

平成23年度

核融合力学分野  
共同研究成果報告



## 透過プローブを用いた水素リサイクリングモニタの開発

京都大学工学研究科・高木郁二

課題番号：23FP-1

研究課題：透過プローブを用いた水素リサイクリングモニタの開発

研究期間：H23年4月1日－H24年3月31日

所内世話人：岡子秀樹

協力者：6名（澤田憲一、古田美憲、岡子秀樹、Sanjeev Kumar Sharma, A. Rusinov, 井上雄貴）

配分額：校費（5万円）、旅費（15万円）

## 目的：

QUEST の水素リサイクリングモニターの構築と粒子バランスの定量評価法の確立を目指す。特に壁粒子吸蔵と放出の遷移条件の背景物理を調べるために、壁への水素束モニタの開発を行う。これまでの Ni 薄膜での透過計測に加えて、Pd 薄膜を用いたプローブ計測を行い、拡散・再放出モデルの正当性を評価する。

## 実施方法：

QUEST 装置並びにプラズマのリサイクリングの研究のために2つの方法を用いる。第1は設置済みの透過プローブを用いた水素束の絶対評価と時間応答計測である。本年度は Pd 薄膜による透過束の計測を行い、特に壁での散乱水素束の効果を調べるとともに、拡散・再結合モデルの適用を図り、リサイクリング過程における再放出の評価への基礎とする。第2は放電管内の粒子総量の収支を調べるためにバッファータンクとバロトロン差圧計による入射粒子数の評価、ポンプヘッドでの圧力計測と排気速度を用いた排気量の評価及びクライオ再生時の圧力上昇を用いた積算排気粒子総量評価を行う。

## 実験結果：

## 1) 透過プローブを用いた水素束の絶対評価

真空容器内壁に入射する局所水素原子束を評価するため図1に示す PDP probe 計測を行う。Pd 薄膜（直径 16 φ、厚さ 0.1mm）を透過した水素透過量を QMA（Quadrupole mass analyzer: 四重極型質量分析計）で測定する。大気開放中に H<sub>2</sub>O として壁表面に吸着した多量の水素原子の除去過程を放電洗浄プラズマ中の H<sub>2</sub>O 分圧低下と合わせて壁への水素束変化を PDP として系統的に調べた。文献1で示すように Ni 薄膜を用いた透過束計測により、1) 透過束が水素発光強度と3桁程度の dynamic 範囲で正相関を示すこと、2) 透過曲線が Ni 物性値（拡散係数、再結合係数）の温度依存性を考慮した、拡散・再結合モデルで再現できること、3) これらより壁へ実効入射水素原子束が評価可能であることを明らかにした。さらに実験当初に透過薄膜直前の仕切り板の開閉により直接及び散乱原子束の比較を行い、ほとんど入射束が散乱原子束で支配されていることを明らかにした。今回 Pd 薄膜に変えることにより新たな物性値で透過曲線を取得し、1) 薄膜によらない透過・再結合モデルの正当性の確認、2) 壁面散乱原子束の薄膜入射束への寄与の評価を中心に観測を

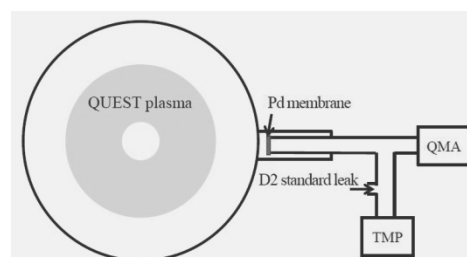


図1 PDP probe 概要

行った。2つのシステムの違いは薄膜の違いだけでその他は全く同じである。図2に15分のECR放電洗浄プラズマを間隔を置いて2回繰り返したときの透過曲線をしめす。第1の波形は薄膜前面に仕切り板を置き、直接入射束の寄与をなくしたものであり、第2は仕切版を取り除き、直接入射成分+散乱入射成分の双方の寄与を調べたものである。第1放電での透過束が完全に薄膜内を透過完了以前に、第2の放電を行っているため、薄膜内初期値は異なっているがこのシーケンスを逆にしても同様な結果が得られている。即ち透過束は直接入射成分の存在によって増大している。どの程度仕切版によって入射成分が遮られているかは、拡散・再結合モデル計算によって評価した。図2はPdの物性値を用いて計算した結果と観測値の比較を行ったものである。ここで、上流(plasma側)、下流(裏面)の再結合係数は約3倍程度の比を仮定し、拡散係数は文献値を用いた。両者の比較は非常によく、この比較から入射束の比が1.65-1.8であると見積もることに成功し、入射束として $1.65 \times 10^{17} \text{ H/m}^2/\text{s}$ を得た。

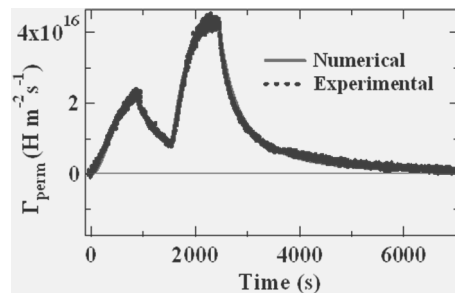


図2 First Pulse:  $F_1 = 1E17 \text{ H/m}^2/\text{s}$ ,  $K_u = 5 \times 10^{-31} \text{ m}^4/\text{s}$ ,  $K_d = 1.7 \times 10^{-31} \text{ m}^4/\text{s}$ ,  $T = 500 \text{ K}$ ,  $D = 2.9 \times 10^{-7} \exp(-0.230/kT)$ , Second Pulse :  $F_2 = 1.65 * F_1$

## 2) 総粒子数収支の絶対評価[2]

QUEST装置における水素の壁吸蔵・放出量を評価するために、以下の三つの方法をもちいる。(1)CRYOポンプ吸蔵圧測定法、(2)静的粒子バランス測定法、(3)動的粒子バランス測定法 それぞれに利点・欠点がありこれらを組み合わせて、精度よく粒子バランスを計測する。(1)では排気をCRYOポンプのみでおこない、再生時の圧力測定により積分量を測定し、積分した粒子注入量との差より壁排気を評価する。実験装置全体での長時間スケール(一日から一週間程度)の水素吸蔵・放出量を測定することができる。(2)は排気がない状態で、プラズマ生成前後の真空容器内の圧力測定をおこなうことによって、静的な水素の壁吸蔵・放出量を評価する。入射したガス量に対する水素の壁吸蔵・放出を、プラズマ1ショット単位の時間スケールで評価することができる。(3)は通常の実験を行いながら、注入量とポンプの排気速度・圧力から排気量を評価するものである。一例を図3に示す。

### 今後の課題と予定：

今後は本格的な定常放電で計測を行い、壁での粒子束の時間変化、リサイクリングの時間変化を調べる。

### 参考文献

- [1] S.K.Sharma, I. Takagi: Journal of Nuclear Materials 420 (2012) 83-93
- [2] 井上雄貴,高木郁二他、プラズマ核融合学会九州支部 2011 12

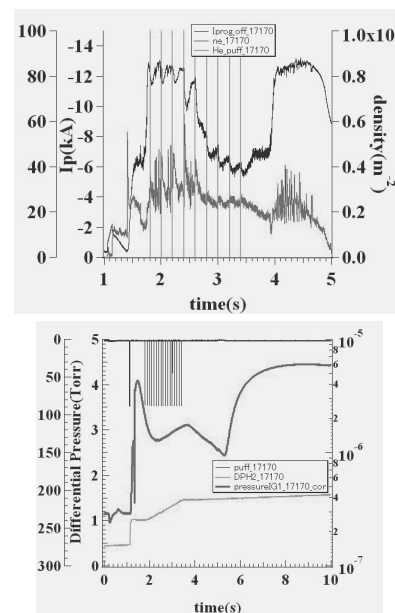


図3 (上) ガス注入時の密度と電流の時間発展 (下)注入粒子数、排気圧力の時間発展

## 1. 目的

フェライト系ステンレス鋼は核融合炉構造材料の候補材として挙げられてきた。一方、核融合炉開発のための技術の発展と共に、金属中のヘリウムの挙動についての研究が盛んになってきた。プラズマ対向材料中のヘリウムは核融合プラズマから材料表面に侵入するものと材料内部で核反応( $n, \alpha$ )により生成したものである。これらのヘリウム原子が中性子照射によって形成された原子空孔と結合し、材料のスエリングを起こし、材料の力学特性が劣化する。本研究では、フェライト系ステンレス鋼の最も単純なモデル金属と考えられる純鉄に対して、ヘリウムと転位、原子空孔型欠陥の相互作用を調べることを目的とする。

## 2. 実験方法

試料は $\phi 5\text{mm} \times 0.1\text{mm}$ の純鉄(99.999%、昭和電工製)の3種類試料(良く焼鈍された試料、転位と原子空孔が導入された試料)を実験に用いた。10%の圧延により転位を導入した。圧延した時に導入された原子空孔は高温での焼鈍により、陽電子寿命が検出できない程度まで消滅させた。焼鈍温度は673Kで、焼鈍時間は1時間であった。原子空孔は室温で電子線照射により導入した。電子照射エネルギーと照射量はそれぞれ8MeVと $9.25 \times 10^{20} \text{e}^-/\text{m}^2$ である。陽電子寿命測定により電子線照射によって格子間原子集合体がほとんど形成されず、微細な原子空孔集合体だけが形成されたことが確認された。その後、すべての試料に対して、マグネットセパレータ付Heイオン銃(オメガトロン社製)を用いてヘリウム注入をした。イオン注入装置においては、バリアブルリークバルブでHeガスの流量を調整し、イオンガンコントローラーでフィラメントの電流や加速電圧等を調整した。Heイオンカレントは、ファラデーカップにより測定した。Heイオンビームを均一にするために、ファラデーカップは $\Phi 3\text{mm}$ と $\Phi 6\text{mm}$ の2つを用いた。その後、試料にHeイオンを注入した。なお、He注入前の真空度は $10^{-5}\text{Pa}$ オーダーでHe注入中はおよそ $2 \times 10^{-4}\text{Pa}$ である。ヘリウム注入は室温で、弾き出し損傷がほとんどできない加速電圧100eVで行った。ヘリウム照射量は $1.0 \times 10^{20} \text{He}^+/\text{m}^2$ であった。注入後、1523Kまで昇温脱離ガス分析法(TDS)によりヘリウムの放出を調べた。昇温速度は1K/sであった。

## 3. 実験結果と考察

表1にヘリウム注入前後の良く焼鈍をした試料、転位を導入した試料及び原子空孔導入した試料の陽電子寿命を示している。陽電子寿命測定値から良く焼鈍した試料に欠陥がほとんどないこと、転位を導入した試料に転位だけが入っていること、原子空孔を導入した試料に4個前後の原子空孔集合体が入っていることが分かった。また、ヘリウム注入しても原子空孔導入した試料以外に陽電子の寿命はほとんど変わらなかった。原子空孔導入した試料はおそらくヘリウムが原子空孔集合体に入ることにより陽電子寿命は短くなった。

ヘリウム注入前後の陽電子寿命測定値

条件	平均寿命 $\tau_m(\text{ps})$	短寿命 $\tau_m(\text{ps})$	長寿命 $\tau_m(\text{ps})$	長寿命成分の Intensity (%)
良く焼鈍した試料	106.5	—	—	—
ヘリウム注入後の良く焼鈍した試料	106.3	—	—	—
転位導入した試料	117.6	—	—	—
ヘリウム注入後の転位導入した試料	120.1	—	—	—
原子空孔導入した試料	168.2	82.1	263.1	41.2
ヘリウム注入後の原子空孔導入した試料	158.4	105.3	238.4	40.1

図1から3まではヘリウム注入した焼鈍材、転位導入材、原子空孔導入材のヘリウム放出と昇温温度の関係を示している。図1に示しているTDSの結果からは500Kにヘリウムの放出ピークAが得られた。これは試料の表面によりトラップされたヘリウムである。図2に示すように転位のヘリウム放出ピークは920Kである。図3に微細な原子空孔集合体(約4個)にトラップされたヘリウムの放出ピークは1100K

である。室温で純 Fe 中に単原子空孔の移動ができるので、単原子空孔だけが存在する試料を作れない。従って、単原子空孔によりトラップされたヘリウムピークが得られなかった。

#### 4. まとめ

本研究では、陽電子消滅寿命測定法を用いて、試料の組織を制御しながら、ヘリウムと転位、微細な原子空孔集合体の相互作用を調べた。TDS の結果から転位と微細な原子空孔集合体（約 4 個）から放出されたヘリウムのピークはそれぞれ 920 と 1100K であった。

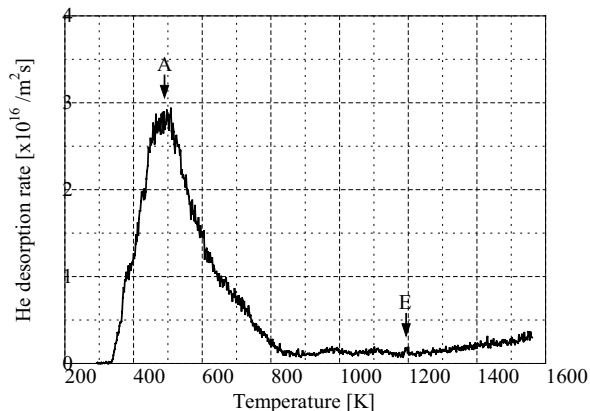


図 1 良く焼鈍した Fe のヘリウムの放出

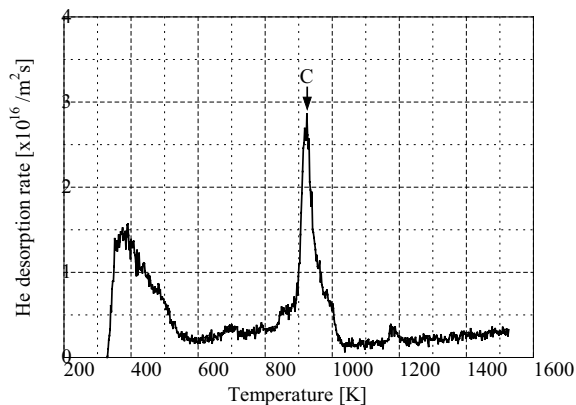


図 2 転位が導入された Fe のヘリウムの放出

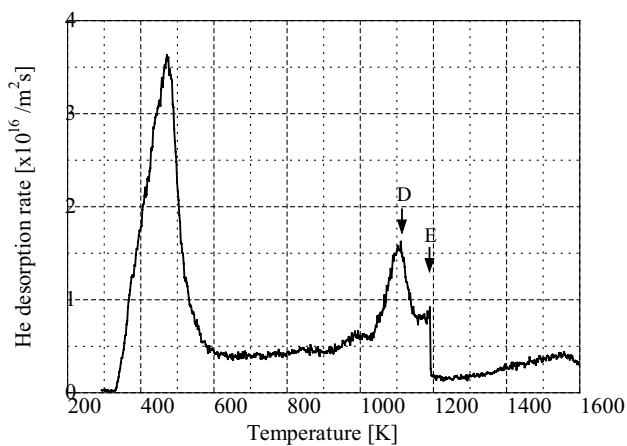


図 3 微細な原子空孔が導入された Fe のヘリウムの放出

## 1. はじめに

核融合炉プラズマ対向材料としてタングステン(W)が有望視されており、安全性の観点からトリチウム保持特性の解明が急務となっている。著者らは日米科学技術協力事業 TITAN 計画のもとで中性子照射 W 中の水素同位体保持特性を調べ、欠陥の捕獲効果により照射前に比べ水素同位体保持量が著しく増大することを見出し、保持量低減とトリチウム除去法の開発に向けた研究の必要性を提言している[1, 2]。一方、中性子照射は照射条件の制約が大きく、試料の放射化などの問題もあり、実験精度には限界がある。また、照射キャプセル体積の制限から、試験できる材料種もおのずと限定される。そこで、並行したイオン照射による広範かつ精緻な実験が不可欠と考え、本共同利用研究を推進している。今年度は粉末冶金法で作製した W 試料にイオン照射で欠陥を導入したのち、その損傷組織を極力変化させないようガス吸収法で重水素(D)を導入し昇温脱離測定を行った。その結果、照射により脱捕獲エネルギーが 2 eV 程度の強い捕獲サイトが形成されていることを明らかにした。加えて、粉末冶金材と比べ構造材上への施工が容易な真空プラズマ溶射 W (VPS-W) について、照射前の水素同位体保持特性を調べた。

## 2. 実験

### (1) イオン照射粉末冶金 W 中の水素同位体保持特性

粉末冶金法で製造された再結晶 W に 20 MeV の W 自己イオンを室温で照射し、0.5 dpa の損傷を導入した。中性子照射とイオン照射で最も大きく異なる点の一つに、照射欠陥の深さ方向分布が挙げられる。すなわち、中性子照射では欠陥がバルク中に均一に導入されるのに対し、イオン照射では表面近傍のみで損傷が起こる。20 MeV の W 自己イオンを用いた場合の損傷領域の厚さは約 2  $\mu\text{m}$  である。一方で、プラズマ曝露等により W 中に水素同位体が高濃度に導入されると、ブリスタや亀裂等が発生し、表面近傍の微細組織が大きく変化する。そこで本研究では、W 自己イオン照射で形成された損傷組織を極力変化させずに水素同位体を導入することを目的として、照射試料を 673 K で 1.2 または 100 kPa の  $\text{D}_2$  ガスに 10 時間曝露した。そののち、D 保持量を昇温脱離法 (TDS) により測定した。

### (2) VPS-W の水素同位体保持特性

VPS 法は構造材料上に比較的容易に W 層を形成できるが、W 層が多孔質になりやすいという問題点もある。これまでに水素同位体プラズマへの曝露試験等が行われているが、プラズマは直接気孔中には浸入せず主に表面と相互作用するだけなので、気孔の影響を含むバルクの水素同位体保持特性は十分には解明されていない。本研究ではガス状水素同位体が開気孔中に容易に浸入することに着目し、(1)の場合と同様に VPS-W 試料を  $\text{D}_2$  ガスに曝露し保持量を調べた。試料には約 873 K で低放射化フェライト鋼 F82H 上に形成された厚さ 0.6 mm の VPS-W 層(気孔率 0.6% [3])を用いた。まず真空中で 600、800、1000  $^{\circ}\text{C}$  に加熱することで脱ガス処理したのち、400 または 600  $^{\circ}\text{C}$  で 10 kPa の  $\text{D}_2$  ガスに 2 時間曝露し、D 保持量を TDS により評価した。

## 3. 結果及び考察

図 1 に W イオン照射再結晶 W を 100 kPa の  $\text{D}_2$  ガスに曝露したのちの TDS スペクトルを示す。D 保持量

は  $3 \times 10^{20} \text{ m}^{-2}$  であり、損傷領域中の平均濃度は  $D/W = 4 \times 10^{-3}$  程度に達していることが明らかとなった。また脱離ピークが  $670^\circ\text{C}$  付近に現れており、これは脱捕獲エネルギーが  $2 \text{ eV}$  程度の強い捕獲サイトの存在を示している。中性子照射でも同様の強い捕獲サイトが形成されることがわかっており、イオン照射で中性子照射と同等の捕獲サイトが形成され得ることが確認できた。Van Veen ら[4]はボイドの内壁に吸着した水素同位体の脱捕獲エネルギーが約  $2 \text{ eV}$  であると報告している。実際に再結晶 W に室温で  $2.4 \text{ MeV}$  の Cu イオンを照射した場合にナノボイドが高密度に形成されることが観察されており、ボイドが照射 W 中の水素同位体捕獲に重要な役割を担っている可能性が高い。すなわち、合金化や組織制御でボイドの生成を抑制できれば、トリチウム保持量を低減できるはずである。そこで 2012 年度は合金化の効果を調べる予定である。なお、 $1.2 \text{ kPa}$  で曝露した際には D 保持量は  $1/7$  程度に低下した。ジーベルツ則から固溶 D 濃度は約  $1/9$  に減少すると予測されるが、これに対応して捕獲 D 濃度が低下したものと考えられる。すなわち、高温では捕獲-脱捕獲平衡により水素同位体保持量は固溶濃度に依存して変化する。プラズマ曝露下では入射と再放出のバランスで固溶濃度が決まるため、表面を極力清浄に保ち再放出を活性化させることでもトリチウム保持量を低減できる可能性がある。

VPS-W 中の D 保持量を図 2 に示す。 $600^\circ\text{C}$  で脱ガス処理したのちの D 保持量は  $2 \times 10^{21} \text{ m}^{-2}$  であった。VPS-W 中に均一に D が分布しているとする、平均濃度は  $D/W = 10^{-4} \sim 10^{-5}$  程度となる。本実験条件下での固溶濃度は溶解度[5]から  $D/W = 10^{-9} \sim 10^{-11}$  程度のはずであり VPS-W 中の欠陥や不純物に D が捕獲されていることがわかる。一方で、 $1000^\circ\text{C}$  で脱ガス処理すると D 保持量は 2 桁減少した。加熱の効果により欠陥が回復し、捕獲サイト密度が低下したと考えられる。成膜工程を確立することで微細組織を最適化すれば、VPS-W 中のトリチウム保持量を低減できる可能性がある。照射効果については今後の課題である。

#### 謝辞

本研究で用いた再結晶 W 試料は日本原子力研究開発機構より、また VPS-W 試料は核融合科学研究所 LHD 計画共同研究 (NIFS09K0BF017) において製作されたものの提供を受けた。謝意を表す。

#### 参考文献

- [1] M. Shimada et al., J. Nucl. Mater. **415** (2011) S667.
- [2] M. Shimada et al., Phys. Scr. **T145** (2011) 014051.
- [3] Y. Yahiro et al., J. Nucl. Mater. **386-388** (2009) 784.
- [4] A. Van Veen et al., J. Nucl. Mater. **155-157** (1988) 1113.
- [5] R. Frauenfelder, J. Vacuum Sci. Technol. **6** (1969) 386.

#### 国際会議発表

- [1] Y. Hatano et al., Effects of Neutron and Ion Irradiations on Retention of Hydrogen Isotopes in Pure Tungsten, 15th Int. Conf. Fusion Reactor Mater. (ICFRM-15), Oct. 16-22, Charleston, SC, USA.

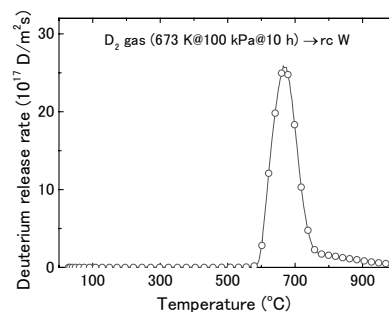


図 1 W 照射再結晶 W を  $400^\circ\text{C}$  で  $\text{D}_2$  ガスに曝露したのちの TDS スペクトル

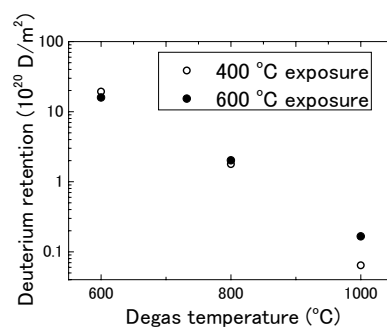


図 2 VPS-W の D 保持量の脱ガス処理温度依存性



## QUEST 装置における VUV 分光法による不純物の振舞いに関する研究

核融合科学研究所・大型ヘリカル研究部・森田繁

課題番号：23FP-4

研究課題：QUEST 装置における VUV 分光法による不純物の振舞いに関する研究

研究期間：H23 年 4 月 1 日－H24 年 3 月 31 日

所内世話人：岡子秀樹

協力者：4 名（岡子秀樹, Sanjeev Kumar Sharma, 董春鳳, 王二輝）

配分額：校費（3 万円），旅費（10 万円）

## 目的：

磁場閉じ込め装置・QUEST の不純物挙動を VUV 分光計測法を用いて調べ、プラズマ制御に関する知見を与えると共にプラズマ性能の向上に貢献する。

## 実施方法：

QUEST 装置に背面照射型 CCD 検出器付 20 cm 直入射真空紫外分光器を設置し、300-3000 Å 域に存在する不純物発光線を観測することにより、不純物の振舞いを調べる。

## 実験結果：

QUEST 装置でのオーミック及び ECH の高速電子を用いた電流駆動時の不純物の振舞いを調べた。図 1 にオーミック放電時の典型的な VUV スペクトルを示す。図から明らかなようにプラズマ中の不純物は炭素及び鉄が支配的である。酸素の発光は弱くその他窒素等の不純物も明瞭には確認できない。ちなみに LHD ではこのような低電離の鉄スペクトルは観測できないが、電子温度の違いで発光体積が異なっているのも一因と思われる。これ以上の価数のイオンは観測できないので、おおよそ電子温度は 50-100eV 程度と推測される。密度が低い（おおよそ  $10^{11}\text{cm}^{-3}$ ）為か水素発光線（ $\text{Ly}\alpha$ ）が不純物発光線に比べて非常に強いのも特徴的である。通常のトーラス放電では CIV（1550 Å）の強度がもっとも強くなる。

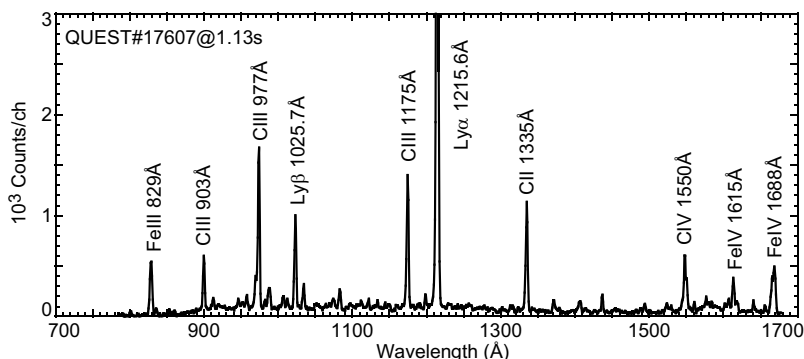


図 1 オーミック放電の VUV スペクトル

実際の電流駆動実験時のスペクトル観測には CCD に入射する硬 X 線の非常に大きな背景ノイズを処理する必要がある。一般に硬 X 線はエネルギーが大きく CCD 内で 1 個の光子が多量の電子、つまり大

きな計数率発生させる。まず大きな計数率を差分して得たスペクトルを図 2 a に示す。CIII 強度の時間変化が硬 X 線のパルスと共に認識できる。次にこのスペクトルを周波数分析し、パルス状の信号を除去した結果を図 2 b-f に示す。CCD のスペクトル位置に同時刻に大量の硬 X 線が観測される場合があり、完全には除去しきれない時間帯が存在するが、おおむねデータ処理で不純物の時間変化を得ることができた。2 秒手前でオーミック放電から電流駆動へと放電が変化している。プラズマ中心の炭素の発光量 (CIV) は一定であるのに対し、流入束を示す CII は時間と共に減少している。また、プラズマ中心部の FeIV も放電の時間発展に対して一定値を示している。これらの結果からプラズマと対向材料との大きな相互作用は発生していないと推測できる。

CCD で検出される硬 X 線の計数率の時間変化を図 2 g に示す。縦軸は CCD 内の硬 X 線による電子数であり、硬 X 線の出力に比例する。硬 X 線出力は電流駆動開始後から連続的に増加している。この硬 X 線出力のエネルギースペクトルを図 3 に示す。入射 X 線は CCD 中で光電効果によりそのエネルギーを失い、放出された電子は 3.6eV ごとに 1 個の電子を Si から電離させるので、ADC でデジタル変換する電子数と計数率の関係が分かれば入射 X 線のエネルギーを推測することができる。変換計数は LHD の結晶分光器を用いて計測している。現在の CCD を用いた計測ではおよそ 100keV までの硬 X 線が観測されている。ただかなりエネルギーの低い X 線も同時に観測されているので、プラズマから直接分光器に入射してくる X 線も検出している可能性がある。

CCD 検出器で観測した硬 X 線出力とスペクトル強度との関係を図 4 に示す。図 2 から明らかなように、炭素の場合にはその流入量と硬 X 線量とは逆の相関が見られる。磁気面の形成との関係を示唆しているのかも知れない。プラズマ中心部に存在する不純物の場合には、硬 X 線出力に関わらず一定値を示しており、図 4 b で示す鉄の場合も同様である。主プラズマが有意な閉じ込め性能を有し、高エネルギー電子が相互作用する対向材領域との明確な区別が示唆される。

リミターにタングステンを使用しているが、タングステンからのスペクトルは明瞭には観測できなかった。X 線計測ではタングステンの特性 X 線が観測されているが、スパッタリングされている様子はなさそうである。

#### 今後の課題と予定：

今回は電流駆動プラズマを解析したが、次回は本格的なオーミック放電で計測を行い、比較検討する。

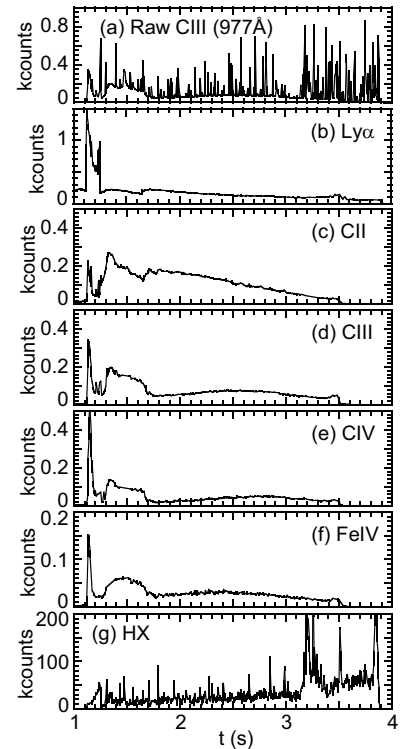


図 2 不純物時間変化

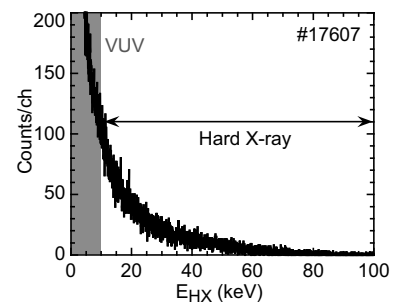


図 3 硬 X 線スペクトル

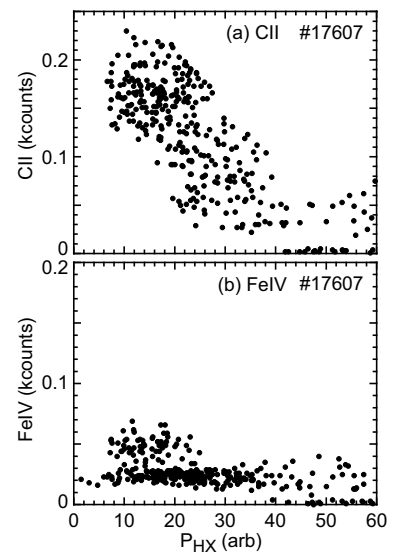


図 4 硬 X 線と不純物相関

## ドリフト波乱流中の渦構造に関する 非線形シミュレーション研究

Nonlinear simulation on vortex structures in drift wave turbulence

高知高専・電気情報工学科 成行 泰裕

### 研究目的：

核融合プラズマ中には圧力・密度・温度勾配が普遍的に存在し、それらによってドリフト波乱流が励起される。このようなドリフト波乱流を記述する基本的な方程式としては、Hasegawa-Mima 方程式がよく知られている。近年、熱の輸送現象に大きく寄与するドリフト波のミクロスケールの揺動の「寄り集まり(バンチング)」によって生じる周方向の流れの塊(ストリーマー)が 実験室プラズマ中で観測され、さらにこのストリーマー構造が Hasegawa-Mima 方程式から導かれる非線形方程式のソリトン解(渦構造)に対応していることが指摘された。しかし、Hasegawa-Mima 方程式では温度を0とした単一粒子種の運動を仮定しているため、温度比やイオン組成が構造の振る舞い・発展にどのような影響を与えるかは明らかにされていない。本研究では、ドリフト波乱流中の渦構造における有限温度比およびイオン組成効果についての理論・シミュレーション研究を行う。

### 研究方法：

本研究の推進に当たっては、それぞれの研究グループが理論的・数値的に発展させた結果について、定期的に筑紫キャンパスに参集して議論を行うことを基本としている。

### 研究成果：

本年度はまず始めに、(1)反磁性ドリフトを考慮した Hasegawa-Mima 方程式、(2) 多種イオンプラズマ中の Hasegawa-Mima 方程式の導出を行い、それぞれの方程式系から KdV ソリトン解を導出した。その結果、(1)からはイオン・電子温度比 $\tau$ に対してソリトン解の振幅が $(1+\tau)^{-2}$ で減少すること、(2)からは密度比 $\eta$ に対してソリトン解の振幅が $(1-z\eta+m\eta)^{-2}$ で減少することが分かった。ただし、 $z$ 、 $m$ はそれぞれ陽子に対するイオンの電荷比、質量比である。

本年度は次に、ドリフト波乱流の非線形発展を詳細に議論するために、反磁性ドリフトを考慮した Hasegawa-Wakatani 方程式からイオン・電子温度比 $\tau$ を含む少数自由度モデル(VZSC モデル)の導出を行った：

$$\dot{X} = v\{(1+\tau)R - 1\} + \frac{1}{2(1+\tau)}fZU - \frac{1}{1+\tau}XY \quad (1)$$

$$\dot{Y} = -eY + \frac{X^2}{2(1+\tau)} \quad (2)$$

$$\dot{Z} = -\frac{e}{16}Z - \frac{(1+f)}{4(1+\tau)}XU \quad (3)$$

$$\dot{U} = fV\{(1+\tau)R - f\}U - \frac{1}{2(1+\tau)}XZ \quad (4)$$

式(1)-(4)は $\tau = 0$ の時に通常の VZSC モデルと一致する (Figarella et al, Plasma Phys. Control Fusion, 2003)。このときの不安定性の閾値は $(1+\tau)R = 1$  ( $R$  : レイノルズ数)である。

#### 考察・展望 :

今後はイオン-電子温度比を含む VZSC モデルの詳細な解析を行うと共に、ドリフト波乱流中の渦構造の形成と不安定性の非線形発展の関係について議論するため、直接数値計算を行う。

#### 公表状況 :

[1]福永航平、成行泰裕、“ドリフト波乱流中の渦構造におけるイオン組成の効果”，地球惑星科学連合同大会，PEM026-P05, 2010.

#### 研究体制 :

研究代表者：成行 泰裕（高知高専・電気情報工学科）  
nariyuki@gm.kochi-ct.jp

所内世話人：矢木 雅敏  
yagi@post.riam.kyushu-u.ac.jp

研究協力者：羽田 亨（九州大学大学院総合理工）  
hada@esst.kyushu-u.ac.jp

研究協力者：福永 航平（高知高専・専攻科）

## 重水素イオン照射に伴う金属堆積層中水素同位体挙動に関する研究

九州大学大学院総合理工学研究院 片山一成

【緒言】 核融合炉は、天然にはほとんど存在しないトリチウムを燃料とするため、燃料自己生産型システムとなる。従って、燃料サイクルシステムにおけるトリチウムの蓄積速度が生産速度を上回れば、一定期間の連続運転に必要なトリチウム量が不足する恐れがある。もっとも懸念されているのがプラズマ対向壁へのトリチウム蓄積である。トリチウムの蓄積機構は、対向壁への入射・拡散による蓄積と、再堆積層やダストなどの炉内生成物への蓄積に分けられる。プラズマ対向材料における水素同位体蓄積挙動に関しては古くから研究されており、多くの知見が得られている。一方、炉内生成物における水素同位体蓄積挙動については、実験データも少なく、蓄積機構も十分には解明されていない。本研究グループでは、金属再堆積層における水素同位体挙動の把握を目的として、スパッタ法を用いてステンレス鋼やタングステン等から堆積層を作製し、水素同位体蓄積及び脱離挙動に関する研究を行ってきた[1-3]。その結果、金属堆積層には多量の水素同位体が蓄積しうることがわかってきた。また、微細構造観察により、堆積層は数 nm の微細な結晶粒から構成され、多数の空隙が存在することも明らかとなっている。しかしながら、水素同位体プラズマ照射下での金属原子堆積過程において水素同位体がどのように捕捉されているのか、その解明には至っていない。本研究では、捕捉機構解明に向けた基礎データの取得を目的として、軽水素プラズマにより形成されたタングステン堆積層に高エネルギー重水素イオンを照射し、水素同位体捕捉量の変化を昇温脱離法により調べた。

【実験】 容量結合型 RF プラズマによりタングステン(ニラコ社製)をスパッタリングして、基板上にタングステン堆積層を作製した。RF プラズマスパッタ装置の概略図を Fig.1 に示す。タングステン板(5cm×5cm,厚さ 0.1cm)を RF 電極に設置し、基板としてタングステン箔(2cm×0.5cm,厚さ 0.02cm)及び石英片(1cm×0.5cm,厚さ 0.1cm)をグラウンド電極に設置した。ターゲットを除く部分はステンレス製のメッシュでアースシールドをし、電極構造材の損耗を防いだ。また、グラウンド電極及び真空容器はアースした。ターゲットと基板間の距離は 10cm に設定した。放電前には、真空容器を 120°C、 $10^{-4}$ Pa 以下で真空加熱し、内壁に付着した水蒸気を除去した。吸着材充填塔を通過させてボンベ中の不純物水蒸気を除去した軽水素ガスをマスフローコントローラーにより流量を制御して、真空容器に導入した。圧力はピラニー真空計にて測定した。マスフローコントローラー及びピラニー真空計は、軽水素ガスにより事前に校正した。ガス圧が安定した後、100W の RF 電力を印加し放電を開始した。放電は 672 時間継続した。放電前後の基板質量変化をマイクロ天秤で測定し、堆積量を算出した。作製した試料への酸素混入率は、SEM-EDX により測定した。

各条件で作製した堆積層は、基板とともに 2 つにカットされ、一方を重水素イオン照射した。照射は、室温、300°C、500°C にて  $2\text{keV D}_2^+$  を  $1.0 \times 10^{21} \text{D}_2^+/\text{m}^2$  の照射量まで行った。照射時間は、イオンフラックスの変動により試料ごとにやや異なるものの 60 分程度であった。照射試料、非照射試料を真空雰囲気中で加熱し、放出ガス成分を質量分析計にて測定した(TDS 実験)。TDS 実験では、昇温速度  $1^\circ\text{C}/\text{s}$  で  $1000^\circ\text{C}$  まで真空加熱した。

【結果及び考察】 SEM-EDX による元素分析を行ったが懸念されていた不純物酸素は検出されなかった。図 2 に示すように堆積層表面には、5~15 $\mu\text{m}$  のブリスターが形成されていた。ブリスターは、金属中に高濃度で水素が注入されている場合に形成されると考えられており、堆積層形成時においてプラズマから水素が高濃度に注入されていることを示唆する。断面観察から、ブリスターの厚みは数 100nm であることがわかった。このことは、堆積層形成時にプラズマから入射した軽水素が数 100nm の深さまで拡散浸透していることを示唆する。

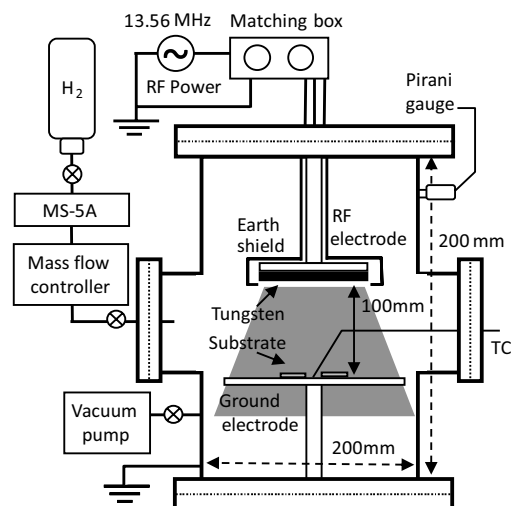


Fig.1 RF プラズマスパッタ装置概略図

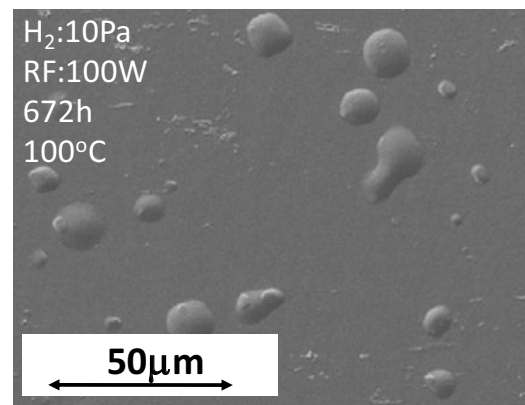


Fig.2 タングステン堆積層表面 SEM 像

Fig.3 に室温、300°C、500°Cで重水素イオン照射した試料からの HD 及び D<sub>2</sub> の放出挙動を示す。いずれの照射温度においても、重水素の放出が観測された。このことは、堆積層形成過程においてターゲットから反射する高エネルギー水素が堆積層成長表面に入射され、内部に拡散浸透している可能性を示唆する。室温照射試料からは、昇温開始直後から放出が見られた。D<sub>2</sub> の大きなピークは堆積層表面の酸化膜に捕捉されていた重水素と考えている。HD と D<sub>2</sub> の放出ピーク位置が異なるが、HD のピークは H<sub>2</sub> の放出開始時間と一致しており、脱離表面において D 原子に比べて H 原子の割合が急増したため、D 原子の多くが HD として放出したものと考えている。HD の放出は 400°C 程度まで続いた。300°C 照射試料からは、照射温度よりも低い 150°C 程度から HD の放出が始まった。これは、照射中に可動性の重水素(捕獲されておらず堆積層内を拡散移動できる重水素)が多く存在し、照射後温度降下中に気相中に脱離できず残留したものによると考えている。室温照射に比べて、500-600°C で脱離する重水素量が増加した。500°C 照射試料からも、照射温度より低い 400°C 程度から HD の放出が始まっており、照射中に可動性の重水素が存在していたことを示す。500-600°C で脱離する重水素量は、300°C 照射試料よりもさらに増加した。Fig.4 に各照射温度での軽水素と重水素の放出積算量を示す。軽水素・重水素とも室温と 300°C での放出量の差は小さく、500°C で大きく減少することがわかる。室温照射時は、入射された重水素の拡散速度が遅いため、堆積層深部への捕捉が生じなかった可能性がある。つまり、より長時間照射を続ければ、300°C 照射試料に比べて遥かに高い重水素放出量となると推定される。来年度はより長時間の照射実験を行い、堆積層中の水素同位体飽和度を測定する予定である。

【結言】 軽水素プラズマ照射下で形成されたタングステンに高エネルギー重水素イオン照射を行ったところ、重水素が高濃度で捕捉されることがわかった。このことは、堆積層形成過程においてターゲットから反射する高エネルギー水素が堆積層成長表面に入射され、内部に拡散浸透している可能性を示唆する。

【成果報告】

- [1] S.Ishikawa, K.Katayama, et al., "Desorption behavior of hydrogen isotopes from tungsten deposits caused by plasma exposure," 10<sup>th</sup> ISFNT, 9/11-16 in Portland, USA.
- [2] 石川進一郎,片山一成, 渡辺英雄 他, "タングステン堆積層における水素同位体挙動," 日本原子力学会秋の年会,9月20日-22日, 北九州市.
- [3] 山口恭平,片山一成,石川進一郎 他, "核融合炉プラズマ対向壁における水素透過挙動に関する研究," 日本原子力学会九州支部会,12月17日, 九州大学.

