

OVERVIEW (1)

核融合装置におけるプラズマ壁相互作用の諸問題

宮 原 昭・壁 谷 善三郎

名古屋大学プラズマ研究所 〒 464 名古屋市千種区不老町

(1980 年 11 月 5 日受理)

Plasma Wall Interactions of Fusion Devices

Akira Miyahara and Zensaburo Kabeya

Institute of Plasma Physics, Nagoya University, Nagoya, Japan.

(Received November 5, 1980)

Plasma wall interaction is a very important problem for fusion devices especially for magnetically confined plasmas, because the discharge time is about ten to more than a thousand times of the particle confinement time.

Particles incident to the wall consist of ions and neutral particles. Their flux densities and energy distributions are studied by surface diagnostics and plasma edge modellings. Sputtering and recycling are at the moment the two main processes for wall plasma interaction. The former introduces impurity contamination and enhances radiation loss, while the latter mainly relates to the refuelling problem. Erosion due to plasma wall interaction is the last problem to be solved to realize fusion reactor.

概 要

核融合装置とくに磁場閉じこめ型の装置においては、放電時間が粒子の閉じこめ時間の 10 乃至は 1,000 倍以上となることが予想されるので、プラズマ・壁相互作用は極めて重要な問題となる。壁に入射してくる粒子にはイオンと中性粒子の二種類があるが、入射エネルギーや入射粒子束については測定とモデルの検討が行われて段々と様子があきらかになって来た。スパッタリングとリサイクリングは現在の問題であるが、前者はプラズマの汚染による放射損失の増大をもたらす、後者は燃料粒子の補給に関係する。プラズマ・壁相互作用による壁の損耗は将来の炉工学の最重要課題の一つである。

1. 核融合炉の成立条件

第一世代の核融合炉は ${}^2\text{D} + {}^3\text{T} = {}^4\text{He} + {}^1_0\text{n}$, ${}^3\text{Li} + {}^1_0\text{n} = {}^3\text{T} + {}^4\text{He}$ の二つの核反応を基本としており、この意味で初期装荷を別として三重水素をリチウムから生成して燃料としてもちいることを考えている。このような核融合炉が成立するための条件はローソンによって与え

られた⁽¹⁾。それによると燃料イオンである重水素・三重水素の温度が 10 keV (約 1 億度)、密度と閉じこめ時間の積が 10^{20} sec/m^3 の条件をみたす必要がある。このような高温プラズマの閉じこめ方式には磁場の壁をもちいてプラズマが荷電粒子の集合体であることを利用するものとプラズマの慣性を利用して極く短時間に核融合反応を起させる方式とがある。前者はトカマク型装置⁽²⁾で代表され、 $n=10^{20}/\text{m}^3$, $\tau \approx 1 \text{ sec}$ のくみあわせをとり、後者は $n \approx 10^{28} \sim 10^{32}/\text{m}^3$, $\tau \approx 1 \sim 10 \text{ nsec}$ を考え、レーザー⁽³⁾や軽⁽⁴⁾または重イオンビーム⁽⁵⁾をドライバーとして直径数 mm の重水素・三重水素を封入したペレットを照射して核融合反応を起すことを考えている。

磁場による閉じこめ方式においては、閉じこめ時間は 1 sec 程度であるが、炉の燃焼時間はそれに比べて極めて長く、将来の可能性としては定常炉を指向している。(このことは現世代の装置においても同様の事情で閉じこめ時間が 10 m sec 程度に対し 500 msec 位の放電の持続時間である。最近ではドイツ連邦共和国ガルヒン研究所の ASDEX というトカマク型装置で 3 sec の放電時間がえられている⁽⁶⁾)。しかも密度が $10^{20}/\text{m}^3$ 程

度で運転されるので燃焼率は 10% 以下で、殆どの燃料イオンは燃えないままで壁面にあたり、吸着、脱離を繰返し低エネルギー中性粒子として再びプラズマ中に戻るか、排気される事（リサイクリング）が考えられる。このように放電時間にくらべて閉じこめ時間がいちじるしく短かいことから、磁気閉じこめの装置においてはプラズマと壁との相互作用が本質的な役割を果す。

慣性閉じこめ型核融合炉においては閉じこめ時間と燃焼時間がほぼひとしく、1~10 nsec を考えており、本質的にパルス炉である。この場合は燃焼率も 50% と高く、磁場とじこめのようにプラズマと壁の相互作用は炉の燃焼において基本的な役割は果さない。しかし核融合反応の結果生ずる 14 MeV の中性子は壁を通過して外界にとり出されそこで熱エネルギーに変換されるから、この意味では炉壁表面のもつ意義は大きいけれど、この点は慣性核融合による中性子負荷は 10 nsec 程度と短かいパルス負荷であり、トカマク型では数 1,000 sec の準定常負荷であることをのぞけばどちらの場合も同様である。

