

令和 4 年 6 月 3 日現在

機関番号：13201

研究種目：基盤研究(A) (一般)

研究期間：2018～2021

課題番号：18H03688

研究課題名(和文) 中性子照射W系核融合炉プラズマ対向材料中の空孔型欠陥濃度と水素同位体蓄積の制御

研究課題名(英文) Control of vacancy concentration and hydrogen isotope retention in neutron-irradiated tungsten alloys for fusion applications

研究代表者

波多野 雄治 (Hatano, Yuji)

富山大学・学術研究部理学系・教授

研究者番号：80218487

交付決定額(研究期間全体)：(直接経費) 34,100,000円

研究成果の概要(和文)：核融合炉では燃料として水素の同位体である重水素とトリチウムが、炉心内壁材には高融点のタングステン(W)が使用される。原子サイズが小さい水素同位体は、容易にW結晶格子中に進入する。Wが核融合反応で発生する高エネルギー中性子の照射を受けると、原子のはじき出しが起こり、結晶中に極めて微細な空隙(空孔及び空孔集合体)が形成される。水素同位体はこれらの空隙と強く結合するため、W中に多量のトリチウムが蓄積することが安全上の懸念となっていた。本研究ではWにRe、Cr、Ta、Moを加えた合金の照射耐性を系統的に調べ、ReとCrが空隙の消滅を著しく促進することを見出すとともに、そのメカニズムを解明した。

研究成果の学術的意義や社会的意義

核融合炉は、二酸化炭素を排出しない大規模エネルギー源として早期実用化が期待されている。一方で、燃料であるトリチウムは天然にはほとんど存在しないことから、核融合反応で生じる中性子をリチウムと反応させて製造しなければならず、また放射性同位元素であるため、厳重に管理・貯蔵する必要がある。炉心内壁に多量のトリチウムが吸蔵されると、トリチウムの利用効率が低下するのに加え、万一事故で炉心が損壊した場合の環境中への放リスクが高まる。本研究の成果は、炉心内壁材料であるタングステン中のトリチウム蓄積を著しく低減することにつながり、核融合炉の安全性と燃料利用効率の向上に貢献する。

研究成果の概要(英文)：Future fusion reactors will use deuterium (D) and tritium (T) as fuel and tungsten (W) as a wall material of reactor core. Due to their small sizes, D and T atoms are dissolved into W crystal easily. During reactor operation, W will be irradiated with high energy neutrons produced by fusion reactions, and fine cavities (vacancy and vacancy clusters) are generated in W crystal. These cavities strongly trap D and T atoms and raise T retention in W markedly. Such retention of a large amount of T increases a risk of uncontrolled T release to the environment under accidental conditions. In this study, we systematically investigated irradiation responses of W-Re, -Cr, -Ta and -Mo binary alloys. We found that Re and Cr strongly enhance the annihilation of cavities under irradiation and reduce hydrogen isotope retention in orders of magnitude. The mechanisms underlying such enhanced cavity annihilation was clarified with help of first principle calculation results in literatures.

研究分野：核融合工学

キーワード：核融合学 プラズマ壁相互作用 核融合材料 トリチウム 照射欠陥

## 1. 研究開始当初の背景

核融合炉では水素の安定同位体である重水素 D と、放射性同位体であるトリチウム (三重水素、T) を反応させ、高エネルギー (14 MeV) 中性子 n とヘリウム He を生成させる。この中性子を真空容器壁で受け止め、運動エネルギーを熱エネルギーに変換して発電を行う。この際、真空容器構成材料中で「はじき出し損傷」が起こり、原子空孔と自己格子間原子 (self-interstitial atom, SIA) が形成される。プラズマから漏れ出て壁材料中に溶解した水素同位体 (D と T) は、固体中では広い空間を好み、空孔およびその集合体 (空孔型欠陥) に捕捉される。T が壁中で捕捉されると、大量の放射性同位体が真空容器中に蓄積されることとなり、核融合炉の安全性上問題となる。また燃料である T は天然にはほとんど存在せず、中性子とリチウム Li の核反応で自己生産する必要があるが、壁中で蓄積 T が  $^3\text{He}$  に放射壊変すると自給が困難となる。

タングステン W は融点および熱伝導度が高く、スパッタリングによる損耗が小さいため、高温プラズマに対向する真空容器内壁材料 (プラズマ対向材料) として期待されている。一方で、我々は W 中の空孔型欠陥と水素同位体の結合エネルギーが他の金属と比べて著しく大きく、W が中性子の照射を受けると大量の水素同位体が蓄積し得ることを見出した [1]。例えば、鉄中の空孔と水素同位体の結合エネルギーは 0.6 eV 程度であるが、W 中では 1.8 eV 程度であった [1]。また、各原子が平均で 0.3 回程度はじき出しを受けるまで中性子照射した W を 473 K で D プラズマに曝露したところ、 $[\text{D}]/[\text{W}]=0.01$  (1 原子%) まで D が蓄積された [1]。未照射 W での蓄積量は  $[\text{D}]/[\text{W}]=10^{-6}$  程度であり、極めて大きな照射効果と言える。

