

科学研究費助成事業 研究成果報告書

令和 5 年 6 月 22 日現在

機関番号：14301

研究種目：基盤研究(C)（一般）

研究期間：2020～2022

課題番号：20K03900

研究課題名（和文）高靱性タングステン合金における核融合プラズマによる損傷過程の解明

研究課題名（英文）Clarification of Damage Process by Fusion Plasma in High Toughness Tungsten Alloys

研究代表者

徐 ぎゅう (XU, QIU)

京都大学・複合原子力科学研究所・准教授

研究者番号：90273531

交付決定額（研究期間全体）：（直接経費） 3,400,000円

研究成果の概要（和文）：Wは融点が高い、スパッタ率が低い、水素蓄積が少ない利点があるため、プラズマ対向材料として注目されている。一方、低温脆化、再結晶脆化及び照射脆化がWの使用の問題点となっている。これらの脆化問題を解決するために、われわれがWにY203ナノ粒子、更にMoまたはZrを添加した合金を開発した。本研究では、Wを含んだこの4種類の材料の耐プラズマ照射性を調べた。純Wに比べ、W-Y203とW-Zr-Y203の方が耐Heプラズマ照射性はそれぞれ約2倍と5倍良くなった。一方、W-Mo-Y203はWと殆ど変わらなかった。これが各合金におけるHeをトラップするY203ナノ粒子の密度と大きさに関係すると考えられる。

研究成果の学術的意義や社会的意義

化石エネルギーを代わる最も有望な代替エネルギー源として核融合炉のプラズマ対向材は高温、高フラックス粒子及び高エネルギー中性子に曝される。Wは融点が高い、スパッタ率が低いため、プラズマ対向材として注目されている。一方、脆化がW使用の問題点となっている。本研究では、Wの脆化問題を解決するため、Y203ナノ粒子とそれに更にMoまたはZrを添加した合金を開発した。本研究結果がW合金の耐プラズマ照射性を向上するには、プラズマ原子の溶解度及びそれをトラップするサイトを増やすことを示した。また、純Wより5倍以上良い耐Heプラズマ照射性を持つW-Zr-Y203開発の成功が核融合炉の研究を推進した。

研究成果の概要（英文）：W has a high melting point, low sputtering rate, and low H accumulation and is a promising plasma-facing material for fusion reactors. However, low-temperature embrittlement, recrystallization embrittlement, and irradiation embrittlement are known issues when using W. To solve such problems, we developed alloys of W with Y203 nanoparticles and further adding Mo or Zr. In this study, plasma irradiation resistance of these four materials containing W was investigated. Compared to pure W, W-Y203 and W-Zr-Y203 were about two times and five times better in resistance to He plasma irradiation, respectively. On the other hand, W-Mo-Y203 was almost the same as W. This is thought to be related to the density and size of the He-trapping Y203 nanoparticles in each alloy.

研究分野：原子力材料

キーワード：タングステン合金 プラズマ ヘリウム 重水素 照射欠陥

様式 C - 19、F - 19 - 1、Z - 19 (共通)

1. 研究開始当初の背景

核融合エネルギーには、クリーンかつ効率で、炭素排出量が少ない利点があり、化石エネルギーを代わる最も有望な代替エネルギーである。核融合炉のプラズマ対向材は高温、高フラックス粒子及び高エネルギー中性子に曝される。W は融点が高い、スパッタ率が低いいため、プラズマ対向材として注目されている。一方、低温脆化、再結晶脆化及び照射脆化が W 使用の問題点となっている。これらの脆化問題を解決するために、一般的に、遷移金属炭化物例えば TiC や酸化物例えば Y_2O_3 などを添加する。5 年前に、われわれは脆性が改善された W- Y_2O_3 合金の開発を成功した[1]。また、Mo または Zr の添加により W 合金の力学特性を向上することが報告されたので[2, 3]、W-Mo- Y_2O_3 と W-Zr- Y_2O_3 合金を開発した。しかし、これらの W 合金におけるプラズマ照射特性の研究がまだ十分に行われていない。従って、脆性を改善した W 合金における核融合炉プラズマとの相互作用の研究が非常に重要かつ緊急である。

