



## 解説

# 核融合装置における水素同位体と炉壁材料との 共堆積および水素同位体リテンション JT-60U のタイル分析の経験から 一聴くと見るとでは大違い

田辺 哲朗

九州大学大学院総合理工学研究所

(原稿受付：2006年2月10日)

JT-60U のプラズマ・壁相互作用に関する原研-大学協力研究が平成14年度より始められ、JT-60U のプラズマ対向壁に関する知見が深まっている。JT-60U で観測される PMI (プラズマ・壁相互作用) の諸現象は必ずしも JET で見いだされている現象とは一致しない場合が多々あることがわかるようになってきた。本稿では、これまでに得られている JET 等の他の大型装置における水素同位体と炉壁材料との共堆積および水素同位体リテンション結果と、JT-60U におけるそれらと比較し、JT-60U では炭素の再堆積およびそれへの水素の蓄積が JET に比べてかなり小さくなっていることを紹介する。将来の核融合炉壁としての利用が危ぶまれている炭素材料について、両者の結果を比較しながら、炭素材をプラズマ対向壁としたプラズマ実験装置における水素同位体と炉壁材料との共堆積および水素同位体リテンションについて整理し、核融合炉におけるプラズマ対向壁の選択、特に炭素壁の可能性について議論する。

### Keywords:

plasma facing material, carbon, erosion, re-deposition, hydrogen retention, tritium inventory, hydrogen recycling, plasma wall interaction

## 1. はじめに

### 1.1 JT-60U のプラズマ対向壁の研究を鑑みて 一聴くと見るとでは大違い

日本原子力研究所 (現 日本原子力研究開発機構) では平成14年度より、JT-60U で利用され放射性的トリチウムおよび Be が含まれたプラズマ対向壁の炭素材タイルのハンドリングが可能な施設を建設し、広く大学等との共同研究に利用できるように整備されました[1, 2]。これにしたがって、JT-60U のプラズマ・壁相互作用に関する原研-大学協力研究がスタートされ、JT-60U のプラズマ対向壁に関する知見が深まっています[1-14]。筆者はこの研究を推進する一員として得られたデータを見るにつけて、JET で見いだされている種々の現象には、必ずしも JT-60U にはあてはまらない場合があり、百聞は一見にしかず、一やってみないとわからない—ということわざをかみしめています。

本稿では、まずこれまでに得られている JET 等の他の大型装置における水素同位体と炉壁材料との共堆積および水素同位体リテンション結果等を簡単に紹介し[15-26]、ついで JT-60U のプラズマ・壁相互作用 (PMI) に関する結果のうち、炭素の損耗・再堆積と水素 (トリチウム) の蓄積に関連する結果を紹介し、両者を比較しながら核融合装置における水素同位体と炉壁材料との共堆積および水素同位体リテンションについて整理し、また核融合炉におけるプラズマ対向壁の選択、特に炭素壁の可能性について議論したいと思います。

author's e-mail: tanabe@nucl.kyushu-u.ac.jp

### 1.2 核融合炉のプラズマ対向壁の選択

核融合炉のプラズマ対向壁に適切な材料は、現状では無いと言って過言ではありません[19]。材料の性質は人為的には変えられないので、トリチウムの蓄積が少ない、損耗が少ない、高い熱入力に耐える、熱衝撃に耐える、中性子照射損傷に強い、といったすべての条件を満足する理想的な材料はないということであり、材料の性質を知った上で、その限界以内の条件で最適な物を使用せざるを得ないのです。しかし、一方では、核融合プラズマが実現されているわけではありませんので、そのプラズマ対向壁がどのような熱負荷を受けるか、あるいは逆に壁材料がプラズマにどのような影響を与えるかは未知であり、現状の知識を外挿する他はありません[19]。

プラズマ対向壁に関する研究は、現在重要な転回点 (turning point) にあるように思われます。現在のトカマク装置で得られている PMI に関する実験結果を ITER に外挿・予測するわけですが、外挿のシナリオによって、研究の方向まで変えられてしまう可能性があります。具体的には、プラズマ対向材料の選択、炭素材なのか高 Z 材なのか、が迫られているのです。

最近では、核融合炉では炭素が使えないかのように揶揄する声が高まっています[20, 26]。炭素材は多量のトリチウムを蓄積し安全性に問題を与える、損耗が激しい、中性子照射損傷による性質劣化が著しいというのが主たる理由です。前二者は ITER でも問題とされ、現在の ITER のデザ

インでは炭素材の利用は、熱負荷が極めて高いダイバータターゲット部に限られています。原子番号の大きい高融点金属（高Z材）をプラズマ対向壁として利用する利点はこれら3つの黒鉛の弱点を克服できるからであり、トリチウムの蓄積が少ない、損耗が少ない、中性子照射損傷が少ないことを期待しているのです。しかし一方では高Z材では、炭素材の利点である、プラズマへの影響が少ない、融解しない、割れないといった特徴が失われてしまいます。現在のトカマク装置のほとんどは炭素材をプラズマ対向壁としており、大型装置では燃焼プラズマ条件をほぼ達成するようになっています。しかし一方では炭素材の欠点もよくわかるようになり、高Z材への期待が高まっているのです[26,27]（高Z材への期待が大きすぎるきらいもあります）。

## 2. プラズマ対向壁としての炭素材の特質

炭素材をプラズマ対向壁として使用している現在のトカマク装置では、炭素壁への水素の蓄積が長短両面に働いています。短所としては、炭素が水素により化学スパッタリングされることに起因するものです。炭素の水素イオンによる物理スパッタリング率は、水素が軽いため0.01程度と小さいのですが、炭素と水素は反応してメタンを生成するため化学スパッタリング現象が発生し0.4程度のスパッタリング率となるため、水素プラズマにさらされた炭素は大きく損耗します。化学スパッタリングには入射粒子のフラックス依存性があり、ITERのような $10^{22} \text{ m}^{-2} \text{ s}$ を超えるような高いフラックスでは損耗率が減少する傾向にありますが、フラックス依存性およびその機構については依然不明です[28]。高温の照射では照射誘起昇華と称される、損耗が発生します。高温になって炭素間の結合が緩み、スパッタされやすくなるのです。この照射誘起昇華は実際の装置では起こっているかどうかは定かではありません。

化学スパッタリングのみでも、核融合炉でプラズマにさらされた炭素壁は1年間に1m以上の厚さが損耗されるという評価すらあります[20,26]。また化学スパッタリングで発生した炭化水素はいったんプラズマに入った後、再び壁へ戻り、プラズマの薄いところあるいはプラズマ温度の低いところで再堆積します。その際、多量の水素を吸蔵します。再堆積がなくても炭素壁がプラズマにさらされ続けると、水素の蓄積量は増加していきます。条件によってはプラズマ放電中の水素の吸蔵が飽和に達し、少しでも温度が上昇すると、プラズマから見ると極めて多量の水素を放出し、プラズマの密度制御を難しくします。このため、通常のプラズマ放電は、壁が水素の吸蔵能力を十分持った状態（擬似的に壁が水素を排気することに相当するので壁排気（wall pumping）という状態）で行われます。

