

**News Letter No.5,
July 31, 2008**

**ニュースレター第5号をお届けします。
A班の活動状況を集めています。**



目次

1. はじめに	調整班 A 代表 上田 良夫	p.1
2. 米国トリチウム専門家会議参加報告	九州大学 西川 正史	p.2
3. 第18回プラズマ壁相互作用国際会議におけるA1班とA2班の発表		p.3
4. 第9回核融合炉材料中の水素同位体に関する国際WSにおけるA1班とA2班の発表		p.12
5. A班の今年度の活動		p.14

1. はじめに

調整班 A 代表 上田 良夫

今回のニュースレターでは、まず 5 月 13 日から 3 日間、米国ワシントン州リッチランドで開催されたトリチウム専門家会議 (Tritium Focus Group Meeting) に総括班を代表してご参加いただいた西川政史九大名誉教授からの報告をごらん頂きます。

続きまして、5 月 26 日から 5 日間、スペインのトレド(写真下掲)で行われました第 18 回核融合炉におけるプラズマ壁相互作用国際会議(18th PSI)、及び 6 月 2 日から 2 日間、スペインのサラマンカで行われました第 9 回核融合炉材料中の水素同位体に関する国際ワークショップ、において計画研究 A1 班と A2 班のメンバーより発表された研究成果をまとめて報告いたします。これらの国際会合では、本特定領域研究 A1 班と A2 班が扱う、炉内のトリチウム蓄積挙動が最重要テーマとなっており、A 班の最近の研究アクティビティをまとめて紹介する良い機会ですので、このニュースレターの紙面を借りてまとめさせていただきます。



トレドの旧市場



PSI会議会場のBeatriz Hotel

2. 米国トリチウム専門家会議 (Tritium Focus Group Meeting)参加報告

九州大学 西川正史

5月13-15日に米国ワシントン州リッチランド Pacific Northwest National Laboratory で開かれた第31回米国トリチウム専門家会議に出席した。この会議は基本的に年に2回米国内のトリチウム関連研究所の持ち回りで開かれてきた米国内のトリチウム研究者の会合である。今回第31回会合に参加し“最近の日本におけるトリチウム研究の展開”という表題で特定研究(代表田辺哲朗九大教授)「核融合炉実現のためのトリチウム研究の新展開」の紹介とそれに関連して得られた固体ブランケットからのトリチウム回収についての成果のいくつかを紹介してきた。

特定研究については、“ITERからの資金か? ”、“JAEAと結びつきがあるのか? ”、“日米協力TITAN計画との関連はあるのか? ”等思ってもみななかった質問が相次いだ。最後は“トリチウムの基礎研究でこれほどのひも付きではない研究費が出るとは実にうらやましい。”という結論で落ち着いた。

固体ブランケットでのトリチウム挙動についての話ではITERテストブランケットモジュールに関連してというよりは米国で進められている原子炉利用トリチウム生産に絡めて興味が持たれたように感じた。総体的にITERに関しての興味は一部の研究所を除いて希薄であるという印象を受けた。

なお、最近米国ではロスアラモス TSTA、プリンストン大学 TFTR 等の有力トリチウム施設の撤退・後退が続いたため当分はサバンナリバー研究所の独壇場が続くのではないかと見られているようである。

以下は我々に出席が許されない特別セッションの発表内容である。

Classified sessions only on May 13 at RTL/Hanford

Attendees must hold a DOE Q clearance with need-to-know access to tritium data associated with weapons work.

May 13, – Tuesday

- 8:00 – 8:30 AM Registration at Meeting Site (Refreshments served)
- 8:30 – 8:35 Welcome from Cheryl Thornhill, PNNL
- 8:35 – 8:40 Announcements from David Senor and Clark Carlson, PNNL
- 8:40 – 8:45 TFG Welcome from Bob Rabun, SRS
- 8:45 – 9:30 Status of TMIST Irradiation Experiments in Support of TPBAR Design Evolution, David Senor, PNNL
- 9:30 – 10:15 TMIST-2 Transport Test, Glen Longhurst, INL
- 10:15 – 11:00 Tritium Analytical Methods Supporting the Tritium Technology Program at PNNL, David Baldwin, PNNL
- 11:00 – 11:45 Update on TTP PIE: Comparison of LTA and Production TPBARs, Clark Carlson, PNNL
- 11:45 – 12:45 PM Working Lunch Provided
- 12:45 – 1:30 Measurement of Tritium Gradients in Zircaloy Getters, Ingrid Burgeson, PNNL
- 1:30 – 2:15 Model Performance for the 215 Rod TEF Extraction, Jim Becnel, SRNL
- 2:15 – 3:00 Demonstration of Hydrogen Burst Capability of Tritium-Contaminated Vessels at LANL, Peter Ebey, LANL
- 3:00 – 3:45 The Physics of Helium Retention in Palladium/Tritium Systems: Status of Pd-T PCT Data Collection, Peter Ebey, LANL
- 3:45 – 4:30 The Evolution of Helium Precipitates in Metal Tritides, Don Cowgill, SNL-CA
- 4:30 – 4:45 Current Topics of Interest, Bob Rabun, SRS
- 4:45 Wrap up
- 5:00 Adjourn

3. 第18回プラズマ壁相互作用国際会議 (18th International Conference on Plasma Surface Interaction in Controlled Fusion) におけるA1班とA2班の発表

標記国際会議が、スペインのトレドで行われた。ここは、560年より西ゴート王国の首都となり、キリスト教、イスラム教、ユダヤ教の文化が混合した町で、世界文化遺産に指定されている。この町は回りの3方をタホ川で囲まれた自然の要塞であり、いにしへの領土争いに明け暮れた時代の首都として格好の地であったと考えられる。旧市街は、細い道が迷路のように続き、少し歩くとすぐに道に迷う。ただ、2時間ほど歩いていると、だんだん町の構造が分かってきて、トレドを楽しめる様になる。トレドの観光の中心は、カテドラルであり、ここはスペインカトリックの総本山で、その内部の装飾品は大変に豪華である。また、トレドは、鉄製品、特に刀剣や鎧の生産で有名であり、現在でもその生産は続けられている。

