

平成22年度

核融合力学分野
共同研究成果報告

1. 目的

タングステンは低損耗、高融点という特性からプラズマ対向材料・ブランケット第一壁材料の第一候補となっている。しかしながら、堅くもろい材料であり、構造材料としての使用が難しいため、プラズマ対向面のみをコーティングして使用することが予定されている。このようなタングステン被覆材料にプラズマを照射した場合の、被覆層や被覆-母材界面層での水素同位体挙動、それに伴う材料中のミクロスケールの構造変化や、その材料機械特性への影響等を詳細に調べた研究はほとんどない。

そこで、ブランケット候補材料の一つである、フェライト鋼 F82H やバナジウム鋼にタングステン被覆した材料について、九州大学応用力学研究所プラズマ照射装置 APSEDAS や大阪大学イオンビーム照射装置 HiFIT により、低エネルギー重水素イオンビームを照射し、応用力学研究所が所有する TDS、SEM、FIB 等による分析により材料中の重水素保持量、接合部の健全性などを調べる。この結果より、本被覆材の第一壁材料としての適用性について、ミクロスケールでの水素同位体挙動とマクロスケールの材料機械的特性の両面から評価を行う。

2. 実験方法・結果

本年度は、重水素イオンのみ、及び重水素とヘリウムの混合イオンをフェライト鋼 (F82H) をベースとしたタングステン被覆材 (厚さ 0.5 mm、大きさ 10x10 ミリ) に HiFIT 装置を用いて照射し、その重水素吸蔵特性を調べた。イオンのエネルギーとフラックスは、1 keV と $10^{20} \text{ m}^{-2}\text{s}^{-1}$ とし、フルエンスが $\sim 10^{24} \text{ m}^{-2}$ まで照射した。

イオン注入実験に先立ち、特にフェライト鋼中の水分を脱離させるため、500°C まで昇温し脱離温度を調べた (昇温速度: 0.05 K/s)。図 1 に 2 つのサンプルについて調べた結果を示す。どちらも 420 K 付近に水 (M=18) の脱離ピークが存在し、600 K 程度まで昇温するとほとんどすべての水が脱離することが分かった。従って、すべての照射実験用サンプルは、600 K まで加熱して水を脱離させた後照射実験を行なうこととした。

次に、このような熱処理を施した VPS-W に 1 keV の重水素イオンビーム、及び重水素・ヘリウム混合イオンビームを照射し、その後昇温脱離実験を行なった結果を図 2 に示す。重水素・ヘリウム混合イオンビームをタングステンに照射し、重水素吸蔵を調べる実験は多く行なわれているが、ほとんどの実験では、フルエンスが大きい場合 ($> 10^{24} \text{ m}^{-2}\text{s}^{-1}$) は、重水素の蓄積量は He なしの場合と比較して大幅に減少しており、重水素のバルクリテンションをヘリウムバブルが抑制していると考えられている。なお、本実験で使用した質量分析器は、重水素分子とヘリウム原子を分離できないので、質量 4 には重水素分子とヘリウム原子が混在している。

基本的に重水素原子は、DH、D₂、DHO、D₂O の化学形で放出されている。特に、DHO の形での放出

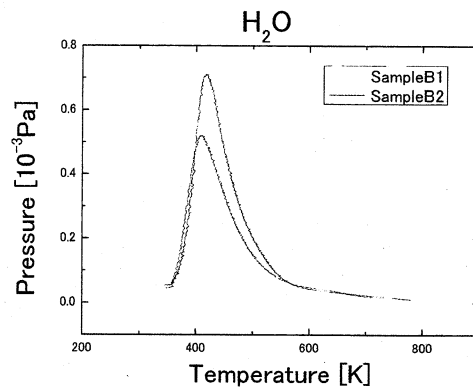


図 1 VPS-W 被覆材から放出される水の昇温脱離スペクトル

が、どちらの照射条件でも多い。このことは、イオンビーム照射前に、酸素がまだサンプル中に多く含まれていることを示唆しており、試料からの酸素の脱離にはさらに高い温度、あるいは長い時間が必要と言える。しかしながら、実験での予備加熱温度 (500°C) を越えた加熱は、タングステンとフェライト鋼の密着性に影響を与える可能性があり、実際には難しい。このように、熱処理した試料においても、酸素が多く混入していると言うことは、実際の核融合炉での使用に際して、残留酸素の処理に関して、注意が必要であることを示唆している。また、質量 4 (D_2 , He) の放出スペクトルは、D 照射と D/He 照射で大きく異なっているが、D/He 混合照射の場合は、He も混じっているのは、はっきりしたことは分からない。

さて、HD と HDO の放出ピークを見ると、どちらも 780K 付近 (500°C 付近) に鋭いピークを持つことが分かる。これ以外には、600 K 付近に D_2O のピークがあり、これらが主な放出ピークである。これらは、バルクタングステンでも見られるピークであり、780 K 付近のピークが鋭い理由は明確では無いものの、W コーティング材でも基本的には、バルク材と同様の温度で D_2 が放出されることが明らかになった。

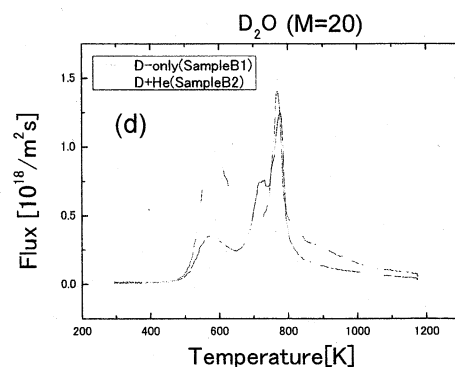
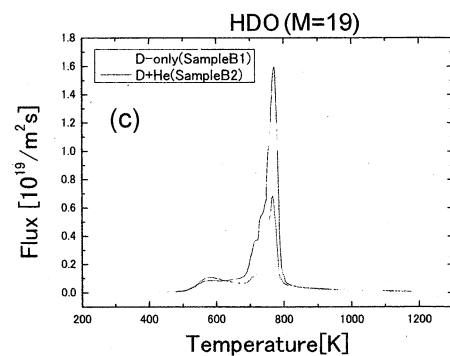
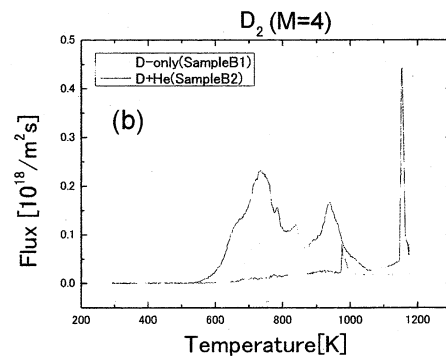
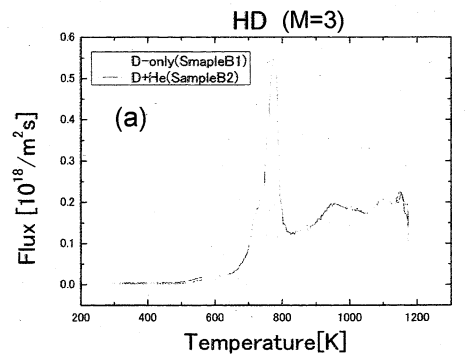
なお、1150 K 付近での鋭いピーク (M=4) の理由は明確ではないが、F82H の変態、もしくは、タングステン層と F82H の密着性の劣化などが関係している可能性がある。

3. まとめと今後の課題

今年度は、昇温脱離装置を整備して、F82H へのタングステン被覆材料に対して、重水素イオンビーム、及び重水素・ヘリウム混合イオンビームを照射して、重水素の蓄積挙動を調べた。来年度は、フルエンスや温度等のパラメータを変化させて、より詳しい成果を得る予定である。

4. 研究成果発表

H22 年度は特になし。



プラズマ対向壁面上に形成される不純物再堆積層の 剥離に関するナノスケール解析

核融合科学研究所 ヘリカル研究部 時谷 政行

【目的】

プラズマ閉じ込め装置の対向材料表面は粒子負荷/熱負荷を受けるため、微細欠陥の形成、スパッタリング損耗、堆積層の形成といった物理過程が発生する。特に、堆積層は物理的に不安定であり、粒子/熱負荷を受け続けることで剥離に至る可能性がある。将来の核融合炉では定常的なプラズマ運転が不可欠であり、堆積層の剥離によるプラズマへの望まれない不純物混入を防ぐ必要がある。不純物の発生は図1に示す①～⑤の過程にまとめられる。①から⑤に行くにつれてミクロスケールからマクロスケールの現象に移り変わっていく様子がわかる。すなわち、巨視的な現象の理解には微視的な視点が不可欠となってくることを意味しており、マルチスケールのプラズマ壁相互作用に関して、各スケールで行われている研究の連携を図りながら総合的にプラズマ・壁相互作用を理解することが必要である。本研究は特に現象の出発点である上記①～③の段階に着目し、透過型電子顕微鏡(TEM)を用いた堆積層のナノスケール構造解析から、その成長過程を原子レベルで明らかにすることを目的とした。

核融合科学研究所の大型ヘリカル装置(LHD)では、長時間放電において突発的な Fe 不純物の増加により、プラズマが放射崩壊に至る現象が確認されている。これは、真空容器壁第一壁面上に形成された Fe, C, O などを含む共堆積層の剥離による可能性が懸念されている。本実験では、LHD 第一壁上に堆積する不純物堆積層のナノスケール解析を行い、堆積層の剥離に関して詳細な解析を実施した。昨年度までの研究で、堆積層の断面微細構造と定性的な炭素不純物の飛来方向、および高エネルギー中性粒子の壁面への入射についての知見が得られている。今年度は、これらに加え、nano-geological diagnosis を用いた堆積層形成機構の時系列に沿ったモデル化と堆積層剥離の抑制法の考察、および炭素不純物の飛来方向に関する解析を実施した。

【実験方法】

昨年度と同じく、2007 年度のプラズマ実験において、真空容器内壁に設置した 4 枚の Si 試料 (No.1~4)上に堆積した不純物堆積層を分析対象とした。設置場所は図1に示す。No.1, No.2, No.4はダイバータアレイから約 20cm の場所であり、No.3の試料は直線距離で80cmほど離れた場所となる。Si試料のサイズは10x20x1mm³であり、スローカットで適切なサイズに切断後、プラズマ・材料力学部門設置の走査型電子顕微鏡(SEM)による表面観察、集束イオンビーム加工観察装置(FIB)によるナノ加工、透過型電子顕微鏡(TEM)による断面構造解析を実施した。今年度はこれに加えて、日立ハイテクノロジーズ社の協力を得て、走査型透過電子顕微鏡(STEM)による堆積層の構成元素分布の導出も実施した。

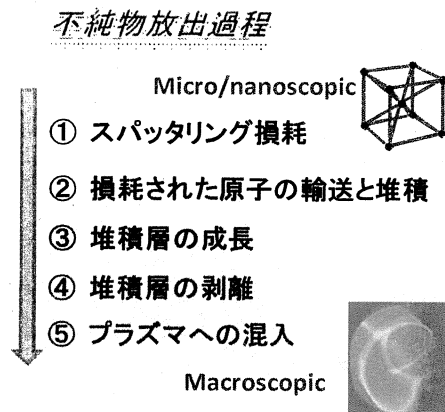


図 1. プラズマ閉じ込め装置での不純物放出過程

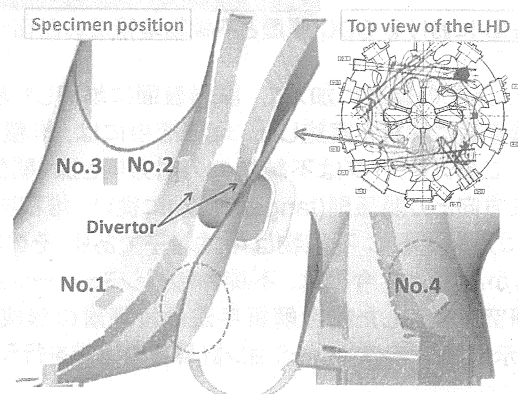


図 2. Si 試料(No.1~4)の LHD 第一壁上での設置位置

【実験結果および考察】

図3にSTEMにより撮影した堆積層の断面ナノ構造の明視野像(BF像)とC, Fe, OのEDX分析による組成分布, および2007年度のLHDにおける主にグロー放電洗浄(GDC)の実施時間の履歴を示す。LHDではNe-, He-, H-による3種類のGDCが実施されている。不純物堆積層において、特にFe層はGDC中に、C層は主放電中に形成されることが過去の研究よりわかっているため、堆積層の形成過程をGDC履歴と照らし合わせることで各微細組織の形成機構を考察することができる。本手法を当グループでは nano-geological diagnosis と呼んでいる。右のTEM像の赤枠で囲んである部分の拡大図が左列のSTEM(BF)像とC, Fe, OのEDXマッピング像に対応し、図の左手がSi基盤, 右手が堆積層の最表面側である。つまり、左から右に移るにつれて時系列的に堆積層の形成が進行していることになる。LHDでは、真空排気直後に実施されるNe-GDC時にFeを含む金属系の堆積層が多量に形成されることがわかっているが、8/30~9/4にかけて実施されたNe-GDCでは図中に示す左側の2つのFe層が形成されたと考えられる。このFe層はOを含むアモルファスに近い共堆積層であり、元々1つのFe層であったが、BF像中に極めて明るく見える領域で2つに分離されている。つまり、この層の内部で剥離が生じており、そこを起点として上方の堆積層全体に隆起が発生している。一方、主放電時にはCを中心とした堆積層が形成されるため、11/30~12/1にかけてNe-GDCが再び実施された時を除けば、主にCを中心とした堆積層が形成される。本結果より、Feを含む金属の堆積層が堆積層剥離の起点となっていることがわかる。したがって、堆積層剥離を抑制するためにはGDCの時間を最適化し、Fe堆積層の形成量を極力抑えることが重要である。

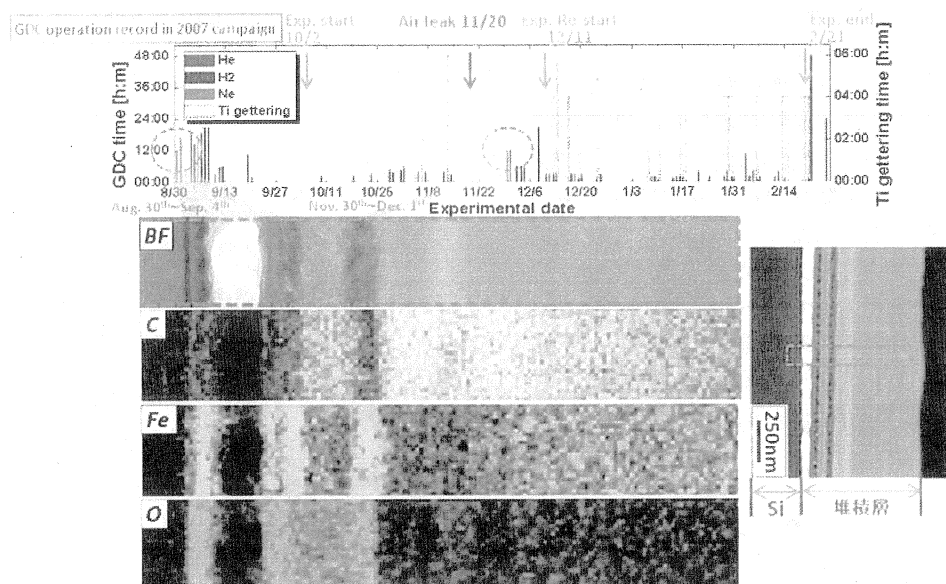


図3. LHDにおけるGDC履歴と不純物堆積層の断面ナノ組成分布の明視野(BF)像とEDXによる元素マッピング

また、上記の結果に加えて、試料表面に堆積した炭素不純物の試料への入射方向に関して、堆積層中の微細構造を基に解析を実施した。堆積層中には、堆積方向に起因すると考えられる微細なストライプが確認されており、このストライプは不純物の入射方向と深く関係していると考えられる。ストライプの傾斜角度と堆積物質の飛来方向との関係則(tangent rule)に従い、堆積物質の飛来方向の同定を行った結果、図2のNo.1およびNo.2に飛来するC不純物は中性粒子であり、その起源は最も近いダイバータタイルからの可能性が高いことが明らかとなった。今後は、不純物輸送シミュレーションとの比較を実施し、詳細な解析を行う予定である。

本研究で実施した構造解析手法は堆積層の形成や不純物輸送研究にとって極めて重要な知見をもたらすことが示された。シミュレーション計算との比較を行うことでさらなる研究の進展が期待できる。

【成果報告】

Study of the impurity generation and transport in the LHD vacuum vessel by using nano-geological diagnosis, M. Tokitani et al., 12nd Collaborative Forum between Shizuoka University and the National Institute Fusion Science (NIFS), Feb. 15, 2011, Shizuoka-Univ.

プラズマ照射による炭素タイル表面の損耗・再堆積と水素同位体蓄積

徳島大学大学院ソシオテクノサイエンス研究部 大宅 薫

(1) 研究概要

炭素材料から放出された炭素原子や炭化水素分子のプラズマ中での輸送と再堆積現象は、ITER の初期フェーズで使用される CFC ダイバータ板の寿命と炉内に蓄積されるトリチウムの安全許容量の観点から重要な問題である。ITER 炉壁の損耗と炭素再堆積量、トリチウム蓄積量を正確に評価するには、放出された炭素不純物が装置内の何処でどの程度発生し、何処に分布して堆積するのかを知る必要がある。本研究の目的はこれら不純物が発生し、炉内の大域的な輸送を経て、再堆積するまでの過程を実磁場配位・実形状プラズマにおいてシミュレーションすることである。本研究では特に、高粒子束プラズマに晒されるダイバータ板における損耗と再堆積について計算した。

(2) ITERダイバータ板のスパッタリング損耗

CFC ダイバータ板の損耗には燃料(重水素 D とした)イオンのほか、不純物炭素(C)とヘリウム(He)イオンによる定常放電時のスパッタリングによるものだけを考えた。物理スパッタリングによる損耗率は二体衝突近似の EDDY コードで計算し、化学スパッタリングには、入射エネルギー、入射粒子束、材料温度依存する Roth の経験式を用いて計算した。物理スパッタリングは入射イオン種、入射エネルギーと入射角に依存するので、周辺プラズマコード SOLPS で計算されたダイバータ・ターゲット付近のプラズマパラメータをデータとして使用した。図 1(a),(b)に、それぞれ内側ターゲットと外側ターゲットの損耗率と損耗粒子束の分布を、物理スパッタリングと化学スパッタリングに分けて示した。ターゲット表面の温度には、厚さ 1cm の CFC を仮定して計算された分布を使用した。内側、外側ターゲットともにストライク点(Separatrix)付近の損耗が大きいが、内側ではその主な寄与は化学スパッタリング、外側では物理スパッタリングに因ることが分かる。その分布は、内側では D 粒子束と表面温度分布に依存し、外側ではそれに入射イオンエネルギーの影響が加わる。

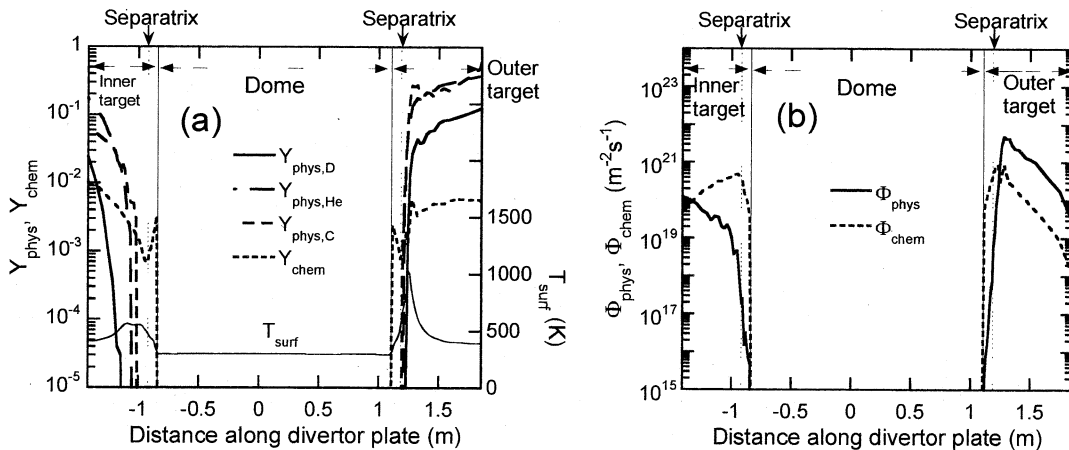


図 1. 物理スパッタリングと化学スパッタリングによる(a)損耗率と(b)損耗粒子束分布

(3) ダイバータ中の炭素不純物の輸送

図 2 (a),(b)は、ダイバータ内の炭素不純物の分布である。放出された炭素不純物(化学スパッタリングではメタン CD_4 が放出される仮定した)は、ダイバータ内のイオンや電子との衝突によって、電離、解離、再結合によって、様々な炭化水素分子(イオンや中性粒子)や価数の異なる炭素原子イオンとなって輸送する。イオン化した不純物粒子はラーモア回転し、プラズマイオンとの摩擦とプラズマ温度勾配による力を受け、磁力線に垂直な方向にも拡散しながら、最終的には、プラズマ対向壁の

何処かに再堆積する。図中の炭素強度分布は、物理スパッタリングと化学スパッタリング、それぞれで発生したすべての粒子種を積算した結果であり、個々の不純物がダイバータ内の各メッシュ内を通過する時間の積分値を強度分布として示したものである。物理スパッタリングと化学スパッタリングで大きな違いがあり、物理スパッタリングで放出された炭素はストライク点の上側の SOL 領域に分布し、磁力線に沿って炉内広範囲に輸送され、第一壁にも炭素堆積層ができる可能性があることを示している。これに対して、化学スパッタリングで放出された炭化水素は主にプライベート領域に留まり、内側、外側ともターゲット下側とドーム領域に局所化される。これら、物理スパッタリングと化学スパッタリングの違いは、それらの原子分子過程の違いと放出粒子のエネルギーの違いに因る。

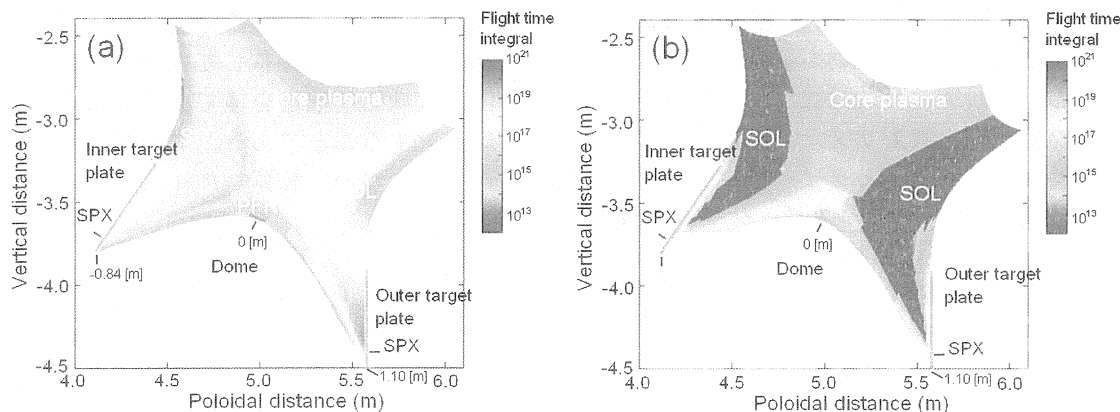


図 2. (a) 物理スパッタリングと(b) 化学スパッタリングによる損耗炭素不純物分布

(4) ダイバータ板の炭素再堆積分布

図 3 に、炭素再堆積粒子束の内側ターゲット、ドーム、外側ターゲット上での分布を示す。物理スパッタリングに起因する炭素の再堆積、は内側ターゲットと外側ターゲットで非対称で、外側ターゲット上に大きな広い分布を作ることが分かる。化学スパッタリングについては内側と外側での差異は小さく、ドーム領域にも堆積層を形成する。

(5) まとめと今後の課題

ITER 実磁場配位・実形状プラズマにおける炭素不純物の発生と輸送、さらに炉壁の再堆積分布を計算した。この結果からダイバータ板へのトリチウム蓄積速度を見積もるには、炭素再堆積層へのトリチウム照射による蓄積率のデータが必要である。これまでに測定された重水素の蓄積率は材料温度、入射エネルギー、入射粒子束に依存し、測定条件によってかなり大きなバラつきがある。さらに、炭素再堆積層はプラズマイオンの照射によって再損耗する。この再損耗率は元の CFC 材料に比べて物理スパッタリング、化学スパッタリングともかなり大きいことが予想される。これらの基礎量の評価が今後の課題である。

研究協力者 徳島大院：坂東正隆、九大応力研（筑波大）：坂本瑞樹

成果発表

- [1] M. Bando, K. Ohya, Modeling of Impurity Transport in Edge Plasmas and Tritium Codeposition on Plasma Facing Walls in ITER, 9th International Conference on Tritium Science and Technology, 3P07-48, Nara, Oct. 2010.
- [2] M. Bando, K. Ohya, Modeling of impurity release, transport and deposition on plasma facing components in ITER, 20th International Toki Conference, P1-57, Toki, Gifu, Dec. 2010.

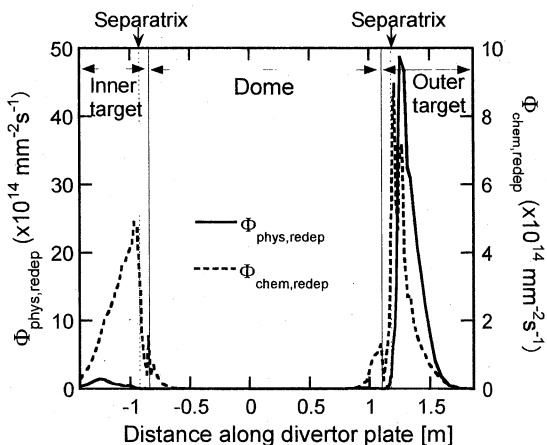


図 3. 物理スパッタリングと化学スパッタリングによる炭素再堆積粒子束分布

プラズマ・壁相互作用における巨視的中性粒子輸送に関する研究

筑波大学プラズマ研究センター 中嶋洋輔

1. 目的

磁場閉じ込めプラズマにおける粒子およびエネルギー閉じ込めの評価には、プラズマ中の中性粒子の挙動に関する情報は重要である。特にプラズマ壁相互作用は、その時間・空間スケールが幅広いレンジにわたっているため、非常に多岐にわたる興味深い研究対象が存在する。研究代表者らは、これまで定常トカマク実験装置 TRIAM-1M 及び小型プラズマ壁相互作用実験装置 CPD におけるH α 線計測、2次元イメージ計測並びに中性粒子輸送モンテカルロシミュレーション解析に基づいて、長時間定常プラズマにおける中性粒子の挙動解析を進めてきた。

本研究の目的は、上記成果を踏まえて、タンデムミラー装置及び、球状トカマク装置における中性粒子輸送モンテカルロシミュレーション解析に基づき、プラズマ壁相互作用環境下における中性粒子挙動について調べ、特にプラズマ壁相互作用のマクロスケールな局面に関する知見を得ることである。

2. 中性粒子輸送モンテカルロコード「DEGAS」

DEGASコードとは、任意の体系のプラズマをメッシュモデルで近似することにより、プラズマ中の中性粒子の密度・温度分布等をモンテカルロ法に基づいて求めるシミュレーションコードである。^[1] 本計算機コードを用いた中性粒子輸送シミュレーションは、これまでガンマ 10 のセントラル部のような軸対称な体系でメッシュを作成し、解析・研究が行われてきた。^[2-4] DEGAS を用いた3次元体系での中性粒子輸送シミュレーション計算が近年開始され、現実のモデルに則した3次元シミュレーションが出来るようになった。^[5, 6] トカマクプラズマにおいても、数年前からモデリングが行われており、JT-60U における H-mode プラズマにおける中性粒子挙動の研究が進められている。^[7]

3. タンデムミラーにおける DEGAS を用いた中性粒子輸送シミュレーションと

ガンマ 10 タンデムミラーでは、電子サイクロトロン加熱(ECH)によって、軸方向の閉じ込め電位の形成(P-ECH)とセントラル部の電子加熱(C-ECH)を行っている。これらの ECH 実験において、各 ECH の時間帯にプラズマ性能の劣化が観測されることがある。また、それらのプラズマ性能の劣化は、リミター径に依存性があることが分かった。ここでは、プラズマ・壁相互作用の観点から、プラズマ性能の劣化のメカニズムについて考察を行い、各 ECH の効果的な運用に必要なリミター径の最適値を調べることを目的として、DEGAS シミュレーション解析に基づいて、リミター径に対する水素リサイクリング量の変化を検証した。

図1は、ガンマ10 セントラル部の真空容器及び内蔵物の配置と DEGAS に適用した3次元メッシュモデルの図を示します。ガンマ 10 で

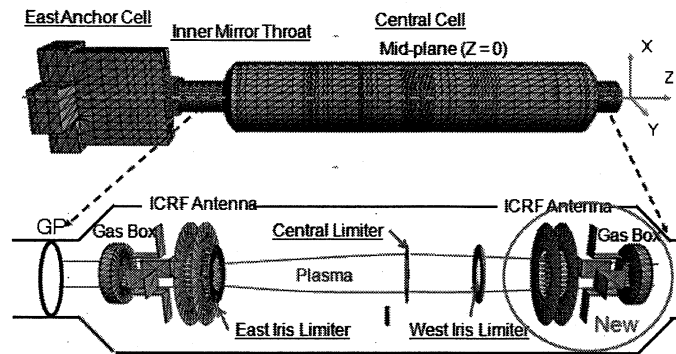


図1 ガンマ10の真空容器と内蔵物の配置と DEGAS に用いた3次元メッシュモデル

は従来セントラル部ミッドプレーン近傍から東側(Z座標でマイナス方向)にメッシュを作成していたが、図から判るように西側に向かってセントラル部西端までモデル化を進め、西側のアイリスリミターに加え、ICRF アンテナやガスボックスまで導入されている。

図2は、DEGAS シミュレーション解析に基づいて得られたセントラル部における粒子生成量のリミター径依存性であり、プラズマが消滅した場合に比べて、20~30%の粒子生成量の増加で、プラズマの消滅が回避できることが分かった。これにより、DEGAS コードを用いて、プラズマ生成量の全量を評価することにより、中性粒子輸送シミュレーションが実験条件の最適化のための有効な手段となり得ることが分かった。

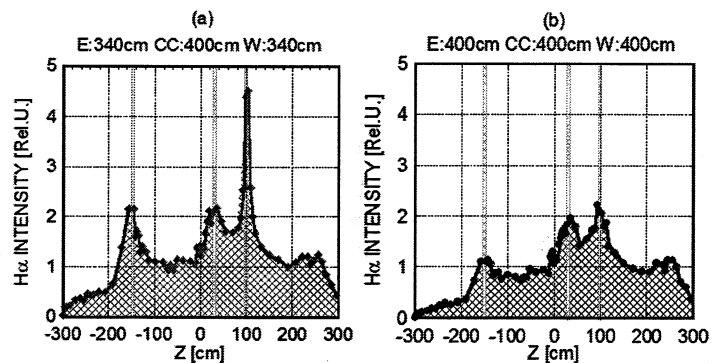


図 2 DEGAS シミュレーション解析に基づく粒子生成量のリミター依存性
(a)リミター径 340mm, (b)リミター径 400mm.

4. 参考文献

- [1] D. Heifetz, D. Post, M. Petravic *et al.*, J. Comput. Phys. **46** (1982) 309.
- [2] Y. Nakashima, K. Yatsu, K. Tsuchiya, *et al.*, J. Nucl. Mater. **196-198** (1992) 493.
- [3] Y. Nakashima, N. Yamaguchi, K. Yatsu, *et al.*, J. Nucl. Mater. **220-222** (1995) 580.
- [4] Y. Nakashima, *et al.*, J. Nucl. Mater. **241-243** (1997) 1011.
- [5] D. P. Stotler, *et al.*, Phys. Plasmas **3** (1996) 4084.
- [6] Y. Nakashima, Y. Higashizono, *et al.*, J. Plasma Fusion Res. SERIES **6** (2004) 546.
- [7] Y. Nakashima, Y. Higashizono, *et al.*, J. Phys.: Conference Ser. **123** (2008) 012029.

5. 研究成果

1. K. Hosoi, *et al.* 8th Int. Conf. on Open Magnetic Systems for Plasma Confinement July 5-9th 2010, Novosibirsk, Russia Poster No. 18.
2. 細井克洋, 中嶋洋輔, 小林進二, 他 プラズマ・核融合学会第27回年会, 2010年12月, 札幌 02P46.
3. 米永理央, 中嶋洋輔, 他 プラズマ・核融合学会第 27 回年会, 2010 年 12 月, 札幌 01P31.
4. 細井克洋, 中嶋洋輔, 小林進二, 他 境界層プラズマ等合同研究会, 2011年1月, 核融合科学研究所
5. 中嶋洋輔, 小林進二, 他 境界層プラズマ等合同研究会, 2011 年 1 月, 核融合科学研究所

6. 研究組織

研究代表者	中嶋洋輔	筑波大学プラズマ研究センター	准教授
研究協力者	米永理央	筑波大学大学院数理物質科学研究科	院生
研究協力者	細井克洋	筑波大学大学院数理物質科学研究科	院生
研究協力者	小澤博樹	筑波大学大学院数理物質科学研究科	院生
研究協力者	武田寿人	筑波大学大学院数理物質科学研究科	院生
研究協力者	石井 貴	筑波大学大学院数理物質科学研究科	院生
研究協力者	坂本瑞樹	九州大学応用力学研究所	准教授
研究協力者	図子秀樹	九州大学応用力学研究所	教授

プラズマ・壁相互作用による材料損傷プロセスのマルチスケールモデリング

京都大学エネルギー理工学研究所 森下和功

1. はじめに

核融合炉で使用されるプラズマ対向壁材料は、プラズマからのイオンや高エネルギー中性子による照射を受けて劣化する（照射損傷）。このような現存しない核融合環境下における材料劣化を予測するためには、既存の核分裂炉やイオン加速器等の代替照射場を用いざるを得ない。しかし、それらの代替照射場の照射能力は、実際の照射環境とは大きく異なる。また、材料の照射損傷プロセスは、原子のはじき出しに起因し、材料のマイクロ組織変化、マクロな材料特性変化へとつながる時間的にも空間的にも広範囲に及ぶ現象である。そのため、それぞれのスケールに適した解析手法を相補的に用いて評価する必要がある（マルチスケールモデリング）。

本研究では、プラズマ対向候補材料である W 中のボイド（空孔集合体）の形成プロセスに着目し、モンテカルロ法を用いて、その照射場依存性の理論的評価を行った。また、計算を行うために必要な欠陥のエネルギー論は分子動力学法を用いて、マトリクス中の欠陥濃度は反応速度論を用いて算出した。

2. 方法

ボイド形成において、臨界サイズに満たないボイド（エンブリオ）はエネルギー的に不安定であり、平均的には収縮へと向かう。しかし、実際には臨界サイズを超えて安定に成長するボイドが存在する。本研究では、モンテカルロ法を用いて統計的なゆらぎの効果を考慮することで、ボイド核生成プロセスについても正確に取り扱うことが出来るモデルを構築した。

本研究で用いたモデルでは、1つのボイドに着目し、そのボイドに対して空孔と格子間原子が流入及び流出する4つの事象を考慮した。それぞれの事象の発生確率は、欠陥フラックスの割合に比例するため、乱数を用いてその確率に従って実際に起こる事象を決定した。

計算結果の例を図1に示す。図1はボイドサイズの時間変化を表しており、ボイドが臨界サイズを超えて安定に成長し始めるまでにかかる時間をボイド核生成の潜伏期間と定義した。このボイド核生成の潜伏期間をもとに、核生成率（単位時間あたりに生成するボイド核の数）を算出し、評価を行った。

3. 結果・考察

まず、モンテカルロ法を用いて様々な照射条件でボイド核生成の解析を行った。図2にボイド核生成率の温度、損傷速度（dpa/s）依存性を示す。ボイド核生成にはピーク温度が存在することが明らかになった。これは、低温では材料中の空孔が動きにくく、高温ではボイドが熱的に不安定になるためである。また、核生成のピーク温度は損傷速度が速いほど高温側へシフトするという結果が得られた。

次に、本研究モデルを用いて得られた結果と従来理論（定常核生成モデル[1]）の比較を行った。図3は本研究モデルを用いて得られた核生成率の空孔フラックス依存性を表している。ここで、従来理論が成り立つならばプロットした結果が傾き1の直線になる。低温では従来理論と矛盾がない結果が得られたが、高温では傾きのずれが大きくなり従来理論とは矛盾が生じた。これは、高温ではボイドが熱的に不安定となり、臨界サイズが大きくなるためである。Wは高温での使用が検討されているため、本研究モデルのように照射条件に応じた臨界サイズを考慮する必要がある。

さらに、転位線を想定したシンク強度を変化させて解析を行った。図4は高シンク条件での核生成率

の温度・損傷速度依存性を表している。また、図2は低シンク条件での計算結果である。高シンク条件では、核生成率が大きく低下し、ピーク温度が低温側へとシフトしている。また、核生成率のピークの絶対値が損傷速度によらずほぼ一定になっており、低シンク条件とは異なる。これは、照射される材料の状態によっても、ボイド核生成の照射場依存性が異なることを意味している。

本研究で得られたこれらの解析結果は実験結果と定性的には一致している。今後、本研究モデルで得られたボイド核生成の情報をより大きなスケールの解析を得意とする反応速度論等へ引き継ぐことで、代替照射場を用いたより高精度な材料劣化の予測を行うために必要な知見が得られることが期待される

参考文献

- [1] L.K.Mansur, Mechanism and kinetics of radiation effects in metals and alloys. In G R Freeman, editor, Kinetics of Nonhomogeneous Processes, 377

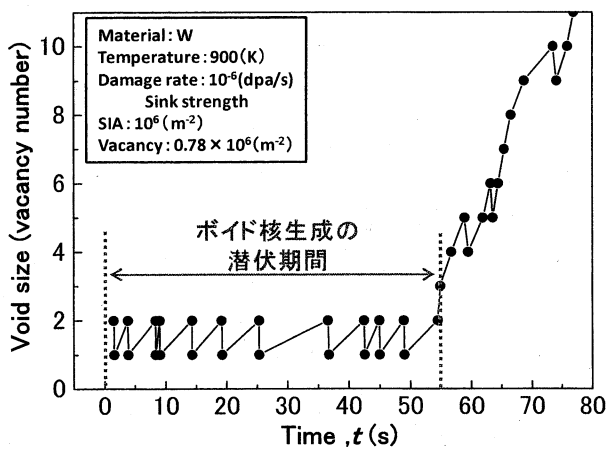


図1. ボイドサイズの時間変化

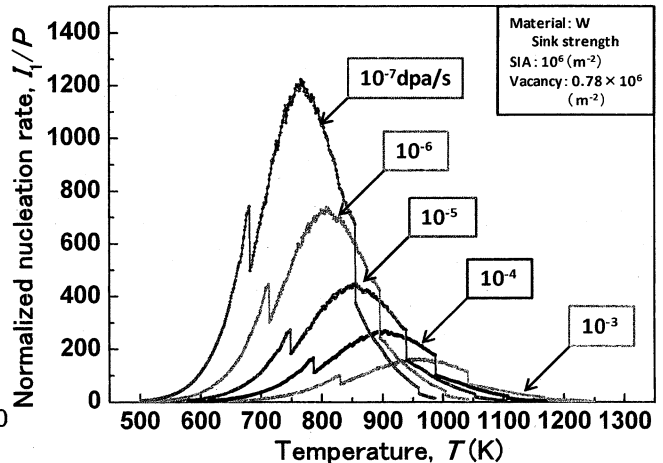


図2. ボイド核生成率の温度・損傷速度依存性 (低シンク)*縦軸は損傷速度で割って規格化

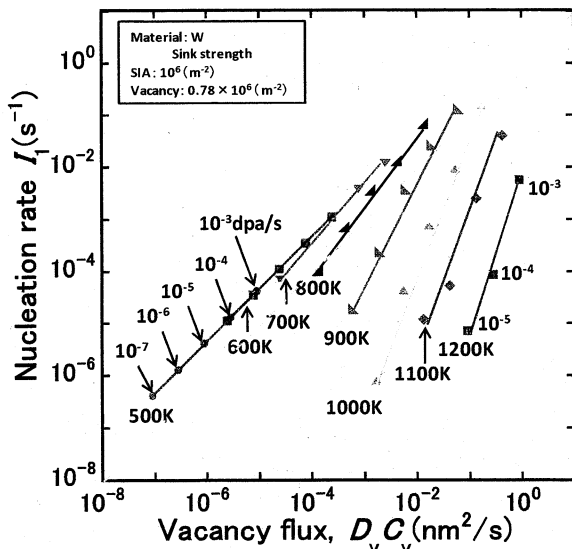


図3. ボイド核生成率の空孔フラックス依存性 (従来理論[1]との比較)