このような W の欠点を克服するため、W 中の空孔型欠陥の生成を抑制する方法を探索したところ、中性子照射した W-Re 合金の透過電子顕微鏡観察を行った東北大学のグループが、レニウム Re を添加すると空孔集合体 (ボイド) の生成が抑制されると報告していた [2]。そこで我々は W-5%Re 合金に高温で重イオン照射し、陽電子寿命測定により空孔型欠陥の密度を測定すると共に、D 蓄積を調べた。その結果、773 K 以上の高温で照射した場合には単空孔すらほとんど検出されず、かつ D 蓄積量も W と比べ 1~2 桁減少した [3]。すなわち、Re 添加という一見単純な方法で、W 中の水素同位体蓄積を劇的に低減できることを見出した。しかし、Re 添加により空孔型欠陥の形成が抑制されたメカニズムは明らかとなっておらず、また実際に中性子照射を実施するには至っていなかった。加えて、Re 以外の元素の効果についてはデータがなかった。

## 2. 研究の目的

本研究の目的は、以下の通りである。

- (1) Re 以外の元素の添加効果を調べる。
- (2) 合金化により空孔型欠陥の生成が抑制されるメカニズムを解明する。
- (3) 中性子照射下における Re 添加効果を明らかにする。

Suzudo と Hasegawa [4] は量子化学計算により、W 中に存在する Re が W の SIA (W-SIA) とクラスタを形成すると予測した。また、Re 添加により空孔型欠陥の形成が抑制される機構として、純 W では照射で空孔-SIA 対が形成された際に移動度が高い SIA のみが集合体を形成して空孔が残存するのに対し、W-Re 合金では Re が SIA とクラスタを作ることで SIA を空孔近くに足止めし、空孔と SIA の再結合を促進すると提案した。また、Kong ら [5] や Suzudo ら [6] は様々な元素を W に添加した場合の、添加元素と W-SIA との結合エネルギーを量子化学計算で評価し、Re や Cr は W-SIA と強く結合する一方で、モリブデン Mo やタンタル Ta はほとんど相互作用しないことを示した。

そこで上記目的 (1) については、W-SIA との結合力の影響を系統的に調べるため、W-Re、W-Cr、W-Ta、W-Mo 二元型合金について、重イオン照射後の空孔型欠陥濃度と D 蓄積を調べた。その結果から、添加元素が空孔型欠陥の生成に影響を及ぼすメカニズムを考察した (上記目的 (2))。また、W-Re 合金に研究用原子炉を用いて中性子照射を行い、空孔型欠陥濃度と D 蓄積量を調べ W の場合と比較した (上記目的 (3))。

原子炉での中性子照射は実際の核融合環境下に近いはじき出し損傷を与えると期待されるが、中性子の質量が W と比べ小さいことから損傷速度が小さく、目的とする損傷量に達するまでに数カ月の時間を要する。また、中性子による核変換で放射性物質が生じるため、短半減期核種の減衰を 1 年程度待ってから実験を開始する必要がある。一方で、重イオン照射では表面近傍にしか損傷を導入できないという制約はあるものの、1 時間程度で十分な損傷量が得られ、放射性核種が発生することもない。そこで本研究では、限られた研究期間内に効率よく実験を進めるため、上述のように重イオン照射試験と中性子照射試験を並行して行った。

### 3. 研究の方法

#### (1) Fe イオン照射試験

電子ビーム帯溶融法で W、W-5%Re、W-0.3%Cr、W-2.5%Mo、W-5%Ta 合金（添加量は全て原子%）棒材を作製し、それらから  $10 \times 10 \times 0.5$  mm の板材試料を切り出した。両面をラップ研磨して鏡面に仕上げたのち、加工歪を除去するため真空中 ( $10^{-5}$  Pa) で 1273 K に 1 時間加熱した。これらの試料に京都大学複合ビーム材料照射装置 DuET 用いて 1073 K で 6.4 MeV の鉄 (Fe) イオンを照射し、表面から深さ約  $2 \mu\text{m}$  までの領域に照射損傷を導入した。損傷量はブラッグピーク位置にて 0.26 dpa (displacement per atom) とした。W、W-5%Re、W-0.3%Cr 試料については、照射温度依存性を調べるため、523 K、773 K、1273 K でも同様の照射を行った。照射後の試料を富山大学にて 100 kPa の重水素 ( $\text{D}_2$ ) ガスに 673 K で 10 時間曝露した。そののち、D 蓄積量を昇温脱離法で評価した。また、東北大学において空孔型欠陥の密度を陽電子寿命測定により調べた。陽電子源には、 $^{22}\text{Na}$  を用いた。

#### (2) 中性子照射試験

粉末冶金法および鍛造法で調製された W 棒材および圧延された W-5%Re 合金板材より、直径 6 mm、厚さ 0.5 mm のディスク状試料を切り出した。両面をラップ研磨して鏡面に仕上げたのち、加工歪を除去するため真空中 ( $10^{-5}$  Pa) で 1173~1273 K に 0.5~1 時間加熱した。

中性子照射は、日米科学技術協力事業核融合分野プロジェクト研究 PHENIX 計画の下で、米国オークリッジ国立研究所の High Flux Isotope Reactor (HFIR) を用いて行った [7]。ガドリニウム Gd による熱中性子遮へいを施した容器 (MFE-RB-19J キャプセル [7]) に試料を入れ、W については 864 K で 0.35 dpa まで、W-5%Re 合金については 792 K で 0.26 dpa まで中性子を照射した。照射温度と損傷量がわずかに異なるのは、キャプセル内で中性子束と温度に分布があったためである。なお、中性子照射では試料中に均一に損傷が導入される。照射した試料の一部を東北大学に輸送し、空孔型欠陥の密度を陽電子寿命測定により調べた。また、一部の試料を米国アイダホ国立研究所に輸送し、直線型プラズマ装置を用いて 823 K で D プラズマに曝露し、D 蓄積量を昇温脱離法で評価した。