2. 研究の目的

(1) 本研究では、開発した W- Y_2O_3 合金の微細組織を電子顕微鏡により観察し、エネルギー分散型 x 線分光器 (EDS) により Y_2O_3 粒子を特定する。粒子と W マトリックスの界面構造を明らかにする。また、Mo または Zr 添加することにより Y_2O_3 粒子のサイズや分布などの影響を調べる。

(2) 純 W と開発した 3 種類の W 合金について、高エネルギー金属イオン照射による硬さを調べる。また、これらの合金の重水素蓄積及び核融合プラズマ照射特性について調べる。核融合炉プラズマ対向材にふさわしい材料を提案する。

3. 研究の方法

(1) 液相ドーピング法及び放電プラズマ焼結する方法 (SPS) で W 合金 W- Y_2O_3 及びそれに Mo または Zr を添加したものを作製した[4, 5]。これらの W 合金の製造工程は、原料の粉末調製、化学反応により W- Y_2O_3 、W-Mo- Y_2O_3 、W-Zr- Y_2O_3 の複合粉末を得る工程と乾燥、粉碎、還元工程から構成される。得られた成形体を焼結炉に入れ、 H_2 雰囲気中で 2500K 以上の高温で数時間焼結して焼結体を得た。次に、1800K 以上の高温で圧延率 50% の熱間圧延を行い、W- Y_2O_3 、W-Mo- Y_2O_3 、W-Zr- Y_2O_3 のブロックを得た。圧延目的は密度を高めるためである。W 合金の強度を高め、その機械的特性を向上させる。実験の目的を合わせ、W 合金のブロックをカットし、カットした面の鏡面研磨を行った。

(2) 厚さ 0.2mm、直径 3mm の純 W と 3 種類の W 合金を 2% の NaOH 溶液中に 15V で電解研磨し、透過型電子顕微鏡 (TEM) の観察ができる試料を作製した。TEM と EDS により微細組織の観察と組成分析を行った。また、鏡面研磨したこれらの 4 種類の試料を 1073K で 2.4MeV の Cu イオンを用いて、 $1.6 \times 10^{19} / m^2$ まで照射をした。その後、エリオニクス製ナノ・インデンテーション ENT-1100a を用いて、照射による試料の硬さ変化を調べた。これらの合金の重水素蓄積に及ぼすイオン予照射の影響と核融合プラズマ照射特性について調べるため、鏡面研磨した厚さ 0.2mm、直径 5mm と厚さ 1mm、5mm×10mm 長方形の試料をそれぞれマグネットセパレータ付イオン銃 (オメガトロン社製) により 5keV で D の注入と D、He または D + He(1:1) のプラズマ照射をした。5keV で D の注入試料の一部が 1MeV の

Fe イオンの予照射を施した。Fe イオンの最大照射量は $4.0 \times 10^{18} / \text{m}^2$ であった。ピーク所の損傷量は 1dpa であった。重水素の照射量は 1.0×10^{20} から $1.0 \times 10^{22} \text{D}^+ / \text{m}^2$ であった。注入後、1073K まで昇温脱離ガス分析法 (TDS) により重水素の放出を調べた。昇温速度は 1K/s であった。これに対して、プラズマ照射のエネルギーは約 50eV で、照射量は 2.7×10^{25} イオン $/\text{m}^2$ であった。試料温度はおよそ 1000K であった。プラズマ照射後、SEM により試料表面損傷の観察を行った。

