

2. 核融合炉内複雑環境におけるトリチウム蓄積挙動の実験的研究

上田良夫¹¹,日野友明²¹,大野哲靖³¹,高木郁二⁴¹, 仲野友英⁵¹,田辺哲朗⁶¹,梶田 信⁷¹,福本正勝⁵⁵ ¹¹大阪大学大学院工学研究科,²¹北海道大学大学院工学研究科,³¹名古屋大学大学院工学研究科, ⁴¹京都大学大学院工学研究科,⁵¹日本原子力研究開発機構,⁶¹九州大学総合理工学研究院, ⁷¹名古屋大学エコトピア科学研究所

(原稿受付:2009年8月27日)

Keywords:

tritium retention, radiation damage, dust, carbon, tungsten, helium, particle balance, codeposition, tritium removal, inert gas glow discharges

2.1 A01班計画研究の概要

トリチウムは放射性物質であることから、その取り扱い には大きな注意を払う必要がある. ITER においては、核 融合炉内の蓄積許容量が1kgに定められている. 安全性を 考慮し500-700g程度が通常の運転における上限とされて いる.この値を越えるトリチウム量が炉内に蓄積した場合 は、ITER で DT 放電を継続することはできず、トリチウム を除去し、許容量以下に減ずる必要がある.頻繁にトリチ ウム蓄積部分の除去やトリチウムの脱離処理を行う必要が 生じると、ITERの目標実現に大きな障害となる.特に、 ITER においては、ダイバータや第一壁を水冷却している ため、高熱負荷部を除いては壁温度が比較的低く(200℃ 程度以下),トリチウムが蓄積しやすい環境にある.また, 原型炉を視野に入れた場合は、壁温度が高く(低放射化 フェライト鋼のブランケットでは,表面温度は500℃~ 600 ℃), ITER と比べるとトリチウム蓄積の問題は軽減さ れる可能性が高い.しかしながら、一方で放電時間や中性 子照射量は桁違いに大きいため、トリチウム蓄積速度が遅 くても注意が必要である.

ITER の第1期(H, Dフェーズ)のダイバータでは垂直 ターゲットにCFC(炭素繊維複合材),それ以外の部分と ドーム部分にタングステンを使用する.また,第一壁には ベリリウムを使用することになっている.これらの壁材料 は,損耗・輸送・再堆積を通じて混合する.壁材料の堆積 速度が再損耗速度より速ければ,堆積層が形成される.一 方,損耗速度が速い場合は損耗が進むが,表面にはイオン 入射飛程程度の厚みの混合層が形成される.これらの堆積 層,あるいは混合層はトリチウムの蓄積挙動に大きな影響 を及ぼす.たとえば,炭素が堆積層を形成するときは、ト リチウムと共堆積し,堆積層の厚みに比例して、トリチウ ムの蓄積量が増大する.一方,混合層については,トリチ ウムの放出や拡散に大きな影響を及ぼす.

核融合プラズマ中には、上記に加え、核融合反応で生じ るヘリウム、およびエッジプラズマを冷却するためのアル ゴンやネオンなどが含まれている.アルゴンやネオンが存 在すると、タングステンのような軽イオンでは損耗されに くい材料の損耗が懸念される.ヘリウムについては、近年、 低温(室温)から高温(~3,000 K)まで、非常に幅広い温 度領域において、タングステンとの相互作用研究が行われ、 様々な結果が示されている[1-3].その結果、低温域ではト リチウムの蓄積に大きな影響を及ぼし、高温域(1,100 K 程 度以上)では、表面にナノ構造と呼ばれる綿毛状の構造や、 ミクロンオーダのバブルが形成される.これらの構造が形 成されると、実効的な損耗率の増加、ダストの発生、実効 的な熱伝導率の低下による表面層溶融などが懸念される.

さらに,核融合反応で生じる中性子は,壁材料の照射損 傷を与え,機械的特性に影響を与えるとともに,トリチウ ムの蓄積・拡散挙動に影響を与える[4].このトリチウム 蓄積に与える影響は,特に ITER で顕著であると考えられ (壁温度が低いため),必要なデータベースの整備と蓄積の 基礎過程の解明が必要である.

壁材料は、すでに述べたように損耗・輸送・再堆積によ り混合層や堆積層を形成するが、特に低 Z 材は損耗率が大 きく、損耗された原子はエッジプラズマや炉心プラズマ中 を輸送され、主に内側ダイバータ近傍に再堆積層を形成す る.また、炭素は、炭化水素ラジカルの形で、プラズマか ら直接見えない部分にも輸送され、トリチウムを多く含む 再堆積層を形成する。再堆積層の構造やトリチウム蓄積量 は壁温度やイオンの入射エネルギーに依存するため、再堆 積層の形成場所、あるいは堆積速度を知ることは、トリチ

2. Experimental Studies on in-Vessel Tritium Inventory in Complicated Environment of Fusion Reactors

UEDA Yoshio, HINO Tomoaki, OHNO Noriyasu, TAKAGI Ikuji, NAKANO Tomohide, TANABE Tetsuo, KAJITA Shin and FUKUMOTO Masakatsu corresponding author's e-mail: yueda@eei-eng.osaka-u.ac.jp

ウムの蓄積量を見積もるために重要である[5].このよう な知見を得るためには、実機での壁材料の損耗・輸送・再 堆積を明らかにした上で、シミュレーションやモデリング 研究と密接に協力して現象を理解し、精度の高い予測を行 わなければならない.

さらに、近年、炉内における微粒子(ダスト)の発生、輸送、堆積、およびその炉心プラズマに与える影響の研究が 重要になってきている[6].高温のダストが水と接触する と、水素を発生し、圧力で真空境界を破壊したり、水素爆 発を起こすことなどが懸念されている.そのため、安全上 の理由からダストの発生量には、上限が設けられている. このようなダストは、その発生時、あるいは輸送・堆積時 にトリチウムを内蔵したり、吸着することで、トリチウム の蓄積量を増加させる懸念がある.しかしながら現在のと ころ、ダストによるトリチウム蓄積量を見積もるための十 分な知見は得られていない.

