

## 科学研費補助金研究成果報告書

平成 24 年 5 月 31 日現在

機関番号：14401

研究種目：特定領域研究

研究期間：2007～2011

課題番号：19055003

研究課題名（和文） 核融合炉内複雑環境におけるトリチウム蓄積挙動の実験的研究

研究課題名（英文） Experimental studies on in-vessel tritium inventory in complicated environment of fusion reactors.

研究代表者

上田 良夫 (UEDA YOSHIO)

大阪大学・大学院工学研究科・教授

研究者番号：30193816

研究成果の概要(和文):核融合炉内のトリチウム蓄積挙動の解明、及び除去方法の開発のため、複数イオン同時照射下における水素同位体蓄積・透過挙動、照射損傷が水素同位体蓄積に与える影響、ダストの発生と水素同位体吸蔵、実機での壁材料の損耗・堆積・水素吸蔵に与える影響、及び再堆積層中の水素同位体除去、に関する研究を行ない、多くの有用な結果を得た。

研究成果の概要(英文): In order to understand tritium accumulation behavior and to develop tritium removal methods in fusion reactors, experimental researches have been done for retention and permeation under mixed ion irradiation, retention in high-energy ion damaged tungsten, generation and retention of dust particles, erosion-transport-deposition of wall materials and its effects on retention in JT-60U tokamak, and removal of hydrogen isotopes from redeposition layers. Many useful results have been obtained for estimation of T retention in fusion reactors.

交付決定額

(金額単位：円)

	直接経費	間接経費	合計
2007年度	26,800,000	0	26,800,000
2008年度	35,500,000	0	35,500,000
2009年度	24,900,000	0	24,900,000
2010年度	20,500,000	0	20,500,000
2011年度	9,900,000	0	9,900,000
総計	117,600,000	0	117,600,000

研究分野：工学

科研費の分科・細目：総合工学・核融合学

キーワード：核融合炉、トリチウム、プラズマ壁相互作用、照射損傷、材料混合、スパッタリング、再堆積、トリチウム除去

## 1. 研究開始当初の背景

(1)国際協力による核融合実験炉 ITER の建設が決まり、安全性の観点から炉内のトリチウム蓄積量を精度良く評価するための研究成果が求められていた。

(2)核融合炉壁は、複数のイオンや中性子が入射する複雑環境であり、このことを考慮した基礎実験結果、あるいは実機での実験結果は少なく、精度の良いトリチウム蓄積量の評

価は困難であった。

## 2. 研究の目的

(1)核融合炉内の複雑環境を考慮した基礎研究、あるいは実機研究を通じて、トリチウム蓄積のメカニズムを明らかにすると共に、その除去法を開発を行なう。

(2)以下の5テーマについて研究を行なう。

①水素同位体・ヘリウム・壁材料イオン同時

- 照射環境における水素同位体蓄積・透過挙動  
 ②照射損傷が水素同位体挙動に与える影響  
 ③ダストの発生と水素同位体蓄積への影響  
 ④実機における壁材料の損耗・再堆積と再堆積層の水素同位体蓄積・放出挙動  
 ⑤再堆積層中の水素同位体除去

### 3. 研究の方法

- (1) 定常高粒子束イオンビーム HiFIT (大阪大学) を用いて、主にタングステン系壁材料への重水素・ヘリウム・炭素混合イオンビーム照射を行ない、重水素の蓄積・透過挙動を調べる。  
 (2) 高エネルギーイオン照射により損傷を与えたタングステンについて、HiFIT 装置等で重水素イオンを注入し、NRA (核反応分析法、京都大学) 等で重水素の蓄積分布を調べる。  
 (3) 高密度プラズマ照射装置 NAGDIS (名古屋大学) にて、炭素やタングステンのダスト形成、及びその重水素吸蔵を調べる。  
 (4) JT-60U トカマク装置において、炭素壁材料の損耗やプラズマ中の密度分布を分光的手法で測定する。さらに炭素壁の損耗・再堆積・水素同位体蓄積について、炭素タイル分析により明らかにする。  
 (5) グロー放電装置により、壁材料への水素同位体の蓄積と希ガス放電による除去などを調べる。  
 (6) 特にタングステン壁について、水素同位体蓄積のデータベース構築を行なう。

