

**News Letter No.18,
 February 24, 2011**

ニュースレター第18号をお届けします。
 プラズマ表面相互作用国際会議報告です。



目 次

I. はじめに 西川 正史 (総括班)	p. 1
II. 第19回核融合炉におけるプラズマ表面相互作用国際会議 (19th PSI) の報告 上田良夫 (計画研究 A1 班代表)、大宅 薫 (計画研究 A2 班代表)	p. 2
A. 対向壁材料研究とトリチウム除去法開発	p. 3
1. タングステン材料とプラズマの相互作用	p. 3
2. ITER 計画の現状 (ITER-like Wall Project 含む)	p. 5
3. 壁コンディショニング (堆積層除去含む)	p. 6
4. 実機での粒子バランスとリテンション	p. 6
5. 材料混合のトリチウム吸蔵への影響	p. 7
6. 炭素材の損耗・再堆積 (フラックス効果、窒素影響など)	p. 7
7. その他 (壁材料の中性子照射影響)	p. 8
B. 炉内トリチウム蓄積・排出評価のためのプラズマ・壁相互作用シミュレーション	p. 8
1. プラズマ対向タイルの隙間への炭素堆積とその水素吸蔵	p. 8
2. トカマク装置内への ^{13}C 放出実験とそのモデリング	p. 9
3. プラズマ対向壁のスパッタリング損耗シミュレーション	p. 10
4. Be-C, Be-W 材料混合層のスパッタリングと水素吸蔵	p. 11
5. 周辺プラズマ中のダストの挙動解析	p. 12
6. 周辺プラズマとプラズマ・壁相互作用の統合シミュレーション	p. 13

I. はじめに

九州大学名誉教授 西川正史(総括班)

核融合炉を人体にたとえるとトリチウムは血液ということになると思っています。プラズマ容器は心臓でしょうか。血液の循環作用がどこかで機能不全状態に陥ると体の調子が悪くなるようにトリチウムの循環作用が不調になると核融合炉は働けなくなります。また体のどこを切っても血が滲み出して来るように、核融合炉のどの部分にもトリチウムが存在することになると考えています。個人的には、トリチウム研究の新展開を目指して本特定領域研究を組織した研究代表者田辺先生の意図はこれまでのトリチウム安全研究に加えて核融合炉全体にわたってのトリチウム循環挙動の解明を果たして核融合炉実現に資することを目指していると拝察しています。この意味で本特定研究においてプラズマ - 壁相互作用を担当する A 班の研究成果への期待は他の班への期待とはまた違う意味で大きいものがあると見ています。

ITER においては PWI 現象によるプラズマ対向材料再付着層へのトリチウム取り込み量がサイトイン

ベントリー制限に大きな影響があることが認識されるようになりダイバータはタングステンにするとの方向に考えが傾いているようです。しかしタングステンが最適な材料であるかどうかについてはまだ確認が取れておらず ITER の運転尤度を確保するためにも多くの PWI 研究が近年世界中でなされているように見えています。それらの多くの成果が昨年米国サンディエゴにおいて開かれた第 19 回プラズマ表面相互作用国際会議で発表されました。この国際会議は既に 19 回を数えています。トリチウム関連の問題解決という視点からの研究はこれまでは必ずしも多くはなかったように記憶しますが、以下の A 班班長の上田先生と大宅先生からの会議報告にみられるように、今回の会議で報告された研究の多くが ITER のトリチウム問題解決策と密接につながりを作ろうとしているように思われます。このことは多くの PWI 研究者は意識の有無にかかわらずトリチウムを研究対象にしているということになるので、これら PWI 研究者といわゆるトリチウム研究者との違いは何であろうかとのシャイロック的問題について考えさせられもします。

日本からも、またこの特定研究に参加している研究者からもこの国際会議で多くの報告がなされていますがトリチウム研究の新展開のためにも心強いことです。特定研究で残されている期間は少なくなりましたが、A、B、C 班を通じての核融合炉へのつながりを見つけることは勿論ですが核融合炉を目指すプラズマ研究者や材料研究者と行き来できる道を拓いて行くことも考えなければならないと思います。

II. 第 19 回核融合炉におけるプラズマ表面相互作用国際会議 (19th PSI) の報告

大阪大学 大学院工学研究科 上田良夫 (計画研究 A1 班代表)

徳島大学 ソシオテクノサイエンス研究部 大宅 薫 (計画研究 A2 班代表)

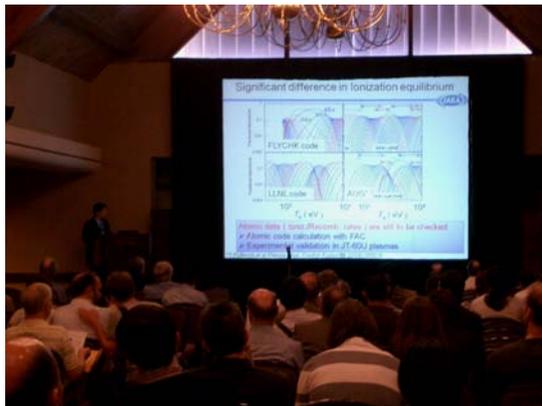
2010 年 5 月 24 日から 28 日まで、米国サンディエゴにて第 19 回核融合炉におけるプラズマ表面相互作用国際会議 (19th International Conference on Plasma Surface Interaction in Controlled Fusion Devices) が開催されました。遅くなりましたが、本ニュースレターにて会議のトピックスなどをご紹介します。なお、本会議の論文集は、Journal of Nuclear Materials にて、近日中に出版される予定です。

