

令和 4 年 6 月 8 日現在

機関番号：63902

研究種目：挑戦的研究（萌芽）

研究期間：2019～2021

課題番号：19K21869

研究課題名（和文）非破壊高温高圧再生による核融合炉ダイバータの再利用と放射性廃棄物低減に関する研究

研究課題名（英文）Research on the reuse of fusion reactor divertors and reduction of radioactive waste by non-destructive high-temperature and high-pressure regeneration

研究代表者

室賀 健夫（Muroga, Takeo）

核融合科学研究所・ヘリカル研究部・教授

研究者番号：60174322

交付決定額（研究期間全体）：（直接経費） 4,800,000円

研究成果の概要（和文）：核融合炉の放射性廃棄物の低減のため、繰り返し熱負荷による劣化により最も頻繁な交換が必要になる「ダイバータ」という部材の再生、再利用の可能性を明らかにすることを目的とする。本研究では、熱負荷により亀裂が発生し、熱除去性能が劣化したダイバータ用接合部材に対し、高温超高压雰囲気中で保持することにより亀裂を修復し性能を回復させることを目指し、そのために必要な試験機器の高度化、機能モニタリング法の開発、亀裂形成条件の導出、高温超高压処理の条件と必要な接合材の前処理条件の明確化を行った。

研究成果の学術的意義や社会的意義

原子力施設からの放射性廃棄物の大きな部分を占めるのは使用中に発生する交換機器であり、従って劣化した機器の再生・再利用が可能なら、放射性廃棄物を著しく低減できる。本研究に基づき、核融合炉だけでなく加速器や放射性物質を扱う原子力施設においても、頻繁に交換する機器、貴重資源を含む機器、難加工機器などが、簡易な熱間等方加圧処理によりサイトから出すことなく再利用できるようになれば、放射性廃棄物の低減、資源の有効利用に広く寄与すると期待される。

研究成果の概要（英文）：The purpose is, in order to reduce radioactive waste in fusion reactors, to clarify the possibility of regeneration and reuse of a component called "divertor", which requires the most frequent replacement due to deterioration by repeated heat load. In this research, we aim to repair cracks and restore the performance of divertor joint materials, whose heat removal performance has deteriorated due to cracks caused by heat load, by means of holding them in a high temperature and ultra-high-pressure atmosphere. The upgrading of test equipment, the development of performance monitoring methods, the clarification of crack formation conditions, the clarification of the conditions for high-temperature ultra-high-pressure treatment and for the pretreatment of the joint materials were carried out.

研究分野：核融合炉材料、核融合炉工学

キーワード：プラズマ対向機器 高熱負荷試験 高温高圧再生 放射性廃棄物低減

様式 C - 19、F - 19 - 1、Z - 19 (共通)

1. 研究開始当初の背景

核融合炉の放射性廃棄物に関しては、核分裂炉に比べ高レベル放射性廃棄物は発生しないという特徴があるものの、廃棄物の物量としては大差がなく、核融合炉の高い優位性を確保するには放射性廃棄物の物量低減が重要な課題である。放射性廃棄物は廃炉時に発生するほか、劣化機器の定期交換によっても大量に発生する。機器交換による放射性廃棄物の低減のためには、低放射化材料の使用、機器の長寿命化などが検討されているが、劣化した機器の再生・再利用の検討は著しく遅れていた。これまで再利用に関しては、素材の分離・再溶解・再成型加工、という手順が検討されていたが、大掛かりなプロセスになり、特に作業被ばくを低減するための放射線遮蔽・遠隔作業の実施は困難が伴うものであった。

2. 研究の目的

本研究は、核融合炉における放射性廃棄物の排出を大幅に低減する目的で、最も頻繁に交換が必要な「ダイバータ」という受熱機器に関し、熱間等方加圧処理という簡易なプロセスによる機能再生、及び同サイトでの再利用の見通しを明らかにすることを目的とする。本研究に基づき、加速器や放射性物質を扱う原子力施設においても、頻繁に交換する機器、貴重資源を含む機器、難加工機器などが、熱間等方加圧処理によりサイトから出すことなく再利用できるようになれば、放射性廃棄物の低減、資源の有効利用に広く寄与すると期待される。