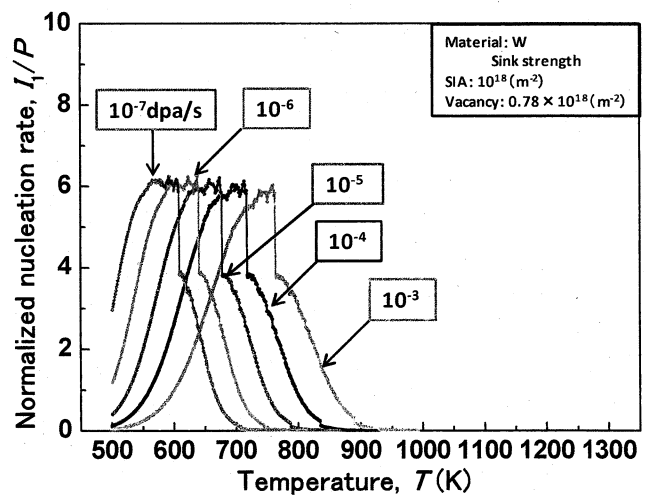


図4. ボイド核生成率の温度・損傷速度依存性 (高シンク)*縦軸は損傷速度で割って規格化

「マルチスケールでのプラズマ・壁相互作用の理解」

森下和功¹, 坂本瑞樹², 大貫惣明³, 金田保則⁴, 石野 栞⁴, 芦川直子⁵, 加藤太治⁵,
 時谷政行⁵, 渡辺淑之⁶, 山本泰功⁶, 徐 虬⁷, 上田良夫⁸, 宮本光貴⁹,
 岩切宏友¹⁰, 星野一生¹¹, 大澤一人¹², 吉田直亮¹², 渡辺英雄¹²

1)京大エネ理工研, 2)筑波大数物, 3)北大工, 4)東大工, 5)核融合研, 6)京大エネ科,
 7)京大原子炉, 8)阪大工, 9)島根大総理工, 10)琉球大教育, 11) JAEA, 12)九大応力研

1. はじめに

核融合炉材料は一般の工業材料とは異なり、核融合反応によって生成する中性子やイオン等の高エネルギー粒子の照射を受ける過酷な環境に曝される。このような照射環境下における材料劣化（照射損傷）は、材料の機能喪失を引き起こすばかりでなく、プラズマの安定性にも影響を及ぼす。現存しない核融合環境下における材料挙動を予測するためには、核分裂炉やイオン加速器等の既存の代替照射場を用いざるを得ない。これらの代替照射場は、材料への入射フラックス、入射エネルギー、入射粒子等の照射場の特性が核融合環境とは大きく異なるため、材料劣化と照射場の関係を明らかにする必要がある。また、材料の照射損傷プロセスは原子のはじき出しに起因し、材料組織変化、材料特性変化へとつながる時間的にも空間的にも広範囲に及ぶ現象である。

本研究の目的は、マルチスケールな照射下材料挙動を精度よく予測することで材料の照射損傷がプラズマの安定性に与える影響を明らかにすることである。そのためには、材料の照射損傷プロセスを様々な数値解析手法や実験的手法を用いて評価する材料研究者とプラズマ研究者との密接な連携が不可欠であり、応用力学研究所共同研究の機会を利用し、「マルチスケールでのプラズマ・壁相互作用の理解」研究会を開催した。

2. 内容

今回は、京都大学エネルギー理工学研究所の共同利用研究会「核融合炉材料中の照射損傷プロセスのマルチスケールモデリング」と合同で、2011年3月16日-17日九州大学応用力学研究所において標記ワークショップ第10回検討作業会「マルチスケールでのプラズマ・壁相互作用の理解」を開催した。本研究会では、様々な理論解析法（バンド計算、第一原理計算、分子動力学法、モンテカルロ法、反応速度論等）や実験（加速器照射、中性子照射）による核融合炉材料の照射損傷に関する最近の研究結果を発表し、それらを連携させてどのように研究を展開していくべきかを議論した。また、学際領域であるプラズマ・壁相互作用（PWI）を理解するために不可欠である材料研究者とプラズマ研究者との交流を図る貴重な機会となった。

本研究会の資料及び議事録を報告書としてまとめた（「核融合炉材料中の照射損傷過程のマルチスケールモデリング」第9回検討作業会、第10回検討作業会資料集 Vol.6）。

今後もそれぞれの専門領域に捉われず、様々な解析手法を用いて評価を行う研究者との連携を継続していくことで、他の専門領域とのつながりを意識した研究が展開され、マルチスケールなプラズマ・壁相互作用の理解が深まることが期待される。

D-He 混合プラズマ照射したプラズマ対向材料の微視的損傷と その重水素吸蔵特性への影響

島根大学総合理工学部 宮本光貴

1. はじめに

プラズマ対向材料中の水素同位体吸蔵特性は、ヘリウム関連欠陥の影響を強く受けることが指摘されている。しかしこれまで報告されている実験条件はごく限られたもので、実機環境下で問題となる複合的なプラズマ照射環境における系統的な研究は少ない。そこで本研究では、タングステン中の重水素保持に与えるヘリウム照射の影響を定量的に評価し、微視的観点から保持・放出メカニズムに関する知見を得ることを目的とした。

2. 実験方法

粉末焼結タングステン（株ニラコ社製）を応力除去のため 1173K, 30min の真空焼鈍を施したものを試料とした。PWI 模擬実験装置 APSEDAS を用いてヘリウムプラズマ ($E \sim 10\text{eV}$, $\Gamma_1 \sim 3 \times 10^{22} / \text{m}^2\text{s}$, $\Phi = 10^{22 \sim 25} / \text{m}^2$) に試料を曝露後、 $3\text{keV} \cdot \text{D}_2^+$ ($1.5\text{keV} \cdot \text{D}^+$ に相当) を $10^{21} / \text{m}^2$ まで照射した後に、昇温脱離ガス分析 (TDS) 実験を行った。また、ヘリウム照射効果をより詳細に調べる目的で、制御された系における $3\text{keV} \cdot \text{He}^+$ 、および $3\text{keV} \cdot \text{D}_2^+$ による逐次イオン照射実験を行った。TDS 実験では、高分解能四重極質量分析計を用いて、ヘリウム、重水素の僅かな質量差を分離して測定した。さらに重水素吸蔵特性に与える微視的損傷組織の影響を評価するために、TEM による試料の微細組織観察も併せて行った。

3. 結果および考察

図 1 は、APSEDAS を用いてヘリウムプラズマに曝したタングステン試料における、重水素イオン照射後の昇温脱離スペクトルを示す。ヘリウムプラズマ予照射を行っていない試料からの脱離スペクトルと比較すると、ヘリウムプラズマ予照射量の増加に伴い、放出ピークが減少している様子が分かる。図中には、重水素の総放出も同時に示しているが、 $\Phi = 10^{25} \text{He}^+ / \text{m}^2$ のヘリウムプラズマ予照射した試料では、予照射なしのものと比較して 1/5 程度にまで重水素保持量が減少している。このようなヘリウムプラズマ曝露による重水素保持量の著しい減少は D+He 混合プラズマに曝したタングステン試料についても観察されており、ヘリウムに起因した欠陥の影響が指摘されている。TEM による照射試料の断面微細組織観察

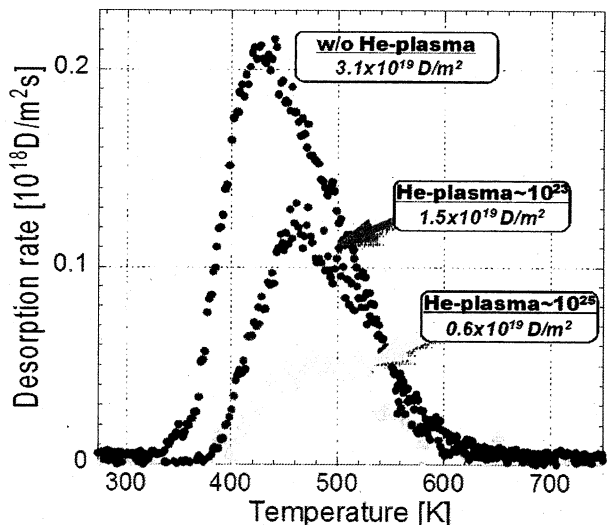


図 1 ヘリウムプラズマ予照射したタングステンにおける 3keV 重水素イオン $10^{21} / \text{m}^2$ 照射後の重水素昇温脱離スペクトル。

では、ヘリウムの飛程を遥かに超えた比較的深部にまで高密度のヘリウムバブルの形成が確認され、隣接したバブル同士が合体し巨大なクラスターを形成していると評価された。この結合したバブルが表面に到達することで重水素の脱離パスとして機能し、重水素保持が減少したと考えられる。一方、ヘリウムイオンによる予照射や追照射によっても、重水素保持・放出特性に大きな影響が観察された。図 2 には、 $3\text{keV} \cdot \text{He}^+$ を $10^{21} \text{He}^+ / \text{m}^2$ まで予照射、あるいは追照射した際の重水素昇温脱離スペクトルを示して

いる。イオン照射においては、予照射により放出ピークの増大とピーク温度の高温側へのシフトが観察された。これは、ヘリウムの飛程が長いこと、また照射量が比較的少ないことにより試料表面にまで及ぶヘリウムバブルの巨大クラスターの形成に至らず、単に重水素の強いトラッピングサイトとして機能したことによると考えられる。また、ヘリウムイオン追照射においては、放出ピークの減少と放出温度の高温側へのシフトが観察される。重水素照射により形成された転位ループ等の欠陥に弱く捕捉された重水素が、ヘリウムイオン照射により誘起された局所的な擾乱により脱離を促されたものだと考えられた。トラッピングサイトから脱離した重水素の大部分は、ヘリウムイオン追照射中に試料表面から放出し、一部がヘリウムバブル等の強いトラッピングサイトに再捕獲された結果、このような放出スペクトルになったと考えられる。照射量や照射エネルギーの拡張および他の分析手法を取り入れることで、より詳細に検討する必要がある。

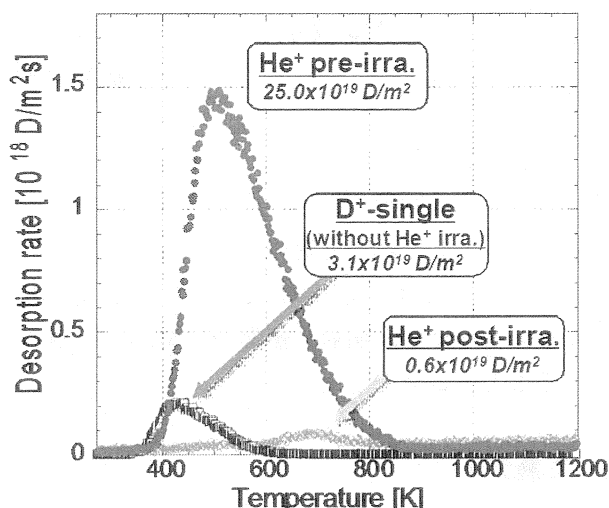


図2 3keV-D₂⁺照射したタングステンの上昇脱離スペクトルに与える3keV-He⁺予照射、あるいは追照射の影響。

今年度まで、APSEDASによる重水素およびヘリウムの単独プラズマ実験やイオンガンを用いた模擬照射を行ったが、今後は、実験条件を拡張し、同時照射も予定している。さらに、照射材の重水素吸蔵特性変化と、微視的損傷組織や表面光学特性の変化との相関を定量的に評価していく予定である。

● 学術論文

- ・ M. Miyamoto, D. Nishijima, M.J. Baldwin, R.P. Doerner, Y. Ueda, Y. Yasunaga, N. Yoshida, and K. Ono, Microscopic Damage of Tungsten Exposed to Deuterium-Helium Mixture Plasma in PISCES and Its Impacts on Retention Property, Journal of Nuclear Materials, in press.
- ・ K. Ono, H. Sasagawa, F. Kudo, M. Miyamoto, Y. Hidaka, Effects of tungsten on thermal desorption of helium from Fe-9Cr-2W ferritic alloy irradiated with low energy helium ions, Journal of Nuclear Materials, in press.

● 学会発表等

- ・ M. Miyamoto, D. Nishijima, M.J. Baldwin, R.P. Doerner, Y. Ueda, Y. Yasunaga, N. Yoshida, and K. Ono, "Microscopic Damage of Tungsten Exposed to Deuterium-Helium Mixture Plasma in PISCES and Its Impacts on Retention Property", 19th International Conference on Plasma Surface Interactions, 2010.5, San Diego, USA
- ・ 宮本光貴, 西島大輔, 上田良夫, R.P. Doerner, M.J. Baldwin, 安永和史, 小野興太郎, PISCESグループ, 「D+He+Be 混合プラズマ照射したタングステンの微細組織と重水素保持特性」, 第8回核融合エネルギー連合講演会, 2010年6月, 高山市
- ・ 迫井佑己, 宮本光貴, 小野興太郎, 坂本瑞樹, 「D, He 複合イオン照射したタングステンにおけるガス吸蔵特性」, プラズマ核融合学会第27回年会, 2009年12月, 札幌市

● 研究組織

研究代表者: 宮本光貴 (島根大学総合理工学部助教)
 所内世話人: 坂本瑞樹 (九州大学応用力学研究所准教授)
 研究協力者: 迫井佑己, 郷原卓, 小野興太郎 (島大総理工)
 吉田直亮, 渡辺英雄 (九大応力研)

ヘリコン波プラズマ(APSEDAS)を用いたマイクロオーダー・ダスト発生および移動現象に関する研究

核融合科学研究所 ヘリカル研究部 芦川 直子

目 的

第一壁の損耗および再堆積に関する問題は、損耗による材料損傷と堆積層による壁リテンション核融合分野でのダスト研究は、将来の ITER 等におけるトリチウム蓄積の問題から大型装置で主体的に行なわれ、採取されたダストの粒子径分布、位置分布およびそれらの組成、形状に関する解析結果が得られている。またカメラ計測による移動現象についても解析が行なわれている。これら大型装置での結果を踏まえ、物理現象として理解するためには小型装置を用いた制御された放電環境下でのデータ補間が必要不可欠である。九州大学・応用力学研究所ではヘリコン波による水素プラズマ生成およびターゲット材の表面変質に関する研究が進められており、プローブ測定などによって電子密度、電子温度、空間電位などが計測されている。このようなパラメータが明確である制御されたプラズマ中において加速されたダストの生成から移動および堆積過程に関する研究を行なうことを希望しており、ヘリコン波プラズマ(APSEDAS)装置を用いた実験を行うために本共同研究に申請した。特に今年度はダストの堆積および水素同位体蓄積に関するデータを得ることを目的として APSEDAS で実施経験のある重水素によるタングステン試料への照射を行うこととした。

実験方法

図 1(a)に示す APSEDAS 装置にタングステン粉末を挿入し、重水素プラズマ照射実験を行った。ヘリコン波の磁場強度は 500G、共鳴周波数は 13.65MHz で入射パワー 5kW であり、プラズマ照射時のエネルギーは 30eV 程度、フルエンスとして $10^{25}\text{D}/\text{m}^2$ 程度であった。ヘリコン波は上部から下部に向かって生成されており、下部の末端に試料ステージがある。その拡大図を図 1(b)に示す。タンタル板によって製作された約 $10\times 10\text{mm}$ 、深さ 2-3mm のトレイにタングステン粉末を載せて照射実験を行った。

図 1(c)のような状態にて約 1 時間程度照射した後、上昇温脱離法 (TDS) にて分析を行った。その結果を図 2 に示す。タングステンダスト粒子からの重水素脱離として 1000K におけるピークの外、800K にて小さなピークが確認される。これまでに Rusinov 氏らが APSEDAS 装置によりバルク・タングステン板 (アライトマテリアル社製) へ重水素照射実験を $2\times 10^{25}\text{D}/\text{m}^2$ にて行った結果 (プラズマ核融合学会 2010 年会にて発表) と比較すると、重水素ガス保持特性として下記のようなことが考えられる。

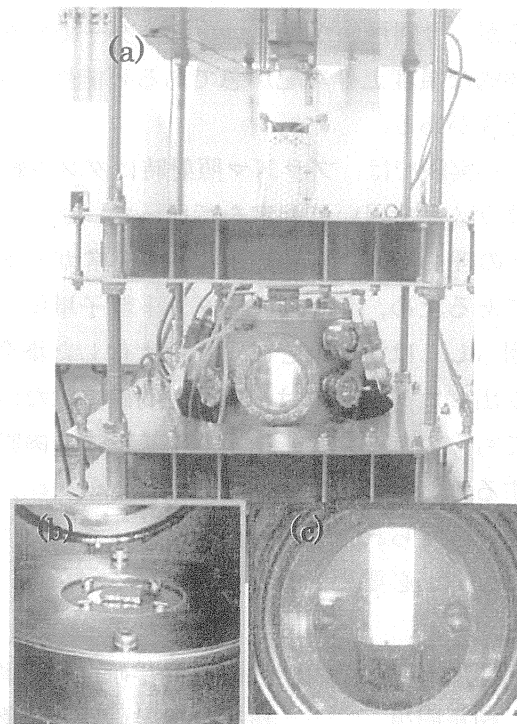


図 1. APSEDAS 装置による重水素照射実験の様子

1) バルク材への照射実験では、材料温度が高くなるにつれてピーク温度が高くなる傾向にあり、例えばベース温度 670K で照射された試料では 900K において強いピークをもち、さらに高いベース温度 (730K) では、900K および 1200K で同レベルの脱離量の二つのピークが得られた。それに対し、粉末ダストにおける結果では 1000K において一つの強いピークが観測された。

2) 温度制御の観点から、バルク材では脱離ターゲットの温度を測定し、TDS の温度調整器にて制御が行なわれるが、粉末ダストの測定の場合、温度評価が可能な場所はダストを載

せているトレイとなる。そのため、一つの可能性として、ダスト粒子の表面温度とトレイの温度に差が生じることが考えられる。

3) 加熱時の材料中への熱拡散を考えた場合、バルク材では非加熱面方向への熱伝達があると考えられるが、今回用いたミクロンオーダーでのダスト粒子ではその効果が低いと考えられる。そのため実効的な温度上昇勾配が急である可能性があり、バルク材に対する重水素入射時とは様子が異なる可能性がある。

また、本実験では、プラズマ照射時にダスト粒子が移動する様子についてもデータを取得するため、可視カメラを用いて測定を行なった。しかしながら、有効なデータを取得することが出来なかった。その理由について検討すると、通常カメラにおける空間分解能は良い条件下でもミリオーダー程度であるため、ミクロンのダスト粒子単体が動いた場合、それを観測することは難しい。これらが集団もしくは熔融などにより巨大化した場合には観測できることもあるが、本実験で照射した後に取り出したダストでは、熔融も明確ではなかった。また、もし周囲にダスト粒子が飛んだ場合においても、ミクロンオーダーの粒子単体を肉眼で見ることでも大変難しく、飛散し再付着した様子を確認することも出来ない。このようなミクロンオーダーのダスト粒子を扱う上での問題点が他の関連実験から得られ、かつ明らかとなったため、今後同様の実験を行う際にはダストの粒子径については再検討が必要であると考えている。

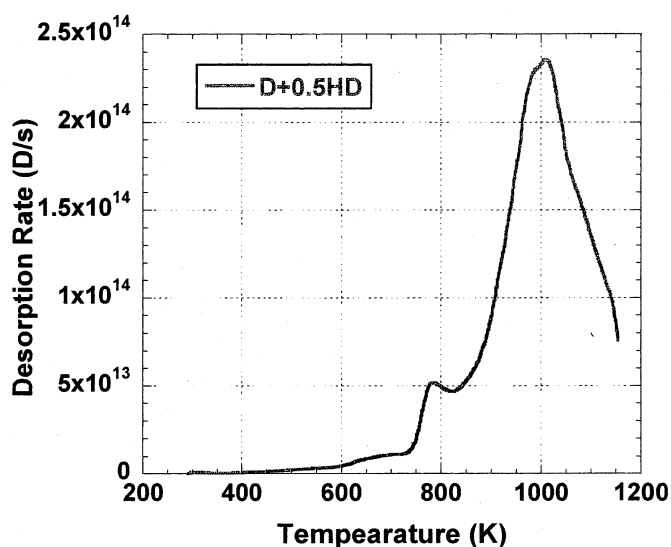


図 2. 昇温脱離法による重水素脱離スペクトル

研究組織

代表者	芦川直子	核融合科学研究所 助教
協力者	相良明男	核融合科学研究所 教授
	庄司多津男	名古屋大学 准教授
	坂本瑞樹	九州大学応用力学研究所・准教授, 現・筑波大学教授 (所内世話人)
	A.A. Rusinov	九州大学総合理工学府
	大山亮平	九州大学総合理工学府

大域的な不純物輸送過程のモデリング

日本原子力研究開発機構 核融合研究開発部門 星野一生

目的

スパッタリング等により発生した壁材料不純物は、周辺・炉心領域の大域的な輸送を経て、炉心に蓄積もしくは固体壁に再堆積する。不純物は、その大域的な輸送において炉心・周辺プラズマと様々な相互作用を起こすため、それらを適切にモデル化し解析コードに取り入れる必要がある。

本研究では、炉心・周辺領域における不純物の大域的な輸送過程の解明を目的とする。そのため、慶応大・畑山グループと申請者が開発した IMPGYRO (対象：高 Z 不純物) や、原子力機構・清水、滝塚らが開発した IMPMC コード (対象：低 Z 不純物) 等の大域的な不純物輸送コードを用いて、実験データ (QUEST、JT-60U 等) の解析を進めると共に、複数コードによる解析結果の比較を行う。これらの結果に基づき、不純物の大域的な輸送過程に対して支配的となる物理機構の解明を行う。また、得られた知見をもとに、不純物輸送モデルの精度向上を目指すとともに、炉心・周辺プラズマコード、損耗・再堆積コード等とを結合し、プラズマ-不純物-壁相互作用の総合的な解析を目指す。

研究成果

昨年度に引き続き、トロイダル回転トカマクプラズマにおける高 Z 不純物の炉心輸送解析を中心に研究を行った。トロイダル回転トカマクプラズマでは、トロイダル回転方向がプラズマ電流に対し同方向のとき外向き (正) の径電場が、逆方向のとき内向き (負) の径電場が形成される。この径電場がクーロン衝突を通して高 Z 不純物輸送に影響を与えることを明らかにした。トロイダル回転トカマクプラズマにおいて、高 Z 不純物は背景プラズマとの摩擦により加速され高エネルギーとなる。この結果、磁気面からのドリフト軌道のずれが大きくなり、粒子軌道に沿って電位が変化する。エネルギー保存を満たすように、この電位変化に対応して粒子速度が変化する。これに伴い、粒子軌道は、外向き電場の場合径方向に広がり、内向き電場の場合縮む。この歪んだ軌道上で高 Z 不純物と背景プラズマとの衝突が起こると、軌道の歪み幅ずつ粒子が径方向に移動し、外向き/内向きピンチが起こる (E_r ピンチ)。この E_r ピンチ速度を評価するために解析モデルを開発した。図は、径電場の強さに対する E_r ピンチ速度を示している。ここでは、トロイダル回転速度 $|V_t|=150\text{km/s}$ 、背景プラズマについては典型的な JT-60U のパラメータ ($n=2\times 10^{19}\text{m}^{-3}$, $T\sim 1.5\text{keV}$, $\nabla T=5\text{keV/m}$) を仮定した。外向き (正) /内向き (負) の径電場に伴い外向き/内向きピンチが起こっている。電場を強くしていくとピンチ効果が減少に転じる。これは、軌道の歪みによる速度変化が、トロイダル回転周波数の変化を通して歪みそのものを抑制する効果を持っており、径電場が強いとこの効果が顕著になるためである。さらに E_r を強くするとこの効果がより顕著になりピンチ方向が逆転する。このモデル検証のために高 Z 不純物輸送コード IMPGYRO によるモンテカルロ (MC) シミュレーションを行った。その結果、図に示す通り E_r が強い場合のピンチ方向の反転まで含め非常によく解析モデルの結果を再現することができ、モデルの妥当性が確認できた。

昨年度開発した PHZ モデル (inward Pinch of High-Z impurity due to the ionization/recombination processes, トロイダル回転トカマクプラズマ中における高 Z 不純物に働く電離・再結合過程に起因した内向きピンチ機構) と合わせ、今後 JT-60U で観測されたトロイダル回転に伴うタングステン不純物の炉心への蓄積機構の解析や ITER、原型炉等における高 Z 不純物の蓄積量評価を進めていく。

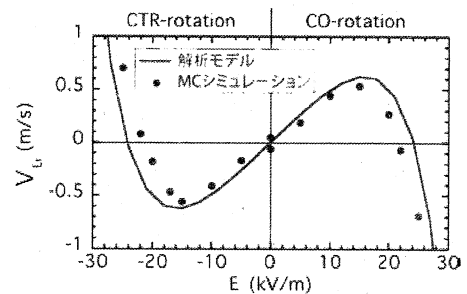


図 径電場 E_r に対する E_r ピンチ速度 V_{E_r} 。トロイダル回転速度は $|V_t|=150\text{km/s}$ で、トロイダル回転方向は E_r の正負にあわせて変えている。実線で示す解析モデルの結果を、MC 計算 (●) はよく再現している。

研究成果報告

1. K. Hoshino, T. Takizuka, T. Nakano, "Accumulation process of high-Z impurity in toroidal rotating tokamak plasma", Contributions to Plasma Physics, 50 (2010) 386-391.
2. M. Toma, X. Bonnin, K. Hoshino, A. Hatayama, R. Schneider, D. Coster, "Coupling the IMPGYRO and SOLPS codes to analyze tokamak plasmas with tungsten impurities", Contributions to Plasma Physics, 50 (2010) 392-397.
3. K. Hoshino, K. Shimizu, T. Takizuka, N. Asakura, T. Nakano, "Improvement of the detachment modelling in the SONIC simulation", 19th international conference of Plasma Surface Interactions, 0-12, 24-28 May 2010, San Diego, USA.
4. M. Toma, X. Bonnin, K. Hoshino, A. Hatayama, R. Schneider, D. Coster, "Analysis of Tokamak Plasma with Tungsten Impurities using the Coupled IMPGYRO-SOLPS Codes", 19th international conference of Plasma Surface Interactions, P2-27, 24-28 May 2010, San Diego, USA.
5. K. Hoshino, M. Toma, K. Shimizu, T. Nakano, A. Hatayama, T. Takizuka, "Inward Pinch of High-Z Impurity due to Atomic Processes in a Rotating Tokamak Plasma and the Effect of Radial Electric Field", Proc. 23rd IAEA Fusion Energy Conf., Daejeon 2010 (IAEA, Vienna, 2011) CD-ROM file THC/P4-12.
6. K. Shimizu, T. Takizuka, K. Hoshino, M. Honda, N. Hayashi, A. Takayama, A. Fukuyama, M. Yagi, "Self-consistent Integrated Modelling of Core and SOL/Divertor Transports and Simulation Study on Transient Behavior of Heat Load on Divertor Targets", Proc. 23rd IAEA Fusion Energy Conf., Daejeon 2010 (IAEA, Vienna, 2011) CD-ROM file THD/5-2Ra.
7. 星野一生, 藤間光徳, 清水勝宏, 仲野友英, 畑山明聖, 滝塚知典, 「トロイダル回転トカマクプラズマにおける高Z不純物のピンチ機構」、プラズマ・核融合学会 第27回年会、02P29、北海道、2010年11月。
8. 清水勝宏, 滝塚知典, 星野一生, 本多充, 林伸彦, 高山有道, 福山淳, 矢木雅敏, 「Hモード遷移後のダイバータ特性の変化」、プラズマ・核融合学会 第27回年会、03P70、北海道、2010年11月。

研究組織

氏名	所属	職名	役割、担当分野
星野 一生	原子力機構	博士研究員	サブテーマ代表者
坂本 瑞樹	九州大学応用力学研究所	准教授	所内世話人
清水 勝宏	原子力機構	研究主幹	低Z不純物のモデリング
滝塚 知典	原子力機構	嘱託	低Z不純物のモデリング
畑山 明聖	慶應義塾大学	教授	高Z不純物のモデリング
藤間 光徳	慶應義塾大学	修士2年	高Z不純物のモデリング
大宅 薫	徳島大学大学院	教授	固体表面のモデリング
井内 健介	徳島大学大学院		固体表面のモデリング
仲野 友英	原子力機構	研究員	実験データ解析
図子 秀樹	九州大学応用力学研究所	教授	不純物計測

ヘリウムプラズマ照射によるタングステン 繊維状ナノ構造形成に関する研究

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

次世代核融合実験炉ITERにおいて、タングステン(W)は高融点、低スパッタリング率、低水素吸蔵などの特性によりダイバータ板や炉内計測用ミラーの候補材料となっている。低エネルギーのイオン照射によってはプラズマ対向材には損傷は起こらないと考えられてきた。しかし、最近の実験において、物理スパッタリング閾値以下のエネルギーのヘリウムイオン照射によって表面にバブル・ホールや繊維状ナノ構造の形成が確認されており、この材料を実際に使用するに当たっては、材料として改善しなければならない、あるいはあらかじめ厳密に評価しておかなければならない問題点が少なくない。ヘリウムは核融合反応生成物であるため、タングステンへのヘリウム照射の影響を調べるのが重要である。これまでバブルについては形成条件が調べられてきたが、繊維状ナノ構造については不明な点が多い。本共同研究では繊維状ナノ構造の形成条件と照射損傷材料の構造を詳細に調べることで形成機構を調べるとともに、繊維状ナノ構造の光学的特性に関して明らかにした。

2. 実験方法

Wの板状試料を線形プラズマ発生装置NAGDIS-1およびNAGDIS-IIを用いて様々な照射条件でヘリウムプラズマを照射した。試料表面温度はパイロメータを用いてモニターした。照射後SEMを用いて表面の凹凸構造を調べるとともに、FIBを用いて照射面から断面TEM観察用のマイクロサンプルを切り出し、表面および表面直下に発達した損傷組織を調べた。また何種類かの異なる波長のレーザー及び積分球を用いて、サンプルからの拡散反射光を積分球内で均一にし、検出器にて検出し、光吸収率を評価した。

3. 実験結果

図1(a)-(e)はヘリウム照射を行ったタングステン試料のTEM画像である。試料はFIB(Focused Ion Beam)により加工を行い、厚みは300 nm程度である。ヘリウム照射は、直線型のプラズマ装置で実施し、

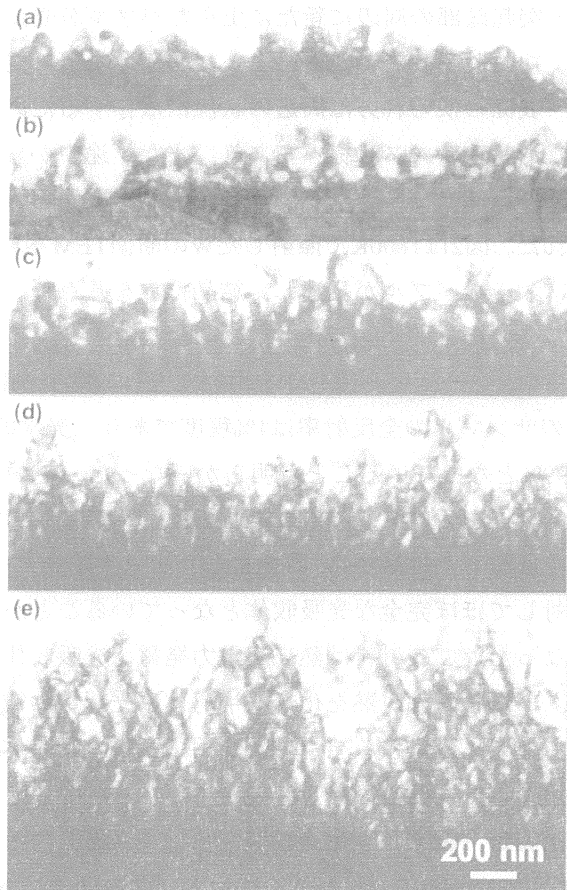


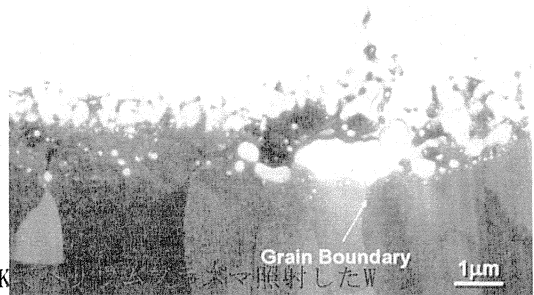
図1 ヘリウム照射により形成されたナノ構造タングステンの断面TEM画像。ヘリウムフルエンスは(a) $0.6 \times 10^{25} \text{ m}^{-2}$, (b) $1.1 \times 10^{25} \text{ m}^{-2}$, (c) $1.8 \times 10^{25} \text{ m}^{-2}$, (d) $2.4 \times 10^{25} \text{ m}^{-2}$, (e) $5.5 \times 10^{25} \text{ m}^{-2}$ である。

入射イオンエネルギーは50 eV, 表面温度は1400 Kである。フルエンス増加に伴い, ナノ構造が発展していく様子と共に, ナノ構造内に大量のヘリウムバブルが生成されている様子が見て取れる。照射温度, ヘリウムプラズマの入射エネルギー, 照射量, 材料表面方位などをパラメータとして系統的に照射実験を行うことにより, 以下に述べるようなプロセスをたどり1 μm を越える長細いナノ突起が形成されることがわかった。

- ・照射開始とともに, まず, 表面下数10 nm程度の領域にナノサイズのHeバブルが形成される。
- ・バブルは熱的に移動・合体を繰り返すことにより成長する。
- ・粗大化したバブルが表面に到達することにより, 表面にはホールや溝が発生し, 表面の凹凸化が始まる。
- ・この時, 熱空孔の供給が活発な場合には成長が早まる。イオンエネルギーが低く原子弾き出し損傷が起こらない場合には熱空孔の活発な供給が必須となる。
- ・巨大化したバブルは表面を押し上げプリスターを形成する。
- ・更なる照射により, プリスターが破裂。破れたプリスター表皮が分裂することによって何本かのナノ突起が生まれる。分裂の仕方により枝状や板状の突起として成長する。
- ・突起底部の周辺に新たに出来たバブルが成長・移動し表面と繋がることによって突起周辺の表面が抉られる。このことによって表面は後退し突起は長くなる。
- ・表面の抉られ方は周辺の状況に依存するため, 細い枝状に伸びるもののみならず, 板状, 柱状など形状とサイズは様々であり, また, 途中からサイズや形状が変わることもしばしば起こる。

温度が高くなりバブルの移動・成長が顕著な場合には上記の現象に加え更に激しい損傷プロセスが見られた。図2は1800Kで照射したWの断面TEM写真である。表面の突起のみならず表面から2 μm 程度の領域に大きなバブルが発達し, 結晶粒界を基点としてそれらが繋がり厚さ1 μm を越える表面層の剥離が始まっている。

更に, レーザーと積分球を用いた光吸収率計測により, 633 nmにおける光学的吸収率を計測した結果, (e)のサンプルの全反射率は1%程度であり, 光学的吸収率が99%となっていることが明らかになった。波長の異なるレーザーを用いて, 可視領域から近赤外領域における吸収率を計測した結果から, 黒色化したWは太陽光スペクトルに対してほぼ完全な光吸収体となっていることが明らかになった。この材料は熱光起電力発電(光吸収体/エミッターからの輻射熱を化合物半導体系光起電力電池に導いて電力に変換する発電方式)用の太陽光吸収体として利用できる可能性がある。



成果報告(論文, 学会発表等)

- (1) S. Kajita, T. Sacki, N. Yoshida, N. Ohno, and A. Iwamae, "Nanostructured Black Metal: Novel Fabrication Method by Use of Self-Growing Helium Bubbles", *Applied Physics Express* **3** (2010) 085204.
- (2) W. Sakaguchi, S. Kajita, N. Ohno, M. Takagi and H. Kurishita, Formation Condition of Fiberform Nanostructured Tungsten by Helium Plasma Exposure, *Plasma and Fusion Research* **5** (2010) S1023.
- (3) 吉田直亮、吉原麗子、大野哲靖、梶田 信, 「タングステンにおけるヘリウムプラズマ照射による表面ナノ構造の形成機構」, 原子力学会 2010年秋の大会.

1. 目的

核融合炉材料の開発に伴い、金属中のヘリウムと欠陥との相互作用の研究がますます重要となってきた。ヘリウムは金属中の欠陥と結びつき、金属の熱伝導性および力学特性を低下させる。従って、ヘリウムが蓄積されにくく、ヘリウムバブルが形成されにくい合金の開発が必要である。また、原子構造及びそれに含まれる欠陥の構造が、ヘリウムの蓄積に影響を与える。本研究では、イオン加速器を用いて、金属中のヘリウムと欠陥との相互作用が材料の引張強度に及ぼす影響を明らかにすることを目的とした。

2. 実験方法

典型的な FCC 金属として Ni の 3 種類試料（良く焼鈍された試料、転位または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、単原子空孔だけが形成されたことが確認された。その後、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を測定した。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} 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 150eV 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、室温で引張試験を行った。ひずみ速度は $2 \times 10^{-3} \text{ s}$ であった。その後、走査型電子顕微鏡により破断面の観察をした。

3. 実験結果と考察

良く焼鈍をした試料、転位を導入した試料及び転位導入の後に He を注入した試料に対し、室温で引張試験を行った結果を図 1 に示す。焼鈍した Ni に対し、10%冷間圧延を行うと、0.2%耐力および引張強さはそれぞれ 67.9MPa から 243.2MPa、233.9MPa から 267MPa まで大きくなり、伸びは 18.1% から 9.9% まで小さくなった。これは、10%冷間圧延により導入された転位が、引張変形により発生した転位の動きを阻害したためであると考えられる。また、10%冷間圧延を行った試料に He を注入すると、0.2%耐力、引張強さおよび伸びはそれぞれ 222.9MPa から 241.5MPa、255MPa から 277.5MPa、9.2% から 12.8% まで大きくなった。伸びが長くなったのは、He によって空孔型欠陥の合体・成長が妨げられたためであると考えられる。0.2%耐力、引張強さが大きくなったのは、転位にトラップされた He が転位の動きを阻害したためであると考えられる。原子空孔を導入した試料に対し、室温で引張試験を行った結果を図 2 に示す。Ni に原子空孔を導入すると、0.2%耐力および引張強さはそれぞれ 33.4MPa から 42.8MPa、238.3MPa から 240.8MPa までやや大きくなり、伸びは 30.2% から 28.6% までやや小さくなった。また、He を注入すると、0.2%耐力および引張強さはそれぞれ 42.8MPa から 61.1MPa、240.8MPa から 253.9MPa まで大きくなったが、伸びが短くなった。転位導入後、He 注入した Ni の引張試験と比較すると、原子空孔導入及びそれに He 注入したことによる引張強度への影響は小さくなった。

室温における引張試験後の試験片を走査型電子顕微鏡により観察した。図 3、図 4 と図 5 に焼鈍した試料、転位を導入した試料、転位導入後、He 注入した試料の破断面を示す。焼鈍した試料では、ほぼ一方向のすべり線が観察できた。また、転位を導入した試料、転位を導入後、He 注入した試料では、様々な方向のすべり線が観察できた。また、各試料とも延性破面の特徴であるディンプルが観察でき、転位を導入した試料、転位を導入後、He 注入した試料と比較して、焼鈍した試料のディンプルは大きかった。

4. まとめ

本研究では、欠陥を導入した Ni の強度特性に及ぼす He の影響に関する知見が得られた。今後は BCC 金属を用いて同様の実験を行うことで、金属中の He の挙動に関する更なる知見が得られると考えられる。これらにより、He の影響を低減する材料の開発、及びシミュレーション技術の構築に繋がると考えられる。

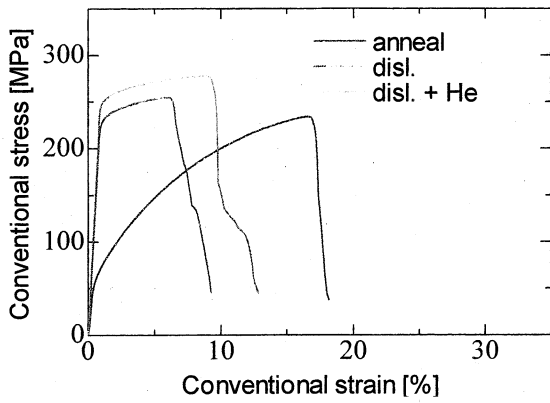


図1 焼鈍した試料、転位導入とそれに He 注入した試料の公称応力-公称歪み曲線

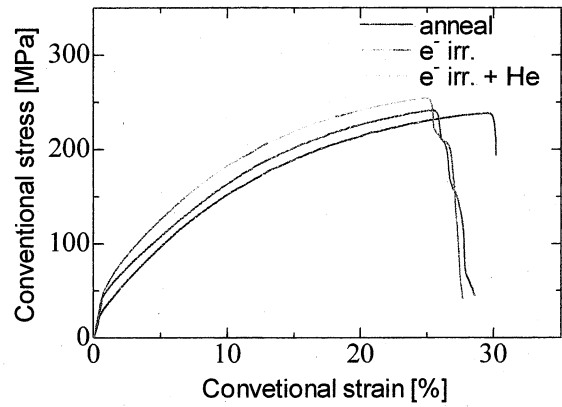


図2 原子空孔導入とそれに He 注入した試料の公称応力-公称歪み曲線

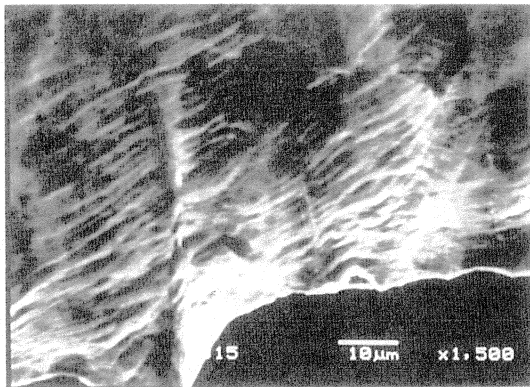


図3 焼鈍した試料の破断面の SEM 写真

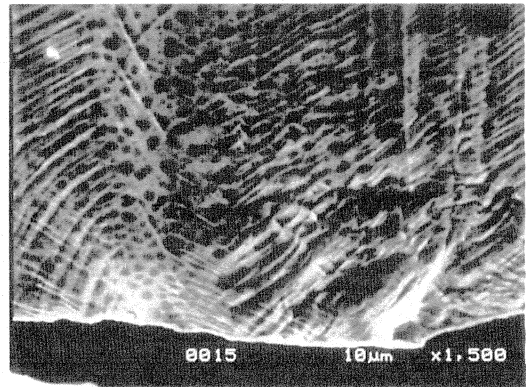


図4 転位導入した試料の破断面の SEM 写真

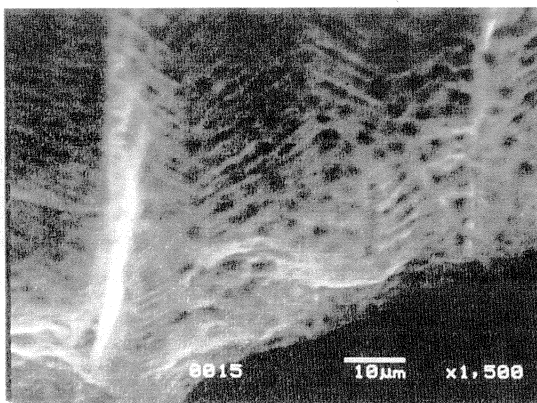


図5 転位導入後に He を注入した試料の破断面の SEM 写真

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：22FP-2

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：H22 年 4 月 1 日－H23 年 3 月 31 日

所内世話人：図子秀樹

協力者：5 名（図子秀樹，Sanjeev Kumar Sharma，周航宇，董春鳳，後藤基志）

配分額：校費（2 万円），旅費（15 万円）

目的：

磁場閉じ込め装置で高温プラズマを生成維持し発展させていくためには、燃料である水素と共にプラズマ対向材料からプラズマ中に混入した不純物による放射損失を軽減する必要がある。この放射損失はもちろん不純物の混入量に比例するが、良好なプラズマを維持するためには不純物イオンとの電子衝突を通じた電離・励起エネルギーを減少させ、電子の有するエネルギーを維持する努力が必要である。特に、QUEST のようなプラズマ体積と比較して加熱入力の小さな装置にとって、中性水素を含む粒子・不純物制御はプラズマの十分な成長にとって必要不可欠である。そこで本研究では QUEST 装置における VUV 分光計測法を用いた不純物の振舞いとその制御に関する研究をその目的とする。また、不純物線スペクトルの同定により中心電子温度の大雑把な見積りを行う。

実施方法：

QUEST 装置に背面照射型 CCD 検出器付 20cm 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。また、旧 CPD 装置より分光器を移設したためスペクトル線の分解能の劣化が見られたのでそれを解決する。データ取得の時間分解能は 10ms とする。

分光器校正結果：

QUEST 装置での本格的な計測に先立ち、スペクトル線形状の劣化が見られたのでその原因究明と対策に時間を費やした。分光器と QUEST 計測ポートを繋いでいるフランジ内での VUV 光の反射が問題と分かり、フランジ内に反射防止用炭素コーティング筒を挿入した。図 1 に VUV 分光器で観測した

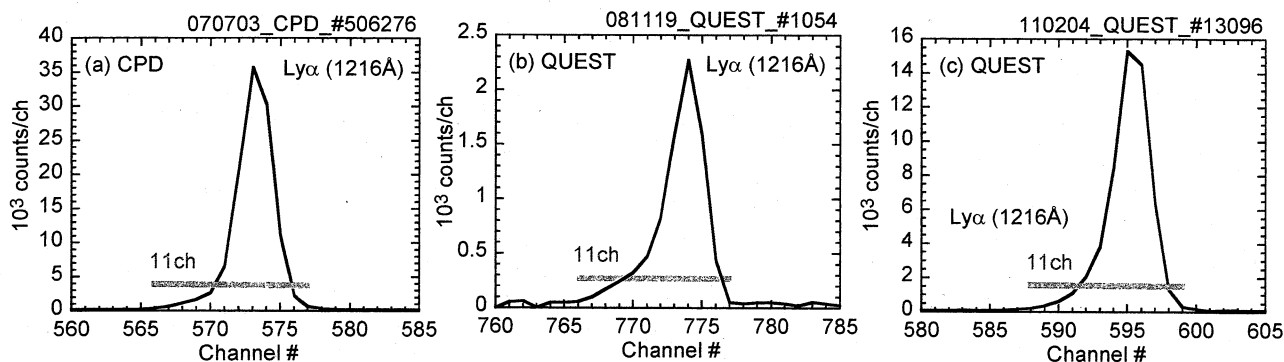


図 1 水素ライマン α スペクトル線形状 (a)CPD, (b)QUEST (筒挿入前), (c)QUEST (筒挿入後).