壁材料中のトリチウム蓄積のメカニズム解明や蓄積量の 推定とともに、その除去法を開発することも、核融合炉を 運転する上では、大変に重要である.レーザーアブレー ションなどによる再堆積層の除去や、同位体交換反応を利 用するトリチウム除去法などが提案されているが[7]、そ のメカニズムの解明や、現象の適切なモデリングは不十分 である.

以上のような現状を鑑み,特定領域研究(核融合炉実現 を目指したトリチウム研究の新展開)の計画研究 A01班 「核融合炉内複雑環境におけるトリチウム蓄積挙動の実験 的研究」では,以下の5テーマについて,日本を代表する 研究者の方々に参画していただき,研究を進めている.以 下の節では,これらのテーマにおける代表的な研究成果の 報告を行う.

- (1) イオン同時照射環境における水素同位体蓄積挙動
- (2) 照射損傷が水素同位体蓄積に与える影響
- (3) ダストの発生と水素同位体蓄積に与える影響
- (4) 実機における壁材料の損耗・再堆積と再堆積層の水 素同位体蓄積・放出挙動
- (5) 壁材料中の水素同位体除去

本特定領域研究において,計画研究 A01班は炉内複雑環 境における現象の実験的解明を行うとともに,計画研究 A02班のシミュレーション研究と密接に協力して,現象の 理解や適切なモデリング,および ITER や原型炉における トリチウム蓄積挙動の評価を行う.さらに,壁材料中を拡 散してブランケットに至るトリチウム透過の研究や,排気 ガス中のトリチウムの化学形の研究などを行うことで,B 班やC班の研究とも連携する.

2.2 イオン同時照射環境における水素同位体蓄 積挙動

前節で述べたように ITER では、ダイバータのストライ ク点近傍を除き、壁温度が比較的低く(200℃程度以下)、 トリチウムが蓄積しやすい環境になっている.したがっ て、トリチウムの蓄積量評価は、ITER の壁材料・エッジ プラズマ関連研究において,最も重要な課題の一つと認識 されている.すでに,イオンビームや高密度プラズマ装置 を利用した材料照射実験は多く行われているが,前節で述 べたような複雑環境を考慮した実験研究やモデリング研究 は,未だ十分ではなく,トリチウム蓄積量を精度良く評価 することは困難であるといえる.

そこで、本計画研究では、水素同位体と炭素、あるいは ヘリウムが同時にタングステン壁材料に照射された場合の 水素同位体の挙動に関する基礎研究をイオンビームを用い て行っている.本節ではその研究の一端を紹介する.

図1に水素・炭素混合ビームをタングステンに照射した



図1 タングステンへの炭素・水素混合ビーム照射によるブリス タリングの発生.イオンビームエネルギー1,ビーム中の 炭素割合は,(a)0.11%,(b)0.35%,(c)0.95%.



図2 タングステンのブリスタリングに及ぼすHeの影響.イオン ビームのエネルギーは1keV,ビーム中の炭素割合は~ 0.8%.

場合のブリスタリングの発生に及ぼす炭素の影響を示した [8].炭素割合がおおよそ0.2~0.3%以上になるとブリスタ リングの発生が促進されていることがわかる。ブリスタリ ングは、水素がタングステン内部に拡散し、局部に集積す ることで発生するため、混合イオン照射により材料表面か らの水素の脱離が抑制され、内部への拡散が増加したこと が示唆される.表面の元素分析より,混合イオン照射でタ ングステン表面に炭素・タングステンの混合層が形成され ていることがわかっており、この混合層が水素の表面再結 合過程(~1000 K 以下では、水素原子は表面再結合により 水素分子を形成して脱離する)を抑制している可能性があ る. 今後は, 混合イオン照射時の水素同位体の透過特性や, 水素同位体分布などを詳細に測定することにより、表面に 動的に形成される混合層が、水素同位体の放出に与える影 響について、定量的なデータを取得することを目標として 研究を進める. さらに、モデリングやシミュレーション研 究と連携して,核融合炉壁材料中の水素同位体挙動の評価 を行う.

ヘリウム同時照射が水素同位体挙動に与える影響につい ては、ここ1~2年で大きな進歩があった。その多くは、 ヘリウム同時照射により水素吸蔵が低減されるというもの である。図1で示した、水素・炭素混合ビーム照射でブリ スタが形成される条件で(エネルギー1keV,炭素割合~ 0.8%),さらにヘリウム0.1%を加えて照射した結果を図2 に示す[9].473Kではブリスタの個数が減少し、653K および723Kではほぼ完全にブリスタの発生が抑制されて いることが明らかになった。この後、プラズマシミュレー タによる高密度かつ低エネルギーの重水素・ヘリウム混合 プラズマ照射による実験結果が報告され、同様にブリスタ の発生が抑制され、また重水素の蓄積量が大幅に減少する ことが明らかになった[3].

タングステンに水素同位体イオンが照射されると,表面 近傍に近い捕獲サイトにまず捕獲される.イオンのエネル ギーが高いときは、イオン自身が照射欠陥を作り、そこに 捕獲される.イオンのエネルギーが低いときは、照射欠陥 は生成されず、固有の欠陥に捕獲される.ただ、フラック スが高く、試料温度が比較的低い場合は、タングステン内 に溶解しきれなかった水素同位体が析出して水素バブルを 作り、捕獲されると考えられている.このような表面近傍 (イオンの飛程程度)の捕獲サイトが飽和すると、水素同位 体が拡散する温度では(おおよそ室温以上)、水素同位体 原子は内部へ拡散し、材料固有の欠陥(あるいは中性子照 射欠陥)に捕獲される.このように高フルエンス照射下で は、内部への拡散が水素同位体蓄積量に大きな影響を及ぼ す.

ヘリウムがタングステンに入射されると, 表面近傍にナ ノメートルサイズのヘリウム原子を含むバブルが形成され る[10]. ITER の壁温度 (200 ℃程度) 条件では、このバブ ルは大きく成長せず,高密度で形成される.水素同位体イ オンの照射量が少ない場合(<10²⁴ m⁻²)はこのヘリウム バブル層が水素同位体の捕獲サイトとなり、ヘリウムがな い場合に比べ水素蓄積量が増加する[11].しかしながら, 照射量がこれ以上大きくなると、ヘリウムバブル層が、水 素同位体の内部拡散を抑制するために、水素同位体蓄積量 が大きく減少すると考えられる. 最近の高密度プラズマ照 射実験によると、ヘリウム同時照射が水素同位体蓄積の抑 制に与える影響は非常に大きく, ITER でタングステンを 使用した場合に、トリチウム蓄積量が大幅に減少する可能 性がある. 今後さらにヘリウムエネルギーやフラックスの 影響を明確にし、ITER での影響を精度良く見積もる必要 がある.