炭素が多量の水素を吸蔵する性質は、逆に長所として働くこともあります。即ち、炭素からあらかじめ水素を取り去っておけば、多量の水素を吸蔵（排気）し続けることができます。このため壁調整（コンディショニング）と称して、壁から酸素等の不純物の除去はもとより、水素の

除去を目指して様々な放電洗浄が試みられ、それぞれの装置で、経験に基づいた方法が確立されており、その方法に従って壁調整が行われています。ただし、長時間放電を続けると結局炭素壁は水素で飽和してしまうので、壁からのリサイクリング水素が増えプラズマの密度制御を難しくするようになるため、壁調整といわれる水素追い出し作業が必要です。Tore-Supraでは[29]、炭素の堆積がプラズマの当たらないしかも水で冷却された部分でおこるため、プラズマ放電のため導入された水素の約半分は再堆積層に蓄積され続けています。言い換えると、外部に排気される水素は、注入された水素の約半分程度だと報告されています。

トリチウムが使われると、炭素が多量の水素を蓄積することは炉内に多量のトリチウムの蓄積を招くことになり、トリチウム安全性の観点から大きな問題となります。特に再堆積する場所が、炭素が発生した場所ではなく、プラズマが薄いあるいはプラズマ温度が低い所のように、材料表面の温度が低い場所、プラズマに直接さらされないやや離れた場所、あるいは排気口周辺部であったとすると、その中には多量の水素も取り込まれるうえ、除去されることもないので、水素を多量に含んだ炭素堆積層が蓄積し続けます。そのような場所に形成された水素を含んだ炭素再堆積層は、放電による除去が不可能で、放電を重ねるごとにトリチウム蓄積量がどんどん増えていきます[24,25]。Fig.1には、ITERの放電回数に伴いトリチウムがどのように蓄積されていくかの予想図を引用しました[30]。最初のBrooks and Kirschner[31]の予想では、わずか数十回の放電でITER内のトリチウム許容蓄積量を超えてしまうことになり、炭素はプラズマ対向壁には使えないということになっていました。しかし、その後蓄積予想は徐々に低くなってきており、最新の評価では、炭素および炭化水素の再堆積の際の付着確率にもよりますが、1,000回程度の放電まで伸びているようです。このようにITERでは、安全性から要求される炉内トリチウムインベントリー1kg（実際には安全上から通常350gがめやすとされています）を容易に超えてしまうと予想されており、ITERで極力炭素壁を避けようとする一因となっているのです。

以上のような理解は、主として実際にトリチウムを導入

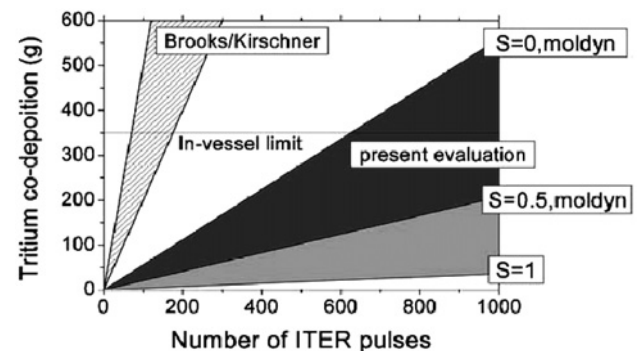


Fig. 1 ITERにおけるトリチウム蓄積予測。炭素の損耗/再堆積をモデル化し再堆積層にT/Cで約0.4程度のトリチウムが炭素再堆積層に蓄積されるとして計算されたもの。(Rothら[28]による。Brooks & Kirshnerは文献[31]による)

して行われた JET の DTE 1 実験で使われた炭素タイトルの再堆積・トリチウム蓄積の結果にもとづいていますので、次章では TFTR の結果も交えて JET の結果をやや詳しく紹介します [15-26]。続いて JT-60U の結果を JET の結果と比較しつつ紹介します。JT-60U では、JET に比べて水素の蓄積がかなり小さくなっています。これはプラズマ対向壁として使われている炭素の温度が高いことまたダイバータ構造が違うことなどによるためであることを説明し、ITER あるいは将来の炉での炭素壁利用について議論します。

### 3. 炭素不純物の損耗・輸送・堆積の理解

炭素に限らず、壁から発生した不純物の輸送は、ITER の研究の主テーマの一つです。現在のトカマク装置では、プラズマ対向壁の大半が炭素材料タイルまたは炭素膜で覆われています。そして Fig. 2 に示したように、炭素の損耗は主として、外側ダイバータ、内側真空壁であり、そこで発生した炭素が、内側ダイバータに運ばれてそこで再堆積あるいは、内側ダイバータから少し離れたプラズマの当たらない場所 (shadowed area) に再堆積するものとされています [32]。特に JET および TFTR の DT 放電実験により再堆積の分布とトリチウムの蓄積には非常に強い相関が認められ、炭素材の ITER での利用をためらわせることとなりました。

Fig. 3 に TFTR の DT 放電の際にバンパーリミタとして

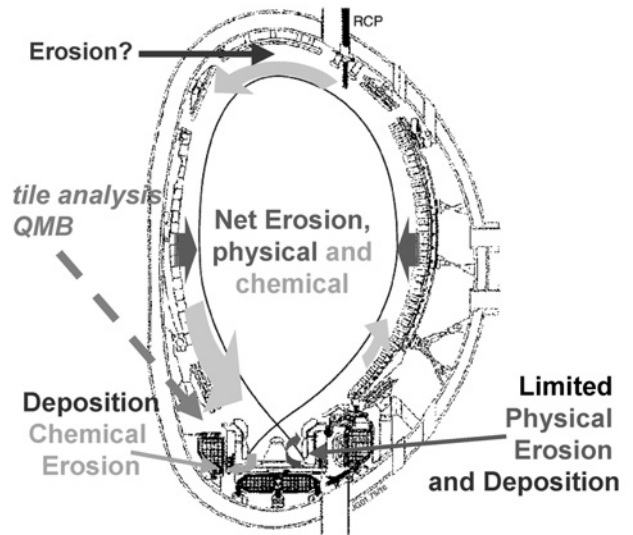


Fig. 2 トカマク装置内における炭素の損耗と周辺での輸送。外側ダイバータは損耗されており内側ダイバータは再堆積が起こっている。外側ダイバータの損耗量より内側ダイバータの堆積量の方が多いため、第1壁は損耗領域になっていると考えられている。外側ダイバータの損耗により発生した炭素不純物は、図では反時計方向の周辺プラズマの流れに沿って内側ダイバータに運ばれていると考えられているが、ドーム領域を通る経路もありうると考えられている。最近の研究により、炭素は一気に長距離を輸送されるのではなく、損耗再堆積を繰り返しながら輸送されていることがわかってきた。