3. 研究の方法

繰り返し熱負荷による疲労損傷により熱除去機能の低下したダイバータ試験体を、高温、超高压雰囲気中に保持(熱間等方加圧処理)することにより、疲労亀裂を修復し、熱除去機能を再生させる可能性を明らかにするため、熱負荷試験装置の試験環境整備、試験用試料ホルダーの高性能化、機能劣化のモニタリング、熱間等方加圧処理が可能な熱負荷試験片の設計製作、熱負荷試験、熱間等方加圧処理を行うための試験片の前処理の検討、などを行うとともに、部材の材料学的な分析・評価をすすめる。

4. 研究成果

【熱負荷試験装置の高度化】

熱負荷試験装置(ACT2)の熱負荷試験の環境を整備し、熱電対で接合材各領域の温度を測定しながらの最大 6 MW/m^2 のサイクル熱負荷実験を可能とした。接合材の性能評価のため、水冷試料ホルダーの再設計・製作を行った。この試料ホルダーでは、ヒートシンク部を水冷による直接冷却とし、試料固定に高温特性の良いインコネル718を用いた皿ばねを利用して、各部の熱膨張による試料の固定圧の変化を抑制する設計とした。

図1は、新設計試料ホルダーを用いたサイクル試験(30 sec. ON, 60 sec. OFF)における接合界面上部のタングステン(W)と界面下部の低放射化フェライト鋼(JLF-1)部の測定温度の時間変化を示す。図より、30秒間の熱負荷を停止した後、各部の温度が即座に低下している様子と、100サイクル後にも冷却特性が変化せず、長時間に渡って試料固定圧や除熱特性を一定に保った実験が可能となっていることがわかる。

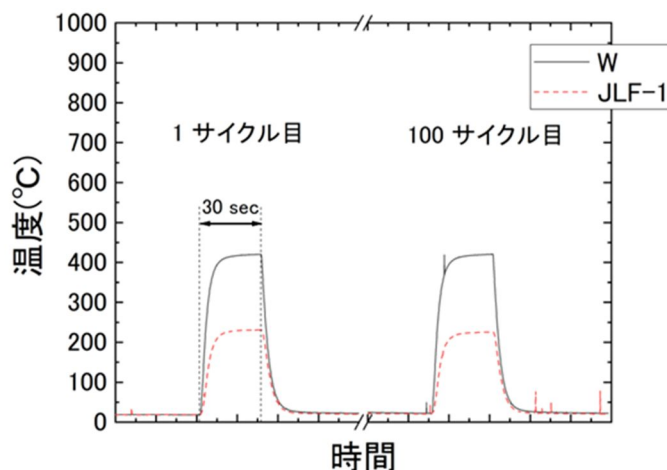


図1 新設計の水冷試料ホルダーを用いたサイクル試験時の熱電対測定温度の時間変化。(W/JLF-1接合試料(純銅中間材)約 2.8 MW/m^2 , 30 sec. ON, 60 sec. OFF)

【熱負荷試験用接合試料の製作】

低放射化フェライト鋼(JLF-1)

とタングステン(W)をろう付によって接合した平板試料を、中間材なし、純鉄中間材、純銅中間材の条件で製作した。中間材なし、純鉄中間材の試料では製作過程で接合界面に平行な亀裂が発生したものの、純銅中間材を用いることで健全な接合が得られることがわかった。また、一軸加圧型ホットプレス炉を用いた、熱負荷試験用の接合体の作成にも成功した。

【熱負荷試験】

前述の ACT2 での実験系を用いて、JLF-1/W 接合平板試験体について、6 MW/m² までの熱負荷試験（定常試験）を行った。純銅中間材試料では熱負荷試験中に顕著な熱抵抗の変化は見られなかったが、亀裂の見られた中間材なし、純鉄中間材の試料では、W 部の過熱による温度上昇が見られ、亀裂による除熱性能劣化の影響を熱負荷試験中に検出できた。

続いて、サイクル熱負荷試験を純銅中間材試験体について行った。2.8 MW/m²、100 サイクルの試験では顕著な熱特性の劣化や亀裂発生は見られなかった（図 1）が、JLF-1 の利用限界温度である 550 を超える温度に到達した 6 MW/m² でのサイクル試験（図 2）では、サイクルを繰り返す中でピーク温度の上昇が見られ、熱負荷の繰り返しでの亀裂の発生や進展が示唆される結果が得られた。この試料の試験後の観察では、W 部の接合界面近傍に試験前には見られなかった亀裂が見られており、熱負荷試験中に発生・進展する亀裂を試験中にピーク温度の変化から検出できたと考えられる。