ライマン α 線 (1216Å) のスペクトル線形状を示す。水銀ランプと LHD プラズマを利用した分光器調整後の CPD でのプロファイルはほぼ対称な形をしているが (図 1(a)参), QUEST に移転後にスペクトル線形状が歪んでいることが分かる (図 1(b)参照)。反射防止用黒塗筒を挿入後のプロファイルを見ると (図 1(c)参照), 短波長側のスペクトル線裾野部分の非対称な広がりが大分軽減されている。

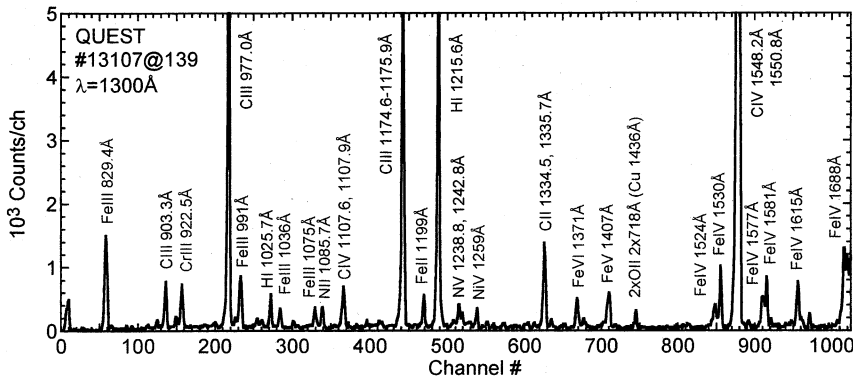


図2 ECH によるプラズマ電流立ち上げ実験時の QUEST 水素放電 VUV スペクトル (黒字: 確定, 赤字: 推測). もう少し電子温度が上昇すれば 1032Å 及び 1038Å に OVI スペクトルが出現する。

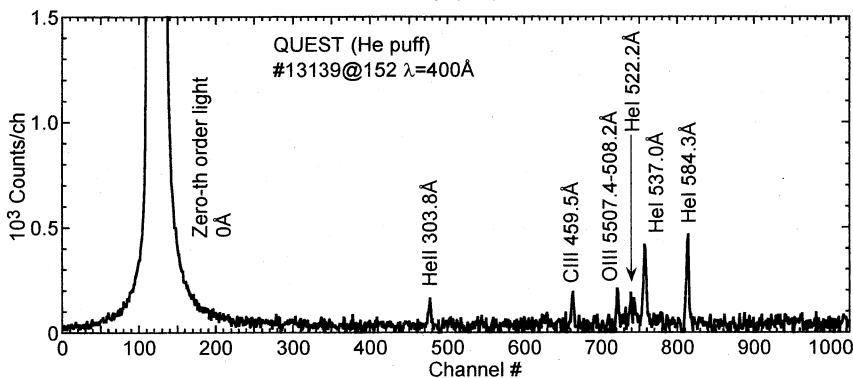


図3 ECH によるプラズマ電流立ち上げ実験時のヘリウムガスパフ QUEST 放電 VUV スペクトル. 図中左に存在する大強度のスペクトルは回折格子で鏡面反射した 0 Å 位置でのゼロ次光を示す。

実験結果:

分光器較正後, 2011年2月の実験最終週に QUEST 放電から VUV スペクトルを観測した. 結果を図2に示す. 低電離状態にある金属イオンのスペクトルがどのような構造を持つか定かではないので, はなはだ困難な作業となる. プラズマ電流を担う高速電子の軌道は複雑でその一部が真空容器に接触しても不思議ではないと思われるが今後の検討が必要である. 運転密度が低く高速電子のエネルギーが十分高ければ不純物の有無に関係なくディスラプション制御は可能で放電維持に支障は無い (S.Morita et al., Nucl.Fusion 30 (1990) 938). これを除けば, 酸素, 窒素等の軽元素不純物も強度は弱く, 炭素のみが代表的な不純物となっている. 次に短波長側にスペクトルが見当たらなかったのでヘリウムをパフして波長較正を行った. 結果を図3に示す. ヘリウムからの発光線を観測することができ, 今後の計測のための基礎データとなった.

今後の課題: スペクトル形状と分解能の向上のため, 分光器の更なる調整が必要である. また, ステンレスリミター放電や Boronization 等を行うことができれば, 低電離金属不純物からの VUV スペクトルを確定することができ, QUEST の不純物制御にとって意義は大きい.

研究成果報告:

S.K.Sharma, H.Zushi, I.Takagi, Y.hisano, T.Shikama, S.Morita et al., Hydrogen permeation measurement in the spherical tokamak QUEST and its numerical modeling, 9th International Conference on Tritium Science and technology, 24-29, October, 2010, Nara, Japan, 1P-07-06.

核燃焼プラズマ周辺における沿磁力線輸送の運動論シミュレーション

日本原子力研究開発機構 核融合研究開発部門 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) が九大応力研の矢木教授等を中心に推進されている。その一環として、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」を行った。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。その特定研究を終えて、周辺プラズマモデリングにおいては現状よりも精密な物理モデルが必要であることを再認識し、平成21年度から、「核燃焼プラズマ周辺における沿磁力線輸送の運動論シミュレーション」を一般研究として始めた。滝塚が開発してきた先進的粒子コードPARASOLを用いてA. Froeseがシミュレーション研究を行っている。平成21年度も継続して共同研究を進め、流体モデルのための精密物理モデル構築に寄与する。核燃焼プラズマ統合コード開発において、このように整備してきた周辺プラズマ研究環境を活用できるので、応力研の共同研究を実施する価値は非常に高い。

・研究方法

- 1) 粒子コード PARASOL を用いた周辺プラズマの沿磁力線輸送のシミュレーション実行
電子熱輸送、イオン温度非等方性、イオン粘性、イオン熱輸送
- 2) 沿磁力線輸送シミュレーションのための、PARASOL コードの新物理モデル開発および測定機能とデータ可視出力の充実化
- 3) PARASOL シミュレーションと通常流体シミュレーションの比較
- 4) PARASOL シミュレーションデータベースに基づく周辺プラズマ流体モデリングの改良
- 5) 統合コードのための周辺プラズマモデリングの検討
- 6) 核燃焼シミュレーションのための周辺プラズマコードとコアプラズマコードとの統合化

・研究結果

- 1) 先進的粒子コード PARASOL1次元バージョンを九大矢木研計算機システム上で用いて、遠隔放射冷却や高リサイクリングがある SOL-ダイバータプラズマ中の磁力線平行方向熱輸送のシミュレーションを系統的に行なった。衝突が多い場合は、伝導熱流束は Spitzer-Harm 形式に一致することを確かめた。一方、長平均自由行程のときの電子熱輸送は限界係数 α_e に制限される自由熱流束になる。このとき限界係数 α_e は低放射損失条件ではシース制限値 0.1 程度に小さくなるが、高放射損失条件では自由流の 1 程度まで大きくなる。さらに1次元 PARASOL の粒子源・熱源および放射冷却モデルを発展させて、電子熱輸送に対する分布関数効果を詳しく調べた。遠隔放射冷却ダイバータプラズマ中に残存する高温テールにより限界係数 α_e が 1 より大きくなることを定性的に評価した。イオンの磁力線平行方向熱輸送についても1次元 PARASOL シミュレーション研究を行なった。ダイバータ領域でのイオン冷却が少ないときは、イオン限界係数 α_i は電子 α_e と同様に 0.1 程度の値になっている。高リサイクリングでダイバータ領域イオン温度が低下すると、残存する高温テールイオンにより α_i は容易に 1 より大きくなる[1,3,7,8,9,16]。
- 2) 2次元トロイダル PARASOL コードにより、トカマクの SOL 流構造についてシミュレーションを行なった。セパトトリクスヌル点の上下の違いで大きく異なる SOL 流構造のシミュレーション結果とトカマク実験測定結果が定性的・定量的に非常によく一致していることを示した。上記 PARASOL シミュレーション結果に基づいて、トカマク中の周辺プラズマ流の形成に関する「イオン軌道誘起流モデル」を提起した。このモデルを総合的ダイバータシミュレーションの流体モデルに適用することにより、

これまでの流体モデルで再現できなかったダイバータ実験結果を正確に模擬できるようになる [2]。

3) 核燃焼プラズマ周辺の運動論シミュレーションに用いられる PARASOL コードとそのシミュレーション結果についてのレビュー講演を行った [6,12,14,19]。

4) 3次元構造を持つ周辺プラズマに適応し粒子-壁相互作用まで精度よく模擬できる不純物の3次元モンテカルロ輸送コードを開発し、LHD における炭素の再堆積についてシミュレーション研究を行った[4]。

5) ダイバータコード SONIC:ダイバータプラズマ流体コード SOLDOR/中性粒子輸送モンテカルロコード NEUT2D/不純物輸送モンテカルロコード IMPMC:(原子力機構)の高精度・高速化を中心に開発を進展させた。特に非接触プラズマのモデリングの問題点についてシミュレーション研究を行なった [5,10]。

6) コアプラズマ輸送コード TOPICS および TASK と周辺プラズマ輸送コード SONIC の統合化作業を進めた。核燃焼プラズマ統合シミュレーション計画のコード間連結データ BPSD の概念を大規模並列計算手法に矛盾無く取り入れる方式を確立し[11]、実質的に H モード遷移と ELM の過渡現象の統合シミュレーションに成功した[13,17,18]。

7) 上記の共同研究に関し、実質的な作業会を開催した。

(1) 平成 22 年 4 月 7-9 日;九大応力研(応力研共同研究作業会/3 名)

(2) 平成 22 年 5 月 9-22 日;原子力機構(共同研究作業会/2 名)

(3) 平成 22 年 5 月 31 日-6 月 1 日;九大応力研(応力研共同研究作業会/3 名)

(4) 平成 22 年 7 月 29-30 日;九大応力研(応力研共同研究作業会/3 名)

(5) 平成 22 年 9 月 21-22 日;京大(BPSI 作業会/3 名)

・研究成果報告

- [1] A. Froese, T. Takizuka, M. Yagi, "Electron Parallel Heat Transport in the Scarape-off Layer Using a Particle-in-Cell Code", Plasma Fusion Res. 5 (2010) S1017 (4pp).
- [2] T. Takizuka, K. Hoshino, K. Shimizu, M. Yagi, "Modelling of Ion Kinetic Effects for SOL Flow Formation", Contrib. Plasma Phys. 50 (2010) 267-272.
- [3] A. Froese, T. Takizuka, M. Yagi, "Effect of Source and Sink on Heat Transport in the SOL", Contrib. Plasma Phys. 50 (2010) 285-290.
- [4] G. Kawamura, Y. Tomita, et al., "Analysis of Carbon Deposition on the First Wall of LHD by Monte Carlo Simulation", Contrib. Plasma Phys. 50 (2010) 451-457.
- [5] K. Hoshino, K. Shimizu, T. Takizuka, N. Asakura, T. Nakano, "Improvement of the Detachment Modelling in the SONIC Simulation", 19th International Conference on Plasma Surface Interactions in Controlled Fusion Devices, 24-28 May (2010), San Diego, USA.
- [6] T. Takizuka, "Modeling and Simulation on SOL-Divertor Plasmas", AIP Conference Proceedings 1237 (Plasma Interaction in Controlled Fusion Devices: 3rd ITER International Summer School), (2010) pp.138-152.
- [7] A. Froese, T. Takizuka, M. Yagi, "Kinetic analysis of the heat transmission coefficients in the scrape-off layer using PARASOL", 37th EPS Conf. Plasma Physics, 21-25 June 2010, Dublin, Ireland.
- [8] A. Froese, T. Takizuka, M. Yagi, "Kinetic Particle Simulation Study of Parallel Heat Transport in Scrape-off Layer Plasmas over a Wide Range of Collisionalities", Plasma Fusion Res. 5 (2010) 26 (1-15).
- [9] A. Froese, T. Takizuka, M. Yagi, "Particle Simulation Study of SOL Heat Transport to the Divertor Plate", J. Plasma Fusion Res. SERIES 9 (2010) 557-562.
- [10] K. Hoshino, K. Shimizu, T. Takizuka, N. Asakura, T. Nakano, "Modeling of JT-60U Detached Divertor Plasma Using SONIC Code", J. Plasma Fusion Res. SERIES 9 (2010) 592-597.

- [11] A. Takayama, K. Shimizu, Y. Tomita, T. Takizuka, "A New Framework for Integrated Simulation Model Using MPMD Approach", J. Plasma Fusion Res. SERIES 9 (2010) 604-609.
- [12] T. Takizuka, "Full Particle Simulation of a Tokamak Plasma with Open-field SOL-Divertor Region", Japan-China CUP Seminar on Modeling of Theory and Simulation of Fusion Plasmas, 30 Aug - 1 Sep, 2010, Beijing University, Beijing, China.
- [13] K. Shimizu, T. Takizuka, K. Hoshino, M. Honda, N. Hayashi, A. Takayama, A. Fukuyama, M. Yagi, "Self-consistent Integrated Modeling of Core and SOL/Divertor Transports and Simulation Study on Transient Behavior of Heat Load on Divertor Plates", 23rd IAEA Fusion Energy Conference, 11-16 Oct (2010), Daejeon, Korea.
- [14] 滝塚知典, "粒子コード PARASOL によるトカマクの周辺プラズマシミュレーション", 応用物理学会プラズマエレクトロニクス分科会第6回プラズマ新領域研究会「PIC法の基礎と応用」, 2010年10月28日, 大阪府立大学中之島サテライト(大阪).
- [15] 滝塚知典, "定常トカマク核融合炉における電流駆動の要望" 03P78, 第27回プラズマ・核融合学会年会, 2010年11月30日-12月3日, 北海道大学(札幌).
- [16] フロズ アーロン, 矢木雅敏, 滝塚知典, "SOLプラズマ中の熱輸送運動論因子に関する粒子シミュレーション解析" 03P73, 第27回プラズマ・核融合学会年会.
- [17] 清水勝宏, 滝塚知典, 星野一生, 本多充, 林伸彦, 高山有道, 福山淳, 矢木雅敏, "Hモード遷移後のダイバータ特性の変化" 03P70, 第27回プラズマ・核融合学会年会.
- [18] N. Hayashi, M. Honda, K. Hoshino, K. Hamamatsu, K. Shimizu, T. Takizuka, T. Ozeki, A. Fukuyama, "Integrated Modeling of Whole Tokamak Plasma", 20th International Toki Conference, 7-10 Dec (2010), Toki, Japan.
- [19] 滝塚知典, "History of PARASOL" プラズマシミュレーション研究会, 2011年2月17-18日, 慶応大学(日吉).
- [20] 滝塚知典, 東修平, 福山淳, "SOLにおける2種イオンプラズマの PARASOL シミュレーション", 科研特定領域「核融合トリチウム」研究発表・交流会, 2011年3月4-5日, ニューウェルシティー湯河原(湯河原).

・研究組織

氏名	所属	職名	役割/担当分野
滝塚 知典	原子力機構	嘱託	代表者/モデリング・粒子シミュレーション
矢木 雅敏	九大	教授	所内世話人
富田 幸博	核融合研	准教授	境界層プラズマ理論・モデリング
清水 勝宏	原子力機構	研究主幹	ダイバータシミュレーション
河村 学思	核融合研	助教	3次元ダイバータモデリング
FROESE Aaron	九大	D3	粒子シミュレーション

金属堆積層における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】 核融合炉の開発研究において、プラズマ-壁間での水素同位体挙動の把握は、プラズマ閉じ込め制御及びトリチウムの放射線安全対策の観点から重要な課題である。また、燃料サイクルシステムの成立性を議論する上でプラズマ容器内でのトリチウム蓄積量評価が必要とされている。トリチウム蓄積機構は、バルクへの蓄積と再形成物(堆積物やダスト)への蓄積に分けられる。金属材バルクへの水素同位体蓄積に関する研究は、古くから精力的に行われており、特に近年では水素同位体とヘリウムや炭素などとの同時照射による蓄積量評価が進められている。一方、再堆積層への水素同位体蓄積量評価は実験データも少なく、水素挙動の把握も十分ではない。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[1,2]。その結果、金属堆積層には多量の水素同位体が蓄積し得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、水素同位体捕捉機構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、水素同位体が捕捉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)をグラ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℃、 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。放電ガスは、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。今回は、重水素ガスを導入して堆積層を作製した。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、重水素ガスにより事前に校正した。ガス圧が安定した後、150W の RF 電力を印加し、放電を開始した。ガス圧の影響を調べるため、1.8Pa と 64Pa 雰囲気での堆積層作製を行った。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、室温にて 2keV D_2^+ を $1.0 \times 10^{21} D_2^+ / m^2$ の照射量まで行った。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 $1^\circ C/s$ で $1000^\circ C$ まで真空加熱した。

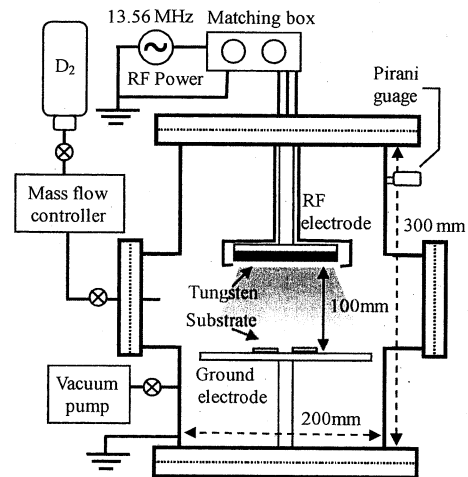


Fig.1 RF プラズマスパッタ装置概略図

【結果及び考察】 SEM-EDX による元素分析により、1.8Pa 試料には 23% (原子比 O/W で 0.30)、64Pa 試料には 47% (原子比 O/W で 0.87) もの酸素が検出され、いずれの試料にも多くの酸素が含まれることがわかった。酸素の発生源としては、真空容器に付着していた水蒸気、重水素ガスボンベ中の不純物水蒸気が考えられるが、現状では明らかになっていない。なお、ボンベ中の水蒸気濃度は、40ppm 程度であることが分かっている。いずれにしても、存在比としては重水素よりもはるかに少ない酸素(水蒸気)が堆積層中に多く含まれており、堆積層には酸素が取り込まれやすいことがわかる。

Fig.2 に 1.8Pa 試料、Fig.3 に 64Pa 試料から放出された水素同位体挙動を示す。各図の上側(a)が非照射試料、下側(b)がイオン照射後試料である。Fig.3 と Fig.4 を比較すると 64Pa 試料からの水素同位体脱離量は、1.8Pa 試料に比べ一桁以上少ないことがわかる。また、重水素ガスによるプラズマスパッタ法で作製したにもかかわらず、各試料から軽水素が放出されている。特に、64Pa 試料からは、重水素よりも軽水素の脱離量が多い。1.8Pa 試料からの重水素脱離ピークは、 $100^\circ C$ 付近と $200^\circ C$ 付近で大きく、 $300^\circ C$ 付近にわずかな肩が見られた。一方、64Pa 試料からの重水素脱離ピークは、 $300^\circ C$ 付近のみであった。軽水素については、1.8Pa、64Pa 試料とも $300^\circ C$ 付近と $700^\circ C$ 付近にピークを示しており、捕捉機構は同様であると推測される。ただし、軽水素捕捉量としては 1.8Pa 試料の方が大きい。このように放電中のガス圧が水素同位体捕捉量及び脱離挙動に与え

る効果が非常に大きいことがわかった。スパッタ法により作製される薄膜中へのガス混入については、古くから研究されており、主にターゲットからの反跳粒子が薄膜に打ち込まれるものと考えられている。本研究で作製された試料中に捕捉された水素同位体は、この反跳粒子の入射によるものと、堆積層成長表面にてタングステンとの反応により捕捉されるものがあると考えている。タングステンバルクに入射された重水素は、200°C程度で放出されることが知られており、反跳粒子によるものは、室温から200°C程度で放出される重水素に相当すると思われる。放電ガス圧の増加により、反跳粒子は散乱され、直接堆積層に入射されるものが消失したために、64Pa 試料からは、200°C付近の重水素放出ピークが現れなかったと推定することができる。堆積層成長表面には、常にプラズマから低エネルギーのイオンが衝突しており、ターゲットから高エネルギーで飛び出してきた活性なタングステン原子に強く付着することが予測される。不純物水蒸気が存在する場合、このタングステンに付着した重水素と同位体交換反応することによって、軽水素が取り込まれているのではないかと推定しているが、現状では実験的根拠はない。

堆積層中のタングステン原子比と堆積質量からタングステン原子数を算出し、HD 及び D₂ 放出量から、堆積層中の重水素とタングステンの原子比 (D/W) を算出した。その値は、0.3342 (1.8Pa, 非照射)、0.3055 (1.8Pa, D₂⁺照射)、0.0074 (64Pa, 非照射)、0.0054 (1.8Pa, D₂⁺照射) となった。これまでの研究により、ガス圧 10Pa で作製されたタングステン堆積層中の水素同位体捕捉量 (H/W) は、0.1 程度でありガス圧の低下とともに水素捕捉量が増加する傾向にあることが明らかとなった。照射による重水素の侵入深さは数 10nm 程度であり、およそ 1000nm の堆積層厚みに対して小さい。また室温での照射のため、入射された重水素が深部に拡散浸透することもない。このため、照射による重水素捕捉量の増加はみられていないものと考えられる。別の実験にて、軽水素プラズマにより作製したタングステン堆積層を 200°C 重水素 0.2MPa 雰囲気にて長時間放置した場合、わずかに重水素が捕捉されることが分かっている。このことは、200°C 程度であれば、表面から深部に重水素が拡散浸透可能であることを示す。今後昇温下でイオン照射実験を行い、重水素捕捉量の変化を調査する予定である。

【成果報告】

- [1] K.Katayama, S.Kasahara et al., "Hydrogen incorporation in tungsten deposits growing by deuterium plasma sputtering," 26th SOFT, 9/27-10/1 in Porto, Portugal.
- [2] 石川進一郎, 片山一成 他, "プラズマ曝露による金属堆積層からの水素同位体脱離挙動," 日本原子力学会秋の年会, 9月15日-17日, 北海道大学

【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.

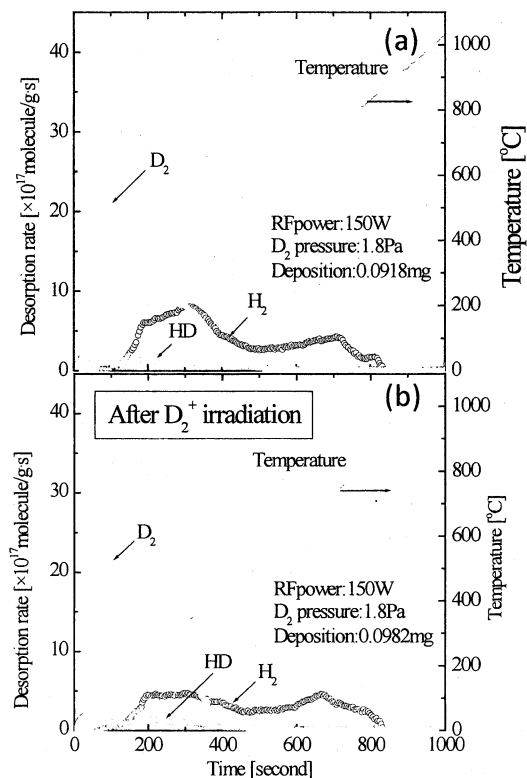


Fig.2 水素同位体脱離挙動(1.8Pa)
(a)非照射、(b) D₂⁺照射後

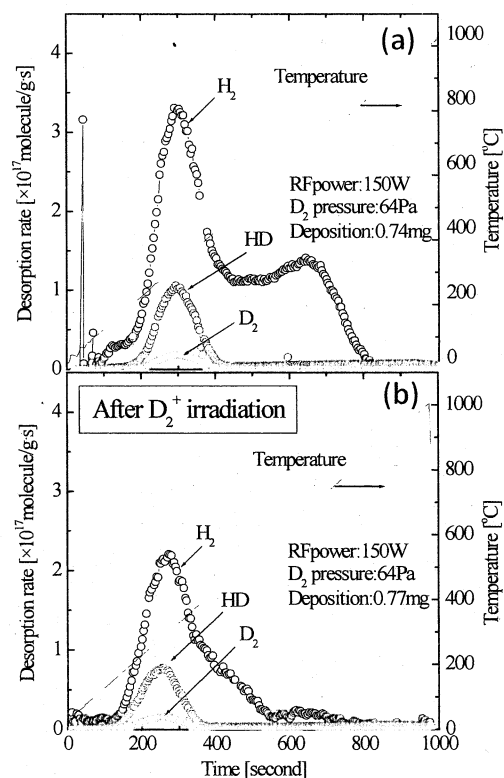


Fig.3 水素同位体脱離挙動(64Pa)
(a)非照射、(b) D₂⁺照射後

ヘリウム照射したプラズマ診断用金属ミラー材の光学特性劣化挙動

島根大学総合理工学部 小野興太郎

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。ヘリウムは損傷形成に与える寄与が大きいことから、我々はこれまでヘリウム照射の影響について調べ、入射粒子に占める割合はわずかであっても、その影響は無視できないことを指摘してきた。一方、将来の核融合炉での使用を考えれば、ヘリウム、水素同位体共存下での影響を系統的に調べておく必要がある。そこで本研究では、ヘリウム、重水素の同時イオン照射下でのミラー材の光反射率劣化挙動を把握することを目的とした。さらに、分光エリプソメトリー法により光学特性の劣化機構を電子分光学的立場から調べることを目指した。

2. 実験方法

本実験では、耐照射特性が良好であり、比較的広範な波長領域で高い光反射率を有する Mo を試料として用いた。㈱ニラコ社製の粉末焼結 Mo を鏡面研磨したのち、室温で 1~5 keV の重水素イオン(D₂⁺)およびヘリウムイオン(He⁺)の単独および同時照射をそれぞれ行い、照射下での光反射率変化をその場測定した。重水素とヘリウムの照射フラックスはおおよそ 10¹⁸[ions/m²s]の程度であり、同時照射中のフラックス比は D₂⁺:He⁺=2:1 程度に調整した。また、反射率劣化のメカニズムの解明を目的として、各照射試料の分光エリプソメトリーによる光学特性評価や TEM を用いた内部微細組織観察を行った。

3. 結果および考察

図 1 は、室温で 3keV の重水素とヘリウムイオンの単独および同時照射した Mo の光反射率変化を照射量の関数として示した。いずれの場合においても反射率は 10²³[ions/m²]以上の高い照射量に至るまで単調に減少している。特にヘリウムイオン照射下での反射率減少は重水素照射時と比較して著しく大きく、同時照射では両者の中程度であることが分かる。また、同時照射した試料の反射率変化を、ヘリウムのみの照射量をもとにプロットすると図中の破線のようになり、ほぼヘリウムイオン単独照射時の反射率変化と同様になる。これは、反射率劣化にはヘリウム照射が主要な役割を担うことを示している。同様の傾向は他の照射エネルギーにおいても観察され、1~5keV の範囲においては、顕著なエネルギー依存性は観察されなかった。

また、重水素、ヘリウム同時照射中に、ヘリウ

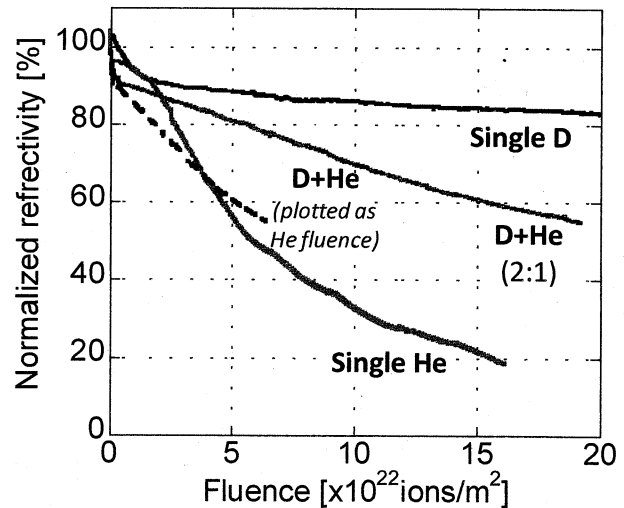


図 1 3keV の重水素イオン(D₂⁺)およびヘリウムイオン(He⁺)の単独および同時照射した Mo の光反射率変化の照射量依存性。破線は同時照射時の反射率変化をヘリウムの照射量のみでプロットしている。

μイオン照射を一時的に遮断すると、光反射率は特異な変化を示した。図2に、3keVイオン同時照射中にヘリウムの照射を一時停止した際の光反射率変化を時間に対してプロットした。グレーで塗りつぶした時間帯(5.2×10⁴s ~ 6.5×10⁴s)は、重水素イオンのみの照射となっている。同時照射下で単調に減少していた光反射率は、重水素単独イオン照射において、見かけ上回復を示している。これまでのTEMによる損傷組織観察や分光エリプソメトリーによる光学測定では、ヘリウムバブルの形成が反射率劣化に大きく寄与することが示されており、重水素照射下では、これらの欠陥領域がスパッタリングにより除去されたと考えられた。ただし、その後のヘリウムイオン照射の再開による光反射率の著しい減少が観察されるため、単純な表面部分の損傷回復だけでは説明できず、さらなる検討が必要である。

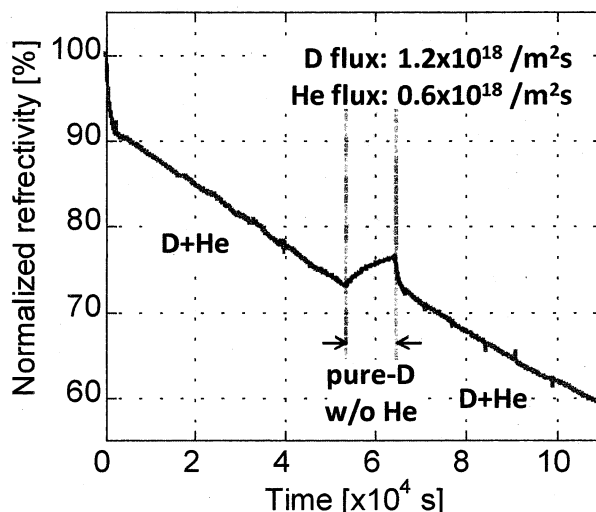


図2 3keVのD₂⁺、He⁺同時照射中の一時的なHe⁺照射の遮断における光反射率変化。グレーの領域のみD₂⁺単独照射している。

本研究では、反射率の波長依存性や分光エリプソメーターを用いた照射材の光学定数評価にも取り組んでおり、継続的に実験を行うことで、反射率劣化メカニズムの解明とともに、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。材料の光反射率は、核融合炉内でも容易に測定可能であることから、今後は、これらのデータの蓄積により、光学測定をプラズマ対向材料の劣化程度の簡便な診断手法として提案することを予定している。

● 学術論文

1. T. Nakano, M. Miyamoto, S. Hasuike, K. Ono, N. Yoshida, Degradation of optical properties in Mo mirrors irradiated with low energy helium and deuterium ions, Journal of Nuclear materials, in press.
2. K. Ono, M. Miyamoto, T. Nakano, Y. Hiraoka, Temperature dependence of the reflectivity degradation in single and polycrystalline Mo mirrors under irradiation with low energy helium ions, Journal of Nuclear Materials, in press.

● 学会発表等

1. K. Ono, M. Miyamoto, T. Nakano, Y. Hiraoka, "Temperature Dependence of the Reflectivity Degradation in Single and Polycrystalline Mo under the Irradiation with Low Energy Helium Ions", 19th International Conference on Plasma Surface Interactions, 2010.5, San Diego, USA
2. 蓮池志貴, 小野興太郎, 宮本光貴, 中野健人, 「重水素、ヘリウム同時照射下での Mo ミラーの光学特性劣化挙動」, 第8回核融合エネルギー連合講演会, 2010年6月, 高山市

● 研究組織

研究代表者： 小野興太郎(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： 宮本光貴, 蓮池志貴, 雲出 聡, 高岡宏光 (島根大学総合理工学部)

坂本瑞樹, 吉田直亮 (九州大学応用力学研究所)

格子欠陥のためのマルチスケール計算法の開発

関西学院大学 西谷滋人

【研究の背景】

近年は計算機の発達により第一原理計算(量子力学に基づいた計算)が可能になってきており、様々な材料研究の分野で応用されている。しかしながら、第一原理計算は限られた個数の原子集団にBloch状態を仮定し、すなわち周期的境界条件を課す必要がある。そのためこれを格子欠陥のシミュレーションに用いると、欠陥も周期的に配列したような奇妙な系を扱うことになってしまう。また、扱える原子数は計算機の容量の点で制約があり通常は百数十個が限界である。そこで、実質的にもっと大きな系の計算と同等の計算を可能にするための方法として、経験ポテンシャルや連続弾性論を組み合わせたマルチスケール計算法が考えられている。本研究の目的は欠陥を含んだ系に合ったマルチスケール計算法を開発し、それによって欠陥に関する精度の高い計算を行うことである。

照射を受けた材料内部には多くの欠陥が導入されるが、この方法によって核融合炉など照射環境下における格子欠陥の研究に貢献することが期待できる。特に、長距離の歪れを持つ転位に関するシミュレーションには必要な計算手法である。転位の周りには応力場が形成され、それに反応して他の格子欠陥が集積する現象がよく見られる。図1は転位の周囲に自己格子間原子(SIA)集合体が集まった状態である。SIA集合体自身も刃状転位ループとみなすことができる。そこで、異方性弾性体中にできた任意の形状をした転位ループ同士の相互作用エネルギーを計算する積分形式、およびそれを計算する計算プログラムについて研究した。また、それを実際の問題に応用した。

【応力関数の導出】

相互作用エネルギーを計算するために応力 σ に対応する応力関数 χ を導出する。

$$\sigma_{ij} = \varepsilon_{jkt} \varepsilon_{tls} \chi_{il,sk} \quad (1)$$

ただし、この報告書を通して微分は $\partial f / \partial x_i = f_{,i}$ また繰り返し添え字に関しては和を取るものとする。また、 ε_{ijk} は置換演算子である。

$$\sigma_{ij} = \chi_{ij,kk} - \chi_{ik,kj} \quad (2)$$

証明は省くが、次のようなゲージ条件を課することができる。

$$\chi_{ik,k} = 0 \quad (3)$$

式(2)と(3)より、応力と応力関数の関係は次のようにPoisson方程式になる。

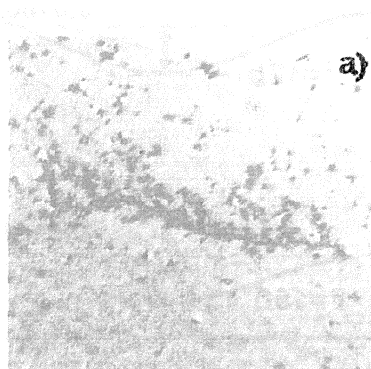
$$\sigma_{ij} = \chi_{ij,kk} \quad (4)$$

異方性弾性体に対する連続体のGreen関数 G は次のようになる。ここで C_{ijkl} は弾性定数である。

$$C_{ijkl} G_{km,lj}(\vec{x} - \vec{x}') + \delta_{im} \delta(\vec{x} - \vec{x}') = 0 \quad (5)$$

Muraの公式より、図2のようなBurgersベクトル \vec{b}' を持つ転位ループ C' が作る応力場は

$$\sigma_{ij}(\vec{x}) = C_{ijkl} \oint_C \varepsilon_{lnh} C_{pqmn} G_{kp,q}(\vec{x} - \vec{x}') b'_m d\vec{x}'_h \quad (6)$$



H.Trinkaus et al., J.Nucl.Mater., 249 (1997) 91.