【参考文献】

- [1] K.Katayama, K.Imaoka et al., Fusion Sci and Tech. 54 (2008) 549
- [2] T.Fujiki, K.Katayama et al., Fusion Eng and Des. 85 (2010) 1094.
- [3] K.Katayama, et al., Fusion Eng and Des. 86 (2011) 1702.

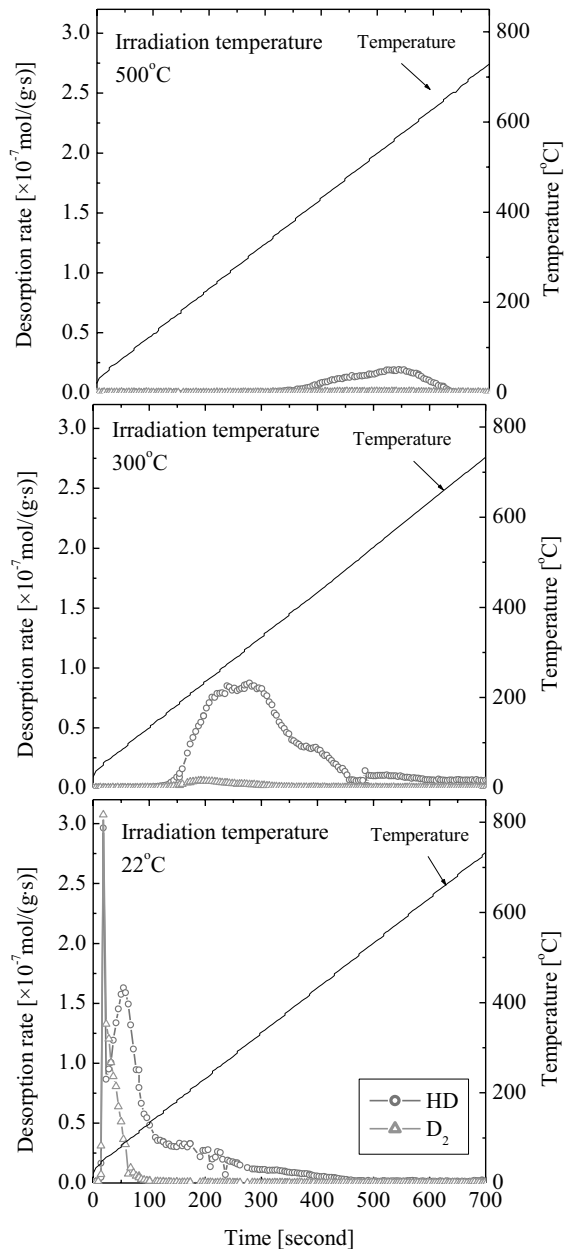


Fig.3 重水素イオン照射したタングステン堆積層からの HD,D<sub>2</sub> 放出挙動

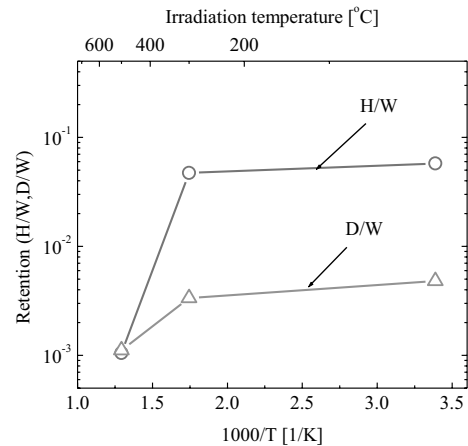


Fig.4 タングステン堆積層の水素同位体捕捉量の照射温度依存性

第一原理計算によるタングステン中のガス元素吸蔵および拡散の研究

日本原子力研究開発機構 山口正剛

【研究の背景】

国際熱核融合実験炉(ITER)ではプラズマ制御などの目的としてダイバータが導入される。しかし、このダイバータは炉材料の中で最も激しいプラズマ粒子の照射を受けるため、高い耐摩耗性、耐熱特性、低い水素溶解度といった優れた特性を持つタングステンで被覆される予定である。そこで、照射でタングステン中に侵入する水素と格子欠陥の相互作用は核融合炉の安定な運転に対して重要であると考えられ研究がされてきた。ところで、本研究でこれまで明らかになった重要な結論はタングステン中の空孔に捕獲された水素は他の金属空孔中の水素とは非常に異なる性質を持つことである。つまり、同じBCC構造を持つ鉄などの空孔に捕獲される水素の最大個数は6個であるのに対し、タングステン空孔に捕獲される水素は12個である。そこで、今年度はタングステンの特殊性を明確にするために、BCC構造を持つ遷移金属(V、Nb、Ta、Cr、Mo、W、Fe)の空孔と水素との結合エネルギーを計算した。

【BCC金属の族による類似性】

BCC金属は周期表(図1)を見るとある場所にかたまって存在することがわかる。V族とVI族の遷移金属と鉄、およびほとんどのアルカリ金属がBCC構造をしている。しかし、アルカリ金属は本研究では扱わないことにする。

BCC構造の遷移金属は水素に関しては元素が所属する族によって似た性質を持つことが知られている。V族の金属(V、Nb、Ta)は水素溶解度が高く発熱反応で多くの水素を固溶する。一方、VI族の金属(Cr、Mo、W)には水素は固溶しにくく、大きな溶解エンタルピーが必要な吸熱反応である。鉄(Fe)は強い磁性のためVIII族では例外的にBCC構造をしており、VI族よりも水素溶解度は高いが吸熱反応である。

【第一原理計算】

本研究では第一原理計算の汎用コードであるVienna ab-initio simulation package (VASP)を使った。ポテンシャルは一般化勾配近似タイプ(GGA)のもの、K点の密度は $5 \times 5 \times 5$ 、原子緩和は各原子に働く力のが  $0.003 \text{ eV/\AA}$  以下になるまで緩和を繰り返した。スーパーセルはBCC格子で原子54個のものを使った。セルの体積も変化するセル緩和も行った。

【主な格子間原子サイト】

BCC結晶の主な格子間原子サイトは図2で示すようにOサイトとTサイトであるが、計算の結果Tサイトが水素原子の安定位置である。

【水素の初期配置】

本研究では慎重に単空孔中の水素の安定構造を調べるために、水素の初期配置を多くとって緩和計算をした。従来の計算では水素は空孔内表面のOサイト近傍が安定であると言われてきた。そこで図3のようにOサイト付近を調べたが、乱数を使い水素の初期配置をある範囲で分布させるようにした。水素の個数が6個以上に増えた場合はTサイト近傍にある可能性も調べた。この計算法では正しい基底状態や予期しなかった多くの準安定構造を得ることができた。

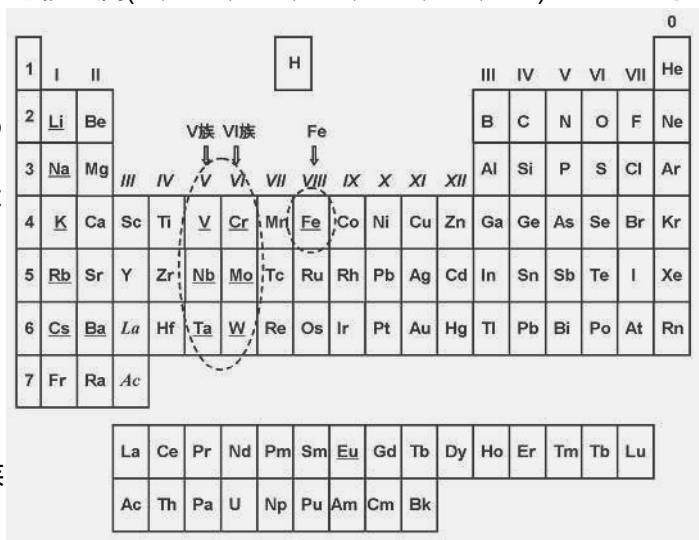


図1: 周期表。BCC構造の元素には下線をつけた。

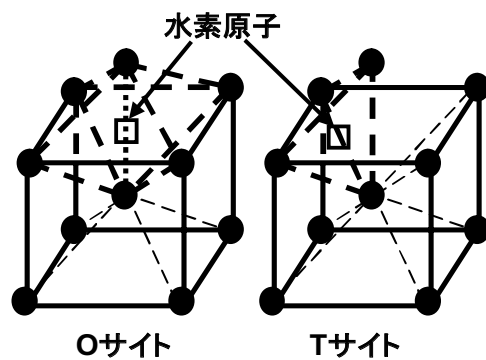


図2: BCC金属の主な格子間原子サイト

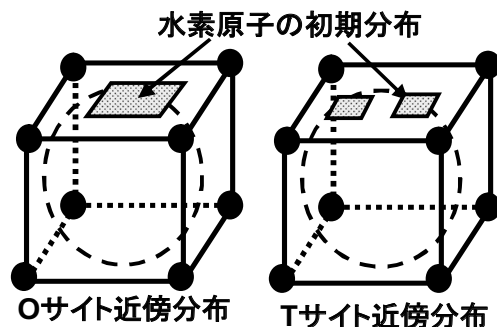


図3: 乱数による水素の初期配置の分布範囲

**【総結合エネルギーと空孔での水素の最大捕獲数】**

図4は空孔内の $m$ 個数の水素が基底状態をとったときの空孔と水素の総結合エネルギーである。

$$E_{tot} = \{E(M_{53}H_m) - E(M_{53})\} - m\{E(M_{54}H^T) - E(M_{54})\}$$

ここで $E$ はスーパーセルの凝集エネルギー、 $M$ はBCC金属を表す。この式は空孔に水素が捕獲されたときのエネルギーの利得を表している。図4より総結合エネルギーが最初に極大になるまで水素が捕獲されるとすると、V族の遷移金属とクロムと鉄の空孔には最大で6個、モリブデンとタングステンの空孔にはそれぞれ10個と12個の水素が捕獲される。また、 $m=14$ のとき空孔中では水素分子が生成される。

**【BCC金属空孔中での水素の構造】**

空孔中の水素の構造は縮退した基底状態や数種類の準安定状態が存在する場合がある。以下に例を示す。

**(1)水素6個の構造**

図5の(a)と(b)は6個の水素の縮退した基底状態で、水素の位置はOサイトから少しずれている。(c)のように水素がOサイト近傍を占有している構造が以前は安定と報告されてきたが、実際は準安定構造である。

**(2)水素6個以上の構造**

図6のように(a)モリブデン空孔には10個、(b)タングステン空孔には12個まで水素が安定に捕獲される。

**(3)モリブデン空孔中の水素の安定位置**

図7にモリブデン空孔中の水素安定な位置の{001}面上への投影図を示す。中心がOサイト、格子定数は $d$ である。1個の水素が捕獲されたとき、ほぼOサイトの付近に存在する。しかし、水素が4個、6個と増えるに従って安定な位置がずれ始め、10個捕獲されたときにはほぼTサイト付近にまで変位する。図6(a)にも示されている。

**【考察とまとめ】**

BCC金属の空孔には6個まで水素が捕獲されると報告されてきた。しかし、正しく基底状態を計算するとタングステンとモリブデンの空孔には他のBCC金属より多くの水素が捕獲される(図4)。この原因はVI族の水素溶解度が極めて低いことと関係がある。つまり、無理に内部に侵入した水素は空孔のような隙間に移動することで高い溶解エネルギーを解放する。計算では水素1個あたり約1eVも安定化し、そのため空孔には多くの水素原子が集まると考えられる。

図7のように空孔内の水素は元々Oサイトが安定な位置である。しかし、水素間には反発力が働くために、空孔のような狭い場所ではお互いに距離をとるような配置を求めOサイトから大きく変位する。

タングステンやモリブデンは核融合炉の重要な材料である。しかし、以上に示したように水素との相互作用が特別な金属であることを考慮すべきである。

**【関連論文】**K. Ohsawa, K. Eguchi, H. Watanabe, M. Yamaguchi and M. Yagi, Phys. Rev. B 85 094102 (2012).

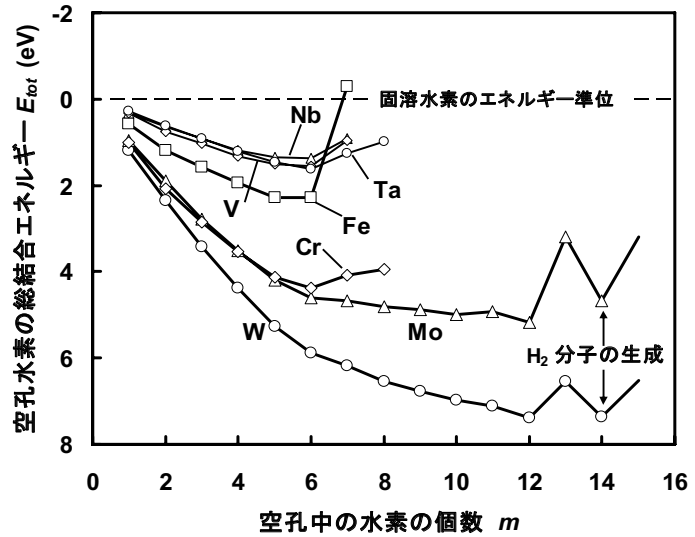


図4:水素の個数( $m$ )と空孔水素の結合エネルギー( $E_{tot}$ )

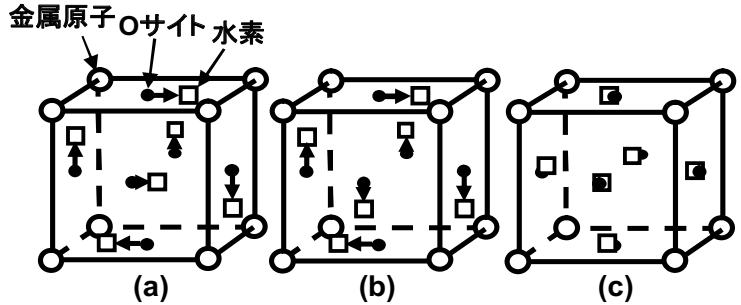


図5:(a)と(b)水素6個の縮退した基底状態。(c)準安定構造。

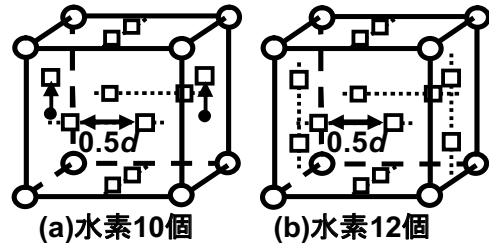


図6:(a)空孔内の水素10個と(b)12個の基底状態

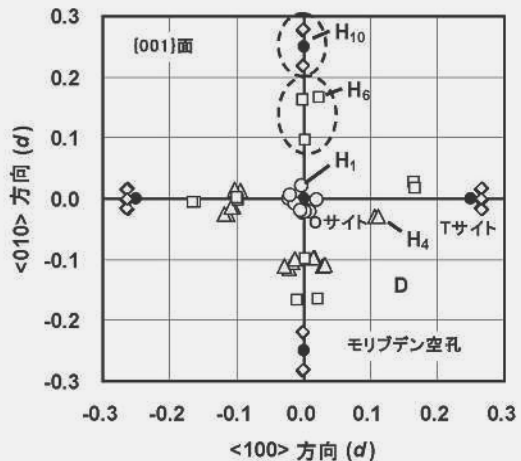


図7:モリブデン空孔内の水素の位置。○、△、□、◇は水素1、4、6、10個の捕獲に対応する。



## タングステン被覆低放射化材料の接合界面における微細組織-力学特性相関

京都大学エネルギー理工学研究所 木村 晃彦

## 1. 目的

核融合炉ブランケットの第一壁では、低放射化構造材料の表面に、耐熱負荷特性や耐スパッタリング特性に優れ、さらに水素同位体リテンションの少ないタングステンを被覆・接合し、アーマ材として使用することが計画されている。しかし、タングステンと代表的な低放射化構造材料であるフェライト鋼の接合・被覆については、両者の熱膨張係数が大きく異なるため、熱疲労による破壊を考慮した適切な界面強度設計が必要となっている。

本研究では、真空プラズマ溶射法あるいは液相拡散接合（ろう付け）法によって、タングステン被覆・接合材を作製し、低放射化材料の接合界面における微細組織-力学特性相関を調べることで、優れた接合強度を得るための各接合条件を微細組織学的アプローチにより明らかにすることを目的とする。

## 2. 方法

液相拡散接合に用いた材料は、市販の純タングステン(99.95%)板材(30x30x2mm)および京都大学において開発されたフェライト系の酸化物分散強化 (ODS) 鋼(15Cr-2W-0.2Ti-0.35Y<sub>2</sub>O<sub>3</sub>)である。液相拡散接合条件は、接合温度 1250 °C、接合圧力 10 MPa、接合時間 1 h および真空度 4x10<sup>-3</sup> Pa である。

用いた 1 軸加圧ホットプレスの外観と内部の模式図を図 1 に示す。使用したインサート材は、液相拡散接合の要素も取り込んだ汎用のアモルファスインサート箔 (A 箔 : Fe-3B-5Si Wt%)、および固相拡散接合のための酸化物分散微細結晶粒バナジウム合金 (ODSV : V-1.4Y-8W-0.8TiC) であり、厚さはそれぞれ 0.025-0.1mm と 0.2-1.0mm である。得られた接合材の接合組織を観察・分析し、界面強度を室温でのせん断試験により評価した。

図 2 に、インサート材を用いた W-ODSS の接合例を示す。インサート材の厚さは、接合前は 25 $\mu$ m であったが、接合後は 15 $\mu$ m に減少している。EPMA による接合後の接合界面近傍における元素分析結果は、接合界面に W、Cr および Fe が高濃度に分布する相互拡散相が存在すること、W が相互拡散層及びインサート材を超えて ODS 鋼側に拡散していることおよびインサート材中の B が相互拡散層及び ODS 鋼に拡散していることが明らかとなった。B の拡散は、接合時におけるインサート材およびインサート材に接する相互拡散層及び ODS 鋼の溶融に伴うものであり、B 化合物の形成が懸念される。また、W がインサート材を透過して ODS 鋼に拡散することが明らかになった。W は鉄中では脆化に寄与するとされている Fe<sub>2</sub>W-Laves 相を形成するため、この場合も脆化が懸念される。

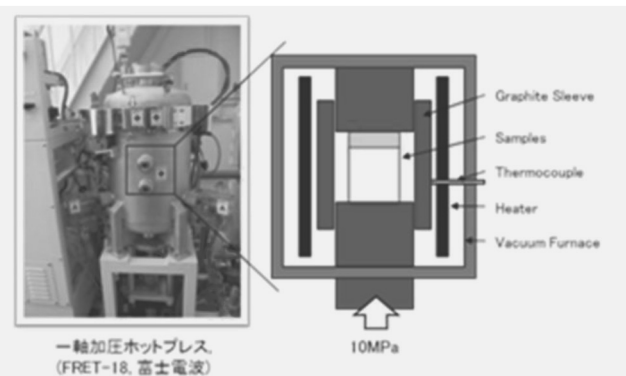


図 1 : 加圧ホットプレスの外観と内部の模式図

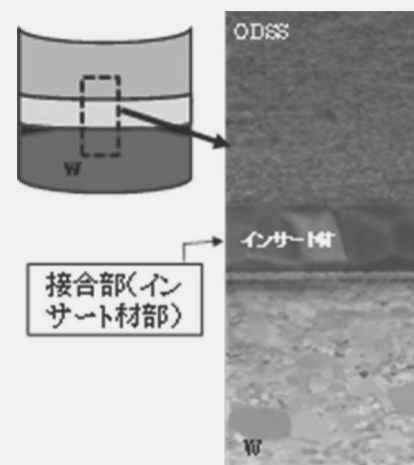


図 2 : インサート材を用いた W-ODSS 接合例

真空プラズマ溶射装置の外観と溶射条件をそれぞれ、図 3 および表 1 に示す。溶射の基板には低放射化フェライト鋼 (F82H) を採用した。真空プラズマ溶射法によって作製したタングステン被覆材料に対し、接合界面におけるせん断強度評価試験および組織観察を行った。

### 3. 結果と考察

液相拡散接合法により作製した接合材に対して実施した圧縮型せん断試験の結果を図 4 に示す。試験片の断面は 1.5 mm x 1.5 mm である。接合界面強度との比較のために W に対してもせん断試験を実施した。グラフに見られる試験開始後の緩やかなせん断応力の上昇は試験片と治具の滑りによるものである。

破断強度は、いずれの試験片においても W より低い値を示している。一方、破断後の試験片の破断位置を観察すると、W 部で破断しており、測定された破断応力は、接合材の W 部の破断応力に相当しており、せん断試験中に曲げモーメントが発生した可能性を示している。すなわち、試験片に曲げが作用すると固定端から荷重の負荷点にかけてせん断力、曲げモーメントが作用し、厚さの小さい試験片では曲げによる影響が大きくなるため、試験片サイズ依存性を調査する必要がある。

W に比べ、接合部近傍の W の破断強度が小さくなる理由としては、接合時の残留ひずみの影響やインサート材の B の拡散が考えられる。接合による残留ひずみの発生は W の変形能力を減少させ、靱性の劣化を齎すことから、接合部近傍の W の破断強度が低下する可能性がある。一方、接合部近傍の W の組成分析を実施した結果、B が検出された。この B は鉄中では融点降下元素であり、Fe インサート材に含まれていたもので、接合時に一旦溶融するが、周辺部への B の拡散により、インサート材の融点が上昇し、凝固する過程で W 中に取り込まれると考えられる。W 中での B の溶解度は低いため、ホウ化物が形成されて、W の靱性劣化を引き起こすと予想される。今後、微細組織観察を行う予定である。

### 4. 結論

本研究により、W-ODS 鋼の液相拡散接合材においては、接合部よりも接合界面近傍の W 部がせん断変形に対して最弱部であることが分かった。接合時の W 母材への熱応力を減少させる適切な中間層の厚さを決定することと、W 母材部に強度低下をもたらさないインサート材を選定することが重要である。

次年度は、接合部の硬さや微細組織に及ぼすイオン照射の影響について調査し、耐照射性に優れた接合組織に関する基礎的知見を得る。



図 3 : 真空プラズマ溶射装置の外観

表 1 : 真空プラズマ溶射条件

Substrate	F82H steel (Fe-8Cr-2W)
Surface treatment	blast treatment
Bulk temperature	873 K
Average size of the W powders	18 μm(中粒)
Thickness of the coating layer	1.0 mm
Dimension	50 × 50 × 5 mm <sup>3</sup>
spray distance	275 mm

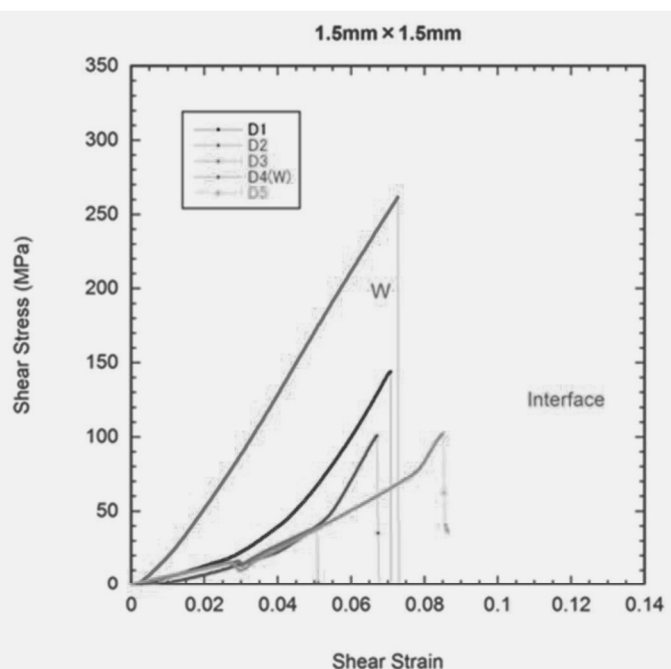


図 4 : W-ODSS 接合材 (1.5 mm x 1.5 mm) のせん断試験結果

## タングステン被覆低放射化材料の高熱負荷特性

京都大学エネルギー理工学研究所 笠田竜太

### 1. 諸論

原型炉以降の第一壁・ブランケットの構造材料及びダイバータ冷却管には、低放射化材料が使用される。低放射化材料の中でも、低放射化フェライト・マルテンサイト鋼が第一候補材料となっており、さらにスパッタリング及び熱特性に優れているタングステンを被覆・接合して使用することが検討されている。しかし、一般的に接合界面における強度は弱い場合があり、またタングステンと低放射化フェライト・マルテンサイト鋼は、熱膨張率が異なるため、熱負荷によって発生する熱応力により亀裂や剥離が発生することが考えられる。

本研究では、優れた「W被覆第一壁コンポーネント」の実現のための要素技術基盤の確立を目的として、プラズマ溶射法により試作した試料に対する熱負荷実験を行うと共に、有限要素法を用いた熱・応力解析を行い、熱特性を定量的に評価した。

### 2. 実験方法

試料は、低放射化マルテンサイト・フェライト鋼(F82H、Fe-9Cr-2W)の表面に減圧プラズマ溶射法(VPS法)によりWを0.6mm被覆することによって作製した。試料サイズは10×10×5.6mmである。

本実験では、九州大学応用力学研究所の電子ビーム熱負荷実験装置を用いた。使用した電子ビームエネルギーは20keV、ビームサイズは2.5~3.0mmφで、試料表面の中心部分にビームを照射することで熱負荷を与えた。

実験は、ビーム照射時間が210s(立ち上げ30s、定常180s)で、W表面の温度が約700℃(F82H部分は500℃)の定常熱負荷(実験A)に加え、ビーム照射時間60s、冷却時間約140s(F82Hの温度が100℃に下がるまで冷却)、照射回数30回の繰り返し熱負荷(実験B)を行った。また、ビーム照射時間7s、冷却時間200s程度(F82Hの温度が100℃に下がるまで冷却)、W表面の初期最高温度が約1300℃(F82H部分は500℃)で照射回数30回の繰り返し熱負荷実験(実験C)を行った。

熱負荷実験の模式図をFig.1に示す。試料はCu製の試料台にW製の押さえ板を用いて機械的に固定した。ビーム照射中、VPS-Wの表面温度を二色放射温度計を用いて測定すると共に、F82Hの温度を熱電対を用いて測定した。

さらに、照射前後の試料を光学顕微鏡及び走査型電子顕微鏡(SEM)、エネルギー分散型X線分析(EDS)を用いて観察及び分析を行った。

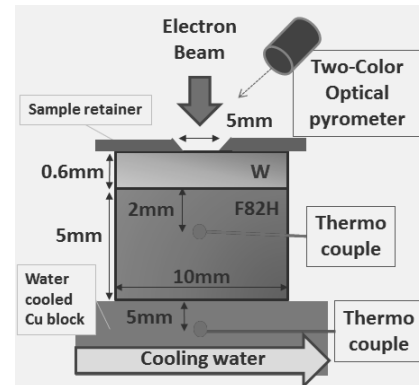


Fig.1 実験の模式図

### 3. 熱・応力解析方法

定常熱負荷実験時(実験A)における定量的な熱特性の評価を行うために、有限要素法を用いた熱解析及び応力解析を行った。モデルは対象性を考慮して、実験で使用したモックアップの1/4モデルを使用した。さらに、温度依存性を考慮した熱伝導率、熱膨張率、弾性係数及びポアソン比をVPS-W及びF82Hモデルに定義した。これらの条件で、W表面温度が約700℃となった場合の温度分布を再現した。さらに、その際の温度分布図及び応力分布図を作成した。

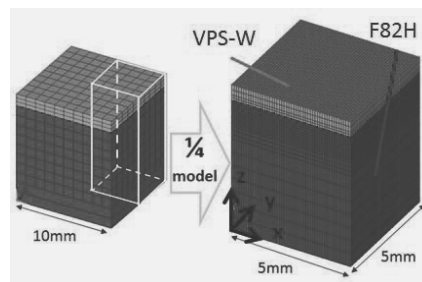


Fig.2 作成した1/4モデル

### 4. 実験結果

実験Aについて、VPS-W表面温度が700℃、F82H温度が500℃となり定常状態となった。F82Hの最高使用温度(550℃)を超えることなく実験を行うことができた。また、熱負荷後の損傷観察では、マクロ及びミクロな亀裂や剥離等は発生せず、健全性が保たれていることがわかった。

実験Bについて、30回の繰り返し熱負荷後も

各材料に温度変化は見られず、また照射後の損傷観察においても、VPS-W表面部には、ミクロな形状変化が発生していたが、マクロな亀裂や剥離等は発生せず、健全性は保たれていた。

実験Cについては、ビームの熱流束は30回ともほぼ同じであるが、10回目程度の熱負荷からW表面の温度が上昇し始め、同時にF82Hの温度が下がり始めていた。これはVPS-WとF82H間での剥離によるものと考えられる。一方、熱負荷実験後の損傷観察では、VPS-WとF82Hの界面より約50 $\mu\text{m}$ 上部のVPS-W部の層間で剥離が発生していることが分かった。

### 5. 熱・応力解析結果

Fig.3に、熱解析によるWの表面温度が約700 $^{\circ}\text{C}$ 時のW表面からの深さと温度の関係を示す。熱解析では、VPS-Wの熱伝導率(TC)をWの30%とした場合、VPS-W及びF82Hの温度は実験値とほぼ一致した値を得ることができた。この値は、レーザフラッシュによるVPS-Wの熱伝導測定結果とほぼ一致している<sup>3)</sup>。また、VPS-WとF82Hの間には、熱抵抗は存在せず良好に結合されていることがわかった。

Fig.4 及び Fig.5 に、応力解析による界面近傍(W:0.6mm、F82H:1mm)のX軸及びZ軸方向の応力分布図を示す。熱膨張率が大きいF82H部は膨張しようとするが、F82Hより小さな熱膨張率が小さいWがそれを妨げる力として働いたため、界面下部のF82Hでは材料の中心方向の応力が生じ、逆に界面上部のWでは材料の側面方向の応力が生じていることが分かる。また、Wでは試料側面部に近づくにつれて外部方向への応力は大きくなっている。Z軸方向の応力分布図より、試料の側面部かつ界面付近では、F82HからWの方向に応力が生じている。また、Mises 応力分布図からは界面下のF82H部分に541MPaのMises 応力が生じていることが分かった。

### 6. まとめ

タングステン被覆低放射化フェライト・マルテンサイト鋼(VPS-W/F82H)について、熱負荷実験及び熱・応力解析を行った。Wの表面温度が700 $^{\circ}\text{C}$ での定常熱負荷及び繰り返し熱負荷では各材料の温度変化の様子及びSEM観察の結果、熱負荷後も健全性は保たれていることが分かった。熱解析では、VPS-Wの熱伝導率及び接合界面部の熱抵抗の様子や負荷される応力分布が明らかとなった。

到達表面温度が1300 $^{\circ}\text{C}$ での繰り返し熱負荷では、界面近傍に近いVPS-W部分の層間で剥離が生じた。このことは、接合界面部よりVPS-Wの層間が弱いことを示しており、VPS-W層間の強度を向上させる必要がある。

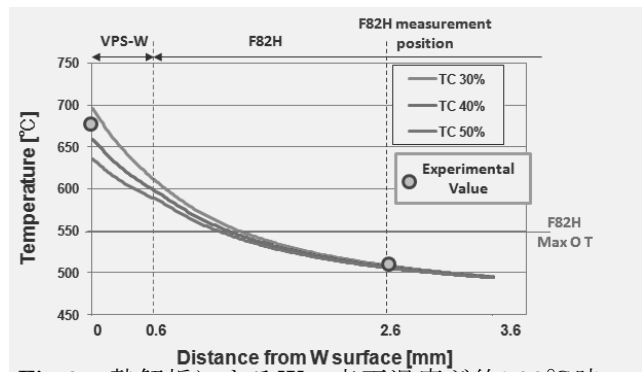


Fig.3 熱解析によるWの表面温度が約700 $^{\circ}\text{C}$ 時のW表面からの深さと温度の関係

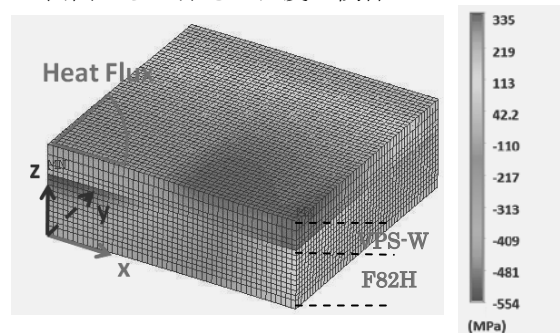


Fig.4 界面近傍(W:0.6mm、F82H:1mm)のX軸方向の応力分布図

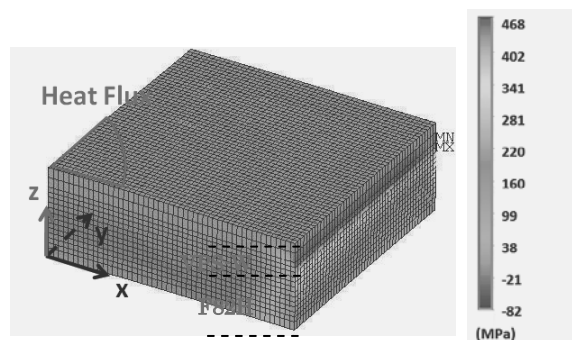


Fig.5 界面近傍(W:0.6mm、F82H:1mm)のZ軸方向の応力分布図

### 成果発表

- (1) T.Hotta, K.Tokunaga, K.Araki, T.Fujiwara, Y.Miyamoto, M.Hasegawa, K.Nakamura, K.Ezato, S.Suzuki, M.Enoeda, M. Akiba, R.Kasada, A.Kimura, High heat loading properties on tungsten coated low activation material, Plasma Conference 2011, Nov., 2011, Kanazawa, Japan
- (2) 堀田智宏、徳永和俊、荒木邦明、藤原正、宮本好雄、長谷川真、中村一男、江里幸一郎、鈴木哲、榎枝幹男、秋場真人、長坂琢也、笠田竜太、木村晃彦、減圧プラズマ溶射タングステン被覆低放射化フェライト・マルテンサイト鋼の高熱負荷特性、日本原子力学会春の年会、平成24年3月(福井)

## 核燃焼プラズマ周辺における磁力線垂直方向輸送のモデリング研究

大阪大学 大学院工学研究科 滝塚知典

## 目的

全日本的な核燃焼プラズマ統合コード計画 (BPSI) を大学/核融合研/原子力機構が協力して推進しており、九大応力研はその中心として機能し、平成18-20年度に九大応力研特定研究「核燃焼プラズマ統合コード計画」を遂行した。滝塚はサブテーマの「周辺プラズマモデリング」の研究代表者を務め、統合コード開発に一定の進展を得ることが出来た。平成21-22年度には一般研究として滝塚は、周辺プラズマモデリングにおける精密な物理モデルの構築のために「沿磁力線輸送の運動論シミュレーション研究」を行った。九大博士課程学生が粒子コードPARASOLを用いてシミュレーション研究を行い、周辺プラズマ沿磁力線輸送のモデリングに有効な結果を得た。今年度からは、周辺プラズマの磁力線垂直方向輸送について共同研究を行う。応力研で開発された非線形流体シミュレーションコードを用いてプロブ輸送のシミュレーション研究を進め、その知見を活用しつつ、核燃焼プラズマ統合コード開発における周辺プラズマモデリングを発展させる。応力研の共同研究として実施することの価値は非常に高い。

## 研究方法

- 1) 周辺プラズマの磁力線垂直方向のプロブ輸送の物理モデルの調査
- 2) プロブ輸送の新物理モデルの構築
- 3) 2次元非線形流体コードによるプロブ輸送のシミュレーション
- 4) シミュレーション輸送特性のモデル依存性の研究
- 5) 統合コードのための周辺プラズマの磁力線垂直方向輸送モデリングの検討

## 研究結果

SOL プラズマ中でプロブと同様な振り舞いをする ELM フィラメントの径方向伝搬速度について、ASDEX Upgrade (AUG) のフィラメントプローブ計測実験結果 [A. Kirk et al., Plasma Phys. Control. Fusion **53** (2011) 035003] をもとに検討を行った。プロブの伝搬速度  $V_r$  に関して、大きく2つの理論モデルが提唱されている。プロブ径方向伝搬は、プロブ中のイオンと電子の  $\nabla B$  ドリフト方向の違いで生じる電場による  $E \times B$  ドリフトである。(i) 電場の強さが、プロブの磁力線方向終端に生じるシースを通る電流制限で決まるとすれば、伝搬速度は、 $V_r \sim C_s (\rho_i/\Delta)^2 (L_b/R)$  のように、プロブサイズ  $\Delta$  が大きくなると、 $\Delta$  の2乗に反比例して遅くなる ( $C_s$ : 音速,  $\rho_i$ : イオンラーマ半径,  $L_b$ : プロブ縦長,  $R$ : 磁場曲率半径) [S.I. Krasheninnikov, Phys. Lett. A **283** (2001) 368]。一方、(ii) プロブは交換型不安定性現象であるとするれば、伝搬速度は、 $V_r \sim C_s (\Delta/R)^{1/2}$  のように、サイズが大きくなると  $\Delta$  の1/2乗に比例して速くなる [O.E. Garcia, Plasma Fusion Res. **4** (2009) 019]。この2モデルに加え、(iii) Kelvin-Helmholtz 不安定性効果を考えると、プロブサイズと伝搬速度はほぼ一定値に収束するというモデルも提示されている [S. Sugita, M. Yagi, S.-I. Itoh, K. Itoh, J. Pys. Soc. Japan **79** (2010) 044502]。今回の研究では、どのモデルが実験結果と矛盾が少ないかを調べた。

AUG 実験結果から、 $V_r \sim \Delta^{1/2}$  を示した解析 [A. Schmid et al., Plasma Phys. Control. Fusion **50** (2008) 045007] があるが、そこではプラズマ条件の多様性が解析にどのように影響を及ぼしているか明確でない。今解析ではデータとして、AUG の1ショット中の1 ELM 後の数100

$\mu\text{s}$  間に観測された数フィラメントに対するプローブ信号(Kirk 論文 Fig.2)を採用した。各パルスの時間幅  $\tau$  と径方向伝搬速度  $V_r$  は、 $\tau \sim 1/V_r^k$  ( $k = 1.5 \pm 0.6$ ) の関係性を持つことが分かった。時間幅  $\tau$  と径方向サイズ幅  $\Delta$  には  $\tau \sim \Delta/V_r$  の関係があるので、 $V_r^{k-1} \sim 1/\Delta$  が得られる。つまり、 $k$  の中心値が  $1/2$  にあるので、モデル (i)  $V_r \sim 1/\Delta^2$  が正しそうであることが分かった。一方、誤差を考えても  $k$  が負になることは無いので、モデル (ii)  $V_r \sim \Delta^{1/2}$  は排除されることが明らかになった。

## 研究成果報告

- [1] K. Hoshino, K. Shimizu, T. Takizuka, N. Asakura, T. Nakano, "Improvement of the detachment modelling in the SONIC simulation", J. Nucl. Mater. **415** (2011) S549-S552.
- [2] H. Kawashima, K. Hoshino, K. Shimizu, T. Takizuka, S. Ide, S. Sakurai, N. Asakura, "Evaluation of heat and particle controllability on the JT-60SA divertor", J. Nucl. Mater. **415** (2011) S948-S951.
- [3] N. Hayashi, V. Parail, F. Koechl, N. Aiba, T. Takizuka, S. Wiesen, P.T. Lang, N. Oyama and T. Ozeki, "Integrated simulation of ELM triggered by a pellet through energy absorption and transport enhancement", Nucl. Fusion **51** (2011) 103030 (8pp).
- [4] S. Azuma, A. Fukuyama, T. Takizuka, "Analysis of the Bohm criterion for two-ion-species plasmas using PARASOL", 13th Int. Workshop on Plasma Edge Theory in Fusion Devices (PET-13), 19-21 Sep, 2011, South Lake Tahoe, USA.
- [5] M. Yagi, K. Shimizu, T. Takizuka, M. Honda, N. Hayashi, K. Hoshino, A. Fukuyama, "Simulation study of L/H transition with self-consistent integrated modelling of core and SOL/divertor transport", PET-13.
- [6] K. Hoshino, K. Shimizu, N. Asakura, T. Takizuka, M. Nakamura, K. Tobita, "Simulation study of an extended divertor leg for heat control in SlimCS DEMO reactor", PET-13.
- [7] T. Takizuka, N. Oyama, T. Fukuda, "Helical ferritic steel inserts for resonant magnetic perturbation to suppress ELMs in tokamak DEMO reactor", Plasma Conference 2011, Nov. 22-25 Nov, 2011, Kanazawa.
- [8] S. Azuma, A. Fukuyama, T. Takizuka, "Analysis of the Bohm criterion for two-ion-species plasmas using PARASOL", Plasma Conference 2011.
- [9] K. Shimizu, T. Takizuka, M. Honda, N. Hayashi, K. Hoshino, A. Fukuyama, M. Yagi, "L/H transition simulation with integrated modeling of core and SOL/divertor transport", Plasma Conference 2011.
- [10] K. Hoshino, K. Shimizu, M. Nakamura, T. Takizuka, N. Asakura, T. Nakano, "Investigation of the detached divertor model in the SONIC simulation", Plasma Conference 2011.
- [11] H. Kawashima, K. Shimizu, K. Hoshino, T. Takizuka, S. Sakurai, "Improvement of edge-plasma modeling and its impact on the SONIC simulation for JT-60SA divertor", Plasma Conference 2011.
- [12] S. Togo, M. Nakamura, Y. Ogawa, T. Takizuka, K. Hoshino, "Effects of radial losses of particle and energy on the stability of detachment front in a divertor plasma", 21st Int. Toki Conference, 28 Nov- 1 Dec, 2011, Toki.
- [13] T. Takizuka, "Radial speed of ELM filament in SOL", NIFS Collaborative Research Meeting on Modeling of Integrated Core and Peripheral Plasma for DEMO, 21-22 Feb, 2011, NIFS, Toki.
- [14] T. Takizuka, "New concept for DEMO reactor", 10th BPSI Meeting, 15-16 Dec, 2011, RIAM Kyushu Univ., Kasuga.

