

科学研究費助成事業 研究成果報告書

令和 4 年 6 月 29 日現在

機関番号：63902

研究種目：基盤研究(C) (一般)

研究期間：2018～2021

課題番号：18K04999

研究課題名(和文)核融合炉実用化に向けた真空中での能動的手法を用いたトリチウム低減法の開発

研究課題名(英文) Investigation of tritium decontamination method under the vacuum condition for fusion reactors

研究代表者

芦川 直子 (Ashikawa, Naoko)

核融合科学研究所・ヘリカル研究部・准教授

研究者番号：00353441

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)：本課題は核融合原型炉プラズマ真空容器内での残留トリチウム低減シナリオ構築に関する研究である。同真空容器を定期メンテナンスに向けて大気開放をするためには、真空の状態を実施可能なトリチウム低減シナリオを構築する必要がある。そこで、温度制御(ベーキング)法に着目したトリチウム低減研究を行った。

原型炉設計ではタングステンに滞留するトリチウム低減が重要な課題であり、超伝導コイルを有する装置でかつ崩壊熱の影響を考えると、壁材料への緩やかな温度制御のみが可能となる。等温脱離法により壁の設計温度近傍である約400℃までの運用で一部のトリチウム脱離が得られ、温度制御による脱離効果を明らかにした。

研究成果の学術的意義や社会的意義

核融合エネルギー炉の実現に向け、定常運転後の残留トリチウム低減法を見出し、かつその運用条件を明らかにするための基礎研究を行った。本課題は核融合炉の定常運転後に必要なプラズマ真空容器の大気開放前の残留トリチウム低減、つまり真空中での除染法に関する研究である。このトリチウム除染の効率的な実施は、核融合装置が設置されているトラスホール内でのトリチウム拡散防護や、除染によって回収した燃料トリチウムの再利用にもつながる。つまり、核融合プラントの安全性と性能向上につながる研究である。

研究成果の概要(英文)：In DEMO, the tritium(T) decontamination scenario before the maintenance begins is a key issue. Currently, QST-DEMO team has not yet determined the allowable value of residual T in the plasma vacuum vessel, but it is necessary to indicate a candidate T decontamination technique. Furthermore, constructing a short-term maintenance scenario that includes T decontamination after stopped plasma operations is also important for DEMOs. The method using decay heat is being studied for T decontamination. The temperature of plasma-facing materials is 623 K, and an upper-temperature limit is 773-823 K due to structural issues of ferritic steel. Therefore, the available temperature range for tritium decontamination is 623-823 K. In this study, we investigated the possibility of tritium decontamination of tungsten materials in temperature control. The result shows T decontamination efficiency at 673K using the isothermal desorption.

研究分野：核融合炉工学

キーワード：トリチウム低減法 トリチウム除染法 核融合原型炉 金属壁 等温脱離法

様式 C - 19、F - 19 - 1、Z - 19 (共通)

1. 研究開始当初の背景

核融合原型炉は1年程度のプラズマ定常運転の後、メンテナンスのためにプラズマ真空容器内部を真空状態から大気圧にした上で大気開放を行い、その後作業用ロボット等によるメンテナンス作業が開始される。そのため、核融合プラントの実現にはメンテナンス作業を開始する前にトリチウム滞留量の把握、および真空容器内の残留トリチウム低減方法が確立していることが大前提となる。特にプラズマ真空容器の開放を伴うメンテナンス開始時には真空容器内トリチウム量を可能な限り低減する必要があり、安全性および燃料トリチウムの経済性の観点から、トラスホール内へのトリチウム放出許容量以下まで低減できなければメンテナンス自体が実施できない。例えば、日本では量研機構が中心となって核融合原型炉の設計活動を進めているが[1]、トラスホール内へのトリチウム放出許容量はまだ議論中であるものの、現段階でトリチウム低減法の提示だけは必須事項となっている。このように、核融合原型炉・プラズマ真空容器内での残留トリチウム低減に必要な条件に関する議論は不十分であり、それ故具体的なトリチウム低減法に関する研究が行われていなかった。

加えて、トリチウム除染に関するこれまでの研究から、トリチウムが水(H₂O)に触れることでトリチウム水(HTOなど)に置換され、脱離することが知られている[2,3]。それ故、トリチウムを含む材料が大気に触れる事で、一部の表面トリチウムが容易に置換され脱離される。つまり、大気中での実験や測定の場合には、既に水との置換反応を経た後の観察となるため、前述のような真空環境でのトリチウム低減法の評価では、このような置換反応を踏まえた上で検討を行う必要がある。