表面状態が直接に核融合炉心プラズマに影響を与えることは慣性核融合ではないと考えられる。この意味で以下の記述には磁場閉じこめ核融合装置を中心に話をすすめる。

2. プラズマ・壁相互作用

高温プラズマが核融合反応をおこす状態で磁場中に閉じこめられているとき、壁には反応生成物である 14.06 MeV の中性子、3.52 MeV の α 粒子、プラズマから放射される制動放射やシンクロトロン放射、さらには閉じこめをはずれた燃料イオンなどが壁をたたくことになる。1965 年ごろまでの代表的な高温プラズマ発生装置であるテータピンチ⁽⁷⁾においては一度壁にふれたプラズマは不純物をたくさん放出するので、放射損失からいっても高温プラズマの対象になりえないという考えが一般的であった。したがって閉じこめ時間と放電時間はひとしいという概念にしたがっていたのである。それが 1968 年ごろから炉心プラズマの生成装置として極めて有望視されはじめたトカマク型装置⁽⁸⁾がリミターという常にプラズマ中に挿入されている部分を持ち、さらに前述したように閉じこめ時間の 1,000 倍にもおよぶ放電時間をもつ運転を行い、しかもえられたプラズマパラメーターとしてはテータピンチにまさるともおとらぬ結果をえたことは、従来の考え方をくつがえすと共にプラズマと壁表面の相互作用が極めて重要な問題であることをはっきりさせた。

この観点で一番はじめに問題となったのは壁材料の

Erosion であった。1967 年ごろからすすめられたトカマクを基盤とする核融合炉の概念設計が英国カラム研究所の Carruthers 等⁽⁹⁾によってすすめられると共に炉の寿命の検討が行われ、特にもっとも苛酷な条件下におかれると考えられるプラズマに直面する壁（これを第一壁とよんでいる。）の寿命の評価が行われた。この当時は各種の索過程のデータがとぼしく、むしろこれが契機となってその後の水素イオンによるスパッタリング率の測定などが開始されるようになったのであるが Mo や Nb などの第一壁候補材に対する 14.06 MeV による中性子、3.52 MeV α -粒子、10 keV~14.06 keV の重水素イオンによるスパッタリング率の推定から壁の厚みとして最低どの程度が必要かということなどの議論が行われた。この時期にもっともセンセーショナルな話題を提供したのはアメリカのアルゴンヌ国立研究所の Kaminsky 等による He イオンによるブリストリングの研究である。1972 年のグルノーブルにおける核融合技術シンポジウムは始めてドイツ連邦共和国ガルヒン研究所の Behrisch 等⁽¹⁰⁾によってプラズマと壁との相互作用が論じられた点でも注目にあたいするが、この前後に Kaminsky⁽¹¹⁾ はブリストーに由来する剝離現象の電子顕微鏡写真をひっさげて各国をまわり、このままでは核融合炉が実現することは出来ないと言いつまわった。その後この問題は第一壁に入射してくる α 粒子のエネルギー分布が 500 keV 前後をピークとして広い分布をもつので、単一エネルギーの場合のように明確なブリストリングは出来ないことと、炉の場合における第一壁の動作温度は 600°C 前後と高温であるためブリストーが移動しやすいことなどの点から致命的ではないということになっており、それを裏づける二・三の実験も行われた⁽¹²⁾。しかしながら表面状態が変化してくることは確実でこれが如何なる効果をもたらしてくるかということを経験的に予測することは、困難であろう。

これにつづく 1973 年は 14.06 MeV の中性子による第一壁材料のスパッタリング率の論争で我々の記憶に新しい。中性子による壁材料のスパッタリング率が大いといこれによるプラズマ中の不純物の増大ははげしく、放射損失によってプラズマ温度は低下し、炉は成立しなくなる。そればかりでなく第一壁の損傷も大きい。中性子はダイバーダなどの磁場配位の工夫によってもどうすることも出来ぬので、これこそ核融合炉が成立しないことになる。理論的には中性子は電磁的な相互作用をもたぬので 10^{-3} ~ 10^{-4} atoms/n と予想される⁽¹³⁾。実測値をめぐって、またしてもアルゴンヌ国立研の Kaminsky 等と、ガルヒンのグループが論争を行った。ガルヒンのグループの値⁽¹⁴⁾ 2×10^{-4} atoms/n (14 MeV n $\rightarrow$ Au) とアルゴン