### 4. 研究成果

- (1) イオン同時照射環境 (重水素・ヘリウム、重水素・炭素) における水素同位体蓄積・透過挙動

プラズマ対向材料は、燃料イオン (D,T)、核燃焼灰イオン (He)、壁材料イオン (C, W 等) が同時照射され、その結果表面に混合層 (WC 等) や改質層 (He や水素同位体のバブル層等) が形成される。本研究課題では、このような表面層がトリチウムの蓄積や内部への透過に与える影響を評価した。さらにタングステンの酸化物中のトリチウム挙動についての評価も行なった。

D/He、あるいは D/C 混合イオンビーム (エネルギー 1keV、フラックス  $\sim 10^{20} \text{ m}^{-2}\text{s}^{-1}$ ) をタングステン箔 (厚さ 30  $\mu\text{m}$ ) に照射し、透過した重水素フラックスの温度依存性を図 1 に示す。D/He 混合イオンビームでは、D のみの場合に比べ透過量は減少し (800 K で約 1 桁)、D/C 混合イオンビームを照射した場合は、逆に増加した (800 K で約 2 桁)。どちらの場合も透過量は温度に強く依存した。透過量の変化は、実効的に壁材料内部に拡散するフラックスの変化に対応しており、これは過去の研究成果を参照すると、プリスタリングの発生 (C イオン添加) や抑制 (He イオ

ン添加) と明確に対応している。

メカニズムについては、He 添加の場合は、高密度の He のバブルが表面近傍に発生し、これらが連結することで表面からの重水素の脱離を促進すること、C 添加の場合は、表面近傍に形成される WC 混合層が表面から重水素の脱離を抑制することが原因と考えられる。

これらの結果より、核燃焼プラズマ、あるいは He 混合プラズマで、タングステン壁材料を使用した場合は、内部へのトリチウム拡散が抑制され、プリスタリングの抑制や内部トリチウム蓄積の軽減が見込まれる。一方、表面近傍のヘリウムバブル層は水素同位体の蓄積場所になるため、リサイクリングに与える影響については、注意が必要である。

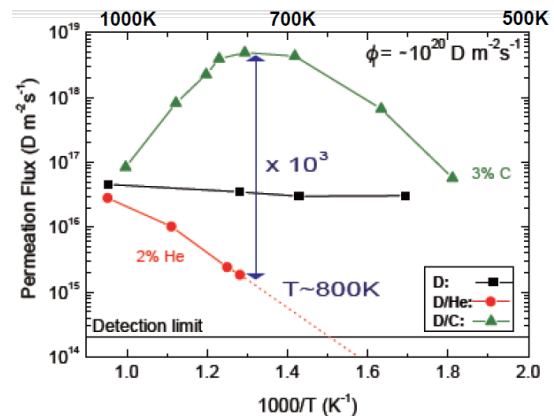


図 1 D イオンビームに He イオンあるいは C イオンを添加した場合のタングステン中の重水素透過フラックスの温度依存性

酸化タングステン中の水素同位体蓄積について、 $\text{WO}_3$  と  $\text{WO}_x$  ( $x < 3$ ) の化合物に水素イオンを照射して比較を試みた。表面に  $\text{WO}_3$  が存在する場合は、水素の脱離を抑制し蓄積量が増加することが分かり、タングステン中の酸素濃度が膜特性に大きな影響を与えることが明らかになった。

- (2) 高エネルギーイオンで損傷を与えたタングステン中の水素同位体蓄積

タングステン中に、高エネルギーの水素イオン、ヘリウムイオン、タングステンイオンを照射して損傷を与え、その後 D を照射して捕獲サイト密度を評価した結果を図 2 に示す。本研究では照射イオンやエネルギーが異なるものの、捕獲サイト密度は大きな違いがなく、0.1 dpa 以上の損傷量で飽和に近づく傾向が有り、核融合炉発電炉で想定される dpa 値 (15 dpa 程度) では、 $(0.5-1.0) \times 10^{26} \text{ m}^{-3}$  程度であり、タングステン原子密度 ( $6 \times 10^{28} \text{ m}^{-3}$ ) に対して約 1%程度であることが分かった。また、この結果は過去の研究成果 (300 keV H, 12 MeV Si, 20 MeV W) とファクター 2 程度以内で対応することも明らかになった。ま