4. 研究成果

(1) 図 1 に W-Y₂O₃ 中 Y₂O₃ ナノ粒子の高分解能 TEM 写真を示す。ナノサイズの第 2 相 Y₂O₃ が W 粒界近傍及び粒界に分布していることが観察された[6]。これらの Y₂O₃ 粒子の平均サイズが約 4nm であった。また、Y₂O₃ ナノ粒子と W 結晶面の関係は (110)_W//(111)_{Y₂O₃} のことが明らかになった。この相界面の関係は典型的なセミコヒーレント界面であり、W の材料特性の改善に有益である。W-Y₂O₃ に Mo または Zr を添加すると、W 中の Y₂O₃ ナノ粒子の大きさを影響する。W-Y₂O₃ に、Mo を添加した合金に、粗大化された Y₂O₃ ナノ粒子が観察された。これに対して、Zr が Y₂O₃ ナノ粒子の微細化に効果があることは明らかになった[7]。

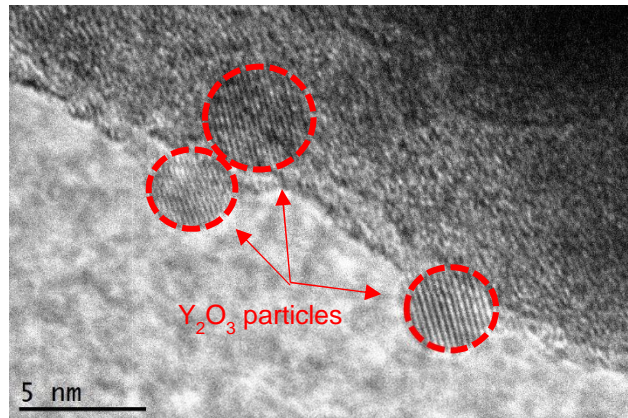


図 1 W-Y₂O₃ 中 Y₂O₃ ナノ粒子

(2) 図 2 に 1073K で $1.6 \times 10^{19} / \text{m}^2$ まで Cu イオン照射をした W、W-Y₂O₃、W-Mo-Y₂O₃、W-Zr-Y₂O₃ の照射前後の硬さを示す。損傷ピークの損傷量は約 4dpa であった。イオン照射前の合金においては、W に Y₂O₃ ナノ粒子を添加しても、硬さの変化は少なかった。一方、W にさらに Mo または Zr を添加す

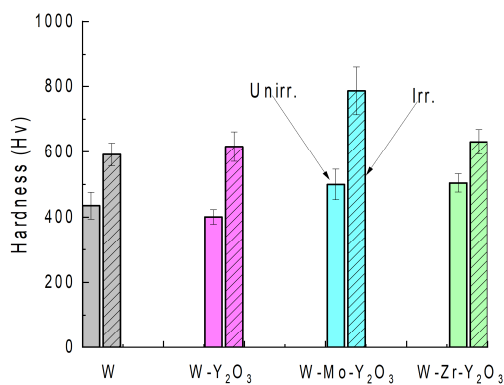


図 2 W 合金における照射前後の硬さ変化

ると、硬さは約 70Hv 増加した。Mo または Zr の添加による W 合金強度の向上のことが分かった。また、いずれの合金においても、照射後に、合金の硬さが上昇した。特に、Mo を添加した合金の硬さ変化が顕著であった。これは添加元素 Mo が W 格子間原子との相互作用が強いと示唆している。これに対して、Zr を添加した合金においては、照射による硬さの変化が最も少なかった。従って、W-Zr-Y₂O₃ の方が照射による脆化は少ない可能性がある。

(3) W 合金の水素同位体保持特性はプラズマ対向材としての一つ重要なパラメーターである。Fe イオン未照射の市販純 W、W-Y₂O₃、W-Mo-Y₂O₃、W-Zr-Y₂O₃ においては、放出された重水素の量が照射量の増加と共に増加した。市販純 W の密度が最も高いので、重水素の放出量は少なかった。しかし、他の 3 種類の W 合金と同じ製造過程 (SPS) で作られた W においては、重水素の放出量が W-Y₂O₃ より高かった。従って、Y₂O₃ ナノ粒子が W 中の重