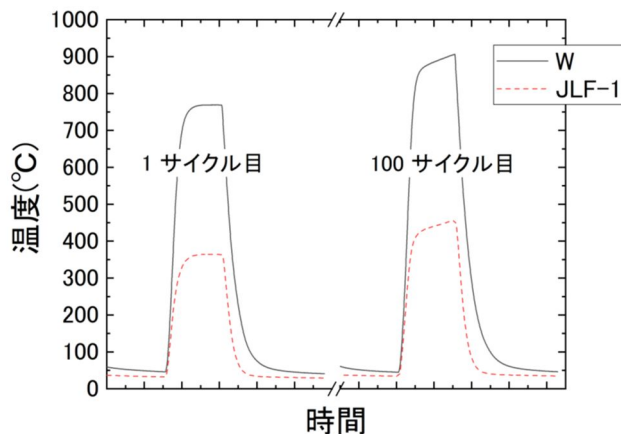


図 2 W/JLF-1 接合試料（純銅中間材）、約 6.0 MW/m² サイクル試験での温度変化。繰り返し負荷によって、接合界面付近に亀裂が発生し、冷却能力が劣化したため、熱負荷中のピーク温度が上昇していると考えられる。

【高温高圧処理の前処理過程の検討】

熱負荷によって発生したタンگステン材料中の亀裂を観察した結果、亀裂は材料の表面方向に向かって開放する形状を取っており、熱間等方加圧による修復には、「閉鎖系」の形成が必要であることが分かった。そのため、簡易にその閉鎖系を形成する新しい手法として、「タンگステンめっき」が非常に有効であると考えた。このめっきで覆われたタンگステン層が熱間等方加圧を負荷させるための皮の役割となり、高圧ガスで亀裂空間を押しつぶすことができ、革新的な保守技術になるという着想に至った。このめっきによる保守技術構想は、閉鎖系の皮となるめっき部分がプラズマ対向材料と同じタンگステンであるため、熱間等方加圧処理後に異材が残留することなく、処理後即座に使用可能となる。

この目的で試作めっきを行った結果、図 3(a)に示すよう成膜に成功した。その一方で、図 3(b)に見られるように、めっき電析前後の質量変化による電流効率をほかの基材で行った場合と比較すると、タンگステン基材にめっきした場合にその電流効率が非常に低いという結果が得られた。これは、めっき時の不純物の影響が関係している可能性が高く、今後はこの不純物低減による電流効率向上を目指した研究を継続する。

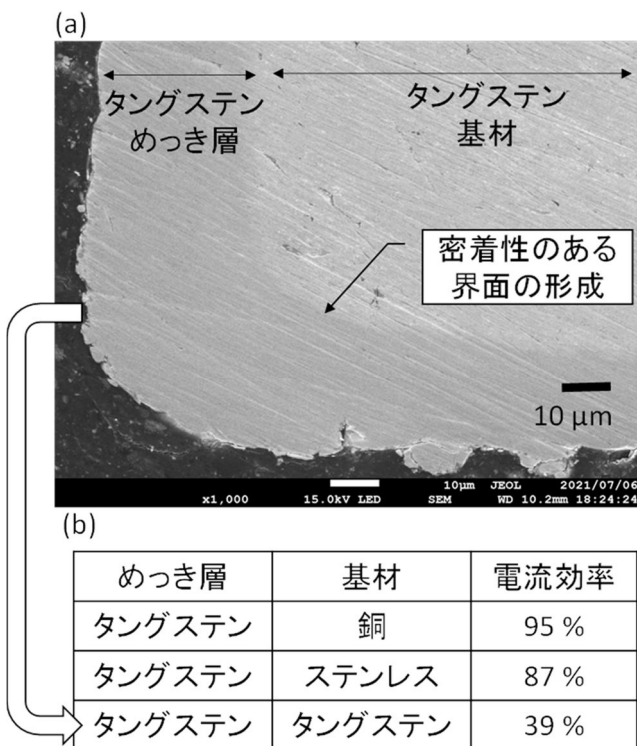


図 3 W基材にWめっきをした試作材の断面(a)と他の基材と比較した電流効率。

【まとめ】

繰り返し熱負荷により劣化した核融合炉「ダイバータ」の、熱間等方加圧処理による、同一サイトでの再利用の見通しを明らかにすることを目的とし、試験機器の高度化、試験片の設計・試作、熱負荷による劣化のモニタリング、発生亀裂の観察と熱間等方加圧処理に向けての必要な前処理の検討と高度化の検討を進め、必要な技術開発課題を明らかにした。