## 研究組織

研究代表者 滝塚知典 (大阪大学 H23 年 10 月から、原子力機構 H23 年 9 月迄)  
所内世話人 矢木雅敏 (九州大学)  
研究協力者 清水勝宏 (原子力機構)、杉田 暁 (九州大学)

## 1. 目的

タングステン中の水素の拡散・捕獲挙動は、タングステンプラズマ対向材料の水素吸蔵、水素透過、水素脆化（ブリストリングなども含む）と密接な関係を持ち、そのメカニズムや、タングステン材料組織の影響を明らかにしておくことは大変に重要である。この目的のため、従来タングステンに水素ビームや水素プラズマを単独で照射する実験等が行なわれている。しかしながら、水素イオンとヘリウムイオンの同時照射実験はほとんどなく、これらのイオンが同時に照射されることによって生じる相乗効果は全く分かっていない。さらに、エッジプラズマ冷却のために入射するイオン（ネオン、アルゴン等）の場合もほとんど研究例がない。

そこで、本研究では、大阪大学の水素イオンとヘリウムイオンのエネルギーを独立に制御して照射できる定常高粒子束複合イオン照射装置（HiFIT）や、混合プラズマ照射が可能な ECR プラズマ装置を用いて、重水素イオン、ヘリウムイオン、及び不純物イオン（アルゴン、ネオン、窒素など）を同時照射し、タングステン材料中の重水素吸蔵量や、ヘリウムによって誘起される表面状態を調べる。材料の分析を行うにあたり、応用力学研究所の複合表面分析装置や水素動態観測装置を活用して、ヘリウムバブルの大きさや密度などを測定し、混合照射の影響を詳しく調べる。

## 2. 実験方法・結果

今年度の実験では、ヘリウムとネオン、窒素を同時照射して、タングステン表面に発生するヘリウムバブル構造、あるいはナノ構造を FE-SEM や TEM を用いて測定を行なった。イオンの同時照射は、ECR プラズマ装置（Laplex）を用いて行なった。

図 1 に温度 1200K、エネルギー120 eV でヘリウム・窒素混合プラズマを照射したタングステンの表面近傍の断面図を示す。最大 10 nm 程度の He バブル層が形成されていることが分かる。この温度では、He バブルは移動することが可能であり、結合して成長することが知られている。このような表面状態は、He イオンのみの照射とほぼ同じであり、窒素の混合照射による窒化タングステン影響はほとんど見られない。

次に、温度を 1000 K に下げて混合照射を行なった場合を図 2 に示す。この温度では、He バブルの拡散は遅く、He バブルの結合による大きなバブルは見られない。このような表面状態も、He 単独照射で見られる微細構造であり、窒素イオン同時照射の影響は明確には見られなかった。過去の研究で、炭素イオンを同時照射した場合も、炭素とタングステンの混合層中に He バブルが観測されたことから、He バブルの生成に関して、付着性不

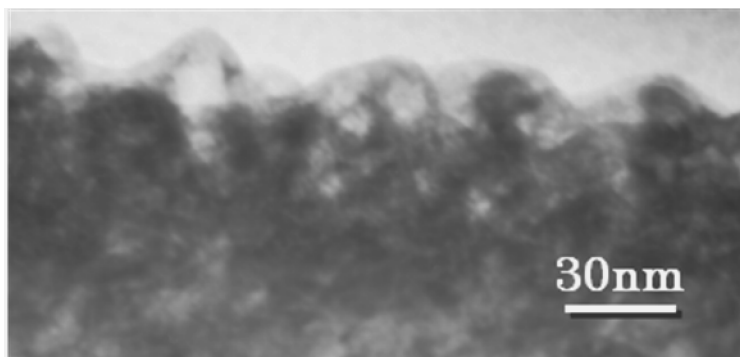


図 1 He・窒素混合プラズマ照射後の表面の断面TEM像。実験条件は以下の通り。He/N<sub>2</sub>(35/2mTorr)、温度1200K、フルエンス $5 \times 10^{24}/\text{m}^2$ 、エネルギー120eV。

純物イオンの影響はあまり大きくないものと推察される。今後、この混合層中の He バブルが水素同位体挙動に及ぼす影響を明らかにする。

次に、損耗が影響するエネルギー (170eV) で Ne イオンを混合してプラズマ照射を行なった例を図3に示す。ここでは、(a)から(c)にかけてフルエンスを増加させている。表面温度は、1300 K でいわゆるタングステンナノ構造が形成されうる温度である。フルエンスが小さいとき(a)では、ネオンイオンによるスパッタリング損耗が大きく、ナノ構造はあまり成長しない。しかしながら、フルエンスを増やすと、スパッタリングの影響を受けにくい直線的なナノ構造が成長することが分かった。今後、ナノ構造の応用を考えるに当たり、ナノ構造の形状制御は重要な課題と考えられる。本研究では、混合イオンを用いて、従来作成することができなかった直線的なナノ構造を形成する可能性が示されたことで、ナノ構造の応用が広がることが期待される。

### 3. まとめと今後の課題

ヘリウム・窒素混合イオンをスパッタリングの無視できる条件でタングステンに照射し、表面の微細構造を観察したが、窒素混合の影響は明確には認められなかった。一方、ヘリウム・ネオン混合イオンをスパッタリングが顕著なエネルギー条件でタングステンに照射することで、直線的なナノ構造の形成が可能となることが示された。今後は、これらの研究を元に、水素同位体挙動に与える影響や、新たなタングステンナノ構造の応用を探る。

### 4. 研究成果発表

1. H.T. Lee, H. Tanaka, Y. Ohtsuka, Y. Ueda, "Ion-driven permeation of deuterium through tungsten under simultaneous helium and deuterium irradiation", J. Nucl. Mater. 415 (2011) S696-S700.
2. H T Lee, E Markina, Y Otsuka and Y Ueda, "Deuterium ion-driven permeation in tungsten with different microstructures", Phys. Scr. T145 (2011) 014045
3. 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", Phys. Scr. T145 (2011) 014046.

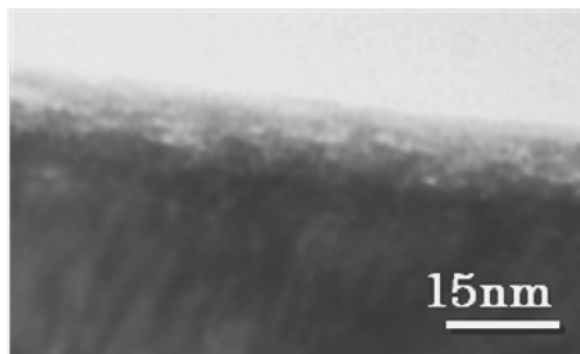


図2 He・窒素混合プラズマ照射後の表面の断面TEM像。He/N<sub>2</sub>(45/3mTorr)、温度1000K、フルエンス $5 \times 10^{24} / \text{m}^2$ 、エネルギー70eV。

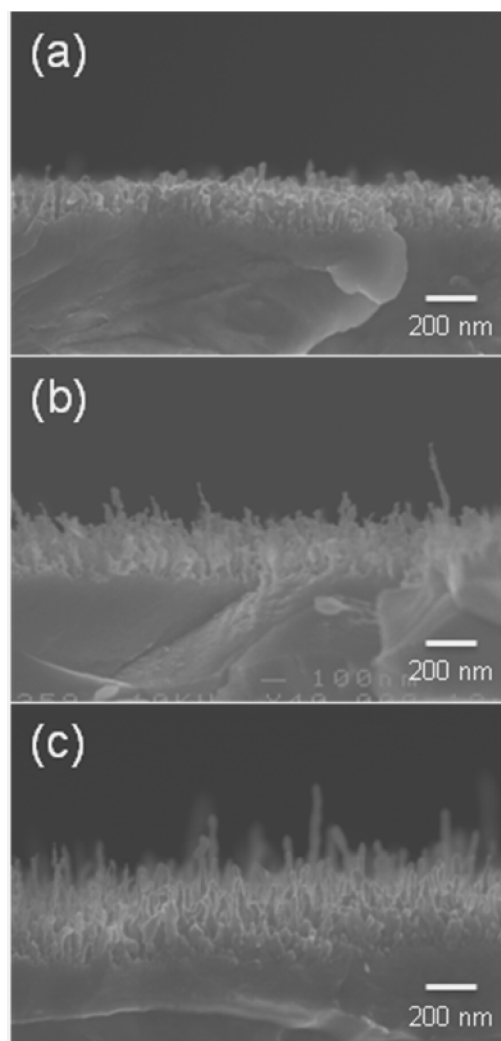


図3 He・Ne混合プラズマ照射によるナノ構造の形成。He/Ne(30/1mTorr)、1300 K。フルエンス : (a)  $9 \times 10^{24} \text{ m}^{-2}$ , (b)  $1.8 \times 10^{25} \text{ m}^{-2}$ , (c)  $2.8 \times 10^{25} \text{ m}^{-2}$ 。



平成 23 年度 応用力学研究所 共同研究

「プラズマ輸送理論」 成果報告書

代表者 核融合科学研究所 伊藤公孝

**研究目的**

核融合燃焼プラズマ実験の実現にむけて計画が進展している現在、トロイダルプラズマの輸送理論を一層進展させ、統合コードなどへ成果を糾合することによって定量的予言力を検証することは世界的な急務と認識されている。

本研究では、トロイダルプラズマの乱流に対し、繰り込み理論に基づく遷移理論を構成し、乱流輸送と構造形成の理論基盤を研究することを目的とする。あわせて、輸送コードに用いられる理論式を最新の理論展開に沿ったものへと高度化することを目的とする。

**研究基盤と進展の概観**

プラズマの構造形成や乱流状態では、エネルギー等分配則が成り立たない事が知られており、従来の統計力学では十分解析できない。本共同研究では、そのようなプラズマに相応しい、エネルギー分配やダイナミクスを解明するため、非平衡系プラズマの統計力学を構築する研究を続けている[1]。

「遠非平衡」という概念がしばしば用いられる。遠い・近いを議論するためには「熱平衡状態への距離」の尺度が必要になる。ここでは、ドリフト波・帯状流乱流を対象に、非平衡の度合いを示す尺度が議論された。プラズマパラメタ  $g = 1/n\lambda_D^3$  を及び不均一性の度合いを示すパラメタ ( $L_n$ : density gradient scale length) を用い、熱平衡状態での揺動強度と比較し、増大比を、ドリフト波—帯状流乱流の「熱平衡状態からの距離」として定義し導入する事が出来る[2]。この結果は従来ドリフト波—帯状流の系に適用され定式化が行われた。この系は磁場閉じ込めプラズマの乱流と異常輸送を考察するための基本的な体系であるが、実験観測による検証を進めるための具体的構成も同時に進める必要がある。微視的揺動と多数のメソスケール揺動との競合の研究が進展したのでその成果を紹介する。

**多種の揺動構造の競合の理論**

微視的揺動とメソスケール揺動の競合等が存在し実験でも観測されている。実際の実験ではメソスケールの場合としては帯状流の他 GAMs や帯状磁場等が存在しており、それらの競合も実在する。通常理論的取り扱いでは、多くの場合、微視的揺動と一種類のメソスケール揺動の二体の競合が解析されて来た。二体の競合という問題設定は理想化されており、更に多自由度の構造の動的な競合を研究する必要がある。そのため、ドリフト波—帯状流—GAMs (または帯状磁場) の三体系での競合を研究した。通常行われている定常解の探査ではなく、広いパラメタ空間での大域的な解の振る舞いを解明した。

ドリフト波—帯状流—GAM のそれぞれのエネルギー密度を無次元化した量 (それぞれ  $W, Z, M$  と表記) で表現して、揺動のエネルギー発展方程式を

$$\frac{\partial}{\partial t} W = \gamma_L W - \Gamma_w W^2 - \alpha Z W - \beta M W$$

$$\frac{\partial}{\partial t} Z = -\gamma_Z Z - \Gamma_z Z^2 + \alpha Z W$$

$$\frac{\partial}{\partial t} M = -\gamma_M M - \Gamma_M M^2 + \beta M W$$

と表す。記号は次の通り： $\gamma_L$ : ドリフト波線形成長率,  $\gamma_Z, \gamma_M$ : 帯状流と GAMs の線形減衰率や衝突減衰率,  $\Gamma_w$ : ドリフト波非線形減衰率,  $\Gamma_Z, \Gamma_M$ : 帯状流と GAMs の非線形減衰率,  $\alpha$  と  $\beta$ : ドリフト波による帯状流と GAMs の準線形励起率。(詳細は[3]を参照。)

この系の Lyapunov function を構成する事が出来る。メソスケール揺動の共存の仕方としては、線形成長率と非線形減衰率の大きさによって三つの場合がある。すなわち、三者いずれもが有限振幅を持つ定常解( $W_0, Z_0, M_0$ )が存在するか、あるいは微視的揺動と一種類のメソスケール揺動が有限振幅( $Z_0$  と  $M_0$  のいずれかがゼロ)の定常解を持つ場合と、微視的揺動のみの定常解の場合である。三者いずれもが有限振幅となる定常解がある場合、

$$F \equiv H_W + H_Z + H_M \quad (H_W \equiv W - W_0 \ln W, H_Z \equiv Z - Z_0 \ln Z, H_M \equiv M - M_0 \ln M)$$

は任意の初期状態について

$$dF/dt \leq 0$$

を満たす。すなわち、解は大域的に安定であり、その状態が **realizable state** である[3]。一種類のメソスケール揺動のみが有限振幅を持つ定常解の場合は、従来の理論のように、同様の Lyapunov function を構成する事が出来、その定常解が **realizable state** である。競合による状態の選択則を図1にまとめる。

ドリフト波-帯状流-GAMs の共存状態が CHS プラズマで観測されている[4]。図2に示される実験で観測された競合関係について、本理論の結果を踏まえ今後具体的に理解を与え、メソスケール揺動を繰り込んだ輸送理論の構築を進める。

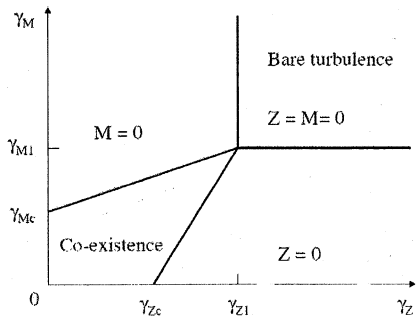


図1: 乱流、帯状流、GAMs の共存状態や選択的発生を示すダイアグラム。

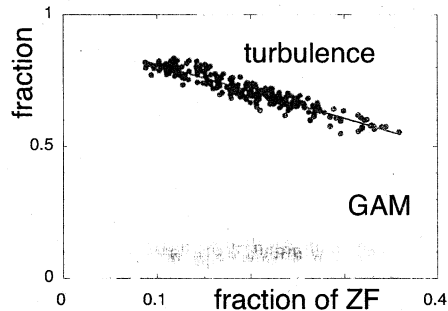


図2: CHS における実験観測。乱流、帯状流、GAMs の共存状態が観測された。乱流と帯状流は反相関を示すが、GAMs 強度は弱い相関を示した。

## 引用文献

- [1] P. H. Diamond, S.-I. Itoh, K. Itoh: *Physical Kinetics of Turbulent Plasmas*, (Cambridge University Press, 2010) 570 pages
- [2] S.-I. Itoh, K. Itoh: *J. Phys. Soc. Jpn.*, **79** 124501 (2010)
- [3] S.-I. Itoh, K. Itoh: *Plasma Phys. Control. Fusion* **53** 015008-1-8 (2011)
- [4] A. Fujisawa, et al.: *J. Phys. Soc. Jpn.* Vol. **76** (2007) 033501

## 圧力容器鋼の磁気特性に与えるイオン照射効果

岩手大学工学部マテリアル工学科 鎌田康寛

### 目的

原子力発電プラントの高経年化問題の一つに圧力容器の照射脆化があり、脆化機構の解明とそれに基づく健全性評価法の確立が求められている。我々は磁気利用による脆化の非破壊評価の可能性を検討しており、そのためには磁気特性に与える照射欠陥形成の影響の解明が必要で、照射材料の磁区・磁壁の直接観察が望まれる。しかし、原子炉を使う中性子照射では系統的な実験が難しく、さらに放射化するため通常の設定で試料を扱えないという問題があった。それらを解決する実験法としてイオン照射と単結晶薄膜試料の組み合わせに着目した。カスケード損傷が起こるイオン照射では中性子照射と似た損傷組織が得られると同時に、試料が放射化しない利点を有する。損傷深さが浅いという欠点があるが、試料全体が損傷を受ける薄膜の利用で照射領域の物性測定が容易になる。さらに単結晶を利用することで複雑な粒界の影響を除くことができ、相関機構の解明が容易になる。このような考えに基づき、単結晶鉄クロム薄膜における Fe-Cr 二相分離の照射促進現象の可能性を H22 年度に報告した。本年度は、鉄クロム合金の実験結果の継続的な検討に加え、より高効率・効果的な研究を進めるためのコンビナトリアル型実験を新たに提案し（科研費・基盤研究 B、No23360418）、メタルマスク及び直線駆動シャッターを用いた鉄単結晶微小磁性体の作製、磁気光学カー効果による磁区観察の実施と、磁化過程に与えるイオン照射の影響を調べた。

### 方法

新しく導入したコンビナトリアル型成膜装置を用いて鉄単結晶薄膜・微小磁性体を作製した。 $1 \times 10^{-7} \text{Pa}$  の超高真空中で、MgO(001)単結晶基板上に、Fe 膜を電子ビーム蒸着した後、873K で熱処理を行い、120nm 厚の鉄薄膜を作製した。VSM による磁化測定から単結晶成長の確認を行った。その後、以下のようなコンビナトリアル型実験を行った（図 1）。直径 150 $\mu\text{m}$  の穴を複数あけたメタルマスクと直線駆動シャッターを用いて膜厚の異なる微小磁性体（58~10nm 厚）を一度に作製した。作製した微小磁性体の一部をアルミ箔で覆い、応用力学研究所のタンデム型加速器により 2.4MeV  $\text{Cu}^{2+}$  を室温で照射した。SRIM 計算により 58nm 深さで損傷度は 0.17dpa と見積もられた。なお、銅イオンの大部分は薄膜を貫通するため、磁性への残留銅イオンの影響は無視できると考えた。磁気光学カー効果顕微鏡により磁場下での磁区構造を観察・解析し、未照射・照射の微小磁性体の磁化過程を調べた。

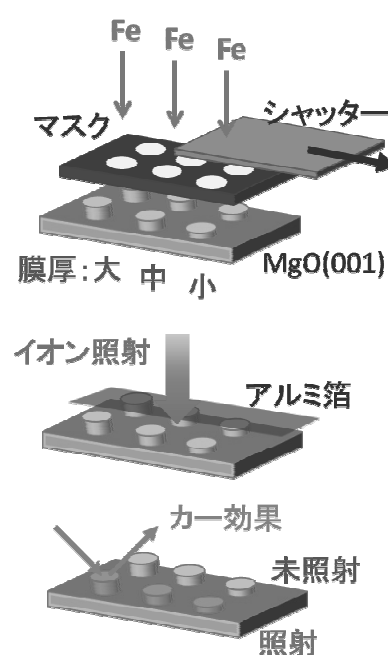


図1 コンビナトリアル型実験

## 結果および考察

鉄薄膜の磁化測定の結果、MgO[110]・[100]が、それぞれ磁化容易・困難方向であった。バルクの鉄の結晶磁気異方性定数を用いた計算結果と一致したことから、MgOに対して45度回転した方位関係の単結晶の形成を確認した。次に鉄単結晶微小磁性体の磁区をカー効果顕微鏡で調べた。磁場-100Oeを磁化容易方向に印加してBG画像を取得し、±50Oe間を0.5Oeステップで撮影し、BG画像を差し引き、動画を作成した。図2に膜厚58nmの微小磁性体の各磁場での磁区と磁化曲線を示す。右方向がFe[100]で、この場合4種類の磁区が存在すると考えられ、観察して得られた磁区画像を4色で色分けした。各画像で印加磁場の正(右)方向の磁区面積から負(左)方向の面積を引き全面積で割ることで規格化した磁化曲線を求めた。10nm厚試料と比較した結果、膜厚の減少で保磁力・残留磁化の増加を確認した。

図3に未照射、照射の微小磁性体の磁化曲線を示す。両者で磁区構造および磁化曲線に顕著な違いは見られなかった。今回の照射条件では、高密度なサブナノサイズの空孔クラスターが形成していると考えられるが(文献1)、それらは鉄微小磁性体の磁区・磁壁に大きな影響を与えないことが確認された。

試料組成および照射条件を限定した形であるが、コンビナトリアル型実験に初めて成功した。今後、作製・照射条件を系統的に変えて実験を進めることで、照射脆化の磁気利用の非破壊評価技術の開発につながる成果が得られると期待される。

## 文献

[1] Y. Kamada, H. Watanabe, S. Mitani, J. Echigoya, H. Kikuchi, S. Kobayashi, N. Yoshida and K. Takanashi : Mater. Trans., Vol. 50, No. 9 pp. 2134-2138, 2009

## 成果報告

Y. Kamada, H. Watanabe, S. Mitani, J. Mohapatra, H. Kikuchi, S. Kobayashi, M. Mizuguchi and K. Takanashi : Ion-Irradiation Enhancement of Materials Degradation in Fe-Cr Single Crystals Detected by Magnetic Techniques, The 15<sup>th</sup> ICFRM, 15-341, D-74, Charleston, USA, Oct. 16-22, 2011

## 研究組織

鎌田康寛, 菊池弘昭, 小林悟, 村上武:岩手大学工学部マテリアル工学科  
渡辺英雄 : 九州大学応用力学研究所

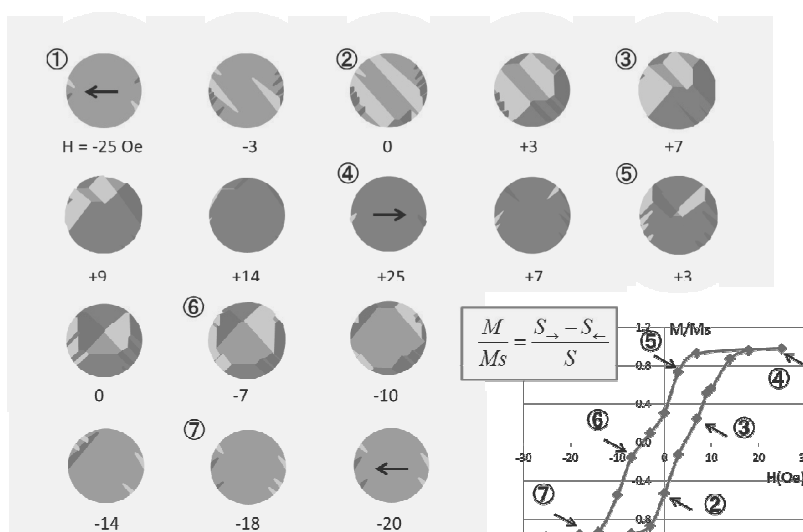


図2 58nm厚鉄単結晶微小磁性体の磁区と磁化曲線

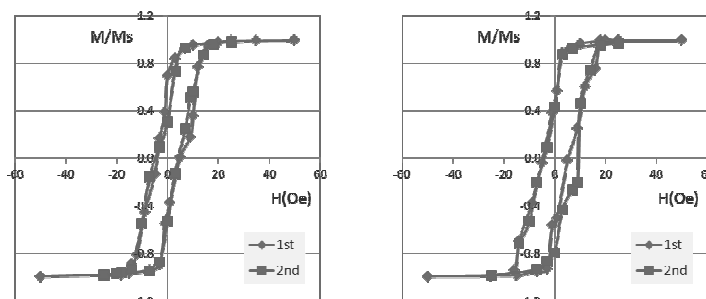


図3 未照射(左)および照射(右)微小磁性体の磁化曲線

## 1. 目的

核融合炉ブランケット構造材として期待されるバナジウム合金や低放射化フェライト鋼の高温使用限界温度を決めるのは熱クリープ特性と考えられている。熱クリープ変形は、転位のすべり運動、粒界拡散と粒界すべりにより引き起こされ、これを抑えるための組織制御として、転位の固着や粒界の強化などが考えられる。また最近では酸化物分散強化材料が試作され、より高温使用が検討されている。高温では強度とともに冷却材との共存性が大きな問題となる。特に液体増殖材料は腐食性が強く、液体ブランケットの重要課題となっている。

核融合科学研究所では、「微小試験片高温クリープ試験装置」と「液体増殖材腐食試験装置」を製作し、核融合炉候補材料の高温クリープ変形実験及び浸漬腐食試験を進めている。

これまでの共同研究で、クリープ変形試験、腐食試験を行った V-4Cr-4Ti 合金 (NIFS-HEAT-2)、低放射化フェライト鋼 (JLF-1) の組織を応用力学研究所の透過電子顕微鏡で観察することにより、クリープ変形特性及び腐食特性と組織変化の関係を明らかにした。本報告では、V-4Cr-4Ti 合金について、クリープ変形を抑制する熱加工処理の効果とその内部組織発達から見た機構について報告する。






## 2. 方法

V-4Cr-4Ti 合金 (NIFS-HEAT-2) について、表 1 に示す 5 つの熱機械処理を施した。STD は共通熱処理条件で、析出は発生させるが、加工転位は回復している。STD-CW は冷間加工材、SA-A は、溶体化処理後再熱処理により微小析出を高密度に発生させたもの、SA-A-CW はさらに加工転位を加え、微小析出による転位の安定化を狙ったもの、SA-CW-A は、冷間加工後に微小析出を発生させたもの（歪焼鈍処理）である。これらを 1023K、176 または 250MPa で、ほぼ 3% までのクリープ変形を与え、TEM 用試料として切り出し、応用力学研究所の JEM-2000FX 電子顕微鏡により転位組織の観察を行った。特に、 $g \cdot b = 0$  の手法を用いて転位のバーガースベクトルを求めた。

## 3. 結果と考察

図 1、図 2 にバーガースベクトルの分析例を示す。STD 材では、ほとんどの転位が  $a/2\langle 111 \rangle$  型と判定されるが、特定の方向の  $g$  ベクトルの場合転位がほとんど見えなくなる（右端の図）ことにより、転位が特定の面上に偏在していることが分かる。STD-CW では、 $a\langle 100 \rangle$  型と  $a/2\langle 111 \rangle$  型が共存している。前者は、 $a/2\langle 111 \rangle$  型の転位同士の反応で生じるもので、材料の強化に寄与する”不動転位”である。

表 1 V-4Cr-4Ti の熱処理条件

Abbreviation	Treatment	Conditions	TEM
STD	Standard Maximum precipitation for ductility	1273 K, 2h	
STD-CW	Standard and Cold-worked Strengthening by dislocations	STD + 20% Cold Rolled	
SA-A	Solution Annealed and Aged High density of fine precipitates	1373 K, 1 h + 873 K, 20 h	
SA-A-CW	Solution Annealed, Aged and Cold-rolled Fine precipitates and dislocations	SAA + 20% Cold Rolled	
SA-CW-A	Solution Annealed, Cold-worked and Aged Decoration of dislocations with precipitates (Strain Aging)	1373 K, 1 h + 20% Cold Rolled + 873 K, 20 h	

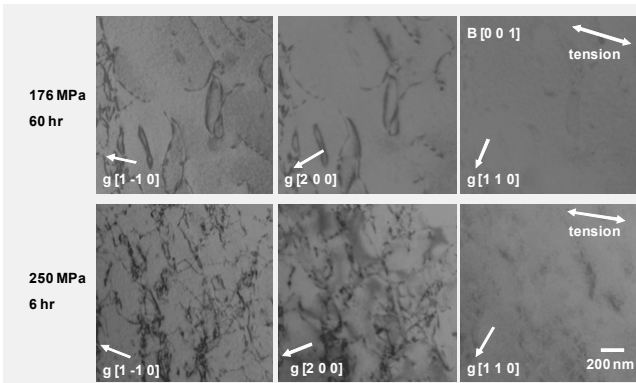


図1 STD材の178MPa、250MPaのクリープ変形後転位組織のバーガースペクトル解析。観察される転位はほとんどが  $a/2\langle 111 \rangle$ 型であることが分かる。

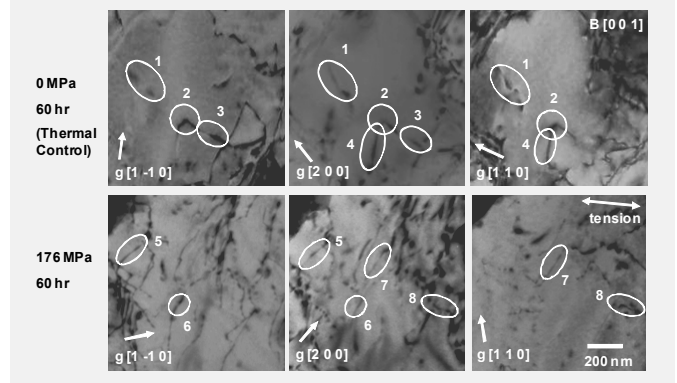


図2 STD-CW材のアニーリングおよびクリープ変形後転位組織のバーガースペクトル解析。図中の1,2は、 $a\langle 100 \rangle$ 型、そのほかは  $a/2\langle 111 \rangle$ 型と判定される。

図3に、転位密度とバーガースペクトルの分析結果をまとめて示す。STDでは、クリープ変形で発生する転位はほとんどが  $a/2\langle 111 \rangle$ 型である。STD-CWでは、加工で生成した  $a\langle 100 \rangle$ 型の転位がクリープ変形によって減少してゆく。SAA-CWも同様な結果である。このように、 $a\langle 100 \rangle$ 転位の減少がクリープ変形の増大につながっているものと予想される。

SA-CW-Aは、図4に示すようにクリープ変形後も転位密度が高く、バーガースペクトルの分析は不可能であった。以前の研究によりSA-CW-A材は、他の熱加工処理材よりもクリープ変形が低いことが示されている。SA-CW-Aでは、高い転位密度が維持されることが、クリープ変形の抑制機構として働いていると予想される。

今後は、SA-CW-A（歪焼鈍材）のクリープ低減機構とその限界について明らかにしていく予定である。

#### 4. 研究組織

室賀健夫、長坂琢也、李艶芬（核融合科学研究所）  
鄭鵬飛（総合研究大学院大学）  
渡辺英雄、荒木邦明（九州大学応用力学研究所）

#### 5. 国際会議での発表

(1) T. Muroga, T. Nagasaka, P.F. Zheng, Y.F. Li and H. Watanabe, Dislocation Evolution during Thermal Creep Deformation in Annealed and Cold Worked V-4Cr-4Ti, 15<sup>th</sup> International Conference on Fusion Reactor Materials, Oct. 17-21, Charleston, USA

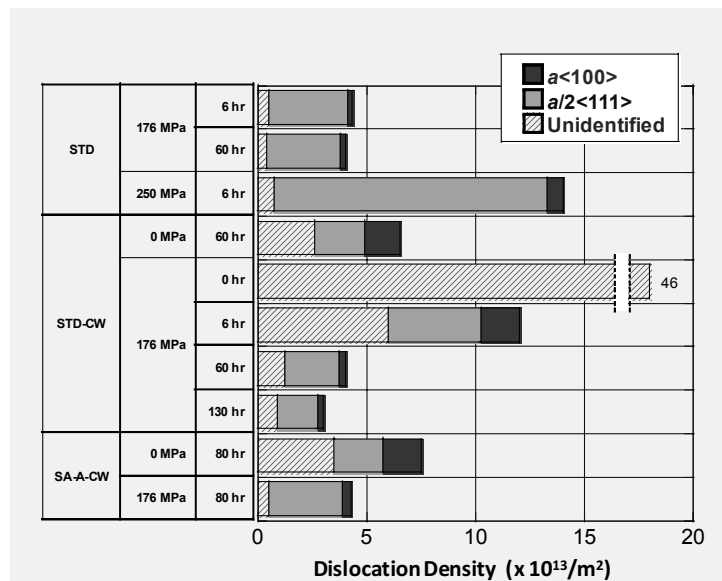


図3 転位密度とバーガースペクトル分析の結果のまとめ。

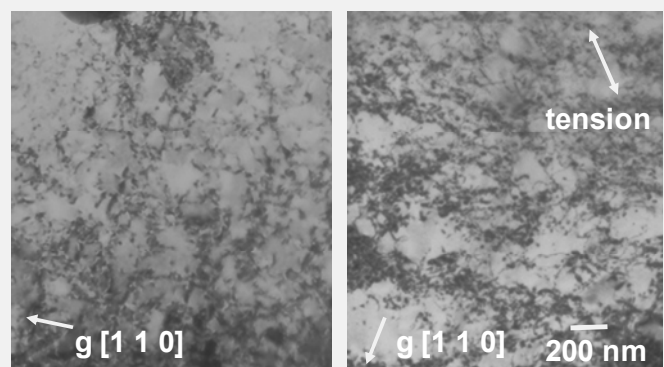


図4 SA-CW-A材の組織。左：試験前、右：クリープ試験後（1023K, 176MPa, 60h）

## 核融合炉用高靱性タングステン材料の高熱負荷特性

東北大学金属材料研究所 栗下 裕明

## I、目的

タングステン(W)は、核融合炉等の極限環境下での使用において他の材料が追従できない数多くの優れた特性をもつため、核融合炉の最も厳しい熱負荷に晒されるダイバー部位に使用される計画であるが、Wは熱負荷を受けると融点よりはるかに低い温度で再結晶して脆化するという大きな問題がある。この脆化は、再結晶により形成される粒界が極めて弱いことによる粒界脆化(再結晶脆化)である。そこで研究代表者らは、Wの再結晶脆化の克服に取り組み、まず、結晶粒が極めて微細(50~100nm)で再結晶組織をもつ W-1.1%TiC (W-1.1TiC)を作製し、それに GSMM 法(粒界すべりを活用した新しい高靱性化処理法)を適用することにより、再結晶粒界が極めて強化され、延性脆性遷移温度が室温付近にある高靱性ナノ組織 W-1.1TiC を開発した。そして、ダイバータ材料に必要な熱負荷特性を評価するために、平成22年度から九州大学応用力学研究所(九大応力研)およびドイツのユーリッヒ共同研究機構(FZJ)との共同研究を開始した。

九大応力研との平成22年度共同研究では、電子ビームによる熱負荷試験(1700°C/3分間の熱負荷とそれに続く繰り返し熱負荷(450~1250°C/360 サイクル))を行い、市販の純 W では全表面に顕著な起伏と粒界に沿う亀裂や剥離が生じたのに対し、高靱性 W-1.1TiC ではそのような表面損傷は観察されないことを明らかにした。この結果は、高靱性 W-1.1TiC が、純 W に比べ、核融合炉の ELM のような繰り返し高熱負荷下における熱機械的特性に極めて優れていることを示唆しており、実際、ITER-ELM の条件下で実施したFZJの熱衝撃試験において、高靱性 W-1.1TiC の表面には起伏や亀裂は観察されなかった。

平成23年度の本共同研究では、平成22度の研究成果を踏まえ、高靱性 W-1.1TiC と市販の純W材料について電子ビーム熱負荷による放出ガス挙動、表面組成の変化、表面吸着水素の挙動、および光反射特性の変化を明らかにすることを目的とした。

## II、実験方法

## ① 試験片

酸素濃度が異なる2種類の高靱性 W-1.1TiC 試料(A材:850 ppm、B材:170 ppm)を作製した。いずれも結晶粒径が約 1.5  $\mu\text{m}$  で粒界のほとんどがランダム方位の等軸結晶粒をもつ。この2種類の W-1.1TiC、および比較材としての市販の純W板材(応力除去処理材)から、熱負荷特性評価用の試験片(寸法:10mmx10mmx1mm)をワイヤーカットにより切出し、2枚の上下表面を研磨仕上げした(W-1.1%TiC:バフ研磨、純 W:電解研磨)。純 W 板材では、照射される試料表面が圧延面に平行な試験片( $W_{//}$ )と垂直な試験片( $W_{\perp}$ )を用意した。