水素蓄積を抑制したことが分かった。また、市販の純 W においては、 $1.0 \times 10^{22} \text{ D}^+/\text{m}^2$ まで照射しても重水素放出ピークは 1 つしかなかった。その放出ピーク温度は 430K であった。これは、試料表面の照射によって形成された欠陥にトラップされた重水素だと考えられる。一方、W-Y₂O₃ においては、700K で新たに放出ピークが現れた。このピークを同定するため、重水素放出スペクトルに及ぼす Fe イオン予照射の影響を調べた。その結果、Fe イオン予照射量の増加と共に、700K でのピークが高くなったことからこのピークが空孔による重水素の放出だと考えられる。W-Y₂O₃ に Mo を添加すると、重水素の放出ピークが再び 1 つになった。これは Mo の添加による Y₂O₃ ナノ粒子の粗大化が原因だと考えられる。Y₂O₃ ナノ粒子の密度の減少と共に、Y₂O₃ ナノ粒子による重水素のトラップは見えなくなった。また、W-Y₂O₃ の 500K 付近での最初ピークに比べ、ピークの高さが高く、幅が狭かった。これは W-Mo-Y₂O₃ 表面の Mo を中心した転位ループによりトラップした重水素の放出だと考えられる。Mo 添加に対して、Zr を添加した W-Y₂O₃ においては、500K、700K の間にさらに 1 つピークが現れた。これは Zr 添加により微細化された Y₂O₃ ナノ粒子の界面から放出された重水素だと考えられる。また、市販の W または SPS で製造された W を除いて、W-Y₂O₃、W-Mo-Y₂O₃、W-Zr-Y₂O₃ においては、各放出ピークの重水素の量が違ったが、重水素の総量に大きな差がなかった。さらに、Fe イオン予照射量の増加と共に、空孔による重水素の量が増加した。特に、W-Y₂O₃ と W-Zr-Y₂O₃ の方が顕著であった。しかし、放出された重水素の総量が殆ど Fe イオン予照射に影響されなかった[5]。

(4) 市販純 W を含む 4 種類試料における核融合プラズマ照射特性が最も重要な研究である。1000K で $2.7 \times 10^{25} \text{ ions}/\text{m}^2$ の重水素プラズマ照射した後、すべての試料の損傷が主にスパッタリングであった。一方、He プラズマ照射によりいずれの合金においては、fuzz ナノ構造が形成された。純 W に比べ、Mo を添加した W-Y₂O₃ 合金の fuzz ナノ構造の厚みが殆ど変わらなかった。W-Y₂O₃ 合金の fuzz ナノ構造の厚みは純 W の半分であった。これに対して、Zr を W-Y₂O₃ 合金に添加すると、fuzz ナノ構造の厚みが純 W の 1/5 になった。これについては、Zr の添加により微細化された Y₂O₃ ナノ粒子が He 原子を分散し、He バブルが成長しにくくなった。従って、fuzz ナノ構造層が薄くなると考えられる。また、D+He 混合プラズマによる W 合金の表面損傷は主にその中の He プラズマによるものであった。図 3 に W-Y₂O₃、W-Mo-Y₂O₃、W-Zr-Y₂O₃ における D+He 混合プラズマ照射による表面損傷の断面を示す。W-Y₂O₃ に Mo を添加すると、逆に耐 He プラズマ照射特性は悪くなった。一方、