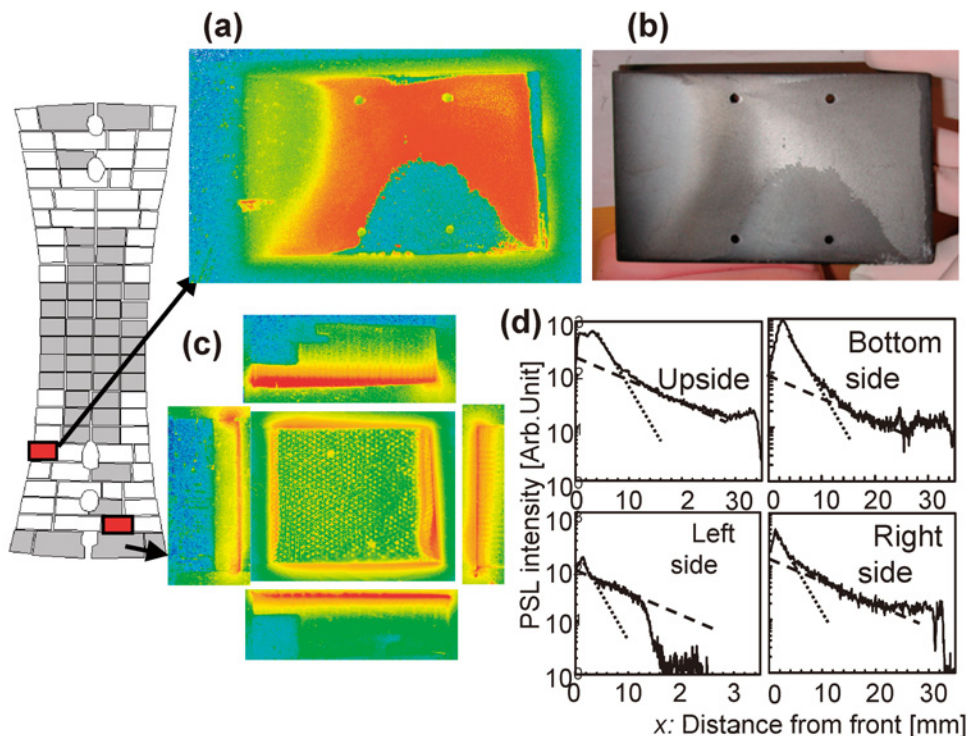


Fig. 3 TFTR のバンパーリミタとして使用された黒鉛タイル上のトリチウム蓄積分布 (a)堆積領域にあったタイルのトリチウム分布、(b) その写真、(c)損耗領域にあったタイルのトリチウム分布、(d)そのタイルの側面のトリチウム線分布。(a)の堆積領域のタイル上で再堆積のはがれ落ちた場所ではトリチウムがほとんど検出されておらず、トリチウムが再堆積層に含まれていたことがわかる。また再堆積層中のトリチウム濃度はかなり均一であることも強度の分布からわかる。(c)の損耗領域にあったタイルのプラズマに面した表面ではトリチウム濃度が少ないが、側面では多量のトリチウムが存在している。トリチウム存在量は炭素堆積量にほぼ比例しており、表面で損耗された炭素が側面に再堆積していることを示している。またその側面での分布は、炭素の堆積がイオン化されたのち、磁場による歳差運動で侵入堆積した表面近傍数 mm までのものと、中性粒子に起因するとと思われる側面深くまで侵入するものにわけることができる。(Tanabe ら [17] による)

利用された炭素タイルで、堆積領域にあったタイル表面のトリチウム分布を写真とともに示しました[17]。写真と比較するとよくわかるように、炭素再堆積膜がはげ落ちたところでは、トリチウムがほとんど存在しておらず、トリチウムが炭素再堆積膜中に蓄積されていることがわかります。またトリチウムの濃度は、再堆積膜中ではほぼ均一になっていることも、トリチウムの分布からわかります。しかし炭素不純物の輸送とトリチウム蓄積の詳細は未だ解明されたとはいえ、JET, JT-60U その他の装置で研究が続けられています。問題は、(1)炭素の損耗（損耗される場所とその速度）、(2)炭素不純物の輸送、炭素の再堆積（再堆積する場所とその速度）、(3)再堆積層へのトリチウムの蓄積（共堆積）、(4)再堆積層の剥離、あるいはトリチウムを含んだダストの発生であります。さらに(5)蓄積されたトリチウムを如何にして除去するかも極めて重要な問題となっています。

最近の研究によれば炭素の輸送は、Fig.2のように長距離を一気に動くわけではなく、スパッタされ、プラズマに入ってイオン化されると磁場による歳差運動により回転するため、スパッタされた場所のすぐ近くに戻って再堆積するものと思われます（これは Prompt redeposition とよばれています[33]）。この現象を繰り返すことによって、結果的に炭素が長距離を動くものとされているのです。これによれば炭素タイルとタイルの間にも炭素の染み込みが可能になります。実際 TFTR でバンパーリミタとしての役割をもつ、内側の第一壁に使われたタイルの側面にはトリチウムを多量に含んだ再堆積が見られ、その侵入距離から、ちょうど上記のメカニズムで炭素がタイルの隙間に浸透していることが Fig.3 からよくわかります。プラズマに面しない場所への再堆積は極めて重要であり、後に炭素のトロイダルおよびポロイダルの輸送を含めて詳しく議論します。

#### 4. JET におけるトリチウムの蓄積

Fig.4(a)は、JET の本格的 DT 放電実験 (DTE1 実験) で使用されたダイバータタイルへのトリチウムの蓄積の測定結果です[24,25]。図中の数字は、実際にその場所で検出されたトリチウムを MBq/cm<sup>2</sup>単位で示しています。非常に多量のトリチウムが、プラズマが直接には当たらない部分に蓄積されているのがわかります。特にクライオポンプ保護のために設置されたルーバー部、あるいは垂直ダイバータタイル (IN3) の下側面、水平ダイバータタイル (BN4) のプラズマから影になった部分でのトリチウムが多いことが Fig.4(b)(c)のトリチウム分布からわかります[18]。このように直接プラズマにさらされる場所でないにもかかわらず炭素の再堆積が多く、しかもトリチウムの大半がこの領域の再堆積層に蓄積されていたこととなります。これが ITER におけるトリチウム蓄積予想の基礎となっており、ITER において炭素材をプラズマ対向材として利用することをためらわせている主たる原因でもあります。