## ② 熱負荷試験および観察・分析

これらの試験片を電子ビーム熱負荷装置(最大電圧:20kV、最大電流:150mA)の水冷銅ホルダー上に置き、真空下( $< 4 \times 10^{-6}$ torr)で試験片表面に電子ビーム(直径:約6mm)を照射し、以下の高熱負荷試験を行った。

1、定常熱負荷試験: W-1.1TiC の A 材と B 材、純  $W_{\perp}$  および 2 枚の純  $W_{//}$  (1 枚はダミー試験片)の計 5 枚の試験片を同時にセットし、ダミー試験片、純  $W_{//}$ 、純  $W_{\perp}$ 、A 材、B 材の順に 1 枚ずつ電子ビームを照射し、試料表面温度が約 1700°C に到達後、180 秒間、保持した。昇温を容易にするために、試験片は冷却ホルダー上に固定せず、置くだけとした。

2、繰り返し熱負荷試験: 上述の照射後の A 材と B 材、純  $W_{//}$  (ダミー試験片を含む)とともに、未照射の純  $W_{//}$  を冷却ホルダーに固定し、ダミー試験片、未照射の純  $W_{//}$ 、純  $W_{//}$ 、A 材、B 材の順に、2 秒間の照射/8 秒休止の照射を 360 サイクル(計 1 時間)繰り返した。この照射による試験片表面温度の変化は 450~1250°C であった。

以上の試験では、試料表面温度は電流値により制御し、2 色放射温度計で計測した。また、照射に伴う放出ガスの計測は 4 重極質量分析器により、照射前後の試験片重量の計測は精密電子天瓶により、照射前後の試験片表面状態の観察は走査電子顕微鏡(SEM)により行った。さらに、電子ビーム照射前後の表面の組成を SEM-EDS を用いて調べると共に 2.8MeV<sup>4</sup>He<sup>2+</sup>ビームを用いてラザフォード後方散乱法(RBS)および弾性反跳粒子検出法(ERD)の同時分析を行い、表面吸着水素の挙動を調べた。また、分光光度計により 190nm~2500nm の光反射スペクトルについて調べた。

### III、主な結果および考察

定常熱負荷実験における電子ビーム照射中の QMS 測定では、主に、質量数  $m/e = 2(\text{H}_2)$ 、 $12(\text{C})$ 、 $18(\text{H}_2\text{O})$ 、 $28(\text{CO}_2)$ 、 $32(\text{O}_2)$ 、 $44(\text{CO}_2)$  の上昇が観察された。図1に、純 W//、A 材、B 材について、各質量数の時間変化を示す。放出量は照射開始と共に上昇し、照射終了と共に徐々に減少している。とくに、A 材と B 材では照射初期の放出量が多く、中でも酸素量の多い A 材からの放出が大きいことがわかる。また、酸素濃度の低い B 材では、図1(c) に見られるように、A 材(図1(b))と比較して放出量が少ない。照射の初期では W 製試料ホルダーの温度が低いことから、照射初期の放出は加熱された試料からの放出によると考えられる。

図2に、A 材における電子ビーム照射前後の SEM-EDS による組成分析結果を示す。照射前では、W に加え、Ti、Mo、O、C が検出されている。一方、照射後では、Mo と C の変化はほとんどみられないが、Ti と O はバックグラウンド以下に減少している。これは、表面層に固溶していた Ti と O が  $1700^\circ\text{C}$  加熱により離脱した結果であると推定される。電子ビーム照射中の QMS 分析では、照射初期に  $m/e = 32(\text{O}_2)$  の放出が観察されており、EDS 分析の結果と対応している。また、これらの結果は、酸素濃度の低い B 材でもほぼ同様であった。組成分析については、軽元素の感度が高い XPS 分析を進め、さらに詳細を検討する予定である。

図3に、A 材の電子ビーム照射前後における表面近傍の H の ERD 分析結果を示す。未使用の試料では表面近傍に H が吸着している。照射後は表面吸着量が減少しているが、深部への拡散は観察されない。B 材に対しても同様であったが、未照射試料では、H の吸着量が A 材より少なかった。図4に、未照射の純 W// と照射前後の A 材について測定した反射スペクトルを示す。純 W// と比較して、照射前の A 材は短波長側での反射率が小さいことがわかる。また、純 W// に見られるように、一般に純 W 材で見られるバンド間遷移による光吸収によると考えられるディップが A 材では異なっており、関係する電子の状態密度が異なっているためと考えられる。さらに、照射後の A 材では、スペクトルの構造は照射前とほとんど同じであるが、低波長部分での反射率の低下および長波長側での反射率の上昇が観察される。

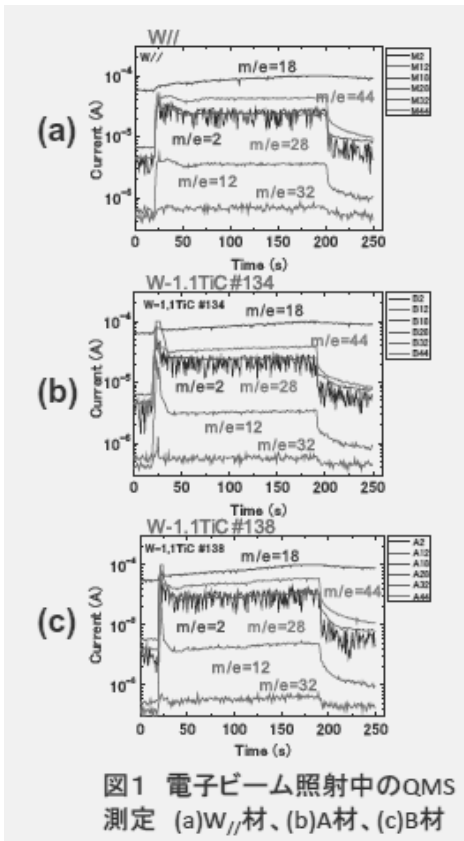


図1 電子ビーム照射中のQMS測定 (a)W//材、(b)A材、(c)B材

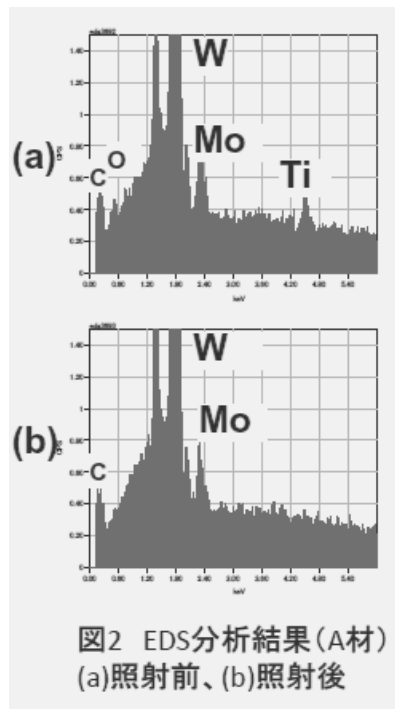


図2 EDS分析結果(A材)  
(a)照射前、(b)照射後

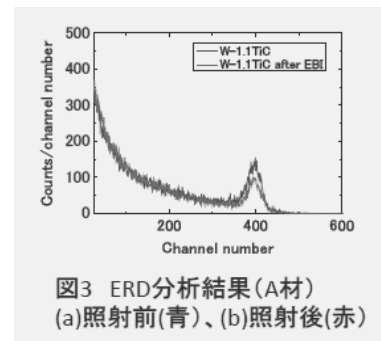


図3 ERD分析結果(A材)  
(a)照射前(青)、(b)照射後(赤)

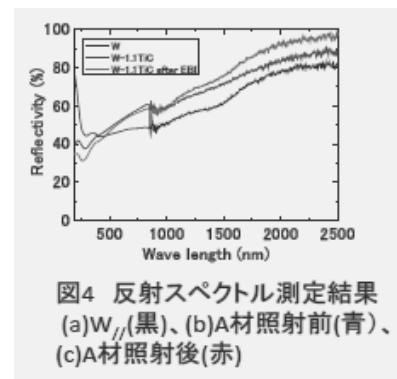


図4 反射スペクトル測定結果  
(a)W//材(黒)、(b)A材照射前(青)、  
(c)A材照射後(赤)

### IV、結言

電子ビームを用いた定常および繰り返し熱負荷試験では、製造温度よりも高温の  $1700^\circ\text{C}$  定常加熱により W-1.1TiC の表面層の組成や反射スペクトル等の物理的性質が変化する。例えば、この加熱により、厚さ数  $\mu$  程度の表面層では Ti や O が選択的に減少することから、これらの組成変化が機械的性質に及ぼす影響を調べる必要がある。また、H の吸着挙動や光反射スペクトルも変化する。さらに、加熱により発生する水素同位体の吸着特性変化の機構および光学的性質の変化がプラズマ閉じ込め装置に及ぼす影響についても検討を進める。



## 巨視的運動論的 MHD 現象解析用の トロイダル版ジャイロ運動論的粒子コードの開発

山口大学大学院理工学研究科 内藤裕志

### 目的

トカマク実験で観測される MHD 的現象の理解には、従来の MHD 理論を超えた運動論的 MHD 理論に基づくシミュレーション研究が必須である。ジャイロ運動論を基礎とする粒子 (PIC: Particle-In-Cell) シミュレーションは、第一原理シミュレーションであるため莫大な計算機資源を必要とするが、流体系のシミュレーションで用いられるモーメント方程式を求める際の”closure”の問題から自由である特徴がある。我々は、MHD 解析に特化した円柱版のジャイロ運動論的粒子コード Gpic-MHD (Gyrokinetic PIC code for MHD simulation) を開発した。高度計算科学に対応した超高並列化は本コードを実行するために必須である。本研究の目的は超高並列コンピュータに対応したトロイダル版の Gpic-MHD を開発し、ITER 等の高温・高密度の核燃焼を含むトカマクプラズマの巨視的・運動論的 MHD 現象を解明することである。

### シミュレーションモデル

円柱版 Gpic-MHD の概要は以下のとおりである。デルタエフ法を用いたジャイロ運動論的 PIC コード。半径方向は差分法を用い、非一様メッシュに対応している。ポロイダル方向とトロイダル方向は高速フーリエ変換を用いてモード展開している。擬スペクトル法を用いる。フーリエ空間で不必要なモードを消去することにより、時間ステップ幅を大きくしている。スレッド並列 (自動並列コンパイラ使用) とプロセス並列 (MPI 使用) を併用したハイブリッド並列コードになっている。プロセス並列は、領域分割と粒子分割 (場の量のレプリカを用いる) を併用する。

### 研究成果の概要

#### A. 現在までの研究成果

標準的な Gpic-MHD により、鋸歯状振動の崩壊過程に関連する運動論的内部キンクモードの線形・非線形のシミュレーションが可能であることを示した[1]。Gpic-MHD は「クロージャー」の問題がないため、流体コードの結果の正当性・健全性をチェックするためにも有用である。

2次元版 2D-Gpic-MHD は、SMP 自動並列化と場の量のコピーを用いた MPI 並列化のハイブリッド並列化により、8192 論理コアまで良好な並列化性能が得られることを実証した[2]。

3次元版 3D-Gpic-MHD は、場の量の計算が増大するため、並列化のため領域分割を利用している。トロイダル方向のみの1次元領域分割の場合 [1,2]、トロイダル方向と半径方向の2次元領域分割の場合 [2,3]に対して良好な並列化スケーリングを得た。

標準的なジャイロ運動論的 PIC コードは、大規模・高ベータのプラズマを取り扱う場合、電流

密度から磁場を求める際に大きな誤差が生じることが知られている（「キャンセレーション」の問題）。この問題の解決法として **split-weight-scheme** があるが、我々は場の量の計算に渦方程式と磁力線方向の一般化オームの法則を用いる方法を提唱し、この方法による新しい **2D-Gpic-MHD** を作成した。また、新しい **2D-Gpic-MHD** を用いて大規模・高ベータの領域でも精度良く運動論的内部キंकモードがシミュレーションできることを実証した[4,国際会議発表 6]。

## B. 本年度の研究成果

前述の論文 [2-4] が出版された。また、新しい **Gpic-MHD** のトロイダル版の基礎方程式の導出を完了した。この基礎方程式に基づくトロイダル版 **Gpic-MHD** は次年度に申請している共同研究で開発を完了したい。

## 成果報告

### 論文

- [1] H. Naitou, K. Kobayashi, H. Hashimoto, S. Tokuda, M. Yagi, J. Plasma Fusion Res. SERIES, 8 (2009) pp.1158-1161.
- [2] H. Naitou, H. Hashimoto, Y. Yamada, S. Tokuda, M. Yagi, Progress in NUCLEAR SCIENCE and TECHNOLOGY, 2 (2011) pp.657-662.
- [3] H. Naitou, Y. Yamada, S. Tokuda, Y. Ishii, M. Yagi, Plasma and Fusion Research, 6 (2011), pp.2401084-1-4.
- [4] H. Naitou, Y. Yamada, K. Kajiwara, W.W. Lee, S. Tokuda, M. Yagi, Plasma Science and Technology, 13 (2011) pp.528-534.

### 口頭発表

- 1) 伊藤一希、内藤裕志、矢木雅敏、徳田伸二、トロイダル版ジャイロ簡約 MHD 方程式の導出について、プラズマ・核融合学会 九州・沖縄・山口支部 第 15 回支部大会, 平成 23 年 12 月 17、18 日、大分大学工学部。
- 2) 梶原健司、内藤裕志、矢木雅敏、徳田伸二、新しい Gpic-MHD コードによる運動論的内部キंकモードのシミュレーション、プラズマ・核融合学会 九州・沖縄・山口支部 第 15 回支部大会, 平成 23 年 12 月 17、18 日、大分大学工学部。
- 3) H. Naitou, M. Yagi, S. Tokuda, Recent progress of tokamak MHD simulation by using gyrokinetic PIC code, JIFT Workshop 2011, “The Next Stage in the Progress of Simulation Science in Plasma Physics”, Dec. 2-3, 2011, NIFS, Toki, Japan.
- 4) 篠田佳祐、内藤裕志、田内泰、原田直幸、矢木雅敏、徳田伸二、トカマクシミュレーションのための 3 次元ジャイロ簡約 MHD コードの開発、平成 23 年度 (第 62 回) 電気・情報関連学会中国支部連合大会, 2011 年 10 月 22 日、広島工業大学。
- 5) 高木脩至、内藤裕志、田内泰、矢木雅敏、徳田伸二、2 次元領域分割を用いた Gpic-MHD コードの並列化、平成 23 年度 (第 62 回) 電気・情報関連学会中国支部連合大会, 2011 年 10 月 22 日、広島工業大学。
- 6) H. Naitou, M. Yagi, S. Tokuda, ” Global MHD simulation by the gyrokinetic PIC code” , Twenty-Second International Conference on Numerical Simulations of Plasmas, Long Branch, NJ, Sep. 7-9 (2011).
- 7) H. Naitou, M. Yagi, S. Tokuda, Recent progress of the kinetic internal kink simulation by using Gpic-MHD code, 6<sup>th</sup> Japan-Korea Workshop on Theory and Simulation of Magnetic Fusion Plasmas, NIFS, Toki, Japan, 28-29 July 2011.

## 希ガスプラズマ照射によるタングステンの表面損傷

研究代表者 名古屋大学大学院工学研究科 大野哲靖

## 1. はじめに

近年、Heプラズマに曝されたW表面にフィラメント状の構造やHeバブル・ホールといった損傷が形成されることが分かった。国際熱核融合炉実験炉（ITER）では炉壁への熱負荷低減を目的として、放射冷却用にArやNeなどの希ガスを導入する可能性がある。しかし希ガスであるArやNeもW中の熱空孔に捕捉され、He同様、ナノ構造等の照射損傷を形成する可能性があるが、それらのWの照射効果は十分にわかっていない。そこで本研究ではW-希ガスプラズマ相互作用も同じく調査した。

## 2. 実験方法

本実験では厚さ0.2 mmの純度99.95 %の株式会社ニラコ製W試料を使用した。直径5 mmで切り出したW試料の表面を研磨により鏡面に仕上げた。NAGDIS-IIにおいて、試料にバイアスを印加することで入射イオンエネルギーおよび試料温度をコントロールし、様々な条件下でArおよびNeプラズマを照射した。照射条件は表1に示す。プラズマ照射後、試料の照射面を走査型電子顕微鏡（Scanning Electron Microscopy, SEM）を用いて観察した。また、試料を集束イオンビーム（Focused Ion Beam, FIB）装置によって切り出し、透過型電子顕微鏡（Transmission Electron Microscopy, TEM）を用いて試料の断面観察を行った。

表1 照射条件

試料	W1	W2	W3
ガス種	Ne	Ar	Ar
入射イオンエネルギー	30 eV ( $E_{th}$ 以下)	30 eV ( $E_{th}$ 以下)	45 eV ( $E_{th}$ 以上)
試料温度	2150 K	1550 K	1600 K
粒子束	$1.2 \times 10^{23}$ /m <sup>2</sup> s	$3.5 \times 10^{22}$ /m <sup>2</sup> s	$3.5 \times 10^{22}$ /m <sup>2</sup> s
照射量	$1.3 \times 10^{27}$ /m <sup>2</sup>	$5.0 \times 10^{26}$ /m <sup>2</sup>	$5.0 \times 10^{26}$ /m <sup>2</sup>
照射時間	10800 s	14400 s	14400 s

## 3. 実験結果

図1 (a) - (c)にそれぞれ W1 - W3 の照射面の SEM 画像を示す。W1 および W2 はスパッタリング閾値以下でそれぞれ Ne および Ar 照射した試料。W3 はスパッタリング閾値以上で Ar 照射した試料になる。どの試料も結晶粒界の形成が確認されたものの、ナノ構造およびバブルもしくはホール等の照射損傷の形成は確認できなかった。また、W1 以外の W2 および W3 の照射面で筋状またはうろこ状の凹凸模様（スパッタリング）の形成が確認された。W2 がスパッタリング閾値以下でありながらスパッタリングが発生したのは、プラズマの浮遊電位の影響によると考えられる。図2 (a) に W2, 図2 (b) に 1400 K, 50 eV,  $5.5 \times 10^{25} \text{ m}^{-2}$  で He 照射を行った試料の断面観察結果を示す。どちらの試料もスパッタリング閾値以下で照射を行ったものになる。

Ar照射試料ではHe照射で見られるようなバブル・ホールやナノ構造といった照射損傷の形成が確認されなかった。また、他の入射イオンエネルギー条件（スパッタリング閾値以上、あるいははじき出し損傷閾値以上）およびNe照射試料においても同様にHe照射のような照射損傷は確認できなかった。

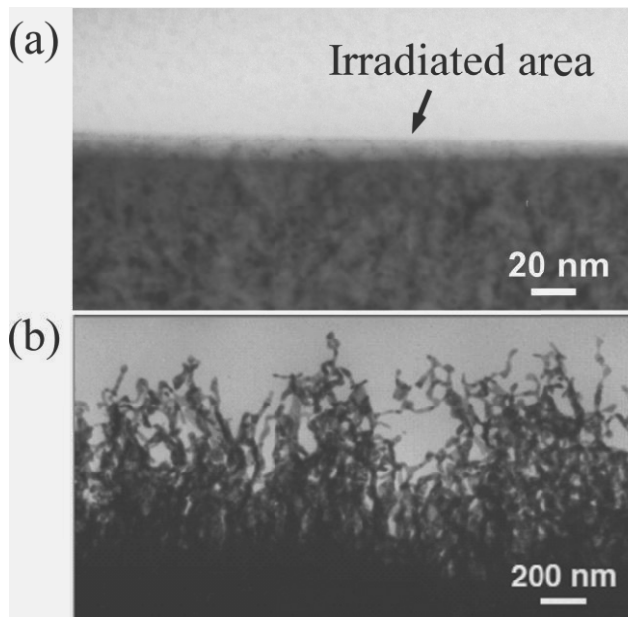


図2 (a) W2, (b) 1400 K, 50 eV,  $5.5 \times 10^{25} \text{ m}^{-2}$ でHe照射を行ったW。

希ガスプラズマ照射でガス種によってWに対して異なる挙動を示した理由として、同じ入射イオンエネルギーであってもArおよびNeの飛程がHeより短くなってしまったため、ArやNeはW中の熱空孔にトラップされる前に脱離してしまうのではないかと推察される。ArおよびNeの照射では、バブル及びナノ構造形成のために必要な飛程を与える入射イオンエネルギーでは、スパッタリングが発生するため、バブル・ホール/ナノ構造形成とスパッタリングが競合し、スパッタリングが優勢になり、ナノ構造が形成されなかったのではないかと考えられる。

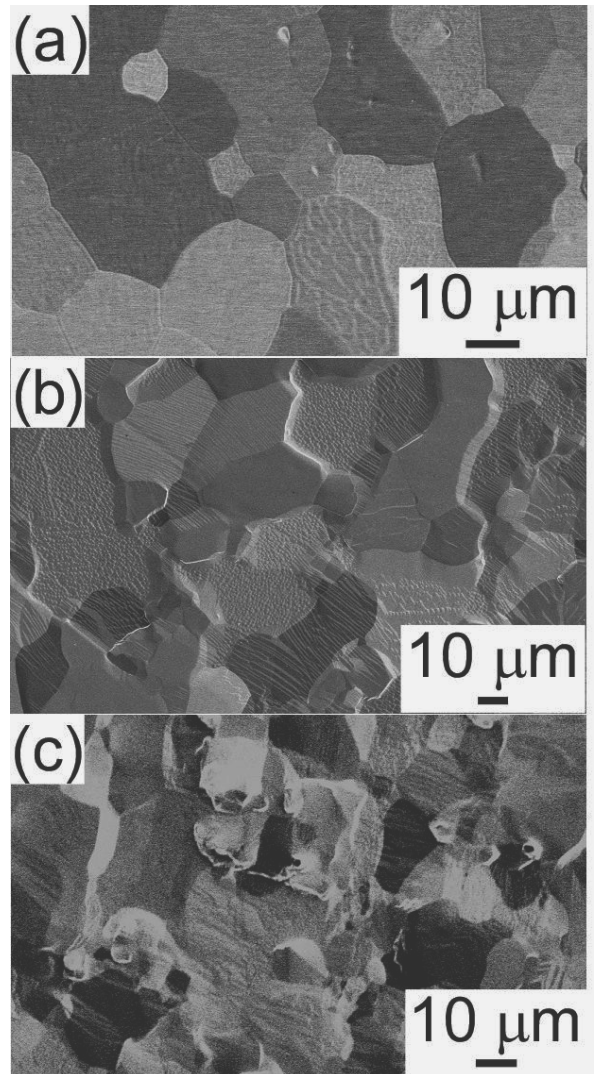


図1 (a) W1, (b) W2, (c) W3の照射表面

成果報告（論文，学会発表等）

- (1) M. Yajima, M. Yamagiwa, S. Kajita, N. Ohno, M. Tokitani, A. Takayama, S. Saitou, A. M. Ito, H. Nakamura, Naoaki Yoshida, “Comparison of Damages on Tungsten Surface Exposed to Noble Gas Plasmas”, 8<sup>th</sup> General Scientific Assembly of the Asia Plasma and Fusion Association in 2011 (Guilin, China, Nov. 1-4, 2011).
- (2) M. Yajima, M. Yamagiwa, S. Kajita, N. Ohno, M. Tokitani, A. Takayama, A. M. Ito, H. Nakamura, S. Saitou, Naoaki Yoshida, “Gas Retention in Tungsten Exposed to Noble Gas Plasmas”, Plasma Conference 2011 (Kanazawa, Japan, Nov. 22-25, 2011).

### 1. はじめに

核融合炉実現において、プラズマと材料の相互作用は重要な課題の一つであり、対向材としてタングステンなどの高融点金属材料の使用が不可避である。核融合炉内でのアーキングの問題が、近年、ELMなどの間欠的現象に伴い、世界各国の装置でアーキング現象の発生が報告され始め、核融合炉におけるアーキングやホットスポットの重要性が世界的に再認識され始めている。しかしながら、これまでの知見では、核融合炉でのアーキングに伴う不純物発生量の予測ができていない。本研究においては、名古屋大学の直線型装置NAGDIS-IIにおいて観測されたヘリウム照射損傷を受けたアーク痕をFIB-TEMで観察することにより、アーキングにより放出された不純物発生量を評価した。

### 2. 実験方法

名古屋大学の直線型装置NAGDIS-IIにおいて、タングステンに定常プラズマ（ヘリウムプラズマ）を照射し、ヘリウム照射損傷を受けたタングステンに対して、パルスの熱負荷（パルスレーザー）を与えし、単極アークを発生させた。Figure 1に示すように表面上にはアーク痕がはっきりと観察される。Figure 1に示すAとBの場所において、アーク痕が残ったタングステン試料をFIB装置で加工し、TEM観察を実施した。Aはシングルスポットの痕跡であり、Bはグルーピングしているスポットの痕跡である。

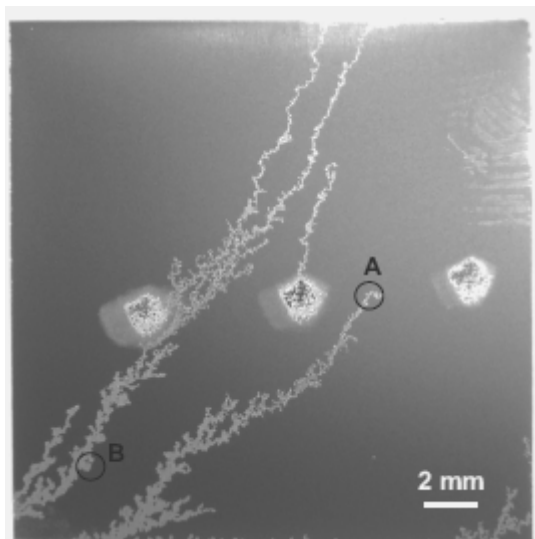


Figure 1: A picture of the arc trails on tungsten specimen.

### 3. 実験結果

Figure 2にFIBで加工しTEM観察を行ったアーク痕の断面図を示す。アークが通った跡は、ナノ構造が消滅している様子が分かる。しかし、Figure 2(d)に示すように、アーク痕のあとにおいても、バブルが残っている層が残っており、ナノ構造が完全には壊されていないことが分かった。TEM画像をデジタル化して、ナノ構造の消滅量を評価したところ、アークによっておよそ半分程度のナノ構造を形成しているタングステンは消滅しているものの、およそ半分は、表面に残っていることが明らかになった。

アークによるタングステンの放出量の算出に当たっては、観測結果をもとに以下の仮定を導入した。

- (1) ナノ構造タングステンの密度は、通常のタングステンの1/10。
- (2) アーク痕の太さは10  $\mu\text{m}$ 。
- (3) アークにより40%のナノ構造に含まれるタングステンが放出される。
- (4) アークスポットの速度は、グローバルには $\sim 100 \text{ ms}^{-1}$ であり、ローカルな速度はその10倍。（この仮定は、高速カメラによる観測と、シミュレーションによるスポットの動きと痕跡のフラクタル解析に基づいている。）

以上の仮定をもちいると、おおよそ、アーキングにより放出されるタングステンは10 mg/sと算出された。これは、理論的に予測されている値に比べて大きな値であり、今後より詳細な検討が必要となる。またスパッタリング等との比較が必要となる。さらに、Figure 1のBにおいては、ナノ構造がFigure 2のように残っておらず、より多量のタングステンが放出されていると考えられた。アークスポットがグループを組んでいる場合には、上記のタングステンのエロージョンレートは増加する可能性がある。

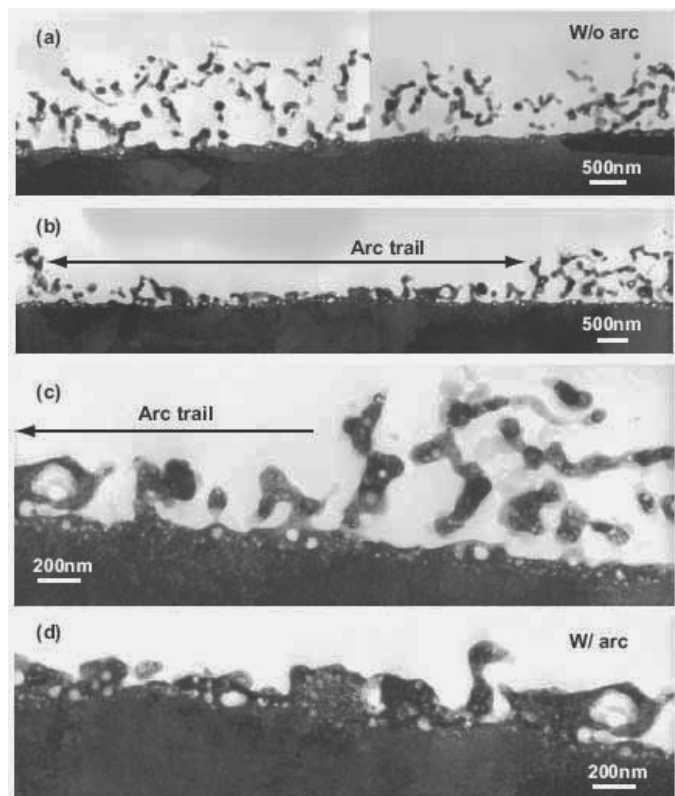


Figure 2: TEM micrographs of the nanostructured tungsten. (a) Without an arc trail, (b) with an arc trail. (c) and (d) are the enlarged images of the TEM micrographs.

成果報告（論文，学会発表等）

- (1) Shin Kajita, Noriyasu Ohno, Naoaki Yoshida, Reiko Yoshihara and Shuichi Takamura “Arcing on tungsten subjected to helium and transients: ignition condition and erosion rate”, *Plasma Physics and Controlled Fusion* **54** (2012) in press.
- (2) S. Kajita, N. Ohno, N. Yoshida, S. Takamura, “Tungsten Erosion by the Initiation of Unipolar Arcs in Nuclear Fusion Devices”, in proceedings of 30<sup>th</sup> International Conference on Phenomena in Ionized Gases (Belfast, U.K., Aug. 28, 2011).
- (3) Shin Kajita, Noriyasu Ohno, Shuichi Takamura, Masayuki Tokitani, Suguru Masuzaki, Naoaki Yoshida, Takaki Hatae, Masakatsu Fukumoto, Kiyoshi Itami, “Revival of Arcing Issue in Fusion Reactors”, *Plasma Conference 2011* (Kanazawa, Japan, Nov. 22-25, 2011).

## LHD 第一壁トロイダルアレイ試料による対向材料の損耗/損傷 および水素同位体捕捉量分布の評価

核融合科学研究所 ヘリカル研究部 時谷 政行

**【目的】**

核融合科学研究所の大型ヘリカル装置(LHD)のプラズマ対向壁は、SUS 製第一壁と炭素製ダイバータタイルで構成されている。LHD は 3 次元ヘリカル構造であるため、対向壁の構造も複雑であり、それ故、材料の損耗率のみならず、損耗物質の蓄積で形成される堆積層の物理特性も、場所によって大きく異なることが以前より考えられてきた。近年の表面分析研究より、損耗/堆積の情報が次第に明らかになってきたが、年度によって試料の位置、種類、照射条件が異なり、トラス全体の現象を系統的に把握するには至っていなかった。そこで本研究では、損耗/堆積評価用の試料と第一壁へのイオンフラックス評価用の静電プローブを一体化した専用ホルダー(10 セット)で第一壁連続トロイダルアレイ試料を形成し、その後の材料分析から、損耗/堆積のトロイダル分布の導出を目的とした。さらに、イオンが直接壁を叩くグロー放電と、荷電交換反応を経た中性粒子の飛来が主である主放電との差を明確にするため、試料をそれぞれ壁電位から浮かせた Floating 試料ホルダーと、接触させた Ground 試料ホルダーに分けて設置した。前者では、グロー放電時にエネルギーを持った粒子が入射できないため、主放電時のみの材料損傷と飛来する不純物元素の組成と絶対量を導出できる。

**【実験方法】**

図 1 に、Ground 試料ホルダーと Floating 試料ホルダーのトロイダル方向の設置位置を示す。各試料ホルダーには Si, SUS316L, W のバルク試料と SUS316L の TEM 試料を設置した。また、表 1 に、本実験において曝露した LHD プラズマのフラックス、照射時間についての情報をまとめて示す。取り出した後の試料は、応用力学研究所に持参し、集束イオンビーム加工観察装置(FIB)によるナノ微細加工後、透過型電子顕微鏡(TEM)を用いた微細構造解析を実施した。さらに、プラズマ粒子によるスパッタリング損耗量のトロイダル分布を導出することを目的とし、SUS316L の試料の損耗量の計測を、原子間力顕微鏡(AFM)を用いて実施した。

また、本実験のデータをより正確に解析するために、東北大学においてラザフォード後方散乱法(RBS)による表面組成分析も並行して実施された。

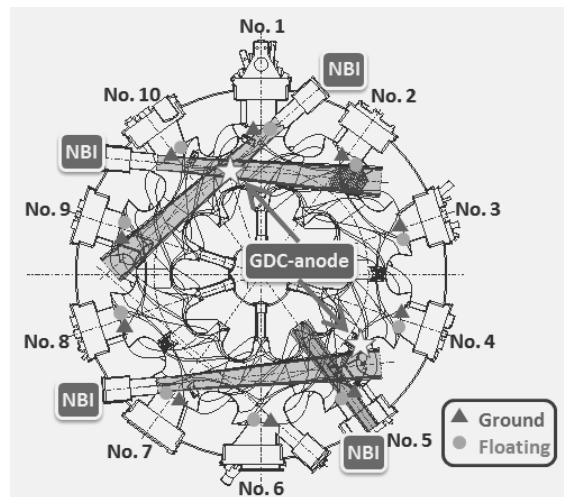


図 1 第一壁トロイダルアレイ試料の LHD トラス位置の設置場所

Discharge type	Expected average flux to the first-wall [ions/m <sup>2</sup> ]	Typical discharge time for one shot [s]	Total shot [count]	Total discharge time [h]
Main plasma (almost H)	~10 <sup>18-19</sup>	2	6230	
H-GDC	~10 <sup>17</sup>	—	11	132
He-GDC	~10 <sup>17</sup>	—	13	43
Ne-GDC	~10 <sup>17</sup>	—	2	15

表 1. 本実験における LHD プラズマ実験パラメータ。  
Expected average flux to the first-wall は、Ref. [1]を参照

**【結果および考察】**

図 1 は、No.1 trooidal section における Floating と Ground の Si 試料表面からの RBS スペクトルである。Floating 試料には、Fe, C を主成分とする多量の堆積物が確認できる。図 2 は、No. 1, 3, 5, 7 の断面の透過

型電子顕微鏡(TEM)像である. No. 1 の Floating 試料表面には層状の Mixed-material 構造の堆積層が形成されており, 厚さは約 450nm に達することが確認された. 対照的に, Ground 試料の RBS スペクトルでは, 表面に僅かに Fe の堆積が見られ, 断面 TEM 観察では, 厚さ 50nm 未満の薄い金属堆積層が確認された. No. 3, 5, 7 の Ground 試料では, He バブルによる欠陥形成も見られ, 激しい粒子損傷が起きていることが明らかである. このことから, 第一壁損耗の主要因はグロー放電洗浄であり, トーラス外側第一壁ではそのスパッタリング損耗率が, Fe, C を主成分とする不純物元素の堆積率を凌いでいるために, 本来の金属表面がほぼ維持され続けていると考えられる.

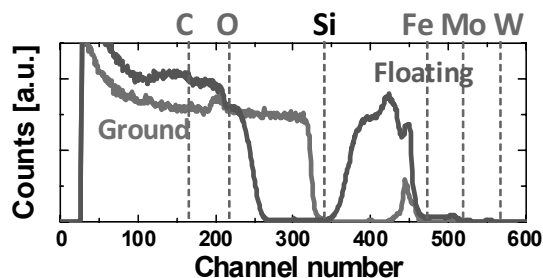


図 2 Floating と Ground Si 試料の RBS スペクトル

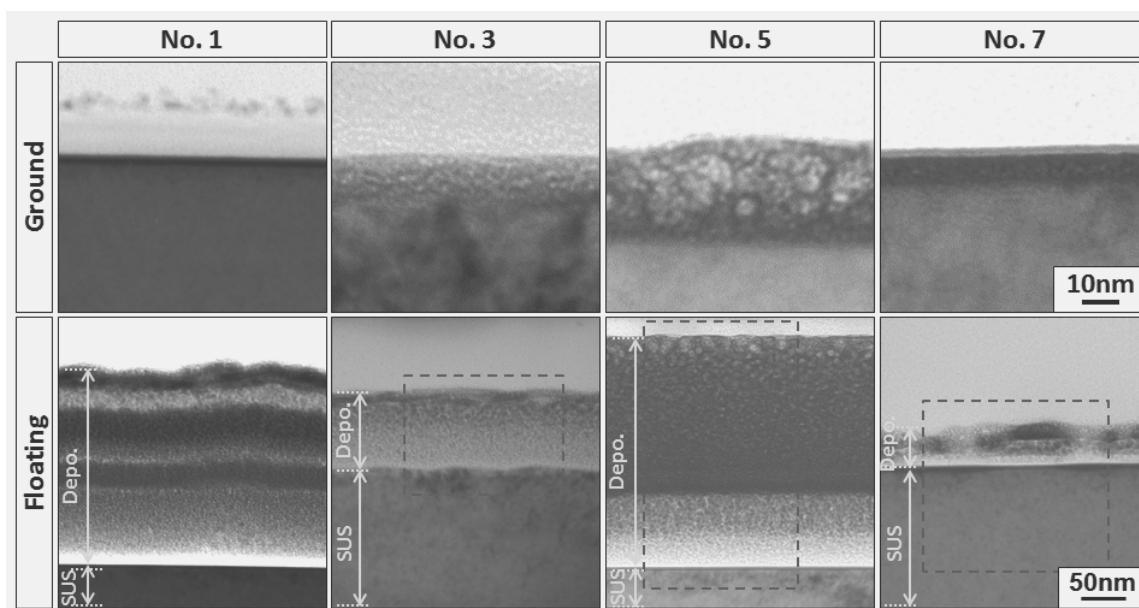


図 3 Floating と Ground Si 試料の断面 TEM 像 No. 1, 3, 5, 7 の試料

また, 図 2 は, AFM で求めた Ground SUS316L 試料の損耗深さのトロイダル分布を示している. グロー放電による損耗率は一定でなく, Trooidal section ごとに 200nm~1000nm の範囲で大きな差があることがわかる. 以上の結果より, LHD 第一壁の損耗率はトロイダルに不均一であり, 損耗/堆積の機構には, グロー放電洗浄時の PWI が深くかかわっていることが明らかになった. 来年度は継続研究として, 図 3 の Ground 試料のような表面状態において水素同位体捕捉特性がどのように変化するのかについて実験的検証を予定している.