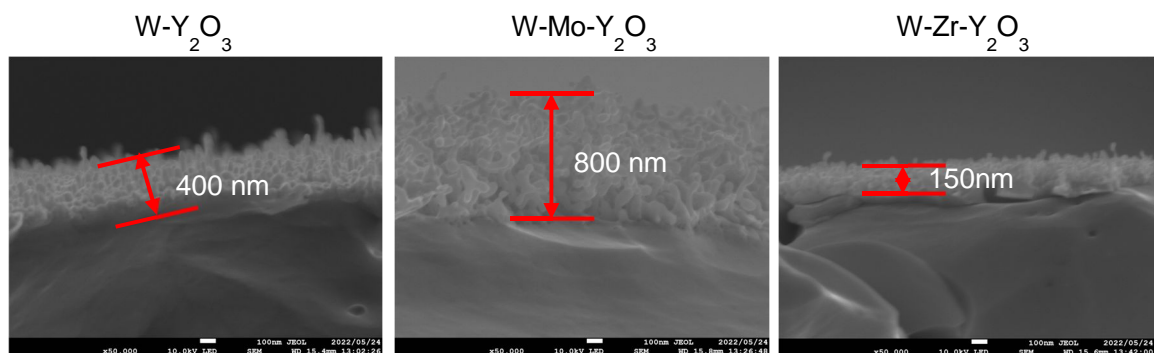


図 3 1000K で D+He (1:1) 混合プラズマ照射による W 合金の表面損傷

Zr を添加すると、耐 He プラズマ照射特性を向上したことが明らかである。この原因について、第一原理に基づいた計算を行った。W に Y と Zr を添加すると、W 中の He 溶解度が増加することが分かった。従って、W-Zr-Y₂O₃ の耐 He プラズマ照射特性が良くなる原因は微

細化された Zr-Y-O ナノ粒子の界面による He のトラップだけではなく、合金中に自由な He 原子の増加も考えられる。

本研究では、W の力学特性と核融合炉プラズマ照射特性を改善するため、W に Y_2O_3 ナノ粒子添加した合金とそれにさらに Mo または Zr を添加した合金の開発を成功した。これらの合金の微細組織と重イオン照射による硬度への影響、重水素の蓄積及び核融合炉プラズマ照射特性などを調べた。W に添加した Y_2O_3 ナノ粒子が母相とセミコヒーレントで分布することが分かった。また、W- Y_2O_3 にさらに Zr を添加すると、Zr-Y-O ナノ粒子が微細化され、耐重イオン照射性、特に耐核融合炉プラズマ照射特性が純 W、または W- Y_2O_3 より良くなることが明らかである。従って、W-Zr- Y_2O_3 が核融合炉のプラズマ対向材として有望な候補である。

<引用文献>

X.Y. Tan, Hefei University of Technology, 2018, Ph. D. Thesis.

J. Qian, C.Y. Wu, J.L. Fan, H.R. Gong, J. Alloy Com. 737 (2018) 372-376.

D.Y. Jiang, L. Xue, X.M. Huang, T. Wang, J.F. Hu, J. Mater. Res. 34 (2018) 290-300.