ヌのグループの値⁽¹⁵⁾ $(8.7 \pm 3.0) \times 10^{-3} \text{ atoms/n (14 MeV n} \rightarrow \text{Nb)}$ とのちがいは Darmstadt で照射してフォルクスワーゲンでガルヒンにはこんだのとリバーモアのローレンス研究所で照射して飛行機で空輸したもののちがいで、当時とりざたされたけれど、1976年に発表した論文において Kaminsky⁽¹⁶⁾ から大きなスパッタ値は表面の処理状態によったもので、スパッタリング率としては 1,200°C アニール、電解研磨 Nb 材では $2 \sim 5 \times 10^{-4} \text{ atoms/n}$ 以下であるという報告が出て一段落している。

このようにプラズマ壁相互作用の問題は何度も核融合炉を不成立の瀬戸際に追いこんだが、この中でもっとも深刻で且現在もその解決に苦慮している問題の提案が 1974 年に行われた。

1974 年の 1 月 12 日には先づアメリカのアルゴンヌ国立研究所でプラズマ・表面の相互作用の国際会議が行われ、そこでガルヒン研究所の Vernickel 等による水素イオンのスパッタリングにもとづく不純物の混入率が、閉じこめ時間程度で炉のエネルギーバランスの成立をあまりくする臨界量に達することを発表⁽¹⁷⁾した。この研究自身極めて重要な研究であったにもかかわらず、この場所ではあまり注目されなかったのはこの当時の会議の出席者が材料よりの人が多かったせいであったかも知れない。そしてそれから 2 週間後に始まったカラム研究所における IAEA 主催の Engineering Problems of Fusion Technology の Work Shop においてこの問題は徹底的にとりあげられ論議⁽¹⁸⁾された。実際この会議の当初の目的は核融合炉の技術的問題を一般的にとりあげることであったが第一目の冒頭から不純物問題の議論がとりあげられ、ここではプラズマの専門家も多く参加していたこともあってたちまち議論が沸騰した。アルゴンヌでの議論が放射損失による臨界量であったものがここではさらにプラズマ中における不純物イオンの輸送とむすびつけられ不安定性をおこしてプラズマ柱がつぶれてしまうという議論が行われた。その対策となるべきガスブランケットの概念もダイバータも未だ実験されていない当時としてはトカマクの燃焼時間を制限する不純物問題は致命的とみられたのである。一応以下にその論拠をたどってみよう。

プラズマ中の不純物イオンの密度を n_i とするとその時間的变化は次のようになる。

$$\frac{dn_i}{dt} = \alpha_P \frac{n_P}{\tau_P} - \frac{n_i}{\tau_i} + \alpha_i \frac{n_i}{\tau_i} = \alpha_P \frac{n_P}{\tau_P} - (1 - \alpha_i) \frac{n_i}{\tau_i}$$

ここで n_P , τ_P は水素同位体イオンの密度および閉じこめ時間であり、 n_i , τ_i は不純物イオンの密度および閉じこめ時間、 α_i は不純物イオンによる自己スパッタ率である。みとおしのよい結果にみちびくために $\alpha_i \approx 1$,

$n_i/n_P \ll 1$, $\tau_P/\tau_i \ll 1$ とすると

$$\frac{dn_i}{dt} = \alpha_P \frac{n_P}{\tau_P} \text{ となり, 不純物の混入率 } \frac{n_i}{n_P} = \alpha_P \frac{t}{\tau_P} \text{ となる。}$$

すなわち $t \sim \tau_P$ の時間で $\frac{n_i}{n_P}$ の値はほぼ α_P となり、

しかもスパッタリング率 α_P の値が核融合炉の動作温度に近い 1~10 keV の間で最大値をとることがこの問題の重要な点であった。たとえば重水素に対するステンレス材料のスパッタリング率は $10^{-2} \text{ atoms/ion}$ であり、 $t \sim \tau_P$ で 1% の混入率となることが予想される。しかもその当時行われたソ連クルチャトフ研究所の T-4 トカマクの実験結果は不純物がプラズマ柱の中心にあつまる傾向を示し、この問題の重要性に拍車をかけた。その後の研究は大きくわけて次の二つにわかれる。一つはプラズマ面からの改良で不純物が中心にあつまらぬようにするにはどうしたらよいか、またプラズマ柱の端に近いところの温度が低ければスパッタリングは当然小さくなるがそれにはどうしたらよいか、という検討であり、他の一つの方向は表面研究からの方向で混入しても放射損失の少い低 Z 材は何か、という方向とそもそもプラズマ粒子が壁でリサイクルするとき何がどのようにおこるかという表面と粒子の相互作用そのものの研究である。そしてこれらの両方ともの研究の促進が核融合炉の実現には必須であることが、アメリカプリンストン研究所の PLT 装置によって示された⁽¹⁹⁾。これによると中性粒子ビームをもちいて数 keV の重水素プラズマを実現しようとした時に、タングステンのリミター材をもちいていたときはどうしても放射損失が大きくて高温がえられなかったのが、カーボンをもちいたリミターをもちいたところ 5.5 keV までの高温がえられたことであった。プラズマの分布などについて未だ問題点は多いけれど、何よりも壁材料の選択がプラズマパラメータに決定的な影響を与えることを示したこの実験は画期的であった。