本国際会議は、既に 19 回を数える歴史の長い会議 (隔年開催) で、核融合炉のプラズマと壁表面の相互作用に係わる研究の発表や情報交換を行なう会議です。本会議が取上げるトピックスは、イオンビームやプラズマと壁材料の相互作用 (スパッタリング、水素吸蔵、表面損傷など)、実機における壁への熱負荷の評価と制御 (定常、パルス)、実機における粒子バランス、実機における不純物の発生・輸送・再堆積、などです。ITER の建設が 2007 年より始まったことで、特に近年は ITER への貢献度の高い研究発表が中心となっています。壁材料としては、タングステン、ベリリウム、炭素材が中心で、それ以外の材料は液体金属壁を意識した Li 以外はあまり取上げられていません。また、近年実験室での基礎研究から、実機での研究に比重が移り、制御された環境下での基礎現象と複雑環境下での実機現象を総合的に理解することが、将来の核融合炉でのプラズマ・材料相互作用を評価するために重要であると考えられています。そのため、モデリングやシミュレーションの重要性が高まっており、この会議でも多くの発表がありました。

会場は Catamaran Hotel&Spa というホテルで、サンディエゴでも有名なリゾート地であるミッションベイにあります。ホテルは海岸のすぐ近くで、会議中は毎日天気も良く、会議室で会議をしているの

がもたないような(?)場所でした。会議のホストは、UCSD と GA で、会議の最終日の午後には、これらの大学や研究所の主力装置である PISCES (直線型プラズマ装置:UCSD) と DIII-D (トカマク装置:GA) の見学会が催されました。

以下では、対向壁材料研究とトリチウム除去法開発、という実験研究からの視点、及び、炉内トリチウム蓄積・排出評価のためのプラズマ・壁相互作用シミュレーション、というシミュレーション研究からの視点で、会議のトピックスをまとめました。



口頭発表の様子



屋外での昼食風景

A. 対向壁材料研究とトリチウム除去法開発

1. タングステン材料とプラズマの相互作用

タングステンは、高融点、低損耗、及び低トリチウムリテンションの観点から、最も有力なダイバータや第一壁のアーマー材料である。しかしながら、プラズマへ混入した際の放射冷却、高熱負荷(定常・パルス)による溶融・亀裂・破壊など核融合実験炉 ITER で使用した場合の懸念があり、これらの問題にどのように対処するかが重要である。このようなタングステン研究の重要性を鑑みて、今回の PSI 会議では、初日の基調講演にて、V. Philipps がタングステン研究のまとめを発表した(R-01)。その概要は以下の通りである。

1. W を用いることでプラズマの運転ウインドーは狭くなる。コアプラズマ加熱と高密度エッジプラズマや ELM の制御を同時に達成する運転方法を確立する必要がある。
2. 表面損傷の発生については、その基礎過程を理解すると共に、核融合炉環境下でのデータが必要である。現状では、コアプラズマ制御に大きな影響は見られない。
3. リテンションについては、トリチウムが内部へ拡散して捕獲されるバルクリテンションである。核融合炉の温度領域を考えると大きな問題ではないと考えられる。
4. クラッキングについては、現状では大きな問題で無いと思われるが、溶融については避ける必要がある。
5. 中性子照射影響については、核融合炉での適用を考えた場合に最も大きな課題である。

この基調講演で取上げられた内容にほぼ対応するように多くの研究発表がなされた。特に He 照射による微細構造(Fuzz と呼ばれるナノ構造や表面近傍のヘリウムバブル層)の発生と損耗(O-02, P1-12)、

及び炭素堆積 (O-10) に与える影響が報告された。低温領域 (500°C以下) では、ヘリウムを同時照射することで、表面近傍にヘリウムバブル層が形成され、リテンションが軽減されることが多くの発表で示された (P1-02、P1-63、P3-95)。これはヘリウムバブル層の形成により、内部への水素の拡散が抑制されたためと考えられる (P3-92)。さらに、1000 K 以上でのナノ構造の形成条件 (O-03、P-01)、パルス負荷への影響、ナノ構造上のアーキングの発生 (O-15)、等について報告があった。ナノ構造上では、アーキングが発生しやすいことが示されたが、同時に ELM 様パルス熱負荷が加わった際には、亀裂の発生を抑制する効果があることも示された。タングステンが高熱負荷で溶融した場合のプラズマへの影響、溶融層の運動、及び材料特性変化について、TEXTOR (O-01) や ASDEX-U (O-14、P2-44) での結果が報告された。タングステンの温度上昇が、秒の時間オーダーで起こる場合は、溶融層は JxB の方向に運動することが示された。

水素同位体のタングステン中の拡散や捕獲、特に照射損傷を持つ材料について、最新の研究成果が紹介された (I-20、P3-93、P3-96)。タングステン中の水素同位体挙動は、格子間拡散、捕獲サイトの影響、及び高フラックス・低温条件での水素分子の析出等によって理解できると考えられるが、現象を理解するための適切なモデル構築には、さらに研究を進める必要がある。本会議では、トリチウムを使った拡散・蓄積に関する基礎研究の成果が示された (P01-03、P1-06)。トリチウムを使った室温での透過実験では、拡散係数が Frauenfelder の実験値に近いことが示された。