近年 ITER やそれに続く DEMO の壁材料選択が、核融合炉の実現に対して最も重要な課題の一つと認識されるにあたり、本国際会議の重要性はより高まる傾向にある。今回の PSI 会議でも 345 件の論文が発表された。論文の約半数 (175) は EU、その次は米国の 73、日本の 56 と続き、これらの 3 地域で全論文数の 9 割弱を占める。EU からの発表が多いのは当然だが、米国のアクティビティーが高いことは注目に値する。会議の最初に、Roth 博士による ITER のプラズマ壁相互作用のレビュー講演があり、この会議の全体を集約したような内容であった。ここでは ITER のプラズマ壁相互作用の概観と、壁材料 (炭素、ベリリウム、タングステン) の寿命について、損耗、トリチウム吸蔵、ダスト発生量の観点から説明があった。特に ITER においては、壁の温度が低いため (冷却水温度 $\sim 100^{\circ}\text{C}$)、トリチウム蓄積量ほどの壁材料を使用した場合でも重要な課題であるが、現時点ではその見積もりの不確定性は極めて大きい。今後の A 班の研究を通じて、トリチウム蓄積のメカニズムの解明と見積もりの精度を上げること、及びトリチウム蓄積の制御法を開発することが重要である。

1 Hydrogen and helium removal retained in stainless steel by neon glow discharge

Y. Yamauchi, K. Takeda, Y. Nobuta, T. Hino

ステンレス製ライナー中に保持された水素又はヘリウムを除去するため、ネオングロー放電を行い、水素又はヘリウム除去量、ステンレス製ライナーに保持されたネオン量を求めた。得られた結果をヘリウム、アルゴン放電と比較した。ライナーに水素又はヘリウムを保持させるために、水素又はヘリウムグロー放電を行い、引き続きネオングロー放電を行った。除去量及び保持量を、各放電中の残留ガス分析、及び各放電に曝露したステンレス製試料の昇温脱離分析により求めた。水素放電後にネオングロー放電を行った場合、放電の初期の段階で大きな水素脱離が観測された。2時間のネオン放電により除去された水素量は、アルゴングロー放電による除去量の1.3倍、ヘリウムグロー放電による除去量の約半分となった。ヘリウム放電後にネオングロー放電を行った場合のヘリウム除去量は、アルゴン放電による除去量の4倍となった。昇温脱離分析の結果、主に低温領域で脱離する水素及びヘリウムをネオン放電により除去できることがわかった。また、ネオン保持量はヘリウム保持量より一桁小さいことがわかった。

2 Retention and depth profile of hydrogen isotopes in gaps of the first wall in JT-60U

Y. Nobuta, T. Arai, J. Yagyu, K. Masaki, M. Satoh, T. Tanabe, Y. Yamauchi, T. Hino

本研究では、JT-60 の放電実験に曝された第一壁タイルを取り出し、タイル表面および側面の重水素(D)および軽水素(H)蓄積量を評価した。分析したタイルは外側ミッドプレーンと内側第一壁のタイルである。側面のギャップ間隔が広がるとボロン(B)堆積量とD+H蓄積量が増える傾向にあった。D濃度はBとともに増加していたことから、DとBが同時期に蓄積されたものと考えられる。Bの堆積は、ボロニゼーション時の堆積と、主放電時にタイル表面で損耗されたBのギャップへの再堆積の可能性が考えられる。H+D蓄積量は側面上側の方が多かったが、上下でそれほど大きな差は無く、側面の下側へもかなり蓄積することがわかった。内側第一壁タイルの側面(ギャップ間隔 20mm)には厚い(~10 μ m)炭素堆積層が確認された。イオンはギャップの底には到達できないので、主として炭化水素のような中性の粒子が堆積したものと考えられる。本研究で調べたギャップ側面のリテンションは 10²²/m² のオーダーであった。放電時間当たりの蓄積速度はダイバータ部よりも一桁程度小さいが、第一壁全体のリテンションは非常に大きくなる可能性があることを示唆している。

3 Hydrogen isotope retention in the first wall tiles of JT-60U

M. Yoshida, T. Tanabe, Y. Nobuta, T. Hayashi, K. Masaki, M. Sato

JT-60Uの第一壁に用いられた炭素タイル中の、水素(H及びD)の蓄積状況を、TDS および SIMS によって調べた。ダイバータの損耗領域に比べると、やや少ないかほぼ同程度の水素(H+D)の蓄積状況であった。第一壁への熱負荷はダイバータへのそれに比べて小さいので、水素濃度が高くてもおかしくないが、一方ではダイバータへの粒子負荷が大きいため、結果かとして同程度の熱負荷になっていたためだと考えられる。第一壁損耗領域では、ダイバータ領域に比べて、Dがかなり深くまで侵入、蓄積していた。NBIに起因するDが、完全にそのエネルギーを失う前に壁に直接打ち込まれたことを示唆している。第一壁で単位面積当たりの水素蓄積量は、ダイバータ領域よりも少ないが、その総面積が大きいため、単純に積分外挿すると、ダイバータ全体での水素蓄積より大きくなり得るため、トロイダル、ポロイダル方向に詳細に測定が必要である。

4 Application of optical techniques for in situ analysis of plasma facing carbon tiles

H. Nakazato, M. Yoshida, T. Tanabe, K. Masaki, N. Miya, M. Sato

JT-60で第一壁・ダイバータとして使用(HH放電、1988年6-10月)された黒鉛タイルの損耗・炭素再堆積領域においてラマン分光測定を行い、得られたスペクトルとタイル表面の黒鉛構造とを関連付け、核融合炉内非破壊その場表面分析法としての有用性を検討した。その結果、試料より得られたスペクトルは水素やヘリウムイオン照射で損傷された黒鉛が示すスペクトルと類似しており、1355cm⁻¹と1580cm⁻¹に幅広いピークをもっていた。これら2つのピークでローレンツ関数によるフィッティング・波形分離をおこない、それぞれのピーク強度と半値幅が求め、ピーク強度比(1355/1580)と半値幅(1355cm⁻¹)の関係をプロットして過去の実験結果と比較すると、今回の結果はイオン照射で黒鉛構造が損傷されていく過程であられる結果と酷似しており、プラズマ照射された試料表面の黒鉛構造も同様に損傷されていることがわかった。再堆積領域は損傷領域とはやや異なっていたが、基本的にはイオン照射によって現れる構造と良くにているものと思われる。第一壁とダイバータ領域とでは、系統的な違いを示しており、フラックスや基盤温度の違いによる影響を反映していた。ラマン分光法によりこのように炭素損耗・再堆積領域の黒鉛構造の性格付けが可能であることは炉内非破壊その場表面分析法としての有用性を示唆している。