一方プラズマに直接面したJETダイバータタイル上の再堆積やトリチウムの蓄積は、トロイダル方向、ポロイダル

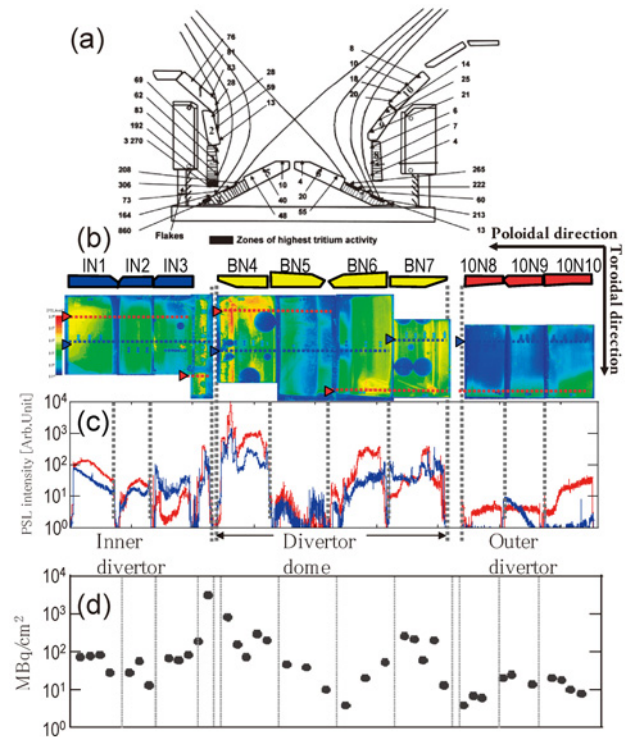


Fig. 4 (a)JETのDT放電を行った(DTE1 実験)Mark-IIAダイバータタイルへのトリチウム蓄積測定結果 (Penzhornら[24]による)、(b)そこで使われたタイル上へのトリチウム分布 (赤 (青)がトリチウム蓄積量の多い (少ない)ところ)、(c)表面蓄積トリチウムのポロイダル分布、(d)タイルの全体の深さに含まれたトリチウムの分布。表面トリチウムはポロイダル方向にもトロイダル方向にも不均一であり、特に水平位置両側ダイバータBN4およびBN7のプラズマの当たらない位置でのトリチウム蓄積量が多いことがわかる。(d)の値は(a)のダイバータの図中に数字として与えられている。(c)と(d)との比較によりトリチウムのほとんどは表面の炭素再堆積層に存在していることが確認される。(Tanabeら[18]による)

方向共に極めて不均一であることが Fig.5 に示したトリチウム分布からわかります[16]。JET ではダイバータタイルのポロイダル、トロイダル両方向共にタイルの端が直接プラズマにさらされないよう、隣のタイルの影になるように隣り合うタイルの間で段差がつけられています (Fig.5(c)参照)。トロイダル方向のトリチウム不均一分布はこれに対応しており、隣のタイル影部になるところでは炭素の再堆積が多く、したがってトリチウム蓄積量が多くなっています。逆にプラズマが強く当たる側では損耗が強くなるため炭素の再堆積は少なく、したがってトリチウム量も少なくなります。トリチウム分布計測では表面に存在するトリチウムしか検出できませんが、タイルの深さ全体のトリチウムを測定する燃焼法の結果 Fig.4(d)とよく一致していることから、トリチウムのほとんどが表面の炭素再堆積膜中にあることがわかります。

一方ポロイダル方向ではプラズマに直接さらされない部分でのトリチウムの蓄積が極めて多くなっています。特に、先に述べた排気ポート方向への炭素の輸送再堆積とそれへのトリチウム蓄積が顕著です[3,15]。プラズマにさらされているダイバータ表面で化学スパッタリングにより発生した炭素および炭化水素 (ラジカル) がプラズマの影部

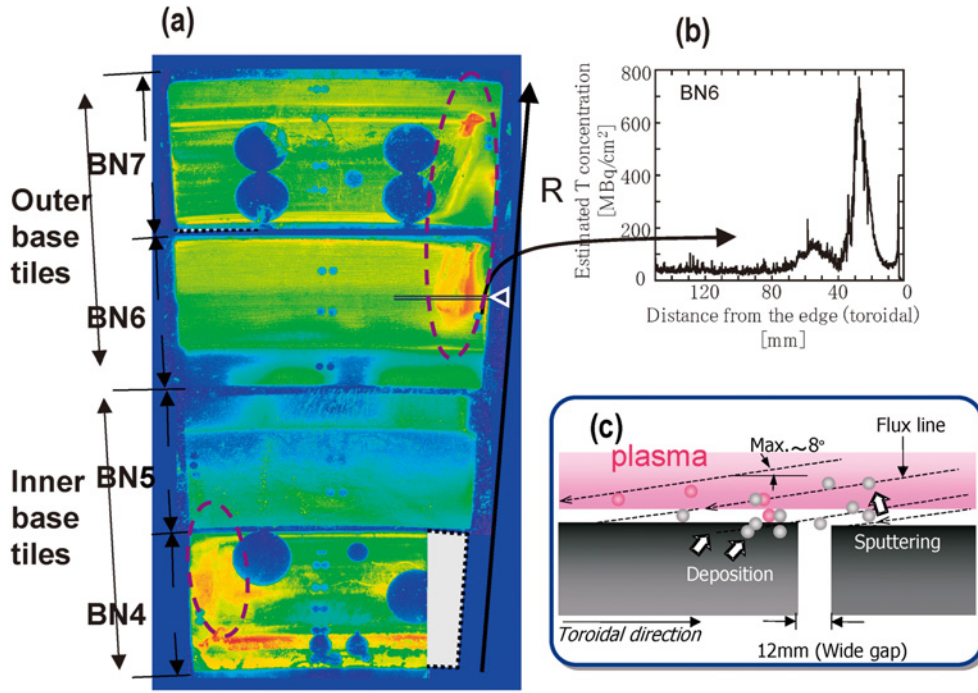


Fig. 5 (a) Mark-IIA ダイバータの水平位置タイル上のトリチウム分布の詳細, (b)トリチウムのトロイダル方向のプロファイル, (c)トロイダル方向の隣り合うダイバータタイル間の関係。(Sugiyama ら[16]による)

に運ばれ、そこでトリチウムを包含する形で堆積し炭素再堆積膜を形成するものと解釈されています。

後に詳しく述べますが、磁力線との関係から prompt redeposition は炭素の発地点より内側に起こる傾向があり、これがダイバータの幾何学構造との兼ね合いで、再堆積を左右することがわかってきました。Fig. 5(a)は DTE 1 で使われた、Mark-IIA ダイバータの結果で、トリチウム蓄積量から炭素の再堆積量が多いこともわかりますが、最近のガスボックスダイバータでは再堆積は随分小さくなっていることが明らかになっています[34]。スクレイブオフ層あるいはプラズマ影部での炭化水素の輸送は極めて重要な研究課題の一つです。

### 5. JT-60における PMI 研究の結果

日本原子力研究所（現 日本原子力研究開発機構）では平成14年度より、JT-60U で利用され放射性のトリチウムおよび Be が含まれたプラズマ対向壁のハンドリングが可能な施設を建設し、広く大学等との共同研究に利用できるように整備されました。これにしたがい、原研-大学協力研究がスタートされ、最近 JT-60U のプラズマ対向壁に関する知見が深められています[1-14]。これまでに得られている結果のうち炭素の損耗・再堆積と水素(トリチウム)の蓄積に関連する結果は以下のようにまとめることができます。また Table 1[35]には JET で得られている結果と比較しました。