た、これらの照射欠陥は 700 K 程度まではアニーリングされないことが分かった。

これらの結果より、ITER で想定される dpa レベル (最大 0.7 dpa) でも、高い密度のトリチウム捕獲サイトが形成されることが分かった。また、700 K までアニーリングされないことから、高い熱負荷が加わるダイバータのストライク点近傍以外では、照射欠陥がそのまま残ることが想定される。また、この照射欠陥に捕捉されたトリチウムは、ダイバータ機器の加熱 (350°C) により大幅に除去できるが、欠陥自体は残ることが示唆される。

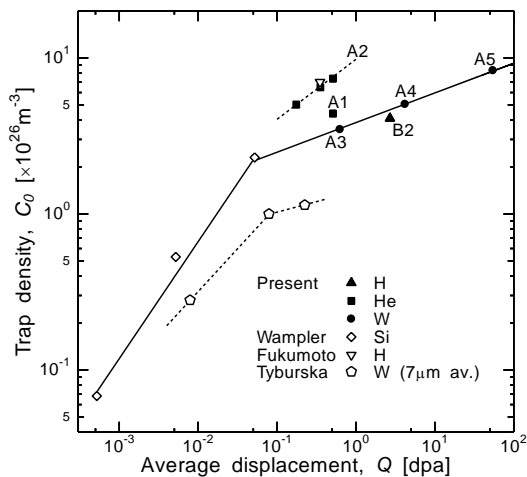


図 2 タングステンに、0.2 MeV H<sup>+</sup>、0.8 MeV He<sup>+</sup>、及び 1.5 MeV W<sup>+</sup> を照射して損傷を与えたタングステン中の、捕獲サイト密度の損傷量 (dpa) 依存性 (~500K)

### (3) 高密度プラズマ照射によるダスト粒子の生成と水素同位体蓄積

タングステンとグラファイトに高フラックスプラズマイオン照射 (フラックス:  $\sim 10^{23} \text{ m}^{-2} \text{ s}^{-1}$ ) を行ない、微粒子の発生機構を調べた。

タングステンについては、水素プラズマ照射によりプリスタリングが約 800 K 以下で生じ、表面が剥離してダストが生じる可能性がある。しかしながら、先の混合イオン (D/He) 照射実験結果より、He が混入するとプリスタリングが抑制されるため、核燃焼プラズマではこのプロセスは無視できる可能性がある。

一方、He が照射されると約 1000 K 以下では、ナノバブルと呼ばれる細かいバブルが表面近傍に発生するが、これ以上の温度になると He バブルが動きやすくなり、さらにタングステン原子の表面拡散が起こるようになり、これらの結果ナノ構造と呼ばれる綿毛状の構造が発生する。この構造は、ELM 様熱パルスが照射されると熔融により  $\mu\text{m}$  オーダーのダストが発生することが分かった。またナノ構造は単極アークを誘発しやすいことが

本研究ではじめて明らかになった。この単極アークのプラズマへの影響を今後明らかにする必要がある。

さらに 2000 K 程度以上で He プラズマがタングステンに照射されると再結晶化 (結晶粒成長) と共に、He が結晶粒界を拡散して、結晶粒の周りに He バブルを形成する。これにより結晶粒の密着性が低下し、結晶粒放出が起こりやすくなるという可能性が示された。この現象が起こると、ダストの発生が促進されるため、ITER 及び DEMO 炉環境での研究が必要である。

また、タングステンを D/He 混合プラズマにさらしながら、熱負荷を与えて熔融・飛散させてタングステン熔融ダストを作り、このダストが凝固する際の重水素蓄積量を調べた。ダストに蓄積されたガスを、D<sub>2</sub> と He が分離できる昇温脱離装置で調べたところ、ダスト中には、He のみ存在し、D はほとんど存在しないことが明らかとなり、タングステンの熔融に伴って発生するダストについては、トリチウム蓄積の問題はほとんどないことが明らかになった。

### (4) JT-60U トカマクプラズマ装置における炭素壁の損耗・輸送・再堆積の研究と水素同位体蓄積に与える影響

本研究テーマにおいては、放電後のタイルの分析、放電中の粒子バランス測定、及び炭素原子・イオンの分光測定により、プラズマ条件と水素同位体蓄積の関連、及び炭素壁の場合の水素同位体吸蔵とその除去に関する知見を得ることを目的とした。