5. 主な発表論文等

〔雑誌論文〕 計6件（うち査読付論文 6件/うち国際共著 0件/うちオープンアクセス 3件）

1. 著者名 NOTO Hiroyuki, HISHINUMA Yoshimitsu, MUROGA Takeo, BENOKI Hideo	4. 巻 15
2. 論文標題 Formation Mechanism of Nano-Strengthening Particles in Dispersion Strengthened W-Ti Alloys	5. 発行年 2020年
3. 雑誌名 Plasma and Fusion Research	6. 最初と最後の頁 1205021 ~ 1205021
掲載論文のDOI (デジタルオブジェクト識別子) 10.1585/pfr.15.1205021	査読の有無 有
オープンアクセス オープンアクセスとしている (また、その予定である)	国際共著 -
1. 著者名 Tokitani M., Hamaji Y., Hiraoka Y., Masuzaki S., Tamura H., Noto H., Tanaka T., Muroga T., Sagara A.	4. 巻 538
2. 論文標題 Application of the Advanced Multi-Step Brazing for fabrication of the high heat flux component	5. 発行年 2020年
3. 雑誌名 Journal of Nuclear Materials	6. 最初と最後の頁 152264 ~ 152264
掲載論文のDOI (デジタルオブジェクト識別子) 10.1016/j.jnucmat.2020.152264	査読の有無 有
オープンアクセス オープンアクセスではない、又はオープンアクセスが困難	国際共著 -
1. 著者名 Noto H., Hishinuma Y., Muroga T., H.Benoki	4. 巻 7
2. 論文標題 Microstructure and mechanical properties of dispersion strengthened tungsten by HIP treatment followed by thermal annealing	5. 発行年 2020年
3. 雑誌名 Results in Materials	6. 最初と最後の頁 100116 ~ 100116
掲載論文のDOI (デジタルオブジェクト識別子) 10.1016/j.rinma.2020.100116	査読の有無 有
オープンアクセス オープンアクセスではない、又はオープンアクセスが困難	国際共著 -
1. 著者名 Yamashita T., Tokitani M., Hamaji Y., Noto H., Masuzaki S., Muroga T.	4. 巻 170
2. 論文標題 Development of the brazing technique of W and JLF-1 by Ni-P filler material	5. 発行年 2021年
3. 雑誌名 Fusion Engineering and Design	6. 最初と最後の頁 112687 ~ 112687
掲載論文のDOI (デジタルオブジェクト識別子) 10.1016/j.fusengdes.2021.112687	査読の有無 有
オープンアクセス オープンアクセスではない、又はオープンアクセスが困難	国際共著 -

1. 著者名 Tokitani M., Hamaji Y., Hiraoka Y., Masuzaki S., Tamura H., Noto H., Tanaka T., Tsuneyoshi T., Tsuji Y., Muroga T., Sagara A., Design Group the FFHR	4. 巻 61
2. 論文標題 Advanced multi-step brazing for fabrication of a divertor heat removal component	5. 発行年 2021年
3. 雑誌名 Nuclear Fusion	6. 最初と最後の頁 046016 ~ 046016
掲載論文のDOI (デジタルオブジェクト識別子) 10.1088/1741-4326/abdfdb	査読の有無 有
オープンアクセス オープンアクセスとしている (また、その予定である)	国際共著 -

1. 著者名 Noto H., Hishinuma Y., Muroga T., Tanaka T.	4. 巻 61
2. 論文標題 Thermal change of microstructure and mechanical properties of dispersion strengthened tungsten	5. 発行年 2021年
3. 雑誌名 Nuclear Fusion	6. 最初と最後の頁 116001 ~ 116001
掲載論文のDOI (デジタルオブジェクト識別子) 10.1088/1741-4326/ac233d	査読の有無 有
オープンアクセス オープンアクセスとしている (また、その予定である)	国際共著 -

〔学会発表〕 計12件 (うち招待講演 0件 / うち国際学会 5件)

1. 発表者名 山下東洋, 時谷政行, 浜地志憲, 能登裕之, 増崎 貴, 室賀健夫
2. 発表標題 先進的ろう付接合法を応用したタングステンと低放射化フェライト鋼の接合技術によるダイバータ受熱機器開発
3. 学会等名 日本原子力学会
4. 発表年 2020年

1. 発表者名 T. Yamashita, M. Tokitani, Y. Hamaji, H. Noto, S. Masuzaki, T. Muroga, the FFHR Design group
2. 発表標題 Development of the Plasma-Facing Heat Removal Component with W and JLF-1 by the Advanced Brazing Technique
3. 学会等名 The 31st Symposium on Fusion Technology (SOFT2020) (国際学会)
4. 発表年 2020年