パルス熱負荷がタングステンの溶融や亀裂発生に及ぼす影響について、パルスプラズマ (I-07、P2-45) を用いた結果が示された。電子ビーム実験では繰り返し熱負荷 (表面が溶融する熱負荷以下) により、亀裂の発生が観測されたが、繰り返し回数を増やしても、あるレベルで飽和するという結果が示された (P1-11)。ただ、今後さらにパルス熱負荷と定常負荷、あるいはプラズマの粒子影響など複雑環境下での検討が必要である。

(関連する口頭発表とポスター発表)

- R-01 V. Philipps et al., Tungsten as Material for Plasma-Facing Components in Fusion Devices,
- I-07 N. Klimov et al., Experimental Study of PFCs Erosion and Eroded Material Deposition Under ITER-Like Transient Loads at Plasma Gun Facility QSPA,
- I-20 O.V. Ogorodnikova et al., Modeling of the Influence of Radiation Damage on Deuterium Retention in Tungsten
- O-01 J.W. Coenen et al., Tungsten Melt Layer Motion and Splashing on Castellated Surfaces at the Tokamak TEXTOR
- O-02 D. Nishijima et al., Sputtering Properties of Tungsten Fuzz Surfaces
- O-03 N. Ohno et al., Influence of Crystallographic Orientation on Helium Bubble and Fuzz Structure Formation in Tungsten
- O-10 Y. Ueda et al., Exposure of tungsten nano-structure to TEXTOR edge plasma
- O-14 V. Rohde et al., Tungsten Erosion by Arcs in ASDEX Upgrade
- O-15 S. Kajita et al., Tungsten blow-off in response to the ignition of arcing: revival of arcing issue in future fusion devices
- P-01 M.J. Baldwin et al., Nanostructure Formation on Tungsten Exposed to Low-Pressure Rf Helium Plasma: A Study of Ion Energy Threshold and Early Stage Growth
- P1-02 G.M. Wright et al., Deuterium Retention in Pre-irradiated Tungsten Exposed to High-flux Plasma
- P01-03 T. Ohtsuka et al., Application of tritium imaging plate technique to examine tritium behaviors on the surface and in the bulk of plasma exposed materials

- P1-04 J. Roszell et al., Deuterium retention in tungsten irradiated with low energy D+
- P1-06 T. Ikeda et al., Determination of hydrogen diffusivity and permeability in W near room temperature applying a Tritium Tracer Technique
- P1-11 J. Linke et al., Experimental simulation of Edge Localized Modes using focused electron beams-advantages and limitations
- P1-12 S. Takamura et al., Investigation on the Effect of Temperature Excursion on the Helium Defects of Tungsten Surface by using Compact Plasma Device
- P1-63 V.Kh. Alimov et al., Deuterium Retention in Porous Vacuum Plasma-Sprayed Tungsten Coating Exposed to Low-Energy; High-Flux Pure and Helium-Seeded D Plasmas
- P2-44 K. Krieger et al., Characteristics of induced tungsten melting events in the divertor of ASDEX Upgrade and their influence on plasma performance
- P2-45 I.E. Garkusha et al., Performance of Deformed Tungsten under ELM-like Plasma Exposures in QSPA Kh-50
- P3-92 H.T. Lee et al., Ion-driven Permeation of Deuterium through Tungsten under Simultaneous He-D Irradiation
- P3-93 M. Shimada et al., Deuterium Retention in Neutron-Irradiated Tungsten and Molybdenum Exposed to High Flux Plasma in TPE
- P3-95 M. Miyamoto et al., Macroscopic Damage of Tungsten Exposed to Deuterium-Helium Mixture Plasma in PISCES and Its Impacts on Retention Property
- P3-96 W.R. Wampler et al., Erosion, Redeposition and Deuterium Retention in Tungsten Exposed to Divertor Plasma in DIII-D.

2. ITER 計画の現状 (ITER-like Wall Project 含む)

ITER 機構の Pitts より、ITER のプラズマ対向機器の概要が発表された (I-17)。最新の設計が紹介されると共に、設計に大きな影響を与えた熱負荷制限条件の説明があった。機器が放射化しない H/He 放電フェーズでは、ダイバータにタングステンと CFC を用いるが、D/D 放電以降は中性子による放射化やトリチウム蓄積が懸念されるため、ダイバータは総タングステン化される予定である。今後の課題としては、プラズマからの熱負荷 (特に ELM やディスラプションといったパルス負荷) の抑制、材料側からは第一壁の Be の影響評価が上げられる。また、スタートアップリミターとして第一壁を使用するため、第一壁は部分的に従来の設定より大きな熱除去性能 ($5\text{MW}/\text{m}^2$) が科せられた。ITER において、Be 第一壁材料中のトリチウム蓄積、あるいはタングステン及び炭素との材料混合の影響については、基礎実験だけからは判断できないことが多い。そのため、JET の壁材料を ITER と同じにして、これらの効果を調べる実験が、2011 年より行なわれる予定であり (ITER Like Wall project)、その準備状況などが報告された (I-12、P1-58)。

(関連する口頭発表とポスター発表)

- I-17 R. Pitts et al., Physics Basis and Design of the ITER Plasma-Facing Components
- I-12 S. Brezinsek et al., Overview of Experimental Preparation for the ITER-Like Wall at JET,
- P1-58 G.F. Matthews et al., Overview of the JET ITER-like Wall Project

3. 壁コンディショニング (堆積層除去含む)