2. 研究の目的

本研究の目的は、運転終了後の定期メンテナンス作業を開始するために必要不可欠な、真空容器内機器のトリチウム除染手法の構築である。真空容器内のトリチウム除染方法は、燃料循環システム的设计だけでなく、運転開始時に必要となる初期装荷トリチウム量見積もりにも関連する項目である。

原型炉のプラズマ真空容器・大気開放前(真空状態)に選択可能なトリチウム低減方法は、次に述べる3つの手法;

(1) 温度制御(崩壊熱および能動的なベーキングを含む)、(2) 能動的放電洗浄(グロー放電、高周波放電など)、(3) ガス圧およびガス種選択、であると考えている。優先順位は、上記の記述順となる。

図2に量研機構で設計活動が進められているトカマク型原型炉のブランケット構造のうちプラズマ対向壁(第一壁)領域を拡大した概略図を示す。入熱源はプラズマによる輻射と中性子照射効果による崩壊熱で、除熱は冷却媒体(現在の設計では水)で行われる。つまり除熱効率とのバランスでブランケットおよび壁材料の温度は制御される。このように、元々原型炉を運用するためにプラズマ対向壁の温度制御は必須なので、図1で示す残留トリチウム低減処理期間にトリチウム低減運用に必要な温度制御を行うシナリオは第一に考えるべき内容である。

冷却媒体の温度を検知するセンサーおよび制御システムはトカマク装置外周にあり、最も入

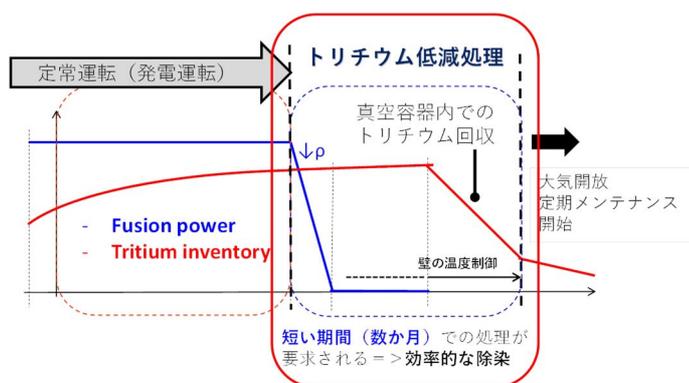


図1.核融合原型炉・定常運転停止からメンテナンスに至るまでの時間経過

熱効果が高いプラズマ対向面近傍に至るまでの間に配管は幾重にも分散もしくは統合が行われるため、局所的もしくは突発的な制御はできない。例えば、現在使用されている超伝導コイルを有する核融合プラズマ装置（一例として大型ヘリカル装置、核融合研）でも、超伝導コイル冷却のために液体ヘリウムを用いているが、これら部位への急激な熱影響を避けるために、装置の温度変化は100 の温度上昇に対して10 時間以上のように緩やかに行われる。よって、ブランケット周辺領域でのトリチウム低減のための温度変化は等温脱離による評価が必要となる。量研機構による

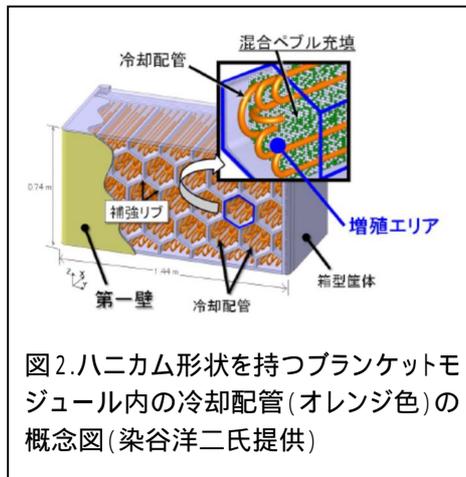


図2.ハニカム形状を持つブランケットモジュール内の冷却配管(オレンジ色)の概念図(染谷洋二氏提供)