1. 発表者名 T. Yamashita, M. Tokitani, Y. Hamaji, H. Noto, S. Masuzaki, T. Muroga, the FFHR Design group
2. 発表標題 Microstructural characterization of the weld zones on ODS-Cu
3. 学会等名 The 29th International Toki Conference on Plasma and Fusion Research (ITC29) (国際学会)
4. 発表年 2020年

1. 発表者名 山下東洋, 時谷政行, 浜地志憲, 能登裕之, 増崎 貴, 室賀健夫
2. 発表標題 微細構造評価法を用いたODS-Cuの溶接性に関する研究
3. 学会等名 第37回プラズマ・核融合学会年会
4. 発表年 2020年

1. 発表者名 能登裕之 菱沼良光 室賀健夫
2. 発表標題 分散強化タングステンにおける合金化過程が組織の熱的变化に与える影響
3. 学会等名 日本金属学会
4. 発表年 2021年

1. 発表者名 M. Tokitani, Y. Hamaji, Y. Hiraoka, S. Masuzaki, H. Tamura, H. Noto, T. Tanaka, T. Muroga, A. Sagara, the FFHR Design Group
2. 発表標題 Novel Fabrication Method for High Heat Flux Component by the Multi Step Brazing Technique
3. 学会等名 The 19th International Conference on Fusion Reactor Materials (ICFRM-19) (国際学会)
4. 発表年 2019年

1. 発表者名 浜地 志憲, 時谷 政行, 辻 義之, 恒吉 達矢, 余 仕超, 田村 仁, 増崎 貴
2. 発表標題 多段階ろう付接合ダイバータの設計とその性能
3. 学会等名 プラズマ・核融合学会第36回年会
4. 発表年 2019年

1. 発表者名 馬 氷、菱沼 良光、能登 裕之、室賀 健夫
2. 発表標題 MA-HIP焼結プロセスによる分散強化Cu-Y2O3合金におけるHIP温度の影響
3. 学会等名 日本金属学会2019年秋期(第165回)講演大会
4. 発表年 2019年

1. 発表者名 山下 東洋, 時谷 政行, 浜地 志憲, 能登 裕之, 申 晶潔, 増崎 貴, 室賀 健夫, FFHR design group
2. 発表標題 ダイバータ受熱機器開発に向けたタングステン/低放射化フェライト鋼接合試験体における除熱特性評価法の改善
3. 学会等名 プラズマ・核融合学会 年会
4. 発表年 2021年

1. 発表者名 時谷政行, 浜地志憲, 平岡 裕, 増崎 貴, 田村 仁, 能登裕之, 田中照也, 恒 吉達矢, 辻 義之, 室賀健夫, 相良明男, FFHR設計グループ, 林 祐貴, 本島 巖, 林 浩己, 村瀬尊則, 森崎友宏, LHD実験グループ
2. 発表標題 AMSB新構造ダイバータ受熱機器試験体のLHDダイバータプラズマへの照射試験
3. 学会等名 プラズマ・核融合学会 年会
4. 発表年 2021年

1. 発表者名 H. Noto, Y. Hishinuma , T. Muroga , T. Tanaka
2. 発表標題 Development of Advanced Dispersion-Strengthened Tungsten Alloys for Divertor Application
3. 学会等名 28th IAEA Fusion Energy Conference - 2020 (FEC 2020) (国際学会)
4. 発表年 2021年

1. 発表者名 H. Noto, T. Tanaka
2. 発表標題 Investigation of Mechanical Alloying Process for the Production of Dispersion Strengthened Tungsten
3. 学会等名 20th International Conference on Fusion Reactor Materials (ICFRM-20) (国際学会)
4. 発表年 2021年

〔図書〕 計0件

〔産業財産権〕

〔その他〕

-

6. 研究組織

	氏名 (ローマ字氏名) (研究者番号)	所属研究機関・部局・職 (機関番号)	備考
研究分担者	浜地 志憲 (Hamaji Yukinori) (60761070)	核融合科学研究所・ヘリカル研究部・助教 (63902)	
研究分担者	能登 裕之 (Noto Hiroyuki) (50733739)	核融合科学研究所・ヘリカル研究部・助教 (63902)	

7. 科研費を使用して開催した国際研究集会

〔国際研究集会〕 計0件

8 . 本研究に関連して実施した国際共同研究の実施状況

共同研究相手国	相手方研究機関
---------	---------