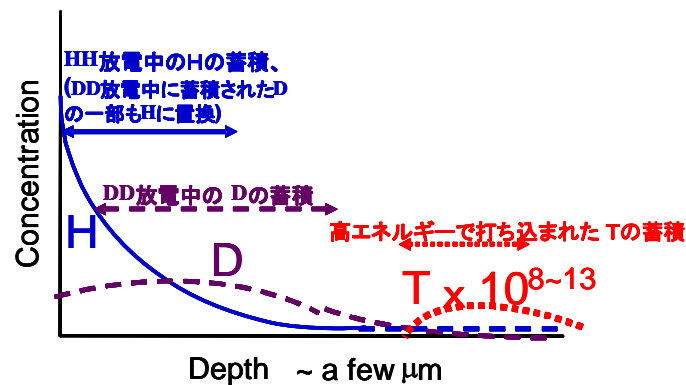
5 Tritium removal by isotopic exchange

T. Tanabe, K. Sugiyama, T. Shibahara, Y. Hirohata, M. Yoshida, K. Masaki, M. Sato

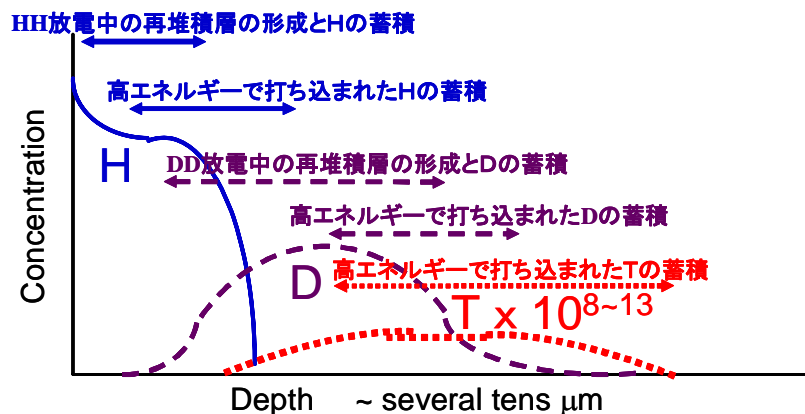
JT-60Uでプラズマ対向壁として使用された炭素タイル中の水素同位体の深さ分布を詳細にしらべることにより、一旦壁に蓄積されたある水素同位体を、それとは異なった水素同位体の放電により、同位体置換によって除去する可能性について議論した。JT-60Uでは、DD放電によって生成したTを除去するため、通常大気開放の前にHH放電を行っている。このため、プラズマ対向壁でのH,D,T蓄積は、

損耗領域、堆積領域それぞれ図1のように明らかに放電履歴を反映したものになっている。HH放電では加熱パワーが少ないので壁への熱負荷が小さいため、Hの濃度がDの濃度比べて高くなっている。堆積領域ではHおよびDの深さは、それぞれHH放電、DD放電の時に形成された再堆積層の厚さに対応している。Dの分布に着目すると、損耗領域、堆積量領域を問わず、DD放電の際に蓄積したDが、その後HH放電によりかなりHのおきかわっていることがわかる。放電時の壁温度、入射フラック等を考慮して、実際にDT放電で蓄積したTが、DD放電により同位体置換によりどの程度除去できるかを考察した。

(a) 損耗領域



(b) 堆積領域



6 A study of hydrogen blistering mechanism for Molybdenum by Tritium radio-luminography

T. Hoshihira, T. Otsuka, T. Tanabe

水素を注入したモリブデン試料表面にオートラジオグラフ法を適用して、プリスタ近傍のトリチウム分布を調べ水素誘起プリスタリングメカニズムの知見を得た。トリチウムは粒界や粒界の付近に集積しており、水素の粒界への蓄積および粒界近傍での微小組織の剥がれ(脱落)への寄与が示唆される。また、形成されたプリスタ表皮の一部に局在集積している銀粒子も観察された。これはプリスタ形成の際の塑性変形により表皮が薄くなっている部分のみトリチウムを検出できたためであると考えられる。これらの観察からMo表面では2種の独立なプリスタリングが同時に起こっていると考えられる。一つは、一般によくみられるバブルの合体によって引き起こされる塑性変形によるものであり、もう一つは、脆性材料に顕著にみられる粒界に蓄積された水素による粒界割れ、あるいは粒内の欠陥等への水素集積による欠陥を起点とした微小組織の剥がれであると考えられる。後者の場合では、粒に蓄積された水素によって生じる内部応力あるいは粒界に蓄積された水素によって粒どうしの接合力が弱められ、クラックが進展しやすい状態になっていると考えられる。

7 Spherical Cauliflower-like Carbon Dust Formed by Interaction between Deuterium Plasma and Graphite Target and Its Internal Structure

N. Ohno, M. Yoshimi, M. Tokitani, S. Takamura, K. Tokunaga, N. Yoshida

核融合研究において炭素系ダスト粒子の生成・輸送過程の解明が重要な研究課題となっている。トリチウムを吸蔵した炭素ダストの飛散, 炭素系ダストの爆発, ダストの装置ギャップ間侵入による絶縁および気密性の劣化, 高温炉心プラズマ中でのダストの熔融, 蒸発による多量の不純物発生などの問題が指摘されている。大型核融合装置では多くの異なった実験の結果としてダスト発生が観測されており, そのためダスト生成機構を論ずることは難しい。周辺プラズマを模擬可能なプラズマ装置を用いたダスト形成に関する基礎研究が必要不可欠である。

以上の背景のもと, 直線型装置 NAGDIS-II を用いて, 高密度重水素プラズマ-炭素材相互作用による炭素ダスト形成機構について研究を進めた。炭素材としては, 等方性黒鉛(東洋炭素:IG430U)を用いた。表面温度約 800K 程度で, 球状のダスト粒子が多数形成される。ダスト粒子はプラズマコラム中心部の高密度領域で主に形成されており, さらにその形状は表面温度に強く依存する。