第1セットのダイバータでは炭素を使うため、その炭素がその後も容器内に存在して、トリチウムと共堆積し、炉内トリチウムインベントリを増加させる可能性が指摘されている。このような炭素とトリチウムの共堆積を除去する方法として、酸素ベーキングが上げられる。この手法は、実験室実験と実機実験のデータが良く対応すること(同じ温度、同じガス圧条件下)や、ギャップの共堆積層の除去も可能であることが示された。また、300°C以下の温度ならば、BeとCが混在する層からの除去が可能であることが分かった(300°C以上では、Be₂Cが形成されるため状況が異なる)(P3-60)。強磁場を印加したままで、壁のコンディショニングが可能な、イオンサイクロトロンプラズマを用いた壁コンディショニング研究の現状も紹介された。He放電では、D₂放電に比べ効果が小さいことや、D₂放電では、定常運転よりパルス運転の方が除去効率が良いことが示された(I-9)。

(関連する口頭発表とポスター発表)

- I-9 D. Douai et al., Recent Results on Ion Cyclotron Wall Conditioning in Mid and Large Size Tokamaks
- O-18 A. Widdowson et al., Removal of Beryllium-Containing Films Deposited in JET From Mirror Surfaces by Laser Cleaning
- O-19 J.S. Hu et al., Oxidation Wall Conditionings on HT-7 and EAST Superconducting Tokamaks
- O-21 T. Loarer et al., Isotopic plasma wall changeover experiments in JET
- P3-60 J.W. Davis et al., Thermo-oxidation of DIII-D Codeposits and Codeposits in Simulated Tile Gap Structure
- P3-61 B. Fitzpatrick et al., Collateral Effects of Thermo-oxidation on DIII-D In-vessel Components and First Results from the in situ DIII-D oxidation
- P3-62 A. Kreter et al., Fuel removal from castellated structures by plasma discharges in reactive gases
- P3-63 A. Pisarev et al., Deuterium thermal desorption from carbon based materials : a comparison of plasma exposure, ion implantation, gas loading, and C-D codeposition.
- P3-66 Y. Marander et al., Scaling of carbon erosion in Tore Supra

4. 実機での粒子バランスとリテンション

壁材料中の水素吸蔵に関する基礎研究は多くなされているが、その知見が実機におけるトリチウム蓄積量の評価とどのように関連するか、あるいは実機の放電形態とリテンションの関連性を明らかにすることは、将来の装置におけるリテンション評価のために重要である。DIII-Dでリテンションの変化と放電形態、あるいは酸素ベーキングなどによる除去法などすべてのフェーズにおけるリテンションの変化を詳細に調べた結果が報告され、Lモードでリテンションが増加し、酸素ベーキングで大幅に除去される(~50%)ことが示された(I-11)。また、JT-60UでD放電後にH放電を行なうことで、Dが同位体交換によって除去されることを示した。この同位体交換反応は、1μm程度の飛程よりずっと深い場所でも起こる(O-20)。さらに、Tore Supra(P1-64)やNSTX(P1-71)(Li影響)からも粒子バランスに関する報告があった。

(関連する口頭発表とポスター発表)

- I-11 E.A. Unterberg et al., Hydrogenic Retention Studies in the All Graphite First Wall DIII-D Tokamak

During ELM-y and RMP ELM-Suppressed H-mode Discharges.

- O-20 M. Yoshida et al., Characterization of In-Vessel Hydrogen Isotope Retention of JT-60U.
 O-30 A. Kukushkin et al., Physics Requirements on Fuel Throughput in ITER,
 P1-64 B. Pégourié, Parametric dependences of fuel retention and post-discharge outgassing in Tore Supra.
 P1-68 E. Pajuste et al., Structural changes and distribution of accumulated tritium in the carbon based JET tiles.
 P1-71 J.M. Canik et al., Measurements and 2-D Modeling of Particle Balance; Recycling; and Core Fueling in Discharges with Lithium-coated PFCs in NSTX.

5. 材料混合のトリチウム吸蔵への影響

ITER においては、ベリリウム、炭素、タングステンを壁材料として用いるため、これらの材料が損耗、再堆積を通じて混合し、トリチウムの吸蔵に影響を与える。特に、この元素の中でベリリウムは微粒子が毒性を持つため、これまではベリリウムが混合した炭素やタングステンのリテンションの実験があまりなされてこなかった。今回の PSI 会議では、このベリリウム混合物のリテンションに関する研究がいくつか発表された。また、ITER では、トリチウム除去のため、ダイバータで 350°C、第一壁で 240°C のベーキングが予定されており、この温度での除去率に関する研究成果が報告された。

Be 混合物 (C と W) は、Be 単体に比べて、重水素吸蔵量が多く、また高温でも脱離しにくいことが示された。ただ、Be と W の混合物、あるいは C が 50%以下の Be と C の混合物は、350°Cで 60-70%の D が除去可能であり、ベーキングの効果はある程度期待できる。一方で、C が 50%以上混入した Be と C の混合物では 350°Cベーキングでもほとんど D は脱離しなかった (O-22)。

(関連する口頭発表とポスター発表)

- O-22 K. Sugiyama et al., Consequences of Deuterium Retention and Release from Beryllium-containing Mixed Materials for ITER Tritium Inventory Control
 P1-65 R.P. Doerner et al., Impact of Beryllium Surface Layers on Deuterium Retention in Tungsten
 P1-67 P. Andre et al., Temperature Dependence of the Deuterium Retention in Tungsten-doped Carbon Films
 P2-30 C. Constantin et al., Influence of beryllium carbide formation on deuterium retention and release
 P2-32 A. Anghel et al., Deuterium retention and release behavior of Be-W co-deposited layers