図1: 転位へのSIAの集積

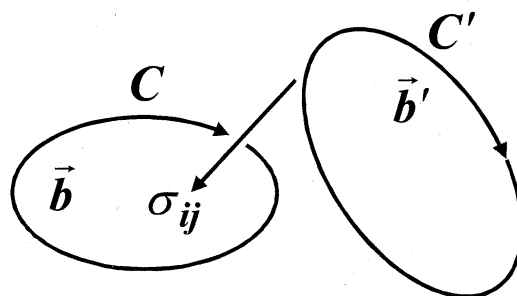


図2: 異方性弾性体中の2つの転位ループ

また、式(4)より式(6)に対する応力関数はGreen関数GをH関数に単に置き換えたものになる。

$$\chi_{ij}(\vec{x}) = C_{ijkl} \oint_C \varepsilon_{lnh} C_{pqmn} H_{kp,q}(\vec{x} - \vec{x}') b'_m d\vec{x}'_h \quad (7)$$

ただし、GとHの関係は次のようになる。

$$\mathbf{G}_{ij} = \mathbf{H}_{ij,kk} \quad (8)$$

以上より、H関数を如何に計算するかが残された問題である。行列Kを定義する。

$$C_{ijkl} \xi_j \xi_l = K_{ik}(\vec{\xi}) \quad K = \begin{pmatrix} K_{11} & K_{12} & K_{13} \\ K_{21} & K_{22} & K_{23} \\ K_{31} & K_{32} & K_{33} \end{pmatrix} \quad (9)$$

NとDを式(9)の行列Kの余因子行列および行列式とすると関数Hは次のように表すことができる。

$$H_{ij}(\vec{x}) = \frac{1}{16\pi^2} \iint_{S^2} N_{ij}(\vec{\xi}) D(\vec{\xi})^{-1} |\vec{\xi} \cdot \vec{x}| dS \quad (10)$$

図2のように転位ループCと応力場σとの相互作用エネルギーE_IはStokesの定理より

$$E_I = b_i \int_S \sigma_{ij} dS_j = b_i \oint_C \varepsilon_{tjs} \chi_{ij,s} dx_t \quad (11)$$

式(7)を(11)に代入すると、相互作用エネルギーは4つの転位線に沿った二重線積分の和になる。

$$E_I = b_i b'_m \left\{ C_{ihks} C_{pqmt} \oint_C \oint_{C'} H_{kp,qs}(\vec{x} - \vec{x}') dx_t dx'_h + C_{ijmj} \oint_C \oint_{C'} \frac{1}{4\pi|\vec{x} - \vec{x}'|} dx_h dx'_h \right. \\ \left. - C_{ijks} C_{pqmj} \oint_C \oint_{C'} H_{kp,qs}(\vec{x} - \vec{x}') dx_h dx'_h - C_{ihmt} \oint_C \oint_{C'} \frac{1}{4\pi|\vec{x} - \vec{x}'|} dx_t dx'_h \right\} \quad (12)$$

【計算例】

例として、図3の配置で同一平面(111)面上で[111]方向のBurgersベクトルを持つ転位ループ間の相互作用エネルギーを計算した。弾性定数は鉄をモデルにしてC₁₁=2.30、C₁₂=1.35、C₄₄=1.17とする。互いの中心間の距離rと、角度θを変化させた。弾性異方性を反映して角度θに依存して相互作用エネルギーは変化する。相互作用エネルギーの変化は距離rの大きさに単調に依存するのではなく、r=12bの時に最も大きい0.0180であることがわかった。

【研究組織】 研究代表者 関西学院大学 西谷慈人
所内世話人 九州大学応用力学研究所 大澤一人

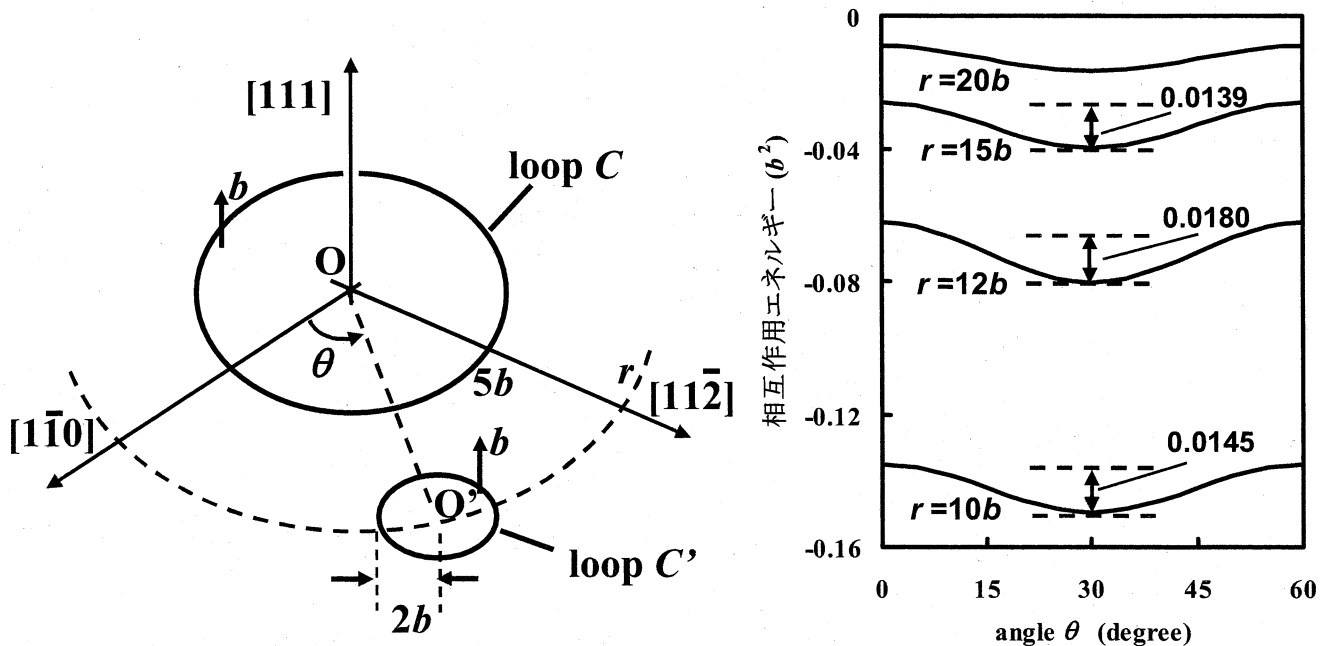


図3:同一平面(111)面上の大小2つの円形転位ループCとC'間の相互作用エネルギー。

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】

タングステンはその優れた耐摩耗性、耐熱特性、低いガス溶解度のため、プラズマ対向材料の中でも激しい照射に晒されるダイバーターの候補材料として有力である。しかしながら、核融合炉内では、はじき出し損傷を受け、格子欠陥が大量に導入されることが予想されている。そのような過酷な環境の中でもタングステンが優れた性質が保持されるかが問題である。さらに水素が金属に捕獲された場合は水素脆化が起きる。また、重水素・三重水素は核反応の燃料であるため核融合炉の場合にはそれらが壁材料に捕獲されるのでは都合が悪い。さらに、三重水素は放射同位体であるという点でも壁材料中に吸蔵・蓄積することが問題である。本研究では、そのような背景をふまえ、タングステン中でのガス元素の吸蔵、拡散、および脆化効果を第一原理計算を用いて研究することが目的である。本年度は特に、単空孔に捕獲された水素について顕著な計算結果が得られたのでそのことについて報告する。

従来の研究では、図1のようにBCC金属の完全結晶中では水素はTサイトが安定、また図2のように単空孔中では空孔の内表面上のOサイト近傍が安定であると言われてきた。単空孔にはOサイトは6個存在するためにBCC金属であるタングステンの単空孔にも水素は6個まで捕獲されることが定説であった。しかしながら、われわれはその定説に疑問を持った。本研究では特別な計算方法を使って水素の本当の安定構造を計算した。

【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(GGA)タイプのもの、K点の密度は $5 \times 5 \times 5$ 、原子緩和は各原子に働く力の成分が 0.002 eV/\AA 以下になるまで緩和を繰り返した。スーパーセルはタングステン原子54個($3 \times 3 \times 3 \times 2$)から空孔の分の1個を除いたものを使った。

【初期配置】

本研究では単空孔中の水素の安定位置はOサイトであると最初から断定はしない。その代わりに、図3のようにOサイト近傍のある範囲に一様に分布するような水素の初期配置を乱数を使って作り出した。その初期配置から緩和計算を使って基底状態を計算した。乱数で決まる初期配置なので計算の過程で水素が予期しない構造を持ったり、準安定な構造に陥ったり、さらに時間以内で計算が終了しない場合もあった。しかしながら、そのような計算をしたために基底状態と予期していなかったような多くの準安定構造を得ることができた。

【空孔と水素の結合エネルギー】

複数個の水素とタングステン単空孔の総結合エネルギーは次の式で定義する。

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

ここで E はそれぞれの組成を持つスーパーセルの凝集エネルギーを表す。第1項は単空孔に m 個の水素が捕獲された状態、第2項は単空孔のみ、第3項は完全結晶のTサイトに水素が捕獲された状態、第4項は水素の無い完全結晶をそれぞれ表す。つまり、この式ではTサイトにあった m 個の水素が単空孔に捕獲された時のエネルギーの利得を表している。水素1個当たりの平均結合エネルギーも計算した。

$$E_{ave} = E_{tot} / m$$

【研究組織】 研究代表者 日本原子力研究開発機構 山口正剛
所内世話人 九州大学応用力学研究所 大澤一人

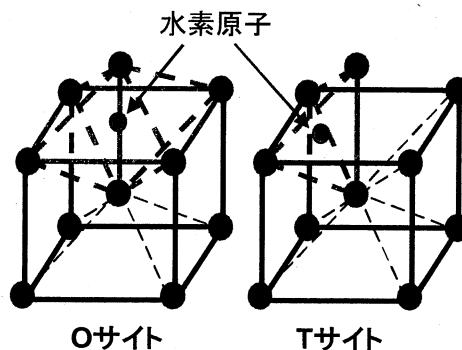


図1: BCC金属での水素の捕獲サイト

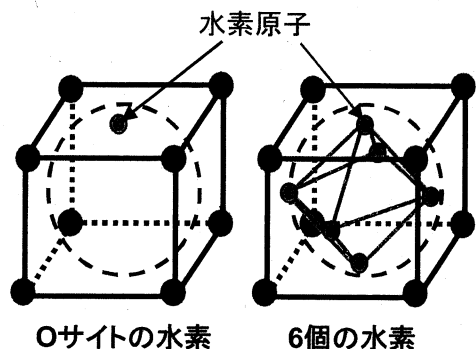


図2: BCC金属単空孔への水素の捕獲

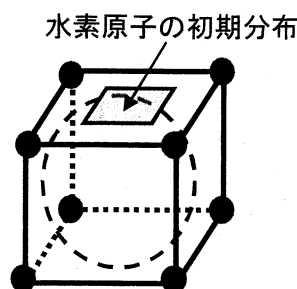


図3: 乱数による水素の初期分布

【水素の空孔中での安定構造】

空孔中の水素を次第に増やして平衡状態の水素の構造を計算した。基底状態と準安定状態をいくつかの例を取って説明する。

(1)水素4個の構造

平面状に4個の水素が並んだ構造図4(a)はしばしば安定構造と思われがちであった。しかし、2種類の異なる四面体構造が安定である。(b)の方が僅かに安定で基底状態であるが、構造(c)もほとんど縮退している。

(2)水素6個の構造

水素が6個あるOサイトの近傍を占めた構造(a)が安定と思われていた。しかし(b)と(c)のように水素がOサイトからずれた位置にある方がかなり安定である。

(3)水素12個の構造

タングステンの単空孔には実際には12個まで水素が捕獲される。図6(a)のように12個の水素はお互いに距離をおくような配置になるのが最も安定である。水素はほぼTサイトを占める。準安定構造(b)と(c)は(a)と比較して非常に不安定である。

(4)水素の安定位置

図7に空孔中の水素の位置を{001}面上に投影した結果をまとめた。中心がOサイトである。水素が1個の時は<100>方向に格子定数(d)の5%程度ずれている。水素の個数が増えるにつれて、水素はOサイトから離れてゆき、12個になるとTサイト近傍に達する。

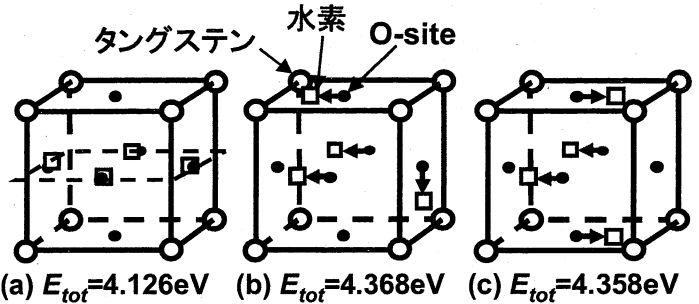
【最大捕獲数】図8はタングステン単空孔中に捕獲される水素の個数(m)と結合エネルギーとの関係である。総結合エネルギーは水素の個数が12個になるまで増加する。13個以上の水素は空孔内に留まることはできず、緩和計算の途中で空孔外部に移動する。ただし、空孔内部に水素分子H₂が生成された場合は例外的に安定である。しかしながら、2個以上の水素分子の生成はされなかった。したがって、12個が空孔に捕獲される水素の最大個数であると結論できる。

【まとめ】従来の第一原理による研究では、タングステン空孔には鉄など他のBCC金属と同様に6個程度しか水素が捕獲されないという結論であった。しかし、正しく基底状態を計算することでそれよりも多くの水素が捕獲されることがわかった。

【原著論文】

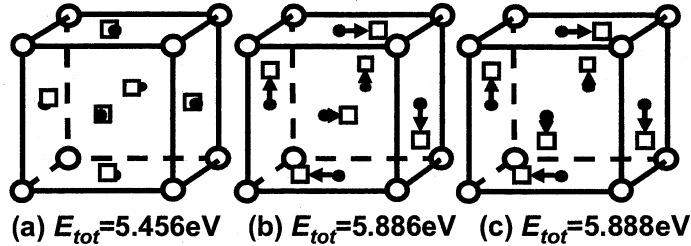
Kazuhito Ohsawa *et. al.*, Phys. Rev. **B 82** 184117 (2010).

Kazuhito Ohsawa *et. al.*, Reports of Research Institute for Applied Mechanics, **No.139** 69-73 (2010).



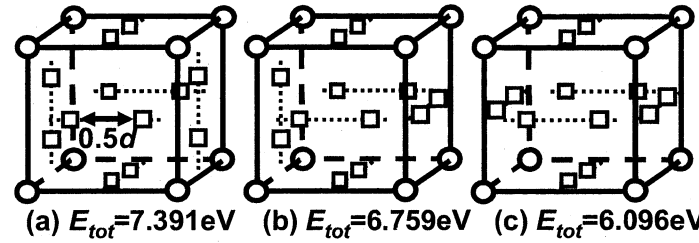
(a) $E_{tot}=4.126\text{eV}$ (b) $E_{tot}=4.368\text{eV}$ (c) $E_{tot}=4.358\text{eV}$

図4:空孔内の水素4個の安定構造と準安定構造



(a) $E_{tot}=5.456\text{eV}$ (b) $E_{tot}=5.886\text{eV}$ (c) $E_{tot}=5.888\text{eV}$

図5:空孔内の水素6個の安定構造と準安定構造



(a) $E_{tot}=7.391\text{eV}$ (b) $E_{tot}=6.759\text{eV}$ (c) $E_{tot}=6.096\text{eV}$

図6:空孔内の水素12個の安定構造と準安定構造

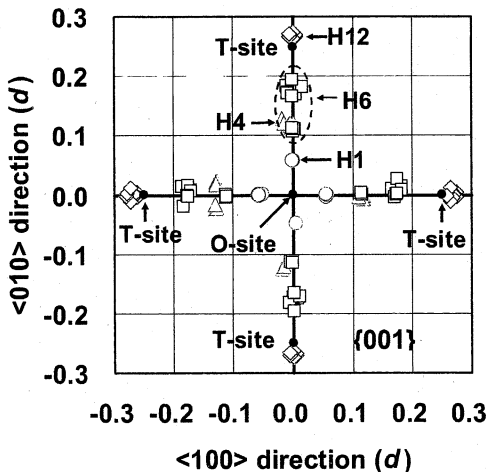


図7:水素の安定位置の{001}面上への投影

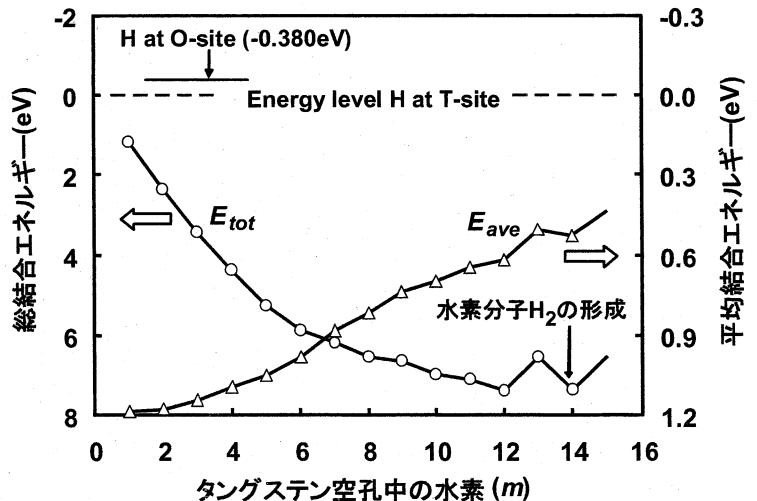


図8:水素の個数と空孔水素の結合エネルギー

[目的]

核融合炉においてプラズマ対向壁はプラズマと直接接するため、プラズマへの不純物の混入やトリチウムを含む高エネルギー粒子の取り込み等、核融合炉全体の健全性に直接関連する。そのため実機環境を見据え、炭素イオン照射による壁表面での金属と炭素との混合堆積層生成と水素同位体およびヘリウムイオン照射が同時に起こる複合照射系におけるトリチウム滞留挙動を理解することが重要となる。そこで本研究ではタングステン表面における炭素混合堆積層生成過程におけるトリチウム滞留挙動を理解するために、炭素イオン、水素同位体イオンおよびヘリウムイオンを同時に照射し、その際の水素同位体滞留挙動とその照射損傷の影響に注目し、タングステンと炭素との混合堆積層生成と同時に起こるトリチウムを含む水素同位体の滞留過程の解明を行う。

[実験方法]

$C^+-D_2^+-He^+$ 3 種同時照射装置を用いて、種々のイオンフラックスおよび照射温度にて同時照射を行った。 D_2^+ のフラックスを $1.0 \times 10^{18} D_2^+ m^{-2} s^{-1}$ で固定し、 He^+ 及び C^+ のフラックスを比が $C/D=0.2$, $He/D=0.2$ とし、打ち込み深さが同じになるように、イオンエネルギーをそれぞれ $10 keV C^+$, $3.0 keV D^+$ および $3.0 keV He^+$ とし、室温にて $C^+-D_2^+$ 及び $He^+-D_2^+$ 同時照射、 $C^+-D_2^+-He^+$ 3 種同時照射を行った。また、重水素滞留量に影響する化学スパッタリングの解明を目的とし、 C^+ 照射エネルギーを $5, 7, 10 keV C^+$ とし、 $C^+-D_2^+$ 同時・分割照射実験を行った。重水素の滞留挙動を評価するために、昇温脱離(TDS)実験を行った。各照射試料に対し、透過型電子顕微鏡(TEM)を用いて表面の照射損傷変化を観察することで、試料表面における照射損傷の形成と重水素滞留挙動との相関性の解明を行った。

[結果・考察]

図1に各 C^+ 照射エネルギーにて $C^+-D_2^+$ 同時・分割照射を行った試料における D_2 TDS スペクトルを示す。この TDS スペクトルから $C^+-D_2^+$ 同時照射試料においてのみ C^+ 照射エネルギーの増加に伴い $400 K$ 付近にピークを持つ表面吸着と転移ループによる重水素の捕捉が増加したことが示された。これに関して、 $C^+-D_2^+$ 同時・分割照射時には D_2^+ 照射による化学スパッタリングによって CD_x が放出される^[1]。ここで、 $C^+-D_2^+$ 同時照射時には試料表面の重水素濃度が少ないために D_2^+ 照射による CD_x の放出が分割照射時と比較し減少すると考えられた。

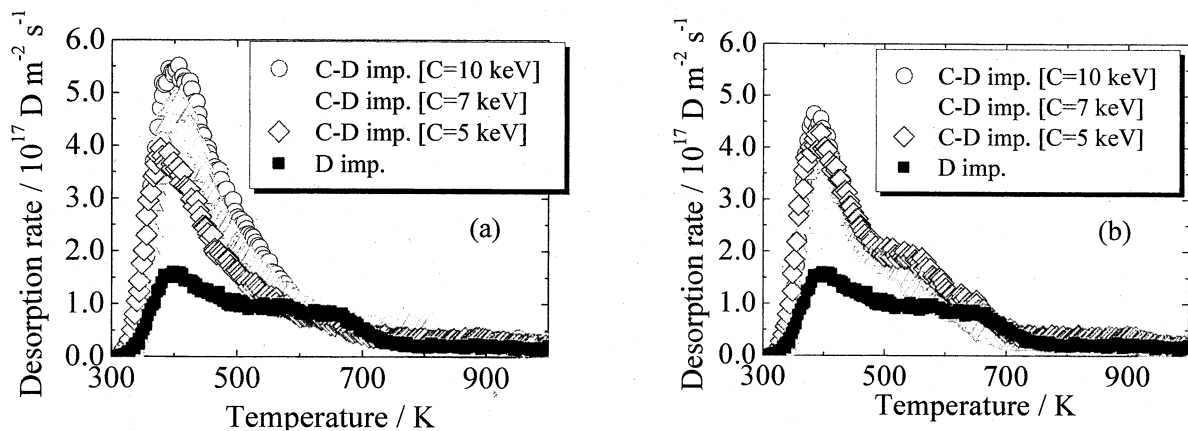


図1 各エネルギーでの D_2 TDS スペクトル(a)同時照射及び(b)分割照射

一方で、 $C^+-D_2^+$ 分割照射試料においては TDS スペクトルに変化は見られなかったものの、 $550 K$ 付近の空孔による重水素の捕捉が多いことが示された。これに関しては、分割照射試料においては C^+ イオン照射により空孔が形成された後に重水素が滞留するため、空孔形成と同時に重水素が滞留する同時照射試料と比較し滞留量が増加したと

考えられた。 $C^+-D_2^+$ 及び $He^+-D_2^+$ 同時照射、 $C^+-D_2^+-He^+$ 3種同時照射試料と D_2^+ 単独照射試料における D_2 TDS スペクトルを図2に示す。これらのTDSスペクトルの比較から、各同時照射試料において D_2^+ 単独照射時と比較し重水素滞留挙動が大きく変化していることが分かった。

$C^+-D_2^+$ 同時照射試料においては400 K付近の表面吸着及び転移ループによる重水素の捕捉、550 K付近の空孔による重水素の捕捉が増加しており、TEM観察結果でも示されたように、 $C^+-D_2^+$ 同時照射によって転移ループや空孔が多く形成しており、また炭化タングステン等のアモルファスな微細構造が形成されたためと考えられた。また、 $He^+-D_2^+$ 同時照射試料においては580 K付近に重水素捕捉サイトが確認でき、こちらもTEM観察結果から

$He^+-D_2^+$ 同時照射によりHeバブルが形成しており、そのHeバブル周辺に形成した空孔によって重水素が捕捉されていると考えられた。しかし、 $C^+-D_2^+-He^+$ 3種同時照射試料においては、 $He^+-D_2^+$ 同時照射試料において観られる580 K付近の重水素の捕捉が大きく減少している事が示された。これに関して、図3に D_2^+ フルエンス $1.0 \times 10^{20} D^+ m^{-2}$ の段階での各同時照射試料におけるTEM観察結果を示す。これらの比較から、 $C^+-D_2^+$ 及同時照射試料においては転移ループの核形成が終了した段階、 $He^+-D_2^+$ 同時照射試料においては転移ループの核形成が起きている段階であるのに対し、 $C^+-D_2^+-He^+$ 3種同時照射試料においてはこの段階ですでに転移ループの成長が顕著であり、フルエンスの増加に伴い非常に高密度の転移、転移ループ、Heバブルが混在していくことが示された。これは、 C^+ 照射によって形成した照射欠陥にHeが滞留しHeバブルを形成することで格子間原子の回復が起きずに転移ループとなるためであると示唆された。ここで、 He^+/D^+ フラックス比依存性実験からHeバブルの成長により重水素滞留量が減少することが示されている。これらのことから、 $C^+-D_2^+-He^+$ 3種同時照射によってHeバブルが成長したこと、また C^+ 照射によってタングステンがスパッタされることにより3種同時照射試料において580 K付近の重水素の捕捉が減少したと考えられた。

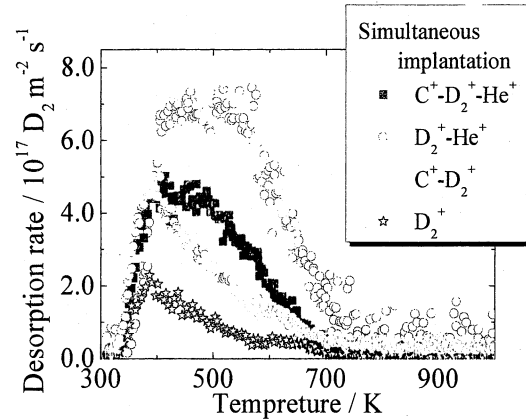


図2 各同時照射した試料における D_2 TDSスペクトル

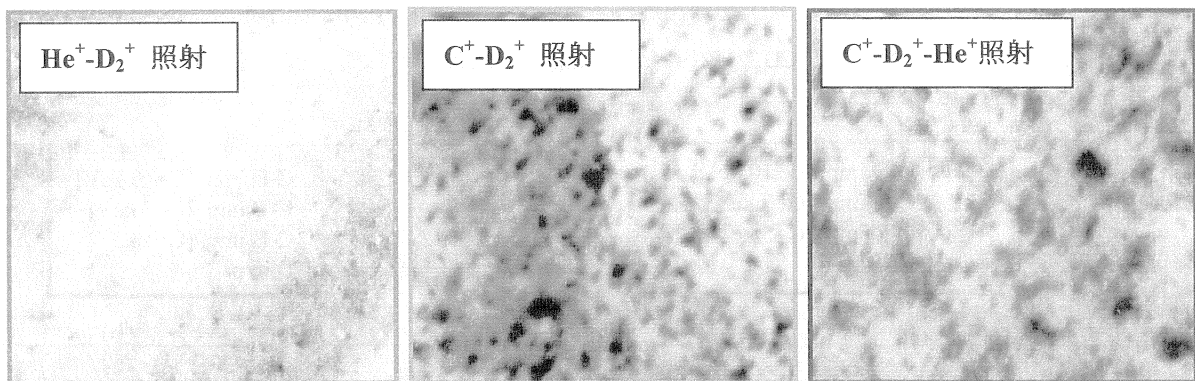


図3 各同時照射試料におけるTEM観察画像

[まとめ]

本研究では特に炭素-水素同位体をタングステンへ同時照射した際の混合層形成時に起こるスパッタリング現象を明らかにした。その結果、炭素-重水素同時照射下では分割照射と比較し、重水素滞留量が増加することが明らかとなった。また、炭素-ヘリウム-水素同位体同時照射下の水素同位体滞留挙動をTDS測定とTEM測定から解明し、水素同位体の滞留挙動はヘリウム照射によるバブルの形成や炭素によるスパッタリングの影響を受けることが明らかとなった。

核融合炉材料の高温変形および液体増殖材腐食による内部組織発達過程

核融合科学研究所 室賀健夫

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、新しい取り組みである、酸化物分散強化鋼 (9Cr-ODS) の変形組織を中心に報告する。

2. 方法

9Cr-ODS は大学共通材料として核融合科学研究所が北大、京大他との協力で製作したものである。組成および熱処理条件を低放射化フェライト鋼 CLAM および JLF-1 と比較し、それぞれ表 1、表 2 に示す。

核融合科学研究所において「微小試験片高温クリープ試験装置」を用いてクリープ試験を行った。また、クリープ破断後の試料から TEM 用試料を切り出し、応用力学研究所において電解研磨後、微細組織観察を行った。

3. 結果と考察

図 1 は、9Cr-ODS の 823K、荷重 300 または 400MPa でのクリープ変形曲線を示す。低放射化フェライト鋼は、急速に変形が進み破断に至るが、9Cr-ODS では、長期間にわたって変形が 2% 以内にとどまっている（実験は破断前に終了している）。このように、9Cr-ODS では、熱クリープが大きく抑制されることが分かった。高温高荷重のクリープデータから低温低荷重長時間のクリープ変形を予測する方法として、Larson-Miller パラメータによる相関がある。本実験結果と以前の低放射化フェライト鋼の結果を比較することにより、低放射化フェライト鋼の 550°C でのクリープ変形は、9Cr-ODS では、650-700°C での変形に相当し、すなわち使用温度を 100-150°C 上昇させることができることが明らかになった。

表 1 9Cr-ODS と低放射化フェライト鋼 (CLAM, JLF-1) の化学組成

	C	Cr	W	Mn	Ta	V	Ti	Y	O	N
9Cr-ODS	0.14	9.08	1.97	-	-	-	0.23	0.29	0.16	0.013
CLAM	0.13	8.94	1.45	0.44	0.15	0.19	-	-	0.0017	0.0058
JLF-1	0.09	9.00	1.98	0.49	0.083	0.20	-	-	0.0019	0.015

表 2 9Cr-ODS と低放射化フェライト鋼 (CLAM, JLF-1) の熱処理条件

	Normalization	Tempering
9Cr-ODS	1323 K / 60min / AC	1073 K / 60min / AC
CLAM	1253 K / 30min / AC	1033 K / 90min / AC
JLF-1	1323 K / 60min / AC	1053 K / 60min / AC

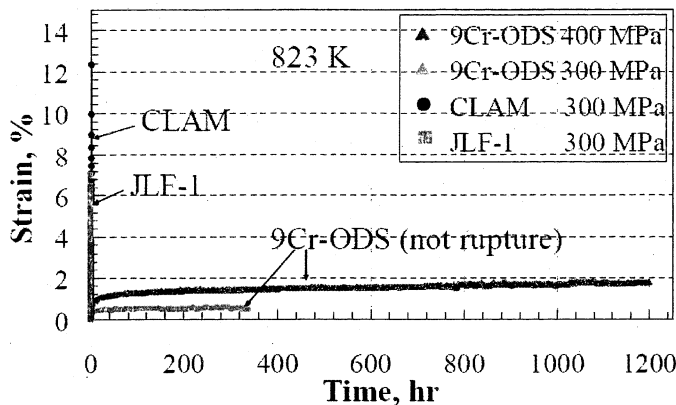


図1 9Cr-ODS と低放射化フェライト鋼の熱クリープ変形

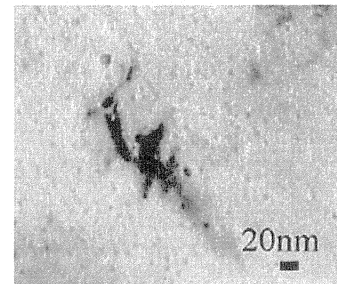


図2 9Cr-ODS の微細組織

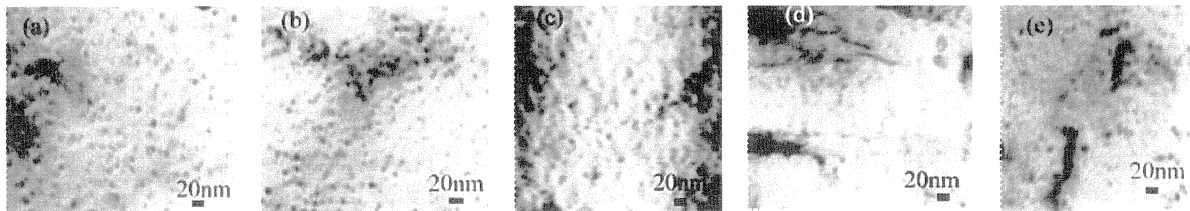


図3 9Cr-ODS のクリープ試験後の微細組織: (a) 823 K/400 MPa/1200 h, (b) 923 K/250 MPa/207 h, (c) 973 K/150 MPa/230 h, (d) 973 K/200 MPa/39 h (e) 973 K/250 MPa/3 h.

図2は、9Cr-ODSの微細組織を示す。強いコントラストは転位によるもので、マトリクスには高密度のナノ粒子（酸化イットリウム）が分散している。図3は、クリープ試験後の組織を観察したもので、どの試料にもほぼ同じサイズと密度のナノ粒子が観察され、クリープ変形によりナノ粒子には変化は起こらないことが明らかになった。

今後は、時効熱処理、液体増殖材腐食によるナノ粒子の安定性を強度との相関を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）
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) Y.F. Li, T. Nagasaka, T. Muroga, A. Kimura and S. Ukai, High-temperature mechanical properties and microstructure of 9Cr oxide dispersion strengthened steel compared with RAFMs, 26th Symposium on Fusion Technology (SOFT-2010), Sep. 27 – Oct. 01, 2010, Porto, Portugal
- (2) Yanfen Li, M. Kondo, T. Nagasaka, T. Muroga, V. Tsisar, The Corrosion Influence of Pb-Li on Microstructure and Mechanical Properties of 9Cr-ODS and CLAM steels, 19th Topical Meeting on the Technology for Fusion Energy, Nov.7-11, Riviera Hotel, Las Vegas, Nevada, USA

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. 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

本研究では、応力緩和のため Mo を中間材に挿入した冶金接合材と、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、純度 99.95 [%] の純タングステン (Pure 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、イオン照射試験と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 $\phi 4\text{mm}$ の範囲に、銅イオン (Cu^{2+}) を、タングステン部分に 1.0dpa, 10dpa、銅部分に 1.8dpa, 10dpa まで、軽照射と重照射を実施した。それらの飛程はそれぞれ 350nm, 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および照射後熱処理を施した接合材について、3 点曲げ法による曲げ強度を測定し、接合界面の強度評価を行った。

3. 実験結果及び考察

Fig. 1 および 2 は、Mo を中間材として挿入した冶金接合材および NDB 法による接合材の曲げ強度を示す。Fig. 1 より、タングステンと銅との接合材の接合強度は、低照射後熱処理により 49% または 68% 低下し、重照射後熱処理により 88%、90%、91% 低下した。すなわち、接合強度は照射後熱処理により、最低で約 50% 程度に低下することが分かった。この接合界面強度の低下は、熱処理による影響がより大きく、材料表面のみの照射損傷の影響は比較的少ないと考えられる。

Fig. 2 より、NDB 法による接合材の曲げ強度は、中間材に Mo を挿入した接合材の曲げ強度より、JT-01W-Cu で 3.1 倍、JT-02W-Cu で 1.5 倍と非常に大きな値を示した。前述のように、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により、タングステンと銅との接合強度が最低で約 50% 程度に低下したと仮定しても、NDB 法による JT-01W-Cu の接合強度は、 $3.1/2=1.6$ 倍と、Mo を中間材に挿入した冶金接合材の接合強度よりも非常に大きいことが分かった。したがって、NDB 接合法は、優れたタングステンの接合方法であり、タングステン材料を用いた次期核融合実験装置のプラズマ対向機器の製作に有効であることが分かった。

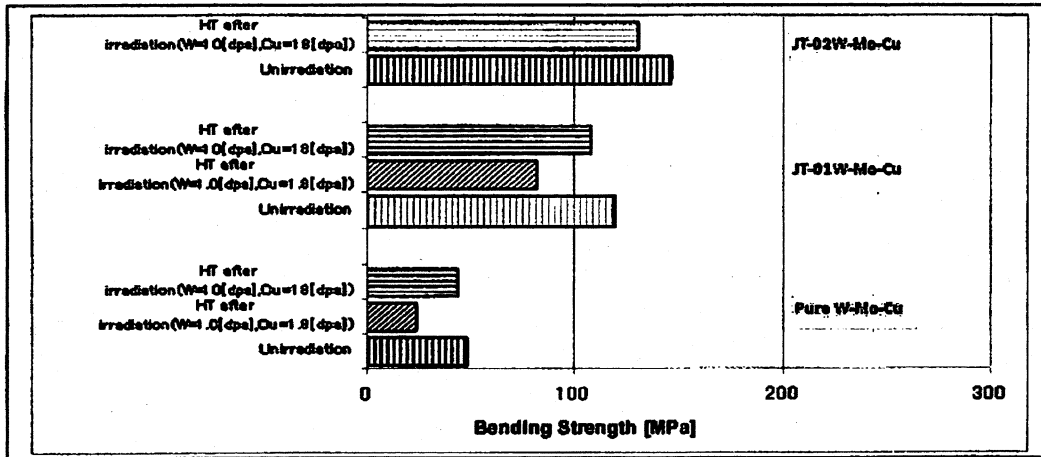


Fig.1 Bending strength of W-Mo-Cu joining specimen.

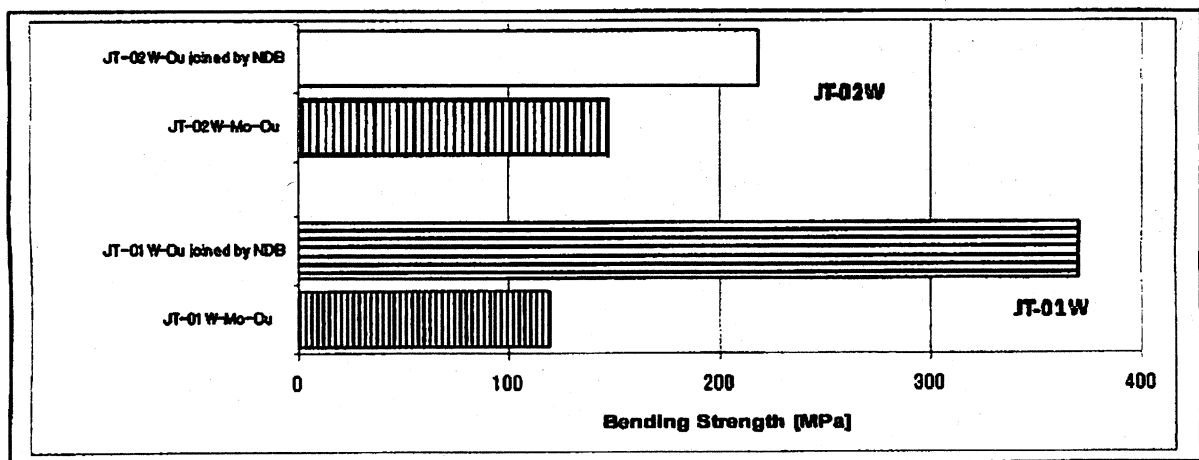


Fig.2 Bending strength of W-Cu joining specimen by NDB.

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強度について究明した。その結果、NDB法を用いた接合材の接合界面強度は、中間材にMoを挿入した接合材より最大で3.1倍も優れていた。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した照射後熱処理により、接合強度が約50%程度まで低下したと仮定しても、十分な接合強度を有していることが分かった。したがって、NDB法によるタングステンの接合技術は、次期核融合実験装置のプラズマ対向機器の製作に有効であることが分かった。

5. 研究成果報告

- 1) 車田 亮、全国共同利用研究成果報告 平成 21 年度、九州大学応用力学研究所, (2010.6), 21FP-7, p.282.
- 2) 車田 亮、共同利用研究経過報告書 平成 21 年度、東北大学金属材料研究所附属量子エネルギー材料科学国際研究センター, (2010.7), CD-II-5, p.23.
- 3) MOHD YUSAIRY、車田 亮、他、日本機械学会関東支部第 18 回茨城講演会講演論文集、茨城大学, (2010.8.27), pp.99-100.
- 4) MOHD YUSAIRY、車田 亮、他、銅及び銅合金技術研究会第 50 回講演大会概要集、東海大学, (2010.11.5), pp.35-36.