この時と前後して表面材料研究者の活動は極めて活発になる。まず不純物混入の重要プロセスであるスパッタリング率の測定が次々と行われ Fig. 1~3 に示すようにデータを蓄積した。低エネルギー端におけるデータは特に大切であるがこれも最近 Kaufman Ion Source⁽²⁰⁾ をもちいて測られている。これらのデータを総合的にまとめる作業がプラズマ研企画情報センターで行われ、データ集⁽²¹⁾と共に経験式を与えた⁽²²⁾。これによると軽イオンによるスパッタ率についてはよく一致するが重イオンによる非線型効果があるとの経験式では記述されないことがわかり、問題の所在をはっきりさせた点極めて有意義である。

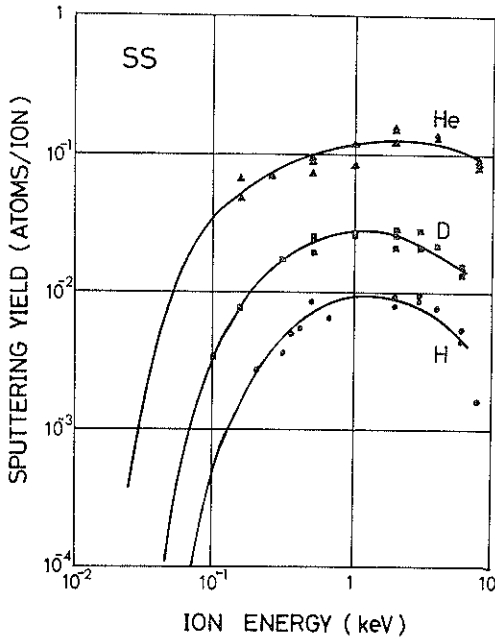


Fig. 1. Energy dependence of the sputtering yield of SS (SS 316, SS 304) with H, D and ^4He .

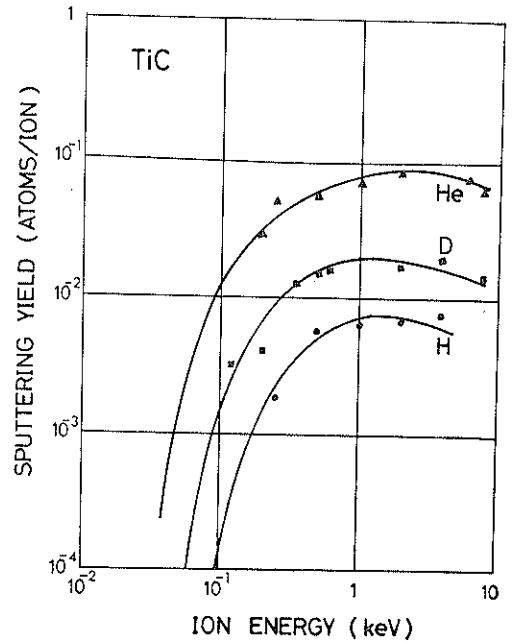


Fig. 3. Energy dependence of the sputtering yield of TiC with H, D and ^4He .

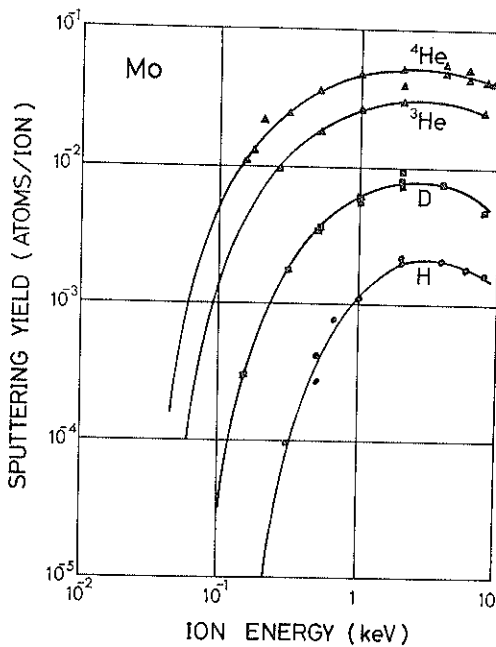


Fig. 2. Energy dependence of the sputtering yield of Mo with H, D, ^3He and ^4He .