### 4. 研究成果

Fe イオン照射した試料からの D の昇温脱離スペクトルを図 1 に示す。全ての試料について、700 K 程度から D の脱離が見られた。Fe イオンを照射することで、W からの脱離ピークは大きく増大した。Fe イオン照射した W-2.5%Mo および W-5%Ta 合金からの脱離ピークの大きさは、照射 W と同程度であった。一方で、W-0.3%Cr および W-5%Re 合金からの脱離ピークは著しく小さかった。

昇温脱離スペクトルのピーク面積から評価した D 蓄積量を、陽電子寿命と共に図 2 に示す。W、W-2.5%Mo および W-5%Ta 合金では、Fe イオン照射により D 蓄積量が 5~10 倍程度増大した。また、照射前は 120~135 ps であった陽電子寿命が、40~50 ps 程度増大した。空孔型欠陥の濃度およびサイズが増大すると、陽電子寿命は増大する。これらの結果は、照射により導入された空孔型欠陥が D を捕捉することで、D 蓄積量が増大したことを示している。一方で、W-0.3%Cr および W-5%Re 合金では D 蓄積量は 2~3 倍に増大した程度であった。また、陽電子寿命には、ほとんど変化がなかった。

上述のように、Re および Cr 原子は、W-SIA と強く結合する。一方で、Mo および Ta 原子は、

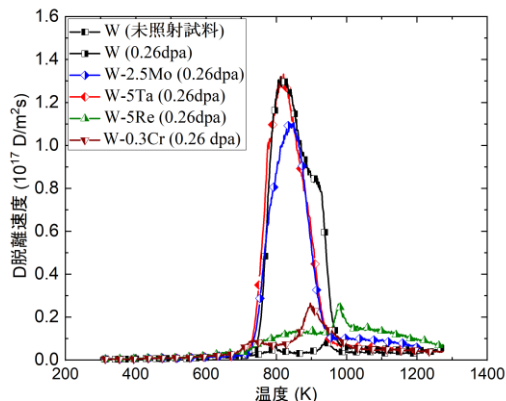


図 1 未照射 W 試料および 1073 K で 6.4 MeV Fe イオンを照射した W、W-0.3%Cr、W-2.5%Mo、W-5%Ta、W-5%Re 合金試料を 673 K で  $\text{D}_2$  ガスに曝露したのちの D の昇温脱離スペクトル

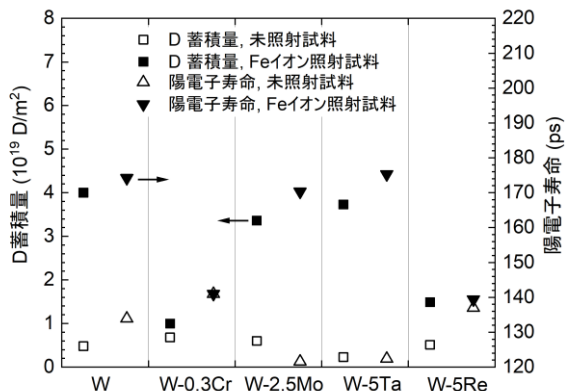


図 2 未照射 W、W-0.3%Cr、W-2.5%Mo、W-5%Ta、W-5%Re 合金試料および 1073 K で 6.4 MeV Fe イオンを照射した試料中の D 蓄積量 (左軸) および陽電子寿命 (右軸)

W-SIA とほとんど相互作用しない。本研究の結果は、W-SIA と強く結合する元素を添加すると空孔型欠陥の回復（消滅）が促進され、よって照射による水素同位体蓄積量の増大が抑制されるということを系統的に示している。

W-0.3%Cr および W-5%Re 合金中の D 蓄積量の照射温度依存性を、W と比較して図 3[8] に示す。照射温度の増大と共に欠陥の回復が促進され、それに伴い D 蓄積量が減少している。523 K と 1273 K を比較すると、W では 1 桁程度の D 蓄積量低下にとどまっているが、W-0.3%Cr および W-5%Re 合金では 2 桁低下しており、高温ほど Re および Cr の添加効果が強く現れている。興味深いことに、D 蓄積量の温度依存性が W-0.3%Cr 合金と W-5%Re 合金とで、ほぼ同程度であった。このことは、空孔型欠陥の回復の律速過程が、両合金で同じであることを示唆している。D 蓄積量の対数を照射温度の逆数に対してプロットしたところ、空孔型欠陥の回復の活性化エネルギーは 0.59 eV と見積もられた。この値は、W-SIA と Cr 原子のクラスタの拡散の活性化エネルギー (0.12~0.39 eV [6]) より明らかに大きい。一方で、非照射下での空孔の拡散の活性化エネルギー (1.78 eV [9]) よりは明らかに小さい。

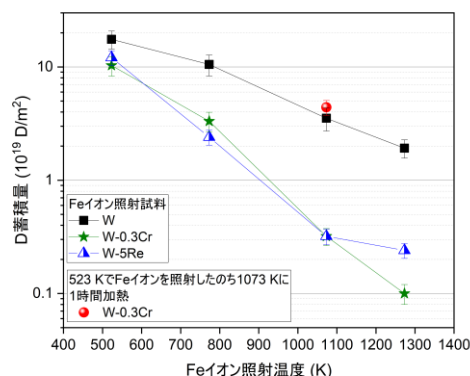


図 3 6.4 MeV Fe イオンを照射した W、W-0.3%Cr、W-5%Re 合金試料中の D 蓄積量の照射温度依存性 [8]