2.3 照射損傷が水素同位体蓄積に与える影響 (1) 水素蓄積評価のための基礎データの取得

材料中の水素蓄積量は水素の濃度分布から評価できる. 水素ガスやプラズマに曝された金属では,溶解度定数,拡 散係数および再結合定数から濃度分布が求められ,照射損 傷が水素の捕獲サイト(トラップ)として働く場合には, トラップエネルギーとトラップ密度も必要である.本研究 ではこれらの諸数値を基礎データと考え,拡散係数と溶解 度定数を除く値を実験的に求める計画である.以下では オーステナイト系ステンレス鋼のトラップに関する結果を 報告する.

試料には厚さ0.1 mmの304オーステナイト系ステンレス 鋼を用いた.予め水素の透過実験を行い,いわゆるタイ ム・ラグ法によって得た拡散係数が公開されている値と一 致すること,つまり,最初の状態ではトラップは存在しな いことを確認した.実験では,試料の片面を重水素プラズ マに曝し,もう片面に透過する重水素束を測定すると同時 に,プラズマに曝している表面近傍の重水素濃度を³He イ オンビームによる核反応法によって測定した.次に0.8

MeV⁴Heイオンを照射して損傷を生成した後に同じ測定 を行った.

このようにして得られた重水素の深さ方向分布を図3に 示す.照射前は表面に吸着している重水素が見られ,バル クに固溶している重水素はわずかであった.照射後はト ラップが生成され,バルクの濃度は最大で数10倍増加し た.捕捉された重水素濃度と固溶している重水素濃度との 間に平衡が成り立っていると仮定し,平衡定数を求めた結 果を図4に丸印で示す.直線の傾きから,捕獲サイトは固 溶サイトよりも0.27 eV 低いポテンシャルにある,つまり トラップエネルギーは0.27 eV であることがわかった.

生成したトラップに関する特徴は次のとおりである.(1) 図3の深さ方向分布は照射イオンが生成する弾き出し損傷 分布によく似ている.(2)図4に示したように平衡定数は照 射イオンに依らず,水素照射でもヘリウム照射と同じト ラップが生成されている.(3)水素照射で生成したトラップ は500Kまで加熱すると消滅するが,この温度は空孔クラ スタの回復温度に一致する.(4)ヘリウム照射で生成したト ラップは700Kまで加熱しても消滅しない.これらから, トラップは損傷に起因する空孔クラスタであり,ヘリウム



図3 ヘリウムを照射したステンレス鋼中の重水素濃度分布.



図4 ステンレス鋼中に生成したトラップの平衡定数.

が安定化させていると言える.

水素やヘリウムの照射量は2~3 dpaであったが,この範 囲ではトラップ密度は損傷量に比例しており,弾き出し原 子数に対するトラップの数の比(トラップ生成率)は,ヘ リウム照射で4.7×10⁻³,水素照射で3.4×10⁻⁴であっ た.前者の値が大きいのは損傷カスケードがやや大きく, また,ヘリウムそのものが回復を妨げているためであろ う.

14 MeV 中性子が照射された場合,トラップエネルギー は上で求めた 0.27 eV であり,トラップの生成率は水素照 射での値に近く,多くのトラップは 500 K 付近で消滅する と考えられる.

(2) 高エネルギー水素イオン照射損傷を持つW中の重水 素蓄積挙動

タングステン材料中の照射損傷がトリチウム蓄積挙動に 与える影響を調べるため、あらかじめ照射損傷を付与した タングステンへ重水素イオンを注入した. 照射損傷の形成 には 300 keV H⁻を用いた. 形成した照射損傷の回復を防 ぐため、照射温度は 200 ℃以下とした. 照射損傷の形成後、 1 keV の重水素 (D⁺, D⁺₂, D⁺₃を含む)を照射した. 照射 量は $5.0 \times 10^{23} - 1.6 \times 10^{25}$ D⁺/m² とした. 照射温度は ITER の第一壁を想定し 200 ℃とした. 重水素の注入後、タング ステン内部の深さ分布は二次イオン質量分析法 (SIMS) で 測定し、絶対量を核反応法 (NRA) で校正した. 重水素の 放出特性は昇温脱離測定法 (TDS) を用いた.

図5に~4.8 dpaの照射損傷を形成したタングステン中の重水素深さ分布を照射損傷の分布とともに示す[12]. 試料表面付近(~0.1 μ m)では最も低い照射量(~5.0×10²³ D⁺/m²)で重水素密度が飽和した.重水素の蓄積量が捕獲サイトの密度と等しいと仮定すると,試料表面付近での捕獲サイトの密度はタングステンの原子数に対して~0.014 traps/W(~1.4%)と求められる.この領域での照射損傷量は~1 dpaであることから,トラップサイトの生成率は~1.4%/dpaと評価できる.一方,深さ~1 μ mでの重水素蓄積量は, 1.6×10²⁵ D/m³の重水素照射量でも飽和しな



図5 ピークで 4.8 dpa の照射損傷を形成したタングステンの重 水素密度の深さ分布. Displacement は TRIM コードで計算 した、300 keV H⁻で形成される照射損傷の分布.

かった.これは、照射損傷の形成に使用した軽水素がト ラップサイトに蓄積したためであった.そこで、捕獲サイ トから脱離した軽水素が再捕獲されないと仮定し、深さ~ 1µm 付近の重水素密度の変化について指数関数を用いて フィッティングすることにより、飽和重水素密度を求め た.その結果、飽和重水素密度は(1.3±0.2)×10²⁷ D/m³ と 推定された.試料表面付近と同様に、重水素密度が捕獲サ イトの密度と等しいと仮定すると、捕獲サイトの密度は2.1 ±0.3%と求められる.この値から、~4.8 dpaの照射損傷 に対する捕獲サイトの生成率は、0.4±0.1%/dpaとな る.このことから、1 dpa 以上の照射損傷では、トラップサ イトの生成率は dpa に対して比例せず、飽和傾向にあると いえる.

