、特に原子力分野での実用化を考えた場合には、全て SiC/SiC 複合材料という選択肢に加えて、金属等との異材接合技術を用いて必要な部分に適用していく選択肢は魅力的である。本章では核融合炉発電、安全性を高めた原子力発電といった原子力システムの概要と、セラミック構造材料の原子力分野への応用研究の現状について述べている。

第 2 章では、SiC と SiC/SiC 複合材料、およびに原子力システムの主要な構造材料であるタングステン、ジルカロイ等の金属材料の特徴と各種接合方法、金属-セラミック異材接合面の反応相形成メカニズム研究などに関して文献調査を行った結果をまとめている。併せて実用化を想定したときの接合方法の設計指針を決定するための重要課題を述べている。

第 3 章からは将来の核融合炉ダイバータとして考えられている SiC 材料を構造材として、タングステンをアーマー材とする W-SiC 接合材についての研究成果が述べられている。ホットプレス法により SiC および SiC/SiC 複合材料のタングステンの異材接合材を製作し、電子顕微鏡による解析・評価から接合界面反応相の基本的な構造を明らかにした。さらに作製した接合材料の高温真空中での曝露実験と実験後の機械特性・微細組織の評価を行なって高温環境下での安定性評価を行った。ダイバータでの使用環境に近い 800°C から 1000°C で真空中 200 時間までの熱曝露実験と、より高温の短時間の曝露で実施して、低

温・長時間では大きな影響は確認されず、使用温度域では W-SiC 接合材が基本的な耐熱性は有していることを示した一方で、1600°Cで 10 時間程度の熱曝露で剥離することから、本接合を用いたダイバータ設計において使用温度に上限が存在していることを見出した。

第 4 章では、作製した接合材料の熱伝導度評価を行ない、従来の核融合炉ダイバータ設計では検討が少ない接合界面部の熱抵抗の研究を行った。室温での熱伝導度測定実験から、接合界面の熱抵抗が SiC よりも室温において一桁程度大きいと見積もられることを示した。さらに 500°Cまでの実験結果と第3章の微細組織解析結果から、界面部分にみかけの熱伝導度を有する界面層を設定して、有限要素解析を行ない、本研究の設定ではダイバータ設計で考えられているより表面及び接合界面の温度が上昇する可能性を示し、今後の開発課題を述べている。

第 5 章では、作製した接合材料の核融合プラズマ曝露下における挙動研究のため、大型ヘリカル装置(LHD)でのプラズマ曝露を実施した結果を述べている。プラズマ曝露時の試料温度の評価を実施し温度の推定を試みるとともに、曝露した試料は組織観察および超音波探傷により界面部の損傷を評価した。

第 6 章では、核分裂炉用 SiC/SiC 燃料被覆管に適用するための SiC/SiC 管とジルカロイ接合技術の研究を述べている。核燃料を装荷した状態でも接合可能な手法としてロウ付け法およびレーザー溶接法を用いた接合法に着目し、ロウ材の場合には含まれる Ti が SiC/SiC 表面に薄く偏析して隙間なく金属と接合することで高い気密性を確保できていることを見出した。

最終章の第 7 章は総括である。

ABSTRACT

The objective of this thesis is to research and to develop dissimilar joining technologies of SiC and metal materials for the application of fusion and fission reactors. This thesis consists of seven chapters.

Chapter 1 introduces the backgrounds and motivation of this research. A SiC/SiC composite is expected to be applied to various fields in nuclear systems as a structural material because of its excellent properties. For the realization of the SiC/SiC composite based nuclear systems, dissimilar joining technologies of SiC/SiC composite with metal are very attractive.

Chapter 2 introduced various joining technologies based on the published

paper and book survey. In Chapter 2, the fusion and fission reactor materials, and their basic characters are also introduced.

