

## 科学研究費助成事業 研究成果報告書

平成 28 年 6 月 14 日現在

機関番号：14401

研究種目：挑戦的萌芽研究

研究期間：2014～2015

課題番号：26630473

研究課題名(和文) 中間融点材料被覆層によるタングステン壁材料の長寿命化

研究課題名(英文) Improvement of tungsten lifetime by coating with middle melting point materials

研究代表者

上田 良夫 (Ueda, Yoshio)

大阪大学・工学(系)研究科(研究院)・教授

研究者番号：30193816

交付決定額(研究期間全体)：(直接経費) 2,700,000円

研究成果の概要(和文)：(1)種々のWをレーザーで溶融させその溶融層の挙動を調べ、特に沸点近傍まで表面温度が上昇した場合は、純Wが液滴放出による損耗の観点から最も望ましい材料であることがわかった。(2)WにAlの被覆を形成し、レーザーやパルスプラズマ照射を行い、ELM様のパルス熱負荷下では、蒸発の潜熱や蒸気遮蔽効果によりWへの熱負荷を減じる効果があることが確認された。(3)蒸気遮蔽効果をPICコードを用いて評価し、実験結果をおおむね説明できることがわかった。(4)表面損傷を持つWモノブロックは、20MW/m<sup>2</sup>熱負荷を印加した場合に、表面損傷が起点となり亀裂が発生しやすいことがわかった。

研究成果の概要(英文)：The following results were obtained. (1)Various W materials (pure W, W-2Ta, W-Re) were melted by a pulsed laser with ELM like heat pulses and their melt layer dynamics were studied. It was found that the least droplet ejection by bumping was observed for pure W. (2)W with thin Al coating layers (1 micrometer) was exposed to laser heat pulses and pulsed plasmas. Significant reduction of heat flux to W by evaporation heat of Al and vapor shielding effects by Al vapor was observed. (3)The vapor shielding effects of Be and W were successfully simulated by a newly developed PIC code. (4)W monoblocks for ITER with surface damage (cracking, melting made by pulsed plasmas and electron beam) were tested by cyclic high heat loading by electron beam. Heat flux of 20 MW/m<sup>2</sup> for 10 s was repeatedly applied for simulating slow transient heat pulsed in ITER. It was found that the W monoblocks with surface damage easily showed longitudinal cracks (self castellation).

研究分野：プラズマ理工学

キーワード：プラズマ対向材料 タングステン 中間融点堆積膜 蒸気遮蔽効果

### 1. 研究開始当初の背景

国際協力で建設が進んでいる核融合実験装置 ITER において、高い熱負荷が加わるダイバータ部に、タングステン (W) の使用が決定した。W は他の有力な候補材である炭素繊維材と比較して、トリチウムの蓄積が少ないことや、中性子照射下での材料の劣化が少ないことが評価されたためである。しかしながら、ITER においては、非定常熱負荷 (ディスラプションや ELM) により W 材料の表面の溶融や亀裂の発生が懸念されており、ITER の初期では、この非定常熱負荷を大幅に軽減することが必要と考えられている。

このような熱負荷制御は、基本的にはプラズマ制御の課題であるが、プラズマ対向材料側でも対応を検討することが、将来の原型炉を見据えた場合に、信頼性のある核融合装置の開発には重要と考えられる。特にディスラプションの様な非定常熱負荷の完全な抑制をプラズマ制御側に求めることは、装置の開発において難易度を非常に高めるものであり、非定常熱負荷に対して、機器の損傷が少ないプラズマ対向材料の開発ができれば、原型炉の実現性が大いに高まる。

さらに、非定常熱負荷が与えられた、W やその被覆材の表面が溶融するとその溶融層はプラズマと相互作用してプラズマを冷却して熱負荷を低減し、実質的に保護の役割を担う。このような現象をペーパーシールド (蒸気遮蔽) と呼ぶがこの現象についても実験及び理論面からの研究は少なくまた不明な点も多いことから研究の進展が期待されている。

### 2. 研究の目的

核融合炉壁材料としてタングステン (W) を使用する場合は、パルス熱負荷 (ELM やディスラプション) による表面損傷 (粗面化、亀裂、局所溶融、およびこれらに伴う微粒子放出) が懸念され、その回避・軽減法を見出して、W 壁材料の長寿命化を図る必要がある。

本研究では、パルス熱負荷や定常熱負荷が加わる複合的熱粒子照射環境において、種々の W 材料の溶融層の挙動を評価すると共に、中間融点材料を表面に被覆した場合の表面損傷への影響を調べる。