ニューラルネットワークの QUEST プラズマ計測への応用

電気通信大学 竹田辰興

目的 ニューラルネットワーク (NN) のプラズマデータ計測・処理への応用研究の一環として、NN による時系列予測結果と時系列データの特徴についての比較研究を行なう。

研究概要 核融合プラズマの時系列データの予測プロセスは、磁気プローブデータ等の時系列データが、決定論的な多次元相空間軌道の情報の一部の表現であると考えて、その外挿を行なう過程であると解釈できる。この考え方に基づいて、Hernandez 等が多層ニューラルネットワーク (NN) を用いて、磁気プローブの時系列データからディスラプションの予測を行なって以来、多くの研究者によって研究が行われてきた。このような目的に使う時、多層 NN は関数近似装置であると考えられ予測問題は「関数当てはめ問題」と考えるのが適当である。実際、入力 x の 2 層 NN の出力 z は、 v, w 及び I, J を中間層、出力層に入るデータのウェイト及びニューロン数、 σ を活性化関数とすれば、 $z = \sum_{j=0}^J w_j \sigma \left(\sum_{i=0}^I v_i x_i \right)$ と表せるが、これは、 σ を基底関数

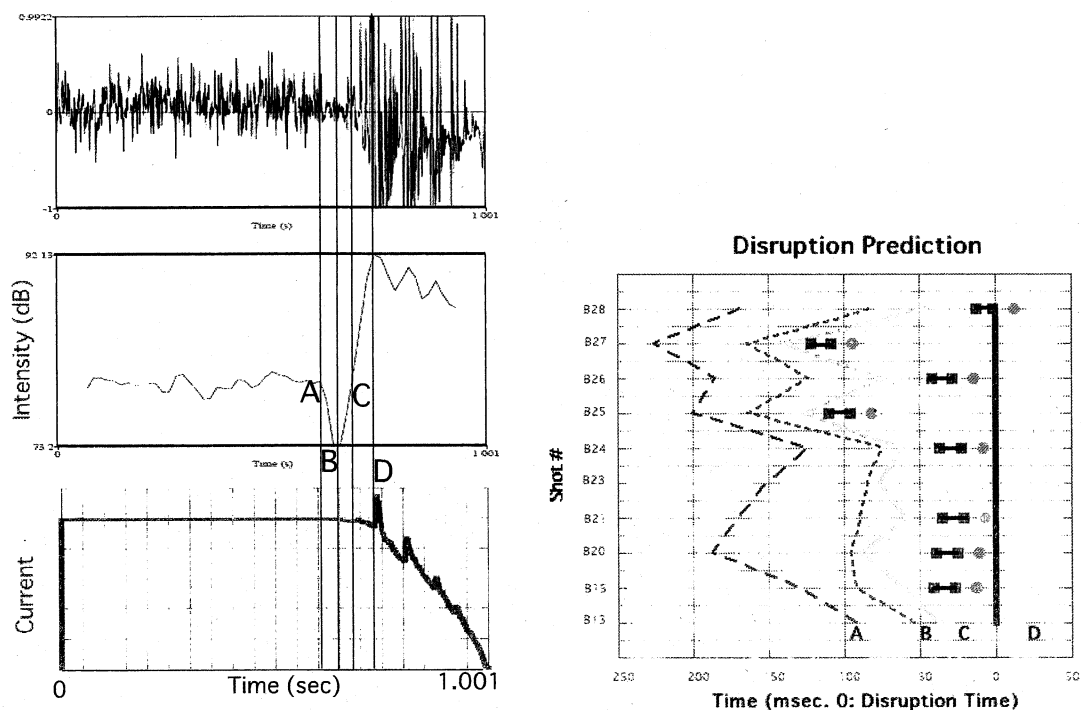
とする関数展開式と考えられる。フーリエ展開等の関数展開が、三角関数等の固定基底関数に基づくのに対して、NN は活性化関数 σ を基底関数とする可変基底関数展開である。可変基底関数を使うことで、関数表現力が上昇して色々な状況での時系列予測が可能になる。もちろん、可変基底関数では基底関数を決めるパラメータ (ウェイト) が複雑に関数の中に入り込んでおり、関数当てはめに際して、非線形最適化法に頼らざるを得ず計算は複雑となり計算時間もかかる。

関数当てはめ問題とは異なった観点から予測問題をとらえるために、昨年度は場のディスラプション予測研究[1]で使われた磁気プローブ時系列データについて、Kohonen の自己組織化マップ(SOM)による 2 次元空間での分類を試みた。この分類は、10 ショットの時系列データを 48 ステップ (1.385 msec/step) からなる窓にわけ、そのフーリエ係数について行い、ディスラプション発生に近い時間帯の窓とそれ以外についてある程度の分類が為されることが判明した。

今年度は、音声解析プログラム praat[2]を利用して、上記解析の対象とした 10 ショットの時系列データの性質について直接解析した。音声解析プログラムを利用した理由は、第一に時系列データを解析する上で使われる多くの機能が簡単な操作で利用できるためであり、第二には磁気プローブ等による時系列データは音声データと近い時間スケールを持っていることで、実際、熟練した装置操作員は音声化した磁気プローブデータ等からプラズマ状態の変化を推測できることもあると言われている。音声解析プログラム praat には、色々なパラメータの値を変えて音声学的に重要な量を解析・表示する機能がある。これらは、多くの場合、色々な窓関数を使った短

時間フーリエ変換による解析結果に音声学的な解析処理を施したもので、そのまま非音声データに適用しても、必ずしも、有意な結果が得られるものではない。我々は、上記時系列データについて、パラメータを色々変化させて解析した結果、音声データとして見た時のインテンシティの時間変化が、ある特徴をとらえていることを見いだした。磁気プローブデータ、電流波形、praat解析結果の例として「ショット B15」のデータを下図左に示す。中央の図がインテンシティを表しており、D 点が電流崩壊の開始時点で、A 点でインテンシティが下がり始めて、B 点で最小値を取り、D 点に向かって上昇する。この際、A 点と同じインテンシティの C 点を通過する。このパターンは、今回解析した 10 ショットの全てのデータに共通して見られる。また、このパターンがディスラプション直前以外で見られることはほとんどない。そこで、ディスラプション発生時点 D を 0 msec とし A,B,C 点が何 msec 前に見られるかをプロットしたものが下図右である。比較のために、楊の NN によるディスラプション予測結果を■（予測データ）と（崩壊予測時点）で示してある。この結果は実際の電流崩壊時点よりも A,B,C の挙動と強い相関があり、このニューラルネットワーク予測は時系列データにおける A,B,C のパターン情報が予測に際して重要な意味を持っていると考えられる。

参考文献 [1] 楊志紅、修士論文、電気通信大学 (2003). [2] praat 公式サイト：
<http://www.fon.hum.uva.nl/praat/>



固体表面状態のシース熱流束に及ぼす影響の研究

大阪府立大学 産学官連携機構 松浦 寛人

1 研究の目的

プラズマと固体境界のシースを介して伝えられる熱流束は、核融合プラズマのダイバーターのみならず、半導体プロセスの基板や宇宙飛翔体の外壁などの健全性に大きな影響を及ぼす。我々はプローブチップの温度変化から直接シース熱流束を測定し、チップのバイアス電圧に対する熱流束の応答からプラズマパラメータを推定するサーマルプローブ法の研究を行ってきており、その過程でプローブチップの材質や表面状態もまたシース熱流束に影響を与えることを見出している。核融合炉壁の第一候補として上げられているタングステンはヘリウムイオンの混在するプラズマ照射下で表面に様々な損傷を受けることが最近報告されている。そこで、これらの表面損傷の有無がシース熱流束に及ぼす影響を実験的に調べることは重要である。さらに、赤外線温度計で測定した表面温度データからバルク材に吸収される熱量を直接評価することはできない。本研究では、複数の熱電対を備えたバルク試料にプラズマを照射し、熱の流れの基礎過程を理解するための赤外線温度計データと熱電対温度データを収集した。

2 実験装置及び照射試料

実験は応用力学研究所高温プラズマ研究センターのPWI模擬実験装置 APSEDAS を用いて行われた。13.56 MHz の高周波を発生するヘリカルアンテナでヘリウムプラズマが生成される。真空容器内のガス圧は 35 [mTorr] に保ち、300 ~ 400 [W] の RF パワーを入射している。赤外線温度計 (Chino 社製 IR-CAQ シリーズ) は測定可能レンジの異なる 2 つのカメラを組み合わせて行っている。

図 1 は本研究で用いたバルク照射試料で、水冷された試料台に設置されている。プラズマに面する面積は $S = 30 \times 30 = 9.0 \times 10^2$ [mm²] で、厚さ $L_1 = 10.0$ [mm] のタングステンが厚さ $L_2 = 20.0$ [mm] の銅に接合されている。K 型熱電対は、図中の丸印で示されるように、プラズマ照射されるタングステン面から 5.0, 12.0, 22.0 [mm] の位置に取り付けられている。

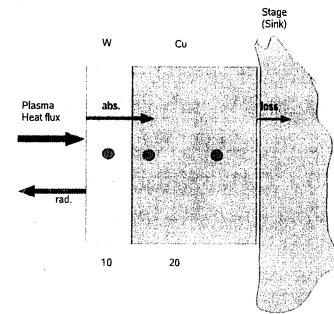


図 1: 用いたバルク試料と熱電対配置。

タングステンの熱伝導率 $\kappa_1 = 174$ [W/m K] は銅のそれ $\kappa_2 = 398$ [W/m K] の半分以下であるため、試料内の定常温度分布は図 2 に示すように折れ線状になると予想される。ここで、プラズマから吸収される熱流束密度は 150 [kW/m²] という大きな値を仮定し、銅とステージ間の実効熱伝達が大きい (接触熱抵抗が無視しうる) として計算している。この場合、タングステン層内での温度降下は約 7.5 度で、銅層内も同程度であると予想される。

タングステンの比熱 $c_{p1} = 130$ [J/kg K]、および質量密度 $\rho_1 = 1.925 \times 10^4$ [kg/m³] を用いて長さ $L = L_1 + L_2$ のバルク材に対する熱拡散時間を評価すると ~ 12.95 [s] であるから、数分の照射時間で容易に定常状態が実現できると期待される。

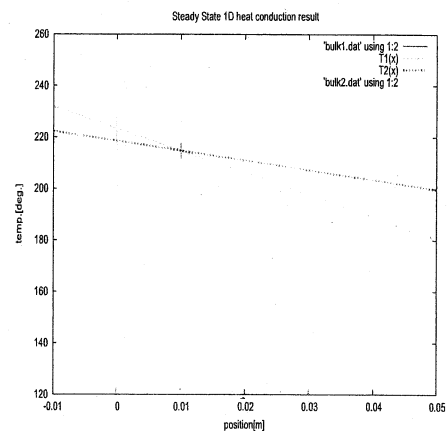


図 2: 熱損失モデル計算

3 計測結果

図2はRFパワー400[W]のヘリウムプラズマを90分照射したときの測定データである。試料のプラズマ照射側の表面温度を表していると考えられる赤外線カメラのデータ(IRC)は図中の最も上側の実線である。表面温度は放電開始直後に315度程度に急増し、照射後半に微増しているもののほぼ一定で、放電停止後殆ど瞬時に295度に低下し、その後ゆっくりと減少している。これに対し、試料内部温度を熱電対で測定したデータ(TC1、TC2、TC3)はプラズマ照射中にゆっくり増加し、照射後半にようやく定常状態に近づいている。これは、前節の熱拡散時間からの見積もりに反する。試料ステージの温度も同様な温度変化を示していることから、熱拡散時間の評価に用いる代表的長さ照射試料のサイズを用いたのが不適切であったのだと考えられる。

またプラズマ照射時の温度差(バルク試料内の温度勾配)もかなり過小評価している可能性がある。照射終了後は3つの熱電対温度信号(および赤外線温度信号)は事実上一致しており、試料は一定の時定数(この場合750[s]程度)で冷却している。タングステンおよび銅の熱物性値から試料の熱容量を見積もると72.5[J/K]である。停止直前の温度(より正確にはプラズマ照射に伴う上昇分)190度を用いると、ステージからの熱伝導損失による熱流束密度は20[kW/m²]程度となる。この程度の熱流束密度では、熱電対信号間に差が生じても高々1度程度にしかならない。これに対して、プラズマ照射中、同じ銅層内にあるTC2とTC3の信号は常に20度程度の差を示しており、これから推定される熱流束は投入しているRFパワーに比較して大きすぎる。現在、熱電対の測定誤差や真空容器中の残留ガス流の効果等を考慮して再検討を進めている。

4 まとめ

伝熱特性の異なるタングステンと銅からなる複合サンプルにヘリウムプラズマを照射し、表面温度およびバルク温度の時間変化を計測した。バルク温度は表面温度より小さく、プラズマ照射条件の変化に対する応答は極めて遅く、定常状態の理論温度分布とは大きく異なる分布を示し、より厳密な非定常解析が必要であるとわかった。

5 研究組織

研究代表者	松浦寛人	大阪府大・工	助教	(2/1より産学官連携機構に移籍)
研究協力者	坂本瑞樹	九大・応力研	准教授	(10/1より筑波大に転出)
研究協力者	東園雄太	九大・応力研	特別研究員	(4/1より転職)
研究協力者	徳永和俊	九大・応力研	准教授	

協力者の転出などのため、APSEDAS実験では応力研修士課程の大山亮平さん、鶴昭太郎さん、A.ルシノフさんらの協力をいただいた。

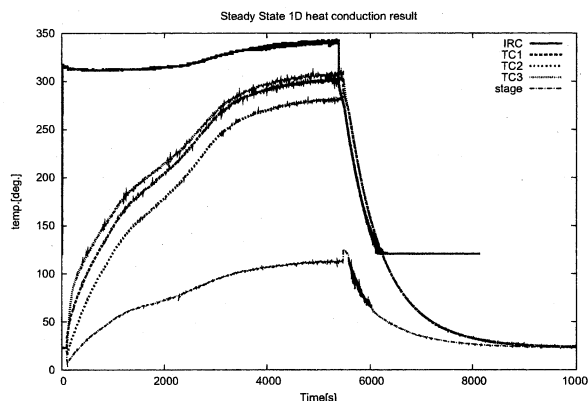


図3: 高温赤外線カメラおよび熱電対のデータ例。

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」

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使用している。使用実績の積み重ねとともに高速中性子による炉心用材料の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。

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が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℃、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。

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℃、照射量 50dpa 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。本結果から、応力場が組織変化に与えることを確認した。今後、応力場を試

験パラメータとして、応力場が組織変化に与える影響を明確にするために試験データ拡充を行う。

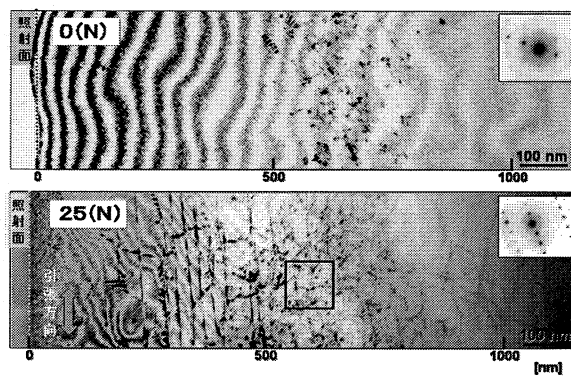


図1 照射試料断面の微細組織観察結果（400℃，5dpa）

QUEST に於ける RF による電流立ち上げ、加熱及び電流駆動の研究

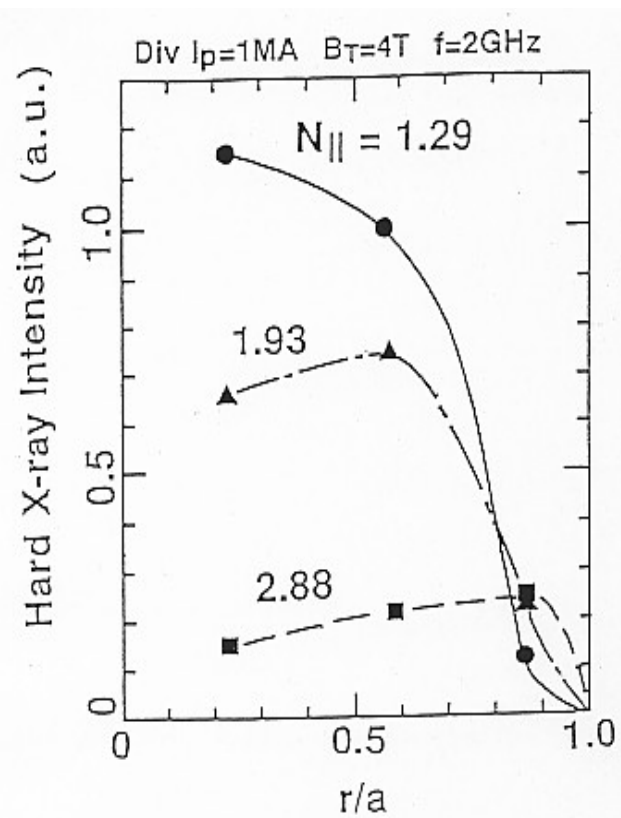
上原和也¹⁾、花田和明²⁾、出射浩²⁾¹⁾ 宇宙航空研究開発機構・宇宙科学研究所²⁾ 九大応用力学研究所・炉心理工学研究センター

概要

TRIAM-1M の電流駆動実験に関連して JT-60 で観測された電流駆動実験の電流分布と新しい電流駆動の理論に基づいて計算した電流分布についての考察をまとめた。

TRIAM-1M の高効率電流駆動プラズマと JT-60 の電流分布

低域混成波電流駆動 (Lower Hybrid Current Drive, LHCD) は多くの電流駆動のなかでも最も高い駆動効率を達成している。TRIAM-1M では、オーミック電場のない完全非誘導電流プラズマで駆動効率が自発的に改善する現象が見つかるし (Enhanced Current Drive, ECD)、かなり大きなイオン温度の上昇が観測されている (Hot Ion Temperature, HIT)。LH 波による通常の電流駆動では電流分布がどのようになるかは非常に重大な問題である。JT-60 では、4 x 8 導波管ランチャー (マルチジャンクション) を用いて 2 GHz の LHCD 実験を行っており、4 チャンネルのハード X 線装置を用いて、電流分布のを測定している。この時の LH パワーは 2 MW で、トムソン散乱で測定した電子温度は 2 keV 程度である。中心のトロイダル磁場 $B_T = 4$ T, LHCD 周波数 $f = 2$ GHz、大バーター配位で 1 MA の電流が LHCD で流れている。アーベル変換されたハード X 線強度の空間分布が入射 LH の平行方向屈折率 $N_{||}$ をパラメーターにして図 1 に示されている。これに依ると、 $N_{||}$ が比較的大きな時は電流分布は周辺に局在化しているが、これが小さくなると中心まで浸透して中心ピーキングの電流分布になっている¹⁾。TRIAM-1M ではの ECD でも HIT でも電流分布は測定されていないようである。

図1 JT-60 の LHCD 実験に於ける電流分布の $N_{||}$ 依存

新しい理論に基づく電流駆動分布の計算

よく知られているように電流密度は $j = -e \int_{-\infty}^{\infty} v f(v) dv$ で与えられるからこの式から求めた

$$j = \frac{ek\omega_p E_0^2}{8m v_{ei}} \left\{ \left. \frac{df(v)}{dv} \right|_{v=\omega/k} + 3 \frac{f(v)}{v} \right|_{v=\omega/k} \right\} \quad (1)$$

という電流駆動の式を計算する^{2),3)}。RF のスペクトルは次のようなガウシアンモデルで近似する。

$$P_{rf}(r, n_{zc}, h_z) = \frac{P_{rf0}}{\sqrt{h_z \pi}} \int_{n_{za}}^{\infty} \exp\left(-\frac{(n_z - n_{zc})^2}{h_z}\right) dn_z \exp\left(-2 \int_a^r k_e dr\right) \quad (2)$$

ここに、 k_e は波の減衰率、 P_{rf0} はランチャで発射される RF パワーで、 n_{za} はアクセスできる RF スペクトルの下限値である。従って実験の $N_{//}$ は n_{zc} に対応する。それぞれの分布は密度と温度分布は $n_e = n_{e0}(1-(r/a)^2)^2 + n_b$, $n_b = 10^{-2} n_{e0}$, $T_e = T_{e0}(1-(r/a)^2)^2$ 、トロイダル磁場は

$B_t = B_{t0} R/(R+r)$ で近似している。計算の1例を図2に示す。図2の計算は $n_{e0} = 4 \times 10^{12} \text{ cm}^{-3}$, $f = 2 \text{ GHz}$, $B_{t0} = 4.0 \text{ T}$ (図1の B_T), $T_{e0} = 5 \text{ keV}$ の場合である。実験で観測されているように、比較的に大きな n_{zc} の場合は電流分布は中空になり、小さな n_{zc} の場合は中心ピーキングになっている⁴⁾。

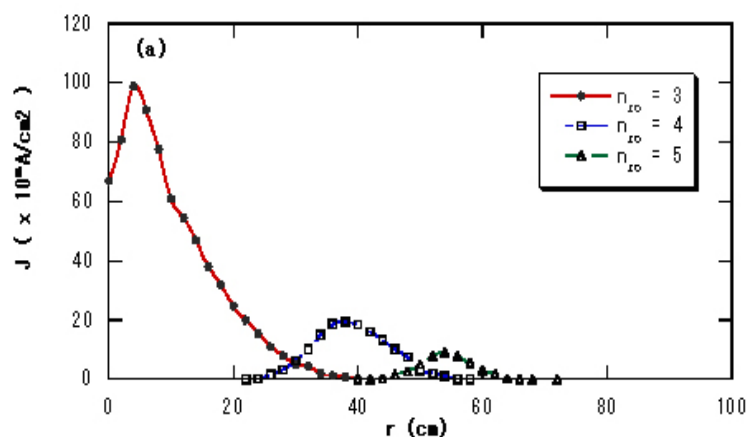


図2 JT-60のパラメーターで計算した電流分布

参考文献

- 1) K. Uehara H. Kimura and JT-60 team, proc. 8th Topical Conf. on Radio-Frequency Power in Plasmas (AIP Conf. Proc. 190), p.106
- 2) K. Uehara, Phys. Fluids B3, 2601 (1991)
- 3) 上原和也他、全国共同利用研究成果報告書第13号 (平成21年度、九州大学応用力学研究所)
- 4) K. Uehara, "Current profile and driving efficiency in lower-hybrid current driven tokamaks", JAEA-Research 2011-00X (to be submitted in April 2011)

タングステン中の水素同位体保持特性に及ぼす照射欠陥の影響

富山大学水素同位体科学研究センター

波多野雄治

1. 研究目的

タングステンにはスパッタリングによる損耗が小さく、かつ融点が高く、またトリチウムを含む水素同位体の溶解度が小さいため核融合炉プラズマ対向材料として有望視されている。しかし、中性子照射効果に関する知見は不十分であった。そこで日米科学技術協力事業核融合分野 TITAN 計画のもと、オークリッジ国立研究所で中性子照射したタングステン試料中の水素同位体滞留特性をアイダホ国立研究所のプラズマ装置 TPE を用いて調べたところ、照射欠陥によるトラップ効果により、0.025dpa という低線量照射でも重水素滞留量が著しく増大することがわかった。放射性同位元素であるトリチウムがプラズマ対向材料中に大量に取り込まれるとメンテナンス作業時や事故時の被曝リスクが高まるのみならず、燃料サイクルにも悪影響を与える。すなわち、プラズマ対向材料内に取り込まれたトリチウムの大部分は放射性壊変で ${}^3\text{He}$ となり、このようなトリチウムの消失により燃料の持続的供給に必要な実効的トリチウム増殖比を確保できなくなる可能性がある。従って、中性子照射されたタングステン中の水素同位体滞留特性を早急に明らかにし、核融合炉の安全性や燃料サイクルに与える影響を評価する必要がある。一方で、中性子照射は照射条件の制約が大きく、また試料の放射化などの問題もあり、データの精度を高めることには限界がある。そこで、並行してイオン照射を用いたより精緻な実験を遂行することが不可欠である。本研究では、広範な条件（温度・フラックス・損傷量など）でイオン照射することにより異なる種類・密度の照射欠陥を導入したタングステン試料調製し、重水素あるいはトリチウムに曝露した上でその滞留特性を調べ、水素同位体の滞留特性に与える影響を欠陥種別に明らかにすることを目的とする。

2010年度は応力除去焼鈍したタングステン試料に 2.4 MeV の Cu^{2+} イオンを室温近傍にて 0.025 ~ 3 dpa 照射し、形成された欠陥を透過電子顕微鏡 (TEM) で観察した。また TITAN 計画と連携し、質量数が近い Fe^{2+} イオンで同程度の損傷を与えたタングステン試料中の重水素滞留特性を調べ、イオン照射による微細組織変化と水素同位体滞留特性の関係を検討した。

2. 実験方法

富山大学において直径 3 mm の応力除去焼鈍済みタングステン棒材を (株) アライドマテリアルより購入し、これをスライスすることでディスク状試料を作製した。両面を耐水研磨紙、ダイヤモンドスプレーおよびコロイダルシリカにより研磨し鏡面に仕上げたのち、研磨によって導入された欠陥を除去するため真空中で 1173 K に 30 分間加熱した。これらの試料を応用力学研究所に輸送したのち、TEM 観察のために電解研磨により薄膜化した上で、2.4 MeV の Cu^{2+} イオンを室温近傍で照射した。イオン電流は 20 nA とし、照射時間を 13.5 ~ 1650 秒に調整することで弾き出し損傷率を 0.03 ~ 3 dpa とした。照射中ビーム加熱により試料温度が上昇したが、450 K を超えることはなく、この温度変化が微細組織に与える影響は無視できると考えられる。照射後の試料を応用力学研究所において TEM 観察した。また、同様の工程で作製された直径 6 mm のタングステン棒材より上述の手順でディスク状試料を調製し、Cu と質量数が近い Fe^{2+} イオン (2.8 MeV) を照射した上で 473 K にて重水素プラズマにさらし、昇温脱離法により重水素滞留量を測定した。

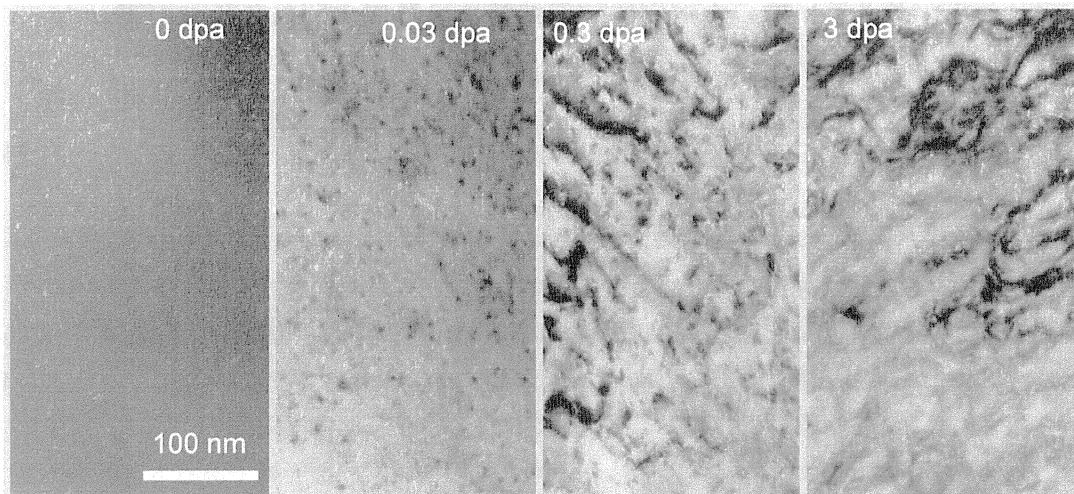


図1 Cu イオンで照射したタングステン試料の透過電子顕微鏡写真

3. 結果および考察

Cu イオン照射したタングステン試料の TEM 写真を図 1 に示す。未照射の状態 (0 dpa) では棒材製造時に導入されたと考えられる粗大な転位がまばらに観察されるのみであった。Cu イオンを 0.03 dpa まで照射した試料では、直径 10 nm 程度あるいはそれ以下の転位ループが多数観察された。0.3 および 3 dpa 照射した試料では、転位ループ密度が照射量と共に増大し、互いに連結する様子が見られた。また、薄膜部が変形するほどの歪も発生していた。

Fe イオン照射した試料を 473 K で重水素プラズマに曝露したのち測定した重水素昇温脱離スペクトルを図 2 に示す。未照射材では 400 ~ 700 K に比較的小さな脱離ピークが得られた。照射材では脱離温度領域がやや広がると共に、脱離量 (= 滞留量) が照射量と共に増大するのが明確に観察された。このような滞留量の増大は、先述の転位ループや TEM では観察できない空孔型欠陥等に重水素が捕獲されたためと考えられる。未だ捕獲に支配的な役割を果たす欠陥を明らかにするには至っていないが、来年度以降、特定の欠陥を消滅させるための熱処理等を行うことで各欠陥種の役割を明らかにすることを試みる。

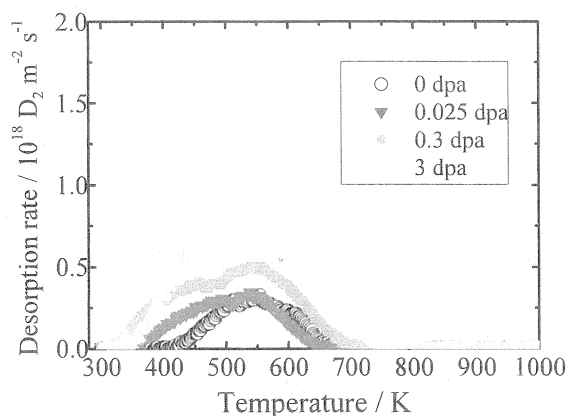


図 2 Fe イオン照射したタングステン試料を TPE で重水素プラズマに曝露したのちの重水素昇温脱離スペクトル

謝辞

Fe イオン照射に御協力いただいた東京大学の小田卓司先生、重水素滞留量測定に御協力いただいた静岡大学の矢野恭久先生およびアイダホ国立研究所の Masashi Shimada 博士ならびに Patrick Calderoni 博士に謝意を表します。なお、重水素滞留量測定は日米科学技術協力事業核融合分野 TITAN 計画のもとで実施された。

タングステン中の水素同位体挙動に及ぼすヘリウム同時照射影響

大阪大学 大学院工学研究科 上田良夫

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（プリスタリングなども含む）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や、不純物（ヘリウム、壁材料イオン）を予照射し、その後水素ビームを照射する実験は多く行われている。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、表面の損耗を伴う条件では、予照射により形成された混合層は、本照射を行う際に損耗により失われてしまう。

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）を利用して、重水素イオン、及びヘリウムイオン、を同時照射し、タングステン材料中の重水素吸蔵量や、水素透過挙動に影響を及ぼすヘリウムバブルの形成過程を調べる。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、水素・ヘリウムの深さ分布やヘリウムバブルの大きさや密度などを測定し、水素・ヘリウム同時照射の影響を詳しく調べる。

2. 実験方法・結果

本年度は、重水素とヘリウムを同時照射したタングステン材料の重水素透過挙動の温度依存性とフラックス依存性を調べた。さらに、ヘリウム・重水素同時照射した試料について、断面のTEM観察を行ないヘリウムバブル層の観察を行なった。同時照射透過実験は、大阪大学が所有する高粒子束定常イオンビーム照射装置 HiFIT を利用し、透過実験装置（POD-HD）を用いて行なった。タングステンの試料は、厚み 30 μm を使用し、両面をラップ研磨（鏡面研磨）し、1300 $^{\circ}\text{C}$ 、1時間、水素雰囲気中で再結晶化処理を行なった。試料は背面より赤外線ヒーターにて、約 800 $^{\circ}\text{C}$ まで加熱することができる。この温度はブランケットの第一壁に相当する温度であり、ブランケット内のトリチウムの拡散挙動を理解するための基礎データを得ることができる。重水素イオンはエネルギー 1keV、フラックス $\sim 1 \times 10^{20} \text{ m}^{-2} \text{ s}^{-1}$ で照射した。

図1に、重水素単独照射とヘリウム・重水素混合照射の場合の、重水素透過フラックスの時間変化を示す。ヘリウムの混合割合は5%である。重水素単独照射の場合は、透過フラックスは一定で変化しないが、ヘリウムを加えた場合は、時間と共に減少し、ある定常値に落ち着く。定常値に達するまでのヘリウムのフルエンスは、 $5 \times 10^{21} \text{ m}^{-2}$ 程度でありヘリウムバブル層が形成されるフルエンスであることから、このヘリウムバブル層が透過フラックスの変化に影響

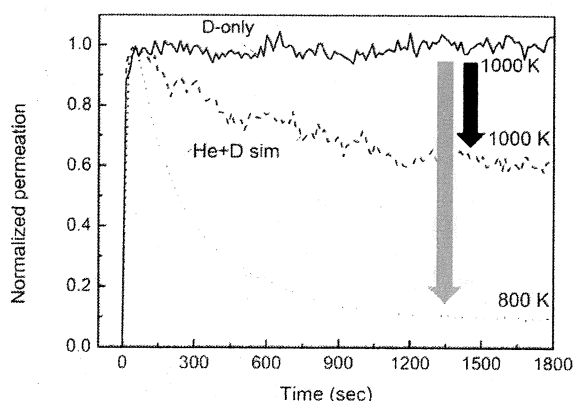


図1 重水素のみ、及びヘリウム・重水素同時照射時の重水素透過フラックスの時間変化

響を与えたと想定できる。

ヘリウムバブル層が透過フラックスを変化させるメカニズムを検討するため、透過フラックスと入射フラックスの関係を調べた(図2)。これより、重水素単独照射の場合は、入射フラックス ϕ_i と透過フラックス ϕ_p が比例する($\phi_p \propto \phi_i$)のに対し、ヘリウム・重水素同時照射の場合は、透過フラックスは入射フラックスの平方根に比例する($\phi_p \propto \phi_i^{0.5}$)。Bryce-Doyle[1]のモデルによれば、前者の場合は、入射側及び透過側とも、重水素の挙動は拡散律速であることを示唆するが、後者の場合は入射側が再結合律速で、透過側が拡散律速であることを示唆している。すなわち、表面近傍にHeバブル層が形成されると、入射側の拡散が再結合と比較して相対的に促進されることを示唆している。

この理由を検討するため、Heバブル層のTEMによる分析を行なった。図3に試料の断面のTEM像を示す。深さ20~30nm程度までHeバブル層が形成されていることが分かる。重水素イオンの入射飛程は約10nm程度なので、重水素はこのHeバブル層内で熱化する。また、Heバブル層をさらに詳しく観察するとバブルが結合して亀裂の様な連続した空間が発生していることが認められる。従って、先の入射フラックス依存性と合わせて考えると、入射された重水素は短い距離を拡散してヘリウムバブルが結合した空洞内に達し、そこで再結合して重水素分子を形成して、空洞内を拡散して表面から放出されるというプロセスが考えられる。この場合は、実効的な拡散距離が短くなるため、相対的に拡散が促進され、再結合によって放出プロセスが制御されると考えられる。

3. まとめと今後の課題

ヘリウム・重水素同時照射時の透過は、重水素単独の場合に比べ大幅に減少すること、またこの理由は密に形成されたHeバブルにより、重水素の表面への拡散が促進されたためと推察される。今後は、さらにエネルギー依存性やヘリウム割合依存性を詳細に検討し、さらに精密なモデルを構築する。

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. in print (2011).
2. H. Y. Peng, "混合イオンビーム照射下でのW中の重水素透過特性", 第27回プラズマ核融合学会年会、北海道大学(2010年12月)

参考文献

- [1] D. Brice and B. Doyle, J. Nucl. Mater. 120 (1984) 230-244.

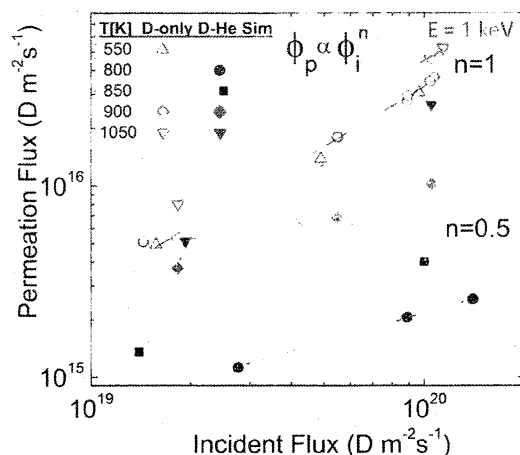


図2 ヘリウム・重水素同時照射時の透過フラックスの入射フラックス依存性

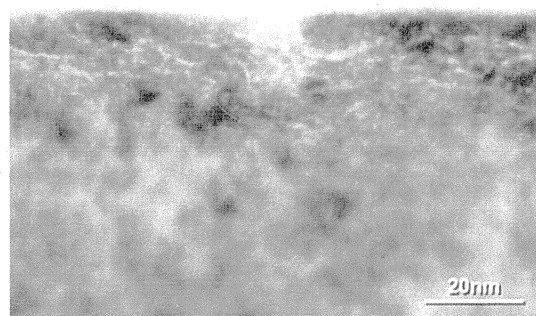


図3 TEM測定によるヘリウム・重水素混合イオン照射されたタングステン表面近傍のヘリウムバブル

圧力容器鋼の磁気特性に与えるイオン照射効果

岩手大学工学部附属金属材料保全工学研究センター 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ある。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備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方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、関連機構の解明が容易になる。H22年度は、前年度に行った単結晶鉄薄膜の追加実験に加えて、新たに単結晶鉄クロム薄膜の実験を行った。鉄クロム合金は475°C付近で二相分離による熱脆化（いわゆる475°C脆性）が生じることが知られているが、照射による二相分離の促進の可能性が指摘されており、照射損傷研究および非破壊評価技術開発の両観点から興味を持たれる。本報告では、単結晶鉄クロム薄膜の実験結果を中心にまとめる。

方法

単結晶薄膜の作製は分子線エピタキシー法を用いた。MgO(001)単結晶基板の上に、Fe/Cr/Feの膜を順次電子ビーム蒸着した後、873Kで熱処理を行い30nm膜厚のFe-20%Cr合金薄膜を作製した。鉄とクロムは熱処理により均一に固溶したと考えている。構造評価には、反射高速電子線回折RHEEDを用いた。タンデム型加速器により2.4MeV Cu^{2+} を照射した。SRIM計算（図1）により30nm深さで損傷度は2.3dpaと見積もられた。照射温度は室温と475°Cの2条件とした。475°C実験（3hr保持）では、マスクした試料を設置し、未照射・照射材を同一温度条件で作製した。照射後、岩手大学で試料振動型磁力計により室温で磁化曲線を測定し、さらに偏光顕微鏡により磁区観察を行った。なお、銅イオンの大部分は薄膜を貫通するため、磁性への残留イオンの影響は無視できると考えた。

結果および考察

RHEEDパターンから高品位のエピタキシャル単結晶鉄クロム薄膜が作製できたことを確認した。図2と3に[100]方向（磁化容易方向）から磁場を印加したときの磁化曲線を示す。図2は室温の未照射材と照射材、図3は475°Cの未照射材と照射材の結果で、磁化は飽和磁化で規格化している。室温照射による磁化曲線の形状に変化は見られず、磁気特性に与える照射効果はほとんど無いと考えられる（図2）。これは単結晶純鉄薄膜のイオン照射の結果と一致する。一方、475°C照射材では顕著な照射効果が見られた。475°C保持試料は昇温前の未照射材と比べると、磁化飽和付近でヒス

テリシスの幅が少し広がるものの、大きな変化は見られない。それに対し、475°C保持で照射した試料では磁化曲線の幅が広がり、保磁力は3.3倍増加した(図3)。このような傾向は[110]方向の磁化曲線でも確認され、また磁区観察からも475°C照射材で磁区反転が困難になっていることを確認している。

Fe-20%Cr合金を475°Cで熱処理すると、50hr以上の熱時効時間から、硬度と保磁力が急激に増加することを我々は報告している[1]。Crリッチ析出物の形成により、転位運動と磁壁運動が妨害されることによる結果で、両者の間に比例関係があるため、非破壊評価の可能性がある。本研究では3hrの短時間保持では、Crリッチ相の析出はほとんど進まないが、照射環境下では過剰な空孔の形成により析出が促進され、保磁力が増大したと考えられる。このように、本結果は二相分離の照射促進効果を磁氣的に捉えた可能性を示唆している。

文献

[1] J. N. Mohapatra, Y. Kamada, H. Kikuchi, S. Kobayashi, J. Echigoya, D. G. Park and Y. M. Cheong, J. Phys.: Conf. Series, Vol. 266 (2011) pp.012041/1-5.

成果報告

- (1) Y. Kamada, H. Watanabe, S. Mitani, J. Echigoya, J. N. Mohapatra, H. Kikuchi, S. Kobayashi and K. Takashi "Magnetic Properties of Ion Irradiated Epitaxial Fe Films" J. of Phys.: Conf. Series, Vol. 266 (2011) pp.012035/1-5
- (2) Y. Kamada, H. Watanabe, S. Mitani, J. Echigoya, J. N. Mohapatra, H. Kikuchi, S. Kobayashi and K. Takashi "Kerr Microscope Investigation of Ion-Irradiated Single Crystalline Iron Films" ICAUMS, Abstract p.266, Jeju, Korea, Dec.5-8, 2010.
- (3) Y. Kamada, H. Kikuchi, S. Kobayashi, J. Echigoya, K. Ara, S. Takahashi, H. Watanabe, N. Yoshida, N. Nakamura, H. Ogi, T. Ohtani, N. Ebine and M. Suzuki, "Magnetic and ultrasonic nondestructive evaluation of thermal and neutron-irradiation embrittlement" NDE-2010, Abstract p.13-14, Kolkata, India, Dec.9-11, 2010.