温度設計ではプラズマ運転時の第一壁温度を350 とし、温度上限は低放射化フェライト鋼の構造特性を保持可能な550 程度と限られた温度領域である。

そこで、本研究では最もトリチウム蓄積が問題となるタングステンを対象とし、トリチウムの模擬として重水素を用いた等温脱離法による脱離評価を行った。

3 . 研究の方法

装置利用の観点から、他の共同研究利用枠も併用し、本研究を実施した。

(1) 材料

本研究では、核融合原型炉のブランケット周辺部材料のうちトリチウム滞留量が最も問題となるタングステンを対象とした。アライドマテリアル社の再結晶タングステン(表面は鏡面研磨処理済み、1800 熱処理)、厚み 1 mm を使用している。

(2) プラズマ照射実験

量研機構六ヶ所研究所および静岡大学で既設の直線型プラズマ装置を使用し、トリチウム挙動の模擬として重水素によるプラズマ照射を前述のタングステン材に対して実施した。プラズマ照射によるフルエンスは $5 \times 10^{25} - 1 \times 10^{26}$ D/m²、バイアス電圧は約 80 V、プラズマ照射時は試料背面を水冷された銅板に接触させることで試料温度を調整するとともに、試料背面にある熱電対によって試料温度をモニターした。重水素滞留量測定、等温脱離処理、表面組成分析等については、核融合研、六ヶ所研究所などで実施した。

(3) 鉄イオン照射実験

原型炉のプラズマ対向壁では中性子照射損傷が生じ、その照射欠陥の影響により水素同位体保持量が同欠陥無と比べて高くなることが報告されている。材料への中性子照射効果の模擬としてタングステン材に対し複合ビーム材料照射 (DuET) 装置を使った鉄イオン照射を行った [4]。鉄イオン (6.4 MeV Fe³⁺イオン) 照射時の材料温度は原型炉運用時の温度近傍として 300 とし、はじき出し損傷量 1 dpa もしくは 3 dpa とした。鉄イオン照射後のタングステン試料は、(2) のプラズマ照射実験等で使用した。

4 . 研究成果

実験方法 (2) で述べたように、タングステン材に対して重水素プラズマ照射を行った後、等温脱離を目的とした熱処理時の重水素放出挙動を質量分析計にて測定した。図 3 は、常温から昇温 (30 K/min) 開始した後、それぞれ 350 、 480 で等温処理として 90 分間ホールドした後、同じ昇温速度 (30 K/min) で 1000 まで処理を行った実験の結果である。この実験条件では、昇温設定から等温設定に移行した時 (それぞれ 350 、 480) 測定値が等温に至るまでに最大 20 のオーバーシュートとなり、その間の重水素脱離量が他の温度領域での脱離量と比較した際に顕著に高いことが分かる。昇温脱離法の知見からもわかるように、温度勾配が変われば脱離温度ピークは容易に変わる [5]。実験室条件では、初期に常温から設定温度に至るまでの昇温過

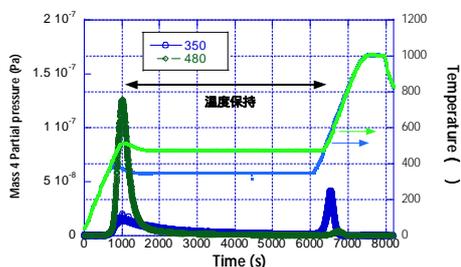


図 3. 重水素プラズマ照射後、350 ， 480 で 90 分間ホールドした試料の重水素スペクトラム(等温脱離実験(1))

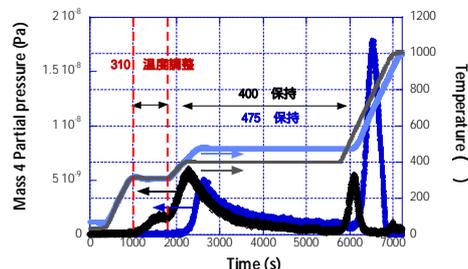


図 4. 重水素プラズマ照射後、310 ， 15 分間の等温脱離の後、400 ， 475 で 60 分間ホールドした試料の重水素スペクトラム(等温脱離実験(2))

程を避けることが出来ないが、原型炉の運用条件を考慮し、トリチウム低減処理温度よりも低い温度での 1 回目の等温処理過程を設定し、その後トリチウム低減処理温度での 2 回目の等温処理を行うという 2 段階方式とした。その実験結果が図 4 である。常温から 310 まで昇温処理を行い、15 分間のホールドの後、さらに次の温度領域へ昇温させた。第 1 段階である 310 の等温処理を含めることで、図 3 と比べた時に脱離設定温度(それぞれ 400 、 475)でのピーク自体は緩やかになり、等温処理による脱離(温度設定後に生じた緩やかな時定数の脱離)が観測された。