さらに、W 表面層が薄く溶融するようなパルス熱負荷を与えて粗面化や亀裂を修復した表面に対して、非定常熱負荷の影響を調べる。これらに加えて、表面が溶融した場合の蒸気層とプラズマの相互作用により、プラズマからの熱負荷が低減される蒸気遮蔽効果について、パルスプラズマや定常プラズマとレーザーを用いた実験とシミュレーションにより、W と Be や Al の被覆層の場合について調べた。これらより、中間融点材料被覆層や表面溶融・凝固が W 壁材料の非定常熱負荷による表面損傷に与える影響を調べ、W の長寿命化の方法を探る。

### 3. 研究の方法

(1) W 溶融層挙動の研究: 真空容器中に設置した W 材料を、7 kW の Nd:YAG レーザーを用いて溶融させる。スポットサイズは 0.6 mm で、パルス幅は 0.25ms ~ 5 ms まで可変である (1 ショットで、30 J が限界)。レーザー光の吸収率が約 30% であることを考慮すると、W の溶融限界 ( $48 \text{ MWm}^{-2}\text{s}^{0.5}$ ) の約 4.2 倍の熱負荷を印加できる。表面温度は、2 波長の放射温度計で計測し、さらに溶融層のレーザー吸収率の測定を行った。表面溶融後は、レーザー顕微鏡により表面形状を観察した。

(2) W 表面被覆層への熱・プラズマ照射影響: W 表面に Al や Sn をマグネトロンスパッタリング法によりコーティングした材料について、レーザー照射やパルスプラズマ照射を行い、その蒸発やプラズマとの相互作用、及び下地の W の保護効果を調べた。

(3) 蒸気遮蔽効果: 蒸発した金属蒸気とプラズマとの相互作用を PIC 法を用いた粒子シミュレーションで調べた。特に、W と Be の蒸気とプラズマの相互作用を調べた。さらに直線型プラズマ装置に W と Be をさらして蒸気遮蔽効果を調べ、シミュレーション結果と比較した。

(4) 表面損傷を持つ W モノブロックの熱除去特性: ITER で使用される W モノブロックの表面にパルス熱負荷を与えて表面を溶融させた試料や、表面に亀裂を与えた試料について、定常熱負荷を電子ビーム装置で与えて、表面状態の変化と熱除去特性を評価した。

### 4. 研究成果

(1) W 溶融層挙動の研究: レーザー加熱領域の温度を放射温度計により測定し、また試料全体の温度を熱電対によって測定することで、レーザーエネルギー吸収率の温度依存性を求めた。図 1 に、レーザー照射による試

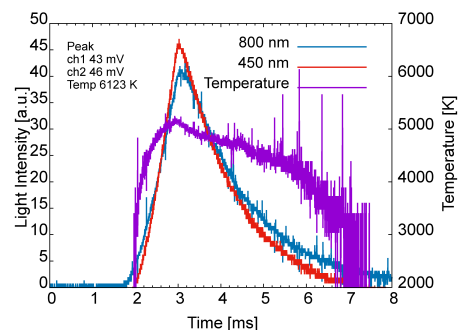


図 1 発光強度 (800 nm と 450 nm) と、表面温度の時間変化

料照射点からの特定波長放射光の時間変化と、その比率から算出した温度変化 (図 1) と、熱電対により測定したレーザー照射による試料温度変化から算出したレーザーエネルギー吸収率の温度依存性 (図 2) をまとめた。この実験では、レーザーのパルス幅は 1ms とした。表面温度はレーザー照射中に急激に上昇して W 溶融層が形成され、その後

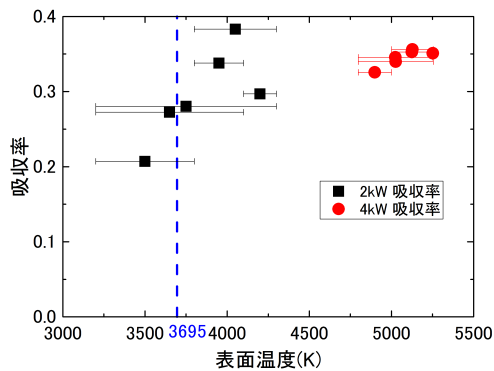


図2 吸収率の表面温度依存性

レーザー停止後、ゆっくり減少する。この計測により W 溶融層の吸収率はおおむね 35% 程度であり、温度依存性は弱いことがわかった。融点の近傍で吸収率の変化が見られるが、この詳細な測定は今後の課題である。

次に、このレーザー照射により純 W、W-2Ta、及び W-10Re についてパルス熱負荷を与えて表面溶融層の形状変化を調べた。W (4N) と W-Ta の場合について、凝固後の表面形状をパワー密度を変えて調べた結果を図 2 に示す。