重水素深さ分布の測定後, TDSを用いて重水素の放出特 性を調べ, TMAP7を用いて得られた放出特性のシミュ レーションを行った. その結果, ~1.6 eV のエネルギーを 持つトラップサイトが~70%存在し, ~2.0 eV のエネル ギーを持つトラップサイトが~30%存在する可能性が あった.

これまで述べてきた実験結果を基に,TMAP7を用い て,14 MeV中性子照射損傷を受けたITER第一壁タングス テンへのトリチウム蓄積量を評価した.その結果を図6に 示す.ITER第一壁の面積は700 m²,タングステンアー マー材の厚さは1 cm,温度は200 ℃と仮定した.トラップ サイトの生成率は~1.4%/dpaを用いた.照射損傷はアー マー材の深さ方向に均一に形成されるとした.トラップエ ネルギーは~1.6 eV および~2.0 eV とし,これらのトラッ プサイトが7:3の割合で形成されると仮定した.入射粒 子のフラックスやエネルギーはRothらの結果[13]に従っ た.図6に示すように,放電時間が10⁵秒(250ショット)以 下の場合には,14 MeV 中性子照射により照射損傷が形成 されたとしても,これによるトリチウムの大きな蓄積増加



図6 14 MeV 中性子照射損傷を受けた ITER 第一壁タングステン へのトリチウム蓄積量の変化.第一壁への照射損傷の影響 のみが考慮され、ダイバータ部への照射損傷の影響は考慮 されていない.破線は真空容器内でのトリチウムの許容量 を示す.

は見られない.しかし、10⁵秒(250ショット)を超えたあ たりから、14 MeV 中性子の照射損傷による蓄積量の増加 が顕著に現れ始めた.ITER 運転終了時点(400秒運転を 25000ショットと仮定)では、14 MeV 中性子による照射損 傷がない場合にはトリチウムの蓄積量は~8.0×10²⁴ atoms (~40 g)であるのに対して、照射損傷が形成されることで トリチウムの蓄積量が一桁以上増加し、~1.2×10²⁶ atoms (~600 g)となる可能性がある.これは真空容器内でのト リチウムの許容量に近い値である.

2.4 ダストの発生と水素同位体蓄積への影響 (1) 炭素ダスト形成のメカニズム

核融合研究において微粒子の生成・輸送過程の解明,微 粒子発生の抑制と除去方法の開発が重要な研究課題となっ ている.微粒子に関連してトリチウムを吸蔵した炭素微粒 子の飛散,炭素系微粒子の爆発,微粒子の装置ギャップ間 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 での微粒子の溶融,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.

直線型ダイバータプラズマ模擬試験装置を用いて,核融 合境界プラズマに相当する高密度重水素プラズマと炭素材 相互作用による炭素ダスト形成メカニズムを調べた[14]. 炭素材としては,等方性黒鉛(東洋炭素:IG430U)を用い た.図7(a)は,重水素プラズマ照射後の炭素材表面の SEM 写真である.表面温度は約800K程度である.図より 球状の炭素微粒子が多数形成されていることがわかる.こ の炭素微粒子の内部モルフォロジーを,半導体プロセス観 測に用いられる FIB (Focused Ion Beam)装置を用いて観 測した.図7(b)-(d)は,ガリウムイオンビームによる炭



図7 (a)重水素プラズマ照射により炭素材表面に形成され微粒 子の電子顕微鏡写真 (SEM 像).表面温度 *T*_s~600-700 K, 入射イオンエネルギー *E*_i~13.4 eV,イオン照射量 F~3.4 ×10²⁶m⁻²,(b)-(d) FIB 装置で観測された微粒子の SIM 像.

素微粒子のエッチング過程の SIM 画像である. これよ り、炭素微粒子の内部は稠密ではなく、細かい網目状のセ 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、観測された炭素微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. また内部のセル構造に伴い多量のガ スを内包している可能性がある. 製作した TDS装置を用い て、今後炭素系ダストの水素吸蔵特性を調べる予定であ る.

(2) タングステンへのヘリウム照射によるダスト発生機構 現在,次期核融合装置のプラズマ対向材料として,水素 同位体との化学反応がなく高い熱負荷に耐えられる高融点 材料であるタングステンの使用が検討されている.

タングステンは水素原子や核融合反応で生成されるヘリ ウム原子などの軽元素に対して非常に大きなスパッタリン グ閾値エネルギーを持つため、これまで水素やヘリウムプ ラズマ照射では損傷しないと考えられていた.しかし最近 の実験研究により、スパッタリング閾値エネルギー以下の ヘリウムプラズマ照射によっても、タングステン材料が損 傷することが明らかとなった[15].さらに、材料表面温度 とヘリウムイオンの照射量を変化させることにより、様々 なナノ繊維構造を有する表面変形が観測されている.これ らのヘリウムプラズマによる照射損傷に伴いタングステン ダストが形成される.

ナノ繊維構造が形成されたタングステンにルビーレー ザーにより過渡的な熱負荷を印加したところ,図8(a)の ような球状のタングステンダストが形成された[16].これ はナノ繊維構造形成により表面の熱拡散係数が著しく低下 しているため,ルビーレーザー照射により表面が溶融した と考えられる.

一方へリウムのバブル/ホールが形成されたタングステン材に重水素プラズマを照射したところ,結晶粒が放出され、タングステンダストとなることが観測された(図8(b)).これはヘリウムバブルは粒界に沿って多く発生するため、重水素プラズマ照射により粒界部が剥離し,結晶粒が放出されたと考えられる.

(3) 実験室プラズマにおけるダストの運動

プラズマ中での微粒子の輸送過程の理解も重要である. 基礎プラズマでは、中性ガスとの摩擦力や電界による力が 主であるのに対して、核融合プラズマでは、プラズマ流と の摩擦力が主であると考えられている.発生したダストを 安全に除去するためにダスト輸送の理解と制御が必要不可 欠となる.

トロイダルダイバータ模擬試験装置 NAGDIS-T によっ て曲率を持った磁力線に沿うヘリカル状の直流高密度プラ ズマを生成し,その中に真空容器上部からダスト粒子を導 入してダスト輸送に磁場構造やプラズマの流れがどのよう に影響するかを調べた.マッハプローブによってプラズマ の流れを計測し,高速掃引4ピンプローブによってプラズ マパラメータの2次元分布の計測を行っている.