タングステン材に対して鉄イオン照射を行った後、重水素プラズマ照射及びその後の重水素脱離を行った結果を図 5 に示す。図 5 (a) では、重水素プラズマ照射、フルエンス $1E26 \text{ D/m}^2$ を行ったタングステン(W) 試料からの重水素脱離スペクトルを示す。が鉄イオン照射 3dpa、は鉄イオン未照射のタングステン試料である。鉄イオン照射 3 dpa ありの試料では、無しに比べて脱離量が多く、かつ脱離温度領域が広いことがわかる。図 5 (b) では、鉄イオン照射 3 dpa を行ったタングステン試料に対し昇温脱離処理(30 K/min)と等温脱離処理(400 で 30 分保持)で得られた重水素脱離量の比較である。この図 5 (b) の右端で示す重水素脱離ピークは 400 までの処理で残っていた重水素滞留量である。400 で 30 分ホールドした等温脱離中に緩やかな放出が観測されているが、30 分を経過した段階ではその量は相対的にわずかで、その後の昇温脱離処理(30 K/min)で顕著な脱離が観測されている。

昇温脱離法では設定した温度勾配によって脱離ピークの位置および分布は変化する[5]。実際の原型炉を含む核融合装置では、冷却媒体の温度制御はその流路の長さの影響、および超伝導コ

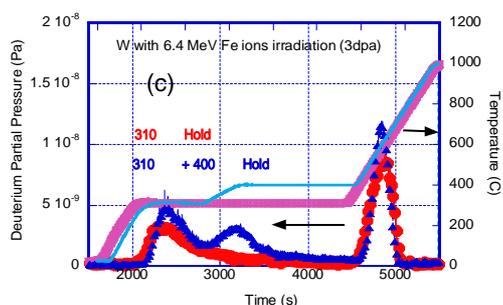
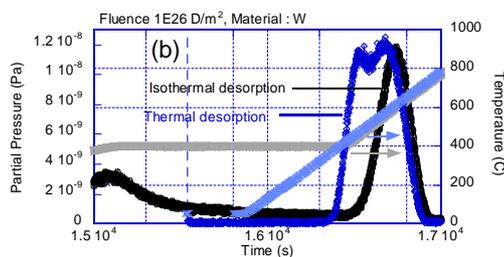
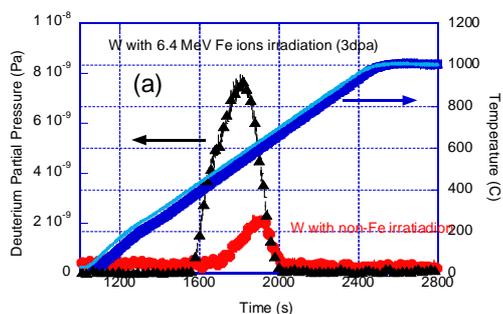


図 5(a). 鉄イオン照射あり W および無し W 試料への重水素プラズマ照射後の昇温脱離測定、(b) 鉄イオン照射あり W 試料に対する昇温および等温(400)脱離測定の比較、(c) 鉄イオン照射あり W 試料に対する 310 等温処理および、310 + 400 等温処理の比較。

イルへの熱影響低減のため、冷却媒体は緩やかな温度調整しかできない。図 5 (b) の 400 の等温処理では、タングステンに含まれる重水素の約半分が脱離できたが、残りは 400 の温度領域では残っていることを示している。図 5 (c) では、鉄イオン照射を行ったタングステン試料への重水素プラズマ照射後、2 種類の温度履歴、310 保持のみ、および 310 +400 保持を行った際の重水素脱離を比較した。試料温度を 310 から 400 に上昇に伴い、新たな脱離ピークが観測されるため現在の原型炉壁・使用温度上限 350 より温度を上昇させることで、トリチウム脱離量の増加が見込めることが分かった。

残留トリチウム低減処理として、本課題では温度制御の事例について報告した。重水素を用いた模擬実験を行い、等温処理による脱離を行うために、処理温度領域に至るまでの温度処理履歴への配慮が必要であり、本研究では事前に低温領域である 310 にて等温処理を行い、その後処理温度へ移行することによって評価手法が改善されることを示した。これら手法に基づき、等温脱離法により壁の設計温度近傍である約 400 までの運用で一部のトリチウム脱離が得られ、温度制御による脱離効果を明らかにした。さらに温度を増加させることで (~475) 除染効果が向上することも分かった。実際のトリチウム低減処理では、本研究課題である温度制御のみならず、能動的な放電洗浄と運用ガスの選択による促進を行うことが可能となる。