空孔型欠陥の回復をより詳細に調べるため、523 K で Fe イオンを照射した W-0.3%Cr 合金試料を真空中において 1073 K に 1 時間加熱し、上述の手順で D 蓄積量を調べた。図 3 中の赤い点で示したように、この場合の D 蓄積量は 1073 K で照射した場合と比べて著しく大きく、同温度で照射した W と同程度であった。すなわち、非照射下では Cr および Re の添加効果は発現しなかった。

以上の結果と Suzudo と Hasegawa によって提案されたモデル[4]を総合的に勘案し、Cr および Re を添加することで空孔型欠陥の回復が促進されるメカニズムとして、以下のような描像を得た。

- Re および Cr 原子は、W-SIA とクラスタを作ることで W-SIA を空孔近くに足止めする。
- 空孔が W-SIA-Re クラスタや W-SIA-Cr クラスタの位置まで拡散することで、W-SIA と空孔が再結合し消滅する。
- この時の空孔の拡散の活性化エネルギーは、照射下での結晶構造の乱れにより、非照射下と比べて大きく低下し、0.59 eV 程度となっている。

これらの成果をもって、研究目的 (1) および (2) を達成した。

中性子照射した W および W-5%Re 合金ならびに未照射 W 試料からの D の昇温脱離スペクトル[10]を図 4 に、昇温脱離スペクトルより評価した D 蓄積量と陽電子寿命とを表 1 に示す。いずれの試料においても、D の脱離は約 700 K から開始した。中性子照射した W からの脱離ピークは未照射 W と比べ著しく大きかったが、W-5%Re 合金の場合は中性子照射したにもかかわらず未照射 W と同程度の脱離ピークを示した。D 蓄積量は未照射 W が  $9.3 \times 10^{19}$  D/m<sup>2</sup>、中性子照射 W が  $5.4 \times 10^{20}$  D/m<sup>2</sup> であり、W では中性子照射により蓄積量が約 6 倍に増大した。中性子照射した W-5%Re 合金中の D 蓄積量は  $1.1 \times 10^{20}$  D/m<sup>2</sup> であり、未照射 W と同程度であった。

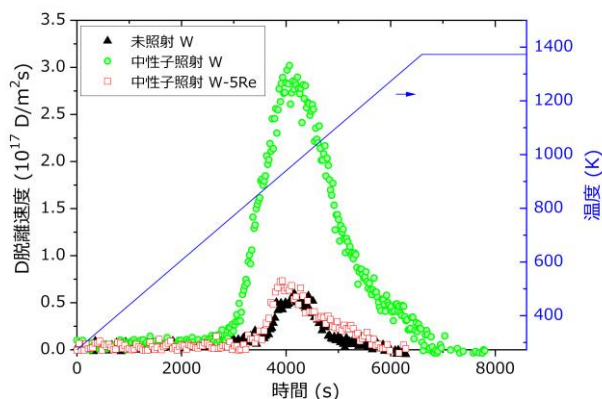


図 4 中性子照射した W および W-5%Re 合金ならびに未照射 W からの D の昇温脱離スペクトル [10]

中性子照射前の W 中の陽電子寿命は 115 ps であり、これは損傷のない W 結晶中の寿命に相当する[11]。中性子照射材の陽電子寿命スペクトルは 2 成分の存在を仮定した解析により良く再現され、短寿命成分は 155 ps、長寿命成分は 494 ps、平均寿命は 310 ps と評価された。短寿命成分は転位や単空孔に、長寿命成分は数十個以上の空孔を含む大きな空孔集合体に相当する[11]。すなわち、864 K における

0.35 dpa までの照射中に、大きな空孔集合体が形成されていたことがわかった。長寿命成分の比率は 46% であった。未照射 W-5%Re 合金中の陽電子寿命は 138 ps であり、W と比べるとやや大きな値であった。この違いは、W-5%Re 合金の方が製造時に導入された初期欠陥を多く含むことを示唆している。一方で、W-5%Re 合金においても中性子照射により陽電子寿命は増大したものの、平均寿命は 173 ps に過ぎず、W での平均寿命 (310 ps) と比べ著しく小さな値であった。また、長寿命成分 (468 ps) の存在は空孔集合体の形成を示唆していたものの、その比率はたかだか 14% であった。以上のことから、Re 添加により中性子照射下での空孔集合体の形成・成長が大きく抑制されること、それにより D 蓄積量の増大も抑えられることが明らかとなった。

本研究における中性子照射下での損傷速度は約  $4 \times 10^{-8}$  dpa/s であり、Fe イオン照射の場合 (約  $8 \times 10^{-5}$  dpa/s) と比べ桁違いに小さい。中性子照射下でも Fe イオン照射下と同様に Re の添加効果が見られたことは、添加効果が広い損傷速度範囲で発現することを示している。この成果をもって、当初目的 (3) を達成した。W-0.3%Cr 合金についても日米科学技術協力事業のもとで中性子照射を行っており、今後、陽電子寿命測定および水素同位体蓄積量評価を行う予定である。

表 1 未照射および中性子照射 W ならびに W-5%Re 合金試料中の D 蓄積量および陽電子寿命

	未照射 W	中性子照射 W	未照射 W-5%Re	中性子照射 W-5%Re
D 蓄積量 ( $10^{19}$ D/m <sup>2</sup> )	9.3	54	–	11
平均陽電子寿命 $\tau_{ave}$ (ps)	115	310	138	173
短寿命成分 $\tau_1$ (ps)	–	155	–	124
長寿命成分 $\tau_2$ (ps)	–	494	–	468
$\tau_2$ の比率 (%)	–	46	–	14