Chapter 3 describes the results of diffusion bonding research of W to SiC and SiC/SiC composites for the divertor system of fusion reactor in future. The interface was characterized using electro microscopies. Microstructural stability of the interface was investigated by the thermal exposure tests in vacuum. The exposure tests at temperature range from 800 to 1000 °C for 200 h revealed that the W-SiC joints were not significantly modified. But the higher temperature exposure tests up to 1600 °C, mechanical properties of the W-SiC joints became unstable after the exposure tests at 1500 °C, and the joints were debonded after 10 h exposure at 1600 °C. These results indicated that the available temperature of W-SiC joints is limited, and the temperature of interface on W-SiC should be designed lower than 1000 °C.

Chapter 4 explains the thermal property characterization results of W-SiC joints. Materials used were tungsten and SiC/SiC plates and a diffusion bonded joint of tungsten and SiC/SiC composite. The thermal conductivity of them was measured by a laser flash method up to 500 °C. The data analysis suggested that the thermal resistivity of the interface is an order magnitude higher the SiC/SiC composite. Based on the data, the finite element method analysis was performed and suggested that the surface and interface temperature of the joint will drastically enhanced if the interface has really high thermal resistivity.

Chapter 5 is the results of plasma exposure tests at Large Helical Device (LHD). The exposure test introduces large thermal flux as same as the fusion reactor, and surface and interface modifications of W-SiC joints after the exposure tests were investigated.

Chapter 6 is the research and developments of SiC/SiC composite with zircaloy aiming to apply to fission reactor in future. Brazing and laser welding methods were tested and investigated.

Based on the discussions, this thesis is summarized at Chapter 7.

本論文は核融合炉、軽水炉といった原子力システムにSiC基複合材料を適用するための金属との異材接合技術とその特性について研究したものである。主要な研究内容は将来の核融合炉のダイバータの候補材料であるSiC基複合材料を使用する際にアーマー材として使用するタングステンとの異材接合技術である。ダイバータ表面はプラズマからの大きな熱流束が通過するために、接合法は拡散接合を用いる。微細組織評価から拡散相は交互に存在するW-Si相とW-C相の混合相であり、腕状の相が界面からタングステン内に伸びているように観察されるが、マーカーを使った実験よりタングステンとSi、Cの相互拡散により形成されることを見出している。核融合炉ダイバータの使用想定温度域である真空中800℃-1000℃での熱処理では、界面層の微細組織およびナノインデントによる機械特性評価を通して大きな変化は認められず、この温度域においては健全性が維持されていることが示している。一方、より高温の1500℃での熱処理後にはW-Si相が消失して均等な厚さのW-C相のみが残されており、強度試験においても容易に剥離する。本論文の系においてはW-Si相の形成が接合力発揮のカギとなる条件であり、W-Si相の安定が失われる1500℃以上では短時間の熱暴露で接合材が剥離してしまうことが示された。タングステンとSiC/SiC複合材料の接合材の使用想定温度域が800℃-1000℃というのは、様々な核融合炉デザインにおける計算機シミュレーションの結果であるが、本論文では接合材に存在する界面の影響の検討の必要性を指摘している。拡散接合の薄い界面反応相の熱特性をタングステンとSiC/SiC複合材料の接合材、タングステン、SiC/SiC複合材料の熱伝導度を測定することで推定し、さらに熱特性の温度依存性を関数によって近似して熱特性データとし、ダイバータの要素モデルを製作して有限要素解析を行っている。界面の熱抵抗はタングステン、SiC/SiC複合材料よりもはるかに大きいと推定され、この「みかけの」熱伝導度を持った界面反応相をモデルに組み込んで解析を行うと、これまでのデザインにおける1000℃前後の想定温度とは異なり界面部の温度は2000℃を超える。この結果から、本論文はより高熱伝導度の界面構造の研究の必要性と、ダイバータへの熱流束を下げる設計の必要性を指摘してまとめている。本論文は核融合炉を成立させるためのSiC基複合材料のダイバータの温度条件を実験と計算の双方を駆使して論じていて、優れた研究内容であり、本論文は博士(工学)の学位論文として価値あるものと認める。また、平成29年2月2日実施した論文審査とそれに関連した試問の結果、合格と認める。