球状ダスト粒子の内部構造を九州大学応力研の FIB(Focused Ion Beam)装置を用いて観測した。これより, 炭素ダスト粒子の内部は稠密ではなく, 細かいセル構造により構成されていることが初めて明らかになった。以上の結果は, 観測された球状炭素ダスト粒子は気相中で生成されているのではなく, 表面反応により徐々に成長していることを示している。

8 Radiation process of carbon ions in JT-60U detached divertor plasmas

T. Nakano, H. Kubo, N. Asakura, K. Fujimoto, K. Shimizu, S. Konoshima, H. Kawashima, S. Higashijima

核融合炉において熱と粒子の制御性はダイバータに流れ込むプラズマをいかに冷却し, また非接触プラズマのような低温のプラズマをいかに維持するかによる。炭素材をプラズマ対抗壁として用いたトカマク型装置のダイバータでは C^{3+} からの放射が主要なプラズマのエネルギー散逸機構であることが明らかにされてきた。しかし, C^{3+} の発光過程および生成過程については明らかにされていなかった。これらを調べるため本研究では非接触プラズマの X 点付近から放射される C^{3+} と C^{2+} の多数のスペクトル線を可視分光器と真空紫外分光器で同時に測定し, それらの強度比を衝突放射モデルで解析した。その結果, C^{3+} からの放射パワーは全放射パワーの約 60%, および C^{2+} からのそれは約 30%と評価された。 C^{3+} の生成には C^{2+} からの電離および C^{4+} からの体積再結合がほぼ等しい割合で寄与することが判明した。他方, C^{3+} の損失 (C^{2+} への体積再結合と C^{4+} への電離)は生成に比べると非常に少ないことから, C^{3+} は輸送などによって X 点付近から失われることが示唆される。

9 Effects of tungsten surface conditions on carbon deposition

Y. Ueda, M. Fukumoto, A. Yamawaki, Y. Soga, Y. Ohtsuka, S. Brezinsek, T. Hirai, A. Kirschner, A. Kreter, A. Litnovsky, V. Philipps, A. Pospieszczyk, B. Schweer, G. Sergienko, T. Tanabe, K. Sugiyama, K. Ohya, N. Ohno, the TEXTOR team

TEXTOR のエッジプラズマに, タングステンをさらし, プラズマ中の炭素の堆積について, 表面の粗さ, イオン・プラズマの予照射効果, 温度の影響, について詳細に調べた。その結果, 表面が荒くなる(表面荒さ $R_a = 10 \text{ nm} \sim 180 \text{ nm}$)と炭素が堆積しやすくなることと, その傾向は炭素基板でも見られることが分かった。また, ヘリウムを予照射して, 表面を He バブルにより荒らした試料では, 表面荒さはそれほど大きくないものの(表面荒さ $R_a \sim 10 \text{ nm}$), 炭素が堆積しやすい傾向が見られた。表面が粗くなると, 反射した炭素イオンが再び表面に衝突し, 実効的な反射率が減少するためと考えられる。タングステン上に炭素が堆積すると, その後は炭素上への炭素の堆積と同様に考えられるため, 炭素は堆積しやすくなる。また, 温度が 300°C 程度では炭素の堆積が顕著に見られるが, 500°C 以上になると全く堆積しなかった。 500°C 程度の場合は化学スパッタリングによる再損耗が顕著になるためと考えられるが, 800°C 程度の場合に堆積しない理由は化学スパッタリングでは説明できない。表面付近で表面結合エネルギーの小さい炭素が, 高温のため昇華(照射促進昇華に近い現象)が起こっている可能性がある。

10 Deuterium trapping in tungsten damaged by high-energy hydrogen ion irradiation

M. Fukumoto, H. Kashiwagi, Y. Ohtsuka, Y. Ueda, J. Yagyu, T. Arai, M. Taniguchi,
T. Inoue, K. Sakamoto

DT核融合炉では、14MeVの中性子によりタングステンに照射損傷が形成される。この照射損傷により、トリチウムの蓄積増加が懸念されている。そこで、本研究では、照射損傷を形成したタングステンへ重水素イオンを注入し、照射損傷が重水素の蓄積に与える影響を調べた。照射損傷は300keV H⁺ビームで形成した。

~4.8dpaの照射損傷を形成した純タングステンに重水素を $5.0 \times 10^{23} \sim 8.0 \times 10^{24} \text{ D}^+/\text{m}^2$ 注入し、二次イオン質量分析法と核反応法で深さ分布を測定した。注入温度は473Kである。その結果、試料表面(~1.0dpa)では $5.0 \times 10^{23} \text{ D}^+/\text{m}^2$ の注入量で重水素密度が飽和した。このときの重水素密度は $\sim 0.9 \times 10^{27} \text{ D}/\text{m}^3$ あった。しかし、深さ~1 μm 付近(~4.8dpa)では、 $8.0 \times 10^{24} \text{ D}^+/\text{m}^2$ の注入量でも重水素密度は飽和しなかった。表面付近の実験結果を用いて、1dpaあたりのトラップ密度、およびトラップ生成率を求めた結果、~0.014 traps/W および~0.014 traps/W·dpaであった。興味深いことに、トラップ生成率は800MeV H⁺照射した試料(~0.01 traps/W·dpa)と同程度であった。深さ~1 μm 付近では、300keVで照射した軽水素が照射損傷に捕捉されているため、同位体交換により重水素密度がゆっくり増加すると考えられる。

11 Simulation of hydrocarbon reflection from carbon and tungsten surfaces and its impact on codeposition patterns on plasma facing components