(1) JT-60U 内で D-D 反応により生成された 1 MeV のトリチウム (T) の約半分は軌道損失およびリップル損失機構によりプラズマ対向壁の表面から 1 μm 以上の深さに打ち込まれ蓄積されています。そしてそれらの分布は第 1 壁水平位置、内外のダイバータ、およびバップル板そしてダイ

Table 1 JET MkIIA ダイバータと JT-60U W 型ダイバータとの比較。(Tanabe[35]による)

	JET MkIIA ダイバータ	JT-60U W 型ダイバータ
内側ダイバータでの炭素堆積速度	5 g/h 6.5 × 10 <sup>20</sup> atoms/s	2.3 g/h 3 × 10 <sup>20</sup> atoms/s
外側ダイバータでの炭素タイル損耗速度	2.3 nm/s	0.7 nm/s
再堆積層の水素濃度 (D/C または (H+D)/C)	0.4 - 0.1	< 0.05
プラズマに面している場所での特に堆積の多い所	内側ダイバータの排気口周辺およびクライオポンプ入口のルーバー部	ダイバータ底部
集められた炭素ダスト量	1 kg	7 g
ダイバータ排気口の位置	水平方向内側	底部
トロイダル方向のタイルとタイル間段差	数 mm の段差	段差が出ないように研磨
ダイバータ構造の温度	水冷構造のためタイル温度は 500 K 以下	真空壁温度の 600 K よりやや高い温度

バータドーム部に多く蓄積されているのです[3-5]。したがって JT-60U のトリチウム分布は ITER 等の燃料として導入されるトリチウムの挙動を反映せず、むしろ高エネルギー粒子の挙動研究に利用できます[3-6, 18]。もちろんプラズマによって熱化されるトリチウムがあり、それらはプラズマ対向壁表面にいったんは蓄積されるものの、引き続き多量の重水素の入射により置き換えられてしまうため、プラズマに面するタイル表面近傍にはトリチウムは存在しないのです。Fig. 6 に JT-60U の内側ダイバータ部のタイルのトロイダル方向の軽水素、重水素蓄積分布、トリチウム

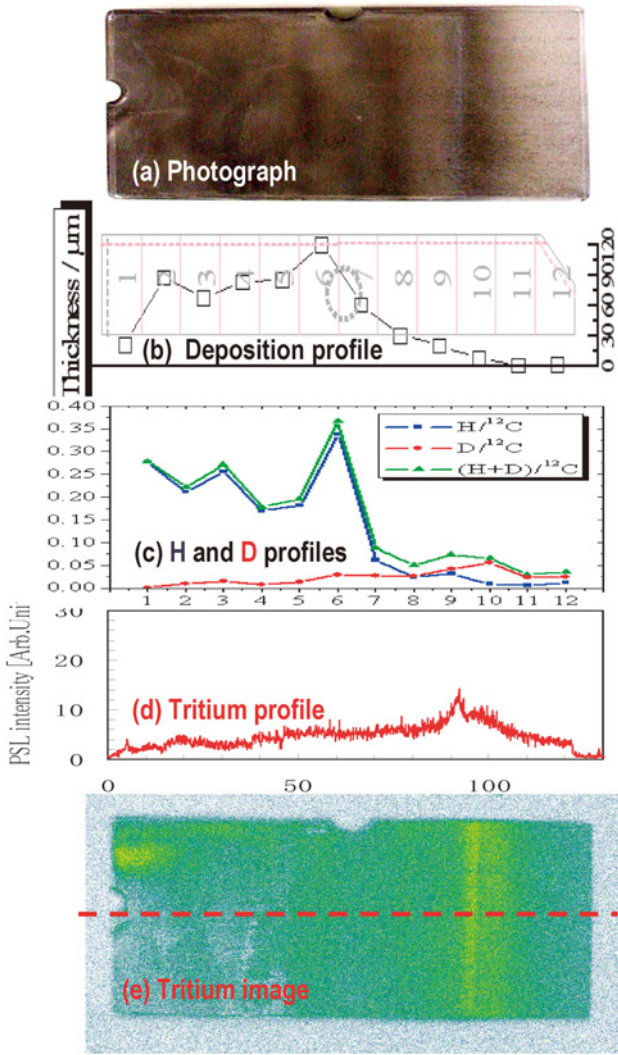


Fig. 6 JT-60Uの内側ダイバータタイルのうち最も排気口に近い位置のタイル(a)写真, (b)再堆積層のポロイダル方向の厚さ分布, (c)軽水素, 重水素のポロイダル方向の蓄積分布(任意単位), (d)トリチウムのポロイダル方向蓄積分布, (e)トリチウムの面分布, ((d)は波線部の線分布). (Oyaら[9]および Sugiyamaら[15]による)

表面蓄積分布, および再堆積層の厚さのポロイダル分布を示しますが, 重水素と軽水素を合わせると炭素再堆積層とほぼ同じ分布をしているのに対し, トリチウムは, むしろ再堆積層のないところに蓄積していることがよくわかります[36]. また再堆積層を取り去るとトリチウムが検出されるようになります. この結果は, よく考えてみれば, あるいはわかってみれば当たり前ののですが, 研究を始めるまでは, JT-60Uのトリチウムは水素や重水素と同じように振る舞うと考えておりましたので, 最初再堆積層にトリチウムがないことは本当に意外でした.

(2) 一方 D(H)の大半は炭素再堆積層に蓄積されており, その水素濃度は (H+D)/Cの原子比で 0.03程度となっております. この水素濃度は JETやTFTRで報告されている 1.0~0.4に比べて極めて小さくなっています[6, 8-12]. 水素濃度は 1.0~0.4程度になっているものと信じさせられていましたからこれも意外でした. これは JT-60Uが通常 300℃で運転されており, かつダイバータは強制冷却され

ていないため, タイル表面の温度がさらに上昇しているからです.

(3) Fig. 7にダイバータのポロイダル方向の再堆積・損耗分布を示します. 外側ダイバータは損耗(最大損耗深さ約 70 μm)され, 内側ダイバータ部では再堆積(最大 230 μm程度)が見られています[7, 36]. これは JETや他のトカマク装置で見られているのと同様でした. 他の装置でも同様ですが, ダイバータ領域では, 外側ダイバータで損耗された炭素量よりもかなり多量の炭素が内側ダイバータで再堆積しています. 1997年から2002年にわたる JT-60Uダイバータ全体での炭素の損耗と再堆積のマスバランスは次のようになっています[36]. 即ち, 内側ダイバータでは 0.55 kgの炭素が再堆積していましたが, そのうち約60%はダイバータ領域の損耗によるものでしたので, 残り約40%はその他の部分即ち第一壁のどこかということになります. いずれにしろ, この 0.55 kgは JETのダストだけでも 1 kg (Table 1参照)が集められているのに比べると非常に少なくなっています.