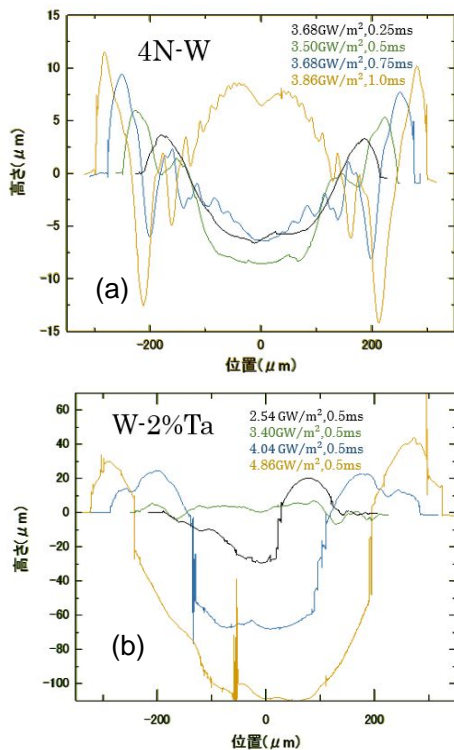


図3 レーザー照射による溶融後の表面形状変化、(a)純 W、(b)W-Ta

レーザー加熱により生じた溶融層は、照射外縁付近において大きく隆起する形状が観察された。全ての試料について、照射時間や強度を変化させてレーザー強度を大きくするにつれて隆起が大きくなることが観察された。また、レーザー強度の増加に伴い、隆起が連続する波形表面が形成されることが

確認された。これは、レーザー照射中にも温度勾配により外縁部の隆起が発生すると仮定すると、径方向に熱が拡散していくにつれ、隆起部に熱負荷が集中し、液流れが生じて隆起部の分裂が発生することが原因と考えられる。もしくは、レーザー強度が大きく、溶融層の面積が広がった場合に、径方向への大きな温度勾配によってマランゴニ対流が発生し、表面に波が生じたまま凝固したことも考えられる。さらに強度を増加させていくと、照射中央部においても初期表面高さを超える隆起が観察された。このような中心部の隆起は、突沸により内部に気泡が発生したためと考えられる。また、W-Ta(2%) 試料については、内部が大きくくぼみ、突沸により W 液滴が放出された可能性を示唆する。これらより、溶融に伴う液滴放出の効果は、純 W の方が小さいことが示された。

(2) W 表面被覆層への熱・プラズマ照射影響：中間的な融点を持つ材料として、Al の保護膜について評価した。Al は温度と蒸気圧の関係などで、Be とも特性が近く、本実験は Be の模擬実験としても意味がある。成膜はマグネトロンスパッタリング装置で行った。Al の膜厚は 1 μm とした。図 4 に Al を成膜

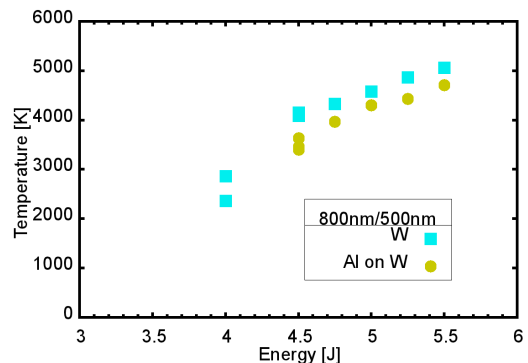


図4 W と Al 被覆 W へのレーザー熱負荷と表面温度の関係

した W と純 W に対して、レーザーで熱負荷を与えた場合の表面温度の違いを示した。ここで、表面温度は 800 nm と 500 nm の放射光の強度比より算出した。Al の場合は、表面被覆層が溶融・蒸発する際の溶解熱や潜熱により、W への熱負荷が減少して、表面温度が低く保たれていることが明らかになった。また、Al が完全に蒸発しない限りは、W への損傷は見られなかった。

このような Al を蒸着した試料をプラズマガンを用いてパルスプラズマにさらし手材料への熱負荷を調べたところ、上記の潜熱だけではなく、蒸気がプラズマと相互作用して、プラズマを冷却し、その結果熱負荷が減少することも確かめた。