マッハプローブによってプラズマの*E*×*B*ドリフト回転 が観測され,真空容器上部から混入されたダストがそのプ



図8 (a)ナノ繊維構造を有するタングステンに熱パルス(ル ビーレーザー)を印加した時に形成されるタングステンダ スト、(b)結晶粒の放出により形成されたタングステンダ スト.

ラズマ回転流によるイオンドラッグ力を受けて径方向弱磁 場側への輸送が増加するという結果が得られた(図9 (a)).また観測されたダスト粒子の軌道解析を行い,その 速度変化も明らかとなった(図9(b)).

2.5 実機における壁材料の損耗・再堆積と再堆 積層の水素同位体蓄積・放出挙動

(1) JT-60Uにおける炭素堆積層の形成と水素同位体蓄積

JT-60Uにおける炭素の損耗/再堆積と水素同位体の蓄 積は、JT-60Uが基本的に570Kで運転されてきたため、室 温付近で運転されているほとんどのトカマク装置や、ダイ バータが水冷されていたJETの実験結果とはやや異なって おり、ITERや核融合炉でのトリチウムの蓄積量の評価に 不可欠なものとなっている.これまでに、ダイバータ領域 での炭素の損耗堆積[17]、および水素同位体の蓄積等[18] がかなり詳細に調べられているが、タイルギャップやトロ イダル方向の非対称性など課題も残されている.ここで は、これまで得られてきた結果を簡単に紹介し、今後この プロジェクトでの目標達成にさらに必要な残された課題に ついて概観する.詳細はレビューとしてまとめられてお り、Suppl. Nucl. Fusion[19]にて出版される予定である.

(i) JT-60U ダイバータ領域でのプラズマ対向炭素タイル



図9 (a)高速カメラで観測されたダスト軌道, (b)各ダストの速 度変化.

の損耗/再堆積

図10にダイバータ領域でのプラズマ対向炭素タイルのポ ロイダル方向の損耗再堆積分布を示した[17].外側ダイ バータタイルは概ね損耗されており, 内側ダイバータタイル が再堆積層で覆われているのは、JET や ASDEX 等のダイ バータ装置で見られている結果とほぼ同様である.図は、 両側排気ダイバータの結果であるが、片側(内側)排気ダ イバータの結果も損耗再堆積分布はほぼ同様である。ただ し片側排気の場合は内側ドームタイルが再堆積になってお り、外側から内側に向かった排気の流れにそって、炭素不 純物が移動していることが示唆されている。このような分 布はトロイダル方向に一様であると仮定し、内側ダイバー タでの再堆積総量を評価すると、0.55 kg(10.7×10²⁰ C/s) であり、同様に評価した外側ダイバータの損耗総量0.34 kg (-5.7×10²⁰ C/s)を上回る.不足分 0.21 kg (5×10²⁰ C/s) は第1壁が損耗されたものと考えられている[17,20,21]. 実際外側第1壁を観察したところ,そのほとんどは損耗さ れていることが確認されたが、炭素輸送質量のバランスは まだ確認されていない、外側ドームウイングタイルは再堆 積になっている.特にタイル底部,排気口に向いた側では 再堆積が著しい. これは外側ダイバータで損耗された炭素 が、プラズマを経由しないで、直接再堆積したもの考えら れ、炭素の輸送に関する新しい知見であり注目を集めてい る.

(ii) JT-60Uダイバータ領域での水素同位体の蓄積
図11に、ダイバータ領域の炭素タイル中の水素蓄積量を



図10 JT-60U 両側排気 W 型ダイバータの損耗/再堆積のポロイ ダル方向の分布[17]、(正は再堆積層の厚さ、負の厚さは 損耗厚さを表す).



図11 JT-60U 両側排気 W 型ダイバータとして使用された黒鉛タ イルの水素(H+D)の蓄積量の比較(ID, DM., OD はそれ ぞれ内側ダイバータ、ドーム、外側ダイバータタイルから 採取した試料, BP はドーム両側のバッフルプレートから採 取した試料)[22].

比較した[21-23]. 図からわかるように,再堆積領域では, 損耗領域よりも明らかに水素蓄積量が多くなっている. ま た外側ドームの再堆積層の方が、内側ダイバータタイル上 の再堆積層よりも水素蓄積が多いこともわかる.再堆積層 の中の水素濃度は(H+D)/C比で 0.05以下で他のトカマク 装置で報告されている値よりかなり小さい.また JT-60U では DD 放電(重水素放電+重水素ビーム加熱)の後には, DD 放電で生成されたトリチウム(T)を除去するため、 HH 放電(軽水素放電+軽水素ビーム加熱)が行われてい る. このため, 図からわかるように, DD 放電で試料中に蓄 積されていたDがHH放電中にHに置き換えられる. JT-60Uのダイバータ温度は、放電中に900K以上に上昇す るため, DとHの同位体交換効率は高く, Hの蓄積が, 全 体の蓄積量の2/3以上になっている.この同位体交換は、 再堆積層でも同じように起こっており、実際の DT 放電後 に DD 放電を行うことにより, 壁に蓄積された T を効率よ く取り出すことができるものとして期待されている[22]. (iii) JT-60Uの炭素損耗/再堆積および水素蓄積の特徴

JT-60Uは,通常570Kとかなり高温で運転されていたた

め,他の多くのトカマク装置とはやや異なった結果が得ら れている.再堆積層の温度が高くなっているため水素蓄積 が小さいだけでなく基板へ密着性がよいため剥がれにく い.また空気中に取り出してもほとんど変化しない(酸化 されにくい).さらにDが効率よくHに置き換えられてい る.炭素材料をDT炉で使用することをためらわせている, 水素蓄積が多い,再堆積層が剥がれやすくダストになりや すい,Tが除去し難い等の欠点を軽減するものであり,W に頼らざるを得ないと考えられているDT炉に炭素の可能 性を開く結果となっている.

炭素材への水素の蓄積を定量的に評価するためのモデル 化,定式化が,今後の課題であり,またプラズマに晒され ていないタイルギャップや,遠隔地での炭素の再堆積およ び水素の蓄積の解明も残されている.