タイル分析については、ダイバータから第一壁まで、ほぼポロイダル方向にすべての位置からタイルを採取し、TDS や SIMS を用いて水素導体の蓄積量や深さ分布を測定した。分析に当たっては、プラズマ照射面、タイル側面、及びプラズマから影となるダイバータ下部など様々な部分の分析を行なった。これらの分析により、損耗部と堆積部での水素同位体蓄積量、及びその温度依存性と放電時間依存性を明らかにした。さらに、同位体置換による D 原子の除去可能性と、高エネルギートリチウムの蓄積機構の解明を行なった。

これらの結果より、トロイダル方向の一様性を仮定して、炉内の水素同位体蓄積モデルを構築した。その結果を図 3 に示す。再堆積層は、時間に比例して蓄積量が増加し、損耗部は短い時間で増加したのち、緩やかに増加する。タイル内部は、初期に飽和する。これらの結果より、トリチウム蓄積量 (炭素壁の場合) を推定すると図 3 のようになる。初期は、損耗部とタイル内部の蓄積が多いが、10<sup>5</sup> 秒を越えると再堆積層が主な蓄積場所となり、これより長い時間ではほぼ放電時間に比例して蓄積量は増加する。ただし、この図で

は、タイルギャップやダイバータ底部への蓄積は考慮されていない。これらの場所への蓄積量も大きいことがタイル分析等より明らかになっており、この寄与を考慮して、ITERでのトリチウム蓄積量を求めると（壁温度 600 K と仮定）、約  $3 \times 10^5$  秒で ITER の炉内限界である 700 g に達することが分かった。これは、Roth らの計算の C+Be+W の場合のトリチウム蓄積に近く、総炭素壁の場合の見積もりより、本研究の蓄積速度の方が遅いことが分かった。

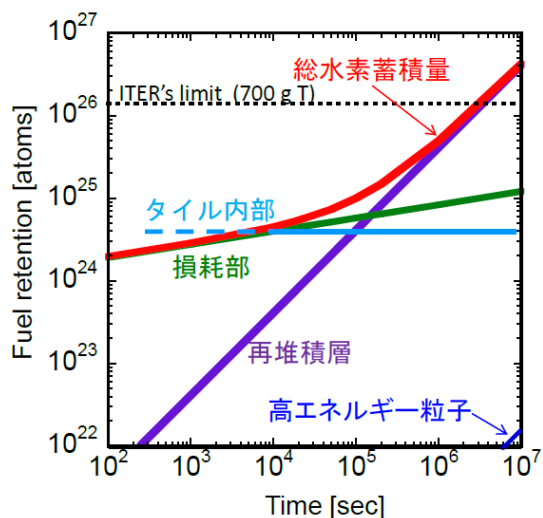


図 3 プラズマ対向壁・内部での水素蓄積モデルによる ITER (総炭素壁を仮定) 蓄積予測

次に、粒子バランス法と分光測定法から得られた結果を述べる。接触ダイバータプラズマと非接触ダイバータプラズマについて、粒子バランス法を用いて炉壁へのガスの蓄積量を比較すると、非接触時に多く吸蔵されることが分かった。さらに外側ダイバータ板の損耗量を分光測定により調べると非接触時に炭素の損耗量が多いことが分かった。また、内側ダイバータ上に水素を含む炭素堆積層が多く形成される。これらから、非接触ダイバータプラズマ時に外側ダイバータで発生した炭化水素がガス領域を輸送され内側ダイバータ板上に水素とともに堆積するという現象が起きている可能性がある。今後は、外側ダイバータからパフした  $^{13}\text{CH}_4$  より解離した  $^{13}\text{C}$  の再堆積分布と水素同位体蓄積量を評価することにより、炭素の損耗と水素吸蔵の関連性を明らかにする。

さらに JT-60U で使用されたタングステンコーティング CFC タイルにおける水素同位体蓄積を評価した。その結果、タングステンコーティング層内の蓄積は、炭素が内部に侵入し（粒界や空洞内の拡散）、水素がこの炭素と結合して起こることが明らかになり、総金属壁にした場合であっても、残留炭素の影響を考慮する必要があることが分かった。