(3) 蒸気遮蔽効果：(2) で示したように、プラズマガン装置で、Al を堆積させた W をプラズマにさらした場合の蒸気遮蔽効果と

W の保護効果が実証された。この実験結果を再現するため、粒子 (PIC) 法を用いたコード整備を行った。PIC シミュレーションにおいては、OPEN-ADAS ライブラリを用いて、イオン化、再結合化反応をモンテカルロ法により、また、発光を一般化された Collisional Radiative 法を用いてモデル化した。流体法で扱うのが難しいシース領域について、粒子法を用いることでポテンシャル、温度、密度、マッハ数など各種パラメータし、プラズマ中不純物の発光で集中熱負荷が軽減される様子がシミュレーション可能となった。高い熱負荷で溶融した Be 放出で、到達熱負荷が大きく減衰していることがわかった。一方で、W が溶融した場合は、Be に比べて速度が遅く、電離速度係数が大きいと、壁から近距離でイオン化し、プラズマの流れや、強磁場が存在する場合は、ラーマー運動により、壁表面にすぐに戻り、蒸気遮蔽の効果が少ないことが示された。この成果は、直線プラズマ装置 PISCES においても確認されている。今後は、密度を下げたプラズマ中での W 蒸気の影響を評価し、シミュレーションコードで得られた結果の妥当性を明らかにする。

(4) 表面損傷を持つ W モノブロックの熱除去特性：プラズマガンによるパルス熱負荷で亀裂や溶融等の表面損傷を与えた W モノブロックに対して、ITER で想定される 10 MW/m<sup>2</sup> の定常熱負荷、及び Slow transient で想定される 20 MW/m<sup>2</sup> の熱負荷を々与え

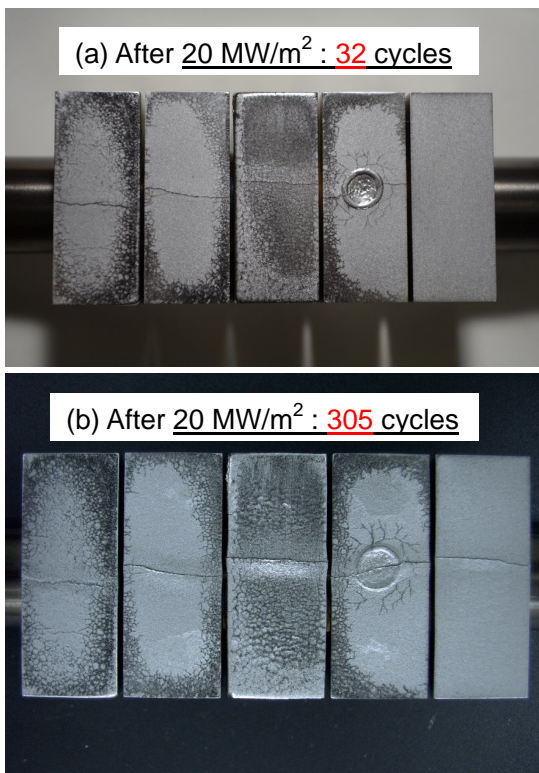


図 5 表面損傷を与えた W モノブロックに、20 MW/m<sup>2</sup> (10s) の熱負荷を 32 回(a)、305 回(b)与えた後の表面変化

て、表面状態の変化や熱除去特性の変化を調べた。10 MW/m<sup>2</sup> の繰り返し熱負荷では表面状態に変化がなかったため、20 MW/m<sup>2</sup> の繰り返し熱負荷実験を行った。その結果を図 5 に示す。32 サイクル照射後の表面 (図 5 (a)) では、表面損傷をあたえた W (左 3 つはパルスプラズマによる表面溶融や亀裂、右から 2 番目は中心を溶融、右端は表面損傷がないもの) について、すべて冷却間方向の大きな亀裂が発生していることが見て取れる。しかしながら、初期に表面損傷を与えていない W モノブロックについては、特に亀裂は発生していない。一方、305 サイクル後の表面には、右端の W も含め、すべてに亀裂の発生が確認された。このことから、表面の損傷は亀裂の起点となり、パルク W の性質によるが、亀裂を発生させやすくなることがわかった。初期に表面損傷を与えていない W であっても、高い熱負荷により、表面温度が再結晶化温度を上回ることによって、再結晶化が進み、その結果表面が脆くなり、亀裂の起点となって、亀裂発生に至る物と考えられる。しかしながら、熱除去特性については、亀裂が入っても変化がないことが明らかになった。

この結果から、表面損傷をある程度抑制できれば、大きな亀裂の発生を抑制することが可能となることが示され、表面保護層により W の表面に損傷が発生しにくくなれば、W の長寿命化に大いに貢献することが期待できる。

## 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 7 件)

菊池祐介、澤田圭司、高村秀一、上田良夫、永田正義、ダイバータにおける熱流制御とプラズマ材料相互作用、Journal of Plasma and Fusion Research、査読無、90 巻、2014、480-488

DOI: <http://ci.nii.ac.jp/naid/110009843850>

A. S. Sabau, E. K. Ohriner, J. Kiggans, C. R. Schaich, Y. Ueda, D. C. Harper, Y. Katoh, L. L. Snead, HIGH-HEAT-FLUX TESTING OF IRRADIATED TUNGSTEN-BASED MATERIALS FOR FUSION APPLICATIONS USING INFRARED PLASMA ARC LAMPS, Fusion Science and Technology, 査読有, 66, 2014, 394-404.