Q. Xu, L.M. Luo, Z. Chen, M. Hirakawa, M. Miyamoto, H.Y. Chen, K. Sato, H. Tsuchida, J. Nucl. Mater. 539 (2020) 152273.

Q. Xu, K. Murotani, L.M. Luo, K. Sato, H. Tsuchida, J. Nucl. Mater. 555 (2021) 153141.

G. Yao, X.P. Liu, Z.H. Zhao, L.M. Luo, J.G. Cheng, X. Zan, Z.M. Wang, Q. Xu, Y.C. Wu, Mater. Des. 212 (2021) 110249.

Q. Xu, M. Miyamoto, L.M. Luo, Tungsten 4 (2022) 203-211.

5. 主な発表論文等

〔雑誌論文〕 計17件（うち査読付論文 17件 / うち国際共著 16件 / うちオープンアクセス 0件）

1. 著者名 Xu Qiu, Miyamoto M., Luo Lai-Ma	4. 巻 4
2. 論文標題 Effects of Zr/Mo addition on He bubble formation in Y2O3-added W alloys	5. 発行年 2022年
3. 雑誌名 Tungsten	6. 最初と最後の頁 203 ~ 211
掲載論文のDOI (デジタルオブジェクト識別子) 10.1007/s42864-021-00131-4	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 該当する
1. 著者名 Ding Xiaoyu, Fang Jiahui, Xu Qiu, Zhang Panpan, Zhang Haojie, Luo Laima, Wu Yucheng, Yao Jianhua	4. 巻 13
2. 論文標題 Microstructure Evolution and Effect on Deuterium Retention in TiC- and ZrC-Doped Tungsten under He+ Ion Irradiation	5. 発行年 2023年
3. 雑誌名 Metals	6. 最初と最後の頁 783 ~ 783
掲載論文のDOI (デジタルオブジェクト識別子) 10.3390/met13040783	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 該当する
1. 著者名 Chen Hongyu, Wang Lin, Peng Feng, Xu Qiu, Xiong Yaoyu, Zhao Shijun, Tokunaga Kazutoshi, Wu Zhenggang, Ma Yi, Chen Pengqi, Luo Laima, Wu Yucheng	4. 巻 -
2. 論文標題 Hydrogen retention and affecting factors in rolled tungsten: Thermal desorption spectra and molecular dynamics simulations	5. 発行年 2023年
3. 雑誌名 International Journal of Hydrogen Energy	6. 最初と最後の頁 -
掲載論文のDOI (デジタルオブジェクト識別子) 10.1016/j.ijhydene.2023.03.151	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 該当する
1. 著者名 Yao Gang, Chen HongYu, Zhao Zhi-Hao, Luo Lai-Ma, Ma Yong, Cheng Ji-Gui, Zan Xiang, Xu Qiu, Wu Yu-Cheng	4. 巻 561
2. 論文標題 The superior thermal stability and irradiation resistance capacities of tungsten composites synthesized by simple second-phase particle component modulation	5. 発行年 2022年
3. 雑誌名 Journal of Nuclear Materials	6. 最初と最後の頁 153522 ~ 153522
掲載論文のDOI (デジタルオブジェクト識別子) 10.1016/j.jnucmat.2022.153522	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 該当する

1. 著者名 Sato Koichi, Kasada Ryuta, Kiyohara Atsushi, Hirabaru Masashi, Nakano Kenichi, Yabuuchi Kiyohiro, Hatakeyama Masahiko, Xu Qiu	4. 巻 560
2. 論文標題 Change in nanoindentation hardness of polycrystalline tungsten irradiated with Fe ions or electrons by hydrogen gas charging	5. 発行年 2022年
3. 雑誌名 Journal of Nuclear Materials	6. 最初と最後の頁 153483 ~ 153483
掲載論文のDOI (デジタルオブジェクト識別子) 10.1016/j.jnucmat.2021.153483	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 Yao Gang, Liu Xuepeng, Zhao Zhihao, Luo Laima, Cheng Jigui, Zan Xiang, Wang Zumin, Xu Qiu, Wu Yucheng	4. 巻 212
2. 論文標題 Excellent performance of W-Y2O3 composite via powder process improvement and Y2O3 refinement	5. 発行年 2021年
3. 雑誌名 Materials & Design	6. 最初と最後の頁 110249 ~ 110249
掲載論文のDOI (デジタルオブジェクト識別子) 10.1016/j.matdes.2021.110249	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 該当する

1. 著者名 Chen Hongyu, Xu Qiu, Wang Jiahuan, Li Peng, Yuan Julong, Lyu Binghai, Wang Jinhu, Tokunaga Kazutoshi, Yao Gang, Luo Laima, Wu Yucheng	4. 巻 54
2. 論文標題 Effect of surface quality on hydrogen/helium irradiation behavior in tungsten	5. 発行年 2022年
3. 雑誌名 Nuclear Engineering and Technology	6. 最初と最後の頁 1947 ~ 1953
掲載論文のDOI (デジタルオブジェクト識別子) 10.1016/j.net.2021.12.006	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 該当する