(5) グロー放電法による壁材料中の水素同位体除去

タングステン、炭素、及びステンレス鋼 (SS) 中の重水素蓄積量は、炭素が最も大きく、タングステンはその 1/5 程度、SS は W の 1/3 程度であった。He、Ne、Ar のグロー放電によりこれらの材料中の D の除去を試みたところ、He 放電が最も効率が良いことが分かったが、W についてはほとんど除去できなかった。同位体交換により、60%程度の蓄積 H が D 放電により除去され、同位体交換の有効性が明らかになった。同位体交換の有効性は、JT-60U のタイル分析においても示された。

(6) タングステン壁中のトリチウム蓄積量の評価

900°C 以上で熱処理されたタングステン中の重水素蓄積量のデータを評価した。その結果、核融合炉壁温度条件 (200°C 以上) では、重水素が内部に拡散して欠陥に蓄積する効果が大きく、重水素の吸蔵量はフルエンスの 1/2 乗に比例し、また温度は 500 K 付近で最大となる。また、表面損傷 (プリスタリング) が存在すると一時的に蓄積量が大きくなるが、フルエンスが増えると内部拡散がしにくくなり、蓄積量は飽和傾向にあるというデータもある。表面損傷の影響については、今後さらに検討が必要と思われる。

総括として、ヘリウムや壁材料が同時照射された場合の表面改質層の影響や、中性子照射損傷を考慮に入れたトリチウム蓄積量の評価については、本計画研究の成果を用いて、従来より精度良く行う見通しがついた。また、JT-60U 実機の現象は、多くの実験成果を基に総合的な理解ができ、トカマク装置の T 蓄積挙動評価のために貴重な成果が得られた。

今後は本研究成果をベースとして、水素同位体挙動の適切なモデリング、実機複雑環境での現象のより進んだ理解、実機研究成果と基礎実験成果の適合性の確認とモデリングの高度化、及び高フルエンス環境での現象の評価につながる研究を行なうことが、核融合炉内トリチウム挙動評価に重要である。

## 5. 主な発表論文等

(研究代表者、研究分担者及び連携研究者には下線)

[雑誌論文] (計 174 件)

- ① H.T. Lee, H. Tanaka, Y. Ohtsuka, Y. Ueda, "Ion-driven permeation of deuterium through tungsten under simultaneous helium and deuterium irradiation", *Journal of Nuclear Materials* **415**, S696-S700 (2011) (査読有). <http://www.sciencedirect.com/science/article/pii/S0022311510008457>