DOI: [dx.doi.org/10.13182/FST14-809](https://doi.org/10.13182/FST14-809)

Y. Ueda, M Oya, Y Hamaji, H T Lee, H Kurishita, Y Torikai, N Yoshida, A Kreter, J W Coenen, A Litnovsky and V Philipps, Surface erosion and modification of

toughened, fine-grained, recrystallized tungsten exposed to TEXTOR edge plasma, Phys. Scr., 査読有, T159, 2014, 014038 (4pp)  
DOI:http://dx.doi.org/10.1088/0031-8949/2014/T159/014038

Y. Ueda, J.W. Coenen, G. De Temmerman, R.P. Doerner, J. Linke, V. Philipps, E. Tsitrone, Research status and issues of tungsten plasma facing materials for ITER and beyond, 査読有, Fusion Engineering and Design, Volume 89, 2014, 901-906.  
doi:10.1016/j.fusengdes.2014.02.078

Kikuchi, Y., Sakuma, I., Kitagawa, Y., Asai, Y., Onishi, K., Fukumoto, N., Nagata, M., Ueda, Y., Kurishita, H., Surface modifications on toughened, fine-grained, recrystallized tungsten with repetitive ELM-like pulsed plasma irradiation, 査読有, Journal of Nuclear Materials 463, 2015, 206-209.  
DOI: 10.1016/j.jnucmat.2014.11.107

Tanaka, Y., Lee, H.T., Ueda, Y., Nagata, M., Kikuchi, Y., Suzuki, S., Seki, Y., Effect of surface damage on thermal response of tungsten monoblocks, 査読有, Fusion Science and Technology, 68, 2015, 433-437.  
DOI: 10.13182/FST15-109

Oya, M., Lee, H.T., Ueda, Y., Kurishita, H., Oyaidzu, M., Hayashi, T., Yoshida, N., Morgan, T.W., De Temmerman, G., 査読有, Surface morphology changes and deuterium retention in Toughened, Fine-grained Recrystallized Tungsten under high-flux irradiation conditions, Journal of Nuclear Materials 463, 2015, 1037-1040.  
DOI: 10.1016/j.jnucmat.2014.11.124

〔学会発表〕(計 7件)

上田良夫, “タングステンの表面損傷”, PLASMA2014, 2014.11.18-21、朱鷺メッセ (新潟県新潟市)

大宅諒, 上田良夫, 他 5名 “TEXTOR プラズマ曝露させた TFGR タングステンの溶融・凝固層の解析”, PLASMA2014, 2014.11.18-21、朱鷺メッセ (新潟県新潟市)

田中泰史, 上田良夫, 他 5名 “タングステンの表面損傷がパルス熱負荷応答に与える影響”, PLASMA2014, 2014.11.18-21、朱鷺メッセ (新潟県新潟市)

上田良夫, 他 2名 “タングステンダイバークタ開発の現状と課題”, 日本原子力学会 2015 年秋の大会 9.9-11 静岡大学静岡キャンパス (静岡県静岡市)

佐久間一行, 上田良夫, 他 4名, “Pilot-PSI 装置における 定常・パルス複合プラズマ照射による Al 被覆 W 材料の蒸気層形成実験”, 第 32 回プラズマ・核融合学会年会 2015.11.24-27 名古屋大学東山キャンパス・豊田講堂 (愛知県名古屋市)

伊庭野健造, 上田良夫, 他 2名, “定常プラズマ照射下における溶融金属表面からの粒子放出と 蒸気遮蔽効果の観察”, 第 32 回 プラズマ・核融合学会年会 2015.11.24-27 名古屋大学東山キャンパス・豊田講堂 (愛知県名古屋市)

吉川悟, 上田良夫, 他 4名, “ディスラプションを模擬したレーザー熱入射におけるタングステンの吸収率測定”, 第 32 回プラズマ・核融合学会年会 2015.11.24-27 名古屋大学東山キャンパス・豊田講堂 (愛知県名古屋市)

## 6. 研究組織

### (1) 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