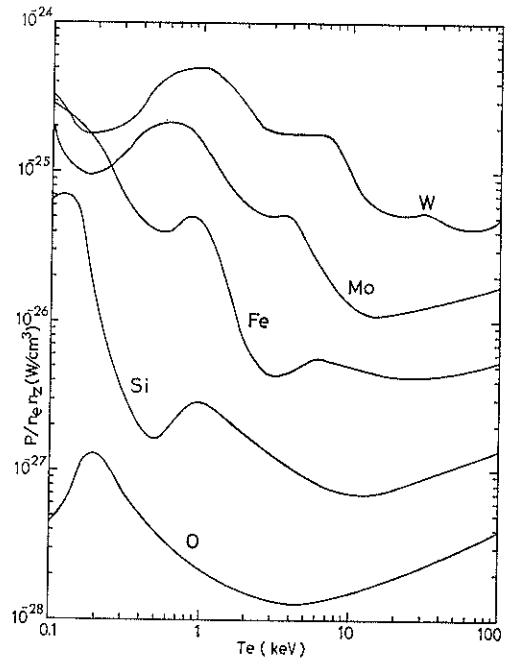


Fig. 4. Comparison of total radiated power for variety of impurities showing the increase with z .

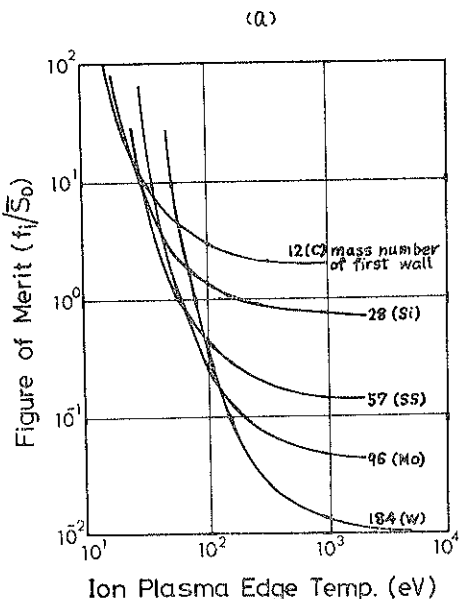


Fig. 5. (a) Figure of merit versus T_i . Mass number of the first wall is parameter.

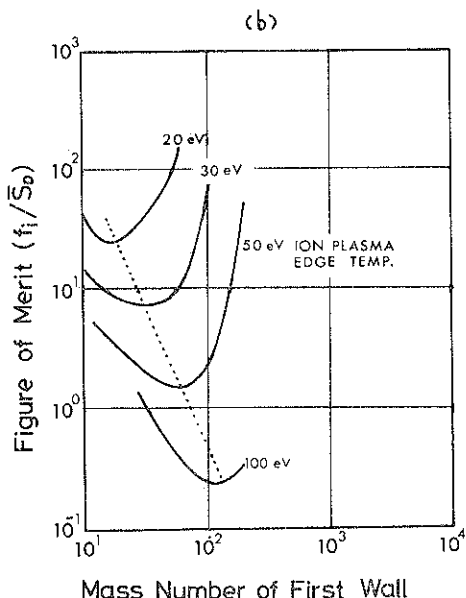


Fig. 5. (b) Figure of merit versus M_2 . T_i is parameter.

不純物の混入による放射損失が壁やリミター材料の原子番号によることは PLT の実験で示されたが、このことは Fig. 4⁽³²⁾ の各原子からの線放射および制動放射の強度と温度の関係からもあきらかであろう。これをもちいて、Bohdansky⁽²³⁾ によって壁材料の figure of merit が、核燃焼を持続しうる最大の不純物含有量とスパ

ッタリング率との比として定義され、その大きさのプラズマ端温度との関係が Fig. 5 (a), (b) の如くに示された。これからもわかるごとくプラズマの端温度が低いときは Mo のようになりにくい金属でも核融合炉は成立するが、端温度の高いプラズマにおいては炭素のような低 Z 材料でなくては放射損失が大きくて核融合炉は成立しない。このようなことから低 Z 材被覆の技術の研究がはじまった。現在鋭意研究されているものには C や SiC, TiC, TiB₂ などの複合材をモリブデンや黒鉛の上に CVD (Chemical Vapour Deposition) や PVD (Physical Vapour Deposition) の方法で接合することをこころみて、その熱衝撃に対する耐性や、水素イオンや水素原子との反応による化学スパッタリングの影響を検討している。しかしながら被覆材は厚みとしてあまり厚くはつけることが出来ぬので、核融合炉を考えたときにどのようにするかは今後の課題として残るであろう。