<参考文献>

- [1] Y. Hatano et al., J. Nucl. Mater. **438**, S114–S119, 2013.
- [2] T. Tanno et al., Mater. Trans. **49**, 2259–2264, 2008.
- [3] Y. Hatano et al., Nucl. Mater. Energy **9**, 93–97, 2016.
- [4] T. Suzudo and A. Hasegawa, Sci. Rep. **6**, 36738, 2016.
- [5] X. S. Kong et al., Acta Mater. **66**, 172–183, 2014.
- [6] T. Suzudo et al., J. Nucl. Mater. **505**, 15–21, 2018.
- [7] L. M. Garrison et al., Fusion Sci. Technol. **75**, 499–509, 2019.
- [8] J. Wang et al., J. Nucl. Mater. **559**, 153449, 2022.
- [9] K. -D. Rasch et al., Phil. Mag. A **41**, 91–117, 1980.
- [10] Y. Nobuta et al., J. Nucl. Mater. **566**, 153774, 2022.
- [11] T. Troev et al., Nucl. Instrum. Meth. B **267**, 535–541, 2009.

## 5. 主な発表論文等

〔雑誌論文〕 計11件（うち査読付論文 11件 / うち国際共著 9件 / うちオープンアクセス 5件）

1. 著者名 Nobuta Y., Toyama T., Matsumoto A., Shimada M., Oya Y., Inoue K., Nagai Y., Hatano Y.	4. 巻 566
2. 論文標題 Effect of rhenium addition on deuterium retention in neutron-irradiated tungsten	5. 発行年 2022年
3. 雑誌名 Journal of Nuclear Materials	6. 最初と最後の頁 153774 ~ 153774
掲載論文のDOI (デジタルオブジェクト識別子) 10.1016/j.jnucmat.2022.153774	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 Wang Jing, Hatano Yuji, Toyama Takeshi, Suzudo Tomoaki, Hinoki Tatsuya, Alimov Vladimir Kh., Schwarz-Selinger Thomas	4. 巻 559
2. 論文標題 Suppression of vacancy formation and hydrogen isotope retention in irradiated tungsten by addition of chromium	5. 発行年 2022年
3. 雑誌名 Journal of Nuclear Materials	6. 最初と最後の頁 153449 ~ 153449
掲載論文のDOI (デジタルオブジェクト識別子) 10.1016/j.jnucmat.2021.153449	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 Yajima Miyuki, Hatano Yuji, Alimov Vladimir Kh, Toyama Takeshi, Kuwabara Tatsuya, Schwarz-Selinger Thomas, Oya Yasuhisa, Spitsyn Alexander V, Ohno Noriyasu	4. 巻 96
2. 論文標題 Penetration of deuterium into neutron-irradiated tungsten under plasma exposure	5. 発行年 2021年
3. 雑誌名 Physica Scripta	6. 最初と最後の頁 124042 ~ 124042
掲載論文のDOI (デジタルオブジェクト識別子) 10.1088/1402-4896/ac2c20	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 該当する
1. 著者名 Oya M., Shimada M., Taylor C.N., Kobayashi M.I., Nobuta Y., Yamauchi Y., Oya Y., Ueda Y., Hatano Y.	4. 巻 27
2. 論文標題 Deuterium retention in tungsten irradiated by high-dose neutrons at high temperature	5. 発行年 2021年
3. 雑誌名 Nuclear Materials and Energy	6. 最初と最後の頁 100980 ~ 100980
掲載論文のDOI (デジタルオブジェクト識別子) 10.1016/j.nme.2021.100980	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 該当する

1. 著者名 Wang Jing, Hatano Yuji, Hinoki Tatsuya, Alimov Vladimir Kh., Spitsyn Alexander V., Bobyr Nikolay P., Kondo Sosuke, Toyama Takeshi, Lee Heun Tae, Ueda Yoshio, Schwarz-Selinger Thomas	4. 巻 545
2. 論文標題 Deuterium retention in W and binary W alloys irradiated with high energy Fe ions	5. 発行年 2021年
3. 雑誌名 Journal of Nuclear Materials	6. 最初と最後の頁 152749 ~ 152749
掲載論文のDOI (デジタルオブジェクト識別子) 10.1016/j.jnucmat.2020.152749	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 Toyama Takeshi, Yajima Miyuki, Ohno Noriyasu, Kuwabara Tatsuya, Alimov Vladimir Kh., Hatano Yuji	4. 巻 15
2. 論文標題 Dynamics of Hydrogen Isotope Absorption and Emission of Neutron-Irradiated Tungsten	5. 発行年 2020年
3. 雑誌名 Plasma and Fusion Research	6. 最初と最後の頁 1505081 ~ 1505081
掲載論文のDOI (デジタルオブジェクト識別子) 10.1585/pfr.15.1505081	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 該当する

1. 著者名 Alimov V.Kh., Hatano Y., Kuwabara T., Toyama T., Someya Y., Spitsyn A.V.	4. 巻 60
2. 論文標題 Deuterium release from deuterium plasma-exposed neutron-irradiated and non-neutron-irradiated tungsten samples during annealing	5. 発行年 2020年
3. 雑誌名 Nuclear Fusion	6. 最初と最後の頁 096025 ~ 096025
掲載論文のDOI (デジタルオブジェクト識別子) 10.1088/1741-4326/aba337	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 該当する