- ② H Y Peng, H T Lee, Y Ohtsuka and Y Ueda, " Ion-driven permeation of deuterium in tungsten by deuterium and carbon-mixed ion irradiation", *Physica Scripta* **T145**, 014046 (4pp) (2011) (査読有)  
<http://iopscience.iop.org/1402-4896/2011/T145/014046>
- ③ M. Fukumoto, T. Nakano, K. Itami, T. Wada, Y. Ueda, T. Tanabe, "Effects of carbon impurity on deuterium retention in VPS-tungsten coatings exposed to JT-60U divertor plasmas", *Journal of Nuclear Materials* **415**, S705-S708 (2011) (査読有)  
<http://www.sciencedirect.com/science/article/pii/S0022311511000067>
- ④ Y. Yamauchi, Y. Kimura, Y. Kosaka, Y. Nobuta, T. Hino, K. Nishimura and Y. Ueda, "Hydrogen isotope retention and desorption for tungsten during glow discharges", *Fusion Science and Technology* **60**, 1475-1478 (2011) (査読有)  
[http://www.new.ans.org/pubs/journals/fst/a\\_12710](http://www.new.ans.org/pubs/journals/fst/a_12710)
- ⑤ M. Yoshida, T. Tanabe, T. Hayashi, H. Nakano, K. Masaki and K. Itami, "Construction of fuel retention model for full carbon devices", *Physica Scripta* **T145**, 014023 (5pp) (2011) (査読有)  
<http://iopscience.iop.org/1402-4896/2011/T145/014023>
- ⑥ I. Takagi, R. Imade, Y. Ikegami, M. Akiyoshi, K. Moritani, T. Sasaki, H. Moriyama, "Deuterium recombination coefficients on tungsten exposed to RF plasma", *Journal of Nuclear Materials* **417**, 564-567 (2011) (査読有)  
<http://www.sciencedirect.com/science/article/pii/S0022311510009372>
- ⑦ K. Sugiyama, Y. Sakawa, T. Tanabe, D. Watanabe, T. Shibahara, K. Masaki, "Removal of the deposition on JT-60 tile by nano-sec pulsed-laser irradiation", *J. Nucl. Mater* **405**, 70-73 (2010) (査読有)  
<http://www.sciencedirect.com/science/article/pii/S0022311510003478>
- ⑧ S. KAJITA, N. OHNO, Y. TSUJI, H. TANAKA, S. TAKAMURA, "Self-Affine Fractality of Bifurcating Arc Trail in Magnetized Plasma", *Journal of the Physical Society of Japan* **79**(5), 054501 (7pp) (2010) (査読有)  
<http://jpsj.ipap.jp/link?JPSJ/79/054501/>
- ⑨ S. Nagata, H. Fujita, A. Inouye, S. Yamamoto, B. Tsuchiya, T. Shikama, "Ion irradiation effects on the optical properties of tungsten oxide films", *NUCLEAR INSTRUMENTS & METHODS* **B268** (19), 3151-3154 (2010) (査読有)
- <http://www.sciencedirect.com/science/article/pii/S0168583X10005264>
- ⑩ Shin Kajita, Wataru Sakaguchi, Noriyasu Ohno, Naoaki Yoshida, Tsubasa Saeki, "Formation process of tungsten nanostructure by the exposure to helium plasma under fusion relevant plasma conditions", *Nucl. Fusion* **49**, 095005 (6pp) (2009) (査読有)  
<http://iopscience.iop.org/0029-5515/49/9/095005>
- ⑪ T. Nakano, H. Kubo, N. Asakura, K. Shimizu, H. Kawashima, S. Higashijima, "Radiation process of carbon ions in JT-60U detached divertor plasmas", *Journal of Nuclear Materials* **390-391**, 255-258 (2009) (査読有)  
<http://www.sciencedirect.com/science/article/pii/S0022311509001081>
- ⑫ T. Nakano, N. Asakura, H. Kubo, J. Yanagibayashi, Y. Ueda, "Tungsten Accumulation in H-Mode Plasmas of JT-60U", *Nuclear Fusion* **49**, 115024 (2009) (査読有)  
<http://iopscience.iop.org/0029-5515/49/11/115024>
- ⑬ M. Yoshida, T. Tanabe, Y. Nobuta, T. Hayashi, K. Masaki and M. Sato, "Hydrogen isotope retention in the outboard first wall tiles of JT-60U", *Journal of Nuclear Materials* **390-391**, 635-638 (2009) (査読有)  
<http://www.sciencedirect.com/science/article/pii/S0022311509001974>
- ⑭ Y. Ueda, M. Fukumoto, J. Yoshida, Y. Ohtsuka, R. Akiyoshi, H. Iwakiri, N. Yoshida, "Simultaneous irradiation effects of hydrogen and helium ions on tungsten", *Journal of Nuclear Materials* **386-388**, 725-728 (2009) (査読有)  
<http://www.sciencedirect.com/science/article/pii/S0022311508009690>
- ⑮ M. Fukumoto, H. Kashiwagi, Y. Ohtsuka, Y. Ueda, M. Taniguchi, T. Inoue, K. Sakamoto, J. Yagyu, T. Arai, I. Takagi, T. Kawamura, "Deuterium trapping in tungsten damaged by high-energy hydrogen ion irradiation", *Journal of Nuclear Materials* **390-391**, 572-575 (2009) (査読有)  
<http://www.sciencedirect.com/science/article/pii/S0022311509001822>
- ⑯ S. Kajita, S. Takamura, N. Ohno, "Prompt ignition of a unipolar arc on helium irradiated tungsten", *Nuclear Fusion* **49**, 032002(4pp) (2009) (査読有)  
<http://iopscience.iop.org/0029-5515/49/3/032002/>
- ⑰ T. Nakano, H. Kubo, N. Asakura, K. Shimizu, H. Kawashima, S. Higashijima, "Radiation

process of carbon ions in JT-60U detached divertor plasmas", J. Nucl. Mater. **390-391**, 255-258 (2009) (査読有)  
<http://www.sciencedirect.com/science/article/pii/S0022311509001081>