研究組織

鎌田康寛, 菊池弘昭, 小林悟: 岩手大学工学部附属金属材料保全工学研究センター
 渡辺英雄: 九州大学応用力学研究所

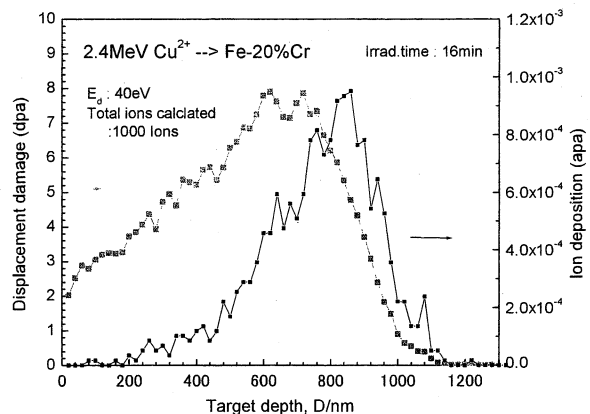


図1 SRIMコードによる計算結果

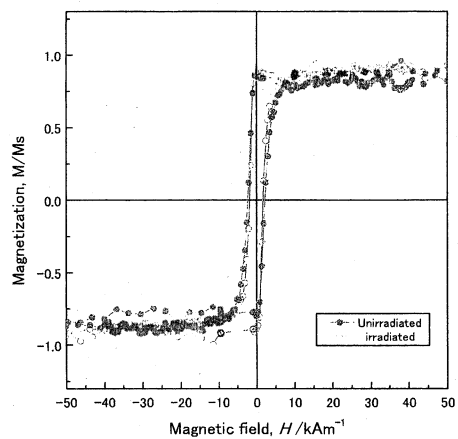


図2 磁化曲線に与える室温照射の影響

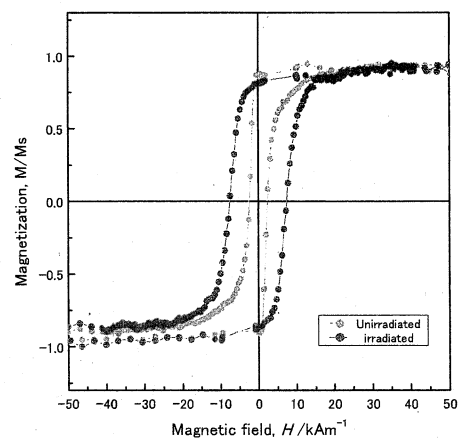


図3 磁化曲線に与える475°C照射の影響

窒素を含む多粒子低温プラズマ生成による炭素ダスト成長と水素同位体吸蔵の制御

金沢大学理工研究域電子情報学系 上杉喜彦

1. 目的

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料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プリスタ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。

2. 実験方法

これまで行ってきたグラファイト材損耗からダスト成長制御に関する実験は、数 kPa の圧力領域で運転される高周波誘導プラズマ源を用いて行われたもので、アルゴン・水素混合プラズマ照射であることも含めて、核融合プラズマの放電条件とは大きく異なる環境下における実験であった。本共同研究では、これまでの炭素ダスト成長抑制実験の成果を踏まえて、より低ガス圧力下において純水素照射実験が行える実験環境を整えるための準備を行った。実験装置として、(1)高周波放電プラズマ(周波数: 27 MHz、出力: 1 kW) にアーク放電を重畳した実験装置と(2) Heliotron-DR 装置の2つの実験装置の立ち上げを行った。本報告書では、高周波放電とアーク放電重畳実験結果について以下に述べる。実験装置の概要を図1に示す。不純物発生用のアーク放電電極には、グラファイト丸棒(直径: 20 mm)を用いている。アーク放電電源には、任意波形出力可能なインバータ電源(最大出力電流: 150 A)を用いている。アーク放電により発生した炭素不純物の堆積膜やダスト粒子観測用にシリコン基板を軸方向可動 BN 照射台に設置し、照射後、走査型電子顕微鏡(SEM)によりその表面観察を行った。

3. 実験結果

以下に示す実験結果は、水素ガス流量: 0.5 slpm、アーク電流: 8 A、圧力: ~100 Pa、高周波電力: 200 W、照射時間: 20 分とした時の初期結果である。図2に、背景の高周波放電プラズマ無しでアーク放電のみの場合とアーク放電と高周波放電プラズマを重畳した場合のシリコン基板の表面 SEM 写真を示す。また、図

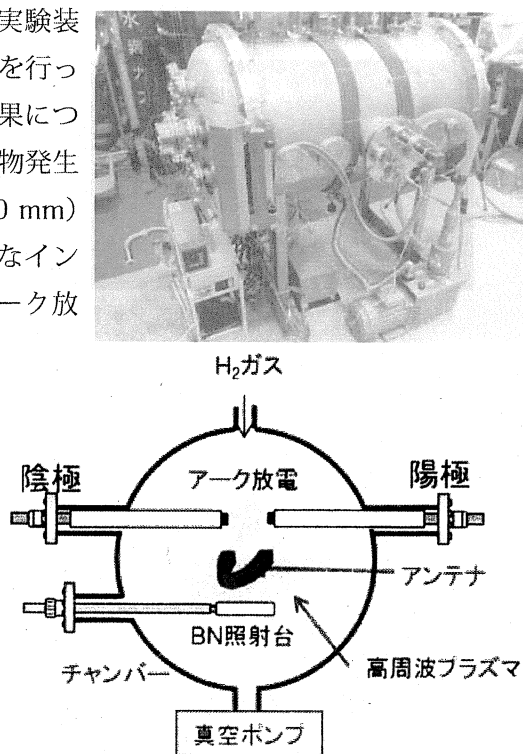


図1 高周波放電とアーク放電重畳実験装置と照射実験配置の概要

3にSEM画像から抽出されたダスト粒子の粒径分布を示す。シリコン基板には、炭素膜状のものは見られず、高気圧高周波誘導プラズマで観測されたダスト粒子と同様の凝集形状、球形状、破片形状など、多様な粒子形状が観測された。また、図3の粒径分布に示されるように、粒子の大きさは、 $\sim 1\mu\text{m}$ 以下のものが多い。今回の実験では、炭素ダスト粒子成長のための粒子源は、アーク放電により放出された炭素原子やクラスターである。アーク放電に背景プラズマを形成する高周波放電を重畳することにより、炭素ダスト粒子が気相中、あるいはシリコン基板上で成長しているものと思われる。今後、背景高周波放電プラズマの電子密度・温度計測を行い、窒素等の反応性粒子添加による炭素ダスト粒子の成長制御に関する実験研究を進める予定である。

4. 研究成果報告

国際会議

(1) Y. Uesugi, M. Kyo, Y. Takeguchi, Y. Tanaka, S. Masuzaki, "Suppression of Carbon Agglomeration and Volatile Molecular Formation in C-H-N Reactive Molecular System", 19th Int. Conf. on Plasma Surface Interactions, P2-87, San Diego, May, 2010.

(2) Y. Takeguchi, M. Kyo, Y. Uesugi, Y. Tanaka, S. Masuzaki, "Erosion Properties of Polycrystalline Diamond Film under Low Energy and High Flux Atomic Hydrogen Irradiation", 19th Int. Conf. on Plasma Surface Interactions, P2-53, San Diego, May, 2010.

学術雑誌

(1) Y. Uesugi, M. Kyo, Y. Takeguchi, Y. Tanaka, S. Masuzaki, "Suppression of Carbon Agglomeration and Volatile Molecular Formation in C-H-N Reactive Molecular System", to be published in J. Nucl. Mater.

5. 研究組織

研究代表者：上杉喜彦（金沢大学）、研究協力者：田中康規（金沢大学）、徳永和俊（九州大学）、中村一男（九州大学、世話人）

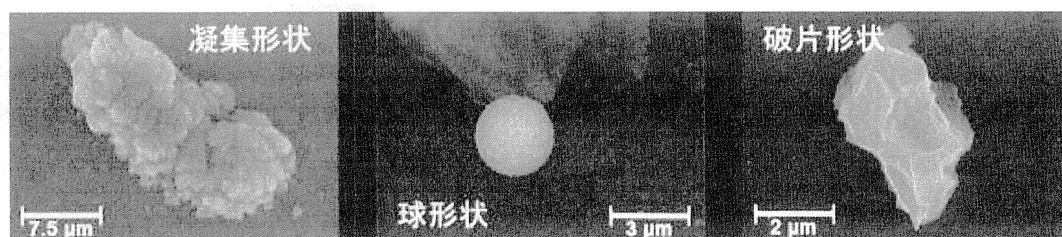


図2 シリコン基板上で観測された炭素ダスト粒子のSEM写真

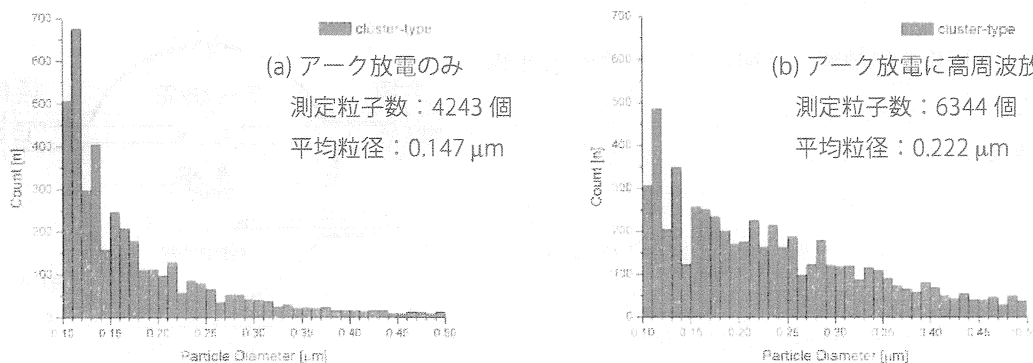


図3 シリコン基板上で観測された炭素ダスト粒子の粒径分布、(a) アーク放電のみの場合、(b) アーク放電に高周波放電プラズマを重畳した場合の粒径度数分布

ヘリコン波プラズマのイオンの流れと再結合の評価

横浜国立大学工学部 津島 晴

(1) はじめに

本研究は、プラズマ対向壁で終端するイオン流速とそこで再結合の結果発生する中性粒子の流束の関係を測定し調べることを目的とする研究である。高温上昇が著しいプラズマ対抗壁の近傍で、再結合の評価を行うために中性粒子束を測定するための薄膜と変位計を検討し、その校正の試験を開始した。この校正の試験を終えることができていないので、中性粒子束の測定についての検討を報告する。

(2) 中性粒子束の測定方法

プラズマ対抗壁へのプラズマ熱流量が多くなると、対抗壁の温度が800°K程度まで上昇し対抗壁からの熱輻射や不純物のラジカルの影響も考慮する必要がある。そこで、熱膨張率が比較的小さく、化学的に安定している、チタン薄膜(0.002mm厚)を一定の張力 σ を保つように固定し(図1参照)、中性粒子束の測定に利用する。この金属の選択には、密度の小さい金属ということも考慮している。すると、例えば、密度($n \sim 10^{12} \text{ cm}^{-3}$)、運動エネルギー $K \sim 1 \text{ eV}$ の水素の中性粒子束が金属薄膜の片側から圧力($\sim 0.1 \text{ Pa}$)を及ぼすと、金属薄膜(半径: a)の変位は、

$$\delta \sim \frac{a^2 p}{4\sigma} \sim \frac{a^2 n K}{2\sigma} \sim 0.01 \text{ mm}$$

と評価することができる。また、この金属薄膜の固有振動数は、

$$f_{res} \sim \frac{1.2}{\pi a} \sqrt{\frac{\sigma}{\rho}} \sim 1 \text{ kHz}$$

であるので、変位による中性粒子束測定の時間応答は、 $\Delta t \sim 10 \text{ msec}$ と考えられる。したがって、この金属薄膜に非接触で、離れた真空容器の外においての場所から金属薄膜の変位を測定することのできるレーザ変位計の空間分解能は $1 \mu\text{m}$ 以下、時間分解能は 10 msec 以下であることが望ましいことが分かる。この金属薄膜と変位計を組み合わせた中性粒子束の測定を実際に使用する前に、校正試験が必要となる。このために金属薄膜に圧力を加える方法としては、二つの真空容器を使って気体の圧力差を利用する方法と音波による圧力を利用する方法が考えられる。気体の圧力差を利用する方法では、時間応答を調べることができないが、圧力差と金属薄膜の変位の関係を詳細に調べることができる。一方、音波の圧力を利用する方法は、音波の周波数を変えることで時間応答を調べることができるが、120dB程度の大きな音の圧力でも $\sim 0.003 \text{ Pa}$ 程度しかなく試験できる圧力の大きさについて困難がある。

(3) イオン流束の評価

プラズマ対向壁のイオン流束の評価するために、密度、電子温度、空間電位を得る通常用いられるプローブ法に加えて、イオンの流速を測定するために、トライアム装置でも利用した対向ダブルプローブ [A. Tsushima *et al.*, Jpn. J. Appl. Phys. 47 (2008) 8576] を用いる。また、プラズマ対向壁の中央近傍（プラズマ半径 20mm に対して 5mm 以下）で局所的に電子温度が高く [坂本他、九大応力研所要、第 134 号 (2008)61]、その対向壁前面のシース構造に 2 次電子放出現象がかかっていると考えられる。このことはエネルギー（熱）の流束と粒子の流束の割合に影響することが知られているが、壁での再結合にどのように影響するか注目する。

(4) まとめ

音の圧力を利用した方法による金属薄膜の校正を試みているが、十分な結果を得ることが得られていない。そのため、より強力な音源を準備している。また、一つの気体の圧力差を利用する方法の準備も進めている。新しい金属薄膜と変位計を組み合わせた中性粒子束の測定法の校正を終えた後、この中性粒子束測定法と対向ダブルプローブによるイオンの流れの測定法を組み合わせるプラズマ対向壁のイオン流束と再結合の評価を行う。

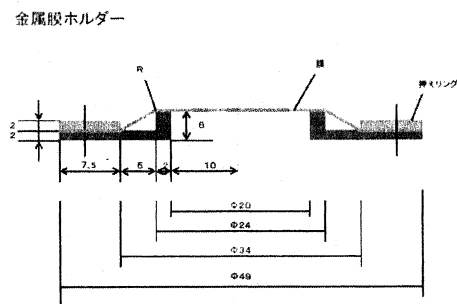


図 1: 金属薄膜固定具概略図。

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。これらの合金は 1 kg 以下での小規模試作がなされ、その中でも有望なものについては、20 kg 規模へのスケールアップを行い、比較的試験片体積が大きい引張試験、衝撃試験、溶接試験、そして中性子照射試験などを行い、総合的な材料評価をすすめている。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。

中性子照射試験は試験体積が限られ、また照射の機会も少ないために、照射量や照射温度等の照射条件を系統的に変化させた試験が困難である。材料損傷量 1 dpa の中性子照射試験に必要な準備や照射後試験を含めた期間は、典型的には 2 年程度である。一方、九大応力研の高エネルギーイオン発生装置は、短時間で大きな材料損傷量を与えることができるために、試験条件を系統的に変化させた照射試験が可能となる。ただし、材料損傷が試料表面の 1 μm 以下に限られること、短時間に大きな損傷を与えるために照射損傷組織発達が変化するため、得られた照射データからバルク材の中性子照射特性を予測するには、系統的な実験とモデリングによって照射損傷メカニズムを理解する必要がある。

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と電子顕微鏡観察による照射損傷組織監察から明らかにする。

2. 実験方法

核融研において、大学共通材料である V-4Cr-4Ti 合金 (NIFS-HEAT) 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。具体的には、電子ビーム溶解と真空アーク再溶解で作製した大学共通試料 NIFS-HEAT2 バナジウム合金 (V-4Cr-4Ti-0.019O)、浮揚溶解法を用いて製造したバナジウム合金 (V-4Cr-4Ti-0.051O)、0.15wt%Y 添加バナジウム合金 (V-4Cr-4Ti-0.09Y-0.011O、V-4Cr-4Ti-0.06Y-0.27O) である。今年度は、照射実験に先立ち、非照射の機械特性試験、及び組織の評価を中心に行った。また、イオン照射材の結果と比較すべき中性子照射材の評価をすすめた。九大応力研の高エネルギーイオン発生装置を用いて 0.1~10 dpa の Cu イオン照射を行った。今年度は照射温度は室温で行ったが、今後、

100~300°Cの照射を計画している。照射後の試料について、核融合研の微小押し込み試験機で表面の照射硬化を評価した。

3. 結果と考察

図1は1000°C x 1hrの熱処理後の、バナジウム合金のビッカース硬度の酸素濃度依存性を示している。Y添加合金では単位酸素濃度あたりの硬化の割合が0.006 Hv/wppmと無添加合金の0.07 Hv/wppmと比較して小さい。Y添加でY₂O₃の形成が促進され、固溶酸素が減少して固溶硬化が軽減されたと考えられる。固溶硬化の減少に伴い、700°Cでの最大引張強度は減少したが、その減少は6% (25 MPa) であり、構造材料として許容できるレベルであった。図2はシャルピー衝撃試験における吸収エネルギーの試験温度依存性を示している。Y添加合金において、-150°C以下では吸収エネルギーの減少が見られるものの、-100°C以上では無添加合金と同程度の値を示した。Y添加合金のDBTT (吸収エネルギーが上部棚エネルギーの半分になる温度) は-196°Cであることから、衝撃特性は極めて優れている。

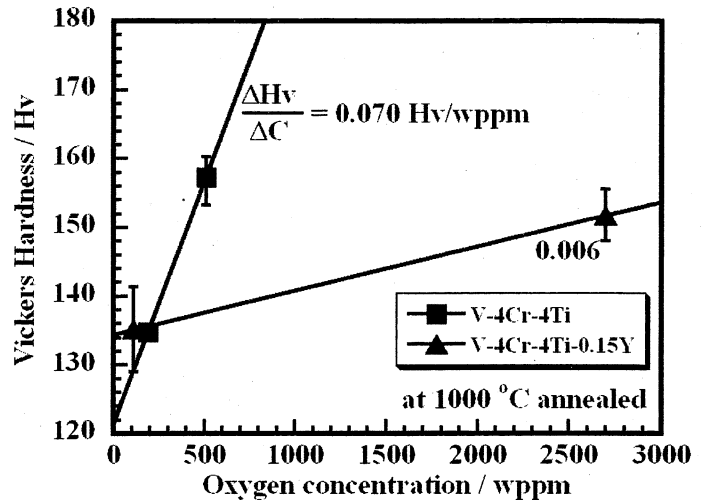


図1 ビッカース硬度の酸素濃度依存性

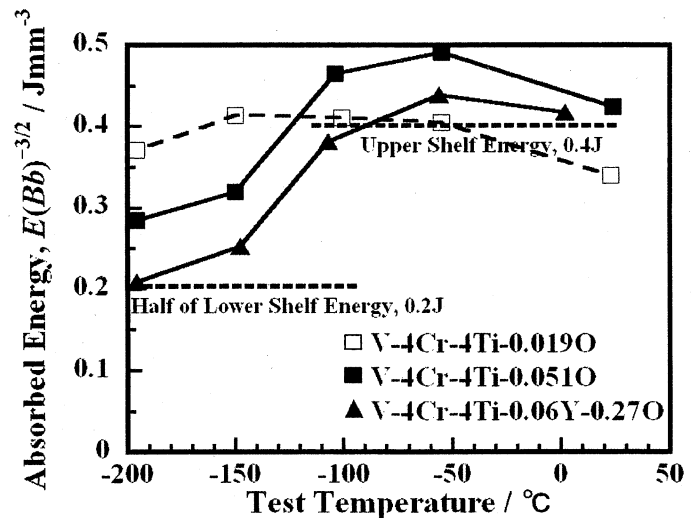


図2 吸収エネルギーの試験温度依存性

中性子照射試験においては、特に400°C以下での照射硬化と、それがDBTTに及ぼす影響を明らかにした。イオン照射材については、微小押し込み試験を行い、表面1μm程度の硬さを評価できる見通しが得られた。

4. 成果報告

長坂琢也, 室賀健夫, 渡辺英雄, 山崎正, “400°C以下の低温中性子照射後の低放射化バナジウム合金の衝撃特性”, 日本原子力学会「2010年秋の年会」, 2010年9月15日~17日, 北海道大学.

中性粒子ビームを用いた球状トカマクプラズマの制御方式の検討

産業技術総合研究所・エネルギー技術研究部門 榑田 創

・目的

将来の核融合プラントにおいて、高温プラズマの定常化研究は重要なテーマの一つとなっている。特に、応用力学研究所においては球状トカマク (ST) 装置 QUEST の定常プラズマ放電実験の研究が実施されているところである。ST 装置の高温プラズマの生成・保持及び非誘導型の電流駆動方式の可能性を探る手法の一つとして、中性粒子ビームの入射が有効であると考えられている。そこで、高ベータ化、高閉じ込め化、定常化、非誘導電流駆動、計測高度化等を図る目的で、ST 装置における最適な中性粒子ビーム入射装置に関する検討を行ってきた。また、定常にプラズマ運転を行うためには、プラズマと壁との相互作用による影響を検討することも重要な課題と位置づけられており、産総研において開発した高パワー密度イオンビームシステムを用いた壁候補材料へのビーム照射試験、更には水素とヘリウムの混合イオンビームをタングステン材料に照射し、SEM 及び TEM 等を用いた分析・解析を行うことにより、異種成分同時照射時の影響を調べてきた。更に、Edge Localized Mode (ELM) を模擬し、高パワー密度イオンビームを一部改造して、連続パルス運転を可能とさせることに成功した。そこで平成 22 年度は、ITER における壁候補材料であるタングステンへの連続的な間欠ビーム照射実験を行い、材料への影響を調べることを目標として研究を実施した。

・実験方法

ビーム源としては、カスプ磁場を有したバケット型のアーキオン源であり、ビームの集束性を良くするために加速・減速・接地用の 3 枚の凹型電極 (有効径 ϕ 345 mm) を採用した点が特徴であり、焦点部でのビーム径は約 ϕ 36 mm である。当該ビームシステムにおける加速電源の同軸ケーブルの出力端にコイルを挿入したこと、及び電源出力のオンオフ制御を行っている IGBT スイッチにファンクションジェネレーターによる任意波形を入力することで間欠運転が可能となった。図 1 に示すように、電極から 1,530 mm の位置に被照射材料であるタングステン試料 (10mmx5mmx1mm、純度 99.95%) を銅板とタングステン板の間に固定した。照射位置でのビーム径は約 60mm である。

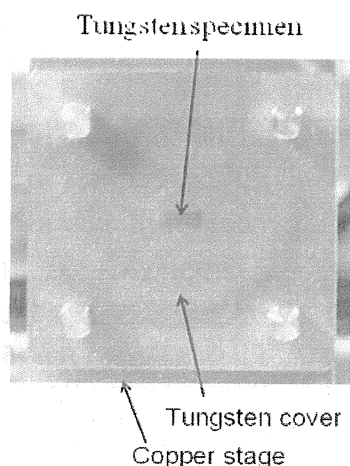


図 1 . One of four specimens. Irradiation area on specimen is limited to $8 \times 3 \text{ mm}^2$.

・実験結果

2 ms 幅のヘリウムイオンビームパルス を 4 ms 間隔で 1 ショットあたり連続的に 8 パルス出力するビームを計 11 ショット照射した場合の SEM 像を図 2 (a) に示す。ここでビーム条件としては、それぞれ電圧約 22 kV、電流約 40 A、パワー~0.88 MW、パワー密度~300 MW/m²、フラックス~ 8.8×10^{22} particles/m²s、照射量~ 1.5×10^{22} particles/m²(全照射時間が~171 ms となるようにショット数を調整)である。イオンの約 25 %はイオン源からのガスにより中性化されていると考えられる。また、ターゲットでのビームパワーは、引き出されたパワー~0.88 MW の 90%以下であることが過去の実験よりわかっている。図からわかるように、際立った照射の影響は見られない[1]。次に、パワーと照射量が同じ条件となるロングパルスイオンビーム(1パルスあたり約 30 ms のビームを 6 分毎に 6 回照射すると照射時間は約 171 ms となり、総照射量も同じとなる)を試料に照射し比較を行った。図 2 (b) の SEM 像に示すように、照射による影響が見受けられる[2]。

ロングパルス照射時には、1 ショットでの被照射面の表面温度が図 3 に示すように、1,500°C 程度まで上昇する (fast optical pyrometer により計

測)。しかしながら、間欠パルスの照射の場合は 1 ショットあたりの上昇温度が 1,000°C 以下であり、このことが表面損傷の少ない理由の一つであると考えられる。

[1] H. Sakakita *et al.*, Plasma Fusion Res. 5, S2105 (2010).

[2] M. Tokitani *et al.*, Plasma Fusion Res. 5, 012 (2010).

・研究組織

産業技術総合研究所・エネルギー技術研究部門：榊田創、小口治久、木山學、平野洋一
九州大学・応用力学研究所：坂本瑞樹、佐藤浩之助、吉田直亮、徳永和俊
核融合科学研究所・大型ヘリカル研究部：時谷政行

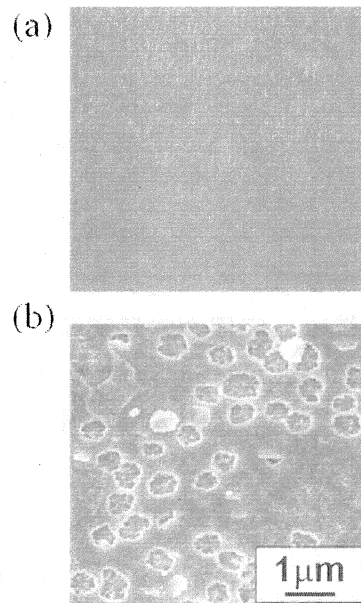


図 2. Tungsten surface images obtained by SEM after beam irradiation: (a) repetitive short-pulse beam irradiation (it is difficult to identify the change due to the limitation of contrast) [1], and (b) long pulse irradiation [2].

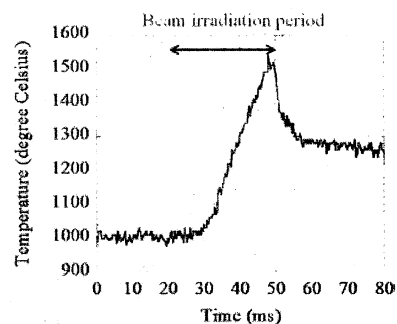


図 3. Time evolution of tungsten surface temperature measured using fast optical pyrometer with a sensitivity of more than 1,000 degree Celsius.

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

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、姜 毅、中村一男

1. 目的

本研究は、九大応力研プラズマ実験装置、小型PWI実験装置(小型ST)及び、既に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小型ST、および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の特性把握のための放電調整が続いた結果、データ解析が出来る実験放電が十分ではなかったことから、引き続き目的を変えずに実施する。

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。平成20年度より実験を開始している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とプラズマ実時間制御を検討する。

- ①磁気センサーとして、QUEST他に装着されているフラックスループおよび、磁気プローブを考慮したCCS法の適用について検討する。
- 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。

3. 結果概要

3.1 QUESTにおける各種電流駆動時のCCS法による断面形状再構築

球状トカマクQUESTでは各種電流駆動によりプラズマ電流を立ち上げた後、高周波電流駆動により維持する計画である。ここではオーミック放電によりプラズマ電流を立

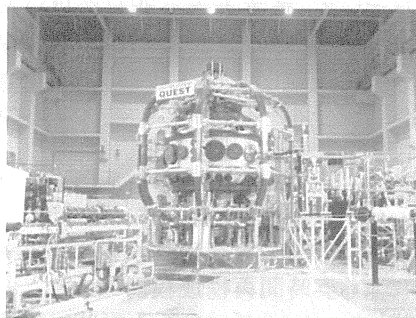


図 1: QUEST

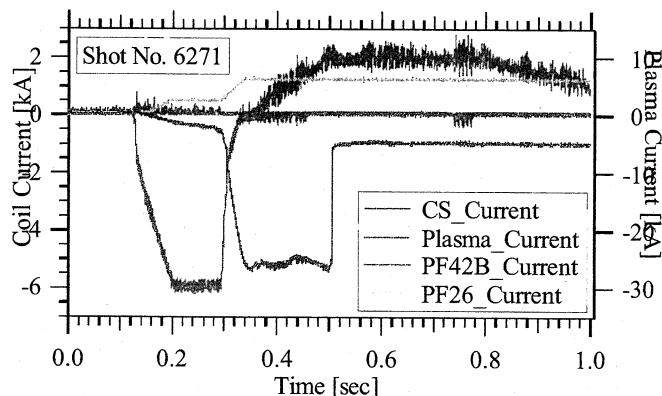


図 2: PFC 電流およびプラズマ電流波形

ち上げる場合を検討する。図2にその放電波形を示す。CSコイルの中央部コイル(PF4-2)は2条巻でありAコイルとBコイルから成る。CSコイルをCT電源(正群)にて負に励磁した後、減衰させると同時にPF26コイル電流を立ち上げるによりプラズマ電流を60kAまで立上げた。なお、ECRHは初期プラズマ生成のため1.28-1.33secの間のみ41kW印加した。また、平衡に必要な垂直磁場はPF17およびPF26コイルをSPおよびBH-FB電源にてそれぞれプレプログラム制御した。

図3にコーシー条件面(CCS)法に用いた渦電流セクションを示す。渦電流はCSコイル電流通電時の解析結果に基づき内側3セクション、上下2セクション、外側3セクションに一樣電流を仮定した。真空容器内壁にほぼ0.1m間隔で設置された67本のフラックスループのうち最小限の22本を用いた場合のQUESTプラズマ断面再構成結果($t=1.5\text{sec}$)を図4に示す。PF26コイル電流の立上げでプラズマ電流立上げを助けているためか、最外殻磁気面は固定リミターとダイバータ板で囲まれた領域の内側半分に生成されている。垂直方向の非対称性は外部磁場もしくは渦電流の非対称性に起因していると考えられる。特にCSコイルに通電したときおよびプラズマ電流が流れたときの渦電流分布をベースにして、それらの重みを最小二乗法で決定した。

3.2 QUESTプラズマ断面形状のC言語を用いたCCS法による実時間再構成検討

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。そこでプラズマ断面形状再構成により、球状トカマクプラズマを実時間制御することを本研究の最終目的とする。まず、C言語を用いたプログラムにより、磁気プローブ・フラックスループから取得したデータを計算することにより、実時間で装置内磁束を同定する。次に、磁束の等高線を描き、プラズマ最外殻磁気面を同定する。さらに、容器内の磁場配位から、最外殻磁気面を一定にするよう、実時間でポロイダル磁場コイルの電流をフィードバック制御する、という一連の動作を行うシステムを目指す。

(1)実時間プログラム設計

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すれば、プラズマ最外殻磁気面が再構築でき、実時間磁場配位をPID制御できる。

C言語を用いたコーシー条件面法により、断面形状を実時間再構成するプログラムを作成した。プログラムのフローチャートを図5に示す。

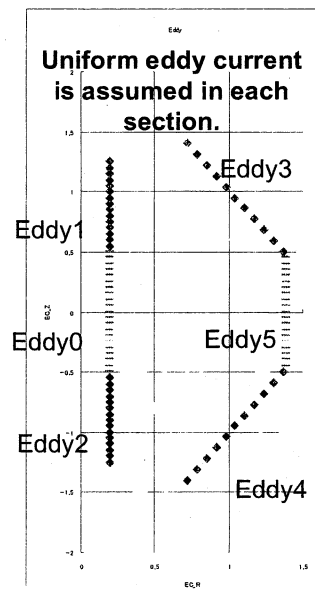


図3: 用いた渦電流セクション

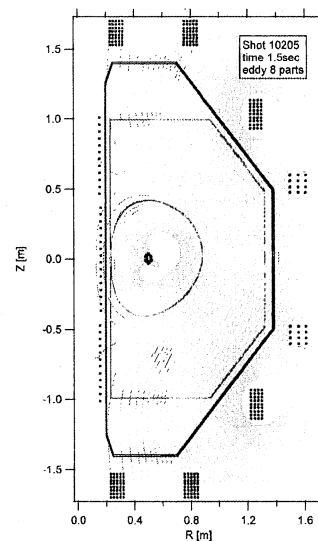


図4: 渦電流考慮CCS法による磁気面再構築結果

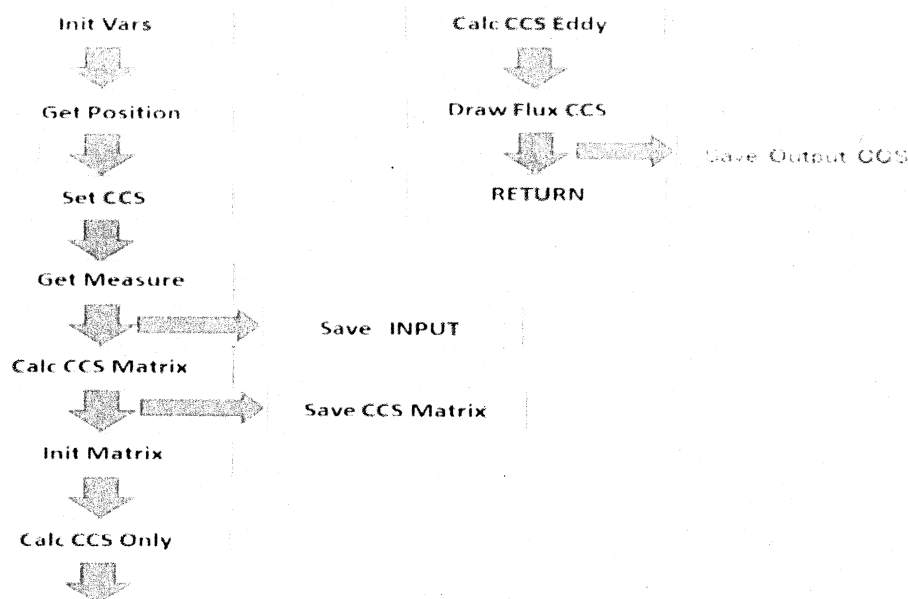


図5: プログラムのフローチャート

Init Varsでは、コーシー条件面・フラックスループ、ポロイダル磁場コイル・コーシー条件面及びフラックスループの係数・コーシー条件面と磁気プローブの係数・コーシー条件面とコーシー条件面の係数などの初期化を行う。

Get Positionでは、既定の位置ファイルからリミター位置・ポロイダル磁場コイルの位置・フラックスループの位置・磁気プローブの位置・フラックスループの位置などを取り込むことを行う。プラズマ表面の検索では、三つの手順がある。1)リミター点のRN(R方向のノード番号)・ZN(Z方向のノード番号)の最大値・最小値の計算、2)リミターにある各RNに対するZNの値の計算、3)リミターにある各ZNに対するRNの値の計算という順番で実行する。

Set CCSでは、CCS点の設定を行う。Get Measureでは、三つの実験データ(プラズマ電流・フラックス・コイル電流)の読み込みを行う。ここまでの、プラズマ最外殻磁気面再構成の準備が終わる。

Save INPUTでは、コーシー条件面位置などをINPUTファイルに保存する。

Calc CCS MatrixとSave CCS Matrixでは、計算式で使えるマトリクス係数の計算と保存を行う。

Save CCS Matrixでは、マトリクス係数をファイルに保存する。

Init Matrixでは、マトリクス係数を初期化する。磁気センサー位置により、マトリクス係数が決まる。今回の実験では、フラックスループと磁気プローブを用いて、磁気量の測定を行う。

Calc CCS Onlyでは、渦電流を考えずに、コーシー条件面を計算する。

Calc CCS Eddyでは、渦電流を考慮して、コーシー条件面を計算する。

Draw Flux CCSでは、フラックス値を計算することにより、フラックス分布を分析し、等高線を探して、プラズマ面を同定する。等高線を探す過程では、プラズマ境界面のフラックスの計算により、1)X点を探索する、2)X点が存在しない場合、プラズマ境界面をリミターにより定義する、3)X点が存在する場合、X点とリミターを比較するという三つの原則がある。プログラムでは、リミターエリア・リミターとプラズマの接続点・X点の設定・X点が存在するかなどを探索する。X点が存在する場合、X点の位置を正確に計算し、原則3)により、X点のフラックス値とリミター接点を比較する。フラックス値により、最外殻磁束面を探索し、リミター境界形状を同定する。

Save Output CCS では、コーシー条件面出力をファイルに保存する。ここまでの、プログラムが終わる。

(2) 実時間制御動作

図6は、実時間断面形状再構成の制御システムの実時間フロー構成図である。QUESTでは、フラックスループと磁気プローブからの信号が3D2Vケーブルにより、絶縁アンプに入力される。絶縁した信号をAD変換器でアナログ信号からデジタル信号に変換し、その時間は約 $2\mu\text{s}$ である。そのデジタル信号をFB(フィードバック)計算機に入力する。図に示すように、FB計算機は、RT-CPU(実時間制御を想定した高速CPU)を使っている計算機である。

RT-CPUは、二つの部分から成る。一つは、C言語を用いたコーシー条件面法、もう一つは、PID制御である。まず、C言語を用いたコーシー条件面法により最外殻磁気面(プラズマ断面形状)を求める。磁気面を計算する際の磁気センサーに対する係数は既知のため予め計算しておき格納しておく。実時間でC言語にて磁場配位を求め、あらかじめ設定した位置形状目標値に従い、制御指令値を出力する。出力信号はフィードバック制御計算機からDA変換器で、デジタル信号からアナログ信号に変換する。その遅れ時間は約 $1\mu\text{s}$ である。

これら一連の信号処理により、QUEST装置のポロイダル磁場コイル電流をフィードバック制御する。なお、垂直磁場を変化させるとプラズマ電流も変化するので、水平位置と中心ソレノイド電圧/電流値を同時にフィードバック制御する必要がある。

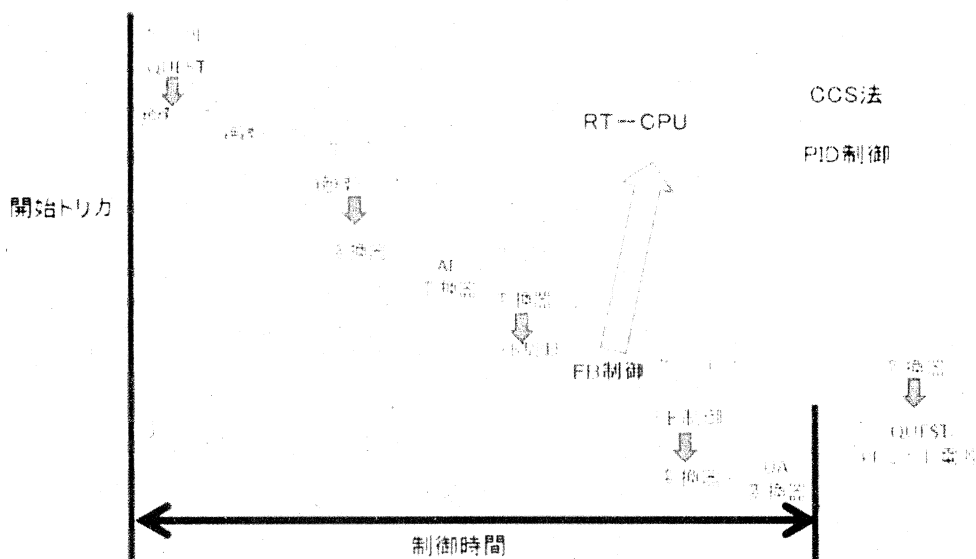


図6: 実時間制御動作のフロー図

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。

- 渦電流を考慮したCCS法により、プラズマ最外殻磁気面の再構成が精度良く可能となった。
- 比較的渦電流が小さいため、容器壁での精度影響は少なかった。
- 高効率のC言語を用いたプログラムをRT-CPUに挿入し、CCS法によるプラズマ最外殻磁気面を実時間で再構築できる見通しが得られた。

今後は、さらに以上の成果を踏まえて発展させ、

- プログラムの実行時間を計測し、実時間再構成が一周期以内に完了することを確認する。
- 一周電圧に基づく回路方程式から評価される渦電流と、PFコイル電流、プラズマ電流による渦電流とを比較・検討し、渦電流の同定精度を評価する。
- 渦電流の影響を正しく考慮するには磁気プローブによる磁場測定を考慮する。

を実施し、高度な実時間プラズマフィードバック制御の実現を通じて、新たな球状トカマクの学術的発展に貢献することが可能となる。

5. 関連文献

<今年度H22年度分>

- ・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.

<H21年度以前分>

- ・ 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. 27th-30th, 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)

銅合金に対する照射効果

東北大学金属材料研究所 畠山 賢彦

目的

我々は、国際熱核融合実験炉（ITER）のヒートシンク候補材となっている Cu-Cr-Zr 合金の微細析出物が、これまで考えられていた Cu_5Zr ではなく Cr 析出物を核として溶質原子の Zr や不純物の Si, Fe からなる偏析層がその表面を覆った特異な構造であることを報告してきた [1]。銅合金は最稠密な FCC 構造のため、空孔が十分動く回復温度領域における照射で著しいボイドスエリングを生じるが、Cu-Cr-Zr や酸化物分散強化 Cu 銅合金は、100dpa 程度の照射においても殆どボイドスエリングを起さないことが知られている。これらの合金では析出物とマトリックスの界面が照射欠陥のシンクとして働き、空孔集合体であるボイドの形成を抑制すると考えられている。これまでの知見から Cu-Cr-Zr 系の場合、Cu-Cr 系と同じ方位関係の Cr 析出物が析出し、その析出物とマトリックスの界面に Zr リッチな偏析層が存在する特異な構造を有している。一方、Cu-Cr 系合金のボイドスエリングが最も顕著な温度である 673 K 付近での照射実験や内部組織観察の報告例が無く、Cr 析出物/マトリックス界面がシンクとして有効なのか、Zr 偏析層がシンクとして有効なのか不明である。本研究では、これら合金の析出物寸法やマトリックスとの整合性をコントロールした試料について、重イオン照射を行い、ボイドスエリング耐性と、析出物/マトリックスの整合性や界面構造の関係を調べた。

実験方法

試料として Cu-0.92Cr-0.14Zr (wt.%) および Cu-0.90Cr (wt.%) 合金を用いた。1233K, 3h の溶体化処理の後、水焼き入れし、その後 703K で 4h 焼鈍後に空冷 (PA)、さらに 873K で 900-3600s の焼鈍後に空冷した。これらについて 3次元アトムプローブにより析出物の構造を観察した後、各合金の PA 熱処理材について温度 673K, イオン種 2.4MeV Cu^{2+} , で 1dpa の照射を行った。これらの試料は、TRIM-code による計算で求められた損傷ピークである試料表面から 400nm の深さ近傍まで電解研磨した後、背面研磨法により薄膜化し、透過電子顕微鏡による内部組織観察を実施した。

実験結果

図 1 に 873K で焼鈍後の析出物寸法変化を示す。Cr リッチ析出物の寸法は、時間の 1/3 乗に比例し、900-3600s の温度範囲にお

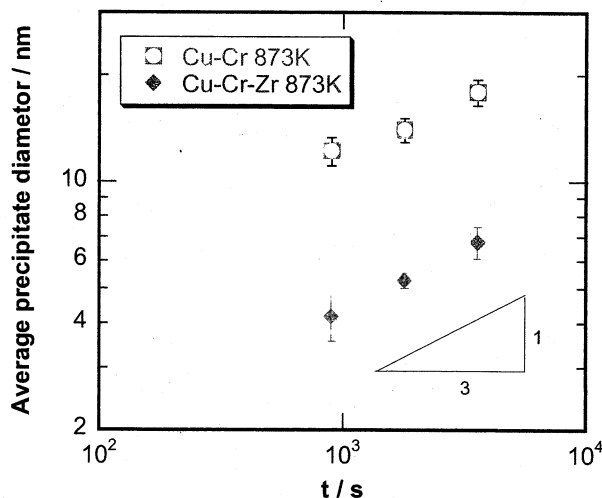


図 1. PA 熱処理後、873K、900-3600s 焼鈍による析出物平均直径の時間変化。

いてオストワルド成長していると思われる。析出物界面の状態変化は析出物とマトリックスの界面エネルギーに影響を与えるが、900-3600s の範囲では PA 熱処理後よりわずかに高い界面エネルギーの状態が続き、ほぼ一定の値であると思われる。また、Cu-Cr の析出物が Cu-Cr-Zr の析出物よりも界面エネルギーが大きくミスフィットが大きいことが示唆される。

図 2 に照射前の析出物を 3 次元アトムプローブで観察した結果を示す。PA 熱処理後の析出物寸法は Cu-Cr, Cu-Cr-Zr とも直径 4nm 前後であった。Cu-Cr-Zr においては Cr 析出物の周辺に Zr や不純物 Si の偏析が観察され、Cu-Cr においては Si が析出物に濃化していた。Cu-Cr および Cu-Cr-Zr 合金に対して 673 K, 1dpa までの照射を行ったが、いずれの試料においてもボイドは観察されなかった。

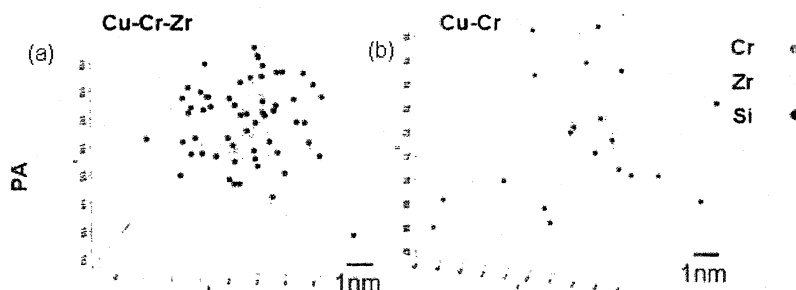


図 2. PA 熱処理後の Cu-Cr-Zr(a)、Cu-Cr (b)。

考察

Cu-Cr 合金 PA 熱処理試料にボイドが形成されず、Cu-Cr-Zr 合金同様の内部組織が観察されたことから、Cu-Cr-Zr 合金の耐ボイドスエリング耐性は Zr 偏析層の効果や見掛け上の析出物/マトリックス界面のミスフィットの大きさの影響ではなく、Cr 析出物界面/Cu マトリックスの方位関係による効果であることが示唆される。BCC マトリックス中の FCC 析出物は一般に N-W 関係もしくは K-S 関係をとる割合が高く、直径 2nm 以下の場合では K-S 関係の割合が高い。いずれの場合も析出物マトリックス界面は、部分整合もしくは析出物寸法によっては非整合に近い構造であると考えられる。これら方位関係や界面構造に基づく何らかのシンクが、点欠陥のシンクとしてボイドスエリングを抑制することが示唆された。

参考文献

- [1] M. Hatakeyama et al., Mater. Trans. 49(2008) 518.