1. 著者名 Yajima M., Hatano Y., Ohno N., Kuwabara T., Toyama T., Takagi M., Suzuki K.	4. 巻 21
2. 論文標題 Kinetics of deuterium penetration into neutron-irradiated tungsten under exposure to high flux deuterium plasma	5. 発行年 2019年
3. 雑誌名 Nuclear Materials and Energy	6. 最初と最後の頁 100699 ~ 100699
掲載論文のDOI (デジタルオブジェクト識別子) 10.1016/j.nme.2019.100699	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 Ohsawa Kazuhito, Toyama Takeshi, Hatano Yuji, Yamaguchi Masatake, Watanabe Hideo	4. 巻 527
2. 論文標題 Stable structure of hydrogen atoms trapped in tungsten divacancy	5. 発行年 2019年
3. 雑誌名 Journal of Nuclear Materials	6. 最初と最後の頁 151825 ~ 151825
掲載論文のDOI (デジタルオブジェクト識別子) 10.1016/j.jnucmat.2019.151825	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 Nakata Moeko, Azuma Keisuke, Togari Akihiro, Zhou Qilai, Zhao Mingzhong, Toyama Takeshi, Hatano Yuji, Yoshida Naoaki, Watanabe Hideo, Shimada Masashi, Buchenauer Dean, Oya Yasuhisa	4. 巻 146
2. 論文標題 Dynamics evaluation of hydrogen isotope behavior in tungsten simulating damage distribution	5. 発行年 2019年
3. 雑誌名 Fusion Engineering and Design	6. 最初と最後の頁 2096 ~ 2099
掲載論文のDOI (デジタルオブジェクト識別子) 10.1016/j.fusengdes.2019.03.114	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 Y. Oya, K. Azuma, A. Togari, Q. Zhou, Y. Hatano, M. Shimada, R. Kolasinski, D. Buchenauer	4. 巻 660
2. 論文標題 Interaction of hydrogen isotopes with radiation damaged tungsten	5. 発行年 2018年
3. 雑誌名 Advances in Intelligent Systems and Computing	6. 最初と最後の頁 41-49
掲載論文のDOI (デジタルオブジェクト識別子) なし	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37件 (うち招待講演 7件 / うち国際学会 20件)

1. 発表者名 波多野雄治、汪 京、外山 健、信太祐二、大矢恭久、檜木達也
2. 発表標題 タングステンの耐照射特性および水素同位体保持特性に及ぼすレニウムおよびクロムの影響
3. 学会等名 日本原子力学会2022年春の年会
4. 発表年 2022年



1. 発表者名 Hattingh B., Lee H.T., Ibane K., Ueda Y.
2. 発表標題 The effect of hot-rolling conditions on deuterium retention in tungsten
3. 学会等名 プラズマ・核融合学会第38回年会
4. 発表年 2021年

1. 発表者名 波多野雄治、汪 京、外山 健、檜木達也
2. 発表標題 タングステン中の照射欠陥形成及び水素同位体捕捉に及ぼす合金元素の影響
3. 学会等名 プラズマ・核融合学会第38回年会
4. 発表年 2021年

1. 発表者名 Hattingh B., Lee H.T., Ibane K., Ueda Y.
2. 発表標題 The effect of pulsed plasma on deuterium retention in tungsten and tungsten-rhenium
3. 学会等名 20th International Conference on Fusion Reactor Materials (国際学会)
4. 発表年 2021年

1. 発表者名 Hatano Y., Hirose H., Hinoki T.
2. 発表標題 Impact of irradiation on tritium release from tungsten
3. 学会等名 20th International Conference on Fusion Reactor Materials (国際学会)
4. 発表年 2021年

1. 発表者名 Oya Y., Ashizawa K., Shimada M., Otsuka T., Taylor C.N., Kolasinski R., Ashikawa N., Someya Y., Hatano Y.
2. 発表標題 Hydrogen isotope retention and permeation behavior for damaged tungsten under H/D mixed plasma exposure and their He effect
3. 学会等名 20th International Conference on Fusion Reactor Materials (国際学会)
4. 発表年 2021年

1. 発表者名 Toyama T., Yajima M., Kuwabara T., Alimov V.Kh., Suzuki K., Nagai Y., Ohno N., Hatano Y.
2. 発表標題 Application of positron annihilation spectroscopy and compact divertor plasma simulator for studies of hydrogen retention in neutron-irradiated tungsten
3. 学会等名 20th International Conference on Fusion Reactor Materials (招待講演) (国際学会)
4. 発表年 2021年

1. 発表者名 Hatano Y., Yajima M., Alimov V.Kh., Toyama T., Nobuta Y., Oya Y., Kuwabara T., Suzuki K., Schwarz-Selinger T., Spitsyn A.V., Matsumoto A., Ohno N.
2. 発表標題 Fuel retention in and removal from neutron irradiated tungsten
3. 学会等名 18th International Conference on Plasma-Facing Materials and Components for Fusion Applications (招待講演) (国際学会)
4. 発表年 2021年

1. 発表者名 波多野 雄治、Alimov Vladimir Kh., 外山 健、桑原 竜弥、Spitsyn Alexander V., 染谷 洋二
2. 発表標題 ベーキング処理による中性子照射タングステンからの水素同位体放出
3. 学会等名 日本原子力学会 2020年秋の大会
4. 発表年 2020年

1. 発表者名 Wang Jing、Hatano Yuji、Hinoki Tatsuya、Alimov Vladimir Kh.、Spitsyn Alexander V.、Bobyry Nikolay P.、Kondo Sosuke、Toyama Takeshi、Lee Heun Tae、Ueda Yoshio、Schwarz-Selinger Thomas
2. 発表標題 Deuterium retention in W and binary W alloys irradiated with high energy Fe ions
3. 学会等名 3rd Asia-Pacific Symposium on Tritium Science (国際学会)
4. 発表年 2020年