1. 著者名 Yao Gang, Liu Xue-Peng, Zhao Zhi-Yuan, Zhao Zhi-Hao, Luo Lai-Ma, Cheng Ji-Gui, Zan Xiang, Xu Qiu, Wu Yu-Cheng	4. 巻 558
2. 論文標題 Evaluating surface damage behavior of W-(Y0.9La0.1)2O3 composites during spark plasma sintering process improvement	5. 発行年 2022年
3. 雑誌名 Journal of Nuclear Materials	6. 最初と最後の頁 153322 ~ 153322
掲載論文のDOI (デジタルオブジェクト識別子) 10.1016/j.jnucmat.2021.153322	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 該当する

1. 著者名 Yao Gang, Zhao Zhi-Hao, Luo Lai-Ma, Cheng Ji-Gui, Zan Xiang, Xu Qiu, Wu Yu-Cheng	4. 巻 271
2. 論文標題 Damage evolutions of completely recrystallized W-Y2O3 composite evaluated using the dual effects of electron beam thermal shock and helium ion irradiation	5. 発行年 2021年
3. 雑誌名 Materials Chemistry and Physics	6. 最初と最後の頁 124947 ~ 124947
掲載論文のDOI (デジタルオブジェクト識別子) 10.1016/j.matchemphys.2021.124947	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 該当する

1. 著者名 Xu Q., Murotani K., Luo L.M., Sato K., Tsuchida H.	4. 巻 555
2. 論文標題 Effects of Mo/Zr addition on deuterium retention in W-Y2O3 alloys	5. 発行年 2021年
3. 雑誌名 Journal of Nuclear Materials	6. 最初と最後の頁 153141 ~ 153141
掲載論文のDOI (デジタルオブジェクト識別子) 10.1016/j.jnucmat.2021.153141	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 該当する

1. 著者名 Zhao Zhi-Hao, Yao Gang, Luo Lai-Ma, Zan Xiang, Xu Qiu, Wu Yu-Cheng	4. 巻 99
2. 論文標題 Anisotropy and stability of the mechanical properties of the W alloy plate reinforced with Y-Zr-O particles and prepared by a wet chemical method	5. 発行年 2021年
3. 雑誌名 International Journal of Refractory Metals and Hard Materials	6. 最初と最後の頁 105597 ~ 105597
掲載論文のDOI (デジタルオブジェクト識別子) 10.1016/j.ijrmhm.2021.105597	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 該当する

1. 著者名 Zhao ZhiHao, Yao Gang, Luo LaiMa, Zan Xiang, Xu Qiu, Wu YuCheng	4. 巻 554
2. 論文標題 Tensile fracture behavior and texture evolution of a hot-rolled W-Y2(Zr)O3 alloy	5. 発行年 2021年
3. 雑誌名 Journal of Nuclear Materials	6. 最初と最後の頁 153080 ~ 153080
掲載論文のDOI (デジタルオブジェクト識別子) 10.1016/j.jnucmat.2021.153080	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 該当する

1. 著者名 Zhu Liu, Zheng Liang, Xie Hao, Liu Dong-Guang, Xu Qiu, Luo Lai-Ma, Wu Yu-Cheng	4. 巻 26
2. 論文標題 Design and properties of FeAl/Al ₂ O ₃ /TiO ₂ composite tritium-resistant coating prepared through pack cementation and sol-gel method	5. 発行年 2021年
3. 雑誌名 Materials Today Communications	6. 最初と最後の頁 101848 ~ 101848
掲載論文のDOI (デジタルオブジェクト識別子) 10.1016/j.mtcomm.2020.101848	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 該当する

1. 著者名 Chen Hong-Yu, Zhou Yu-Fen, Xu Meng-Yao, Luo Lai-Ma, Xu Qiu, Zhu Xiao-Yong, Wu Yu-Cheng	4. 巻 159
2. 論文標題 The influence of different isochronal annealing temperature on helium ion irradiation damage of W-Nb composites	5. 発行年 2020年
3. 雑誌名 Fusion Engineering and Design	6. 最初と最後の頁 111857 ~ 111857
掲載論文のDOI (デジタルオブジェクト識別子) 10.1016/j.fusengdes.2020.111857	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 該当する