K. Ohya, Y. Kikuhara, K. Inai, A. Kirschner, D. Borodin, A. Ito, H. Nakamura, T. Tanabe

化学スパッタリングにより炭素系材料から境界層プラズマに入射した炭化水素のプラズマ対向壁への再付着を、炭化水素のプラズマイオンおよび電子との衝突過程のモンテカルロシミュレーションとイオン化した粒子の運動方程式解析を組み合わせ、炭化水素およびその解離生成粒子を追跡するとともに、タングステンや炭素表面に再入射したそれらの表面相互作用(反射、解離、再放出あるいは吸着、注入)を分子動力学シミュレーションにより計算してシミュレーションに導入した。タングステンやその炭素混合層で表面解離が顕著に起こるため、水素/炭素の再付着率は炭素系材料や水素を含む炭素堆積層に比べて遥かに小さい。プラズマ温度が極端に低い(<3eV)場合、イオン種の再付着率は中性粒子種のそれと等しく温度に依らないが、それ以外ではプラズマ温度とともに増加するプラズマ温度依存量である。TEXTOR装置のループ型リミタからの¹³CH₄入射実験の模擬した実形状・実条件での計算を行い、タングステンと炭素表面で観測された炭素再付着とそれらの相違を比較した。

12 Simulation of redeposition of carbon/hydrocarbon on a material surface with castellated structures

K. Inai, K. Ohya, Y. Tomita, A. Kirschner, A. Litnovsky, T. Tanabe

castellation geometry タイル隙間への炭化水素分子/炭素の再付着メカニズムと、その低減法をシミュレーションし検討した。タイル隙間付近での複雑なシース分布は、修正したBrooksモデルにより求め、炭化水素分子の周辺プラズマ中での一連の輸送過程をモデルにしたモンテカルロコードEDDYに導入する。さらに、particle-in-cellシミュレーションによってもシース分布を求め、ベンチマークを行った。シミュレーション結果は、TEXTOR実験で用いられた、ITERを模擬したcastellation geometryリミタタイル側面の炭素再堆積分布を再現する。シミュレーションによると、長方形の一般的なセル構造と、成形されたセル構造を比較すると、プラズマが隙間に入り込みにくい成形されたセル構造のほうが、再堆積が低減される。さらに、トロイダル・ポロイダル方向のタイル隙間の両方ともに、直接プラズマが隙間に入り込まないタイル構造を提案し、その最適条件を求めた。

13 Calculation of deuterium retention in, re-emission and reflection from a tungsten material under irradiation of D^+ ions with ACAT-DIFFSE

T. Ono, T. Kenmotsu, T. Muramoto, T. Kawamura

ITERの周辺プラズマの温度は低温とされ、低エネルギー D^+ 、 T^+ イオン照射によるダイバータのD、T蓄積など材料中の挙動、材料の改質、熱分子(または原子)放出量、などが燃料粒子バランス、安全性の観点から重要であり、活発な研究がなされている。以下の報告はその方向での予備的研究である。

動的モンテカルロ・コード ACAT-DIFFSE を用いて、100 eV D^+ イオン照射下、照射後の等温下でのガス放出状態および熱脱離分光(TDS)における精錬タングステンからの D_2 再放射、反射および自己スパッタリングの粒子束を計算した。計算では、照射中の拡散と損傷領域での拡散係数には照射促進効果を考慮した。拡散係数と表面再結合係数および2つのトラップサイトの諸物理量を適切に仮定すれば、実験値を再現することが出来ることを示した。その他の得られた主な結果は、(1)照射下における熱放出、反射および自己スパッタリングによる粒子束の値は同程度で、(2)473 K で照射後のD蓄積量は300 Kでの値より約1桁小さい、(3)照射線量に対する放出量の比は、温度が300 K、473 K のとき、それぞれ95.5%、99.2%である、ことを示したことである。

14 MD simulation of diffusion of H, D, T and He in W crystal

T. Muramoto, T. Ono, T. Kenmotsu, T. Kawamura

熱誘起ジャンプによる格子間原子の拡散を調べるため、タングステン結晶中でのHe、T、D、H原子の運動を分子動力学(MD)シミュレーションで追跡した。He原子は8面体格子間位置の間をランダムに動き回り、D原子は4面体格子間位置にトラップされ、時々その間をジャンプする様子が見られた。また平均2乗変位が時間間隔にほぼ比例することを確認した。これはランダムウォークの性質と同じである。この比例係数から拡散係数を求めたところ、その温度依存性はアレニウスの関係式にほぼ従うことを確認した。古典論の範囲内では、結晶中でポテンシャル障壁を越えるエネルギーを得る確率はMaxwell-Boltzmann分布のテイルで決まり質量に依存しないので、H、D、Tの間で拡散係数の違いはほとんど見られなかった。H原子の拡散係数はFrauenfelderの実験値と比較して過小評価となった。これはシミュレーションで完全結晶を想定した事が原因と考えられる。比較のため原子空孔を持つ結晶中での拡散を評価したところ、特に低温域で空孔がHeを強くトラップし、拡散係数を大幅に減少させた。

15 Release Conditions of Dust Particle from Plasma-Facing Wall in Oblique Magnetic Field

Y. Tomita, G. Kawamura, R. Smirnov, T. Takizuka, D. Tskhakaya

プラズマの接する壁上にある球形ダストの離脱条件に対する斜め磁場の効果を求めた。斜め磁場と空間的に変化するシース電界のためにプラズマイオンは分極ドリフトを行い、これが原因となって壁前面にはデバイシースの外側に磁気プレシースが形成される。この斜め磁場の効果はデバイ長(λ_D)とイオンラーマ半径の比(δ_B)で表され、強磁場又は低プラズマ密度の場合($\delta_B = 0.05$)、磁場が壁と平行に近づくにつれて、壁から離れるダストの限界半径が大きくなることがわかった。具体的には、壁が浮遊電位の場合、離脱限界半径は磁場がない場合の $0.77 \lambda_D$ から斜め磁場の角度が壁の法線方向から45度で $0.97 \lambda_D$ 、80度では $3.5 \lambda_D$ まで増加する。これは、斜め磁場が壁と平行に近づくにつれてダストを壁垂直方向に押すプラズマの摩擦力が小さくなり、磁場角度と関係ないダストと壁との間の静電反発力が摩擦力より大きくなってダストは壁から離れ易くなるためである。逆に、弱磁場又は高プラズマ密度の場合($\delta_B = 0.005$)では中間の磁場角度($11^\circ < \text{斜め磁場角度} < 74^\circ$)において限界半径がなくなることが明らかになった。