6. 炭素材の損耗・再堆積 (フラックス効果、窒素影響など)

炭素材の化学スパッタリング率は $10^{21} \text{ m}^{-2}\text{s}^{-1}$ を越えるとフラックス依存性を持ち、フラックスと共に減少すると言われている。しかしながら、ITER のダイバータ条件に匹敵する $10^{24} \text{ m}^{-2}\text{s}^{-1}$ 近傍での信頼性の高いデータは少ない。このフラックス領域で実験が可能な Pilot-PSI 装置で炭素の化学スパッタリングの実験結果が紹介された (O-33)。このような高密度磁化プラズマ中では再堆積が起こり、正確な損耗率の評価は簡単ではないが、フラックス依存性 (フラックスの増加と共に減少) は認められた。DIII-D では、DIMES プローブを用いて、化学スパッタリング率を接触プラズマ (2-3%) と非接触プラズマ (~0.5%) で評価した (O-33)。また、トリチウム蓄積量をその場で評価する方法として、レーザーを照射して、堆積層をアブレーションし、分光的に測定する研究が紹介された (Laser Breakdown Spectroscopy) (P1-15, P1-84)。さらに、窒素をプラズマに混入させることで、炭素ダスト発生量を抑制するという結果が紹介

された (P2-87)。

(関連する口頭発表とポスター発表)

- O-33 G.J. van Rooij et al., Chemical Erosion of Carbon at ITER Relevant Plasma Fluxes: Results From the Linear Plasma Generator Pilot-PSI
- O-34 A.G.McLean et al., Quantification of Chemical Erosion in the DIII-D Divertor and Implications for ITER
- P1-15 F.W. Meyer et al., Erosion of a-C: D thin films by low energy D^+ ; D_2^+ ; and D_3^+ ion beam irradiation
- P1-84 L. Mercadier et al., Analysis of co-deposited layers on plasma facing components by laser-induced breakdown spectroscopy: towards ITER tritium inventory
- P1-85 B. Schweer et al., In situ Characterisation of Hydrocarbon Layers in TEXTOR by Laser Induced Ablation and Laser Induced Breakdown Spectroscopy
- P2-87 Y. Uesugi et al., Suppression of Carbon Agglomeration and Volatile Molecular Formation in C-H-N Reactive Molecular System

7. その他 (壁材料の中性子照射影響)

主な壁材料 (タングステン、CFC、ベリリウム) について、中性子照射照射影響をレビューした発表があった (I-19)。ベリリウムについては、照射脆化とヘリウムの発生によるスエリングが避けられず、1dpa 以上 (ITER 以降の炉を想定) での使用は困難と考えられる。タングステンは、300°C程度以下の照射では、1dpa 以下 (ITER 照射条件) でも顕著な DBTT (延性脆性遷移温度) の増加が認められ、照射脆化の改善が必要である。また、年単位の使用により、元素変換 ($W \rightarrow Re \rightarrow Os$) が起こり、特に Os が増加すると極端に脆化し、これがタングステンの寿命を決める可能性がある。また、CFC については、特に高温 (1000°C以上) 照射下で、体積が大きく変化することが長期間運転する核融合炉では問題となる。

(参考にした口頭発表とポスター発表)

- I-19 L.L. Snead, The Effect of Neutron Irradiation on PFC's at DEMO-Relevant Conditions

B. 炉内トリチウム蓄積・排出評価のためのプラズマ・壁相互作用シミュレーション

1. プラズマ対向タイルの隙間への炭素堆積とその水素吸蔵

プラズマ対向壁がすべて炭素材で構成される Tore Supra の重水素蓄積量の約 90%が装置内の炭素再堆積層にあり、特に、対向壁タイルの隙間にかなりの量 (約 40%) が蓄積している。炉内蓄積量をより正確に評価するため、炉内広範囲の多くのタイルを測定し、タイル隙間への蓄積分布の磁力線方向やプラズマ照射条件の異なる場所でその違いが調べられた (P2-09)。プラズマ対向壁としてグラファイトタイルを有する TEXTOR では、格子状の溝をもつ ITER タイル構造を模したタングステンのテストリミタ実験の最近の成果が報告された (O-09)。テストリミタ表面に入射した炭素不純物の約 10%がリミタ表面の溝の中に蓄積されていた。その堆積量は、PIC コードで計算した溝近傍のプラズマ分布を溝内のモンテカルロ中性粒子輸送コード 3DGAP コードに適用することによって再現されたが、15 mm の深さの溝底で実測された堆積量は計算値より大きい (P3-86)。また、長期間プラズマ照射後のグラファイトタイ

ルについて、隙間の入口と底では炭素堆積層の組成が異なっており、コード計算と比較された。プラズマ中を磁力線に沿って輸送された炭素や炭化水素不純物が壁タイルへ達する前に壁近傍のシース電界の影響を受けるため、タイル隙間への炭素再堆積量やその水素蓄積量の評価には隙間内外のプラズマ分布が重要となる。二次元 PIC コードにより、タイル隙間の向きや磁力線の入射角度によるプラズマ分布が詳細に計算され、溝を直接プラズマに晒さない ITER 溝付タイルの構造と最適な角度が示された (P1-60)。重水素アーク放電でタイル隙間に形成した炭素堆積層の分布やその中の重水素吸蔵量、さらにそれらの温度依存性も測定された (P3-58)。