(4) Fig. 6(a)の写真からもわかりますように, JT-60Uでは再堆積や損耗の分布はトロイダル方向にかなり均一でした. Fig. 3に見られる JETの不均一さに比べるとこの結果も意外でした. JT-60Uのダイバータは隣り合うタイル間に段差が出ないように配置されており, さらに設置されたあと内部で段差がでないように研磨されています. これによりトロイダル方向のいわゆるエッジ効果が極めて少なく, 炭素の損耗が押さえられていることも損耗/再堆積が少ない原因の一つだと思われます.

(5) JT-60Uでは, 真空容器中ダイバータ付近はもとより, 排気ダクト等の低温, 遠隔部でもダストの回収はわずかで再堆積もほとんど見られませんでした (Table 1参照) [12, 35]. JETでは真空容器中ダイバータ近傍で約 250 g(全体で 1 kg)ものダストやデブリが回収されていたので, これも意外な結果でした. 実際に JT-60Uの内部に入り込んで, ダスト収集を試みましたが, 内部にはダストは少なく, JETやTFTRからイメージしていたのに比べ非常にきれいでした. これも 300℃運転と関係がありそうで, JT-60Uで形成されている H+D/Cが低い再堆積層の構造は黒鉛に近く, H/Cが 0.4程度のいわゆる非晶質炭素膜とは異なり, 基板にしっかり付着しており, はがれてダストになることが少ないようです.

(6) JT-60Uでは水素の壁飽和が見られています[37]. Fig. 8に JT-60Uで壁飽和が起こる際の水素リサイクリングのモデルを示します. ここでは, ダイバータ領域でのダイナミックな水素蓄積と, 第一壁領域のスタティックな水素蓄積を区別しています. ダイバータ領域でのダイナミックな水素蓄積は 1回の放電中に飽和に達しています. スタティックな水素蓄積は 1回の放電では飽和しませんが, ショットを重ねるにつれ飽和に近づき, ある程度放電回数を重ねると飽和してしまいます. これも極めて重要な結果です. Fig. 1では水素の蓄積はショット数に比例して増加することになっていますが, 水素の壁飽和が起こることは, その仮定が正しくないことを意味します. もし水素の

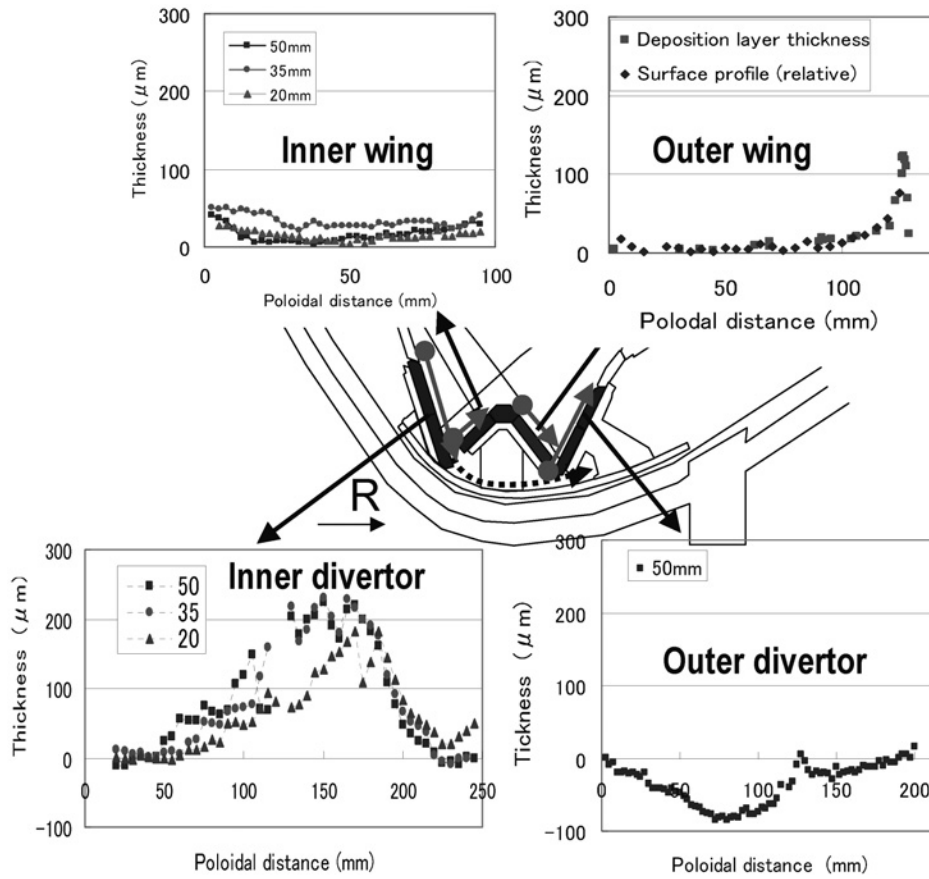


Fig. 7 JT-60U ポロイダル方向損耗・再堆積分布. いくつかの異なるトロイダル位置 (50 mm, 35 mm, 20 mm) での分布の比較からわかるように、トロイダル方向の損耗/再堆積は、JET に比べるとはるかに一様であることがわかる。(Gotoh ら [36] による)

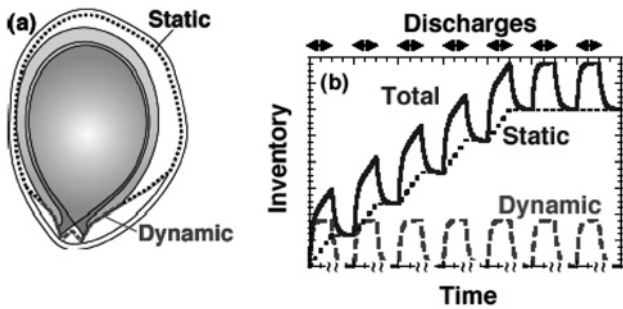


Fig. 8 水素のリサイクリングと壁飽和のモデル. 1回の放電で飽和するダイバータ領域のダイナミックな水素蓄積と放電を重ねることによって飽和する第一壁領域のスタティックな水素蓄積をわけている。(Takenaga ら [37] による)

蓄積がプラズマに面していない領域での炭素再堆積層内への共堆積であれば、その再堆積層はプラズマにさらされることはありませんから、水素蓄積は放電回数と共に増加していきます。これは先にも述べましたがTore-Supraで見られています[29]。そこでは、供給する水素の約半分が常に壁のどこかへ排気されていることがわかっています。JT-60Uで壁飽和が起こることは、即ちプラズマに面しない所での炭素による水素の排気が少ない、即ち炭素の再堆積が少ない、ということの現れであります。