16 Characterization of dust dynamics in LHD

N. Ashikawa, A. Sagara, Y. Tomita, K. Nishimura, T. Yamada, N. Ohno, S. Masuzaki
and LHD experimental group

核融合炉トリチウムプラズマと核融合炉材料の相互作用理論をするため、総合的計算機シミュレーションコードの開発が行なわれている。特に ITER ではダストへのトリチウム蓄積が問題となっており、炉内蓄積制限量である 700g 以下で運転することが求められている。そのため A02 班活動の一環としてダストのダイナミクスに関し実験と理論双方からのアプローチを試みており、PSI 会議で口頭発表を行なった。

本発表では、赤外域高速カメラを用いて熱化ダストの挙動に関する測定を行なった。特に、ステンレス第一壁への反射光とダスト自身による発光を用いた位置解析を行い、3次元移動方向を明らかにした。これにより従来よりも高い

精度で速度データを得、閉じた磁気面と壁との間を移動するダスト速度の一例として、5-15m/s という値を得た。また実験結果から得られた加速度を元に、壁近傍で一次元に移動するダストのモデリングを行なった。クーロン散乱が主となるこの条件下で、大型ヘリカル装置(LHD)の対向壁材である炭素と鉄(ステンレス)に関して粒径を求めると、実際のダスト採取で得られた値と比べて同レベルの値が得られ、よい一致を示した。今後背景となる空間条件について、より議論を進めていく予定である。

さらに、理論モデルとの比較検討のため、共通パラメータの整備を進めている。その一環として実施した、既知の粒径、組成、初速および出発点によるダスト入射実験がLHDで成功し、その初期データを本発表で紹介した。今回の PSI 会議ではダストに関する口頭発表は本件だけだったこともあり、発表後の休憩等の時間に、これらのデータ、手法等について関係者から高い関心を得た。

17 Kinetic analysis of ion incident angle distribution on a plasma-facing wall

G. Kawamura, A. Fukuyama and Y. Tomita

ダイバータ等のプラズマ対向壁に対するプラズマの影響を理解する上で基礎となるイオンの壁に対する入射角の特性を粒子シミュレーションを用いて解析した。ダイバータプラズマを模し、電離によって生じたイオンとコアから磁力線を横切って輸送されたイオンの二種類のプラズマ成分それぞれの特徴を取り入れてモデル化された速度分布関数を新たに導入した。一次元シミュレーション領域の一方がこの分布関数を持つプラズマに接し、他方が吸収壁に接するとして粒子シミュレーションを行った。壁法線とイオン粒子運動方向との角度を θ 、磁力線との角度を ϕ と定義し、磁場の強度をデバイ長に対する平均イオン旋回半径の比 ρ / λ として表した。様々な磁場の方向と強度に対して、シミュレーションから得られた壁に到達したイオン粒子の方向を統計処理し、各々の入射角度 θ に対するエネルギー束の分布を得た。それらは Gunn や DeWald 等が得た結果と定性的に同様であるが、彼らのように入射角を平均せずに角度分布の磁場依存性を解析した。この分布に対して θ 、 ϕ 、 ρ / λ で表されるフィッティング関数を求めた。この関数を用いる利点は、ノイズのない結果が簡単な計算で求められることに加え、磁場の強い極限 ($\rho / \lambda \rightarrow 0$) や磁場と壁が平行となる極限 ($\phi \rightarrow \pi / 2$) といった多くのシミュレーション時間を必要とする条件に対して外挿が可能なことである。

18 Molecular dynamics simulation of hydrogen atom sputtering on the surface of graphite with defect and edge

A. Ito, Y. Wang, S. Irle, K. Morokuma, H. Nakamura

グラファイト表面での水素原子による化学スパッタリング現象を、分子動力学シミュレーションを用いて調べた。とくに今回はグラファイト中の欠損(空格子点)の有無によるスパッタリングプロセスの違いを見つけることを目的とした。8層のグラフェンで模擬されたグラファイト(0 0 0 1)面に垂直に水素原子を連続的に入射し、表面破壊の様子をシミュレートした。その結果、完全結晶のグラファイトはグラフェン層が一枚ずつ剥がれるように壊れていくのに対し(graphite peeling), 空格子点のあるグラファイト表面は破壊とともにアモルファス化が起こることが明らかになった。さらに同じ質量密度の場合には双空格子点だけを持つグラファイトよりも単空格子点だけを持つグラファイトの方がアモルファスになりやすいことが示された。また、分子動力学で用いた改良型の Brenner ポテンシャルと量子化学計算である MP2, CCSD(T), DFT, SCC-DFTB から計算されたポテンシャルカーブとの比較を行った。その結果 π 電子による水素に対するバリアーが精度良く表現できていることが明らかになった。

19 Excited state distribution of reflected hydrogen atoms at metal surfaces

– Development of theoretical models –

D. Kato, T. Kenmotsu, K. Ohya, T. Tanabe

Mo 表面で水素原子核が伝導電子を捕獲することにより生成される水素原子の励起状態分布を数値計算により求めた。フェルミ準位を超える水素原子励起準位への電子移行は、水素原子核の並進運動により生じる(動的共鳴過程、及び非断熱遷移)。原子核の並進運動を古典軌道で近似し、電子移行過程は原子核の並進運動に伴う時間発展型のシュレーディンガー方程式で記述した。このような半古典論的方法により、与えられた原子核の並進速度と運動方向について、金属表面での電子捕獲で生じる励起状態のポピュレーション分布を計算することが出来る。この結果と、モンテカルロシミュレーションによる表面反射粒子のエネルギー分布を用いて、Mo 表面で生成された 3d 励起状態にある反射粒子の運動エネルギー分布を、実験で測定されたバルマー線のドップラーシフトと比較した結果、概ねよい一致が得られた。また、本計算結果では、表面電子捕獲による励起状態の磁気副準位の占有確率分布は大きく偏極しており、そこからの光放射が非等方的であることを示唆する結果となった。

20 Kinetic Effect of Thermal Force on Impurity Transport: Simulation of JT-60SA Divertor with Integrated Divertor Code SONIC