- ⑱ T. Nakano, H. Kubo, N. Asakura, et al. (8人), "Volume recombination of C<sup>4+</sup> in detached divertor plasmas of JT-60U", Nucl. Fusion **47**, 1458-1467 (2007) (査読有)  
<http://iopscience.iop.org/0029-5515/47/11/007>
- ⑲ S. Kajita, S. Takamura, N. Ohno, D. Nishijima, H. Iwakiri, N. Yoshida, "Sub-ms Laser Pulse Irradiation on Tungsten Target Damaged by Exposure to Helium Plasma", Nuclear Fusion **47**, 1358-1366 (2007) (査読有)  
<http://iopscience.iop.org/0029-5515/47/9/038>
- ⑳ K. Masaki, T. Tanabe, Y. Hirohata, Y. Oya, T. Shibahara, et al. (10人), "Hydrogen Retention and Carbon Deposition in Plasma Facing Wall and Shadowed Area of JT-60U", Nuclear Fusion **47**, 1577-1582 (2007) (査読有)  
<http://iopscience.iop.org/0029-5515/47/11/020>

[学会発表] (計 525 件)

- ① 大野哲靖, "LHD における受熱板熱負荷軽減運転", Plasma Conference 2011 (石川県立音楽堂、2011年11月24日) (招待講演)
- ② Y. Ueda, "Recent Progress of Tungsten R&D for Fusion Application in Japan", 13th International Workshop on Plasma-Facing Materials and Components for Fusion Applications, Rosenheim (Germany), May 11, 2011 (招待講演)
- ③ Y. Ueda, "Deuterium Permeation in Tungsten by Mixed Ion Irradiation", 10th International Symposium on Fusion Nuclear Technology, Portland(USA), September 12, 2011. (招待講演)
- ④ Y. Ueda, "Helium Effects on Tungsten Surface Morphology and Deuterium Retention", 15th International Conference on Fusion Reactor Materials, Charleston (USA), October 18, 2011. (招待講演)
- ⑤ 上田良夫, "TEXTOR トカマク装置における高Z材テストリミター実験", プラズマ・核融合学会 第27回年会 (北海道大学、2010年12月3日) (招待講演)
- ⑥ T. Nakano, "Tungsten transport and accumulation in JT-60U", 19<sup>th</sup> international conference on plasma-surface interactions in controlled fusion devices (PSI-19), San-Diego (USA), May 27, 2010 (招待講演)

- ⑦ T. Tanabe, "Overview of recent erosion-deposition and hydrogen retention studies in JT-60U", 12th International Workshop on Plasma-Facing Materials and Components for Fusion Applications, Juelich(Germany) May 13, 2009 (招待講演)
- ⑧ 大野哲靖, "直線型ダイバータ模擬装置における素過程の解明", 日本物理学会 2008年秋季大会 (岩手大学、2008年9月22日) (招待講演)
- ⑨ Y. Ueda, "Effects of tungsten surface conditions on carbon deposition", 18th Plasma Surface Interaction Conference (PSI2008), Toledo(Spain), May 27, 2008 (招待講演)
- ⑩ T. Nakano, "Balance of ionization and recombination of carbon ions in high density peripheral plasmas of the JT-60U tokamak", the 6th International Conference on Atomic and Molecular Data and their Applications, Beijing (China), October 30, 2008 (招待講演)

## 6. 研究組織

### (1) 研究代表者

上田 良夫 (UEDA YOSHIO)  
大阪大学・工学研究科・教授  
研究者番号：30193816

### (2) 研究分担者

日野 友明 (HINO TOMOAKI)  
北海道大学・工学研究科・教授  
研究者番号：30109491

大野 哲靖 (OHNO NORIYASU)  
名古屋大学・工学研究科・教授  
研究者番号：60203890

高木 郁二 (TAKAGI IKUJI)  
京都大学・工学研究科・教授  
研究者番号：20206717

仲野 友英 (NAKANO TOMOHIDE)  
独立行政法人日本原子力研究開発機構・核融合研究開発部門・副主任研究員  
研究者番号：50354593

田辺 哲朗 (TANABE TETSUO)  
九州大学・総合理工学研究科・教授  
研究者番号：00029331

永田 晋二 (NAGATA SHINJI)  
東北大学・金属材料研究所・准教授  
研究者番号：40208012

正木 圭 (MASAKI KEI)  
独立行政法人日本原子力研究開発機構・核融合研究開発部門・研究職  
研究者番号：10354648