以上のようにJT-60U中における炭素および水素の輸送

・堆積(蓄積)挙動はJETと比べるとかなり異なったものになっています。両者の差の原因として考えられる主なものは、作られるプラズマの差を別にすると、

- (a) ダイバータ構造の違いおよびダイバータ部の排気方法の違い
- (b) ダイバータタイル表面温度の違い (JETでは全体が270℃程度でダイバータは水冷, JT-60Uでは全体が300℃でダイバータは水冷されていない)
- (c) プラズマ対向壁の設置方法の違い(JT-60Uでは隣り合うタイルの間に段差が無いように精度良く削られているが、JETでは一枚のタイルが大きく、隣り合うタイルに段差がある)

等があげられます。

今後はこれらを念頭に、さらなるPMIの研究とデータの集積が必要であると思われまます。

## 6. ITERのPFMへの炭素材の適用性について

ITERのプラズマ対向壁として、第一壁はベリリウム、ダイバータのターゲット部はCFC、ドーム部ではタングステンの使用が予定されています。トリチウムの蓄積が多いので炭素は使いたくないのですが、ダイバータの足の当たる部分での熱負荷に対してタングステンを使用することには不安がありますので、現状では炭素材のCFCという選択になっています。しかし、炭素材の使用はトリチウムの蓄

積を増やすので避けたいという意見[26]と、逆に筆者のように Be や W といった金属の融解への不安から炭素を使った方がよいのではという意見[35]まで様々です。また将来の炉で Be (低融点) は使えない、炭素は中性子照射損傷によって使えないといった議論もあります。

JT-60U の結果では、プラズマに面したタイル上への再堆積層へのトリチウム蓄積が現在の評価の 1/10 以下になっています。また壁での水素蓄積は飽和する傾向にありますので、Fig. 1 のような放電回数に比例したトリチウムの蓄積にはなりません。問題はプラズマに面しない部分での炭素の再堆積とそれへのトリチウムの取り込みが抑えられるかどうかにかかっています。JT-60U ではプラズマに面しない部分での炭素の再堆積も少なく、したがってダスト等の発生も少なくなっています。このような結果を ITER に延長すれば (放電中のプラズマ対向壁温度が少なくとも 300°C 程度以上でなければならぬという制約はありますが)、トリチウムの蓄積に関連する問題はあまり気にしなくてもよくなります。

現状ではプラズマのディスラプションが避けがたく、また巨大 ELM の熱負荷、熱衝撃は非常に大きいので、プラズマ実験に制約を課さないためには、割れないかつ溶けない CFC 炭素材が最も信頼性が高いこととなります[35]。しかし炭素の損耗の問題は残っています[26]。JET であれ JT-60U であれ、炭素の損耗は化学スパッタリングによるものであり、これの発生を押さえることは不可能です。しかし本稿で述べたように、化学スパッタリングにより発生した炭素不純物の大半はいったんその近傍に再堆積し、さらにそこが損耗領域であれば再損耗、再付着を繰り返しながら輸送されるものと思われる[33]、ダイバータスウィングを使うなど、損耗・再堆積をコントロールできれば、単純な化学スパッタリングの外挿よりもはるかに低く抑えることができる可能性も残されています。さらにダイバータの構造によっても、再堆積を減らせる可能性が出ています。最近の JET の Gas-box ダイバータ実験によれば、上に述べた DTE 1 で使用された MkIIA ダイバータに比べ、プラズマに面しない部分での再堆積がかなり押さえられることが報告されています[34]。また損耗された炭素が、再イオン化され歳差運動することにより内側方向へ輸送されることから、JT-60U の排気構造、即ち、JET の内側水平方向への排気に比べて、W 型ダイバータの内側、外側底部への排気が再堆積を押さえているものと思われます[35, 36]。

以上のように JT-60U の結果は、少なくとも ITER では炭素材をプラズマ対向壁に使うという選択があり得ることを示唆しています。ただし繰り返しになりますが、プラズマに面しない部分での炭素再堆積およびそれへのトリチウムの取り込みについては、さらなる研究が必要です。

## 7. まとめと今後の課題

大型装置におけるプラズマ対向壁としての炭素材に関する理解は非常に進んだ、とはいうものの、特に炭素の輸送と再堆積に関しては、まだ不明な点が多く残されています。ここで述べてきたように、最近の JT-60U の結果によ

りダイバータの構造、炭素材の温度、プラズマ対向壁の配置 (特にトロイダル方向の段差をなくす) を制御すれば炭素の損耗・再堆積を減じることが出来る可能性が見えてきました。とはいうものの大型装置における実験は、例えばダイバータ構造を変えるなど、簡単にアイデアを試せるようなものではなく、大がかりな準備とお金が必要です。一方では、将来の炉で炭素材が使われないのであれば、これ以上炭素の研究は不必要であるから、高 Z 材の実験にシフトすべきであるという議論もあり得ます。実際 JET では第一壁はベリリウム、ダイバータはすべてタングステンにすることを目指して改造計画が進められています。まさに最初に述べたようにプラズマ対向壁の研究は転回点にあるのです。

炭素材は本当に核融合炉で使えないのでしょうか? JT-60U の研究で明らかになったことは、核融合炉が熱源として原子炉のように 500°C 程度で運転されるのであれば、トリチウムの蓄積はあまり問題にならないと思われることです。もちろん多量のトリチウム蓄積は安全性の観点から避けるべきでしょうが、むしろ、局所的な損耗、と中性子照射損傷 (特に炭素材とヒートシンクとして使用される炭素との接合部) が問題になると考えられます。

炭素材の局所的な損耗は、炭化水素を使ったその場修復が可能であるので、残された問題は中性子照射損傷です。核融合炉では高温ガス炉に比べ、はるかに高いフルエンスの中性子照射を受けますが、プラズマ対向壁の温度を、1,000°C 程度にしてしまえば、(中性子照射のデータはないが、イオン照射のデータから類推すると) その損傷が著しく軽減されると期待されます[35]。ITER ではトリチウムの懸念から炭素材を除こうとしていますが、核融合実験炉あるいは核融合炉のプラズマ対向壁としての炭素材の可能性をなくしてしまうのは、早計にすぎるとは思いませんか。

特に高 Z 材への期待が大きすぎるのも気になります。高 Z 材がプラズマに混入すれば放射損失でプラズマがつぶれる可能性があることは否定できません。また特にタングステンの熱衝撃あるいは融解に対しての不安はぬぐいきれません。ITER の現状のシナリオ (decision) とは異なりますが、ITER の、特に最初の DD フェーズでは、信頼に足る炭素材でスタートさせ、安定したプラズマ実験ができるようになってから、高 Z 材を試験するのが、現状での最良のプラズマ対向壁選択のシナリオだと筆者は信じています[35]。