K. Shimizu, T. Takizuka, H. Kawashima

トカマク型核融合炉のダイバータ板の熱負荷を低減するには、ダイバータプラズマを強く放射冷却する必要があり、ダイバータ領域に不純物を保持する制御法を確立しなければならない。この制御法確立を目指して、不純物の発生、輸送に関するシミュレーション研究を行っている。これまで、不純物輸送は、多くの場合流体モデルで扱われてきたが、我々はモンテカルロ手法を用いた不純物輸送コード IMPMC を開発した。モンテカルロ法によるモデリングにより、運動論効果や複雑な炭化水素の解離過程を考慮する事が出来る。

開発したダイバータ統合コード SONIC(SOLDOR/NEUT2D/IMPMC)を用いて、X点 MARFE のシミュレーションを行い、低温高密度ダイバータにおける不純物イオンの輸送特性について調べた。特に核融合炉において、炉心プラズマの核融合反応の維持のためヘリウム排気は不可欠であるが、温度勾配力の運動論的效果により、炉心から流出したヘリウムがダイバータ領域に従来評価(流体近似)の2倍程度圧縮される事を明らかにした。しかし、リサイクリングしたヘリウムに対しては、摩擦力が大きく、全体としてはヘリウム排気に与える運動論的效果は小さい事を明らかにした。

21 Numerical Analysis of Incident Angle of Heavy Metal Impurity to Plasma Facing Components by IMPGYRO

K. Hoshino, M. Toma, M. Furubayashi, A. Hatayama, K. Inai and K. Ohya

プラズマ対向壁材料として、スパッタリング率が低くトリチウム蓄積の少ないタングステンが注目されている。しかし、タングステンを用いた場合、タングステン不純物の炉心混入と放射損失が問題となる。不純物の炉心混入量を予測評価するためには、自己スパッタリング率と反射率の評価が重要である。これらは、不純物粒子の固体壁への入射角に強く依存することが知られている。そこで、モンテカルロ不純物輸送コード IMPGYRO を用いて、JT60U の接触および非接触プラズマ分布を用いたタングステン不純物の輸送解析を行い、ダイバータ板への入射角度分布を調べた。その結果、入射粒子の価数に対応したいくつかのピークを持つ入射角度分布が得られた。これは、シース電場による壁垂直方向への加速が、入射粒子の価数に依存するためである。また、自己スパッタリング率及び反射率に対するシースの影響を調べた。接触プラズマ状態では、主に、シース電場により入射角が変化したこと起因して、シース電場を考慮しない場合に比べて自己スパッタリング率が増大した。一方、非接触プラズマ状態では、自己スパッタリング率および反射率に対するシース電場の影響はほとんどみられなかった。

22 Coupled IMPGYRO-EDDY simulation of tungsten impurity transport in a realistic tokamak geometry

M. Toma, K. Hoshino, K. Inai, M. Furubayashi, A. Hatayama, K. Ohya

トリチウム炉内輸送の理解・評価にとって、境界層プラズマ及び不純物の大域的な輸送過程の理解が必須となる。このような輸送過程や流れの構造の理解には、実験的研究のみならず、数値モデリング及びシミュレーションコードの開発が強く望まれている。本研究では、とくに最近議論が活発に行われている高 Z 不純物をもモデル化し、考慮できる総合的境界層プラズマ輸送コードの開発を進めている。

今回PSIでは、高 Z 不純物輸送モンテカルロコード (IMPGYRO) で、従来用いられていた簡易不純物発生モデルの部分に、損耗・再堆積コード (EDDY) を統合化し、不純物発生モデルの詳細化を行った。これにより、従来発生モデルでは評価できなかった、タングステン不純物のダイバータ板における反射の効果などをより正確に評価することが可能となった。このような大域的な不純物輸送コードと損耗・再堆積コードとの統合化の例は、現在までほとんどない。従来、簡易発生モデルを用いた場合に比較して、SOL/ダイバータプラズマ中での2次不純物密度に大きな差が現れるなどの初期結果を得ている。本研究の次段階目標である背景プラズマコード (SOLPS) との結合による総合的境界層プラズマ輸送コードの開発、および、精度の高い予測・評価にとって、着実に一歩前進したと考えられる。

4. 第9回核融合炉材料中の水素同位体に関する国際ワークショップ (9th International workshop on H isotopes in FRM) における A1 班と A2 班の発表

標記会議が、スペインのサラマンカ行われた。本ワークショップは、PSI 会議に続いていつも行われ、比較的新しいデータやアイデアなどが発表される。議論される内容が濃く、勉強になる点の多いワークショップである。サラマンカは古い大学町で、ボローニャ大学、オックスフォード大学に継ぎ、世界で3番目に古い大学(サラマンカ大学、1218年開学)がある。



トルメス川対岸から見た旧カテドラル



正面から見た新カテドラル

上の写真は、サラマンカのカテドラルを正面と背面から写したもので、サラマンカの回りを流れるトルメス川の対岸から撮った写真(左)は、旧カテドラル側(背面)で、新しいカテドラル側から撮った写真(右)が正面である。旧カテドラルの方が文化的価値が高い。また、正面の写真の右端に少し写っている建物が、サラマンカ大学の最初の建物であり、今でも大学の一部として利用されている。サラマンカは、トレドと異なり、学生の街であり、様々な装いの学生が街を歩き交う。

ワークショップでは、主に ITER 材料 (W, C, Be) 中の水素同位体挙動について、最新のデータやコメントが紹介された。特に、タングステン中の水素同位体挙動やその除去法、及びそれに関連したブリストリングに関する発表と議論が多く行われた。これは個人的感想(上田)であるが、数年前にはほとんど取り上げられることの無かったタングステンのブリストリングがこれほど話題に上るようになるとは、意外であった。しかしながら、まだ、実験室実験の結果と実機実験の結果の総合的理解は十分ではなく、今後さらに研究が進められるであろう。