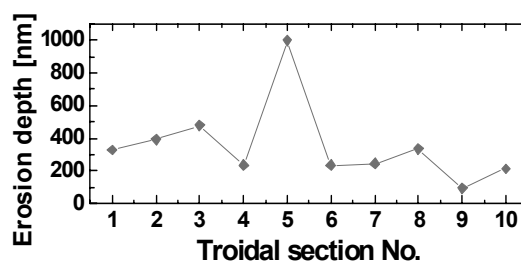


図 4 Ground SUS316L 試料の損耗深さのトロイダル分布

Reference

[1] M. Tokitani et al., J. Nucl. Mater. 386–388 (2009) 173

【成果報告】

“Evaluation of the Microscopic Damage and Erosion/Deposition Profiles on the LHD First-Wall by Using Toroidal Array Probes”, M. Tokitani et al., 15<sup>th</sup> International Conference on Fusion Reactor Materials Charleston, South Carolina USA, October 16-22, 2011



## 酸化物・窒化物結晶における照射欠陥形成およびその安定性

九大工 安田 和弘, 高木 聖也(院), 濱崎 義之(院), 松村 晶, 九大 HVEM 山本知一

### 1. 目的

酸化物および窒化物セラミックスは、高融点、化学的安定性などの特長により核融合炉の各種要素材料の候補材料や、軽水炉核燃料や長寿命核種核変換のための不活性母相の候補材料となっている。報告者らは、これらのイオン・共有結合性結晶中の照射欠陥の形成過程とその照射下安定性に及ぼすはじき出し損傷と電子励起の重畳効果を明らかにすることを目的とし、これまでにマグネシア・アルミネート・スピネル( $MgO \cdot nAl_2O_3$ )、アルミナ ( $\alpha-Al_2O_3$ )、イットリア安定化立方晶ジルコニア( $Y_2O_3-ZrO_2$ )、セリア( $CeO_2$ )、窒化ジルコニウム ( $ZrN$ ) などの酸化物・窒化物セラミックスを対象として、各種イオン、電子の単独あるいは重畳照射下での照射欠陥の形成・成長過程を調べてきた。本報告では、 $CeO_2$  の酸素イオン副格子の選択的はじき出し損傷に起因する照射欠陥形成と成長について報告する。

蛍石型酸化物セラミックスは、金属イオンの質量が酸素イオンに比べて著しく大きく、かつはじき出しエネルギーは金属イオンおよび酸素イオン副格子で異なる値を示し、金属イオン副格子のはじき出しエネルギーは酸素イオン副格子の 2 倍程度大きい。したがって、電子照射のように比較的小さいエネルギーを格子原子に伝達する照射環境では、酸素イオン副格子にのみ選択的なはじき出し損傷が生じ、酸素イオンが集合した格子間型転位ループが形成されると考察されている。核融合炉や原子炉照射環境では、幅広いエネルギースペクトルを持つ一次はじき出しが生成されるため、そのエネルギーに依存して酸素イオン副格子にのみはじき出し損傷が誘起されたり、両イオン副格子にはじき出し損傷が誘起される。従って、酸素イオン副格子にのみはじき出し損傷が誘起される場合や、両イオン副格子にはじき出し損傷が生じる場合の微細組織発達過程を明らかにすることは、核融合炉や原子炉照射環境下での照射下安定性を明らかにするために重要である。本研究では、幅広いエネルギー範囲の電子照射により、蛍石型構造の  $CeO_2$  中に形成される転位ループの性状ならびに形成・成長過程を電子照射下「その場」観察法により調べた。

### 2. 実験方法

$CeO_2$  焼結体から透過電子顕微鏡用薄膜試料をイオン研磨法 (Ar イオンエネルギー: 1~6 keV, イオン入射角度:  $7^\circ \sim 15^\circ$ ) により作製した。電子照射実験および微細組織変化の「その場」観察は超高压電子顕微鏡 (JEOL JEM1300NEF) および汎用電子顕微鏡 (JEOL JEM-2100HC) を用いて行った。電子エネルギーは 40 keV~1250 keV, 照射強度は約  $1 \times 10^{22} \sim 1 \times 10^{23} \text{ e}^-/\text{m}^2\text{s}$  の範囲とした。Ce および O イオン副格子のはじき出しエネルギーを、それぞれ 50 および 30 eV 程度と仮定すると、本研究の電子エネルギー範囲では Ce イオン副格子にはじき出し損傷は生じず、酸素イオン副格子にのみはじき出し損傷が生じるものと予想される。また、電子照射により形成された転位ループの構造を明らかにすることを目的として、JEOL JEM ARM 200F を用いて加速電圧 200 kV における高分解能観察を行った。

### 3. 結果及び考察

Ce イオン副格子には弾性的はじき出し損傷が生じないと考えられる 80~1250 keV の電子を室温にて照射すると、同様なコントラストを示す板状の照射欠陥集合体が形成された。図1はその一例であり、120 keV 電子を室温で照射した  $CeO_2$  の明視野像である。照射欠陥集合体の形成・成長過程を「その場」観

察すると、照射欠陥は電子照射下に移動や繰り返し行き来する運動を示したり、欠陥同志が合体成長する現象が観察された。また、80, 120, 160, 200 keV の電子照射下における転位ループ成長速度を測定すると、80 keV で  $0.8 \times 10^{-2}$  nm/s, 200 keV で  $1.4 \times 10^{-2}$  nm/s となり、転位ループの成長挙動は加速電圧に依存することがわかった。図2は、 $\langle 110 \rangle$  方向から観察した転位ループを含む領域の HAADF-STEM 像であり、転位ループは edge-on 条件で写真中央に形成している。白く見えるコントラストは、Ce イオン原子列を示している。図2より、転位ループには余分な Ce イオン原子列は含まれていないことが分かり、このことは、低エネルギーの電子照射で形成される転位ループが  $\{111\}$  面に板状に集合した酸素イオンに起因する二次欠陥であるという考察を支持している。今後、転位ループ像の解析、ならびに Ce および O イオン副格子の双方にはじき出し損傷が誘起される照射実験をイオン照射により実施し、

比較を進めていく予定である。

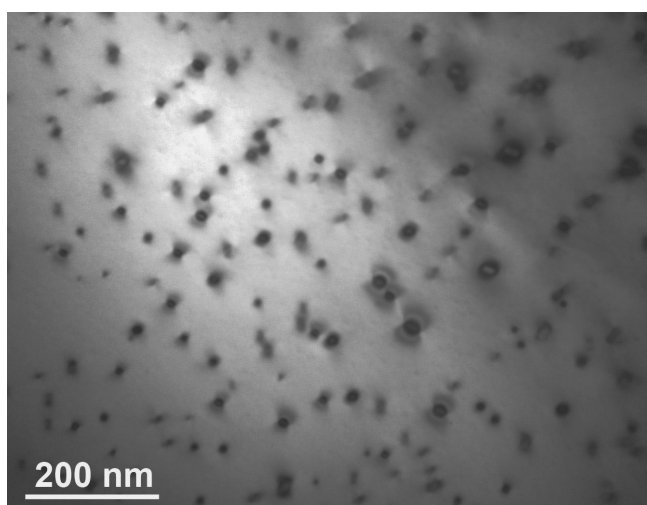


図1 120 keV 電子を室温にて照射することにより CeO<sub>2</sub> 中に形成された照射欠陥の明視野像。回折ベクトルは  $g = \langle 333 \rangle$

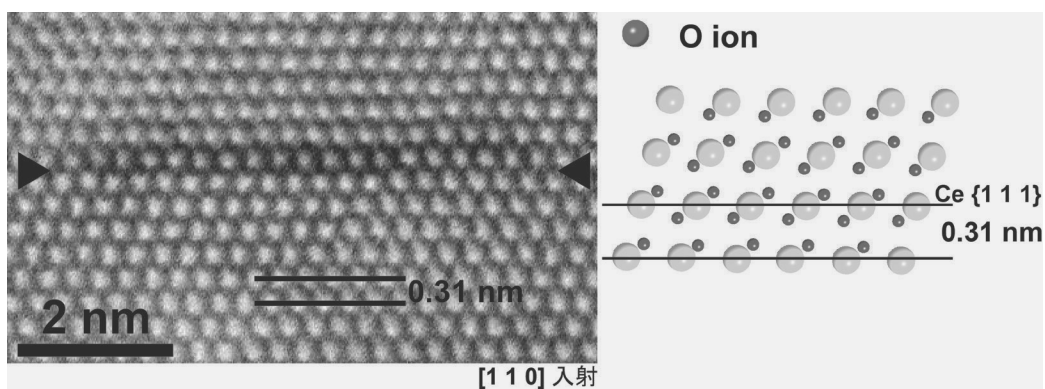


図2 200 keV 電子を室温にて照射することにより CeO<sub>2</sub> 中に形成された照射欠陥の HAADF-STEM 像。観察方法は、 $\langle 110 \rangle$  方向。

## NDB 法によるタングステンと銅との接合界面特性に及ぼすイオン照射効果の研究

茨城大学工学部 車田 亮

## 1. 研究目的

タングステン材料は、耐熱性・耐熱衝撃性に優れ、高い高温強度や熱伝導性を有するため、現在、研究開発が進められているプラズマ境界力学実験装置 (QUEST) や国際熱核融合実験炉 (ITER) などの核融合実験装置のプラズマ対向材料として期待されている。今後、実用化を目指すために、それら材料のプラズマとの相互作用の究明や冷却構造材料との接合技術の確立が必要である。一方、最近、無欠陥接合法 (NDB ; Non Defective Bonding) が開発され、タングステンと銅との接合強度や熱伝達特性の著しい改善がなされている。そこで、本研究は、今までの耐照射損傷性を有するプラズマ対向材料のイオン照射効果の研究実績を踏まえて、特に、NDB 法によるタングステンと銅との接合界面に注目して、その微細組織と機械的特性に及ぼすイオン照射の影響、および照射後アニーリングによる微細組織と機械的特性の回復現象を究明する。得られた結果と他の接合材などとの比較検討を行い、高性能プラズマ対向機器の開発および実用寿命の延長に役立つ知見を得ることを目的とする。

## 2. 実験方法

本実験では、応力緩和のため Mo を中間材に挿入した冶金接合材 (W/Mo/Cu) と、タングステンと無酸素銅を直接接合した NDB (Non Defective Bonding) 接合材 (W/Cu) の 2 種類の試料を用意した。使用したタングステン材料は、市販の純度 99.95 [%] の純タングステン (CM-W)、日本タングステン (株) 製の純度 99.95 [%] の微細結晶粒純タングステン (JT-01W) および純度 99.99 [%] の粗大結晶粒純タングステン (JT-02W) の 3 種類であり、耐熱性や機械的性質に富み、化学的にも安定な高融点金属材料である。それらの接合材に対して、核融合炉内のプラズマ粒子や中性子照射および熱輻射などを模擬するために、573K でのイオン照射試験と 673K での照射後熱処理を行った。

イオン照射試験は、九州大学応用力学研究所の高エネルギーイオン発生装置を用いて、接合界面を含んだ試験片中央の約  $\phi$  4mm の範囲に、銅イオン ( $\text{Cu}^{2+}$ ) を、タングステン部分に 1.0dpa, 10dpa、銅部分に 1.8dpa, 10dpa になるまで、573K での軽照射と重照射を実施した。それらの飛程はそれぞれ 350nm および 550nm である。また、照射後熱処理は、真空電気炉を用いて、温度 673K で、保持時間 100min の高温熱処理を行った

上記のタングステンと銅との接合材と照射後熱処理を施した接合材について、(株)島津製作所のダイナミック超微小硬度計 (DUH-W201) による硬さ試験およびコンピュータ計測精密万能試験機 (AG-5000 A) による 3 点曲げ試験を行い、接合界面特性のイオン照射効果および照射後アニーリング効果の究明を行った。

## 3. 実験結果及び考察

Fig. 1 は、NDB 接合材の JT-01W/Cu の 573K イオン照射試験前後および熱処理前後におけるダイナミック硬さの未照射との増加率を示す。室温照射時と同じ傾向である照射量増大に伴う照射硬化の増大、材料による照射硬化の大小などの結果が得られた。ただし、573K での高温照射では、室温照射よりも照射硬化が小さかった。また、照射後熱処理による機械的特性の回復が確認できた。

Fig. 2 は、NDB 接合材の JT-01W の曲げ強度の変化を示す。イオンを低照射した接合材の曲げ強度が増加した。これは転位密度の増加に伴う照射硬化のためである。しかし、イオンを重照射した試

試験片は低照射した試験片より曲げ強度が減少した。これは、高温重照射の場合は、照射による照射硬化に加えて、573Kの高温環境に長時間さらされることにより、銅材料の粒成長が起こり、接合強度が低下したと考えられる。また、照射後熱処理の試験片の曲げ強度は、母材と比べて曲げ強度が低下した。上記の結果は、JT-02W/Cu接合材についてもほぼ同等の傾向を示した。なかでも炉内の環境に近い573Kのイオン照射後熱処理の結果を比較すると、JT-01W/Cuは、JT-02W/Cuよりも高い接合強度を保持したので、より適した材料であった。

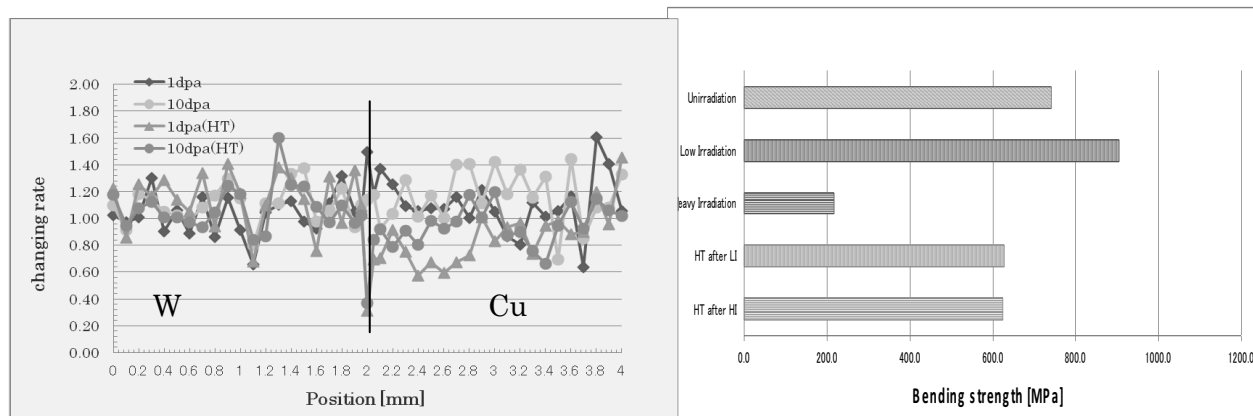


Fig. 1 Dynamic hardness change of JT-01W/Cu joint. Fig. 2 Bending strength of JT-01W/Cu joint.

#### 4. まとめ

本研究は、タングステン材料を核融合実験装置のプラズマ対向機器へと応用するために、タングステンと銅との接合界面特性について究明した。得られた結果を要約して以下に示す。

- (1) 573Kでの高温照射においても、JT-01Wの照射硬化は、JT-02Wより小さかった。
- (2) 照射後熱処理(673[K], 100[min])により、銅およびタングステンと共に照射硬化が減少し、室温照射よりも高温照射でよりその傾向が見られた。したがって、照射後熱処理によるダイバータ機器の実用寿命の延長が期待できた。
- (3) 曲げ試験と接合界面観察の結果、イオンを低照射した試験片はJT-01WおよびJT-02Wともに曲げ強度が増加した。これは転位密度が増加し、照射硬化が起こったためと考えられた。

#### 5. 研究組織

茨城大学工学部：車田 亮 大学院生：小吹隆之、由比藤峻佑  
九州大学応用力学研究所：渡邊英雄 大学院生：進崇一郎、荒瀬史朗

#### 6. 研究成果報告

- 1) 小吹隆之、車田 亮、他、日本機械学会関東支部第19回茨城講演会講演論文集、茨城大学、(2011. 8. 26), pp. 159-160.
- 2) 小吹隆之、車田 亮、他、銅及び銅合金技術研究会第51回講演大会概要集、京都テレサ、(2011. 11. 14-15), p. 81.
- 3) 車田 亮、Mohd Yusairy、渡邊英雄、他、銅と銅合金、銅とタングステンとの接合材の硬さと組織に及ぼすイオン照射効果、第50巻1号、(2011), pp. 110-114.

## 無欠陥接合により作製されたタングステン／銅接合材料の熱負荷特性

茨城大学工学部 車田 亮

## 1. 研究目的

タングステン材料は、耐熱性・耐熱衝撃性に優れ、高い高温強度や熱伝導率を有するため、次期核融合実験装置等のプラズマ対向材料として期待されている。今後、実用化を目指すためには、プラズマに対する熱負荷特性を究明する必要がある。また、最近開発されたタングステン材は、HIP後、鍛造や圧延等を行っておらず、従来の粉末焼結タングステン材と組織が大きく異なり、耐熱負荷特性も大きく異なることが予想される。さらに、無欠陥接合法(NDB:Non Defective Bonding)により、タングステンと銅の接合強度や熱伝達特性が著しく改善されている。そこで、本研究は、新しいタングステン材及び無欠陥接合法により作製したタングステンと銅の接合材について、実際の核融合実験装置において想定される熱負荷を与え、耐熱負荷特性を評価することを目的とする。なお、現在、九州大学応用力学研究所の球状トカマク QUEST においては、無欠陥接合法によるタングステンと銅の接合材が、リミターやダイバータ板として使用される計画となっており、その耐熱負荷特性を評価する上で、本研究の成果は有用であり、応用力学研究所の共同研究として行うことに意義がある。

## 2. 実験方法

実験に使用した試験体は、20x20x2.6mm の低放射化フェライト・マルテンサイト鋼 (F82H, Fe-8Cr-2W) の表面にプラズマ溶射法 (PS 法) により W を 1mm 被覆し、さらに内径 7mm の冷却管付き無酸素銅 (OFHC) に冶金接合した。

実験では、ヒートシンク材 (OFHC) を強制冷却した状態で、アーマ材 (W) 表面に電子ビーム加熱を行い、 $0.3\sim 3.4\text{MW/m}^2$  の熱流束を負荷した。冷却条件は、冷却水の入り口温度が  $20^\circ\text{C}$ 、冷却水の流速が  $18\text{m/s}$ 、冷却水の圧力が  $0.7\text{MPa}$  であった。また、電子ビーム加熱中の W の表面温度を放射温度計で計測するとともに、F82H および OFHC の材料温度を熱電対を用いて測定した。

熱解析では、有限要素法の汎用コードを用い、試験体の  $1/4$  モデルについて、各材料の温度依存性を考慮した熱伝導率、比熱、密度、熱膨張係数等の物性値を代入して解析した。Fig.1 に  $1/4$  試験体モデルを示す。この接合体モデルについて、熱・応力解析を行い、温度分布、ひずみ分布、応力分布等を求めた。

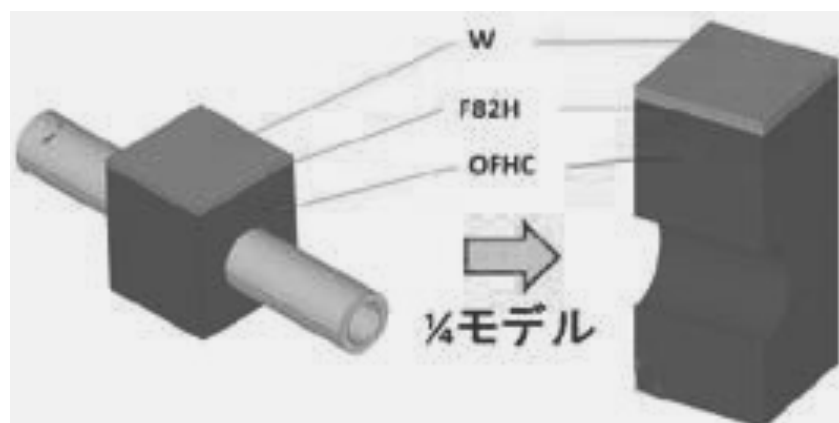


Fig.1 1/4 model of W/F82H/OHC joint.

## 3. 実験結果及び考察

Fig. 2 に電子ビーム加熱による試験体モデルの熱負荷試験状況を示す。熱負荷試験では、 $3.4\text{MW/m}^2$  までの熱応答試験および  $3.2\text{MW/m}^2$  における 200 回の熱疲労繰り返し試験を行った。その結果、き裂発生や剥離破壊を起こさず、健全性が保たれることが分かった。また、定常時の OFHC の材料温度

は、それぞれの熱流束に対して、実験結果と熱解析結果がほぼ一致し、ヒートシンク材から冷却水への熱伝達を精度よくモデル化することができた。一方、WおよびF82Hの材料温度は、実験結果より解析結果の方が高い値を示した。この理由としては、各接合界面の熱抵抗の存在や表面輻射率の変化等が考えられた。

また、WとF82Hの接合界面近傍のF82H側に、最大引張熱応力の存在が明らかとなり、プラズマディスラプション等のさらなる温度上昇が起こった場合には、その引張熱応力が増大し、接合界面近傍のF82H材料部分での損傷が予想された。

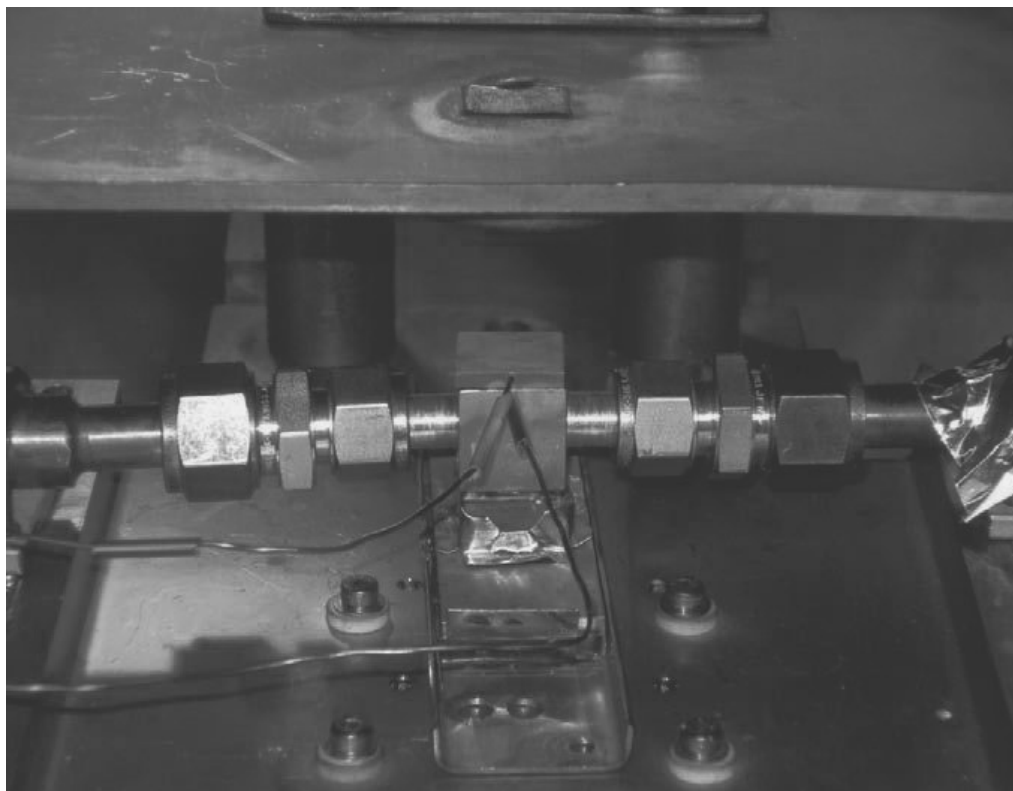


Fig.2 Electron beam heating test of W/F82H/OFHC joint.

#### 4. まとめ

本研究は、高性能を有するプラズマ対向材料の開発を目指して、新しい無欠陥接合法により作製したタングステン被覆低放射化フェライト・マルテンサイト鋼と銅の接合材料について、熱負荷試験および熱・応力解析を行った。得られた結果を要約して以下に示す。

- (1) 熱応答および繰り返しの熱負荷試験により、接合体の健全性が確認された。
- (2) 熱・応力解析により、銅材料部分の熱応答、接合界面の熱抵抗や表面輻射率の変化および接合界面近傍のF82H側の最大引張熱応力の存在等が明らかとなった。

#### 5. 研究組織

茨城大学工学部：車田 亮 大学院生：小吹隆之、由比藤峻佑  
九州大学応用力学研究所：徳永和俊、荒木邦明、藤原 正、宮本好雄  
日本タングステン（株）：松尾 明

#### 6. 研究成果報告

- 1) 堀田智宏、徳永和俊、車田 亮、他、日本原子力学会 2011 秋の大会、北九州国際会議場、(2011. 9. 19-22), G05.

## ゾーンプレートを使った QUEST プラズマ計測

電気通信大学 竹田辰興

【目的】磁気閉じ込めプラズマの実験的研究においては電磁波計測が有効で、中でも可視光を中心とする画像計測は重要である。本研究はゾーンプレートによるプラズマ画像計測法の開発を目的とする。

【研究概要】ゾーンプレート (ZP) は、ガラスレンズ等が屈折によって光を収束するのと異なり、回折と干渉によって光を収束させる光学素子である。ZP を用いると極めてソフトでコントラストの弱い写真が撮れるのが普通である。これは、ZP による解像度が低い訳ではなく、回折されずに像面に届く背景光のためである。点光源の像の解像度自体はゾーン数を多くすることによって大きくすることができる。X 線や短波長紫外線等の収束のためにはガラスレンズが使えないので ZP が広く有効利用されているが、可視光の場合にはガラスレンズによって鮮明な画像が簡単に得られるので今まで物理実験等の計測方法として利用されることがなかったようである。光学素子としての ZP の特徴は次のように整理できる。①ガラスレンズと違い光線が通る経路を真空にできる、②焦点距離が光の波長に逆比例するのでガラスレンズに比べて分散がきわめて大きな素子ができる、③ゾーン数を増やすと解像度が増加し、焦点深度、被写界深度が浅くなる。このうち、①の特徴は、既に記したように、可視光以外の計測分野で有効利用されている。②の特徴に関しては、分散の向きが通常のガラスと逆であることを利用した超高性能色消しレンズが可視光分野での利用例の一つである。本研究では特徴②および③に焦点を当て、ZP の QUEST プラズマ計測に利用する方法を研究する。具体的には、なるべく浅い被写界深度でプラズマの  $H\alpha$  線による像を撮影することである。

今年度は、ZP の設計と基本的性能の分析、自然光下での (プラズマ以外の) 被写体撮影による特徴②および③の検討、問題点および今後の課題の検討、を行った。これらについて記す。

ZP の設計と基本性能の解析 : ZP にはいくつかの変種があるが、基本的な「フレネル型ゾーンプレート (FZP)」はプレート面上に同心円状の透明領域と不透明領域を交互に設けたものである (図 1、黒い部分が透明)。n 番目の同心円の半径  $r_n$  は、同位相で透明領域を出た光が焦点面上で強め合うような条件によって求められるので、波長  $\lambda$  の光に対して焦点距離  $f$  をもつ ZP では  $r_n = \sqrt{n\lambda f}$  となる。したがって、同じ ZP については、 $\lambda f$  は一定値である。このような ZP の収束性能を調べるには、平行光線が ZP に入射するときプレートから  $z$  の位置にある像面上の半径  $R$  の点における光の強度  $U(R, z)$  を示す次式を計算すればよい。

$$U(R, z) = \sum_{m=1}^M U_m(R, z), \quad U_m(R, z) = \frac{1}{\lambda} \iint_{A_m} \frac{z}{\rho^2} \exp(jk\rho) r dr d\theta$$

$$k = \frac{2\pi}{\lambda}, \quad \rho = [z^2 + R^2 + r^2 - 2Rr \cos\theta]^{\frac{1}{2}}$$

ここでは光軸上無限遠にある点光源の (軸対称な ZP による) 像を考えているので像面上の位置も  $R$

だけの関数になっている。ゾーン数、焦点距離、設計波長を変えてこの計算を行い、点光源像の広がり、焦点深度、色収差の大きさを求めて、本研究の基礎資料とした。図2～図3は設計波長 550 nm、焦点距離 100 mm の ZP についての計算の例である。

実際の撮影での焦点深度、色収差の検討：デジタル一眼レフカメラ Olympus E-510 に ZP を装着して赤(R)・緑(G)・青(B)および黄(Y)のラベルで作ったテストパターン（図4）を撮影して被写界深度およびその光の波長依存性について調べた。なお、ZP は波長 550 nm 用に設計したもので像面までの距離は  $b=200$  mm に固定してある。撮影は  $a=150\sim 350$  mm について行った。図5、6に結果の例を示す。カラーラベルが反射している波長分布が不明なので定量的比較はできないが図3と矛盾のない結果が得られた。なお、写真の右側の円弧と中央の白点は鏡筒内の反射防止処理が不足しているためである。

問題点と今後の課題：ZP の特徴を生かした可視光画像計測の可能性は理論計算およびモデル撮影で示されたが、磁気閉じ込めプラズマの画像計測に適用するにはいくつかの課題を解決する必要がある。大きな問題は背景光によるコントラストの低下である。対策はいくつか考えられるが一層の研究が必要であろう。次に重要なのは明るさの確保である。ゾーン数を増やせば解像度が上昇するとともに明るくもなるが、背景光も増加するという困難もある。この対策についても研究が必要である。

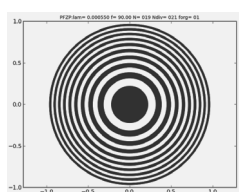


図1：ZP の例  
ゾーン数：19

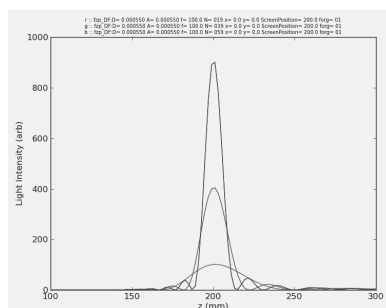


図2：被写界深度のゾーン数依存性  
ゾーン数（上から 59,39,19）

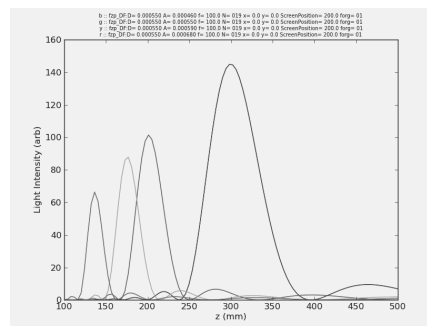


図3：被写界深度の波長依存性  
 $f=100\text{mm}$ ,  $b=200\text{mm}$ , RGBY

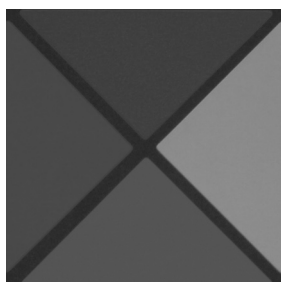


図4 テストパターン

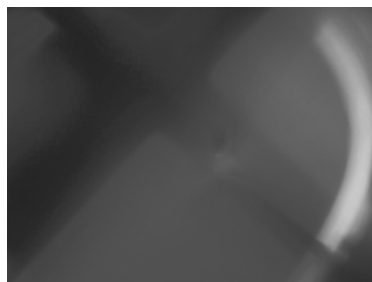


図5  $a=200$  mm

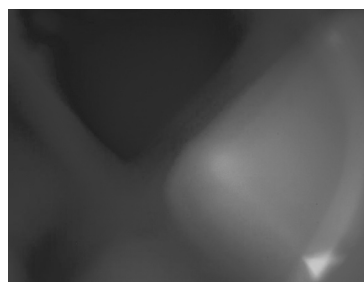


図6  $a=300$  mm



**【目的】** 次期核融合炉の第一壁候補材料である低放射化フェライト・マルテンサイト鋼 (F82H) にタングステン (W) を被覆することが検討されている。本研究では、プラズマから入射したトリチウムが W 被覆層および F82H 基板にどのように進入し、蓄積されるのかを明らかにすることを目的とし、W 被覆層表面に DC グロー放電によりトリチウムを含んだ水素を注入し、被覆層および基板中のトリチウム深さ方向の濃度分布をトリチウムイメージングプレート法により調べた。

**【実験】** 大気圧プラズマ溶射 (APS) 法または減圧プラズマ溶射 (VPS) 法によって、W 粒子を F82H 基板 (2.6 mm 厚さ) 上に 1 mm 厚さになるように積層させたものを試料 (3.6 mm 厚さ) として用いた。以後、APS-W/F82H および VPS-W/F82H と呼ぶ。溶射に用いた平均 W 粒子径は VPS-W の場合 17  $\mu\text{m}$  および APS-W では 50  $\mu\text{m}$  であった。また、作製された W 被覆層の見かけの空隙率は前者が 0.6 % であり、後者が 6 % であった。

図 1 に示すように、トリチウムを含んだ水素 ( $\text{T/H}=1.3 \times 10^4$ ) の DC グロー放電プラズマに曝すことにより、試料の W 被覆層表面にトリチウムを注入した。注入温度は 453 K または 533 K、注入時間は 2 時間とした。放電は、水素ガス圧力 2.6 mPa、DC 電圧 400 V で行った。放電終了後、試料を 233 K まで速やかに冷却し、トリチウムのその後の移動を防いだ。つぎに図 2 に示すように、トリチウム入射表面に対して垂直断面を切り出し、この断面のトリチウム  $\beta$  線強度分布を TIP 法により測定することにより、W 被覆層および F82H 基板中の入射方向へのトリチウム深さ分布を求めた。

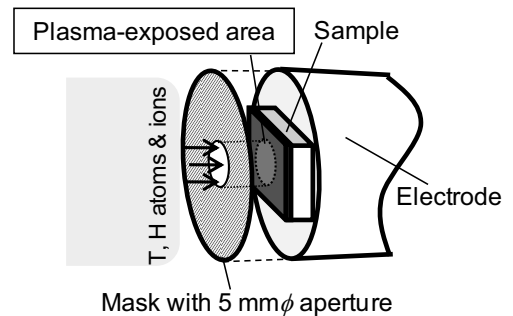


図 1 DC グロー放電による試料への水素 (トリチウム) 注入方法の概略

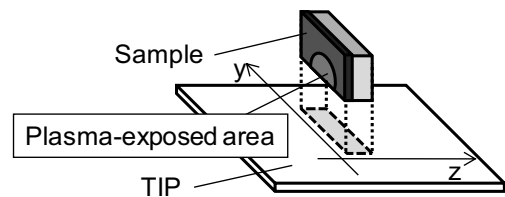


図 2 TIP 法における試料と TIP との配置状況の概略

**【結果・考察】** 図 3 に、453 K または 573 K でトリチウムを注入した (a)APS-W/F82H および (b)VPS-W/F82H 中のトリチウム深さ分布を示す。両試料とも、W 被覆層表面から ~0.25 mm 深さまでに多量のトリチウムが保持されている様子が観察された。この領域より深い W 被覆層中 (0.25~1 mm 深さ) では、トリチウムの濃度はほぼ均一であった。W 被覆層と F82H 基板表面との間に濃度のギャップが見られ、F82H 基板中では深くなるにつれ、濃度が徐々に減衰していることがわかる。453 K で注入した試料に比べると、573 K 注入した試料では、W 被覆層表面近傍のトリチウム濃度は半分以下であった。一方、W 被覆層中の均一に分布していた成分については、APS-W では両温度でその濃度はほとんど変わらなかったが、VPS-W では 473K では APS-W より濃度が高かったが 573K になると半分程度にまで低下したため、573K では APS-W と VPS-W 中のトリチウム濃度はほぼ同程度となった。基板中ではトリチウム濃度は界面でやや低下し濃度分布がほぼ平坦になった。

このような W 被覆層された F82H 基板へのトリチウムの進入は、以下のように説明できる。トリチウ

ムは、放電プラズマから高いエネルギーで、かつ多量に被覆層表面に入射する。これにより、被覆層の表面が改質、または表面近傍に多量の欠陥が生成され、それらがトリチウムを捕獲するため高濃度のトリチウムが表面近傍に保持（蓄積）される。被覆層中では W 粒子間の空隙を通してガス状トリチウムが進入するため、各粒子の表面は同じ圧力の水素（トリチウム）に曝されることになり、粒子の位置（深さ）に関わらずトリチウム濃度はほぼ一定になる。両被覆層の空隙率が 10 倍程度異なるにも関わらず、ほぼ同じような濃度になっているのは、W 粒子の表面に水素が速やかに吸着（捕獲）され、一部の溶解した水素がバルク拡散により内部に進入するからであろう。注入温度が高いほうが、被覆層中の水素濃度が低下したのは、被覆層表面近傍や W 粒子表面や内部の捕獲水素の脱捕獲による再放出フラックスが大きくなるためと考えられる。被覆層と基板との界面も同じように水素（トリチウム）ガス圧に曝されることになり、トリチウムは基板内に進入する。ここで、基板表面での水素濃度は一定であり、水素は深さ方向へ拡散によって進入したと仮定し、473 K 注入した試料の基板内でのトリチウム深さ分布から水素拡散係数が求めてみたところ、その値は F82H 中の水素拡散係数の文献データに良く一致していた。このことから、基板内へのトリチウムの進入はバルク拡散によるものであると云える。573 K 注入した試料でトリチウム深さ分布がほぼ平坦であったことから、トリチウムは基板裏面に達しており、その透過がほぼ定常に達していたと考えられる。

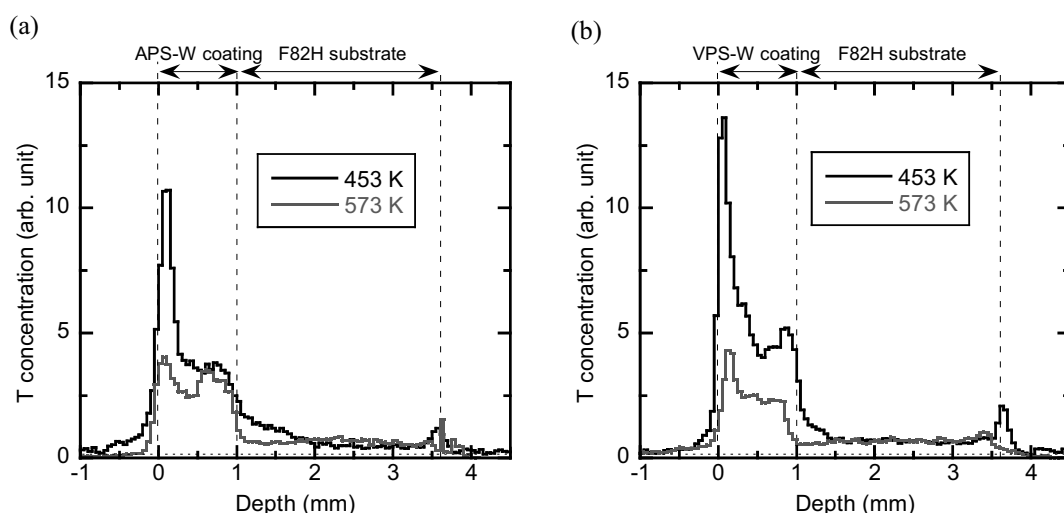


図 3 453 K（黒色）および 573 K（灰色）でトリチウムを注入した(a) APS-W/F82H および(b) VPS-W/F82H 中の水素深さ分布

### 【口頭発表・ポスター発表】

1. Behavior of tritium in plasma-sprayed tungsten coating on steel exposed to tritium plasma, T. Otsuka, T. Tanabe and K. Tokunaga, 13<sup>th</sup> International Workshop on Plasma-Facing Materials and Components for Fusion Applications, Rosenheim, Germany, 11 May 2011, 9-13 May 2011, P37B
2. I. プラズマ対向壁としてのタングステン中のトリチウム挙動(6) トリチウムプラズマに曝されたタングステン被覆フェライト鋼へのトリチウム進入機構の解明, 大塚 哲平, 田辺 哲朗, 徳永 和俊, 日本原子力学会 秋の年会, 北九州市

### 【論文】

1. Behaviour of tritium in plasma-sprayed tungsten coating on steel exposed to tritium plasma, T. Otsuka, T. Tanabe, K. Tokunaga, Phys. Scr. T145 (2011) 014035.