1. 発表者名 Hirose Hikaru、Hatano Yuji、Hinoki Tatsuya
2. 発表標題 Tritium release from tungsten with irradiation defects
3. 学会等名 3rd Asia-Pacific Symposium on Tritium Science (国際学会)
4. 発表年 2020年

1. 発表者名 廣瀬 耀、波多野 雄治、檜木 達也
2. 発表標題 照射欠陥を持つタングステンからのトリチウム放出
3. 学会等名 プラズマ・核融合学会 第37回年会
4. 発表年 2020年

1. 発表者名 波多野雄治
2. 発表標題 核融合炉プラズマ対向機器構成材料のトリチウム吸蔵と放出
3. 学会等名 プラズマ・核融合学会 第37回年会
4. 発表年 2020年

1. 発表者名 Hatano Yuji、Alimov Vladimir Kh.、Kwabara Tatsuya、Toyama Takeshi、Spitsyn Alexander V.、染谷洋二
2. 発表標題 Effects of neutron irradiation on hydrogen isotope removal from tungsten
3. 学会等名 Technology of Fusion Energy 2020 ( 国際学会 )
4. 発表年 2020年

1. 発表者名 Hirose Hikaru、Hatano Yuji、Taguchi Akira、Hinoki Tatsuya
2. 発表標題 Tritium release from tungsten with radiation-induced defects
3. 学会等名 24th International Conference on Plasma-Surface Interactions in Controlled Fusion Devices ( 国際学会 )
4. 発表年 2020年

1. 発表者名 Wang Jing、Hatano Yuji、Hinoki Tatsuya、Spitsyn Alexander V.、Bobyry Nikolay P.、Lee Heun Tae、Ueda Yoshio
2. 発表標題 Influence of alloying elements on deuterium retention in binary W alloys irradiated with high energy Fe ions
3. 学会等名 24th International Conference on Plasma-Surface Interactions in Controlled Fusion Devices ( 国際学会 )
4. 発表年 2020年

1. 発表者名 Oya Makoto、Shimada Masashi、Taylor Chase N.、Kobayashi Makoto I.、Nobuta Yuji、Yamauchi Yuji、Oya Yasuhisa、Ueda Yoshio、Hatano Yuji
2. 発表標題 Deuterium retention in tungsten irradiated by high-dose neutrons at high temperature
3. 学会等名 24th International Conference on Plasma-Surface Interactions in Controlled Fusion Devices ( 国際学会 )
4. 発表年 2020年

1. 発表者名 Lee H. T., Nakamura A., Ueda Y., Hatano Y., Taguchi A., Ohno N., Kuwabara T., Yajima M., Tokitani M., Toyama T., Oya M., Yabuuchi K.
2. 発表標題 Hydrogen isotope retention and transport in tungsten-rhenium
3. 学会等名 24th International Conference on Plasma-Surface Interactions in Controlled Fusion Devices (国際学会)
4. 発表年 2020年

1. 発表者名 波多野雄治、松本あずさ
2. 発表標題 中性子照射タングステンに吸蔵されたトリチウムの回収に関する計算機シミュレーション
3. 学会等名 日本原子力学会 2021年春の年会
4. 発表年 2020年

1. 発表者名 外山 健、波多野 雄治、井上 耕治、藪内 敦、木野村 淳、鈴木 知明、永井 康介
2. 発表標題 陽電子消滅法で調べた電子線照射W合金中の空孔型欠陥形成に対するRe添加効果
3. 学会等名 日本金属学会 2021年春期(第168回)講演大会
4. 発表年 2020年

1. 発表者名 Hatano Y.
2. 発表標題 Retention and transport of tritium and hydrogen isotopes in fusion reactor materials
3. 学会等名 International Conference on Tritium Science and Technology (招待講演) (国際学会)
4. 発表年 2019年

1. 発表者名 Wang J., Hatano Y., Hinoki T., Spitsyn A. V., Bobyr N. P., Kondo S., Toyama T., Lee H. T., Ueda Y.
2. 発表標題 Deuterium retention in W and binary W alloys irradiated with high energy Fe ions
3. 学会等名 International Conference on Fusion Reactor Materials (国際学会)
4. 発表年 2019年

1. 発表者名 Hatano Y.
2. 発表標題 Interactions of hydrogen isotopes and radiation-induced defects in tungsten and its impact on performance as plasma-facing material of fusion reactor
3. 学会等名 Summit of Materials Science 2019 (招待講演) (国際学会)
4. 発表年 2019年

1. 発表者名 波多野 雄治, Alimov V. Kh., 桑原 竜弥, 外山 健, Spitsyn A. V., 染谷 洋二
2. 発表標題 タングステンからの重水素放出に及ぼす中性子照射の影響
3. 学会等名 日本原子力学会2020年春の年会
4. 発表年 2020年

1. 発表者名 廣瀬 耀, 波多野 雄治, 田口 明, 檜木 達也
2. 発表標題 照射欠陥を持つタングステンからのトリチウム脱離
3. 学会等名 日本原子力学会2020年春の年会
4. 発表年 2020年

1. 発表者名 外山 健
2. 発表標題 中性子照射タングステンの水素同位体吸収・放出の動力学
3. 学会等名 第36回プラズマ・核融合学会年会（招待講演）
4. 発表年 2019年