(2) 炭化水素の発生とグローバル粒子バランス

トカマク実機の容器内での水素蓄積量を測定するに は、1.実験終了後に真空容器内からタイルを取り出し、タ イルに吸蔵されている水素量を測定する方法(以下、タイ ル分析法)、2.真空容器への水素の入射量と排出量の差か ら真空容器内に残留した水素量を測定する方法(以下、粒 子バランス法)などがある.これらの方法による容器内の 総水素蓄積量の測定結果を比較すると、概して、粒子バラ ンス法による測定値がタイル分析法による測定値を大幅に 超える場合が多い.本研究では、統一された実験条件でこ れらの分析法による測定値を比較することによって、両者 の不一致を解決し、水素蓄積量の精度の高い評価と水素蓄 積機構の解明を目的として研究を進めている.

ここでは粒子バランス法による重水素蓄積量の測定結果 について述べる.粒子バランス法とは真空容器壁を境界と した粒子(重水素)の流入と流出のバランスの式から容器 内部の重水素蓄積量を導出する方法である.

$$dN/dt = \Gamma_{\rm injected} - \Gamma_{\rm pumped} - \Gamma_{\rm wall} \tag{1}$$

ここで、N はプラズマまたは中性粒子として気相中に存 在する重水素数、 $\Gamma_{injected}$ はガスパフ、中性粒子ビーム、な どによって容器内へ単位時間あたりに入射される重水素 数、 Γ_{pumped} はクライオポンプなどによって容器外へ単位時 間あたりに排出される重水素数、および Γ_{wall} は容器内のタ イルに単位時間あたりに吸蔵される重水素数である.定常 状態では上式の左辺をゼロとみなし、また右辺の第一項お よび第二項は測定可能であるので、それらの差から右辺の 第三項 Γ_{wall} が導出される.さらに Γ_{wall} を放電中の時間につ いて積分すると一放電での重水素蓄積量が、さらに放電中 以外の時間(プラズマがない状態)についても積分するこ とで、例えば、特定の一実験日あるいは特定の一実験キャ ンペーンでの重水素蓄積量が導出される.

実験は原子力機構のJT-60Uにて行われた.主な放電条件は、プラズマ電流1.2 MA、トロイダル磁場2.3 T、中性粒子ビーム加熱パワー8 MW(入射時間~30秒)であり、Hモード放電である.同一条件の放電を約20ショット繰り返し(ただし約10ショット以降では放電ごとにプラズマ密度

を上昇させた)、粒子バランス法により容器内の重水素蓄 積量を導出した. 同様の実験を壁温(ベーキングの設定温 度) 80 ℃, 150 ℃, および 300 ℃でも行った. 図12には, 最 初のショットを基準にして、あるショット開始前までに蓄 積された重水素数を示す.外側ダイバータプラズマが接触 状態にあるショット(図では塗りつぶした記号で示す、グ リーンワルド密度に対するプラズマ密度割合~50%)を繰 り返している間では、壁温の違いによって重水素蓄積量の 変化に違いが見られる. すなわち, 重水素蓄積量は, 壁温 300 ℃では常に減少するが, 壁温 150 ℃では緩やかに減少 し、一方、壁温80℃ではほとんど増減しない.ここで解析 の対象とした30秒 Hモード放電では、外側ダイバータ板な どプラズマの照射によってタイルの温度上昇が著しい場所 から重水素が放出される一方で、温度上昇が小さい第一壁 領域などでは重水素が吸蔵されると考えられる.炭素材に 吸蔵可能な水素数は低温で多く高温で少なくなるため [24], 壁温 80 ℃では重水素の吸蔵と放出がバランスし重 水素蓄積量が増減しなかったが, 壁温 300 ℃では放出が多 く吸蔵が限られていたために全体として重水素蓄積量が減 少する傾向になったと解釈される.

他方,外側ダイバータプラズマが非接触状態にある ショット(図では白抜き記号で示す,グリーンワルド密度 に対するプラズマ密度割合>70%)では,重水素蓄積量は 壁温によらず上昇傾向を示す.図13には1ショットあたり の外側ダイバータでのメタン発生量を重水素蓄積量に対し て示す.外側ダイバータが接触状態から非接触状態になる と密度の上昇とともに,1ショットあたりの重水素蓄積量 およびメタン発生量は増加する.ここで,1ショットあた りの重水素蓄積量に対するメタン発生量の関係は図13の実 直線に沿うと仮定し,さらに発生したメタンが重水素と供 堆積し,その堆積層中の炭素数に対する重水素数を0.4 お よび,その再堆積層のうち90%が損耗せずに残ったとする と,容器内に蓄積した重水素のうちほぼすべてが再堆積層 に含まれると評価される.

ここで評価した炭素との供堆積による重水素蓄積量を確 かめることを目的に,JT-60Uの最終ショットを含む最後 の12ショットには,外側ダイバータより化学スパッタリン



図12 放電数に対する容器内に蓄積した重水素数の変化. 最初の 放電開始前の蓄積量を基準(=0)とした.





グによるメタン発生量と同程度の¹³CH₄を入射した. 今後, タイルを取り出して、堆積層のうち上層の¹³Cを含む層に 含まれている重水素数を定量的に測定し、上記の粒子バラ ンス法による評価結果と比較する予定である.約一年の実 験キャンペーンでの比較ではなく、このように同一放電条 件の限られたショット数でのタイル分析法と粒子バランス 法の評価結果の比較は少数の例外を除くと世界的にも行わ れていない.両者の比較によって、特に再堆積層での重水 素蓄積量の評価精度の向上とともに再堆積層の形成条件な どの理解が進むと期待される. これは ITER でのトリチウ ム蓄積量の予測精度の向上につながり、炭素材ダイバータ でもトリチウム蓄積量を許認可の上限値以下に抑えられる か,などダイバータの材料選択に関わる重要な知見とな る.研究成果をITPA (国際トカマク物理活動) など国内外 の専門家が集結する会合でも積極的に発表する予定であ る.

(3) タングステンの損耗と再堆積

炭素材料を壁材料として用いた場合は、すでに示したように再堆積層中のトリチウム蓄積が問題となる.その際、 損耗された炭素がプラズマ中をどのように輸送され、どこに堆積するかを理解することが大変に重要である.しかし ながら、不純物の輸送機構は大変に複雑であり、理解をより深めて実機での現象を評価するためには、様々な不純物 の輸送特性を知り、その機構の解明、適切なモデリング、 およびシミュレーションコードの開発が必要である.