このように不純物の混入の問題が注目をあびてそれに対応する壁材料の開発に大きな努力がはられつつあったとき、もう一つの別の観点からの壁材料への要求がでてきた。これは燃料イオンのリサイクリングの問題であり、具体的にはプリストンの TFTR (Tokamak Fusion Test Reactor) 装置にトリチウムを導入する際に極めて判っきりして来た問題である。現在のトカマクプラズマの放電は PLT にみられるように壁に Ti のフラッシュを行って壁から酸素や炭素が放出してくるのを防ぐと共に、水素イオンが壁を叩くと殆どそのまま壁に吸着されるようにし、それに基づく密度の減少をガスバフなどによる補給にたよっている。このようにして壁からの軽不純物の放出をおさえ低 Z 材の併用と共に高温のトカマクプラズマの生成に成功した。しかしながらこのような方式では burning を目的とした炉の場合、壁の燃料リテンションのため初期インベントリが増加して、重水素・三重水素の放電には不適当である。W. Bauer によれば壁のリテンションとして Table 1 の値が与えられている⁽²⁴⁾。

我々のところの実験結果によれば Ti の吸着は入射エネルギーが 100 eV 程度においてもかなりの量となるので、すくなくとも従来のように壁に Ti のフラッシュをして放電を行う方式はとれない。それでは何を壁材料とすることが大きな問題となってくる。表からすれば比較的低 Z 材である Nickel を基盤とする Inconel などが考えられるがこれは高温において後述の水素透過の問題がある。しかし現在の世代の核融合装置においては壁温は低いので Inconel をもちいた装置が多く考えられている。リテンションの問題は壁の吸着にもとづくので、広義にこの問題をとらえるにはリサイクリング

Table 1 Room temperature hydrogen isotope retention in candidate materials.

Material	Implanting species	Retention (10^{15} atom/cm ²)	Tritium inventory in TFTR (Ci)
gold plated stainless steel	300 eV H ⁺	< 1	< 60
nickel	300 eV H ⁺	~ 1	~ 60
polished stainless steel	1,000 eV D ⁺	1-10	60-600
molybdenum	20 keV D ⁺	~ 10	~ 600
oxidized stainless steel	300 eV H ⁺	20-50	1,200-3,000
BeO/Be	1,000 eV D ⁺	~ 100	~ 6×10^3
POCO grade graphite	1,000 eV D ₂ ⁺	~ 300	~ 1.8×10^4
titanium	20 keV H ⁺	>1,000	> 6×10^4

Table 2 Roughness factors of samples.

	C	Va	S (cm ²)	S _G (cm ²)	Roughness factor
sample tube	67	4.23	28.6	19	1.5
pyrolytic carbon (nontreatment)		412	2,770	6.4	433
pyrolytic carbon (mechanical polishing)		40	269	2.0	134
pyrolytic carbon (deuteron irradiation)		44	296	1.0	296
SiC (nontreatment)	59	6.99	47	1.0	47
SiC (deuteron irradiation)	58	7.14	48	1.0	48
molybdenum	59	0.15	17.2	10.4	1.65

C: the constant in the BET equation.

Va: the amount of adsorption in 10^4 cc STP.

S: the observed surface area.

S_G: the geometrical surface area.

の検討が必要となる。我々がこの問題を論ずるときには材料表面における気体の吸着や脱離の断面積を測定する必要があるが、この場合に有効な材料の表面積の評価が必要である。即ち理想的鏡面に近い状態から段々ずれて来たときのリサイクリング乃至はリテンションの値の検討が重要であろう。実際核融合装置においてトリチウムを導入するのは軽水素や重水素の放電が $10^4 \sim 10^5$ 回おこなわれたあとであろう。このような場合の Surface roughness がどのようにになっているか、このような場合の Recycling 乃至は Retention がどのようになるかを的確に評価することは極めて緊急であるにもかかわらず世界的にはデータがない。これは Surface roughness に対する認識が浅かったためで、これに対応して山科氏によって開発されたクセノン吸着の方法⁽²⁵⁾と、鉢田氏によるイオン・スパッタリングによる評価法の提案がある。実際にはこの二つの方法の併用による放電回数 $\rightarrow$ Roughness の変化 $\rightarrow$ Retention の変化をデータとする必要がある。Table 2 に示すように山科氏の測定結果などからの予想によれば変化は Mo では少く Graphite においては大きいであろう。SiC などの Coating 材で

はどうなるであろうか。このような研究にはビームによるシュミレーション照射を行うと共に出来る限りの装置をもちいて実機照射テストを行う必要がある。プラズマ研の JIPP-T-II, IEA 国際協力の TEXTOR の利用は緊要である。

表面の Modification はトリチウムの立場からいえばインベントリーの変化ということになるが、この現象は実効 Sputtering yield の変化や、表面との化学反応にも大きい影響をおよぼすものと考えられる。