研究組織

研究代表者 畠山 賢彦 (東北大学金属材料研究所附属量子エネルギー材料科学国際研究センター)
 所内世話人 渡辺 英雄 (九州大学応用力学研究所)

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) は周期律表VIA族に属し、他の材料の追随を許さない多くの優れた特性を有する。例えば、金属で最も高い融点 (3410°C)、最も低い熱膨張率や蒸気圧、純鉄の3倍もの高熱伝導率、優れた粒子耐損耗性、極めて低いトリチウムインベントリー等である。このため、Wは核融合炉の最も厳しい熱・粒子負荷に晒されるプラズマ対向機器の最有力材料とみなされ、国際熱核融合実験炉 (ITER) の第一期計画ではグラファイトとともに純W板材が、また第二期計画では純W板材のみ (フルタングステン) がダイバータ材料として使用される予定である。この純W板材は、応力除去処理材と呼ばれ、強塑性加工 (熱間鍛造・圧延加工) の後に応力除去処理を施し加工組織を最適化することにより、Wの大きな課題である脆さ (再結晶脆化、低温脆化、照射脆化) の中の低温脆化を抑制したものである。しかしながら、W材料は、熱負荷に晒されると容易に再結晶・粒成長を生じて著しく脆化する (再結晶脆化)。合金元素や分散粒子を含まず、加工組織をもつ純W板材の再結晶温度は1200~1300°Cと低く、Wの融点の1/3程度にすぎない。したがって、純W板材は再結晶が生じる1200°C以上では使用できず、Wのもつ多くの優れた高温特性がほとんど活用されていない。

再結晶脆化は、再結晶・粒成長により導入される粒界 (再結晶粒界) が極めて弱く、破壊しやすいことに起因する粒界脆化である。従来、再結晶脆化については再結晶温度を高めることが唯一の方策と考えられ、そのための組織制御が行われたが、逆に低温脆化の促進や熱的特性の劣化を引き起した。そこで研究代表者らは、「VIA族高融点金属の脆さの機構とその改善」について系統的な研究を行い、最近、照射脆化の克服に有効なナノ組織を有し、かつ再結晶状態で靱性に優れるW材料を開発した。このW材料は、粉末冶金法により作製した超微細粒 (結晶粒径: 50~100nm) W-1.1%TiC (W-1.1TiC) 再結晶材に対し、高靱性化処理法の開発により、結晶粒径の制御とともに極めて弱い再結晶粒界の強化に成功したものである。そして、これまでに、試作 W1.1TiC 材料が、極めて高い粒界強度と室温付近の延性脆性遷移温度をもち、また、重水素・ヘリウム照射による表面形状変化に対して優れた耐性を持つこと等を明らかにした。

一方、ダイバータ材料において熱負荷特性の評価は重要な課題であり、現在、国内外の研究機関と共同研究を進めているが、九大応用力学研究所は、Wを含む核融合炉候補材料の高熱負荷特性の評価について先導的業績を有し、また、新しく整備されつつある球状トカマク QUEST により W 材料を用いた高温壁実験が行われる予定である。そこで本研究では、高靱性 W-1.1TiC 材料について、応用力学研究所に設置されている電子ビーム熱負荷装置を用い、高熱負荷による材料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

市販の純 W (純度 99.999%、粒子径: 4 μ m) と TiC 粉末 (99.9%、1 μ m) を W-1.1%TiC (mass%) の組成に配合し、TZM (Mo-0.5Ti-0.1Zr-0.005C) 製の容器・ボールを用いた3軸加振型ボールミルにより、純化した H₂ 雰囲気下で 70 時間メカニカルアロイング処理した後、軟鋼カプセルに充填し、熱間等方加圧 (HIP: ~1623K, 3h) により相対密度 99%の焼結体とした。HIP 焼結体は超微細粒組織 (結晶粒径: 約 100nm) をもち、高温で粒界すべりによる超塑性を発現する。そこで、HIP 焼結体について粒界すべりを活用した高靱性化処理を約 1923K で行い、再結晶状態で靱性に優れる W-1.1TiC を作製したが、酸素不純物濃度の効果を調べるために、酸素濃度が異なる 2 種類の W-1.1TiC 試料 (A: 高酸素材、B: 低酸素材) を用意した。A 材と B 材のいずれも結晶粒径が約 1.5 μ m の等軸結晶粒を呈し、粒界のほとんどはランダムな方位を有する。この 2 種類の W-1.1TiC、および比較材としての市販の純 W 板材から、熱負荷特性評価用の試験片 (寸法: 10mm x 10mm x 1mm) をワイヤーカットにより切出し、2 枚の表面を研磨により仕上げた。最終研磨は、W-1.1%TiC ではバフ研磨、純 W では電解研磨である。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_⊥) を作製した。

②熱負荷試験

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、真空下で試験片表面に電子ビームを照射し、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、2枚の純W_{//}（1枚はダミー試験片）、純W_⊥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_⊥、A材、B材の順番で1枚ずつ電子ビームを照射し、試料表面の到達温度が約1700°Cで180秒間、保持した。昇温を容易にするために、試験片はホルダーに固定せず、冷却ホルダーの上に置くだけとした。

2、繰り返し熱負荷試験：上述の照射した試験片の中のA材とB材、純W_{//}（ダミー試験片を含む）と共に、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材の順番で、2秒間照射/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、試料表面温度の制御は電流値の制御により行い、電子ビーム径は約6mm、真空度は4 x 10⁻⁶Torr以下であった。また、試料表面温度の計測は2色放射温度計により、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、また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。

III、主な結果および考察

純W_{//}と純W_⊥のいずれにおいても、照射前は複雑な形状をもち10μm以下であった平均結晶粒は1700°C/3分間の熱負荷の結果、再結晶・粒成長により50~100μmの等軸結晶粒に粗大化し、また、表面上の開気孔は成長した。この熱負荷では表面起伏や亀裂は観察されなかったが、その後の450~1250°Cの繰り返し熱負荷試験により表面全域にわたり顕著な起伏が生じ、粒界に沿う亀裂および剥離が観察された（図1(a)）。この表面起伏は、粒界により拘束された各結晶粒の方位の違いにより発生する種々の熱応力により、各結晶粒で不均一な塑性変形が生じた結果であると考えられる。また、再結晶により形成された粒界は弱いため、粒界に沿って亀裂が生じたものと考えられる。

一方、W-1.1TiCのA材とB材では、いずれもバフ研磨後に観察されなかった粒界が1700°C/3分間の熱負荷により観察可能となり、また、直径数百nm以下の微小孔が散在して観察されたが、続く繰り返し熱負荷による表面損傷は認められなかった（図1(b)）。これは、W-1.1TiCの結晶粒が微細でかつランダムな方位を有するため、隣接結晶粒の間に働く熱応力が小さく、またそのような熱応力は、微細結晶粒に特徴的な粒界すべりにより緩和されたためであると考えられる。

以上の結果は、再結晶状態で靱性に優れる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いる。

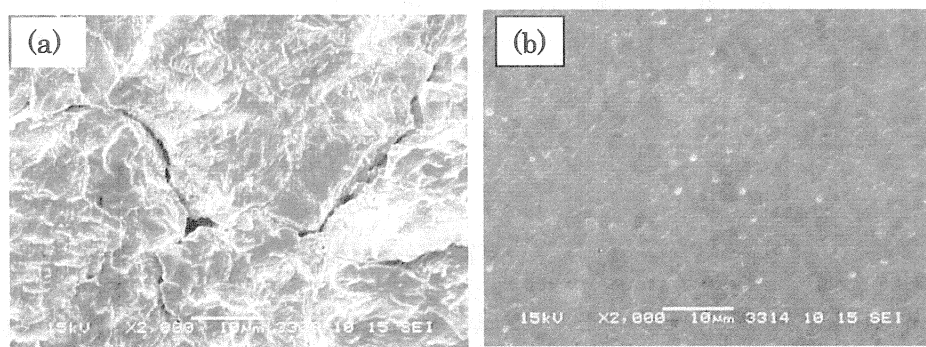


図1. 高熱負荷後の試験片表面のSEM写真：(a) 純W, (b) W-1.1TiC。スケールは10μm。

IV、結言

電子ビームを用いた1700°C/3分間の熱負荷試験とそれに続く繰り返し熱負荷試験（450~1250°C/360サイクル）により、市販の純Wでは全表面に顕著な起伏が生じ、粒界に沿う亀裂や剥離が観察されたのに対し、高靱性W-1.1TiCはそのような表面損傷は見られなかった。これは、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、高靱性W-1.1TiCの再結晶粒界が強く、ランダム方位の微細結晶粒を有するためと考えられる。

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 木村 晃彦

1. 目的

核融合炉の第一壁・ブランケットの構造材料、ダイバータの冷却管は、中性子の照射を受けけるため低放射化材料が使用される。また、第一壁及びダイバータ板のプラズマに対向する表面はプラズマからの熱・粒子負荷を受けるため、損耗、耐熱負荷の観点から、低放射化材料の表面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(W)を被覆・接合して使用される計画である。本研究では、低放射化材料にタングステンを被覆・接合した試料について、核融合炉において、第一壁・ブランケットやダイバータ板として使用した際の適応性を評価することを目的として、その熱負荷挙動を明らかにする。

低放射化材料の中では、低放射化フェライト・マルテンサイト鋼は、デモ炉の構造材料やダイバータの冷却管の候補材料となっており、実用化に最も近い材料となっている。しかし、W とフェライト鋼では、熱膨張係数が2倍程度異なり、接合及び使用時の熱負荷等時等に発生する熱応力による亀裂、剥離等の損傷が起こることが懸念される。本年度は、低放射化フェライト・マルテンサイト鋼のF82H(Fe-8Cr-2W)に関して、プラズマ溶射法により試作したW被覆F82Hの熱特性を熱負荷実験の結果と比較することにより定量的に評価することを目的として、熱・応力解析を行った。

2. 実験及び解析方法

熱負荷実験を行った試験体の1/2モデルを作成し、有限要素法を用いた汎用コード(ANSYS)により熱解析を行った。図1に作成したモデルを示す。試験体モデルは、20mmx10mmx1mmのWを接合した低放射化フェライト・マルテンサイト鋼(F82H、Fe-8Cr-3W)(20mmx20mmx2.6mm)に内径7mmの冷却管付きの20x20x20mmの無酸素銅を接合したものである。このモデルに温度依存性を考慮した熱伝導率、比熱、密度等の物性値を定義した。境界条件として、20mmx20mmのW表面に熱流束を負荷した。さらに、冷却管内壁から冷却水への熱伝達に関して、その熱伝達係数を相関式を用いて定義した。熱解析は、熱流束を変化させて試験体の温度分布を求めると共に、3.4MW/m²の熱流束を負荷した場合の構造解析シミュレーション(変形図、応力分布図)も行った。拘束条件として、変形図、応力分布図共に冷却管内壁を拘束している。実験で用いた試験体は、F82Hの表面にプラズマ溶射法(VPS法)によりWを1mm被覆し、さらに、冷却管付きのOFHCに冶金接合することにより作製した。実験では、冷却管を水冷した状態で、W表面を電子ビーム照射し加熱した。冷却条件は、流速は18m/s、入口の冷却水の温度は20℃、冷却水の圧力は0.7MPaである。また、電子ビーム照射中、Wの表面温度を放射温度計で測定すると共に、F82H及びOFHCの温度を熱電対を用いて測定した。

3. 結果及び考察

図2に3.4MW/m²の熱流束を負荷した場合の試験体の温度分布(計算値)を示す。W表面からOFHCの冷却管まで温度は連続的に変化しており、特に、熱伝導率が小さいF82H部分における温度変化が大きいことがわかる。図3及び図4に、熱解析及び熱負荷実験による試験体の各部分の温度の熱流束依存性をそれぞれ示す。それぞれの熱流束に対して、OFHCの温度は、解析及び実験結果がほとんど一致している。冷却管内壁から冷却水への熱伝達は、熱伝達係数を相関式を用いてモデル化している。従って、その相関式により熱伝達を精度良くモデル化しているものと考えられる。また、Wの表面温度及びF82H部分の温度は、実験結果が高い値となっている。Wの表面温度は、実験では熱流束が小さい場合、W表面の凹凸によりホットスポットが発生し、放射温度計を用いた温度測定に影響を及ぼすことにより低熱流束の場合に表面温度が高いものと考えられる。また、熱解析では、理論密度が100%に近い一般的な粉末焼結Wの熱伝導率を使用している。一方、実験に用いた試験体のWは、プラズマ溶射法によりF82Hの表面に被覆したVPS-Wである。VPS-Wは、液体または、それに近い状態から急冷されているため原

子空孔等が多いものと考えられる。そのため、VPS-Wの熱伝導率はWより小さいものと考えられ、これにより、実験での表面温度等が高いものと考えられる。さらに、VPS-WとF82H及びF82HとOFHCの接合界面部分では完全に接合されておらず、部分的に熱抵抗があることが考えられる。特に、実験結果では、F82HとOFHCの温度差が大きく、この接合界面での熱抵抗が大きいものと考えられる。

図5に 3.4MW/m^2 の熱流束を负荷した場合の試験体の変形量の計算結果を示す。冷却管から距離が離れた温度上昇の大きい部分ほど変形量が大きく、最大で $39.7\mu\text{m}$ 変形していることが分かる。また、図6に 3.4MW/m^2 の熱流束を负荷した場合の試験体に働く応力強さの計算結果を示す。特に、F82Hの上部部分で 0.94GPa の最も大きな応力が働いている。

今後、Wの熱伝導率、接合界面の熱抵抗を変化させ実験結果と一致させることにより、試験体の性能についてさらに精度よく評価する。また、熱応力解析により求めた接合界面に働く応力から、界面の強度評価を行う。さらに、新しく作製されたタングステン材被覆材の電子ビーム熱負荷実験を行い、熱負荷特性について研究を進める。

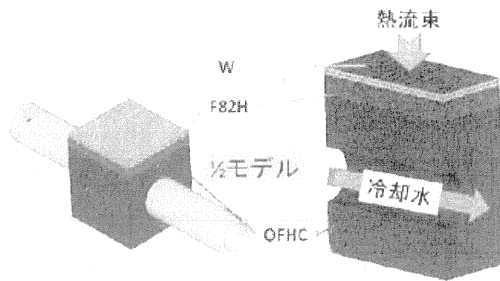


図1 作製した試験体モデル

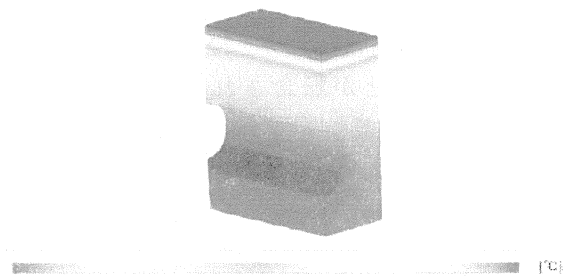


図2 試験体の温度分布 (熱流束 3.4MW/m^2)

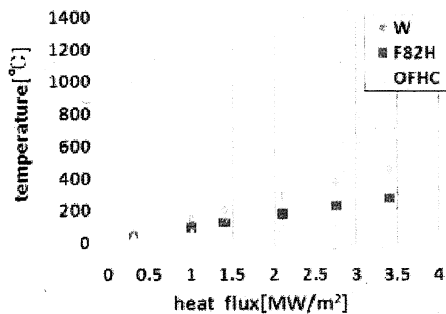


図3 温度の熱流束依存性 (熱解析)

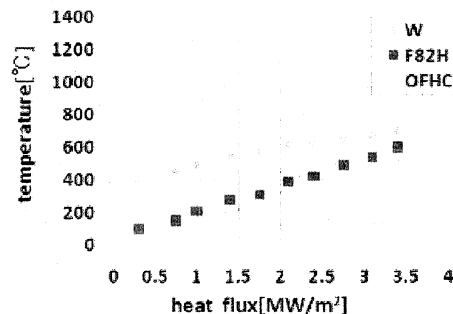


図4 温度の熱流束依存性 (実験)

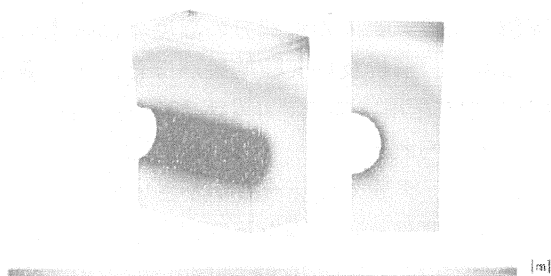


図5 試験体の変形図 (熱流束 3.4MW/m^2)

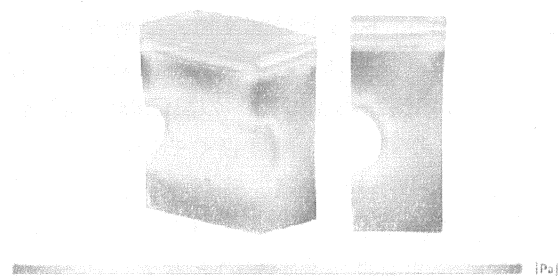


図6 試験体の応力強さ分布 (熱流束 3.4MW/m^2)

結晶構造が複雑な固体材料における照射効果

琉球大学教育学部 岩切宏友, 稲嶺理美, 仲盛令, 藪内晶水
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, 渡辺淑之

【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)・超高压(11GPa)下でしか凝集しないが、 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、イオンビーム照射による透明固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、さらにはバンドギャップとの関係性について考察す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 SiC , ZnO , MgAl_2O_4 , Al_2O_3 , 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 He^+ 及び 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。なお、 ZnO に対しては透過型電子顕微鏡による内部微細組織観察も行った。

【結果と考察】

室温下での He^+ 照射した試料については、 SiC , ZnO , Al_2O_3 及び CaF_2 において光吸収帯の形成が確認できた。 D^+ 照射については、 ZnO , CaF_2 及び Al_2O_3 についてのみ行い、全ての試料において光吸収帯の形成が確認できた。室温下で He^+ 照射された ZnO 試料については、照射量を変化させ、光透過スペクトルの系統的な測定を行った。その結果、 $3 \times 10^{19} \text{He}^+/\text{m}^2$ では波長 407nm をピークとする光吸収帯が形成され、 $3 \times 10^{20} \text{He}^+/\text{m}^2$ にかけて増大することが確認できた。照射量が $3 \times 10^{21} \text{He}^+/\text{m}^2$ になると、光吸収帯については $3 \times 10^{20} \text{He}^+/\text{m}^2$ の場合と有意な変化は見られないが、可視光領域において全体的な透過率の上昇が観察されるようになった(図 1)。これ以上の照射量においては、透過スペクトルに大きな変化は見られなかった。これらの結果より、 He^+ 照射を受けた ZnO 試料においては、光吸収帯の形成と全体的な透過率増加の二つの変化が確認されたことになる。

図 2 に ZnO に室温下で $3 \times 10^{21} \text{He}^+/\text{m}^2$ 照射した試料における透過型電子顕微鏡観察結果を示す。表面からおおよそ 100 nm 付近まで直径 2 nm 程度の高密度のヘリウムバブルが形成されていることがわかる。このとき、透過型電子顕微鏡における動力学的条件で撮影すると、タングリングした高密度の転位ループも観察される。光吸収帯については $3 \times 10^{19} \text{He}^+/\text{m}^2$ から観察されるようになり、 $3 \times 10^{20} \text{He}^+/\text{m}^2$ 程度で飽和傾向を示すことから、 He^+ 照射で形成された高密度の転位ループが原因だと考えられる。一方、全体的な透過率の変化に関しては、 He^+ 照射実験では表面形状変化によって拡散反射が生じ、透過率減少に繋がることなどは考えられるが、増加するという変化は特異なものである。この増加現象は、 $3 \times 10^{20} \text{He}^+/\text{m}^2$ から $3 \times 10^{21} \text{He}^+/\text{m}^2$ という照射量の範囲の中で出現し、さらには飽和状態に達しているため、ヘリウムバブルの影響により、最表面の屈折率が変化した可能性などが考えられる。

重水素照射した ZnO の場合、室温下における $1 \times 10^{22} \text{D}^+/\text{m}^2$ 照射では 407nm をピークとする光吸収帯の形成が見られた。さらに、照射温度の上昇に伴い、光吸収体の消失と可視光領域におけるスペクト

ル上昇が生じた。また、 $1 \times 10^{22} \text{D}^+/\text{m}^2$ (室温) の内部組織観察から、転位ループと小さな重水素バブルの形成が確認できた。したがって、重水素についてもヘリウム照射と同様に、転位ループによる光吸収体の形成、温度上昇に伴う転位ループの減少、さらに温度上昇に伴う重水素バブルの成長により透過率の上昇が生じることなどが考えられる。

一方、 CaF_2 については、 $1 \times 10^{22} \text{He}^+/\text{m}^2$ 照射によって波長 539nm における光吸収帯が形成され、紫着色が確認できたが、この光吸収帯が室温下において徐々に消失するという現象が生じた。 He^+ 照射における転位ループやヘリウムバブルは熱的に非常に安定しており、室温下で徐々に回復することは考えられないため、アンチサイト欠陥(格子を構成する原子の一部が本来とは異なる位置に入り込む欠陥)の形成と回復等の可能性がある。

(成果発表)

- 岩切宏友, 吉田直亮, 森下和功, 濱口大 : ヘリウムイオン照射を受けた固体材料におけるナノ構造変化, 第 10 回琉球大学物性研究会 (2010 年 12 月)
- 仲盛令 : イオンビーム照射が固体材料に及ぼす光学的効果, 平成 22 年度琉球大学教育学部理科教育専修 課題研究発表会 (2011 年 2 月)

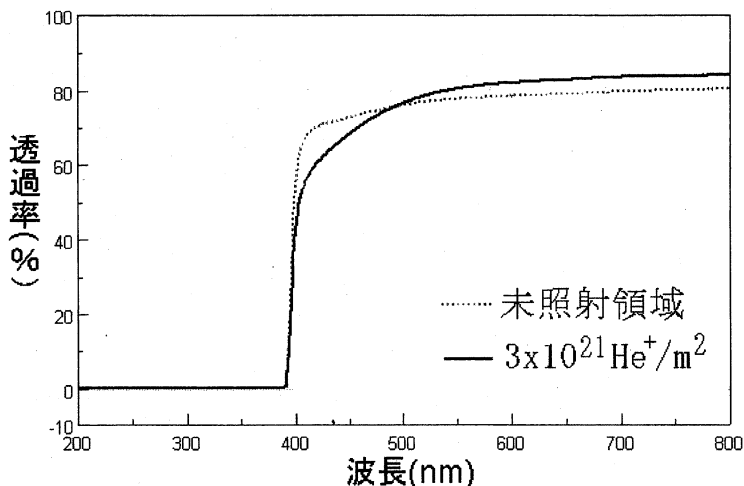


図 1 室温下で $3 \times 10^{21} \text{He}^+/\text{m}^2$ 照射された ZnO 単結晶試料における光透過スペクトル

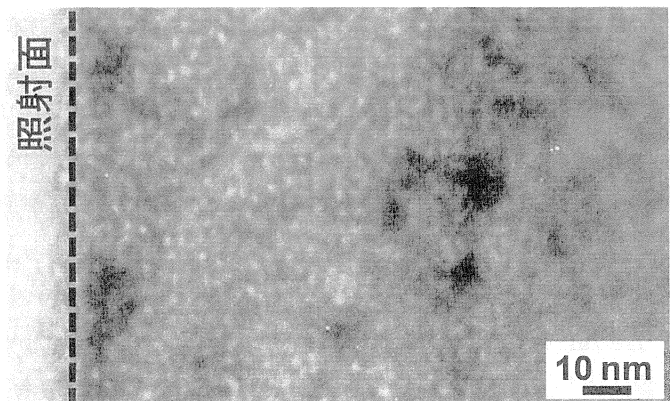


図 2 室温下で $3 \times 10^{21} \text{He}^+/\text{m}^2$ 照射された ZnO 単結晶試料における透過型電子顕微鏡写真 (FIB による薄膜加工により, 照射面からの断面観察を行っている。)

赤外線加熱とマイクロ波加熱における結晶相転移の実験的研究

核融合科学研究所ヘリカル研究部 高山定次

目的

我々は、3d 軌道に不対電子を持つ磁性酸化物のミクロンオーダーの結晶からなる圧粉体を 2.45GHz のマイクロ波磁界で加熱すると、融点より数百度低い温度で、発原料の粒界が消滅し、1~30 nm のランダムな結晶方位のナノ結晶が出現することを見いだした。また、還元反応の促進なども報告している。我々は、この現象は、マイクロ波が単なる等方的な熱ではなく、共鳴的な非平衡を生み出しているとの考えに立って、その解明を進めている。

マイクロ波周波数帯の電磁波は波長が数 cm~0.1 mm 程度であり、物質の粒径 (μm)、分子サイズ (nm) に較べて格段に大きい。つまり物質から見ると空間的に一様な電磁場が数 GHz から THz の繰り返し周期で作用するという「反応場」が形成されている。先に述べたようにマイクロ波の交番電磁界は、波長が物質の微構造に較べて格段に長いいため、価電子(物質中の最外角電子を価電子という)に位相が揃った外力を及ぼす。つまり集団的(コレクティブ)な揺動を与えることが出来ると考えられる。一方、エネルギーの受け手である粉末は不均一であり、集団的な揺動に対し、感受性に違いが生じる。この検証をマグネタイト粉末を用いて行った。

実験方法

波長約 12 センチの 2.45GHz マイクロ波で、1 ミクロン以下のマグネタイト試料粉末をプレス成形し、加熱実験を行った。比較のための通常加熱も同じ真空系で行った。図 1 (a) に通常加熱のシステムを、(b) にマイクロ波加熱のシステムを示す。加熱条件を図 2 に示す。最高温度 1000°C で約 10 分保持した。

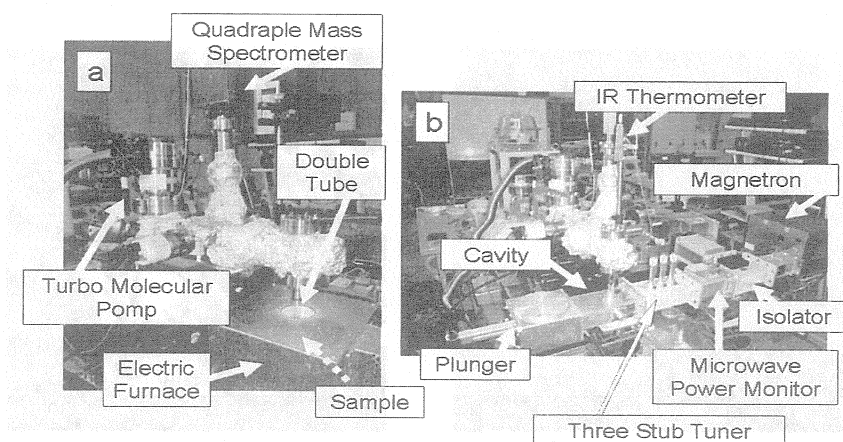


図 1 通所加熱とマイクロ波加熱のシステム

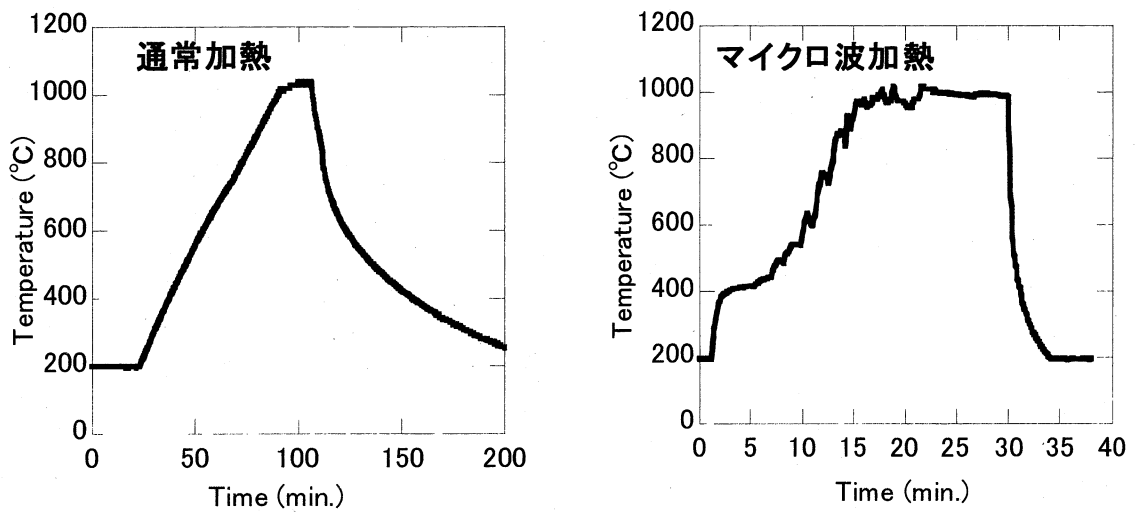


図2 (a)ヒーター加熱のヒートカーブ (b) マイクロ波加熱のヒートカーブ

実験結果

加熱後の破断面のSEM写真を図3に示す。局所的に粒成長した結晶が観察された。それ以外の場所は通常加熱と同じ焼結状態であった。その界面は、急激な変化をしており、局所加熱された場所とされない粉末では大きな温度差があると考えられる。通常加熱の試料では、この粒成長は観察されなかった。

この発生機構は、マグネタイトは不対電子をc軸のみに持つために、c軸と他の軸方位では磁気特性に違いが生じる。そのため、マイクロ波磁気面とマグネタイトのc軸が平行な位置関係にある粉体が局所加熱されていると仮説を立てており、結晶軸方位の分析のために、TEM観察を行った。

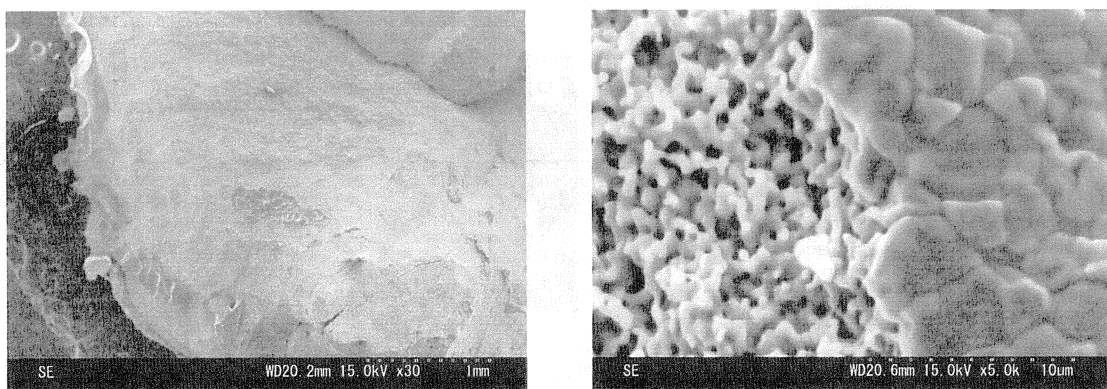


図3 マイクロ波1000°C加熱後のSEM写真

平成22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

本共同研究の基盤をなす乱流構造形成研究の方法論[1]を昨年度成果報告書に紹介し、その方法論にそった進展がレビュー論文[2]に発表された。さらに、プラズマ乱流理論の最先端を総合した学術図書[3]が出版された。この共同研究の成果は、[2,3]の体系的成果の基盤をなしている。

かつての「線形不安定性・局所的理論・決定論的理論」の枠に閉じこもって定式化されてきた方法論と比較し、現在は「非線形不安定性、非局所理論、確率統計的理論」に拡張した乱流輸送理論体系を構成している。さらに、実験により理論の結果を検証する方法についても研究を進めて成果を得ている。「運動論的プラズマ乱流理論」[4]には、非線形効果のなかでの乱雑項の重要性が指摘されている。ここでは、[3]において詳細に解明した位相空間の統計的揺らぎの理論を紹介する。

位相空間の統計的揺らぎ(Granulations)の理論

プラズマにはさまざまな集団運動モード（分散関係 $\varepsilon(k, \omega) = 0$ を満たす）があって、多種多様な揺動が存在しうる。それにとどまらず、分散関係を満たさない揺動（非モード・準モード揺動）も存在して、プラズマのダイナミクスに重要な役割を果たす。

熱平衡に極めて近いプラズマでは、粒子の「つぶつぶさ」に起因して非モード揺動が生まれる。即ち、一つ一つの粒子がチェレンコフ輻射で揺動を励起する。ひとつひとつのフーリエ成分に $k_B T$ のエネルギーが配分される。この揺動の結果、プラズマの緩和速度が決まる。こうした熱平衡プラズマの非平衡緩和過程は、従来からよく理解されている機構である。

乱流プラズマでも、分散関係を満たさない揺動が重要な役割を果たしている。統計的な乱雑成分の重要性は流体的極限の場合を平成21年度の報告で述べたところであるが、位相空間の乱雑揺動成分もプラズマのダイナミクスに重要な役割を果たしている。

分布関数を平均 $\langle f \rangle$ と揺動 δf に分け、後者をコヒーレントな部分（分散関係を満たす） f^c と残りの乱雑成分 \tilde{f} とに分ける：

$$f = \langle f \rangle + \delta f, \quad \delta f = f^c + \tilde{f} \quad (1)$$

揺動の発展は

$$\left(\frac{\partial}{\partial t} + T_{1,2} \right) (\delta f(1) \delta f(2)) = S \quad (2)$$

で与えられ、オペレーター T_{12} とソース S は

$$T_{12} (\delta f(1) \delta f(2)) \equiv \left\langle \left[v_- \frac{\partial}{\partial x} + (E(1) - E(2)) \frac{\partial}{\partial v} \right] \delta f(1) \delta f(2) \right\rangle \quad (3)$$

$$S \equiv -\frac{e}{m} ((E(1) \delta f(2)) + (E(2) \delta f(1))) \frac{\partial f}{\partial v} \quad (4)$$

と表現される。ここで(1,2)は位相空間の2つの座標をあらわし

$$v_{\pm} = (v_1 \pm v_2)/2, \quad x_{\pm} = (x_1 \pm x_2)/2$$

という相対座標を用いている。この発展方程式から、乱雑成分が無視できない大きさを持つ事が示される。すなわち $1 \rightarrow 2$ の極限を取ると $T_{12} = 0$ であるが $S = \text{finite}$ なので、 $(\delta f(1) \delta f(2))$ はその極限で(粒子衝突がない場合)発散する。解析的振る舞いは $(\delta f(1) \delta f(2)) \sim \ln(x, v)$ となる。

このような位相空間分布の揺動成分があると、プラズマのダイナミクスに強い影響を与える。まず、非モード成分(準モード)の電磁場が励起される:

$$\varepsilon(k, \omega) \phi_{k, \omega} = \frac{4\pi n_0 e}{k^2} \int dv \tilde{f} \quad (5)$$

電場揺動全体としては、これに分散関係 $\varepsilon(k, \omega) = 0$ を満たすモード成分が共存している。プラズマの平均分布の発展方程式は

$$\frac{\partial}{\partial t} (f) = -\frac{\partial}{\partial v} D_{qt} \frac{\partial}{\partial v} (f) - \frac{\partial}{\partial v} (E \tilde{f}) \quad (6)$$

となって、右辺第一項がコヒーレントなモード成分によって生み出される拡散過程であり、右辺第二項が、乱雑成分に起因する drag 項にあたる。この項は質的に異なる働きをしている。Drag と拡散との双方が緩和過程に重要な働きをしており、ここで説明したような granulation の寄与を解析する事で、乱流状態での drag 効果を求める事が出来る。

今後ますます深い研究が求められている。この章では理論の方法論の進展を説明したが、特に統計的な乱雑力の効果を強調した。乱雑力とコヒーレントな非線形効果を同じ近似レベルで取り入れる事が重要である。運動論的理論への展開も進み、今後の研究に進展が期待される。

参考論文

- [1] S.-I. Itoh: J. Plasma Fusion Res. **83** (2007) 241
- [2] S.-I. Itoh: J. Plasma Fusion Res. **86** (2010) 334
- [3] P. H. Diamond, S.-I. Itoh, K. Itoh: *Physical Kinetics of Turbulent Plasmas* (Cambridge University Press, planned publication 2010) 570 pages
- [4] S.-I. Itoh and K. Itoh: J. Phys. Soc. Japan **78** (2009) 124502

磁場閉じ込めプラズマ中の多スケール・多プロセス現象の理論・シミュレーション研究

日本原子力研究開発機構 先進プラズマ研究開発ユニット プラズマ理論シミュレーショングループ
研究主幹 石井康友

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、新古典ティアリングモードや抵抗性壁モードの共通した発生機構と考えられる外部揺動による磁気島の発生機構に関する研究を進めた。

ティアリングモードに対して安定なプラズマに外部揺動を加えると、外部揺動が一定の振幅を超えた時に磁気島が成長し始めることが知られている。特に流れのあるプラズマ中では、外部揺動と共鳴面間の差動回転により、外部揺動の振幅が閾値を超えると磁気島が急激に成長することが知られている。このような外部揺動による磁気島の突発的成長は、誤差磁場やSawtooth等によるNTMの発生機構と考えられる。従来の理論モデルでは、単調に成長する外部揺動を仮定し、外部揺動による磁気島発生機構が調べられてきた。本研究では、周期的なMHD揺動による外部駆動磁気島の発生機構を調べる。まず、1周期の外部揺動をプラズマ端に加えた場合の磁気島の成長過程を調べた(図1)。外部揺動と共鳴面間に差動回転が存在しない場合、外部駆動磁気島は強制磁気再結合で成長し、抵抗性散逸過程で減衰する。一方、差動回転が存在する場合、磁気島は差動回転が存在しない場合と同様に強制磁気再結合で成長するが、減衰過程は2段階に分かれる。この場合、外部揺動が零になると磁気島は抵抗性散逸過程で減衰するが、初期段階での減衰率の抵抗値依存性は、強制磁気再結合と同じであることを明らかにした。図1に示されるように、磁気島の減衰開始時刻は外部揺動の減衰開始時刻よりも遅れる。その結果、外部揺動が零となった後も、有限幅の磁気島(残余磁気島)が長時間存続することが分かった。次に、周期的外部揺動を連続的に印加するシミュレーションを行った。その結果、外部揺動の最大振幅が単調に成長する外部揺動モデルから評価される閾値より小さい場合でも、急激な磁気島成長が起こることを明らかにした(図2)。これは、残余磁気島の存在に示されるように、外部揺動によりプラズマ中に注入された磁場揺動が蓄積し、プラズマ回転を徐々に減衰させるためである。

実験で観測されるNTMは、必ずしも外部揺動が最大振幅の場合に発生するわけでもなく、連続する外部揺動の最初の振動で発生するわけでもない。従って、従来の理論モデルで、外部揺動とNTM発生との因果関係を困難であった。本研究では、周期的外部揺動と種磁気島発生との因果関係を説明する新しい理論モデルを示すことが出来た。

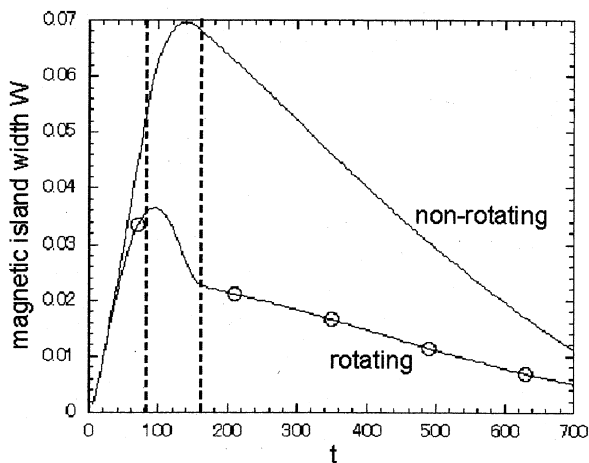


図1 差動回転がない場合とある場合(○)の、1周期の外部揺動による磁気島の成長。外部揺動は $0 < t < 80$ で成長し、 $80 < t < 160$ で減衰する。

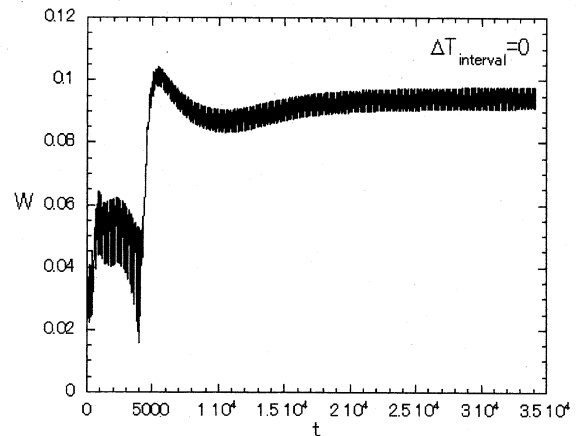


図2 周期的外部揺動を連続的に印加した場合の磁気島の成長。

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

単一ヘリシティを仮定した 2 次元版 Gpic-MHD と、マルチヘリシティに対応した 3 次元版 Gpic-MHD を核融合科学研究所の並列コンピュータである SR16000 にインストールし、並列化性能を検証した。また、標準的なジャイロ運動論的 PIC コードのアルゴリズムに加えて先進的アルゴリズムの開発研究も行った。研究成果は以下のようにまとめられる。

(1) 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內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) 2 次元版 Gpic-MHD は、SMP 自動並列化と粒子分割を用いた 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) 3 次元版 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。

(4) 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オームの法則を用いる方法を提唱し、大規模・高ベータの領域でも精度良く運動論的内部キンクモードがシミュレーションできることを実証した[4]。

本年度は円柱版の並列化性能の検証を重点的に行ったが、トロイダル版でも同様の並列化手法を適用することが可能である。トロイダル版の定式化の完成およびトロイダル版 `Gpic-MHD` の完成は次年度の課題とする。

成果報告

- [1] H. Naitou, K. Kobayashi, H. Hashimoto, S. Tokuda, M. Yagi, J. Plasma Fusion Res. SERIES, Vol.8 (2009).
- [2] H. Naitou, H. Hashimoto, Y. Yamada, S. Tokuda, M. Yagi, “Parallelization of Gyrokinetic PIC Code for MHD Simulation”, submitted to PNST (SNA+MC2010 発表論文).
- [3] H. Naitou, Y. Yamada, S. Tokuda, Y. Ishii, M. Yagi, “HPC parallel programming model for MHD simulation”, accepted to PFR, SERIES (ITC20 発表論文).
- [4] H. Naitou, Y. Yamada, K. Kajiwara, W. W. Lee, S. Tokuda, M. Yagi, “Global and Kinetic MHD Simulation by the `Gpic-MHD` Code”, submitted to PST (日中 CUP セミナー発表論文).
- [5] 篠田桂祐、内藤裕志、原田直幸、「ジャイロ簡約 MHD コードの並列化」、平成 22 年度（第 60 回）電気・情報関連学会中国支部連合大会，平成 22 年 10 月 23 日、岡山県立大学。
- [6] 梶原健司、内藤裕志、原田直幸、徳田伸二、矢木雅俊、「新しい `GpicMHD` コードによる運動論的内部キンクモードのシミュレーション」、平成 22 年度（第 60 回）電気・情報関連学会中国支部連合大会，平成 22 年 10 月 23 日、岡山県立大学。
- [7] 山田雄介、内藤裕志、田内康、徳田伸二、矢木雅俊、「2 次元方向領域分割によるジャイロ運動論的粒子コードの並列化(1)」、平成 22 年度（第 60 回）電気・情報関連学会中国支部連合大会，平成 22 年 10 月 23 日、岡山県立大学。
- [8] 高木脩至、内藤裕志、田内康、徳田伸二、矢木雅俊、「2 次元方向領域分割によるジャイロ運動論的粒子コードの並列化(2)」、平成 22 年度（第 60 回）電気・情報関連学会中国支部連合大会，平成 22 年 10 月 23 日、岡山県立大学。
- [9] 山田雄介、内藤裕志、田内康、徳田伸二、矢木雅俊、「3 次元ジャイロ運動論的粒子コードのハイブリッド並列化」、プラズマ・核融合学会 九州・沖縄・山口支部 第 14 回支部大会，平成 22 年 12 月 18・19 日、九州大学。
- [10] H. Naitou, “Parallelization of Gyrokinetic PIC code for MHD simulation”, US-Japan JIFT Workshop on Integrated Modeling and Simulation in Toroidal Plasmas, Kyoto University, March 9 -11, 2011.