TEXTOR では、酸素プラズマによる溝付タイルの炭素再堆積層の除去が報告され (P3-62)、350°C で最大、入射イオンあたり大よそ炭素原子 1 個の除去率を示した。また、環状プラズマ装置 TOMAS で、溝付テストリミタに堆積した炭素再堆積層について、酸素のグロー放電と ECR 放電による除去が報告された。除去率は側面で入射水素イオンあたり 0.1 個、酸素イオンでは 1 個と見積もられ、タイル表面ではその 3~10 倍高い。除去は溝幅が大きい程顕著であり、溝側面では溝の入口が最も除去率が大きいこと、また溝の底面の除去率が側面よりも大きい。

(参考にした口頭発表とポスター発表)

- O-09 A. Litnovsky et al., Overview of material migration and mixing, melting, fuel retention and cleaning of ITER-like castellated structures in TEXTOR,
- P1-60 R. Dejanac et al., Effect of roof-like shaped tiles and magnetic field lines orientation on plasma deposition into gaps,
- P2-09 T. Dittmar et al., Deuterium Inventory in Tore Supra: fuel retention in the gaps,
- P3-58 Y. Nobuta et al., Deuterium retention of co-deposited carbon layer produced in gaps,
- P3-62 A. Kreter et al., Fuel removal from castellated structures by plasma discharges in reactive gases,
- P3-86 D. Matveev et al., Modelling of impurity deposition in gaps of castellated structures in TEXTOR with the 3Dgap code.

2. トカマク装置内への ^{13}C 放出実験とそのモデリング

最近、多くのトカマク装置 (JET, JT-60U, DIII-D, AUG, TEXTOR) で $^{13}\text{CH}_4$ などの炭素同位体をもつ炭化水素が局所的な不純物源として使われており、その成果がレビューされた (I-15)。ダイバータや第一壁から様々な条件のプラズマに繰り返し放出し、プラズマ中の不純物発光分布やプラズマ照射後のタイル表面分析から大域的あるいは局所的な不純物輸送と不純物再堆積分布を調べる。大域的な輸送に関して、不純物の輸送ルートを明らかにすることにより、内側ダイバータやプライベート領域への長距離輸送は、低磁場側から高磁場側へのプラズマの流れを示すマッハプローブ測定と一致している。局所的な振る舞いについて (I-16)、TEXTOR のテストリミタからの $^{13}\text{CH}_4$ 、 SiH_4 、 WF_4 放出実験で非常に小さな再堆積率 (^{13}C 、Si、W) を示した。これまでの多くの実験により、再堆積率が壁材料 (C, W, Mo) とその表面粗さや、リミタの形状 (球面、平面)、さらにはリミタ上の損耗領域と堆積領域などに依存して、再堆積率は 0.1%~9% に変化する。不純物輸送モンテカルロコード ERO で再損耗率や再付着率に注意してこれらの実験をモデリングし、プラズマに晒された再堆積層の大きな再損耗率の物理機構について議論した。また、第一壁で損耗された炭化水素の再堆積を想定した実験が行われた (P3-87)。この実験では、水晶マイクロバランス (QMB) を使い損耗・堆積量のその場計測が行われた。QMB の開口部

の位置や面積などの幾何学的な条件を考慮し、分子動力学コードで計算した様々な種類とエネルギーの炭化水素分子の反射率と反射粒子種を用いて、再損耗の無視できる条件で観測された非常に小さな再堆積率 5×10^{-5} が再現された。

放出された不純物ガス分子はリミタ表面近傍のプラズマ中で解離・イオン化する。不純物ガス放出によるプラズマの変化は放出した不純物の輸送や再堆積に影響を与えるので、詳細モデルの構築とともに十分な検討が必要である。イオンと電子に対する一次元プラズマ流体モデルを ERO コードに導入して、不純物放出による磁力線に沿ったプラズマ密度と温度の変化を計算し、不純物ガス放出によってリミタ表面近傍のプラズマの電子密度が局所的に増加することが示された (P3-78)。磁力線に沿う強い熱伝導により、電子温度の変化は小さい。また、ERO コードは ASDEX-U で実施された外側ダイバータでの $^{13}\text{CH}_4$ ガス放出実験にも適用された (O-29)。ここでは二次元流体コード SOLPS で計算したダイバータ内のプラズマ分布を背景プラズマとして用い、炭化水素イオンの ExB ドリフトによるセパトロックスへ向かうポロイダル面内の輸送の効果と、磁力線の向きによって再堆積率が2倍程度異なることが示された。

対向壁表面への不純物の付着率は、再衝突エネルギーや表面状態とともに、放出された $^{13}\text{CH}_4$ 分子がどのような分子形（あるいは原子）で戻ってくるかによって大きく異なる。20-200 eV の CD_3^+ や CD_4^+ イオンビームを用いて測定された炭素再堆積層の実効的な付着率の入射エネルギー依存性は、分子動力学コードによる計算値とよい一致を示した (P2-36)。高エネルギーでは TRIM など二体衝突モンテカルロモデルで近似できることが示され、ERO のような不純物輸送コードに炭化水素等の表面相互作用を導入するための付着係数の経験則構築に役立つ。

(参考にした口頭発表とポスター発表)

- I-15 P.C. Stangeby, Assessment of ^{13}C Injection Experiment,
- I-16 A. Kirschner et al., Erosion and deposition studies on plasma-wetted and -shadowed areas by means of local impurity injection in TEXTOR,
- O-29 L. Aho-Mantila et al., Effect of ExB driven transport on the deposition of carbon in the outer divertor of ASDEX Upgrade,
- P2-36 K. Tichmann et al., Measurement and modeling of reflection and sticking probabilities of energetic hydrocarbon species,
- P3-78 R. Ding et al., Studies of the influence of external hydrocarbon injection on local plasma conditions and resulting carbon transport,
- P3-87 H.G. Esser et al., Analysis of the local redeposition behaviour of carbon at the main walls in TEXTOR by CD_4 gas injection and Quartz Microbalance techniques,