JT-60Uでは2003年の実験より、タングステンをコー ティングしたタイルを外側ダイバータに設置し(トロイダ ル周長の約1/21)、タングステンのコアプラズマ中での輸 送、および炉内再堆積分布について研究を進めている.特 に炭素タイル上に炭素とともに再堆積したタングステンの 堆積量については、世界で初めて放射化分析法を用いて測 定を行い、精密な測定を行うことに成功している[25].放 射化分析では、原子力機構のFNS(Fusion Nutronics Source)を利用した.炭素タイル上の微量のタングステン を高感度で分析するためには、低速中性子(50 eV 以下)の 吸収反応(¹⁸⁶W(n,g)¹⁸⁷W)を利用することが必要である. このためには、FNS で発生する 14 MeV の核融合中性子で はエネルギーが高すぎるため,Be体系中に試料を設置 し、中性子を減速させて反応率を高めた.

タングステンタイルと同じトロイダル位置での、タング ステン再堆積量のポロイダル分布を図14に示す. タングス テンは、内側ダイバータ(ストライク点近傍)、ドームトッ プ,及びドームの外側ウイングに多く堆積していることが 明らかになった.また、外側ウイング上のタングステン堆 積量のトロイダル依存性を図15に示す.タングステンの堆 積は、 タングステンタイルの近傍に局在していることが明 らかになった.また、内側ダイバータ上の炭素とタングス テンの共堆積層内で、タングステンの割合は約1%であっ た. タングステンタイルは、ポロイダル断面の1カ所に設 置され、トロイダル周長の約1/21を占める(~5%)が、炉 壁全体の割合として考えるとごくわずかである。また、タ ングステンの損耗率は炭素の約10⁻²であり,これらを総合 的に考えると内側ダイバータ上のタングステン割合は非常 に大きく, タングステンがこの部分に局在している可能性 が示唆される. 今後, トロイダル方向の分布を詳細に測定 し、タングステンの輸送についてより進んだ議論を行う予 定である.

外側ウイング上のタングステンの堆積については、A02



図14 タングステンの再堆積量のダイバータ部のポロイダル分 布.タングステンタイルと同じトロイダルセクションの データ(P-8 セクション).



図15 ドーム外側ウイング上のタングステン再堆積量トロイダル 分布.

班が行ったダイバータの不純物輸送シミュレーションの結 果より,ダイバータのストライク点をタングステンタイル 上においた放電で,密度の低いプライベート領域をタング ステン原子がイオン化せずに通過し,堆積した可能性が指 摘されている.一方,インナーダイバータのストライク点 近傍のタングステン堆積については,実験結果を再現でき るシミュレーション結果は得られておらず,今後さらに研 究を進める必要がある.

2.6 壁材料中の水素同位体除去

(1) 重水素除去実験

炉内トリチウムインベントリの低減および水素リサイク リング制御のため、グロー放電等による水素同位体の除去 が必要である.このため、まずグロー放電装置[26]のライ ナー(316LSS)に重水素を保持させて、希ガス(He, Ne, Ar)のグロー放電を行い、どの程度除去できるかを測定し た.放電圧力は 8 Pa,放電電圧は235-375 V,1回の放電時 間を 2 h とした.重水素放電を行ってライナー中に重水素 を保持させた後、He, Ne, Ar グロー放電を行った.残留 ガス分析(RGA)による分圧測定から、ガス保持量と脱離 量を求めた.

(2) 実験結果

重水素放電後の 316L SS の重水素保持量は 4.8×10²⁰ D/m²となり,軽水素の保持量 4.1×10²⁰ D/m²とほぼ同程度 であった.重水素放電後に Ne または Ar グロー放電を行っ た場合の装置内の分圧変化をそれぞれ図16および図17に示 す.Ne および Ar グロー放電の除去率は各々 24% および 12%であり, Ne のほうが効果があった.以前に実施した軽 水素除去においても Ne 放電の方が効果的であり,その値 (28%)も同程度であった[27].Ar 放電においては,ス パッタ損耗が大きいため再堆積層が形成されやすく,重水 素除去効果が小さくなるためである[28].一方,He グ ロー放電で重水素保持量を低減する実験では,D₂と He を同時測定でき四重極質量分析計を用いて RGA 分析した. He では重水素保持量を約 45% 除去できた.これは,He ではスパッタ堆積層が形成されにくいこと,およびDとHe の注入深さが同程度であることによる.

ITER ではまず軽水素放電を行い,次いで重水素放電を 行い,DT 放電へと移行する.例えば,重水素放電を行う前 には,保持されている軽水素を除去しておく必要がある. 軽水素グロー放電の後に実施した重水素グロー放電では軽 水素の86%が除去された.したがって,数時間の重水素グ ロー放電により,表面層(数nm)の軽水素の除去が可能で ある.内部から表面への軽水素の拡散を考えると,数10時 間の置換放電が必要と判断される.

重水素保持量に対して, He, Ne, Ar の保持量は各々1 桁, 2桁, 3桁小さな値となる. He 保持量は重水素保持量 に対して比較的大きく, He 放電洗浄中に壁にかなり保持 される. この He が主放電中に混入すると閉じ込め特性も イオン加熱条件も違ってくる. したがって, He 保持量の低 減が必要である. He の除去に対しては, D₂グロー放電では ほとんど効果はない[26]. He 除去に対しては, Ne あるい



図17 アルゴングロー放電中の水素分圧の時間変化.

は Ar グロー放電が効果的である[27,28].

2.7 まとめ

核融合炉内のトリチウム蓄積量の推定,およびその除去 を目的として進められている計画研究 A01班の研究現状を 紹介した.その概要は以下のとおりである.