壁への温度制御は原型炉で必ず使用される機能であるため、温度制御でトリチウム低減が得られるという知見は、核融合炉実用化に向けて重要な結果である。

[1] <https://www.fusion.qst.go.jp/rokkasyo/ddjst/>

[2] 鳥養祐二, 核融合科学研究所・平成 29 年度 LHD 計画共同研究「堆積層への水素同位体の蓄積とその除染」報告書

[3] M. Nishikawa et al., Journal of Nuclear Materials 277 (2000) pp.99.

[4] 藪内聖皓 他、「複合ビーム材料照射装置 DuET を用いた核融合炉材料研究と関連材料研究の展開」、プラズマ核融合学会誌 97 (2021) pp.403.

[5] 廣畑優子、真空、33 (1990) pp.488.

5. 主な発表論文等

〔雑誌論文〕 計1件（うち査読付論文 1件/うち国際共著 1件/うちオープンアクセス 1件）

| | |
|---|-------------------------------|
| 1. 著者名 Ashikawa N., Torikai Y., Asakura N., Otsuka T., Widdowson A., Rubel M., Oyaizu M., Hara M., Masuzaki S., Isobe K., Hatano Y., Heinola K., Baron-Wiechec A., Jachmich S., Hayashi T. | 4. 巻 22 |
| 2. 論文標題 Determination of retained tritium from ILW dust particles in JET | 5. 発行年 2020年 |
| 3. 雑誌名 Nuclear Materials and Energy | 6. 最初と最後の頁 100673 ~ 100673 |
| 掲載論文のDOI（デジタルオブジェクト識別子） 10.1016/j.nme.2019.100673 | 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 |

〔学会発表〕 計15件（うち招待講演 2件/うち国際学会 9件）

| |
|--|
| 1. 発表者名 芦川直子、鳥養祐二、高岡宏貴、菊地絃太、染谷洋二、中村博文、小柳津誠、坂本宜照 |
| 2. 発表標題 DEMOにおけるトリチウム脱離に向けた温度調整の最適化 |
| 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 N. Ashikawa, H. Takaoka, G. Kikuchi, Y. Torikai, M. Kobayashi, T. Hinoki |
| 2. 発表標題 Retained deuterium on tungsten with heavy ion irradiation and their requirement of treatment for T decontamination |
| 3. 学会等名 第11回エネルギー理工学研究所国際シンポジウム（国際学会） |
| 4. 発表年 2020年 |

| |
|---|
| 1. 発表者名 N. Ashikawa, Y. Torikai, H. Takaoka, G. Kikuchi, M. Oyaizu, Y. Someya, T. Hayashi |
| 2. 発表標題 Tritium decontamination on plasma facing materials of DEMO by decay heat |
| 3. 学会等名 24th International Conference on Plasma Surface Interactions in Controlled Fusion Devices (PSI-24)（国際学会） |
| 4. 発表年 2021年 |

| |
|---|
| 1. 発表者名 N. Ashikawa, T. Otsuka, Y. Torikai, N. Asakura, A. Widdowson, M. Rubel, H. Furuta, M. Hara, S. Masuzaki, Y. Hatano, H. Nakamura, S. Jachmich, T. Hayashi, JET Contributors |
| 2. 発表標題 Observations of Tritium Inventory in JET ILW Dust Particles and Applications to Metal Wall Fusion Devices |
| 3. 学会等名 The 12th International Conference on Tritium Science and Technology (国際学会) |
| 4. 発表年 2019年 |

| |
|---|
| 1. 発表者名 N. Ashikawa, Y. Torikai, M. Nakayama, A. Taguchi, M. Matsuyama, Y. Someya |
| 2. 発表標題 Tritium decontamination scenario from plasma facing materials under vacuum condition in DEMO |
| 3. 学会等名 14th International Symposium on Fusion Nuclear Technology (国際学会) |
| 4. 発表年 2019年 |