## 物理的に無矛盾な渦電流計算機能を備えたプラズマ断面位置形状再構築システム(CCS)のSTプラズマ位置形状制御への適用検討(II)

独立行政法人 日本原子力研究開発機構 栗原研一、川俣陽一、末岡通治  
九州東海大学 御手洗 修  
九州大学 劉 曉龍、浮田天志、中村一男

### 1. 目的

本研究は、九大応力研で平成20年度より既にも実験を開始しているプラズマ境界力学実験装置 (QUEST: Q-shu University Experiment with Steady-State Spherical Tokamak,  $R=0.68\text{m}$ ,  $a=0.40\text{m}$ ,  $B_t=0.25\text{T}$ , 図1参照)におけるプラズマ断面位置形状の高精度平衡制御系の構築を目指すものである。その手法として、原子力機構JT-60におけるプラズマ断面位置形状の高精度平衡制御に優れた実績を持つ「コーシー条件面(CCS)法」を用いた実時間プラズマ断面位置形状再構築手法を、QUESTのプラズマ実時間形状制御へ適用させるための検討を行うものである。特に、プラズマ変動期の再構築精度に大きな影響を及ぼす真空容器内渦電流の推定法について、物理的に無矛盾なモデルによる実時間計算方法の検討も行う。なお、昨年度は、QUEST実験開始当初に装着された磁束ループ信号だけを用いたデータ解析で良好な結果が得られたことから、さらに実時間位置形状フィードバック制御への適用検討や磁気プローブもセンサーとして追加した場合の渦電流同定とプラズマ位置形状精度向上について検討を開始する。

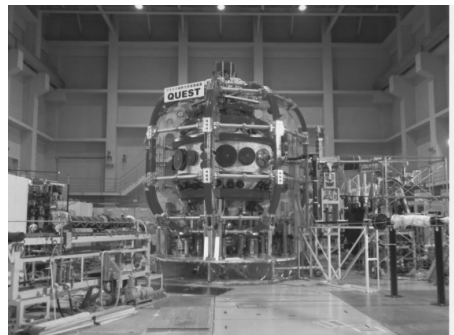


図 1: QUEST

### 2. 研究の具体的方法

研究対象としては、原子力機構JT-60でのCCS法を用いた実時間プラズマ断面位置形状再構築システムをプラズマ境界力学実験装置(QUEST)への適用に於いて、昨年度に引き続き以下の検討を行う。図2に示すようなQUESTの幾何学体系を踏まえたコードの具体化と渦電流の影響を精度良く考慮する方法、さらにはプラズマ実時間制御を検討する。①磁気センサーとして、フラックスループ13本に加え、磁気プローブ8本を考慮したCCS法の適用について検討する。特に、これまでのリミター配位に加え、ダイバータ配位のプラズマへの適用を行う。②真空容器などプラズマ周辺の導体を流れる渦電流の影響を検討する。③処理の高速化、並列化などを検討し、 $n$ -indexが正となる縦長プラズマ断面位置形状の実時間制御への適用を検討する。④実時間プラズマ断面形状可視化システム構築の検討を行う。

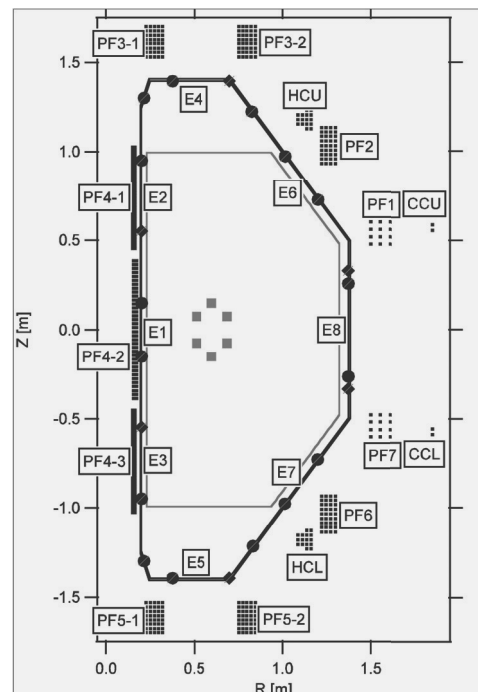


図 2: QUEST のポロイダル断面図

### 3. 結果概要

#### 3.1 QUESTにおけるCCS法に基づく真空磁場の再構成

CCS法の特徴として、真空磁場の場合(プラズマ電流が流れていない場合)で真空容器に渦電流が流れていても、真空容器よりも内側にある磁気計測面における境界条件(コーシー条件)のみによって真空磁場は決定される。QUEST球状トカマクにおいてPF2とPF6コイルのみに通電した場合の計算結果を図3に示す。

EAST超伝導トカマクのプラズマの着火時における真空磁場については、フラックスループおよび磁気プローブの磁気計測結果に基づいて真空容器に流れる渦電流を計算した後、真空容器内の真空磁場(もしくは初期プラズマ電流)を計算している。プラズマが着火する前の真空磁場について上記方法を適用した結果、良好な結果が得られた。

さらに、CCS法によれば、コーシー条件面上ではフラックスと接線方向磁場(フラックスの法線方向微分)の間に拘束条件が存在するため、真空磁場の場合、フラックスループの計測結果からのみでも、真空磁場を再構成することが可能である。EASTに本方法を適用した場合も、良好な結果が得られた。

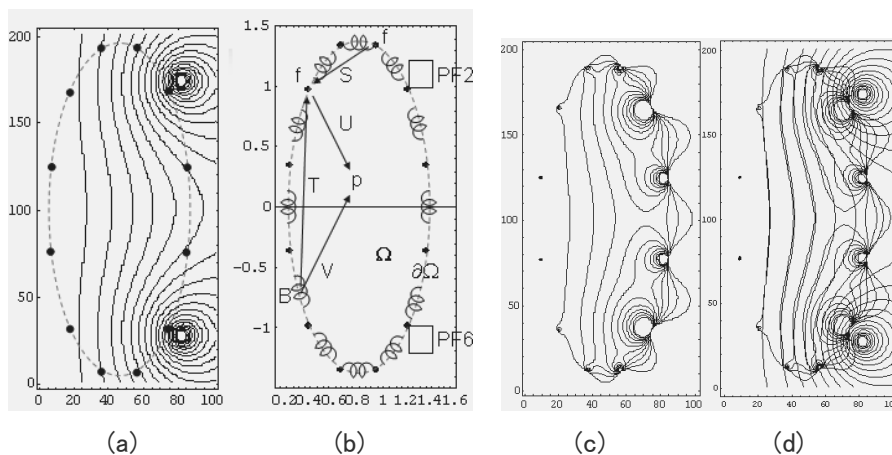


図3: CCS法によるQUESTの真空場の再構築例  
(a: 正解の真空磁束分布、b: コーシー面、c: 再構築結果、d: 正解との重ね描き)

### 3.2 2種類の磁気センサーを用いたCCS法に基づくQUEST断面形状再構成

磁気プローブ(図4に配置を示す)の増設により、これまでのフラックスループと伴に2種類の磁気センサーを用いることにより、真空容器渦電流の影響の考慮の精度が向上し、ダイバータプラズマ断面形状の高精度化が可能となった。

渦電流については、図5に示すように昨年度と同様に6種類の一様電流を仮定した。

これら磁気センサー及

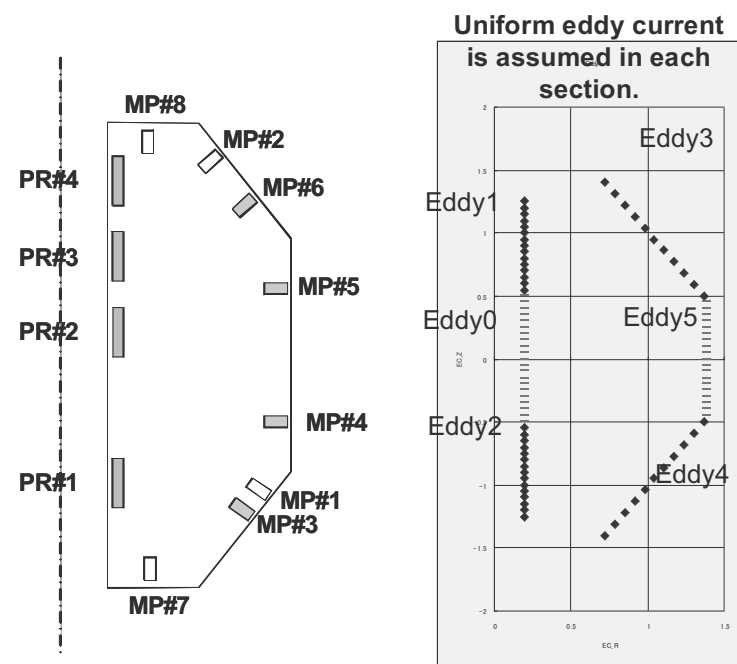


図4: 8本の磁気プローブ(MP)配置

図5: 用いた渦電流セクション

び渦電流を考慮してCCS法に基づくQUESTプラズマの高精度再構築を行った。まず図6に磁気プローブの有無による再構成磁気面の比較を示す。磁気プローブを使用した場合の方がX点が形成された最外殻磁気面構造が再現していることが判る。

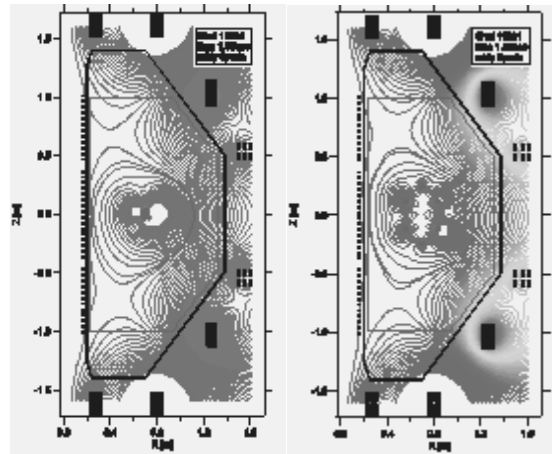


図6: 磁気プローブの有無による再構成磁気面の比較

図7に12月に行ったダイバータ配位の再構成結果を示す。新たに導入したWindows E-FITにて再構成した結果との比較も示す。後者については、内部の電流分布を仮定していることから、その強い拘束条件による影響がどの程度かを利用に際しては常に精査する必要がある。

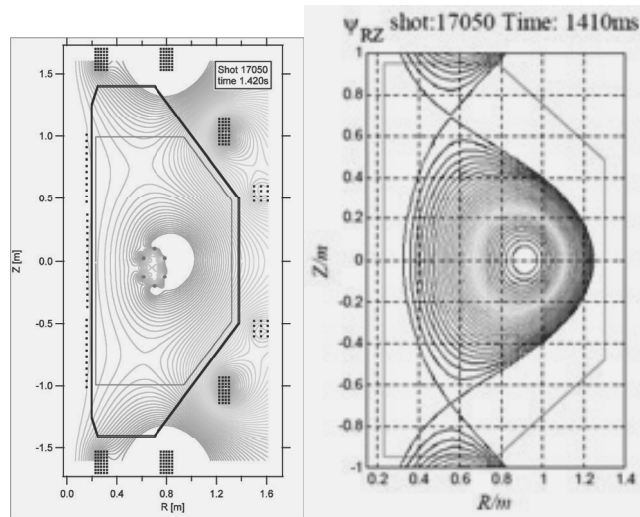


図7: CCS法とE-FITによるダイバータ配位の再構成磁気面の比較

また、図8にECRF電流駆動時のプラズマ再構築結果を示す。高速電子の存在のため非等方な圧力分布になるが、CCS法は真空磁気面に関して影響を受けない。一方、ダイバータ配位を期待したが、インボード側で容器と接しリミター配位となっている。

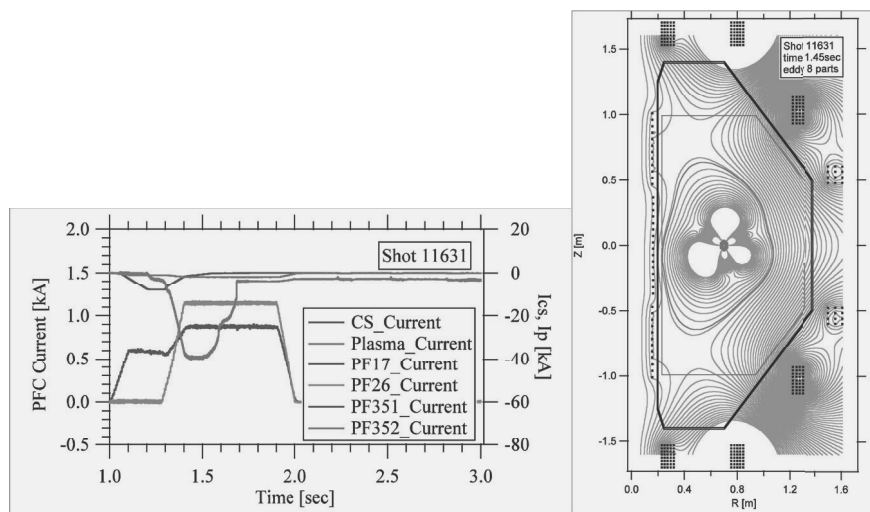


図8: ECRF電流駆動時のプラズマ再構築結果(左はPFコイル電流値変化)

図9に、CCS法により再構築された代表的なダーバータ配位のプラズマを参考を示す。

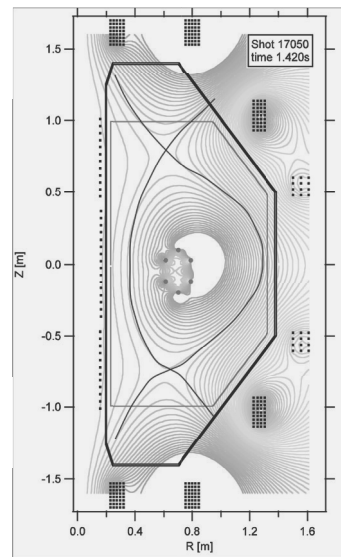


図9: CCS法により再構築されたダーバータ配位のプラズマ

### 3.3 CCSを用いたQUESTプラズマ断面形状実時間フィードバック制御に向けた制御システム構成検討

球状トカマクプラズマの断面形状は、位置の変化やポロイダルベータ値に敏感に反応する。そこでJT-60で稼働実績のあるCCS法に基づくプラズマ断面形状再構成により、球状トカマクプラズマ形状等を実時間制御することを目指し、本年度はまず制御システムの基本構成について検討した。参考に図10にJT-60で稼働していた実時間プラズマ形状可視化システムの構成を示す。

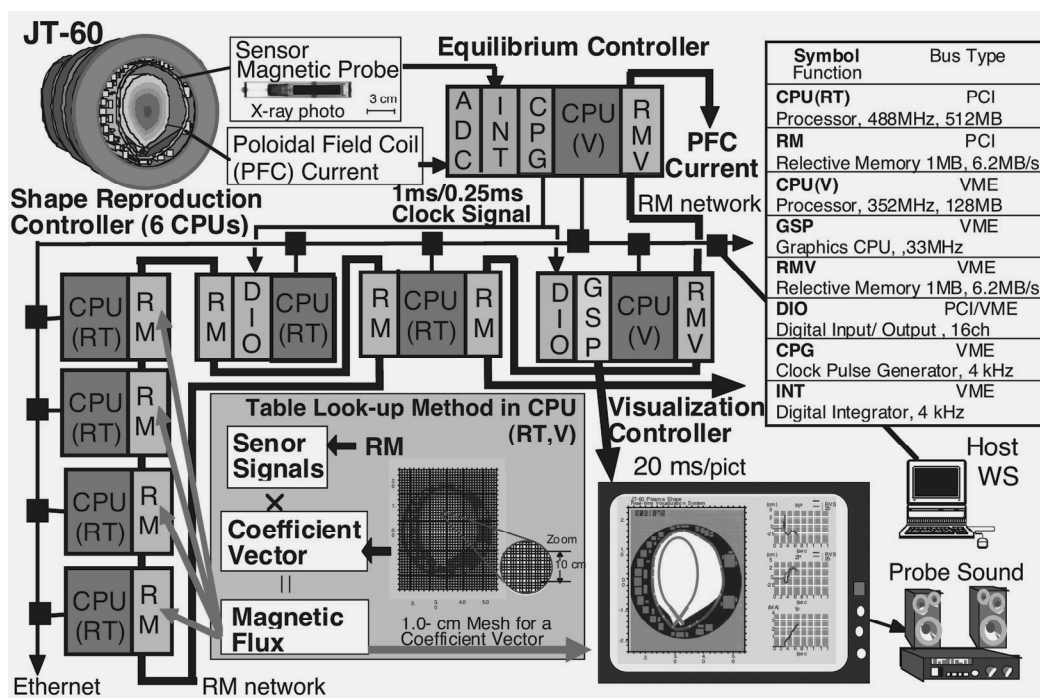


図10: JT-60実時間プラズマ形状可視化システムの構成図

実時間動作としては、プラズマ内の仮定の表面であるCCS(コーシー条件面)上の磁束、磁場と渦電流の三つのパラメータを未知数とし、磁気プローブ、フラックスループの観測方程式とコーシー条件面上の境界積分方程式を連立させて未知数を求めた後、プラズマ表面磁束値の等高線を探査すれば、プラズマ最外殻磁気面形状が再構築でき、目標とする形状との偏差をポロイダル磁場コイル電源電圧の指令値として制御することで所定のフィードバック制御システムが構築できる。

そこで、まずQUEST装置での現制御システムとCCS法を搭載した制御システムの並列同時稼働

を最初の達成ステップと設定し、その手法に関して、JT-60での経験及びJT-60SAの設計・開発作業より、メモリ共有方式による入力信号の共有(分岐)利用方法を提案した。

メモリ共有方式に用いる中心的なハードウェアは、「リフレクティブ・メモリ」と呼ばれる電子基板からなる機器である。現在のQUEST実時間制御システムを構成するNI(ナショナル・インスツルメンツ社)製のPXIバスシステムに、「リフレクティブ・メモリ」が対応可能か原子力機構で調査した結果、基本的にCompactPCIバスをベースとしたPXIバスシャーシに「リフレクティブ・メモリ」ボードが対応出来ることを確認した。

これを踏まえて、次年度以降、CCSを用いたQUESTプラズマ断面形状実時間フィードバック制御に向け、制御システム構成のより具体的な検討に着手する予定である。

#### 4. まとめ —今後の新たな展開に向けて—

以上の検討結果から以下の成果が得られた。

- 従来のフラックスセンサーに加え、新規の磁気プローブセンサーも加えたことで、渦電流を考慮したCCS法によるプラズマ最外殻磁気面の再構成精度が向上した。
- CCS法に基づくQUESTの真空磁場の高精度再構成が可能である事を示した。
- CCS法を実時間で実行する際の基本構成では、「リフレクティブ・メモリ」と呼ばれる共有メモリの適用可否が鍵となるが、現在のQUEST実時間制御システムを構成するNI(ナショナル・インスツルメンツ社)製のPXIバスシステムに、「リフレクティブ・メモリ」が対応可能であることを確認した。

今後は、さらに以上の成果を踏まえて発展させ、以下を行う：

- 渦電流同定についてのさらなる精度向上を検討する。
- QUEST実時間制御システムに、CCSによるプラズマ断面形状実時間再構築システムの実現を検討する。

#### 5. 関連文献

##### <今年度(H23年度)分>

- [1] K. Nakamura, Y. Jiang, X. Liu, O. Mitarai, K. Kurihara, Y. Kawamata, M. Sueoka, M. Hasegawa, et al.: Eddy Current-Adjusted Plasma Shape Reconstruction by Cauchy Condition Surface Method on QUEST, Fusion Engineering and Design, Vol.86 (2011) 1080-1084.
- [2] K. Nakamura, X.L. Liu, M. Tomoda, T. Yoshisue, O. Mitarai, M. Hasegawa, K. Tokunaga, et al.: Effect of Shell Cut and Diagnostic Port on Stabilizing Characteristics of Vertical Position Instability on QUEST, APFA 2011, Guilin (2011) P1p2-34.
- [3] K. Nakamura, X.L. Liu, T. Yoshisue, O. Mitarai, K. Tokunaga, M. Hasegawa, et al.: Venturini Method and Space Vector Modulation Method in Matrix Converter, ICEE2011, Hongkong (2011) A367.
- [4] 吉未竜也, 中村一男, 劉 曉龍, 薛 二兵, 長谷川 真, 徳永 和俊, 御手洗 修, 他: QUEST プラズマ制御のためのマトリクスコンバータの検討, 電気関係学会九州支部連合大会, 佐賀 (2011) 01-1A-01.
- [5] X.L. Liu, K. Nakamura, Y. Jiang, T. Yoshisue, O. Mitarai, M. Hasegawa, K. Tokunaga, et al.: Study of Matrix Converter as a Current-Controlled Power Supply in QUEST Tokamak, Plasma Fusion Res., Vol.6 (2011) 2405137.
- [6] Xue Erbing, Luo Jiarong, Liu Xiaolong, Kazuo Nakamura: Modeling of Vacuum Field in Start-up in EAST, ITC-21, Toki (2011) P1-54.
- [7] K. Nakamura, X.L. Liu, E.B. Xue, O. Mitarai, K. Kurihara, Y. Kawamata, M. Sueoka, M. Hasegawa, K. Tokunaga, et al.: QUEST Shape Reproduction Based on CCS Method with Two Kinds of Magnetic Sensors, Plasma Conference 2011, Kanazawa (2011) 22P132-P.
- [8] X.L. Liu, K. Nakamura, T. Yoshisue, O. Mitarai, M. Hasegawa, K. Tokunaga, et al.: Robust Control Design for Plasma Vertical Instability of QUEST, APFA 2011, Guilin (2011) P1p2-39.

##### <H22年度以前分>

- ・中村一男, 姜 毅, 劉 曉龍, 御手洗修, 栗原研一, 川俣陽一, 末岡通治, 長谷川真, 他: CCS法に基づくQUESTプラズマ断面再構成に及ぼす渦電流の影響, 第8回核融合エネルギー連合講演会, Takayama (June 11, 2010) 11B-10p.

- K. Nakamura, Y. Jiang, X. Liu, O. Mitarai, K. Kurihara, Y. Kawamata, M. Sueoka, M. Hasegawa, et al.: Eddy Current-Adjusted Plasma Shape Reconstruction by Cauchy Condition Surface Method on QUEST, 26th Symposium on Fusion Technology, Porto (Sept. 29, 2010) P3-158.
- 中村一男, 姜 毅, 劉 曉龍, 御手洗修, 栗原研一, 川俣陽一, 末岡通治, 長谷川真, 他: QUESTにおける各種電流駆動時のCCS法による断面形状再構成, 第27回プラズマ・核融合学会, Sapporo (Dec. 1, 2010) 01P54.
- X.L. Liu, K. Nakamura, Y. Jiang, T. Yoshisue, O. Mitarai, M. Hasegawa, K. Tokunaga, et al.: Study of a Matrix Converter for Plasma Vertical Position Control on QUEST Tokamak, ITC-20, Toki (2010) P2-69.
- 中村一男, 劉 曉龍, 吉末竜也, 御手洗修, 徳永和俊, 長谷川真, 他: マトリクスコンバータにおけるVenturini法と空間ベクトル法, 電気学会半導体電力変換研究会, Kobe (Jan. 21, 2011) SPC-11-024.
- K. Nakamura, et al., "Characteristics of SVD in ST Plasma Shape Reconstruction Method Based on CCS" Journal of Plasma and Fusion Research SERIES, Vol.8 (2009), pp. 1048-1051, Sep. 2009.
- K. Nakamura, et al., "Eddy Current Effect on Plasma Shape Reconstruction Based on CCS Method in CPD and QUEST" Asia Plasma Fusion Association 2009, Festival City AUGA, Aomori, Japan, Oct. 27<sup>th</sup>-30<sup>th</sup>, 2009.
- 中村一男, 他, 「CCS法によるSTプラズマ断面形状再構成における特異値分解の特徴」第25回プラズマ・核融合学会 年会 予稿集 (2008).
- 中村一男, 他, 「CCS法によるSTプラズマ断面形状再構成における特異値分解」第24回プラズマ・核融合学会 年会 予稿集 (2007).
- 姜 毅, 他, 「渦電流を考慮したCCS法によるQUEST球状プラズマ断面形状の実時間再構成」第13回プラズマ・核融合学会年会(九州・沖縄・山口支部大会) 予稿集 (2009).
- 松藤伸治, 他, 「真空容器渦電流分布を考慮したCCS法によるCPDプラズマ断面形状再構成」第12回プラズマ・核融合学会(九州・沖縄・山口支部大会) 年会 予稿集 (2008).
- F. Wang, K. Nakamura, O. Mitarai, K. Kurihara, Y. Kawamata, M. Sueoka, K. N. Sato, H. Zushi, K. Hanada, M. Sakamoto, H. Idei, M. Hasegawa, et al.: *Engineering Sciences Reports, Kyushu University*, Vol. 29, No. 1 (2007) 7-12.
- K. Kurihara, et al., "The basic methods for understanding of plasma equilibrium toward advanced control" Fusion Eng. Des., 74 (2005), pp. 527-536.
- K. Kurihara, "A new shape reproduction method based on the Cauchy-condition surface for real-time tokamak reactor control" Fusion Eng. Des., 51-52 (2002), pp. 1049-1057.

(以上)



九州大学施設利用に係る報告書

「応力下における照射組織の発達過程に係る強度特性評価（その2）」

日本原子力研究開発機構 大洗研究開発センター  
燃料材料試験部 材料試験課

井上 利彦

## 1. 緒言

日本原子力研究開発機構では、高速炉炉心用材料として耐スエリング性と高温強度に優れた改良 SUS316 鋼（PNC316 鋼）を開発し高速実験炉「常陽」等で実機燃料ピンとして実用するとともに、高速中性子による照射挙動を評価している。その結果、材料照射と燃料ピン照射において両者におけるスエリング挙動の明確な相違が認められている。材料照射は、材料試験片そのものを照射リグに装荷して照射しており、燃料ピン照射は実機燃料ピンでの照射を行っている。照射量と照射温度で評価した場合、両者の違いは明らかにされておらず、実機燃料ピンの環境効果が要因として推定される。具体的な要因として、温度勾配と温度変動及び内圧増加による周応力の変動等の照射環境の複合的な作用が考えられる。

本研究では、材料照射と燃料ピン照射におけるスエリング挙動の相違と要因を明らかにすることを目的とする。この複合的な環境効果の作用を評価する第1段階として、炉心用材料において応力場が組織変化に与える影響を明確にすることを目的とする。

また、機構では、耐スエリング特性に優れた高 Ni 鋼の研究開発を行っており、本研究で得られた知見を踏まえた開発を目指している。高 Ni 化や高温域でも安定な析出物の均一化等により耐スエリング特性が高められた高 Ni 鋼を用いて、応力を付加することにより更に照射損傷を加速させた照射試験を行い、耐スエリング特性に及ぼす高 Ni 化や析出物の影響評価を行う。

## 2. 実験方法

九州大学応用力学研究所設置のタンデム型イオン加速器ビームライン上に、荷重制御による小型引張試験機を設置されている動的効果観察ステーションを用いて、2.4-3.2 MeV Ni イオンの照射を行った。照射条件は室温から 600°C、負荷荷重は最大 100N とした。照射後に微細組織観察を行い応力が与える照射欠陥集合体の離合集散状態を応力無負荷の試料と比較した。供試材はオーステナイト鋼である JPCA2（焼鈍材）を用いた。

また、高 Ni 鋼（15Cr-43Ni、 $\gamma/\gamma'$ 弱析出型）を供試材として、タンデム型イオン加速器を用いた 2.4MeV Cu イオンの照射を行った。照射条件は 700、800°C、200dpa として、今回は応力無負荷での微細組織観察試料とした。

### 3. 結果

応力無負荷及び応力負荷試料の両者の微細組織を比較した結果を図-1 に示す。図-1 の上段には応力無負荷試料を示し、下段には 25N で応力を負荷したまま照射温度 400°C、照射量 5dpa まで照射した試料を示す。応力なしの状態では、損傷ピークの近傍にのみ格子間原子型の転位ループが形成されるが、照射中に 25N の応力を負荷すると転位ループ密度が少ない領域においても高密度の転位が形成され、応力負荷の影響が広範囲にまで及ぶことが示された。

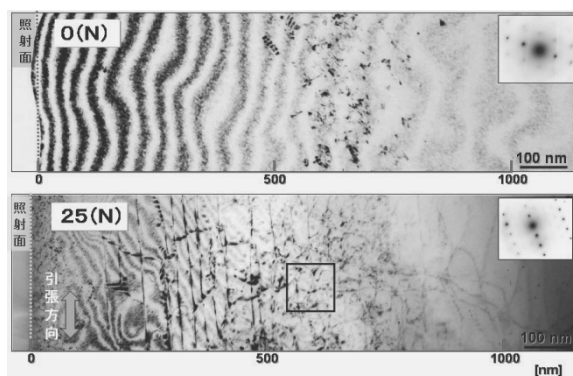


図1 照射試料断面の微細組織観察結果 (400°C, 5dpa)

応力無負荷における高 Ni 鋼 (15Cr-43Ni、 $\gamma'/\gamma$ 弱析出型) の 700°C、200dpa における微細組織観察の結果を図-2 に示す。高温及び高照射量の条件下において  $\gamma'/\gamma$  ( $\text{Ni}_3(\text{Ti,Al})/\text{Ni}_3\text{Nb}$ ) 析出物は安定に存在していた。今後、応力負荷環境における照射試験を行い、損傷形態を比較することによって、耐スエリング特性に及ぼす高 Ni 化や析出物の影響評価を行う予定である。

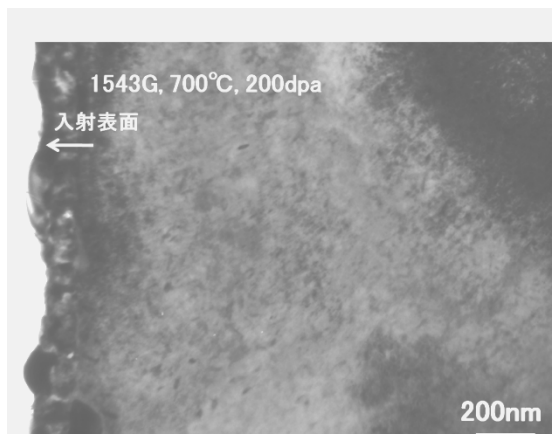


図2 照射した高 Ni 鋼試料断面の微細組織観察結果 (700°C, 200dpa)

低エネルギープラズマ照射によるタングステン中の  
水素拡散、吸蔵、透過に関する研究

筑波大学数理物質系 坂本瑞樹

### 目的

核融合炉実現に向けて、プラズマ対向壁とプラズマとの相互作用（PWI）は重要な研究課題である。プラズマ対向壁の表面状態は、照射損傷、再堆積、He バブル形成等の様々なPWI現象に起因して変化する。この表面改質が壁の水素吸蔵・放出特性に与える影響の理解は、核融合炉のトリチウムインベントリやプラズマの粒子制御に関連して重要である。本研究では、低損耗・高融点という特長から国際熱核融合実験炉ITERにおいてプラズマ対向材料としての使用が計画されているタングステン材料に注目し、ダイバータを模擬した低エネルギー・高フラックスプラズマ照射と昇温脱離計測や材料解析、水素透過量計測等を行い、極限環境下におけるタングステン中の水素拡散、吸蔵、透過に関する基礎過程の理解を深めることを目的とする。

### 実験方法

今回の実験では特にタングステン中の水素拡散・透過に注目し、タングステン薄膜を透過する重水素フラックスの計測を行った。図1に今回実験に用いたPWI模擬実験装置APSEDAS (Advanced PWI Simulation Experimental Device and Analysis System)の概略図を示す。真空容器の周りには2組の磁場コイルが設置されており、真空容器中心で最大約0.05Tの垂直磁場を発生させることが可能である。真空容器上部のヘリカルアンテナに13.56MHzの高周波( $P_{RF} < 5kW$ )を印加することによって直径約50mmのプラズマが生成される。そのプラズマはステージに固定された試料に対して垂直に照射される。試料は図2に示すように内径16mmのステンレス製ヘッドと銅ガスケットで締めこまれ、試料によってプラズマ入射側と透過側に分けられる。今回の実験に用いた試料は直径20mm、厚さ0.1mm、純度99.99%のアライドマテリアル社製の多結晶タングステンである。プラズマ照射中は入射側の重水素ガス圧は約 $2 \times 10^{-2}$ Torr、透過側の圧力は約 $3 \times 10^{-7}$ Torrに維持される。プラズマ照射中の試料表面温度は試料の透過側に接触させた熱電対を用いて計測した。試料を透過した重水素フラックスは、図1に示すように試料より下流側に設置した四重極質量分析

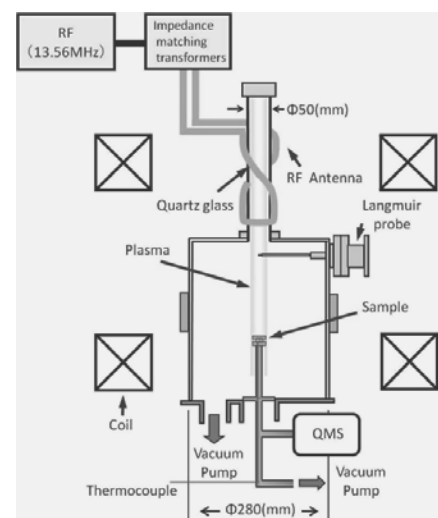


図1 PWI模擬実験装置APSEDASの概略図

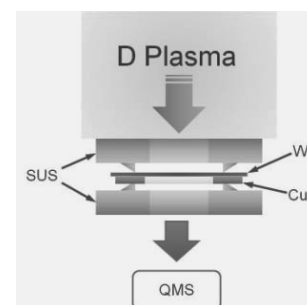


図2 タングステン薄膜試料の固定部分

器(QMS)を用いて計測する。また、プラズマの温度、密度等のプラズマパラメータは、試料より 100mm 上方に設置されたラングミュアプローブを用いて計測した。

### 実験結果および考察

今回の実験では、タングステンの重水素透過特性の温度依存性を調べるために、RF パワーを調節することで試料温度を変えて重水素プラズマの照射を行った。RF パワー ( $P_{RF}$ ) を 600W で一定にして行ったプラズマ照射における  $D_2$  と HD の透過フラックスと試料温度の時間変化を図 3 に示す。この照射を行う前に同様の実験条件で 4 時間の照射を 2 回行っている。図 3 より、試料温度が一定となり全体として定常状態に達した時に、透過フラックスが一定となっていることがわかる。これはトラップサイトがすべて埋まり、材料深部へ拡散していく重水素のフラックスが一定となったためであると考えられる。この状態は試料にトラップサイトがまったく存在しない場合の透過現象と同等であると考えられる。また、RF パワーが一定にも関わらず照射開始から約 2 時間 20 分経過したと

ころで試料温度の上昇が見られた。これは、プラズマ照射中にプラズマ状態が変化したことによると考えられる。図 4 に試料温度をプラズマ照射中に段階的に変えた際の結果を示す。この照射は図 3 の照射の後に同一試料に対して行ったものである。図 4 に示すように、 $P_{RF}=600W$  から 100W ずつ上昇させた後、再度 600W に合わせた。RF パワーとともに試料温度と入射フラックスが増加し、透過フラックスも増加した。これは試料温度により拡散係数が増加したためだと考えられる。 $P_{RF}=600W$ 、700W での照射において透過フラックスは定常状態で一定となっているが、これより RF パワーが高くなると定常状態での透過フラックスの減少が見られる。これはプラズマによって試料のプラズマ側表面の酸化膜等が除去され新しい表面状態となり、再結合係数上昇したこと、もしくは、ブリスタリング等の表面改質が生じ、それが拡散障壁となって材料内部への拡散を阻害した可能性が示唆される。また、図 3 の結果を TMAP7 を用いてシミュレーションを行った結果、今回使用したタングステンのトラップサイトは、 $E_t=1.4eV$ 、 $n_t=0.001\%$ であることが示唆された。

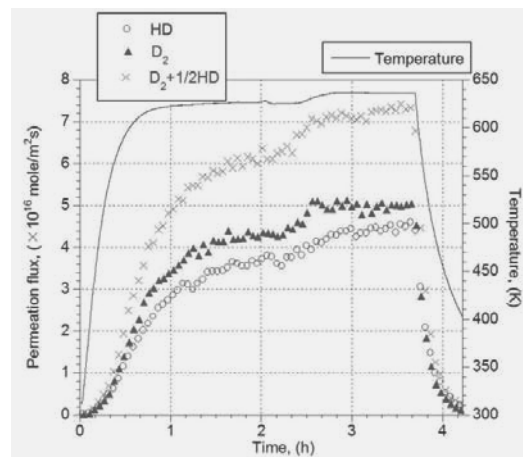


図 3  $D_2$  および HD の透過フラックスと試料温度の時間変化

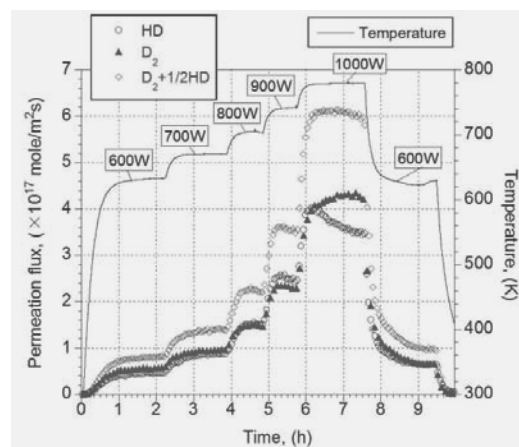


図 4 試料温度を段階的に変化させた際の  $D_2$  および HD の透過フラックスと試料温度の時間変化

## 研究成果報告

本多耕一郎, A.Rusinov, 坂本瑞樹, 藤澤彰英, 芦川直子, 庄司多津男, 時谷政行, 宮本光貴, 吉田直亮, 田辺哲朗、「PWI 模擬実験装置 APSEDAS におけるタングステン試料の重水素透過実験」、プラズマ・核融合学会第 28 回年会/応用物理学会第 29 回プラズマプロセッシング研究会/日本物理学会(領域 2)2011 年秋季大会、2011 年 11 月 22-25 日, 石川県立音楽堂, 24P083-P

## 研究組織

氏 名	所 属	役割・担当分野
坂本 瑞樹	筑波大学・数理物質科学研究科	研究統括
芦川 直子	核融合科学研究所	ダスト解析
時谷 政行	核融合科学研究所	材料解析
大野 哲靖	名古屋大学・工学研究科	ダスト挙動
上野 昌史	名古屋大学・工学研究科	ダスト挙動
剣持 貴弘	同志社大学・生命医科学部	ACAT-DIFFUSE解析
宮本 光貴	島根大学・総理工	水素吸蔵解析
吉田 直亮	九州大学・応力研	材料解析
渡辺 英雄	九州大学・応力研	材料解析
徳永 和俊	九州大学・応力研	材料解析
ルシノフ アレクサンドル	九州大学・総理工	プラズマ照射実験・解析
本多 耕一郎	九州大学・総理工	プラズマ照射実験・解析



## 低エネルギーヘリウムイオン照射された絶縁体における光学特性

琉球大学教育学部 岩切宏友, 添石太寿, 当銘栄彦, 吉田直樹  
九州大学応用力学研究所 渡邊英雄, 吉田直亮  
京都大学エネルギー理工学研究所 森下和功

## 【研究の目的】

イオンビーム照射法は、任意の元素を非平衡状態で注入できることから、通常の溶解法では得られない新材料をナノスケールで創成することが可能である。ヘリウムは通常、極低温(4K 以下)・超高圧(11GPa)下でしか凝集しないが、 $\text{He}^+$ を固体物質に照射すると、ヘリウムバブル(ヘリウム原子が三次的に凝集したもの)が形成されることが知られている。このようなタイプのナノ微細構造は他種のイオンビーム照射では観察されないことから、物質の電子状態に独特な変化を及ぼす可能性がある。そこで本研究では、低エネルギーヘリウムイオン照射による透明絶縁体材料の光透過率変化を測定・検討し、格子欠陥が光学特性に与える影響についての新しい知見を得ることを目的とする。

## 【研究方法】

研究試料として透明固体材料である  $\text{CaF}_2$  を用いた。照射実験は九州大学応用力学研究所の制御イオンビーム照射装置を用いた。照射イオン種は  $\text{He}^+$  及び  $\text{D}_2^+$ 、照射エネルギーは 7 keV である。光透過スペクトル測定は、琉球大学教育学部の V-650 型紫外分光光度計を用いた。

## 【実験結果】

室温で  $\text{He}^+$  を照射した  $\text{CaF}_2$  については、照射量が  $1 \times 10^{20} \text{He}^+/\text{m}^2$  では、波長 420nm 付近をピークとした 1.5% 程度の光透過率の低下が見られた。照射量が  $1 \times 10^{21} \text{He}^+/\text{m}^2$  になると、波長 420 nm 付近のピーク自体も大きくなるが、波長全域において透過率の減少が観察された。 $3 \times 10^{21} \text{He}^+/\text{m}^2$  に達すると、さらに透過率は減少するが、大きな違いは見られない。しかし、照射量が  $1 \times 10^{22} \text{He}^+/\text{m}^2$  に達すると、波長 540nm 付近を中心とした吸光ピーク(その波長で光透過率の減少が最大となる)が出現した。次に照射中に試料を加熱して一定温度に保ち、それぞれの温度において  $1 \times 10^{21} \text{He}^+/\text{m}^2$  の照射を行った。このときの代表的な光透過スペクトルを図 1 に示す。照射温度が 373K の場合、波長 540nm 付近における吸光ピークの著しい成長が確認でき、最大で約 9.7% の減少が見られた。照射温度の上昇に伴い吸光ピークは大きくなっていき、照射温度が 573K の場合、38.6% の吸光ピークが観察された。このとき、試料表面は濃赤紫色に着色していた。しかし、照射温度が 629K では、波長 540nm 付近の吸光ピークが消失し、肉眼で明確な着色は確認されなくなった。照射温度が 773K では、波長 355nm 付近に新たな吸光ピークが出現し、薄黄色に着色した。 $\text{CaF}_2$  に  $\text{D}^+$  を照射した場合、照射量・温度によっては若干の透過率の減少が観察されるが、 $\text{He}^+$  照射のような明瞭な吸光ピークは観察されなかった。したがって、 $\text{He}^+$  照射では  $\text{D}^+$  照射では見られないような特有の着色現象を引き起こしていることになる。