3. 放電洗浄

核融合装置をもちいて高温プラズマをうるためにはプラズマ・壁相互作用に伴ういろいろの問題点を解決していかななくてはならぬのは勿論であるが、そのもう一つ前の段階として放電洗浄の問題がある。これはトカマク放電においては放電の開始時にはプラズマの平衡がなく、したがって壁に付着している酸素や炭素などの軽不純物を取りこんでしまい、その結果充分長い放電時間をもつプラズマ電流を流すことができないことなどから次第に明らかにされた問題である。

容器の真空度をよくするためにとられるもっとも普通の方法は壁を 300°C 以上に加熱して、吸着している水を追い出し、表面の放出ガス率である q 値をさげることである。実際 10^{-10} torr 程度の真空度をうるためには金属ガスケットをもちいて加熱した系で実現されたのであるが、実はこのような表面でも壁材料の表面は酸素でおおわれていた。このことは ISS をもちいた赤石氏の SS 304 表面の観測⁽²⁶⁾からもあきらかである。このような表面にプラズマ粒子が入射するとその衝撃で表面の酸素原子は外にはじき出されたり、あるいは充分低温の水素の放電では水の分子を形成する。はじき出して酸素を除去するためには稀ガスイオンをもちいる場合も多く、とくに加速器の分野ではアルゴンイオンのように衝撃効果の大きいガスをもちいた放電洗浄を行うのが普通である⁽²⁷⁾。

一方において水素および水素同位体で放電を行うのが常態である核融合装置においては水素原子と酸素原子の反応によって水を生ずることをたくみに利用して有効に表面に吸着されている酸素をとりさることに成功した。この考え方は従来加熱による脱ガスが、水などの吸着が表面の現象であるにも拘らず装置全体を加熱しなくてはならぬという矛盾を解決し、さらには加熱によっても除去できない表面酸化物その他の不純物をとりのぞきうる点画期的な方向である。

このようなことは核融合研究の初期のころから、本番の実験を行うまえに現行の放電洗浄的な放電を一・二回経験的な処方箋にしたがって行っていたことに端を発している。トカマクの研究がさかんになるにしたがって長い放電時間と高い電子温度をうるために洗浄放電の過程が必要であることがよりはっきりして来て、本格放電の前に数千回にもおよぶ清浄化のための放電を行うことが常となった。このような放電洗浄の現象をある程度ははっきりさせたのは R. J. Taylor^{(28), (29)} であり、彼の処方箋に従う清浄化放電を Taylor 放電とよんでいる。トカマク装置の壁表面から酸素不純物を除去するには、酸素と水素を化合させて水を生成し、その水を出来るだけ速くプラズマ容器の外にとり出すようにすればよいというのが Taylor の指導方針である。そのためには、電子温度の高い放電を行うと壁に入射するイオンのエネルギーが高くなり（エネルギーはシース電位でできまり、シース電位は電子温度の 3 倍となる）。したがって表面のスパッタリングの結果表面は活性化されて水分子の再吸着が多くなり、水分子の易動度がわるくなる。このような事情は表面の炭素と反応した結果生成されるメタンについては影響は少く、そのためにも酸素不純物の方が表面から取り去りにくい。このことも不純物定量を酸素や炭素

のスペクトルを線強度から測定していたテータピンチの時代から明らかで、水分子は容器内でリサイクルし、炭化水素はプラズマ容器から外に除去されやすいことがわかっていて、したがって容器壁を 100°C 以上にあたためておくことは、水分子の再吸着の点からいっても有効である。

一方において表面からの酸素の除去を考えると、二つの現象がおこっていることに注意をすべきであろう。一つは今までのべたような水素の放電による水分子の生成によるものであるが、もう一間はバルクの内部と連絡している要素であって、これは固体内の拡散係数と関連している。放電清浄によって表面の酸素を取り去る能率などを議論するときには拡散による寄与を含めないが、実際に実験を行うときには放電清浄時にはじめ壁を加熱して拡散係数を大きくし、のちに壁を常温にもどして運転するなどの操作を周期的にくりかえすことにより、低い表面不純物濃度と低い放出ガス率との両方をうる事が出来る。一般的に残留ガス分析器などの測定によっても水分子のピークがベーキングに依存しているならばベーキングが必要となり、放電洗浄によって水分子の放出が促進されるならば放電洗浄が必要となるのは当然で、実際にはベーキングによって水分子を充分放出させても表面の酸素がとれていないことはすでにのべたところで⁽²⁶⁾、このために放電洗浄が必要となってくるのである。実際の装置においては、100°C 程度のベーキングを行いながら同時に放電洗浄を行うことで両方の目的を達している。

放電洗浄は現在のトカマク装置においては弱いトカマク放電を行うことにより目的を達しているが、さらに大型の装置に対しては工夫をする必要がある。このために電極を挿入してのグロー放電を行わしめること⁽³⁰⁾や電子共鳴加熱をもちいて⁽³¹⁾ 目的を達することが試みられている。放電洗浄の技術はさらに従来化学薬品などで行われていた材料等の表面酸化物の除去にも応用され、気体による閉回路による洗浄によってより清浄な表面の実現と環境問題の解決をはかる方向にもすすめられている。