核融合炉におけるプラズマ対向壁の変更は、プラズマ自身の性質を変えてしまいます。巨大 ELM やディスラプション制御ができていない上、高温プラズマでのタングステンの使用経験がない現状では、ITER はプラズマ実験に制約を課することなく研究できるようにすべきと考えます。また壁の選択と PMI は ITER や実験炉の成立性をも左右しかねない問題です。本稿が核融合コミュニティー全体、とりわけプラズマ研究者にも、広い議論を喚起するきっかけになれば幸いです。



## 謝辞

本研究は大学-原研協力研究として進められている JT-60U におけるプラズマ・壁相互作用研究に負うところが大きく、同研究の研究協力者各位に厚く御礼申し上げます。特に廣畑（北大）、大矢（東大）の両先生の寄与は大きく、ご協力に感謝いたします。また宮様、正木様始め原子力研究開発機構那珂研究所トカマク本体機器システム開発グループの皆さまには大変お世話になっています。紙面をお借りして御礼申し上げます。本研究の一部は科研費（基礎研究(A)：17206092）の援助を受けました。

## 参考文献

紙面の都合で、十分な参考文献リストにはなっていないことをお詫びします。ここに掲げた論文中の引用文献、あるいは ITER 関連のドキュメント、最近の PSI, ICFRM, ISFNT, SOFT などの国際会議のプロシーディング等を参考にさせていただきをお願いします。

- [1] N. Miya, T. Tanabe, M. Nisikawa *et al.*, J. Nucl. Mater. **329-333**, 74 (2004).
- [2] 正木 圭, 杉山一慶, 田辺哲朗 他: Trans. At. Energy Soc. Japan, **2** (2), 130 (2003).
- [3] K. Sugiyama, K. Miyasaka, T. Tanabe *et al.*, J. Nucl. Mater. **313-316**, 507 (2003).
- [4] K. Sugiyama, T. Tanabe, K. Miyasaka *et al.*, Physica Scripta **T103**, 56 (2002).
- [5] K. Masaki, K. Sugiyama, T. Tanabe *et al.*, J. Nucl. Mater. **313-316**, 514 (2003).
- [6] Y. Hirohata, Y. Oya, H. Yoshida *et al.*, Physica Scripta **T103**, 15 (2003).
- [7] Y. Gotoh, J. Yagyu, K. Kizu *et al.*, J. Nucl. Mater. **313-316**, 370 (2003).
- [8] Y. Oya, Y. Morimoto, M. Oyaidzu *et al.*, Physica Scripta **T108**, 57 (2004).
- [9] Y. Oya, Y. Hirohata, T. Shibahara *et al.*, Fusion Eng. Des. **75-79**, 945 (2005).
- [10] Y. Hirohata, Y. Oya, H. Yoshida *et al.*, J. Nucl. Mater. **329-333**, 785 (2004).
- [11] Y. Hirohata, T. Shibahara, T. Tanabe *et al.*, J. Nucl. Mater. **337-339**, 609 (2005).
- [12] J. Sharpe, P. W. Humrickhouse, C.H. Skinner *et al.*, J. Nucl. Mater. **337-339**, 1000 (2005).
- [13] Y. Hirohata, T. Shibahara, T. Tanabe *et al.*, Fusion Sci. Technol. **48**, 557 (2005).
- [14] T. Hayashi, K. Ochiai, K. Masaki *et al.*, J. Nucl. Mater. **349**, 6 (2006).
- [15] T. Tanabe, N. Bekris, P. Coad *et al.*, J. Nucl. Mater. **313-316**, 478 (2003).
- [16] K. Sugiyama, T. Tanabe, N. Bekris *et al.*, Fusion Sci. Technol. **48**, 573 (2005).
- [17] T. Tanabe, K. Sugiyama, C. H. Skinner *et al.*, Fusion Sci. Technol. **48**, 577 (2005).
- [18] T. Tanabe, K. Sugiyama, C. H. Skinner *et al.*, J. Nucl. Mater. **345**, 89 (2005).
- [19] 田辺哲朗: プラズマ・核融合学会誌 **74**, 423 (1998).
- [20] G. Federichi *et al.*, Nucl. Fusion **41**, 1967 (2001).
- [21] G.F. Matthews, J. Nucl. Mater. **337-339**, 1 (2005).
- [22] P. Coad, J. Nucl. Mater. **313-316**, 419 (2003).
- [23] P. Coad, J. Coad, J. Nucl. Marer. **290-293**, 224 (2001).
- [24] R.-D. Penzhorn, J.P.Coad, N. Bekris *et al.*, Fusion Eng. Des. **56-57**, 105 (2001).
- [25] R.-D. Penzhorn, N. Bekris, U. Berndt *et al.*, J. Nucl. Mater. **288**, 170 (2001).
- [26] C.H. Skinner and G. Federici, Physica Scripta **73**, 1 (2006).
- [27] T. Tanabe, M. Akiba, Y. Ueda *et al.*, Fusion Eng. Des. **39-40**, 75 (1998).
- [28] J. Roth, A. Kirschner, W. Bohmeyer *et al.*, J. Nucl. Mater. **337-339**, 970 (2005).
- [29] C. Grisola and The Tore Supra team, J. Nucl. Mater. **266-269**, 146 (1999).
- [30] J. Roth, R. Press, W. Bohmeyer *et al.*, Nucl. Fusion **44**, 21 (2004).
- [31] J.N. Brooks, A. Kirschner, D.G. Whyte *et al.*, J. Nucl. Mater. **313-316**, 424 (2003).
- [32] J. Pamela *et al.*, Nucl. Fusion, **45**, 63 (2005).
- [33] K. Ohya, R. Kawakami, T. Tanabe *et al.*, J. Nucl. Mater. **290-293**, 303 (2001).
- [34] P. Coad, Nucl. Fusion *in press*
- [35] T. Tanabe, Fusion Eng. Des. **81**, 139 (2006).
- [36] Y. Gotoh, T. Tanabe, Y. Ishimoto *et al.*, J. Nucl. Mater. *to be published*.
- [37] H. Takenaga, T. Nakano, N. Asakura *et al.*, J. Nucl. Fusion **46**, 39 (2006).



た な べ て つ お  
田 辺 哲 朗

所属：九州大学大学院総合理工学研究院。  
研究分野：エネルギー材料ならなんでも。  
プロフィール：文句たれ、へそ曲がりのせ  
いか、なるべく人のやらないこと、自分で

面白そうと思うことを、やっている。その実、いつも周りに  
助けてくれる人達がいる、その人達のおかげでわがままを  
やっているだけのようである。時代小説を、というより単純  
明快なチャンバラ（時代劇チャンネルも）大好き人間のため  
か、「この紋所が目に入らぬか」と私が言うと、皆が「はー  
はー」といってなんでも言うことを聞いてくれたり、「変身」  
といっている日突然違った仕事を華麗にかつかつこよくやっ  
てのける自分を夢見ているが、世の中そんなに甘くはない。  
尺八を（ほらではなく）吹く迷手であることを知る人は少ない。