- イオン同時照射環境下(重水素,炭素,ヘリウム)では、不純物イオン(炭素,ヘリウム)の存在によりタングステンのブリスタリング発生に大きな影響があることが明らかになった。ブリスタリングは、水素同位体の局所的な集積により生ずることがわかっているので、本結果よりタングステン中のトリチウム蓄積量を推定する際には、イオン同時照射下での現象の理解が必要であることがわかった。今後は、重水素透過実験等を行い、同時照射により生じる表面改質層が重水素放出・拡散挙動に与える影響を定量的に評価する。
- 中性子照射損傷を模擬するため、高エネルギーイオン ビーム(H, He)により照射損傷を与えたオーステナ イト系ステンレス鋼、およびタングステンについて、 重水素プラズマ、あるいは重水素イオンビームにさら

して重水素を注入し、捕獲サイトの生成率(はじき出 し原子数に対する捕獲サイト数)を求めた.オーステ ナイト鋼では、HとHe照射(0.8 MeV)試料を比べる と、He照射の方が捕獲サイト生成率が1桁大きく(4.7 ×10⁻³)、照射イオン種が捕獲サイト生成に影響して いることが示唆された.また、タングステン(0.3 MeV -H予照射)の捕獲サイト生成率は1.4×10⁻²であった. また、この捕獲サイト生成率な仮定して、ITERの第 一壁のトリチウム蓄積量を求めると、照射損傷がない 場合に比べ、1桁以上増加することが示された.今後 は、照射量依存性や温度影響のデータを取得し、また 他の研究グループのデータも参照しながら、14 MeV 中性子照射損傷の影響をより精密に評価する.

- 3. 高密度プラズマと炭素材(重水素プラズマ),あるい はタングステン材(ヘリウムプラズマ)が相互作用し ている場合のダスト形成メカニズムを調べた.高密度 重水素プラズマにさらされた炭素材表面には球状のダ ストが形成され、ダスト内部の観察から表面反応によ り成長していることが明らかになった.また、タング ステン材をヘリウムプラズマで照射するとナノ繊維構 造が形成され、この構造はパルスレーザーによる過渡 的な熱負荷でタングステンダストに容易に変化するこ とがわかった.今後は、これらのダストの重水素リテ ンションについて調べる予定である.
- 4. JT-60Uにおける壁材料の損耗・再堆積、およびそれ に伴う重水素リテンションについて調べた. ダイバー タ領域では、外側ダイバータは損耗領域で、内側ダイ バータが再堆積領域である. タングステンの輸送もほ ぼ同様の傾向を示した.再堆積領域に主に水素同位体 は吸蔵されるが、その(H+D)/C比は0.05以下と他のト カマク装置に比べ非常に小さい.また,実験期間の最 後に行われる H 放電により,再堆積層中の D が効率よ く除去されている. さらに、粒子バランスより炉内の 重水素蓄積量を推定した.接触プラズマ条件では,壁 温度が80℃から300℃に上がると重水素蓄積量が、ほ ぼ変化のない状態から減少に転じた.一方,非接触プ ラズマでは,重水素蓄積量は壁温によらず上昇傾向を 示した. 今後は, JT-60Uの最終12ショットで外側ダイ バータより入射した¹³CH₄の堆積層中の重水素蓄積量 と, 粒子バランス法による蓄積量を比較して, 再堆積 層での重水素蓄積量の評価精度を高め、再堆積層形成

条件を明らかにする.

5. ステンレス鋼 (316LSS) に対し, グロー放電で重水素 を注入し, He, Ne, Ar によるグロー放電で重水素除 去効率を調べたところ, He が最も多くの重水素除去 が可能であった. また, He 放電後は壁に He が多く蓄 積されるため, さらに Ne や Ar 放電による He 除去が 必要である. 今後は, タングステン壁について同様の 研究を行い, ITER のタングステン壁中のトリチウム の有効な除去方法について研究を行う.

最終的には、これらの実験結果を基に、A02班のシミュ レーション研究と協力し、ITER や原型炉でのトリチウム 蓄積の評価、およびトリチウム除去法の検討を行う.

参考文献

- [1] N. Ohno et al., J. Nucl. Mater. 363-365, 1153 (2007).
- [2] M. Baldwin et al., J. Nucl. Mater. 390-391, 886 (2009).
- [3] M. Miyamoto et al., Nucl. Fusion 49, 065035 (2009).
- [4] V. Barabash et al., J. Nucl. Mater. 313-316, 42 (2003).
- [5] R. Doerner *et al.*, Nucl. Fusion **49**, 035002 (2009).
- [6] S. Rosanvallon et al., J. Nucl. Mater. 390-391, 57 (2009).
- [7] T. Shibahara et al., J. Nucl. Mater. 337-339, 654 (2005).
- [8] Y. Ueda et al., Nucl. Fusion 44, 62 (2004).
- [9] Y. Ueda et al., J. Nucl. Mater. 386-388, 725 (2009).
- [10] N. Yoshida et al., J. Nucl. Mater. 337-339, 946 (2005).
- [11] H. Iwakiri et al., J. Nucl. Mater. 307-311, 135 (2002).
- [12] M. Fukumoto et al., J. Nucl. Mater. 390-391, 572 (2009).
- [13] J. Roth et al., J. Nucl. Mater. 390-391, 1 (2009).
- [14] N. Ohno et al., J. Nucl. Mater. 390-391, 61 (2009).
- [15] N. Ohno et al., J. Nucl. Mater. 363-365, 1153 (2007).
- [16] S. Kajita et al., Nucl. Fusion 47, 1358 (2007).
- [17] Y. Gotoh et al., J. Nucl. Mater. 357, 138(2006).
- [18] T. Shibahara et al., J. Nucl. Mater. 357, 115(2006).
- [19] T. Tanabe et al., Suppl. Nucl. Fusion, to be published.
- [20] K. Masaki, T. Tanabe and Y. Hirohata, Nucl. Fusion 47, 1577(2007).
- [21] T. Tanabe *et al.*, Physica Scripta, *to be published*.
- [22] T. Tanabe, K. Sugiyama, T, Shibahara *et al.*, J. Nucl. Mater. **390-391**, 705(2009).
- [23] M. Yoshida et al., J. Nucl. Mater. 390-391, 635(2009).
- [24] W. Moller, J. Nucl. Mater. 162-164, 138 (1989).
- [25] Y. Ueda *et al.*, Nucl. Fusion 49, 065027 (2009).
- [26] T. Hino et al., Fusion Eng. Des. 72, 339(2005).
- [27] Y. Yamauchi et al., J. Nucl. Mater. 390-391, 1048(2009).
- [28] T. Hino et al., Vacuum 83, 493(2009).