## 【考察】

本研究における照射条件では損傷領域は表面近傍に限定される。このため、本研究で得られた光透過率を他のイオン種や X 線照射などと比較するために、実効的な光吸収係数を概算する。光吸収係数を  $\alpha(\text{cm}^{-1})$  とすると、 $\alpha$  は下記の式で定義される。

$$\alpha = -\left(\frac{1}{d}\right) \ln\left(\frac{T_1}{T_0}\right)$$

ここで、 $T_0$ は入射項、 $T_1$ は透過項、 $d$ は試料の厚さである。7keVのヘリウムイオンをCaF<sub>2</sub>に照射したときの損傷領域は表面から100 nm程度と考えられるので、ヘリウムイオンを $1 \times 10^{21}$ ions/m<sup>2</sup>照射した試料(573K)の波長540 nm付近における光吸収係数は $\alpha$ は5305(cm<sup>-1</sup>)となり、未照射の場合では0.013(cm<sup>-1</sup>)となる。また、D.W. Cooke等が14MeV中性子をCaF<sub>2</sub>に照射した試料(照射量： $1.1 \times 10^{19}$  n/m<sup>2</sup>)における光吸収係数は0.5(cm<sup>-1</sup>)程度であることから[1]、ヘリウム照射を受けた領域においては中性子照射などでは形成し得ないような非常に強い光吸収帯の形成が行われていることになる。

[1] D. W Cooke et al., J. Nucl. Mater., 321 (2003) 158-164

(成果発表)

- 添石太寿：環境制御型原子間力顕微鏡によるイオン照射材の表面構造観察，平成23年度琉球大学教育学部自然環境教育コース 課題研究発表会（2012年2月）
- 当銘栄彦：ヘリウムイオン照射が固体材料の光学的特性に与える影響，平成23年度琉球大学教育学部自然環境教育コース 課題研究発表会（2012年2月）

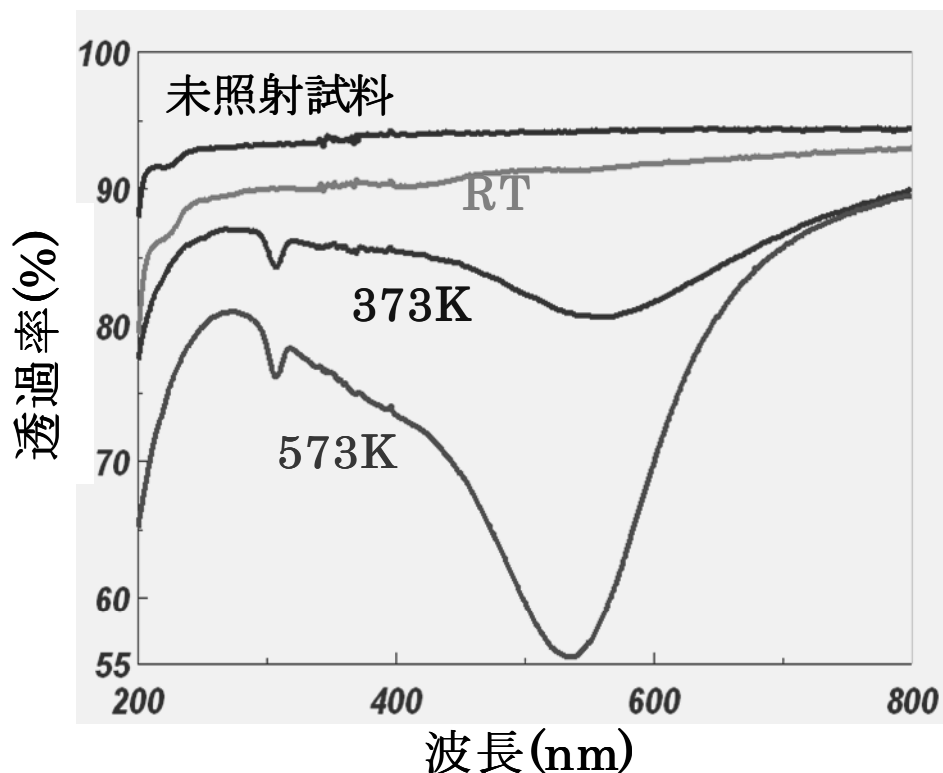


図1 ヘリウムイオン照射したCaF<sub>2</sub>における光透過スペクトル



## 1. 目的

低放射化バナジウム合金の高温強度と耐照射脆化特性をさらに改善するため、高 Cr 添加、微量 Y 添加、熱時効・加工硬化、分散強化等により、先進的なバナジウム合金の試作開発を行っている。これらの合金を核融合炉ブランケット材料として使用する場合に、その使用温度上限を定めるのは高温 (700~800°C) でのクリープ強度とヘリウム脆化である。このうち、クリープ強度については、上記の手法による格段の向上が明らかになりつつある。一方、使用温度下限を定めるのは比較的低温 (400~500°C) での中性子照射脆化であり、上記の新合金についても従来のバナジウム合金と比較するために照射データを取得するのが急務である。

本研究では、九大応力研の高エネルギーイオン発生装置を用いて、先進バナジウム合金に様々な条件でイオン照射実験を行い、低温での照射脆化の主因となる照射硬化とそのメカニズムを微小押込み試験と電子顕微鏡観察による照射損傷組織観察から明らかにする。

## 2. 実験方法

大学共通材料である V-4Cr-4Ti 合金(NIFS-HEAT)及び、これを基本組成として微量 Y 添加等により試作した合金試料、さらに不純物(C, N, O)量を意図的に変化させたモデル合金試料を作成した。具体的な試料組成は、V-4Cr-4Ti-0.019O (NIFS-HEAT-2)、V-4Cr-4Ti-0.051O、V-4Cr-4Ti-0.09Y-0.011O、V-4Cr-4Ti-0.06Y-0.27O である。今年度は、大学共通試料である NIFS-HEAT-2 バナジウム合金 (V-4Cr-4Ti-0.019O)を用い、九大応力研の高エネルギーイオン発生装置を用いて 1 または 10 dpa の Cu イオン照射を行った。照射温度は 200°C である。照射後の試料について、核融合研の微小押込み試験機で表面の照射硬化を評価した。

Y 添加合金については、まず非照射において Y 添加の効果を明らかにするため、室温から 800°C で引張試験を行った。不純物と転位の相互作用によっておこるセレーションに及ぼす Y 添加の効果を検討した。

## 3. 結果と考察

図 1 はイオン照射後の表面の微小押込み硬さを示す。横軸は押込み深さである。イオン照射試料では、表面の約 1  $\mu\text{m}$  の領域のみが照射損傷を受けているため、押込み深さが大きい場合には非損傷領域の影響が大きく、照射による硬さの変化は小さかった。一方、押込み深さ 0.6~0.8  $\mu\text{m}$  以下から 0.2  $\mu\text{m}$  までは明確な照射硬化が確認された。10 dpa の試料では硬さのバラつきが大きく、照射硬化の正確な評価にはさらにデータを取得する必要があるが、1 dpa と 10 dpa での照射硬化の違いは大きくないことが示唆された。これまでの中性子及びイオン照射の結果によると、バナジウム合金の照射硬化が飽和するのは 50 dpa 程度である。従来のバナジウム合金よりも不純物濃度の小さい NIFS-HEAT-2 において、照射硬化の飽和の挙動に違いがあるのかどうか、今後さらに照射条件を変えて実験を行い明らかにしていく予定である。

バナジウム合金の引張試験では、格子間不純物である C, N, O が転位を固着し応力が上昇し、それが一定の応力になると外れて応力が低下する、セレーション（のこぎり刃状の応力振動）が観察され、これは動的歪時効(Dynamic Strain Aging)と呼ばれる。図2は DSA によるセレーションが観察された試験条件を示す。DSA は不純物の拡散の速度( $v_i$ )が転位の運動速度( $v_d$ )よりも大きいときに起こると考えられる。 $v_i$ は温度とともに上昇し、 $v_d$ は歪速度とともに上昇する。図では、DSA の起こる ( $v_i > v_d$ ) 領域が示されており、低温側で DSA が開始する温度は(a)、(b)とも同様であるが、高温側では Y 添加によって DSA が抑えられることが明らかとなった。高温側で DSA が消失するのは、基本的には不純物が固着した転位が熱的に分解することによると考えられる。本合金では不純物と親和性の大きい Ti あるいは Y が添加されており、不純物と析出し拡散できる不純物量が減って DSA を消失させるか、逆に Ti あるいは Y が不純物と一緒に転位に集積して固着を強化し DSA を促進するという可能性も考えられる。仮に前者の効果で Y 添加合金の DSA が抑えられたとすると、照射硬化を促進することが知られている不純物が減っていることになり、照射硬化が抑えられることが期待できる。これを確かめるため、今後 Y 添加合金についてもイオン照射試験を行う予定である。

#### 4. 成果報告

T. Miyazawa, T. Nagasaka, Y. Hishinuma, T. Muroga, H. Watanabe, Effects of oxygen impurity and Y addition on the irradiation hardening of low activation vanadium alloys, 27<sup>th</sup> Symposium on Fusion Technology, Sep. 24-28, Liege, Belgium にて発表予定。

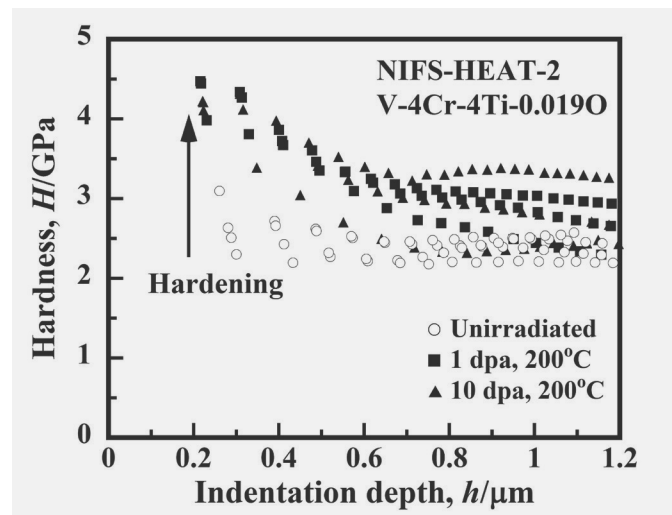


図1 Cu イオン照射試料の表面微小押込硬さ

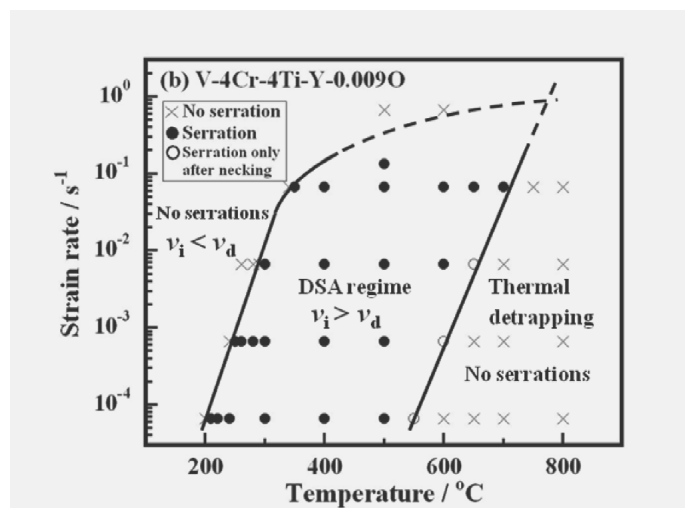
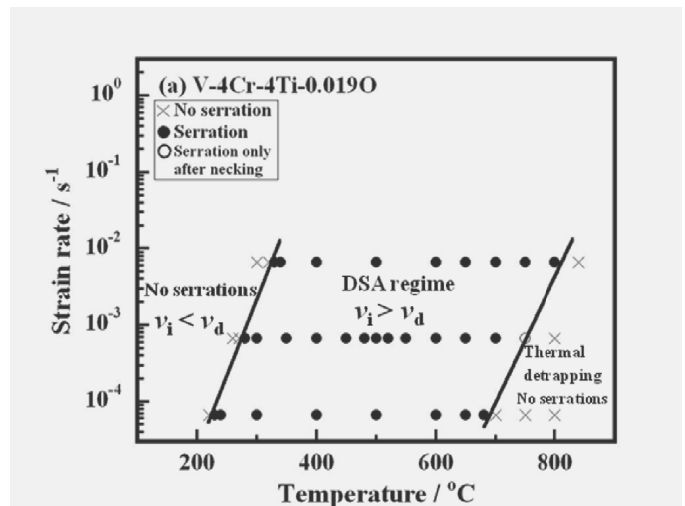


図2 引張試験において動的歪時効によるセレーションが観察された試験条件 (a)は NIFS-HEAT-2 合金。(b)は Y 添加合金。

核融合プラズマの巨視的挙動を解明し、炉心プラズマの予測、制御手法を確立するためには、炉心プラズマ中の多スケール・多プロセス現象に焦点を当てた研究の推進が必要である。今年度は、昨年度に引き続き、外部磁場揺動による磁気島の発展に関する研究を進めた。

ヘリカルプラズマにおいては、磁気島の大きさは、抵抗性交換型モードや磁気島が駆動するポロイダル流の影響を受けることが知られている。また、アンバイポーラー条件により電場がユニークに決定されるため、これが磁気島の発展に及ぼす効果を調べることも重要と考えられる。

本研究では、ステラレータ展開に基づく簡約化4場モデルを用い、ヘリカルプラズマにおける外部共鳴磁場摂動の効果を数値的に解析した。用いたモデルは以下で与えられる[1]。

$$\frac{d}{dt} \nabla_{\perp}^2 \phi = \nabla_{\parallel} j_{\parallel} + [\Omega, p] + \mu \nabla_{\perp}^4 \phi, \quad (1)$$

$$\frac{\partial A}{\partial t} = -\nabla_{\parallel} \phi + \eta_{\parallel} (j_{\parallel} - j_{\parallel 0}), \quad (2)$$

$$\frac{dp}{dt} = \hat{\beta} [\Omega, \phi] - \nabla_{\parallel} v_{\parallel} + \eta_{\perp} \nabla_{\perp}^2 p, \quad (3)$$

$$\frac{dv_{\parallel}}{dt} = -\nabla_{\parallel} p + \mu_{\parallel} \nabla_{\perp}^2 v_{\parallel}, \quad (4)$$

ここで、 $d/dt = \partial/\partial t + [\phi, \cdot]$  は対流微分、 $\nabla_{\parallel} = \partial/\partial z - [A, \cdot]$ 、 $[f, g] = \mathbf{z} \cdot \nabla f \times \nabla g$  はポアソン括弧である。

$\Omega$  はヘリカルプラズマにおける規格化された平均磁場曲率の項を表し、交換型モードの駆動項となる。

$$\frac{\partial \Omega}{\partial r} = \frac{N}{l} \varepsilon (4r\mathbf{i} + r^2 \mathbf{i}') \quad (5)$$

$l, N$  はそれぞれヘリカルワインディングのポールとピッチ数を示す。

共鳴磁場摂動は境界条件を通じて入れる。すなわち、 $\tilde{A}_{m,n}(r=1, t) = \psi_a$ 、ここで  $m, n$  は共鳴磁場摂動のポロイダル、トロイダルモード数を表す。(1)を径方向に一度積分することによりポロイダル流の発展方程式が得られる。

$$\frac{\partial v_{\theta}}{\partial t} = \frac{1}{r} \int r [\phi, \nabla_{\perp}^2 \phi]_{0,0} dr + \frac{1}{r} \int r [A, j_{\parallel}]_{0,0} dr + \mu \frac{\partial}{\partial r} \left[ \frac{1}{r} \frac{\partial}{\partial r} (rv_{\theta}) \right] + \nu^{\text{nc}} (V_0 - v_{\theta}) \quad (6)$$

ここで、 $v_{\theta} = \partial \tilde{\phi}_{0,0} / \partial r$  はポロイダル流速であり、 $\nu^{\text{nc}}$  は規格化されたイオンの新古典粘性、

$V_0 = -2\delta(dp_0/dr)$  は規格化されたイオンの新古典流速を表す。シミュレーションに用いた典型的なパラメータを示す。

$$\beta = 0.01, \delta = 10^{-2}, \varepsilon = 0.2, \mu = 10^{-5}, \eta_{\parallel} = 10^{-5}, \hat{\beta} \eta_{\perp} = 10^{-5}, \mu_{\parallel} = 10^{-5}, (m, n) = (2, 1), \psi_a = 5 \times 10^{-4}, (l, N) = (2, 10)$$

最初に、 $m/n=2$  の共鳴モードに対する線形解析を行った。上記のパラメータにおいて抵抗性交換型モードが不安定であり、 $n=3$  モードが最大成長率を与えることがわかった。次に非線形シミュレーションを行い、新古典粘性の磁気島の飽和幅に対する依存性を調べた。抵抗性交換型モードがプラズマのコアで励起され、成長する。非線形領域では不安定モードは圧力を平坦化させ飽和する。新古典粘性が小さい場合は静電ポテンシャルにおいて同心円をなす構造が形成されることを見いだした。新古典粘性が大きな領域ではそのような構造形成は観測されなかった。新古典粘性が小さい場合は、磁気島の O 点付近においてポロイダル流の減衰がみられ、これが大きな磁気島の回転をロックさせていることが解析により明らかとなった。一方、粘性が大きい場合、磁気島の飽和幅は小さく、その場合、ポロイダル流の減衰も小さい。また、磁気島の飽和幅に対してヒステリシスをもつ領域が存在することも判明した。このシミュレーションにより、新古典輸送に伴うポロイダル流が共鳴磁場陽動による磁気島の減衰機構として働くことを明らかにした。

[1] S. Nishimura et al., Plasma Fusion Res. 6 2403119(2012).

#### 研究組織

研究代表者 石井康友 (原子力機構)

所内世話人 矢木雅敏 (H24 年 1 月より原子力機構に移籍)

研究協力者 徳田伸二(RIST)、小関隆久 (原子力機構)、栗田源一 (原子力機構)、中島徳嘉 (核融合研)、内藤裕志 (山口大学)、藤堂泰 (核融合研)、西村征也 (核融合研)、古川勝 (東京大学)、相羽信行 (原子力機構)、廣田真 (原子力機構)、白石淳也 (原子力機構)、宮戸直亮 (原子力機構)

#### 研究成果

[1] M. Yagi, S. Sugita, S.-I. Itoh and K. Itoh, ‘Simulation study on non-local transport by plasma blob in SOL’, U.S. Transport Task Force Workshop, San Diego, USA, Apr. 5-9, 2011.

[2] M. Yagi, “LIA activity in Kyushu University”, Seminar in University of Provence, France, May 27, 2011.

[3] M. Yagi, S. Inagaki, S.-I. Itoh and K. Itoh, “Simulation study on non-local transport in toroidal plasmas”, 1<sup>st</sup> Asia-Pacific Transport Working Group International Conference, NIFS, June 14-17, 2011

[4] M. Yagi, S. Inagaki, S.-I. Itoh and K. Itoh, “Non-local transport simulation based on RMHD model”, US-Japan WS on “Hierarchical Self-Organization of Turbulence and Flows in Plasmas, Oceans and Atmosphere”, Kyoto University, Oct 24-26, 2001.

[5] M. Yagi, K. Shimizu, T. Takizuka, M. Honda, N. Hayashi, K. Hoshino and A. Fukuyama, “Simulation study of L/H transition with self-consistent integrated modeling of core and SOL/Divertor transport”, 13<sup>th</sup> International Workshop on Plasma Edge Theory in Fusion Devices, South Lake Tahoe, USA, Sep. 19-21, 2011.

[6] M. Yagi, “Perspectives for Fusion Simulation Research using BA IFERC-CSC (invited)”, APFA2011, Guillin, China, Nov. 3, 2011.

[7] 矢木雅敏, “JAEA における CSC に向けた理論シミュレーション研究”、シンポジウム “TER BA CSC に向けたシミュレーション科学の展望”、PLASMA2011、石川、11/22-25, 2011

[8] M. Yagi and Y. Kagei, “Simulation Study on Runaway Electron Orbit Loss during Disruption”, Physical Society of Japan, Annual Meeting, Kwansai Gakuin University, March 25, 2011.

## 照射による金属ミラー材の光学特性変化挙動と プラズマ対向材料のその場診断手法への応用

島根大学総合理工学部 宮本光貴

### 1. はじめに

核融合研究において、プラズマ診断の多くに用いられる金属第一ミラーは、プラズマから漏洩する高エネルギー粒子に曝され、また不純物堆積等の影響を受ける。その為、光反射率が劣化し、監視システムとしての機能が低下することが懸念されている。本研究では、損傷形成に与える寄与が大きいヘリウムに着目し、金属製第一ミラー材の光学特性劣化機構を分光エリプソメトリー法により電子分光学的立場から調べることを目指した。さらに、これらの光学特性変化と材料の原子レベルでの損傷組織発達程度との相関を調べ、プラズマ対向材料の劣化程度の簡便な診断法として提案することを目的とした。

### 2. 実験方法

㈱ニラコ社製の SUS316L を鏡面研磨したのち、室温で 1,3,5 keV のヘリウムイオン照射を行い、照射後の光反射率変化を分光光度計、および分光エリプソメトリーにより測定した。また、照射による組織変化の反射率劣化に与える影響を調べるために SEM, AFM を用いた表面組織観察、および TEM を用いた内部組織観察を行った。

### 3. 結果および考察

図 1 は、室温で 1,3,5 keV-He<sup>+</sup>を $\sim 10^{23}$  He/m<sup>2</sup>照射した SUS の光反射率波長依存性を示した。尚、図では光反射率を未照射時のもので規格化して示している。図からわかるように、照射エネルギーの増加と光反射率の劣化に単純な対応は観察されなかった。350~800nm 程度の広い波長範囲で 3keV-He<sup>+</sup>照射した試料において最大の光反射率劣化が見られ、350nm 程度以下の短波長領域では、反射率劣化とエネルギーの関係は完全に逆転し 1keV-He<sup>+</sup>照射した試料において光反射率の顕著な劣化が観察された。これまでの研究から、同様の低エネルギーHe<sup>+</sup>照射した試料の光反射率劣化は、照射に起因する試料表面の凹凸のみでは説明できず、表面直下の損傷組織の寄与が大きい事が指摘されている[1]。実際に、光反射に寄与する表面近傍領域における照射損傷量と光反射率劣化程度には強い相関が認められた。図 2 には SUS 試料中の光侵入長とその評価に用いた消衰係数  $k$  の波長依存性を示した。短波長側で光の侵入長が短くなる事が分かる。一方、図 3 には TRIM-code によって求めた 1,3,5 keV-He<sup>+</sup>を照射し

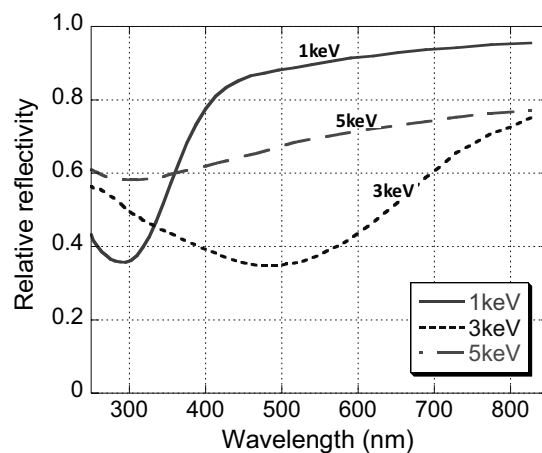


図 1 1,3,5 keV-He<sup>+</sup>を $\sim 10^{23}$  He/m<sup>2</sup>照射した SUS の光反射率波長依存性

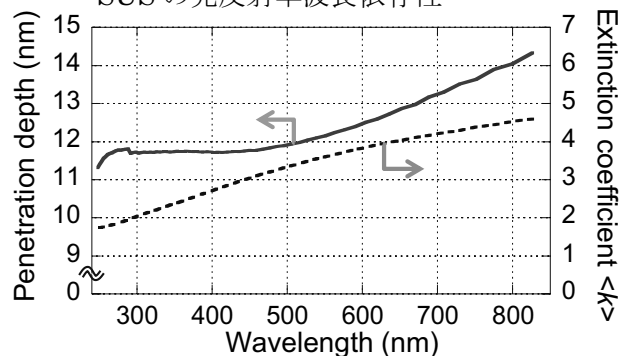


図 2 1,3,5 keV-He<sup>+</sup>を $\sim 10^{23}$  He/m<sup>2</sup>照射した SUS の光反射率波長依

た SUS 試料中の損傷の深さ分布をそれぞれ示した。図 2,3 から、光反射に寄与する表面約 15nm 以下の領域においては 3keV 照射した試料で最も損傷量が大きくなるのが分かる。また、極表面領域では 1keV 照射した試料の損傷量が最大となっており、短波長側で反射率が最大の減少を示した事と定性的には一致している。また試料の内部組織観察を行ったところ、TRIM-code により評価した深さ分布に近い損傷分布が観察されている。

以上の結果は、反射率測定に用いる光の波長を変化させその侵入深さを調整することで、損傷の深さ分布に関する情報を評価しうる事を示しており、プラズマ・壁相互作用計測監視法の開発にも寄与することが期待される。光反射率測定による材料診断手法の可能性を示唆している。現在、大型のプラズマ閉じ込め装置におけるプローブ試料の分析や、装置内での光反射率実時間測定の検討などを進めており、今後はプラズマ対向材料劣化程度の診断手法としての光学測定の適正の評価と測定手法の最適化を行っていく予定である。

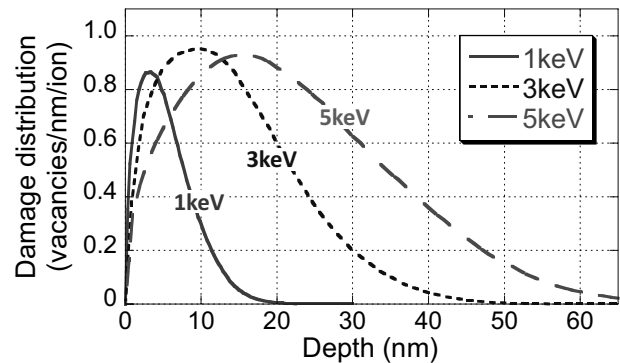


図 1 1,3,5 keV-He<sup>+</sup>を $\sim 10^{23}$  He/m<sup>2</sup>照射した SUS の光反射率波長依

[1] 小野興太郎, 平成 20 年度九州大学応用力学研究所共同研究成果報告書

## ● 学術論文

1. M. Miyamoto, D. Nishijima, M.J. Baldwin, R.P. Doerner, Y. Ueda, K. Yasunaga, N. Yoshida, K. Ono, "Microscopic damage of tungsten exposed to deuterium-helium mixture plasma in PISCES and its impacts on retention property", *Journal of Nuclear Materials*, 415 (2011) S657-S660
2. K. Ono, M. Miyamoto, T. Nakano, Y. Hiraoka, "Temperature dependence of the reflectivity degradation in single and polycrystalline Mo mirrors under the irradiation with low-energy helium ions", *Journal of Nuclear Materials*, 415 (2011) S1214-S1217
3. T. Nakano, M. Miyamoto, S. Hasuike, K. Ono, N. Yoshida, "Degradation of optical properties in Mo mirrors under irradiation with low energy helium and deuterium ions", *Journal of Nuclear Materials*, 417 (2011) 834-837

## ● 学会発表等

1. M. Miyamoto, K. Ono, M. Tokitani, A. Sagara, H. Iwakiri and N. Yoshida, "Degradation of Optical Properties in Metal Mirrors under Irradiation and Its Applicability Evaluation to In-situ Diagnostics of Microstructure Change in Plasma Facing Materials", 15th International Conferences on Fusion Reactor Materials, 2011.10, Charleston, South Carolina, USA
2. 宮本光貴, 雲出聡, 高岡宏光, 小野興太郎, 時谷政行, 「ヘリウムイオン照射したミラー材料における表面損傷の結晶方位依存性」, *Plasma Conference 2011*, 2011.11, 金沢市

## ● 研究組織

研究代表者： 宮本光貴 (島根大学総合理工学部教授)

所内世話人： 渡辺英雄 (九州大学応用力学研究所准教授)

研究協力者： 雲出 聡, 迫井佑己, 高岡宏光 (大学院生), 小野興太郎 (島根大学名誉教授)

## 1. はじめに

低Z材であるグラファイトは、長い間、核融合実験装置のダイバータ板および第1壁材として用いられているが、炭素材特有の化学スパッタリングによる損耗や核融合燃料であるトリチウムの炉壁炭素材および炭素ダストへの物理・化学的吸蔵が問題視され、ダイバータ板材料としては高融点金属材であるタングステンに取って代われようとしている。しかしながら、タングステン材は、水素・ヘリウム照射によるブリストリングやバブル形成、高い熱衝撃による溶融・ドロップレット・クラックの発生等、将来の核融合炉ダイバータ板材料として使用するには問題点も多いのが現状である。核融合炉ダイバータ材料開発研究の大半がタングステン材使用に向けて行われる中で、本研究はグラファイト材の欠点とされるトリチウム吸蔵を制御・抑制するための基礎物理・化学過程の解明とその手法の開発を行うことを目的としている。

これまでに、低エネルギー水素原子照射による炭素材損耗とそのとき生成されたダスト粒子の数密度と粒子径を評価した。さらに、アルゴン/水素混合プラズマに窒素ガスを導入し、炭素材に対してアルゴン/水素/窒素混合プラズマ照射実験を行った結果、ダスト微粒子形成は抑制されることがわかった。しかし、これまでの照射実験は、シーガスとして使用しているアルゴンガスは水素に対し30倍程度導入し、高気圧領域での照射という問題がある。そこで今回は、より現実に近い条件下でも窒素混入によるダスト成長の抑制効果がみられるか調べるために、高真空装置 Heliotron-DR を用いて照射実験を行った。Heliotron-DR 装置を用いることで、低圧力下における定常純水素プラズマを生成することが可能である。ただし、炭素不純物の供給源として今回の実験はメタンを用いている。そして、高周波誘導熱プラズマ装置と Heliotron-DR 装置を用いたダスト微粒子形成の実験結果を比較検討する。プロセッシングプラズマの分野では窒素の導入によってアモルファス水素化炭素 (a-C:H) 膜の形成が大きく抑制されることが知られており、それを共堆積層の除去に応用した研究が近年行われている。そこで本研究では、窒素の導入が炭素ダスト形成へ及ぼす影響について検討を行った。

## 2. Heliotron-DR を用いた炭素膜成長制御実験

図2に Heliotron-DR 装置概要とプラズマ生成と照射実験に関係する主要機器の配置を示す。Heliotron-DR 装置は高周波誘導熱プラズマ装置と比べ低いガス圧 (~1 Pa 以下) で、定常水素プラズマ生成が可能である。プラズマ照射の実験条件は、電力 定常 2.3 kW + パルス 1 kW (100  $\mu$  sec-1msec), ヘリカル磁場 200 G, トロイダル磁場 40 G, ガス流量は水素ガスを 20 sccm, メタンガスを 1 sccm, 窒素ガスを 0~1 sccm とした。このときガス圧力は ~0.4 Pa (3 mTorr) である。照射時間は 10 時間としている。以上の実験条件のもと、水素/メタン混合プラズマ照射と水素/メタン/窒素混合プラズマ照射実験を行う。メタンガスはダスト形成の起因となる炭素系粒子を有するプラズマを形成するために導入した。照射ターゲットには照射後の試料表面が観測しやすいようにシリコンを用いた。ターゲット表面温度の制御は照射台にヒーターを取り付けることで行い、基板表面温度は照射台に設置した熱電対により測定した。また Heliotron-DR を用いて照射されるプラズマの電子温度および密度は装置に設置した静電プローブにより測定した。電子温度および密度はそれぞれ 5-10 eV,  $\sim 10^{16} \text{m}^{-3}$  である。以上の条件のもとで、生成したプラズマは分光観測および QMS (四重極型質量分析計) により評価を行った。また、走査型電子顕微鏡 (SEM) によりプラズマ照射後のターゲット表面に形成したダストを観測した。炭素膜については分光エリプソメータと触針式表面形状測定器

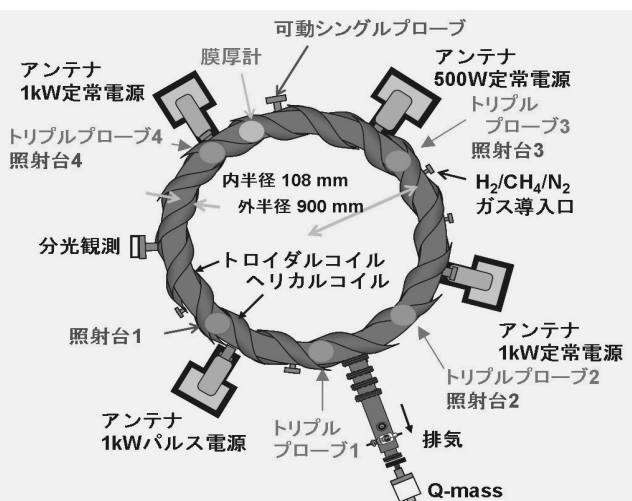


図1 Heliotron-DR 装置概要図

(Dektak) を用いて、膜厚の評価を行った。

### 3. 実験結果

#### 3.1 水素/メタン混合プラズマと水素/メタン/窒素混合プラズマの分光観測

図2に水素/メタン、水素/メタン/窒素プラズマの分光観測、図3に水素/メタン、水素/メタン/窒素プラズマの Mass スペクトルをそれぞれ示す。窒素を添加することで分光観測より CN, NH 分子スペクトルの発光強度が増加していた。また、QMS 測定より CN, HCN, NH<sub>x</sub> 分子スペクトル強度が増加していた。ここで、C-H-N 粒子系においては炭素が関与する結合の中で C≡N 結合の結合エネルギーが最も高い (C-H: 435 kJ/mol, C≡C: 838 kJ/mol, C≡N: 887 kJ/mol)。三重結合をもつ CN ラジカル (-C≡N) の形成は炭素原子同士の凝集を抑制すると考えられ、安定な分子として揮発性の HCN や C<sub>2</sub>N<sub>2</sub> を形成する。つまり、窒素添加による炭素ダスト形成の抑制がもたらされた要因として、損耗生成物が HCN や C<sub>2</sub>N<sub>2</sub> を形成し、ガスとなって装置外へ排気されたことが考えられる。CN の生成過程には主として次の二つの過程が考えられる: (1) 炭化水素分子と窒素原子との気相反応, (2) 窒素原子による堆積した炭素膜の化学スパッタリング (揮発性の CN や HCN, C<sub>2</sub>N<sub>2</sub> を生成)。真空容器内は炭素膜が堆積するターゲット表面に比べはるかに大きい。そのため HCN 分子は、上記で述べた (1) の過程で多量に生成されていると考えられる。この結果は、CN 結合形成による炭素の凝集を抑制するだけでなく、水素を揮発性の HCN として装置外へ排出可能なことを示しており、炭素材の大きな欠点である水素同位体吸蔵が抑制される可能性がある。

#### 3.2 炭素膜厚およびダスト粒子径の表面温度依存性

図3(a) にシリコン表面に堆積した炭素膜厚の表面温度依存性、図3(b) にシリコン表面に堆積した炭素ダスト粒子径の表面温度依存性を示す。低気圧領域でも窒素を混入することにより炭素膜は薄くなり、ダスト粒子径も小さくなる結果が得られた。ただし、320 K では窒素添加により膜厚が厚くなりダスト粒子径も大きくなった。ターゲットの基板温度が高いと、炭素間の結合が進むことにより、揮発性の分子 (HCN, NH<sub>3</sub> 等) を作る反応が促進される結果、膜生成に到らないと考えられる。逆にターゲットの基板温度が低いと、炭素間の結合に窒素が加わりつつ炭素膜やダストが成長していくので見かけ上、炭素の膜厚が厚くなっていると考えられる。つまり、窒素添加の効果は、~ 400 K 以上で炭素膜成長の抑制はみられるが、ターゲットの基板表面の温度に強く依存することが確認できた。

### 4. まとめ

本研究ではダスト形成基礎過程を理解するとともに、炭素ダスト生成抑制手法を開発することを目的とした。そこで、高周波誘導プラズマ装置を用いて炭素材にアルゴン/水素混合プラズマ照射による炭素材損耗およびダスト形成、窒素を用いた炭素ダスト生成の抑制手法について検討した。また Heliotron-DR 装置を用いて ~1 Pa 程度の低気圧領域での窒素添加による炭素膜およびダスト成長の抑制効果について検討した。炭素膜およびダスト形成には照射時の表面温度が重要なパラメータとなってダストの数密度や粒子径、形状が変化することが明らかとなった。窒素添加の効果は、照射中のシリコン基板温度が ~ 350 K 以上で炭素膜成長の強い抑制はみられた。炭素、水素、窒素からなる系では各原子間の結合エネルギーにおいて、C≡N の抑制が炭素膜成長と炭素ダスト形成抑制の主たる原因ではないかと考えられる。

### 5. 研究成果発表

- (1) 「H-C-N 反応性分子を有する低温プラズマ中における炭素凝集と水素吸蔵の制御 [1]」、高井裕一郎, 佐々木 彩, 上杉喜彦, 田中康規, 石島達夫, 24P046-P, Plasma Conference2011, Kanazawa, 2011.
- (2) 「H-C-N 反応性分子を有する低温プラズマ中における炭素凝集と水素吸蔵の制御 [2]」、佐々木 彩, 高井裕一郎, 上杉喜彦, 田中康規, 石島達夫, 24P045-P, Plasma Conference2011, Kanazawa, 2011.

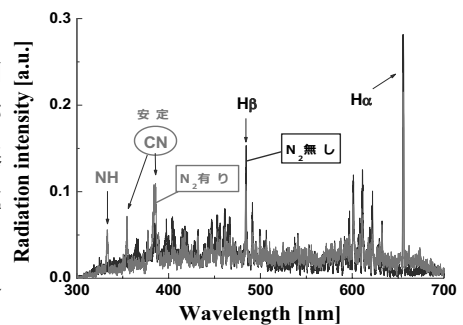


図2 水素/メタンおよび水素/メタン/窒素プラズマの可視分光観測例

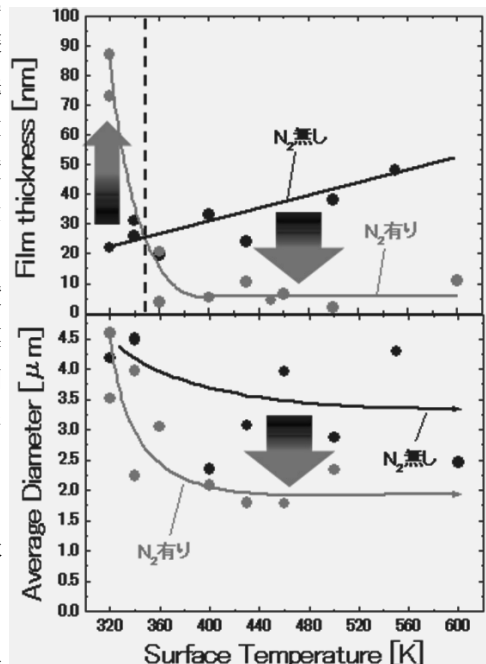


図3 窒素添加による炭素膜と炭素微粒子成長抑制効果



## 核融合炉材料中に捕捉された水素同位体の加熱再放出挙動

Thermal re-emission behavior of hydrogen isotopes retained in fusion reactor materials

名城大学理工学部 土屋 文

Bun Tsuchiya

Faculty of Science and Technology, Meijo Univ.