核燃焼プラズマ統合コードにおける輸送と加熱・電流駆動のシミュレーション

京都大学大学院工学研究科 福山 淳

目的

核燃焼プラズマにおいては、時間尺度および空間尺度が異なるさまざまな現象が、定性的に異なる空間領域にまたがって、相互にかつ複雑に関与しつつ、時間発展している。自律性の高い核燃焼プラズマの全体像を捉えるためには、それらの現象の間の相互作用を取り入れた統合的なシミュレーションによる時間発展の解析が必要である。本研究では、プラズマの形状と空間分布を支配する平衡・輸送コードによる時間発展解析と中性粒子ビームや各種の電磁波による加熱とプラズマ制御の解析を組み合わせた統合シミュレーションを実現するためのコード開発とそれによるトカマク実験データの解析を行う。ITER データベース等の実験データとの比較を行うことによって輸送モデルの信頼性を高めるとともに、周辺プラズマ解析コードとの結合を検討する。

研究方法

- ・統合輸送コード TASK の整備と核燃焼プラズマの時間発展シミュレーション
- ・プラズマ回転および径方向電界を取り入れた流体型輸送コードによるヘリカルプラズマの解析
- ・電子サイクロトロン波による電流駆動シミュレーションと NTM 安定化の解析
- ・運動量分布関数の変形を取り入れたイオンサイクロトロン波加熱の統合シミュレーション
- ・中性粒子ビーム加熱と高速イオン閉じ込めのシミュレーション

研究結果

1. **輸送解析**：流体型輸送方程式に基づく輸送モジュール TASK/TX に、ヘリカルリップルによる新古典粘性と磁気面破壊に伴う径方向拡散を取り入れ、LHD プラズマに対する輸送シミュレーションを行った。さまざまなパラメータ依存性を明らかにするとともに、中性粒子ビーム入射加熱パワーの増加とともに、イオンルートから電子ルートへの遷移が起り、閉じ込めが改善され得ることを示した。
2. **加熱解析**：ITER プラズマのように、イオンサイクロトロン波加熱、中性粒子ビーム入射加熱、核融合反応生成粒子による加熱等の複合加熱を定量的に解析するために、運動量分布関数の時間発展解析モジュール TASK/FP を多成分化するとともに、並列処理による高速化を実現した。さらに、径方向拡散係数およびその運動量依存性が、加熱分布や蓄積エネルギーに与える影響を調べた。
3. **波動伝播解析**：トカマクプラズマにおける電子サイクロトロン波や低域混成波の伝播を解析するために、有限要素法による電磁波伝播解析モジュール TASK/WF を開発し、小型球状トカマクについて従来のモード展開を用いた TASK/WM による解析との比較を行った。
4. **電流駆動解析**：電子サイクロトロン波による電流駆動を解析するため、光線追跡法による伝播解析とフォッカープランク方程式による運動量分布関数解析を組み合わせた電流駆動解析を行った。

考察

統合コードにおけるモジュール間連携機能の標準化、波動加熱の統合化、原子力機構により開発されているコアプラズマ統合コード TOPICS や周辺プラズマ統合コード SONIC との連携等により、核燃焼プラズマ統合シミュレーションの実現に向けて前進しつつある。今後、さらに要素モジュールの機能強化や新規開発、ユーザーインターフェースの標準化等を行うとともに、実験データとの比較による妥当性の検証や他のコードとのベンチマークテストを進めていく必要がある。

研究成果報告

1. H. Nuga, A. Fukuyama, Fokker-Planck Simulation of Multi-Species Heating in Tokamak Plasmas, Plasma and Fusion Research, 5, S2068 (4p) (2010)
2. M. Miki, A. Fukuyama, Transport Simulation of Helical Plasmas Using the TASK/TX Code, Plasma and Fusion Research, 5, S2040 (4p) (2010)
3. 奴賀英男, 福山淳, ITER プラズマにおける ICRF 加熱の自己無撞着な解析, 第 8 回核融合エネルギー連合講演会 (高山市民文化会館, 2010/06/10-11) 10B-31p
4. 福山淳, 奴賀英男, 運動論的統合モデリングコードによる ITER プラズマの解析, 第 8 回核融合エネルギー連合講演会 (高山市民文化会館, 2010/06/10-11) 11B-35p
5. A. Fukuyama, H. Nuga, S. Murakami, Kinetic Integrated Modeling of Heating and Current Drive in Tokamak Plasmas, 23rd IAEA-FEC (Daejeon, Rep. of Korea, 11-16 Oct, 2010) THW/P2-01.
6. 三木真幸, 福山淳, 本多充, 動的輸送モデルによるヘリカルプラズマの輸送シミュレーション, 第 27 回プラズマ・核融合学会年会(北海道大学学術交流会館, 2010-12-02) 02P65
7. M. Miki, A. Fukuyama, M. Honda, Transport simulation of helical plasmas using the dynamic transport model, US-Japan Workshop on Integrated Modeling and Simulation in Toroidal Plasmas (Kyoto Univ., 9-11 March, 2011)
8. H. Nuga, A. Fukuyama, Kinetic integrated modeling of plasma heating in tokamaks, US-Japan Workshop on Integrated Modeling and Simulation in Toroidal Plasmas (Kyoto Univ., 9-11 March, 2011)
9. A. Fukuyama, Y. Maruyama, Full wave analysis in tokamak plasmas, US-Japan Workshop on Integrated Modeling and Simulation in Toroidal Plasmas (Kyoto Univ., 9-11 March, 2011)

研究組織

氏名	所属	職名等	役割・担当分野
福山 淳	京都大学	教授	代表者
村上 定義	京都大学	准教授	加熱解析
中村 祐司	京都大学	教授	輸送解析
若狭 有光	京都大学	特定研究員	輸送解析
奴賀 秀男	京都大学	D3	加熱解析
松本 裕	北海道大学	助教	加熱解析
出射 浩	九大応力研	准教授	電流駆動解析
滝塚 知典	原子力機構	嘱託	輸送解析
濱松 清隆	原子力機構	研究主幹	加熱解析
林 伸彦	原子力機構	副研究主幹	輸送制御解析
本多 充	原子力機構	任期付研究員	輸送解析

核融合プラズマにおける連結階層マルチスケールシミュレーション研究

京都大学大学院 岸本泰明

はじめに

核燃焼プラズマにおいては、時間・空間スケールが異なるさまざまな現象が、定性的に異なる空間領域にまたがって、相互にかつ複雑に関与しつつ、時間発展している。プラズマのエネルギー閉じ込め特性を理解するためには、輸送、MHD、乱流の相互作用を考慮したグローバルシミュレーションが必要であることは認識されつつある。しかし、そのようなシミュレーションを第一原理に基づいて行うには計算機のリソースが十分とは言えず、モデル化や方程式の簡約化が必要である。本研究では、核融合プラズマにおける階層シミュレーションの出発点として、MHD とドリフト波乱流の相互作用を考慮したグローバルシミュレーションを加熱項が存在する場合に行い、輸送、MHD、乱流の相互作用を明らかにすることを目的とする。

研究成果

今年度は、大域的な MHD モードと乱流が混在する系における乱流輸送特性に関する研究とともに、マルチモーメント法と呼ばれる高精度の時空間構造を保証する新数値手法を用いたジャイロ運動論コード（スラブ配位）の開発とそれによる分布緩和に関する研究を実施した。詳細は以下の通り。

1) MHD と微視的乱流のダイナモアクションの理論モデルの構築 [1]

核融合プラズマや宇宙・天体プラズマでは非理想 MHD やドリフト波による微視的モードなど、異なった時空間スケールの揺らぎが共存する。そのような広域の揺らぎやそれらの非線形相互作用、電磁モードで静電モードのエネルギー交換や伝達などは複雑な問題であり、プラズマの輸送現象や内部輸送障壁などの構造形成現象に重要な役割を果たす。本研究では、電磁的な MHD モードと静電的な微視的不安定性の例題として、抵抗性ティアリングモードとイオン温度勾配 (ITG) モードを想定し、トカマクプラズマにおけるそれら異なったスケールのモード (揺らぎ) 間のエネルギー交換のメカニズムを5場のジャイロ流体モデルに基づいて解析する。

Fig. 1 は、非線形に相互作用する MHD と ITG 乱流の共存系において、ITG 乱流によって駆動されたダイナモ作用 (turbulent cross-scale dynamo action) の効果を示している。乱流ダイナモが island Seesaw として参照される振動する磁気島の要因であることを示している [1]。このダイナモ作用の閾値

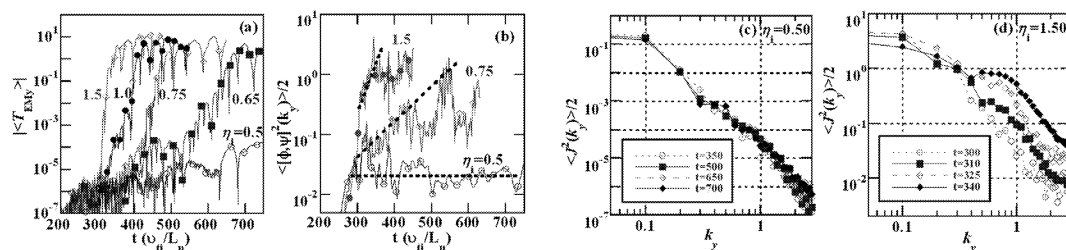


Fig.1. Evolution of the cross-scale dynamo action versus ITG turbulence intensity. (a)-(d) corresponds to the averaged EM torque amplitude $|T_{EM}|$; dynamo driving intensity $\langle [\phi, \psi]^2(k_y) \rangle / 2$ for a representative of $k_y = 0.7$; and the k_y spectra of fluctuating current for different ITG driving force.

は微視的な ITG 乱流の強度に依存することを見出した。本研究により、ダイナモ作用が異なったスケールの微視的モードと電磁モードの相互作用に重要な役割を果たしていることが明らかになった。

2) 大域的溫度緩和を伴う乱流輸送現象に関する運動論的解析 [2-4]

プラズマを加熱し、限られた空間内で高い圧力状態を実現しようとするれば、密度や温度勾配が自由エネルギーとなって、微視的不安定性とそれに伴うプラズマ分布の緩和が引き起こされ、自己組織的に乱流輸送現象が決定される。本研究では、そのような現象を第一原理に基づいた運動論的シミュレーションによって再現することで、ミクロスケールの乱流とマクロスケールの大域的な温度分布緩和過程の相互作用を、ボルツマンエントロピーを指標関数として解析した。

具体的にはまず、保存型 IDO (Interpolated Differential Operator) 法 [2] を用いたジャイロ運動論的 Vlasov コードを開発し、イオン温度勾配 (ITG) 乱流のベンチマークテストによって、エネルギーの相対誤差が $t \sim 100\gamma^{-1}$ で 0.5%、1024CPU における並列化効率が 49.8% の性能を示すことを確認した。次に、そのコードを用いて位相空間 4 次元グローバルシミュレーションを実施し、グローバルな系におけるエントロピーバランスの解析を行った [3, 4]。Fig. 1 は、(a) ITG 乱流、(b) 電子温度勾配 (ETG) 乱流における飽和直後の揺動エントロピー生成 (EP2)、帯状流生成 (ZF2)、熱流束 (HF2)、揺動エントロピー流出 (EC2) の空間分布を表している。ITG 乱流では、帯状流に起因した揺動エントロピーが支配的になって局所的な熱輸送が生じ、その結果、階段状の温度分布が形成されるのに対して、帯状流の効果が弱い ETG 乱流では、温度分布の大域的な緩和が起きることを示した。

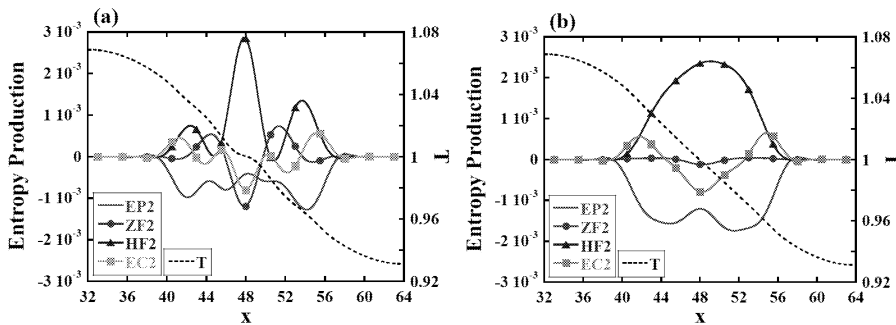


Fig.2: Spatial profiles of entropy related values in the (a) ITG and (b) ETG instabilities at saturation phase. Temperature is also shown as a reference.

研究組織

岸本 泰明 (京都大)、Jiquan Li (京都大)、今寺 賢志 (京都大)、Janvier Miho (京都大)、Zheng-Xiong Wang (京都大)、宮戸 直亮 (JAEA)、井戸村 泰宏 (JAEA)、石澤 明宏 (NIFS)、渡辺 智彦 (NIFS)、洲鎌 英雄 (NIFS)、陰山 聡 (神戸大)、草野 完也 (名古屋大)、徳永 晋介 (九州大)、Aaron Froese (九州大)、Thibaut Voslion (九州大)

参考文献

- [1] J. Q. Li and Y. Kishimoto, “Cross-scale dynamo action in multiscale plasma turbulence”, Plasma and Fusion Research 5, 031 (2010)
- [2] K. Imadera, Y. Kishimoto, D. Saito, J. Q. Li and T. Utsumi, J. Comput. Phys. **228**, 8919 (2009).
- [3] K. Imadera, Y. Kishimoto and J. Q. Li, J. Plasma Fusion Res. **5**, 019 (2010).
- [4] K. Imadera, Y. Kishimoto, J. Q. Li and T. Utsumi, J. Plasma Fusion Res. **5**, S2050 (2010).

核融合炉材料中の水素捕捉・放出挙動

Behavior of Hydrogen Trap and Desorption on 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 ペロブスカイト型プロトン導電性酸化セラミックス試料は高いプロトン導電性を示すことから、核融合炉内のトリチウムモニターおよびブランケットで生成されるトリチウムの回収材料として期待される。本研究室では、これまでイオンビーム分析の1つである反跳粒子検出(ERD)法を用いてイオン照射された酸化セラミックスの水素吸収特性の変化について調べてきた。その例として、重水素照射された試料を大気に曝すだけで、捕捉重水素は大気中の水蒸気と置換することが判明された。本研究の目的は、この異常な水素吸収および置換現象を明らかにするため、重水素イオン照射された酸化セラミックス試料を 295~323 K の温度範囲に保持した後、水蒸気を含ませたアルゴンガスを導入して水素吸収および放出の温度依存性について調べた。さらに、実験データを水素吸収および放出に関する素過程を考慮した質量平衡方程式を用いて解析し、水素同位体置換における水素の再結合結合および捕獲係数を求めた。

実験方法 寸法 $\phi 8 \times 1 \text{ mm}^3$ のペロブスカイト型の $\text{BaCe}_{0.90}\text{Y}_{0.10}\text{O}_{3-\delta}$ 試料を用いた。1分子当たり約1.1(=H/BaCe_{0.90}Y_{0.10}O_{3- δ})の残留水素は $8 \times 10^{-6} \text{ Pa}$ 以下の真空中で873 Kの温度で10分間加熱することによって取り除かれた。次に10 keVの D_2^+ イオン(5 keV D^+)が室温において $2.5 \times 10^{14} \text{ ions/cm}^2\text{s}$ のイオン照射束で約 $1.0 \times 10^{18} \text{ ions/cm}^2$ の照射量まで注入された。 $\text{BaCe}_{0.90}\text{Y}_{0.10}\text{O}_{3-\delta}$ に照射されたDのprojected range、longitudinal straggling および lateral straggling はTRIM計算コードをよりそれぞれ139.0 nm、66.7 nm および 84.6 nm であった。飽和 D_2^+ イオン注入後、試料を295、305 および 323 Kの温度に保持した後、 $1.0 \times 10^5 \text{ Pa}$ の99.998 wt% Arガスを導入した。Ar中の H_2O 含有量は 10.98 mg/cm^2 であった。1.7 MV タンデム加速器からの2.8 MeV He^{2+} イオンをプローブビームとしたERD法を用いて試料に捕獲されたHおよびDの水素同位体濃度をArガス暴露時間の関数として測定した。

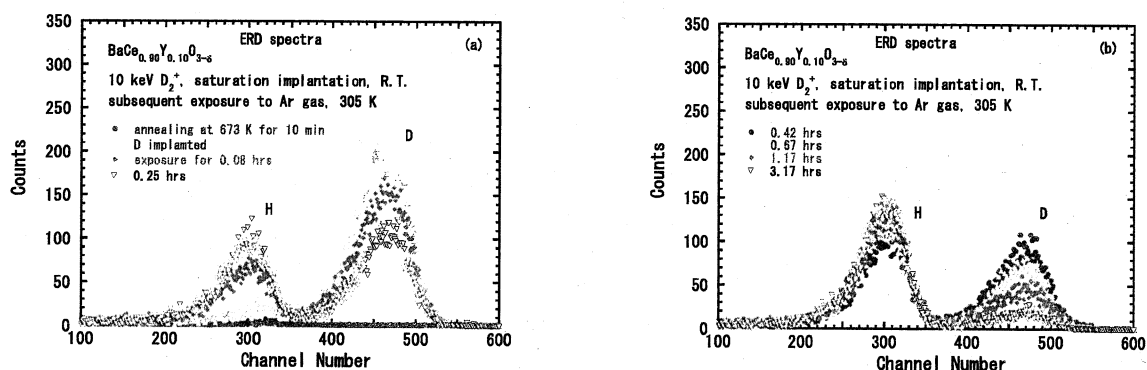


図1 (a) D注入後に0.25 hrs および(b) 3.17 hrs まで Ar ガス(水蒸気)雰囲気中に曝されたときの $\text{BaCe}_{0.90}\text{Y}_{0.10}\text{O}_{3-\delta}$ のERDスペクトル

実験結果および考察 ERD 法により得られた試料中の H および D の水素同位体濃度分布を図 1(a) および(b)に示す。図 1 中の高チャンネル側のスペクトルは D^+ イオン飽和注入後の捕獲 D 濃度、低チャンネル側のスペクトルは Ar ガスに曝した後に試料中に捕獲された H 濃度を表す。飽和注入後の捕獲 D 濃度は、Ar ガスを 0.08~3.17 時間まで曝すにつれて徐々に減少する一方、H 濃度が増加した。Ar ガス暴露時間を関数とした H および D の捕獲濃度変化を図 2(a)、(b) および(c)に示す。H および D の異常な置換反応が時間の増加と共に進行することがわかる。さらにその置換速度は試料温度の増加と共に増加した。この水素同位体置換のメカニズムについては、Ar ガス中に含まれる H_2O が表面上で H と OH に解離し、結晶中に拡散した H が捕獲された D と置き換わることで説明できる。この水素同位体置換に関与する素過程を考慮した質量平衡方程式を用いて、図 2(a)、(b)および(c)の実験データを解析した。図 2 中の実線および破線の曲線は、実験データにフィットして得られた H-D 水素同位体置換曲線を表す。また、このときに得られた水素同位体置換に関する水素の再結合係数($K^{HD}C_0$) および捕獲係数($\Sigma_T^H C_0$)のアレニウスプロットを図 3 に示す。 $K^{HD}C_0$ および $\Sigma_T^H C_0$ は温度の増加に伴い増加した。このときのそれぞれの活性化エネルギーは、アレニウスプロットの傾きから 0.71 および 0.70 eV と決定された。

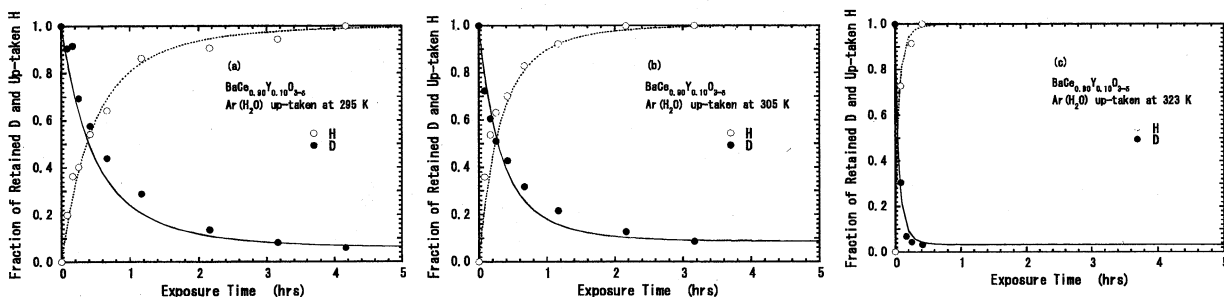


図 2 (a) 295 K、(b) 305 K、(c) 323 K における Ar ガス暴露時間に対する捕獲 D 濃度および置換 H 濃度の変化

まとめ D^+ イオン照射されたプロトン導電性酸化物セラミックスの水素捕獲における温度依存性について ERD 法を用いて調べた。室温で D^+ イオン照射された酸化物セラミックスを 1.0×10^5 Pa の Ar ガス雰囲気中に曝した場合、捕獲 D が Ar ガス中に僅かに含まれる H_2O 中の H と置換されることがその場で観測された。このときの水素捕獲速度および置換速度は試料温度が 295 K から 323 K に増加すると約 10 倍になることが判明した。この実験で得られた Ar ガス暴露時間に対する捕獲 H および D 濃度の変化について、水素同位体置換に関与する素過程を考慮した質量平衡方程式を用いて解析し、水素の再結合係数($K^{HD}C_0$) および捕獲係数($\Sigma_T^H C_0$)を求め、それぞれの活性化エネルギーを 0.71 および 0.70 eV と決定した。

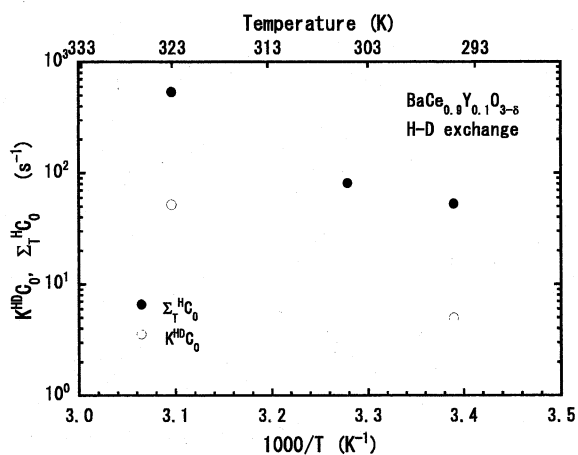


図 3 水素同位体置換に関わる水素の再結合係数 ($K^{HD}C_0$) および捕獲係数 ($\Sigma_T^H C_0$) のアレニウスプロット

【目的】 次期核融合炉の第一壁候補材料として、熱負荷に強く損耗しにくいタングステン (W) を被覆した低放射化フェライト・マルテンサイト鋼 (F82H) が開発されている。しかし、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、蓄積されるのかは明らかではない。本研究は、DC グロー放電によりトリチウムを含んだ水素を W 被覆層表面に入射させ、被覆層および基板中のトリチウム進入深さ分布をトリチウムイメージングプレート法により調べることににより、トリチウムが被覆層および基板中にどのように進入・蓄積するかを明らかにすることを目的とするものである。

【実験】 F82H に大気圧プラズマ溶射 (APS) 法によって W 被覆したものを試料として用いた。APS 法にて、粒径 $50\ \mu\text{m}$ の W 粒子を F82H 基板 (厚さ $2.6\ \text{mm}$) に溶射し、厚さ $1\ \text{mm}$ の層を堆積させた。この溶射被覆層の微細組織を走査型電子顕微鏡により観察した結果、見積もられた空隙率は 6% であった。

図 1 にグロー放電による試料への水素 (トリチウム) 導入方法の概略を示す。試料をステンレス鋼製の電極を兼ねた試料ホルダーに、 $5\ \text{mm}\phi$ の開口部を持ったモリブデン (Mo) 製のマスク (開口部 $5\ \text{mm}\phi$) にて固定した。試料ホルダーを負極とし、これと平行に正極を配し、両電極間に $400\ \text{V}$ の電位差を与え、水素ガス圧 $2.6\ \text{mPa}$ のもとで DC グロー放電による試料への水素 (トリチウム) の導入を行った。水素中のトリチウム濃度は $T/H=10^{-4}$ であった。試料ホルダーは外部加熱により $538\ \text{K}$ に保持した。

トリチウム導入後、試料を $233\ \text{K}$ まで速やかに冷却し、トリチウムの移動を防いだ。つぎに図 2 に示すように、試料からトリチウム導入表面に対して垂直な断面を切り出し、その断面のトリチウム β 線強度プロファイルを TIP 法により測定し、被覆層および基板中のトリチウム進入深さ分布を求めた。

【結果・考察】 図 3(a) に、試料の断面について測定されたトリチウム β 線強度分布を示す。図では、黒色が濃いほどトリチウム濃度が高いことを表している。図の左側、約 $1\ \text{mm}$ と残りの部分とではトリチウムの濃度が異なっているのが明らかである。左側 $1\ \text{mm}$ は W 被覆層である。濃度分布を数値化して深さ方向分布として示したのが図 3(b) である。

図から、W 被覆層中にも明瞭な濃度分布があり、トリチウム導入面から $0.25\ \text{mm}$ 深さまで、急峻な濃度勾配を持った多量のトリチウムが存在していること、残りの W 被覆層ではトリチウム濃度がほぼ一様になっていることがわかる。W 被覆層と F82H 基板との間には濃度に段差があり、F82H 基板中では、

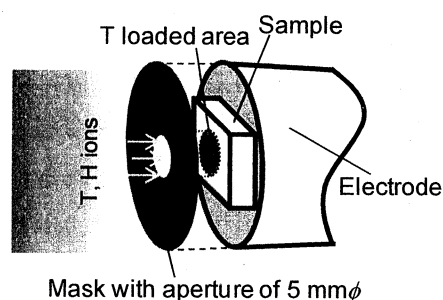


図 1 DC グロー放電による試料への水素 (トリチウム) 導入方法の概略

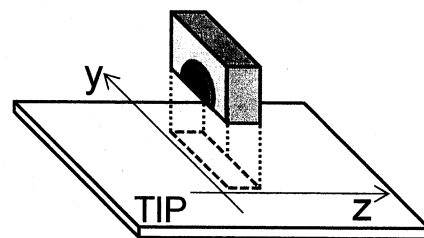


図 2 TIP 法における試料と TIP との配置状況の概略

濃度が徐々に減衰しており、拡散による進入が示唆される。

以上の結果は、W 被覆層中では主として空隙を通過してのトリチウムの進入が、F82H 基板中ではバルク拡散による進入が大きく寄与しているものとして説明できる。水素（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導入される。このため、被覆層表面近傍では多量の水素導入に伴う改質または欠陥生成が起こり、これらが捕獲サイトとなって表面近傍に高濃度の水素が滞留/蓄積する。被覆層中では粒間の空隙を通過して表面近傍で再放出されたガス状水素が進入するため、各粒の表面は同じ圧力の水素に曝されることになり、被覆層の厚さ方向では粒の位置に関わらずトリチウム濃度がほぼ一定になる。被覆層と基板との界面も同じように水素ガス圧に曝されるが、基板は緻密であり空隙拡散が不可能なので、トリチウムは通常の拡散過程により基板内に進入する。

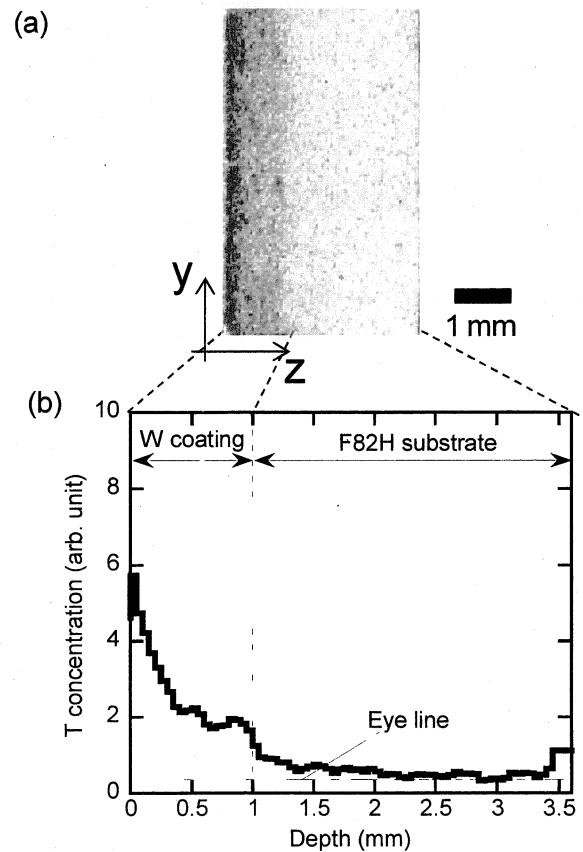


図3 (a)断面のトリチウムβ線強度分布
(b)トリチウム進入深さ分布

【口頭発表・ポスター発表】

1. Tritium behaviors near surface region and bulk of metals, T. Otsuka and T. Tanabe, 10th International Workshop on Hydrogen Isotopes in Fusion Reactor Materials, Pleasanton, California, May 31-June1, 2010.
2. Behavior of tritium near surface region of metals exposed to tritium plasma, T. Otsuka, M. Shimada, T. Tanabe, J. P. Sharpe, 9th International Conference on Tritium Science and Thecnology, Nara, Japan, Octorber 24-29, 2010. 2P07-30
3. タングステン被覆低放射化フェライト/マルテンサイト鋼に DC グロー放電により負荷したトリチウムの深さ分布測定, 大塚 哲平, 田辺 哲朗, 徳永 和俊, 日本原子力学会 春の年会, 福井大学

【論文】

1. Behavior of Tritium Accumulated on Materials Surface, T. Otsuka and T. Tanabe, Fusion Eng. Design, 85, 1437-1441 (2010).

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
～イオン照射した窒化ジルコニウムの微細構造～

九大工 安田 和弘, 川瀬 徹(院), 古賀 敬興(院), 三宅 翔(学生)、松村 晶
九大超高压電顕室 安永 和史

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となっており、また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点欠陥集合体の形成および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、マグネシア・アルミネートスピネル($\text{MgO}\cdot n\text{Al}_2\text{O}_3$)、アルミナ ($\alpha\text{-Al}_2\text{O}_3$)、イットリア安定化ジルコニア($\text{Y}_2\text{O}_3\text{-ZrO}_2$)、セリア(CeO_2)、窒化ジルコニア (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。

窒化ジルコニウム(ZrN)は、長寿命核種の削減・消滅処理用母相材料として期待されている材料であるが、 ZrN 中の照射欠陥の性状や形成・成長過程に関する報告はほとんどなされていない。本報告では、 ZrN 焼結体に 2.4 MeV Cu イオン照射を施し、照射に伴う微細組織変化を透過型電子顕微鏡法により観察した結果を報告する。

2. 実験方法

原料粉末には、Cerac 社製の ZrN 粉末を用いた。本原料粉末の純度は $99.5\text{wt}\%$ 以上であり、 Hf 以外には微量の金属元素が不純物として含まれている。この原料粉末から、超高温材料研究所にて熱間静水圧成形(HIP)法により焼結体を作製した。作製した焼結体の一部を粉末とし、X線回折により結晶構造を同定したところ、 NaCl 構造を示す ZrN のみのピークが検出された。作製した焼結体を切り出した後、円盤状に打ち抜き、機械研磨で鏡面仕上げを行った。これらの円盤試料に九州大学応用力学研究所のタンデム加速器にて、板面に垂直な方向から 873 K にて 2.4 MeV の Cu イオンを照射した。照射量は、 $3\times 10^{17}\sim 3\times 10^{19} \text{ ions/m}^2$ の範囲とした。照射後の試料を照射を施した裏面より機械研磨した後に、 Ar イオン研磨により薄膜化し、透過電子顕微鏡観察試料を作製した。観察領域は、イオン照射表面から 200 nm 程度以下の領域である。図1は、 2.4 MeV Cu イオンの CeO_2 中における電子的阻止能と核的阻止能のイオン侵入深さ依存性を示す SRIM コードによる計算結果である。はじき出しエネルギーを 40 eV と仮定して、SRIM コードではじき出し損傷量を評価すると、 $3\times 10^{17}\sim 3\times 10^{19} \text{ ions/m}^2$ の照射量範囲で $0.03\sim 3 \text{ dpa}$ であった。

3. 結果及び考察

図2は 2.4 MeV の Cu イオンを照射した ZrN 試料の暗視野像の照射量依存性を示している。X線回折結果から予想されるように本焼結体には不純物に起因する析出物などは観察されなかった。 $3\times 10^{17} \text{ ions/m}^2$ の照射量により、微細なドット状のコントラストが形成されており、これらは照射量の増加に伴って成長していることが分かる。以上の結果は、報告者らが以前に行った比較的高濃度の酸素や炭素等の不純物を含む原料粉末から作製した焼結体と同様であった。現時点では、照射欠陥の性状ならびに晶壁面などに関する解析は出来ておらず、今後さらに高温における照射実験と照射後組織の観察を行う予定である。

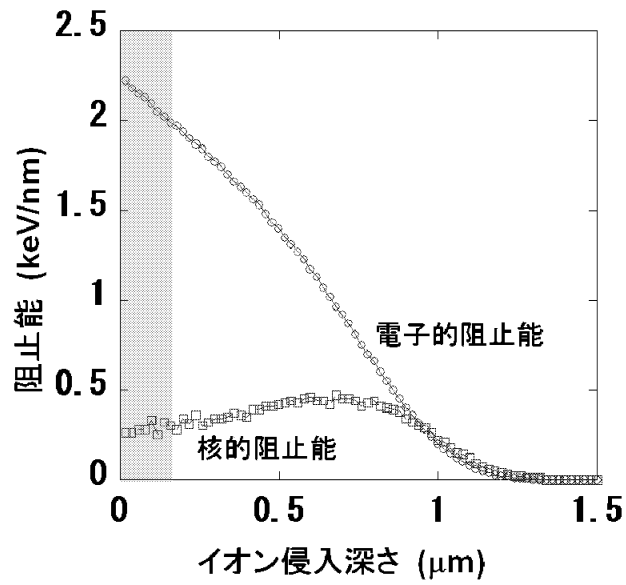


図1 SRIMコードにより評価した2.4 MeV Cu イオンのCeO₂ 中における電子的阻止能と核的阻止能のイオン侵入深さ依存性。灰色で示した領域は、透過電子顕微鏡観察を行った領域(≤200 nm)である。

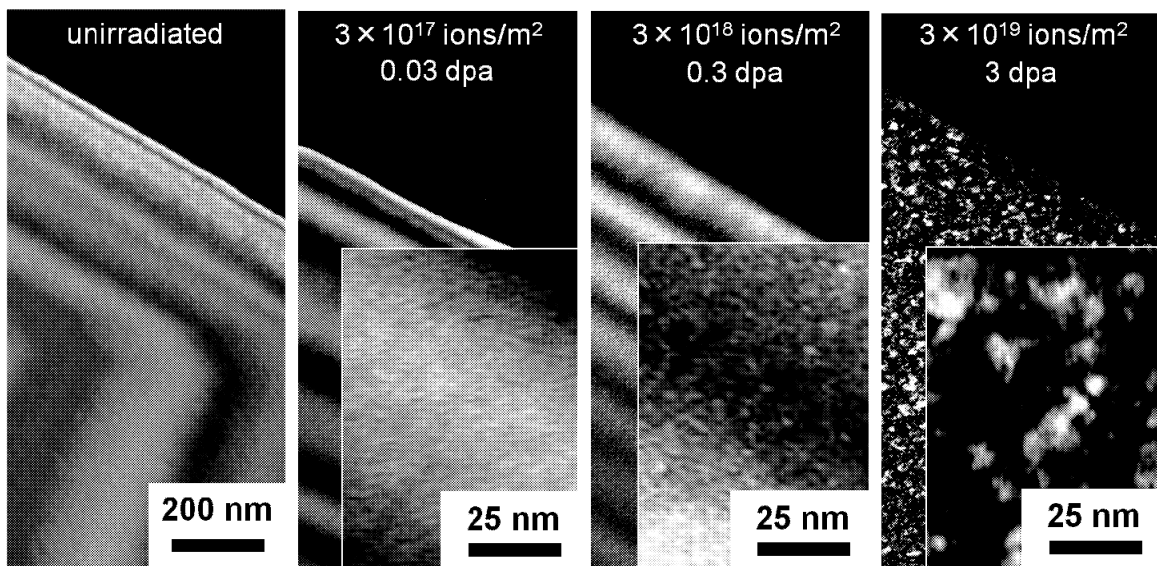


図2 (a)2.4 MeV Cu イオンを873 K にて照射したZrN 焼結体試料の弱ビーム暗視野像，ならびに一部の領域の拡大像。