1. 著者名 Xu Q., Luo L.M., Chen Z., Hirakawa M., Miyamoto M., Chen H.Y., Sato K., Tsuchida H.	4. 巻 539
2. 論文標題 D ₂ retention behavior and microstructural evolution of W-2wt.%Y ₂ O ₃ alloy during He-ion irradiation at high temperatures	5. 発行年 2020年
3. 雑誌名 Journal of Nuclear Materials	6. 最初と最後の頁 152273 ~ 152273
掲載論文のDOI (デジタルオブジェクト識別子) 10.1016/j.jnucmat.2020.152273	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 該当する

1. 著者名 Ding Xiao-Yu, Xu Qiu, Zhu Xiao-yong, Luo Lai-Ma, Huang Jian-Jun, Yu Bin, Gao Xiang, Li Jian-Gang, Wu Yu-Cheng	4. 巻 52
2. 論文標題 Microstructure evolution and effect on deuterium retention in oxide dispersion strengthened tungsten during He ⁺ irradiation	5. 発行年 2020年
3. 雑誌名 Nuclear Engineering and Technology	6. 最初と最後の頁 2860 ~ 2866
掲載論文のDOI (デジタルオブジェクト識別子) 10.1016/j.net.2020.05.022	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 該当する

1. 著者名 Xu Yue, Xu Yunfeng, Wu Zuosheng, Luo Laima, Zan Xiang, Yao Gang, Xi Ya, Wang Yafeng, Ding Xiaoyu, Bi Hailin, Zhu Xiaoyong, Xu Qiu, Wu Jiefeng, Wu Yucheng	4. 巻 164
2. 論文標題 Plasma-surface interaction experimental device: PSIEC and its first plasma exposure experiments on bulk tungsten and coatings	5. 発行年 2021年
3. 雑誌名 Fusion Engineering and Design	6. 最初と最後の頁 112198 ~ 112198
掲載論文のDOI (デジタルオブジェクト識別子) 10.1016/j.fusengdes.2020.112198	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 該当する

〔学会発表〕 計5件 (うち招待講演 0件 / うち国際学会 0件)

1. 発表者名 徳永和俊、松尾悟、栗下裕明、永田普二、土屋文、徐ぎゅう、時谷政行、永田大介、長谷川真、中村一男
2. 発表標題 タングステンにおける注入He深さプロファイル分析と引張応力負荷の影響
3. 学会等名 イオンビームによる表面・界面の解析と改質
4. 発表年 2021年

1. 発表者名 大沢一人、徐ぎゅう
2. 発表標題 BCC金属中の空孔クラスターの安定構造
3. 学会等名 金属学会2022年春季大会
4. 発表年 2022年

1. 発表者名 室谷賢二、土田秀次、徐ぎゅう
2. 発表標題 W-Y203合金の重水素蓄積挙動に及ぼすMoの影響
3. 学会等名 QSEC公開シンポジウム
4. 発表年 2020年

1. 発表者名 室谷賢二、土田秀次、徐 ぎゅう
2. 発表標題 Mo添加によるW-Y203における重水素蓄積への影響
3. 学会等名 第55回KUR学術講演会
4. 発表年 2021年

1. 発表者名 室谷賢二
2. 発表標題 Mo添加によるW-Y203タングステン合金における重水素蓄積挙動への影響
3. 学会等名 日本鉄鋼協会・日本金属学会関西支部材料物性工学談話会2020年度第2回講演会
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	宮本 光貴 (Miyamoto Mitsutaka) (80379693)	島根大学・学術研究院理工学系・准教授 (15201)	
研究分担者	時谷 政行 (Tokitani Masayuki) (30455208)	核融合科学研究所・ヘリカル研究部・准教授 (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
---------	---------