**目的** シリコン炭化物(SiC)およびLi 酸化物( $\text{Li}_2\text{ZrO}_3$ ,  $\text{Li}_2\text{TiO}_3$ ,  $\text{Li}_4\text{SiO}_4$ )はそれぞれブランケット内の絶縁材料およびトリチウム増殖材料として使用され、また、アーマ材料として損耗が少なく高温特性に優れているタングステン(W)は第一壁材料およびダイバータ材料に使用されることが期待されている。燃料となる水素同位体プラズマと第一壁およびダイバータとの相互作用、リチウムと中性子との核反応により生成されたトリチウムのブランケット内の動的挙動を理解することは、第一壁、ダイバータおよびブランケット設計において極めて重要である。本年度の共同研究では、トリチウム増殖候補材料の1つである  $\text{Li}_2\text{ZrO}_3$  に着目し、熱脱離(TDS)法および反跳粒子検出(ERD)法を用いて、大気雰囲気中に曝された  $\text{Li}_2\text{ZrO}_3$  の水蒸気吸収特性、 $\text{Li}_2\text{ZrO}_3$  中に捕捉された水素の加熱再放出特性について調べた。

**実験方法** 寸法 $\phi 8.0 \times 1.0 \text{ mm}^3$ 、単斜晶(蛍石型構造)の  $\text{Li}_2\text{ZrO}_3$  試料を使用した。この試料を真空内で 473~673 K まで加熱して試料中の残留水素を取り除いた後、約 296~297 K の室温および約 50% の相対湿度の大気中に放置した。このとき、精密電子天秤を用いて、 $\text{Li}_2\text{ZrO}_3$  試料の重量を大気中に曝した時間(空気暴露時間)に対して測定した。さらに、1.7 MV タンデム加速器からの 2.8 MeV  $\text{He}^{2+}$  イオンをプローブビームとした ERD 法により、試料中に吸収された水素(H)の濃度を測定した。捕捉 H 濃度および重量が一定になった後、これらの試料を真空内で室温から約 673~773 K まで加熱して、ERD 法および TDS 法により捕捉 H 濃度測定および放出ガス種の判別をそれぞれ行った。

**実験結果および考察** ERD 法により得られた  $\text{Li}_2\text{ZrO}_3$  試料中の H の濃度分布を図 1(a)に示す。図 1 中の 298 K のスペクトルは試料作製後の試料中の H 濃度分布を示す。水( $\text{H}_2\text{O}$ )が試料作製時に混入し、格子間 H 原子、水酸基(-OH)あるいは  $\text{H}_2\text{O}$  等の形状で吸収されていると考えられる。333~423 K における ERD スペクトルは、試料を各温度で約 10 分間の等時加熱を行った後に測定された。深さに対する H 濃度は温度上昇とともにほぼ同程度で減少することがわかった。次に、各温度の ERD スペクトルの全カウント数を 298 K の ERD スペクトルの全カウント数で規格化し、加熱温度に対してプロットした(図 1(b))。試料中の捕捉 H 濃度は、約 323 K の低温から減少し始め、約 423 K で全 H 濃度の 10% 以下に達することが判明した。この結果は、 $\text{Li}_2\text{ZrO}_3$  中に捕獲された H は、各トラップサイトから脱離あるいは脱捕獲するためのエネルギーが極めて低く、また拡散係数が非常に高いことを示している。

次に、真空内で残留水素を取り除いた  $\text{Li}_2\text{ZrO}_3$  試料を室温において大気中に曝した。空気暴露時間に対する試料の重量増加の割合(wt%)を図 2 に示す。試料の重量増加の割合は、急激に増加した後、約 500 hrs で約 3 wt% まで達す

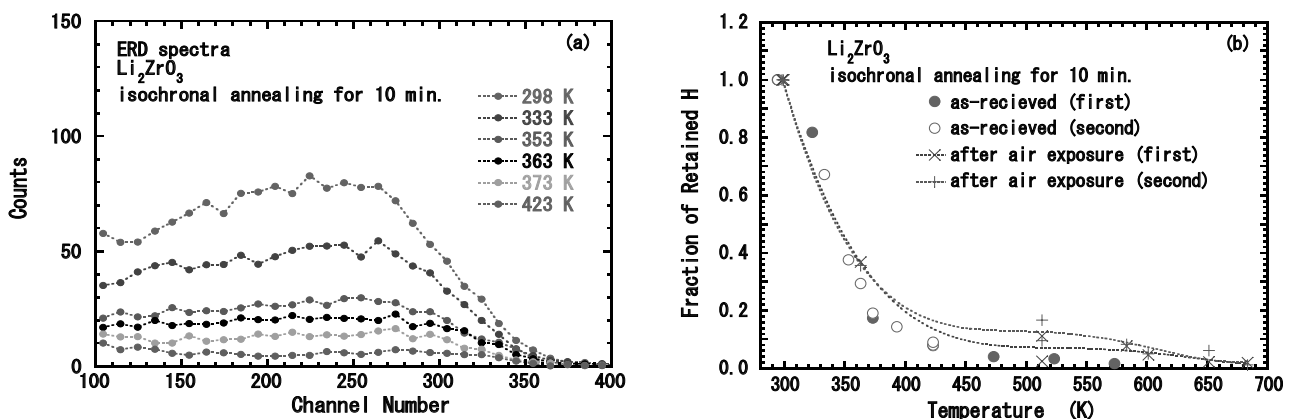


図 1 (a)室温から 423 K まで加熱された  $\text{Li}_2\text{ZrO}_3$  の ERD スペクトル、(b)  $\text{Li}_2\text{ZrO}_3$  中の捕捉 H 濃度の温度依存性。

ることがわかった。次に、144、528 および 4488 hrs の各空気暴露時間後に得られた ERD スペクトルおよび空気暴露時間に対する ERD スペクトルの全カウント数をそれぞれ図 3(a)および(b)に示す。深さに対する H 濃度は、約 500 hrs まではほぼ同程度で増加しており、試料の重量増加の結果と空気暴露時間に対してほぼ似た傾向を示すことから、試料の重量増加は大気中の水蒸気吸収によると考えられる。しかしながら、3000 hrs 以上の高空気暴露時間後では、H 濃度の減少および H 濃度分の変化が観測された。重量は試料全体を示すが、ERD スペクトルは試料表面から深さ約 400 nm 付近までの H 濃度分布を示すため、長時間の空気暴露により試料表面のリチウム(Li)と H<sub>2</sub>O との反応により OH 基が形成され、バルクと試料表面の捕捉 H 濃度の分布に変化が生じたと考えられる。

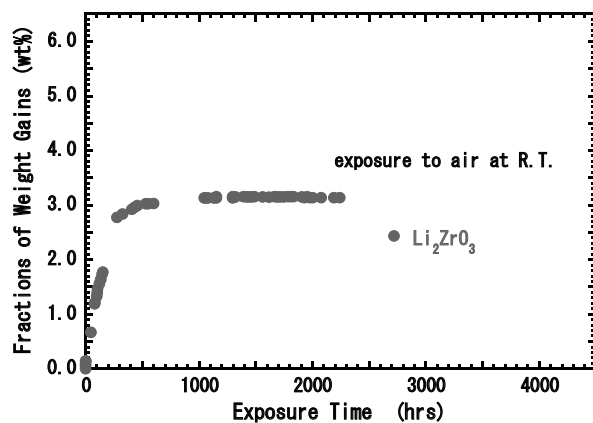


図 2 室温で大気中に曝された Li<sub>2</sub>ZrO<sub>3</sub> の重量変化

次に、TDS 法を用いて、重量変化が一定になった Li<sub>2</sub>ZrO<sub>3</sub> 試料を室温から 773 K まで 16 K/min の温度上昇速度で

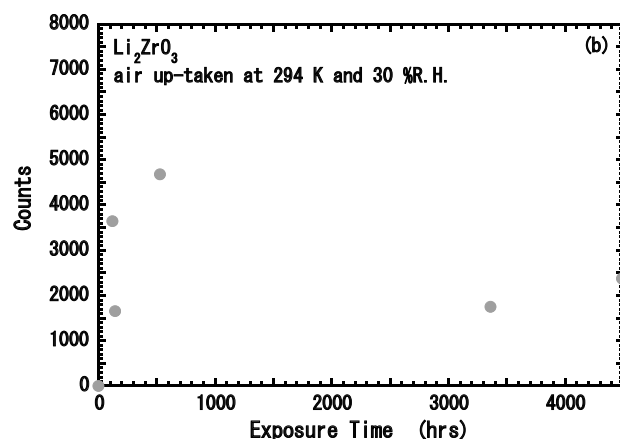
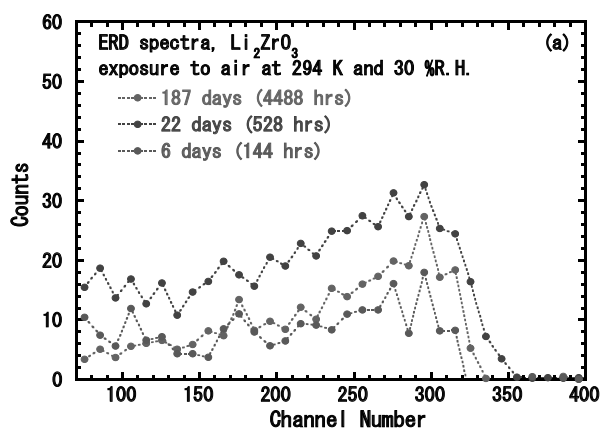


図 3 (a)室温で大気中に曝された Li<sub>2</sub>ZrO<sub>3</sub> の ERD スペクトル、(b) Li<sub>2</sub>ZrO<sub>3</sub> 中の捕捉水素濃度の空気暴露時間依存性。

加熱し、試料から放出されるガス種の判別を行った。得られた TDS スペクトルを図 4 に示す。Li<sub>2</sub>ZrO<sub>3</sub> 中に吸収された H は、約 323 K から H、H<sub>2</sub>、CH<sub>4</sub>、H<sub>2</sub>O 等のさまざまな形状で徐々に放出し、約 427 および 603 K の加熱温度で放出ピークを観測した。さらに、10 min 間の等時加熱後に ERD 法によって測定された Li<sub>2</sub>ZrO<sub>3</sub> 中の捕捉 H 濃度の変化を図 1(b)中に示す。捕捉 H 濃度は約 323~423 K および約 473~573 K の温度範囲で減少することがわかった。2 段階の H 放出は、2 種類のトラップサイトが存在することを示し、第 1 段階は Li あるいは Li 水酸化物(LiOH)の周りに吸着した H<sub>2</sub>O の脱離、第 2 段階は H 原子の格子間からの脱離が律速で生じると考えられる。また、図 4 から 500 K 以上になると N<sub>2</sub>、CO、CO<sub>2</sub> の放出も観測された。これらのガス種も H<sub>2</sub>O と同時に大気中から試料中に吸収されており、重量増加の割合を高めている要因であると考えられる。

**まとめ** 真空内で約 473~673 K まで加熱して残留水素を取り除いた Li<sub>2</sub>ZrO<sub>3</sub> 試料を室温で空气中に放置した。重量法および ERD 法を用いて、Li<sub>2</sub>ZrO<sub>3</sub> の重量が約 500 hrs の空気暴露時間で約 3 wt%まで増加し、さらに H 濃度が増加することを判明した。また、TDS 法および ERD 法により、吸収された H は約 323 K の低温から H、H<sub>2</sub> および H<sub>2</sub>O の形状で放出し始め、捕捉 H 濃度は約 423 K で 10%以下まで減少することがわかった。

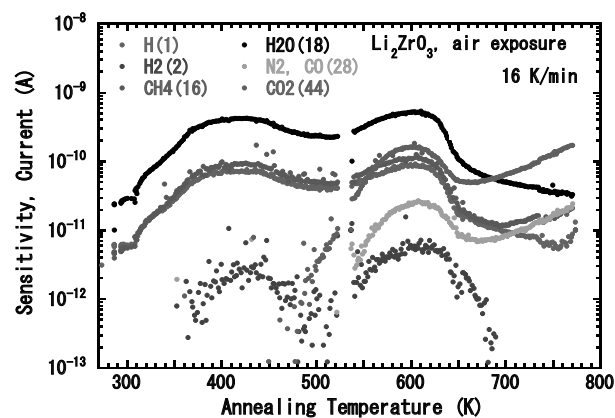


図 4 加熱された Li<sub>2</sub>ZrO<sub>3</sub> からの放出ガス種の温度依存性。

## [目的]

プラズマ対向機器であるダイバータはプラズマに直接曝され、水素同位体や炭素、ヘリウムといった高エネルギー粒子負荷を受け、様々な相互作用を起こし水素同位体が滞留することが考えられる。これらの事項は、トリチウムインベントリーの観点から核融合炉制御に影響すると予想され、プラズマ対向材料であるタングステンに関して、高エネルギー粒子の照射により形成する照射欠陥と水素同位体滞留挙動の基礎的な知見を集積することが重要となる。本研究の目的は、炭素イオンとともに水素同位体やヘリウムイオンを種々の条件で同時に照射し、照射した高エネルギーの水素同位体やヘリウムの滞留量および放出挙動について研究することで金属-炭素混合堆積層形成過程におけるトリチウム滞留挙動を理解することにある。トリチウム滞留挙動を理解するために、試料表面の構造変化は重要な知見となるため、静岡大学所有の炭素( $C^+$ )-重水素( $D_2^+$ )-ヘリウム( $He^+$ )3種同時照射装置でイオン照射した際のタングステン表面の構造変化について、九州大学所有の透過型電子顕微鏡(TEM)および集束イオンビーム(FIB)を用いて評価する。また、得られた測定結果を静岡大学における昇温脱離(TDS)法の結果と相互に解析することで、水素同位体の動的挙動について解明する事を目的としている。

## [実験方法]

$C^+$ - $D_2^+$ - $He^+$  3種同時照射装置を用いてアライドマテリアル社製タングステンに対し、各種イオン照射を行った。各種イオン照射のパラメーターとして、イオンエネルギーを 10 keV  $C^+$ 、3.0 keV  $D_2^+$ および 3.0 keV  $He^+$  として打ち込み深さが均一になるようにし、室温にてそれぞれ単独および  $D_2^+$ - $He^+$ 、 $C^+$ - $D_2^+$ 同時でイオン照射を行い、TDS 実験により重水素脱離挙動を、TEM を用いて表面状態を解明した。また、 $He^+$ 照射および  $C^+$ 照射した試料において深さ方向に対する照射損傷状態を観察するために FIB を用いて試料加工をし、TEM を用いて断面観察を行った。また、 $C^+$ 照射を行ったタングステンに関して、打ち込まれた炭素のタングステン中での化学状態を解明するため光電子分光(XPS)法を行った。

## [結果・考察]

図1に  $D_2^+$ 照射フルエンスを変化させた際の  $D_2$  TDS スペクトルと水素同位体滞留量変化を示す。これらの  $D_2$  TDS スペクトルは、400 K 付近の Peak 1、500 K 付近の Peak 2、600 K 付近の Peak 3 の3つの脱離からなることが考えられ、Peak 1 が表面吸着および転位ループ、Peak 2 が原子空孔、Peak 3 がタングステン内部の格子間に捕捉された重水素の脱離であると帰属した。それぞれの滞留量は、Peak 1 はフルエンス  $1.0 \times 10^{22} D^+ m^{-2}$  以降で飽和することが、Peak 2、3 はフルエンス増加に伴い増加していくことが分かっている。これらのタングステンからの重水素脱離挙動と照射欠陥の関係性を明らかにするため、 $D_2^+$ 照射フルエンスを変化させた際のタングステン表面観察を行った結果、フルエンス増加に伴いタングステン中の原子空孔が増加して

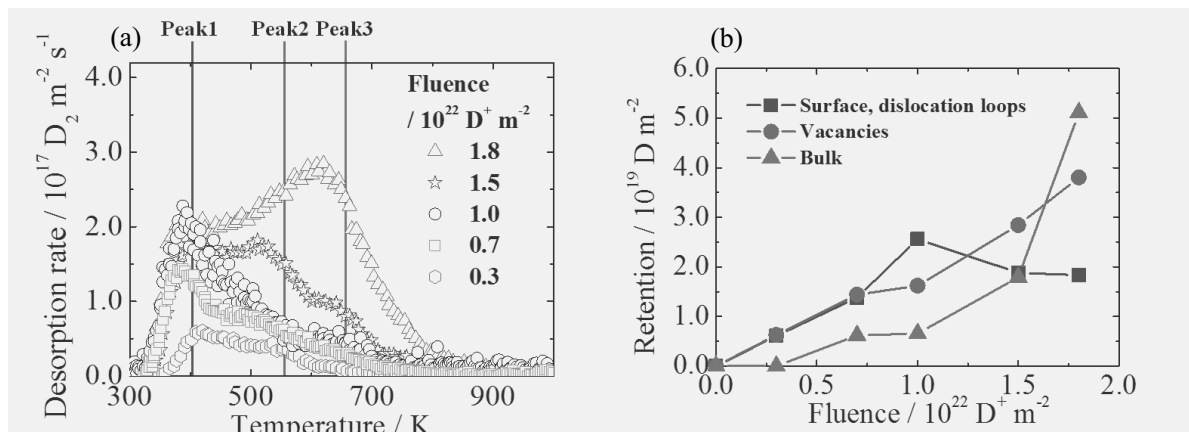


図1 フルエンスを変化させた際の(a) $D_2$  TDS スペクトルと(b)各重水素滞留量

いることがわかり、重水素捕捉量と照射欠陥量に相関関係があることが明らかとなった。

また、タングステンに  $D_2^+ - He^+$ ,  $C^+ - D_2^+$  同時照射した際の  $D_2$  TDS スペクトルを図2に示す。この結果より、Peak 3からの重水素の脱離が見られず、重水素と同時に He および C が照射されることにより、He や C がタングステン中において滞留および照射欠陥を形成し、タングステン中の重水素拡散過程に影響を及ぼすことが考えられる。He<sup>+</sup>照射および C<sup>+</sup>照射がタングステンにおよぼす影響を明らかにするため、図3に He<sup>+</sup>照射もしくは C<sup>+</sup>照射をした際の、タングステン深さ方向に対する照射損傷分布を示す。He<sup>+</sup>照射したタングステンにおいて、表面近傍に He バブルの形成が観察され、その領域はおおよそ 40 nm に及ぶことが明らかとなった。この結果は TRIM コードによるタングステン深さ方向に対する He 滞留挙動よりも深い位置に He が存在することから、照射した He はタングステン中に照射欠陥を形成しつつ滞留し、拡散および集合することにより He バブルを形成していくことが考えられた。C<sup>+</sup>照射したタングステンにおいて、試料表面に転位ループが形成し、その領域はおおよそ 20 nm であることが明らかとなり、TRIM コードによる計算結果と一致した。また、深さ方向に対して滞留した炭素の化学状態は、表面付近において W-C 結合が主であり、バルク方向にいくなると C-C 結合割合が増加することが明らかとなった。これらの知見から、タングステンに水素同位体と共に He や C を照射することにより、その照射によって形成した照射欠陥に水素同位体を捕捉することが考えられるとともに、深さ方向に対して形成した欠陥や滞留した He や C がタングステン中の水素同位体拡散過程に影響をおよぼすことが考えられた。来年度は He<sup>+</sup>-D<sub>2</sub><sup>+</sup>, C<sup>+</sup>-D<sub>2</sub><sup>+</sup>を照射したタングステンに対してエネルギーをパラメーターとした実験を行うことで、He<sup>+</sup>照射もしくは C<sup>+</sup>照射がおよぼす水素同位体滞留過程への影響を、照射欠陥分布の観点から解明を行う予定である。

[今年度の成果]

学術論文 Yasuhisa Oya, Makoto Kobayashi, Rie Kurata, Wangjing Wang, Naoko Ashikawa, Akio Sagara, Naoaki Yoshida, Yuji Hatano and Kenji Okuno, “Dynamics of hydrogen isotope trapping and detrapping for tungsten under simultaneous triple ion (C<sup>+</sup>, D<sub>2</sub><sup>+</sup> and He<sup>+</sup>) implantation”, Journal of Nuclear Materials, 415 (2011) S701-S704.

国際会議発表

Masato Suzuki, Makoto Kobayashi, Junya Osuo, Akiko Hamada, Katsushi Matsuoka, Naoko Ashikawa, Akio Sagara, Naoaki Yoshida, Mitsutaka Miyamoto, Kotaro Ono, Yasuhisa Oya and Kenji Okuno, “Recycling and retention behaviors of hydrogen isotopes implanted into tungsten-carbon mixed layer”, Fusion Engineering and Design (ISFNT-10).

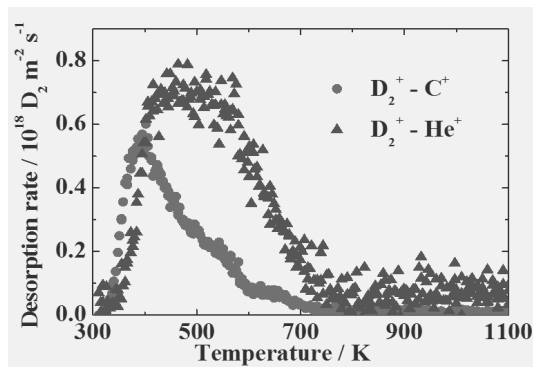


図2  $D_2^+ - He^+$ ,  $C^+ - D_2^+$  同時照射した際の  $D_2$  TDS スペクトル

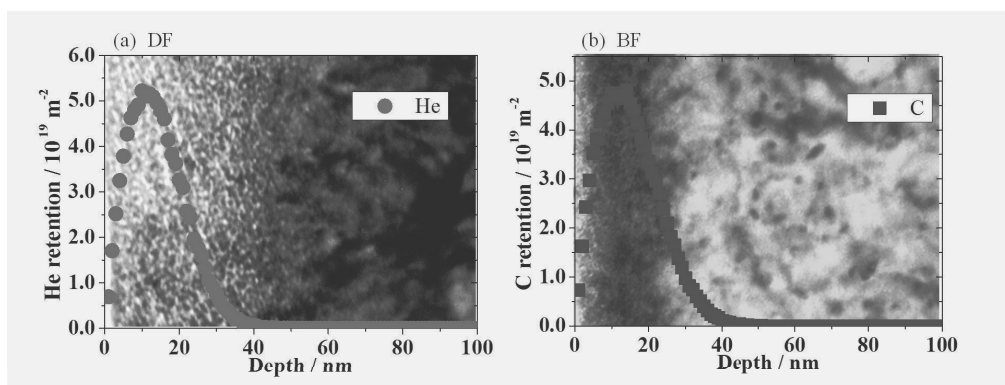


図3 タングステン試料に対し(a)He<sup>+</sup>照射もしくは(b)C<sup>+</sup>照射した際の深さ方向に対する TEM 像と TRIM code により計算された He・C 滞留分布

九州大学大学院総合理工学研究院  
エネルギー理工学部門  
橋爪 健一

#### ・目的

核融合システムにおいて生成するトリチウムを含むガスの濃度測定は、トリチウムの回収、漏洩評価の上で非常に重要である。トリチウム含有ガスについて、プロトン導電性酸化物を水素ポンプとして使用し、ガス中のトリチウムを濃縮することによってトリチウム濃度の測定精度を向上させる方法が考案され、その効果が期待されている。この方法は、ガスを高温のまま処理できるので、メモリー効果などは小さいと考えられるが、使用されるプロトン導電体酸化物は粉末焼結により作製されるため欠陥を多く含み、溶解したトリチウムが粒界、気孔、析出物などへトラップされる可能性がある。よって、プロトン導電体を水素ポンプとして使用する場合、欠陥が透過するトリチウム量を減少させたり、あるいは逆に、一度トラップされていたトリチウムが徐々に放出されることにより透過トリチウム量を増加させるなど、結果として、トリチウム濃度測定にも影響を与える恐れがある。このように、水素同位体のトラップは非常に重要であるにもかかわらず、これまでほとんど研究が進められていない。本研究では、上記水素トラップの影響解明を目指して、重水素あるいは重水を用い水素同位体の溶解・放出挙動に関する実験・解析を行う。

具体的には、プロトン導電体セラミックスとして、セレート系（例えば、 $\text{BaCeO}_3$ ）、ジルコネート系（ $\text{CaZrO}_3$ ）、インデート系（ $\text{BaInO}_{2.5}$ ）などの材料の水素同位体挙動を調べる。これらの材料中の水素溶解、拡散、脱離挙動は、トラップとなりうる添加元素、結晶粒径、析出物（第2相）などの影響を受ける可能性がある。本研究では、これらの試料に高温でのガス吸収法にて重水を均一に溶解させた試料を準備し、応用力学研究所の昇温脱離ガス分析装置(TDS)を用いて、真空雰囲気中で昇温し、水素同位体放出挙動を観測する。それぞれの試料の水素放出挙動に、添加元素、結晶粒径、析出相の存在がどのような変化を与えるのかを明らかにする。

#### ・実験方法

本年度は、10%Y 添加  $\text{BaCeO}_3$ （原料粉末を（株）TYK より購入）について、焼成条件を変え（焼成温度、時間 A:1873K, 5h、B:1873K, 20h、C:1923K, 20h）粒径を調節した試料を三種類準備した。各試料を  $0.4 \times 2 \times 8 \text{mm}^3$  に加工後、重水蒸気曝露（773K, 3h, 22Torr）を行い、その試料からの重水、重水素の TDS スペクトル（昇温速度 1K/sec）を測定した。

#### ・実験結果

焼結条件を変えて粒径を調整した Y 添加  $\text{BaCeO}_3$  の SEM 像を図 1 に示す。各試料の平均粒径は、1.3、3.3、5.0  $\mu\text{m}$  であった。また、重水蒸気曝露したのちの重水と重水素の TDS スペクトルを図 2 に示す。いずれも主要な放出ガスは重水であったが、重水素としての放出もみられた。それぞれの放出ピーク温度、形状は試料ごとに異なっており、焼成条件 B（粒径：3.3  $\mu\text{m}$ ）の試料の重水放出温度は低く、単一のピークであり、また、この試料では重水素の放出量も少なかった。焼成条件 A と C の試料では、重水放出温度は高く、また、ピークも分離しており、加えて、重水素の放出量も多い結果となり、B 条件に比べ試料中のトラップの影響が大きいことを示唆する結果となった。

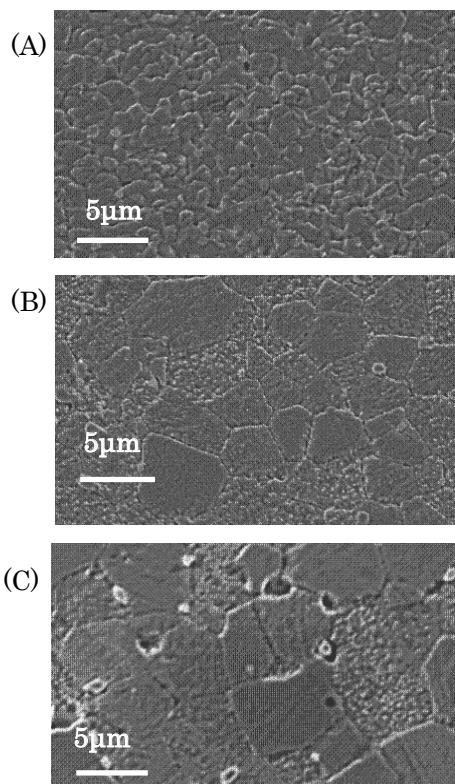


図1 BaCe<sub>0.9</sub>Y<sub>0.1</sub>O<sub>2.95</sub> 試料の SEM 像  
 (焼成条件)  
 A.1873K, 5h, B.1873K, 20h, C.1923K, 20h.  
 平均粒径はそれぞれ、1.3、3.3、5.0 μm.

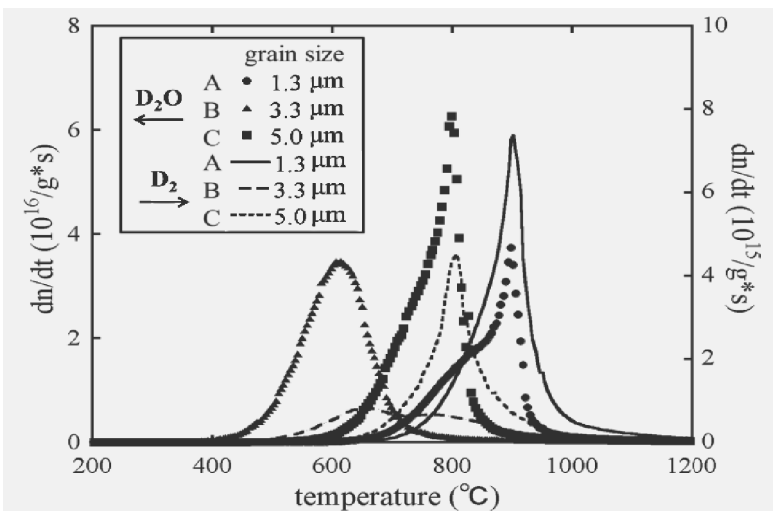


図2 773 K で重水曝露した試料の TDS 結果

・考察

本年度行った TDS 実験の結果は、酸化物プロトン道電体からの水素放出挙動に、粒径に対する一様な傾向は見られなかったが、試料調製条件によって大きく異なる可能性があることを示した。これは、同一原料でも、水素のトラップ密度、トラップエネルギーが大きく異なりうることを意味している。さらには、焼成条件 B のように、陽にはトラップの影響のない試料作製も可能であることが示された。今後、このような、最適試料調製条件の探索を含め、よりトラップの影響のない酸化物プロトン道電体探索に、TDS 等の実験・研究施設の共同利用、共同研究を進めたい。

・H23 年度の研究組織

研究代表者：橋爪健一（九州大学大学院総合理工学研究院・准教授）

研究協力者：大塚哲平（九州大学大学院総合理工学・助教）

緒方孝輔（九州大学大学院総合理工学府・修士 2 年生）

小坂和義（九州大学工学部・4 年生）

所内世話人：渡辺英雄 准教授

平成 23 年度発表論文：

1. K. Ogata et. al , “Thermal desorption spectra of  $D_2O$  and  $D_2$  from  $BaCe_{0.9}Y_{0.1}O_{2.95}$  exposed to  $D_2O$  vapor at elevated temperatures” , Proceeding of 13rd Cross Strait Symposium (11/22~23)

平成 23 年度学会発表：

1. 橋爪健一 他、「外部電界を印加された酸化物プロトン導電体中の水素拡散」、日本原子力学会 (9/20~22)

2. K. Hashizume et al. , “Study on kinetics of hydrogen dissolution and hydrogen solubility in oxides using imaging plate technique”, ICFRM-15 (10/15~22)

3. K. Ogata et al. , “Thermal desorption spectra of  $D_2O$  and  $D_2$  from  $BaCe_{0.9}Y_{0.1}O_{2.95}$  exposed to  $D_2O$  vapor at elevated temperatures”, 13rd Cross Strait Symposium (11/22~23)

4. 橋爪健一 他、「直流電界下の酸化物プロトン導電体中の水素分布」、固体イオニクス学会 (12/7~9)

5. 橋爪健一 他、「酸化物単結晶へのトリチウムの吸着及び溶解」、日本原子力学会 2012 年春の年会 (3/19~21)





## 研究集会「第10回核燃焼プラズマ統合コード研究会」

京都大学

福山淳

九州大学応用力学研究所研究集会「核燃焼プラズマ統合コード研究会」(実施責任者 福山淳(京都大学))は2011年12月15日~16日の期間、九州大学応用力学研究所において開催された。

## はじめに

ITER ならびに核融合炉における核燃焼プラズマの振る舞いを予測し、その制御手法を確立する上で統合シミュレーションコードの開発は核融合シミュレーション研究における最重要課題である。米国では、従来からの輸送コードを中心にした NTCC (National Transport Code Collaboration) 活動に加えて、SciDAC (Scientific Discovery through Advanced Computing)における大規模シミュレーションの成果を取り入れる形で、統合シミュレーションコードの開発を目指す FSP (Fusion Simulation Project) が 2005 年から活動を開始している。一方、欧州においても JET における Transport Task Force (TR-TF) による統合輸送コードの開発に加えて、EFDA の活動として Integrated Tokamak Modeling Task Force (ITM-TF) が 2003 年末に発足し、2004 年初めから活動を開始している。国内においては ITER-BA(Broader Approach)活動も始まり、国際核融合エネルギー研究センター附属計算機シミュレーションセンター(IFERC CSC)が2012年1月より稼働を開始予定である。このような時期に第10回核燃焼プラズマ統合コード研究会を九州大学応用力学研究所において開催し、国内の研究動向、研究の進め方ならびにこれからの ITER-BA に関する研究協力について議論できたことは意義深い。12月末をもって、世話人であった矢木教授が九州大学を退職し、六ヶ所で展開している IFERC-BA プロジェクトへ JAEA のプラズマ理論シミュレーショングループリーダーとして赴任するという区切りの年でもあり、10年間この活動を継続できたことは、感慨深いものがある。この場を借りて、矢木教授に感謝の意を表したい。ご苦労様でした。

## 会議内容

この研究会は毎年、応用力学研究所研究集会として開催されており、今回で第10回目となる。核燃焼プラズマ統合コード構想の活動報告、成果報告の場として位置づけられている。今回、25件の発表があり、2日間の講演スケジュールとなった。プログラムは大別して8つのセッションから構成される。セッション I は MHD 関連で3件の講演があった。磁気島の非線形ダイナミクスに関する講演が2件、回転プラズマの抵抗性壁モードに関する講演であった。セッション II はジャイロ運動論モデルに関連で2件の講演があった。トカマクにおける運動量輸送に関する最近の研究のレビュー(招待講演)と長波長領域へのモデルの拡張に関するものであった。セッション III はヘリカル系の輸送シミュレーション関連で5件あった。TASK3D を用いた LHD の輸送解析に関連した講演が4件と径電場のダイナミクスに関するものであった。セッション IV は、拡張モデリング関連で、流れをもつ MHD 平衡、2次元輸送モデル、運動論的輸送モデルの講演があった。セッション V はトカマク輸送シミュレーション関連で6件の講演があった。ペレットによる ELM の統合シミュレーション、ビーム駆動電流における遮蔽因子の衝突依存性、TASK を用いた輸送シミュレーション関連2件、波動解析、GNET コードへの非線形衝突項の実装の講演があった。セッション VI はデモ設計に関する講演で、ダイバータの設計、新概念の講

演があった。セッション VII は L-H 遷移に関する講演で、周辺乱流コードと SOL 2 次元輸送コードの結合(招待講演)と輸送コードとダイバータコードの統合化の講演があった。セッション VIII はプラズマ周辺・壁関係で3件(うち1件はキャンセル)であった。不純物輸送と多種イオンにおけるボーム条件に関する講演であった。外国人研究者が2名参加したのでプログラムは英語で作成した。ビューグラフは英語、講演も原則英語で行った(一部の学生は日本語発表)。また、次年度の活動計画に関しても議論を行った。

全体を通し、周辺、加熱・電流駆動、統合コード、マルチスケール、乱流、MHDといったプログラム構成からも推察されるが、比較的バランスのとれたプログラムであったと言える。ヘリカル系統統合化シミュレーション結果の報告もあった。今後、この方面の研究も増えていくことが期待される。来年度、研究会は京都大学がホストとなり、US-Japan JIFT workshop との共催で開催したい旨提案があり了承された。なお、プログラムの詳細に関しては下記のホームページを参照頂きたい。

[http://www.riam.kyushu-u.ac.jp/sosei/personal\\_pages/yagi/10THBPSI\\_Prog.html](http://www.riam.kyushu-u.ac.jp/sosei/personal_pages/yagi/10THBPSI_Prog.html)

最後にこのワークショップを開催するにあたり、九州大学応用力学研究所共同利用研究の支援を受けたので、この場を借りて感謝の意を表したい。

## 統合コード活動状況

活動環境

大学、核融合研、原研等による連携

(京大、九大、山口大、東大、東工大、慶応大、筑波大、核融合研、原研、電中研等)

## 活動形態

科学研究費補助金基盤研究(B)「統合コードによるITERプラズマのマルチスケール物理に関する総合的研究」(研究代表者 矢木雅敏、研究期間平成19年度-22年度)

科学研究費補助金基盤研究(S)「トロイダルプラズマの運動論的統合シミュレーションコードの開発」(研究代表者 福山淳、研究期間平成20年度-24年度)

日韓ワークショップ “Theory and Simulation of Magnetic Fusion Plasmas” (NIFS 28-29, July 2011, organized by Y. Todo and C. M. Ryu)

US-Japan JIFT workshop on “Integrated Modeling and Simulation of Toroidal Plasmas” (GA, San Diego, 12-14, March 2012, organized by A. Fukuyama and V. Chan)

九州大学応用力学研究所共同研究

核融合研共同研究、原子力研究機構共同研究

## 中期的サポートが必要

理論・データ解析・コード開発：若手研究者

## 参考資料

**10th Burning Plasma Simulation Initiative (BPSI) Annual Meeting (15-16) combined with Modeling and Simulation Sub-Cluster Meeting**

**Dec. 15-17, #W601, Research Institute for Applied Mechanics, Kyushu University**

## **Dec 15 (Thursday)**

### **(MHD) Chair M. Yagi**

9:00-9:10 M.Yagi/A. Fukuyama, Opening Remarks

9:10-9:40 A. Ishizawa, Island dynamics with finite ion temperature effect

9:40-10:10 S. Nishimura, Nonlinear dynamics of magnetic islands in a helical plasma

10:10-10:40 J. Shiraishi, Development of resistive wall mode analysis code for flowing plasmas

### **10:40-11:00 Coffee Break**

### **(GK)**

11:00-11:40 T.S. Hahm, Recent Progress in Tokamak Momentum Transport and Intrinsic Rotation: Beyond Diffusion and Convection (Invited Talk)

11:40-12:10 N. Miyato, On extension of the gyrokinetic model to include long wavelength components

### **Lunch 12:10-13:20**

#### **(Transport, Helical System) Chair A. Fukuyama**

13:20-13:50 M. Yokoyama, Development of Integrated Transport Code, TASK3D and its applications to LHD experiment

13:50-14:20 K. Watanabe, Transport Analysis on High Beta LHD Plasmas

14:20-14:50 R. Seki, Transport Study of ICH Plasmas in LHD using TASK3D/WM

14:50-15:20 A. Wakasa, Simulation of heat transport in LHD plasmas using TASK3D Code

15:20-15:50 S. Toda, Dynamics of radial electric field in helical plasmas

### **15:50-16:10 Coffee Break**

#### **(Extended Modeling) Chair T. S. Hahm**

16:10-16:40 A. Ito, Equilibria of toroidal plasmas with flow in reduced MHD models

16:40-17:10 H. Seto, Modeling of two-dimensional transport in tokamak plasmas  
current

17:10-17:40 H. Nuga, Kinetic Transport Simulation in Tokamak Plasmas

**19:30-21:30 Conference Dinner (Jitokuya Chikushiguchi-Ten) reserved as the name of  
'Togokodo-kenkyuukai'**

## **Dec 16(Friday)**

#### **(Transport Tokamak) Chair K. Watanabe**

9:00-9:30 N. Hayashi, Integrated simulation study of pellet triggered ELM

9:30-10:00 M. Honda, Collisionality dependence of shielding factor of beam driven current

#### **(Demo Design)**

10:00-10:30 K. Hoshino, SONIC simulation for DEMO divertor design

10:30-11:00 T. Takizuka, New Concept for DEMO reactor

### **11:00-11:20 Coffee Break**

#### **(Transport, Tokamak) Chair M. Yokoyama**

11:20-11:50 A. Fukuyama, Present status of integrated modeling code TASK

11:50-12:20 T. Ikari, Tokamak transport simulation using TASK/TR

**Lunch 12:20-13:30**13:30-14:00 Y. Maruyama, 2D kinetic full wave analysis in tokamak plasmas using FEM14:00-14:30 Y. Masaoka, Validation of energetic particle confinement including the effects of nonlinear collision**(L-H Transition) Chair T. Takizuka**14:30-15:10 Y. Nishimura, Tokamak H-mode modeling by turbulence and transport simulation(Invited Talk)15:10-15:40 M. Yagi, L/H transition simulation with integrated modelling of core and SOL/divertor transport**15:40-16:00 Coffee Break****(Edge, Plasma wall) Chair Y. Nishimura**16:00-16:30 G. Kawamura, Impurity transport simulation of LHD divertor and edge region16:30-17:00 S. Azuma, Analysis of the Bohm criterion for two-ion-species plasmas using PARASOL17:00-17:30 S. Sugita, Ballistic Propagation of Turbulence Front in Edge Plasma

17:30-17:50 Summary and Discussion

**Adjourn****参加者リスト (25名)**

氏名	所属
矢木雅敏	九州大学
滝塚知典	大阪大学
横山 雅之	核融合研
登田慎一郎	核融合研
本多充	原子力機構
石澤明宏	核融合研
西村征也	核融合研
白石淳也	原子力機構
宮戸直亮	原子力機構
關 良輔	核融合研
伊藤淳	核融合研
奴賀秀男	筑波大学
T.S. Hahm	ソウル大学(韓国)
西村泰太郎	成功大学(台湾)
渡邊 清政	核融合所
星野一生	原子力機構

河村学思	核融合研
林 伸彦	原子力機構
若狭有光	京都大学
瀬戸春樹	京都大学
丸山優一郎	京都大学
碓 知朗	京都大学
東 修平	京都大学
福山 淳	京都大学
政岡義唯	京都大学