| |
|---|
| 1. 発表者名 芦川直子、鳥養祐二、菊地弦太、中山将人、田口明、松山政夫、染谷洋二、坂本宜照 |
| 2. 発表標題 DEMOにおける真空条件下でのトリチウム脱離効果 |
| 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 芦川直子、染谷洋二、鳥養祐二、坂本宜照、大矢恭久、波多野雄二、原型炉設計合同特別チーム |
| 2. 発表標題 原型炉メンテナンス実施に向けたトリチウム蓄積量の予測および実時間トリチウム除染法の検討 |
| 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 | N. Ashikawa, Y. Torikai, N. Asakura, T. Otsuka, A. Widdowson, M. Rubel, M. Oyaizu, M. Hara, S. Masuzaki, K. Isobe, Y. Hatano, K. Heinola, A. Baron-Wiechec, S. Jachmich, T. Hayashi and JET Contributors |
| 2. 発表標題 | Determination of retained tritium from ILW dust particles in JET |
| 3. 学会等名 | 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 | N. Ashikawa, N. Asakura, A. Widdowson, M. Rubel, Y. Torikai, T. Otsuka, M. Hara, S. Masuzaki, M. Oyaidzu, K. Isobe, Y. Hatano, D. Hamaguchi, H. Kurotaki, S. Nakano, J.H. Kim, M. Tokitani, R. Sakamoto, J. Grzonka, K. Heinola, A. Baron-Wiechec, M. Miyamoto, H. Tanigawa, M. Nakamichi, T. Hayashi, and JET Contributors |
| 2. 発表標題 | Dust Particle Generation from the Controlled thermonuclear Fusion Device Jet with Metallic Plasma-Facing Components |
| 3. 学会等名 | 2018 Asia-Pacific Conference on Plasma and Terahertz Science (招待講演) (国際学会) |
| 4. 発表年 | 2018年 |

| | |
|---------|---|
| 1. 発表者名 | 芦川直子, 片山一成, 岩井保則, 有川安信, 波多野雄治, 大矢恭久, 染谷洋二, 鳥養祐二 |
| 2. 発表標題 | 核融合原型炉の燃料循環装置に対する課題抽出 |
| 3. 学会等名 | 第38回プラズマ・核融合学会年会 |
| 4. 発表年 | 2021年 |

| | |
|---------|--|
| 1. 発表者名 | N. Ashikawa, H. Takaoka, Y. Torikai, Y. Hayashi, T. Hinoki, K. Yabuuchi |
| 2. 発表標題 | Deuterium desorption from heavy ion irradiated tungsten using isothermal desorption method |
| 3. 学会等名 | 第12回エネルギー理工学研究所国際シンポジウム |
| 4. 発表年 | 2021年 |

| |
|--|
| 1 . 発表者名 Y. Torikai, G. Kikuchi, S. Masuzaki, T. Otsuka, N. Ashikawa, N. Asakura |
| 2 . 発表標題 Tritium retention in dust particles and divertor tiles of JET operated with the ITER-Like Wall |
| 3 . 学会等名 28th IAEA Fusion Energy Conference (FEC 2020) (国際学会) |
| 4 . 発表年 2020年 |

| |
|--|
| 1 . 発表者名 N. Ashikawa |
| 2 . 発表標題 Control of fuel retention for a long pulse operation |
| 3 . 学会等名 The 10th International workshop on Stochasticity in Fusion Plasmas (SFP) (招待講演) (国際学会) |
| 4 . 発表年 2021年 |

| |
|---|
| 1 . 発表者名 N. Ashikawa, T. Kawate, H. Toyoda, M. Yoshinuma, K. Ida, T. Oishi, R. Lunsford, Z. Sun |
| 2 . 発表標題 Observations of spatial distributions after boron dropping to hydrogen/deuterium plasmas in LHD |
| 3 . 学会等名 15th International Workshops on Hydrogen Isotopes in Fusion Reactor Materials (国際学会) |
| 4 . 発表年 2021年 |

| |
|--|
| 1 . 発表者名 N. Ashikawa, Y. Someya, Y. Torikai, H. Takaoka, Y. Oya, Y. Hatano |
| 2 . 発表標題 Material selection matrix for the tritium removal scenario constructions in DEMO |
| 3 . 学会等名 The 30th International Toki Conference on Plasma and Fusion Research |
| 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 | 鳥養 祐二 (Torikai Yuji) (80313592) | 茨城大学・理工学研究科(理学野)・教授 (12101) | |

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 | | | |
|---------|-----------------------------------|--|--|--|
| 英国 | CCFE, Culham Science Centre | | | |
| スウェーデン | KTH Royal Institute of Technology | | | |
| 米国 | PPPL | | | |