3. プラズマ対向壁のスパッタリング損耗シミュレーション

水素原子や水素分子の炭素表面での相互作用の古典的分子動力学シミュレーションには、REBO や AIREBO といった Brenner 型経験ポテンシャルが広く使用されている。このポテンシャルは数 eV 程度の入射エネルギーに対応したものであるとともに、これを用いて計算した化学スパッタリング率は実測された値よりかなり大きくなる。また、実験ではその際観測される炭化水素分子のほとんどが安定な分子であるのに対して、計算では多くのラジカルが放出される。結合距離や結合エネルギーを再評価し、

近距離で ZBL ポテンシャルを再現するようポテンシャルを修正し、複雑な炭化水素分子の放出が減少し、200 eV までのエネルギーでのスパッタリング率が実験値に近づいた (P3-84)。しかし、スパッタ粒子種はラジカルが多い。分子動力学コードは、現在、計算時間の都合上、nm スケールの材料領域で nsec 程度までにおこる現象しか追跡できない。材料領域を 100 nm の深さまで拡張するため、二体衝突近似モンテカルロコード ACAT と結合された (P3-91)。入射水素が 200 eV に減速するまで材料を ACAT コードで追跡、それ以下のエネルギーでは分子動力学コードで取り扱う複合モデルを構築した。化学スパッタリングによる炭素材の損耗率は材料温度と入射水素のエネルギー、粒子束の三つの物理量に強い依存性を示し、これまでにそれぞれの依存性についていくつかのモデルが構築されている。これらのモデルを統合したモデルが提案され、二体衝突近似モンテカルロコード SDTrimSP に導入された (P3-68)。これによって、様々なパラメータ領域での物理スパッタリングと化学スパッタリングを評価でき、水素化アモルファス炭素について、Ar との協調効果を含めて、実測されたすべてのスパッタ率とよい一致を示した。

炭素再堆積層の成長の水素吸蔵量との関係を理解するため、炭素再堆積層の損耗と成長 (分子動力学計算) と水素同位体拡散 (時間発展モンテカルロ計算) を結合したマルチスケールモデルが提案された (P3-59)。Be-C-W-H 原子間ポテンシャルが開発され、ITER プラズマ対向壁に形成される C, Be,W の堆積層やそれらの混合層のスパッタリングの分子動力学シミュレーションも可能となった (P2-31)。さらに、計算したスパッタリングデータを ERO コードに導入して、SOLPS によって計算された ITER プラズマで不純物輸送計算を行い、炉内損耗・再堆積分布について簡易的材料混合モデルとの違いが検討された。また、一次元 PIC コードによって得られたプラズマ分布に Bohdanski-Yamamura 公式を用いて、斜め磁力線角度における炭素材の物理スパッタリング率の変化が評価され、表面法線に対して 80° 以上のすれすれ角度でスパッタ率が大きく上昇することが示された (P3-88)。

(参考にした口頭発表とポスター発表)

- P2-31 C. Björkas et al., Simulation of erosion in the mixed materials Be-C and Be-W,
 P3-59 P.N. Maya et al., Multi-scale modeling of tritium retention in co-deposits,
 P3-68 A. Rai et al., Modeling of chemical erosion of graphite due to hydrogen by inclusion of chemical reactions in SDTrimSP,
 P3-84 P.S. Krstic et al., Improved hydrocarbon potentials for sputtering studies,
 P3-88 G. Kawamura et al., PIC simulation of kinetic effects of plasma and consequences for physical sputtering,
 P3-91 A. Ito et al., Hybrid simulation between molecular dynamics and binary collision approximation model for sputtering on carbon materials,

4. Be-C, Be-W 材料混合層のスパッタリングと水素吸蔵

熱電子真空アーク堆積法によって混合比を制御した数 100 nm の Be-C あるいは Be-W 混合層を基板 (C あるいは W) 上に生成し、イオンビームを照射して重水素を注入した後、イオンビーム分析と熱脱離分析により混合層の水素吸蔵・放出特性が調べられた (O-22, P2-30, P2-32)。特に、ITER 壁面のベーキングによるトリチウム除去効果を調べるため、水素を注入する温度 (室温～350°C) と混合層の Be 比による脱離ピークの変化が詳細に測定された。PISCES-B 直線型ダイバータ模擬装置のプラズマに少量の

Be 不純物を導入したとき化学スパッタリング損耗の大きな抑制効果が、二体衝突モンテカルロコード SDTrimSP と結合した不純物輸送コード ERO コードの計算と比較された (P3-85)。観測された炭素ターゲット近傍の CD 発光強度の変化を再現するには実際より遥かに多い Be 不純物の混入が必要であることや、実験では CD 発光強度の減少が 100-1000s の時間スケールで起こるのに対して、計算では遥かに早く (1-3 s) 減少することなど問題が指摘され、発光強度の時間変化からターゲット表面上の Be-C 化合物生成速度が求められた。一方、W ターゲットへの重水素プラズマ照射によって表面に形成されるブリスタは少量 (0.04%) の Be 不純物イオンの混入によって減少するが、水素吸蔵量は Be-W 混合層 (~ 数 10 nm の Be₂W) の形成によって大きくは変化しないことが示された (P1-65)。プラズマへ混入する Be 不純物イオンが多くなると (0.5%)、W 表面にはプラズマ照射とともに Be 堆積層が形成され、その重水素吸蔵量は W や Be-W 混合層に比べ遥かに大きくなる。