1 On the enhancement of hydrogen retention owing to energetic hydrogen implantation at eroded area of the first wall

T. Tanabe, M. Yoshida, K. Sugiyama, K. Masaki, Y. Nobuta, T. Hayashi, M. Sato

JT-60U では、通常重水素放電が行なわれ DD 反応により T が発生しているので、これを除去するため、通常装置を大気開放する前に、HH 放電を行う。このため、水素同位体である H, D, T それぞれの壁への蓄積状態は全く異なっている。JT-60U で使用されたタイルの損耗領域、再堆積領域で、H, D, T がそれぞれどのように蓄積されていたかを、図 1 (a) および 1 (b) (前掲) に簡略図化してある。D と H の分布は明らかに放電履歴を反映している。しかも、HH 放電では加熱パワーが少ないので壁への熱負荷が小さいため、H の濃度が D の濃度に比べて高くなっている。堆積領域では H および D の深さは、それぞれ HH 放電、DD 放電の時に形成された再堆積層の厚さに対応している。一方、DD 反応で発生した T は 1 MeV という高いエネルギーを持っているため、これがプラズマ中でエネルギーを失う前に、壁に入射するため、プラズマ作動ガスの H や D に比べ、1・m 以上の深さに直接打ち込まれているのである。プラズマ対向壁への水素入射フラックスの中でこの高エネルギー成分はわずかとは言え、直接内部へ打ち込まれるため、ほとんど再放出されずに蓄積し続けると、この高エネルギー打ち込みによる水素蓄積が、非常に大きくなり、トリチウムインベントリーの大きな要因となりうることを示した。

2 Role of surface hydrogen on absorption, solution and diffusion in stainless steels

T. Ohtsuka, T. Tanabe

核融合炉構造材と目されるフェライト F82H 鋼を試料とし、トリチウム(T)を含んだ水を用いた陰極電気分解法により試料水素を導入し、表面での水素存在分布と、拡散侵入分布を、トリチウムルミノグラフィにて測定した。表面のトリチウム分布はきわめて不均一で、表面の切削傷、欠陥あるいは不純物等により水素が捕獲差されていることを示唆した。ただし、これはそれらに付着または補角された水分子(トリチウムが水分子中の軽水素と置換)である可能性も高い。試料断面から水素拡散侵入分布を、また液体シンテレーション法により、試料から放出されてくるトリチウムを測定することにより、拡散侵入または拡散放出される水素の見かけの拡散係数を評価すると、両者は良く一致した。求められた見かけの拡散係数は、表面に付近一に存在するトリチウムにあまり影響をうけていなかった。表面での捕獲エネルギーが高いため、拡散している水素と置換するなどの影響が出ていないものと思われる。高温で表面酸化物が水素の拡散侵入あるいは放出におおきな影響をあたえることが知られているが、今回見いだされた表面水素はそのような働きはしていないと考えられ、今後、温度を変えるなどした注意深い実験が必要である。

3. Effects of simultaneous impurity ion irradiation on tritium behavior near tungsten surface

Y. Ueda, M. Fukumoto, H. Kashiwagi, Y. Ohtsuka, R. Akiyoshi, H. Iwakiri, N. Yoshida

タングステン中の水素同位体挙動に及ぼす不純物イオンの同時照射効果について、炭素イオンとヘリウムイオンを同時照射した場合について調べた。イオンエネルギーが 1keV で水素イオンと炭素イオンを同時照射した場合は、炭素の割合が 0.8%程度の場合は、最表面層の炭素割合が 50~60%となり、炭素は WC の形かもしくはグラファイト状で存在する。この場合には、水素の脱離を抑制する(再結合抑制)効果があり、結果として水素の内部への拡散を促進する。この結果、バルクリテンションや、冷却媒体への透過漏洩の増加をもたらす。このイオンビームにさらにヘリウムを加えたところ、わずか0.1%の He でブリストリングが完全に抑制された(653 K)。

ブリストリングの発生は、イオンフラックスを 1/3 にしても抑制されず、He イオンの添加により、内部への拡散が 1/3 以下に抑制されたことを示す。また、He のエネルギーを変えて、He の飛程が水素の飛程よりも短い場合には、逆にブリストリングを促進する効果が見られた。この実験温度では、He は飛程付近に He バブルを生成することから、He バブルが水素の拡散を抑制する効果があることが実証された。He バブルが拡散を抑制するメカニズムは、まだ分からないが He バブルによる内部歪みが拡散に影響を与えている可能性がある。

5. A班の今年度の活動(予定を含む)

- 5月2日(原子力機構 システム計算科学センター) : ITER STAC検討会
(A1班とサブクラスターの合同会合)
- 5月26日~30日(トレド(スペイン)) : 18th PSI (本ニュースレター(NL)で報告)
- 6月2日~3日(サラマンカ(スペイン)) : 9th Hydrogen Workshop (本NLで報告)
- 6月11日(京都大学) : シミュレーションと実験の協力に関する研究会
(A班合同研究会)
- 7月16日(核融合科学研究所) : ITER STAC、及びITPA検討会
(A班、NIFS研究会、及びサブクラスターの合同会合)
- 9月2日~3日(徳島大学) : シミュレーションと実験の連携に関するWS
(A班企画・総括班主催)
- 9月4日~6日(高知工科大学) : 日本原子力学会 2008年秋の大会 (A班より多数報告)
- 9月8日~12日(福岡国際コンgresセンター) : 14th International Congress on
Plasma Physics (ICPP2008) (A班より多数報告)
- 9月15日~18日(長崎ニューうらがみホテル) : 11th ITPA topical group meeting on
SOL and divertor physics (総括班共催、A班協力)
- 12月25日~26日(核融合科学研究所) : PWI研究に対する情報交換会
(A班、NIFS研究会、及びサブクラスターの合同会合)

<事務局より>

今回はA班の活動の特集させていただきました。
プラズマ/壁相互作用におけるトリチウム蓄積挙動の
実験的な基礎研究(A01班/代表:上田先生)と
相互作用理論に基づく炉内トリチウム蓄積・放出
挙動のシミュレーションコード開発(A02/代表:
大宅先生)の連携推進を目指したA班の熱心な取組み
の状況を読み取っていただくことが出来れば幸いです。
引き続き、B班、C班の活動状況も紹介させて
いただく予定です。

判りやすい紙面づくりを心がけたく、忌憚のない
ご意見、ご指導をお願いいたします。

特定領域「核融合トリチウム」事務局
核融合科学研究所 安全管理センター
朝倉 大和
電話 0572-58-2321
ファックス 0572-58-2610
E-mail asakura.yamato@nifs.ac.jp
ホームページ <http://tritium.nifs.ac.jp>