4. 結 語

核融合装置におけるプラズマと壁との相互作用は現在の問題であると同時に核融合炉の段階においても重大な問題である。それは一つには壁の Erosion として寿命にかかわるであろう。おそらく将来の核融合炉の段階においては炉壁はプラズマからの照射をうける部分とブランケットとの境界としての部分とに分離することになろうがそれにしても炉心プラズマ中に Erosion の結果混

入した炉壁材などの不純物を如何にして自己浄化するかなど難問が山積み状態である。しかしながらこれらの問題は現在の装置におけるプラズマ・壁相互作用の研究と並行して、炉の概念設計による問題点の明確化をはかりつつ解決していくものであろう。

一方において核融合装置におけるプラズマ・壁相互作用の研究は最重要の課題として極めて強力にすすめられている。そのためには国内外の表面関係研究者の協力をおおいでいるのが現状であるが、このような体制は派生する副産物——ある場合には副産物どころでない結果をもたらすこともあるが——の収穫にはもってこいの状況といえる。核融合炉の開発は人類がはじめて経験する長期開発研究であるだけに、このようなことも充分考慮にいれながらすすめるべきであろう。

文 献

- (1) J. D. Lawson: Proc. Roy. Soc. London, **70** (1957) 6.
- (2) 吉川庄一, 飯吉厚夫: 核融合入門, 共立出版, p. 44.
- (3) 山中千代衛: 原子力学会誌, **21** (1979) 538.
- (4) 杉浦賢, 丹生慶四郎: 核融合, 共立出版, p. 115.
- (5) 川崎温, 宮原昭: 物理学会誌, **33** (1978) 990.
- (6) F. Wesner et al.: Proc. of 11th Fusion Technology, Oxford, UK (1980) to be published.
- (7) F. F. Chen: Introduction to Plasma Physics, Plenum Press, New York, 1974, p. 304.
- (8) L. A. Artsimovich et al.: Proc. IAEA Conf. Novosibirsk, Vol. 1, 1968, p. 17.
- (9) R. Carruthers et al.: CLM-R 85, 1967.
- (10) R. Behrisch and H. Vernickel: Proc. 7th Symposium on Fusion Technology, Grenoble, 1972, p. 27.
- (11) M. Kaminsky: Proc. 7th Symposium on Fusion Technology, Grenoble, 1972, p. 41.
- (12) R. Behrisch et al.: Proc. 9th Symposium on Fusion Technology, Garmisch-Partenkirchen, 1976, p. 531.
- (13) P. Sigmund: Phys. Rev. **184** (1969) 383.
- (14) R. Behrisch et al.: J. Nucl. Mat. **53** (1974) 183.
- (15) M. Kaminsky et al.: Phys. Rev. Lett. **32** (1974) 599.
- (16) M. Kaminsky and S. K. Das: J. Nucl. Mat. **60** (1976) 111.
- (17) D. Duchs et al.: J. Nucl. Mat. **53** (1974) 102.
- (18) Fusion Reactor Design Problems: Proc. IAEA workshop, Culham, U. K., Special Supplement, 1974.
- (19) K. Bol et al.: Proc. IAEA Conf. Innsbruck, Vol. 1, 1978, p. 11.
- (20) R. S. Robinson and H. R. Kaufman: AIAA J. **15** (1977) 702.
- (21) N. Matsunami et al.: IPP-J-AM-14, 1980, p. 232.
- (22) N. Matsunami et al.: Radiation Effects Letters **57** (1980) 15.
- (23) J. Bohdansky et al.: Proc. 10th Symposium on Fusion Technology, Padova, 1978, p. 801.
- (24) W. Bauer: J. Nucl. Mat. **76 & 77** (1978) 3.
- (25) K. Watanabe et al.: J. Nucl. Mat. **76 & 77** (1978) 235.
- (26) K. Akaishi et al.: Proc. International Symp. Plasma Wall Interactions, Jülich, 1976, p. 501.
- (27) A. G. Mathewson: Proc. International Symp. Plasma Wall Interaction, Jülich, 1976, p. 517.
- (28) L. Oren and R. J. Taylor: J. Nucl. Mat. **17** (1977) 1143.
- (29) R. J. Taylor: J. Nucl. Mat. **76 & 77** (1978) 41.
- (30) F. Waelbroeck et al.: J. Nucl. Mat. **92 & 93** (1980) to be published.
- (31) Y. Sakamoto et al.: J. Nucl. Mat. **92 & 93** (1980) to be published.
- (32) R. Jensen and D. E. Post: Nuclear Fusion **17** (1977) 1187.