直線型プラズマ装置 NAGDIS で W ターゲット上に作られたナノ構造が、TEXTOR において、異なった材料温度 (~300°C, ~900°C) で He と D の混合プラズマに照射された (O-10)。W が損耗される領域でナノ構造の明らかな成長はなく、平坦な W 表面では見られなかった高温 (~900°C) で炭素再堆積層の形成が確認された。

(参考にした口頭発表とポスター発表)

- O-10 Y. Ueda et al., Exposure of tungsten nano-structure to TEXTOR edge plasma,
- O-22 K. Sugiyama et al., Consequences of deuterium retention and release from Be-containing mixed materials for ITER tritium inventory control,
- P1-65 R.P. Doerner et al., Impact of beryllium surface layers on deuterium retention in tungsten,
- P2-30 C. Porosnicu et al., Influence of beryllium carbide formation on deuterium retention and release,
- P2-32 A. Anghel et al., Deuterium retention and release behavior of Be-W co-deposited layers,
- P3-85 D. Borodin et al., Simulation of Be-C interaction dynamics in mixed Be/C layers formed in experiments at PISCES-B,

5. 周辺プラズマ中のダストの挙動解析

最近のトカマク装置で高速カメラやレーザ散乱などを用いて観測されたダストのプラズマ中の挙動や、捕集されたダスト粒子の材料組成や形状、大きさやその密度分布など、最近のトカマク装置での観測結果が紹介された (I-08)。さらに、ダストの帯電、加熱、加速といったプラズマとの相互作用をモデル化した DUSTT コードを二次元プラズマ流体コード UEDGE と結合して、実機プラズマ中の個々のダスト粒子を追跡し、ダストの密度や速度、大きさの空間分布やダストに起因するプラズマ中の不純物分布が計算され、実験と比較された。一方、プラズマイオンと電子による球形鉄ダストの帯電と、帯電したダストのプラズマイオンとのクーロン散乱と吸収を考慮したダスト輸送モデルが、B2-EIRENE コードで計算した HL-2A トカマクの SOL・ダイバータプラズマに適用され、ダスト軌道が計算された (P3-46)。ダイバータ板近傍で発生したダストのほとんどは直前のシース電界によってダイバータ板へ押し戻される可能性を示した。LHD では、直径が 8 μm と 120 μm の炭素球群がダイバータストライク点から放出され、プラズマ中のダスト挙動が高速カメラと CIII 不純物発光を通して調べられた (O-16)。

(参考にした口頭発表とポスター発表)

- I-08 R.D. Smirnov, Dust in fusion devices,
- O-16 N. Ashikawa et al., Ejection of pre-characterized carbon dust in LHD.
- P3-46 Y. Tomita et al., Acceleration and deposition of a dust particle in SOL/Divertor plasma of HL-2A tokamak,

6. 周辺プラズマとプラズマ・壁相互作用の統合シミュレーション

ITER や JET の第一壁からの Be の損耗と損耗粒子の SOL/ダイバータプラズマ中の輸送、さらにはその再堆積による炉壁の Be, C, W 混合層の時間発展をモデル化した統合シミュレーションコードが提案された (O-28, P2-34)。プラズマコード SOLPS で計算されたプラズマ分布を用い、そのプラズマ照射によって損耗された不純物粒子束を TRIM コードで求め、損耗粒子のプラズマ中の輸送を DIVIMP コードで追跡する。それらの再堆積による壁表面の変化には、TRIDYN コードで扱える物理スパッタリングや不純物イオンの反射による表面組成変化だけでなく、Be の拡散や偏析といった熱的な過程も導入した解析的なモデルが新しく提案され、JET への蒸発 Be の放出によるプラズマ中の不純物発光の時間的变化と比較された。一方、W 不純物粒子の SOL/ダイバータプラズマにおける輸送過程を追跡する IMPGYRO コードは、壁表面での W イオンの反射や自己スパッタリングの計算に EDDY コードを導入し、さらにプラズマコード SOLPS とも結合され、全 W 壁の ASDEX-U に適用された (P2-29)。これまでの W 再堆積分布のようなプラズマ対向壁の変化だけでなく、壁から損耗された W の流入による局所的あるいは大域的なプラズマへの影響を議論できるようになった。ダイバータ板への熱負荷を低減する非接触ダイバータプラズマで壁へのイオン束の減少や電子温度の低下メカニズムを検討するため、総合ダイバータコード SONIC で JT-60U 非接触ダイバータプラズマのシミュレーションが行われた (O-12)。また、一部 W タイルを導入した JT-60U におけるトロイダル回転による炉心プラズマへの W 蓄積機構が解析モデルおよび IMPGYRO コードによるシミュレーションによって示された。

(参考にした口頭発表とポスター発表)

- O-12 K. Hoshino et al., Improvement of the detachment modeling in the SONIC simulation,
- O-28 M. Reinelt et al., Interpretation of Be migration studies at JET and validation of an integrated numerical model for plasma impurity transport and wall composition dynamics,
- P2-29 M. Toma et al., Analysis of tokamak plasma with tungsten impurities using the coupled IMPGYRO-SOLPS codes,
- P2-34 K. Schmid et al., An integrated model of impurity migration and wall composition dynamics for tokamaks with two plasma facing materials,