1. 発表者名 外山 健, 波多野 雄治, Zhao Can, 井上 耕治, 藪内 敦, 木野村 淳, 永井 康介
2. 発表標題 電子線照射W-X合金 (X = Mo, Ta, Re) 中の照射欠陥形成に対する添加元素効果
3. 学会等名 日本金属学会2020年春期（第166回）講演大会
4. 発表年 2020年

1. 発表者名 Toyama T., Ami K., Inoue K., Nagai Y., Sato K., Xu Q., Hatano Y.
2. 発表標題 Deuterium trapping at irradiation-induced defects in tungsten studied by positron annihilation spectroscopy
3. 学会等名 4th International Workshop on Models and Data for Plasma-Material Interactions in Fusion Devices (招待講演) (国際学会)
4. 発表年 2019年

1. 発表者名 河原 竜也, Lee H. T., 伊庭野 健造, 上田 良夫
2. 発表標題 重水素-ヘリウム同時照射下におけるタングステン-レニウムの重水素吸蔵量特性
3. 学会等名 第36回プラズマ・核融合学会年会
4. 発表年 2019年

1. 発表者名 Hatano, Y., Wang J., Alimov V. Kh., Hinoki T., Spitsyn A. V., Bobyr N. P., Kondo S., Toyama T., Lee H. T., Ueda Y., Sugiyama K., Schwartz-Selinger T.
2. 発表標題 Deuterium retention in W and binary W alloys irradiated with high energy Fe and W ions
3. 学会等名 4th International Workshop on Models and Data for Plasma-Material Interactions in Fusion Devices (国際学会)
4. 発表年 2019年

1. 発表者名 Yuji Hatano
2. 発表標題 Hydrogen isotope retention and transport in neutron-irradiated tungsten
3. 学会等名 TRANSAT Tritium School (招待講演) (国際学会)
4. 発表年 2019年

1. 発表者名 山崎 翔太, 戸苅 陽大, 仲田 萌子, 趙 明忠, 孫 飛, 柴原 竜弥, 波多野 雄治, 外山 健, 大矢 恭久
2. 発表標題 重水素プラズマ照射した中性子-鉄イオン複合照射タングステンにおける滞留挙動への欠陥分布影響
3. 学会等名 日本原子力学会2019年春の年会
4. 発表年 2019年

1. 発表者名 中村揚, リハンテ, 田口明, 外山健, 波多野雄治, 伊庭野健造, 上田良夫
2. 発表標題 タングステン - レニウム合金における重水素吸蔵量
3. 学会等名 第35回プラズマ・核融合学会年会
4. 発表年 2018年



1. 発表者名 M. Oya, H.T. Lee, T. Yamane, A. Nakamura, H. Ito, T. Kuwabara, M. Yajima, T. Toyama, K. Suzuki, M. Takagi, N. Ohno, Y. Ueda, Y. Hatano
2. 発表標題 Deuterium retention in neutron irradiated tungsten-rhenium alloy and potassium-doped tungsten
3. 学会等名 23rd International Conference on Plasma Surface Interactions in Controlled Fusion Devices (国際学会)
4. 発表年 2018年

1. 発表者名 M. Yajima, Y. Hatano, N. Ohno, T. Kuwabara, T. Toyama, K. Suzuki, M. Takagi
2. 発表標題 Kinetics of deuterium penetration into neutron-irradiated tungsten
3. 学会等名 23rd International Conference on Plasma Surface Interactions in Controlled Fusion Devices (国際学会)
4. 発表年 2018年

1. 発表者名 波多野雄治, V. Kh. Alimov, 大矢恭久, 近藤創介, 檜木達也, 染谷洋二, 原型炉設計合同特別チーム
2. 発表標題 中性子照射効果を考慮した核融合炉材料中の水素同位体蓄積量評価
3. 学会等名 第12回核融合エネルギー連合講演会
4. 発表年 2018年

1. 発表者名 大宅諒, Lee Heun Tae, 中村揚, 伊東英貴, 桑原竜弥, 矢嶋美幸, 外山健, 鈴木克弥, 高木誠, 大野哲靖, 上田良夫, 波多野雄治
2. 発表標題 中性子照射されたW-Re合金とK-doped Wの水素同位体吸蔵特性
3. 学会等名 第12回核融合エネルギー連合講演会
4. 発表年 2018年

〔図書〕 計0件

〔産業財産権〕

〔その他〕

富山大学研究推進機構水素同位体科学研究センターホームページ  
<http://www.hrc.u-toyama.ac.jp/>

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	大宅 諒  (Oya Makoto)  (10804750)	九州大学・総合理工学研究院・助教   (17102)	
研究分担者	外山 健  (Toyama Takeshi)  (50510129)	東北大学・金属材料研究所・准教授   (11301)	
研究分担者	大野 哲靖  (Ohno Noriyasu)  (60203890)	名古屋大学・工学研究科・教授   (13901)	
研究分担者	矢嶋 美幸  (Yajima Miyuki)  (70749085)	核融合科学研究所・ヘリカル研究部・助教   (63902)	
研究分担者	大矢 恭久  (Oya Yasuhisa)  (80334291)	静岡大学・理学部・准教授   (13801)	

6. 研究組織（つづき）

	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	信太 祐二  (Nobuta Yuji)  (80446450)	北海道大学・工学研究院・助教    (10101)	
研究分担者	L e e H e u n T a e  (Lee Heun Tae)  (90643297)	大阪大学・工学研究科・講師    (14401)	

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			
ドイツ	Max-Planck-Institut fuer Plasmaphysik			
ロシア連邦	Kurchatov Institute	Frumkin Institute		
米国	Idaho National Laboratory	Oak Ridge National Laboratory	Sandia National Laboratories California	