核融合研究と真空技術

宮 原 昭*

(昭和49年11月5日受理)

Vacuum Technology for Fusion Research

Akira MIYAHARA

(Institute of Plasma Physics, Nagoya University, 464 Nagoya)

(Received November 5, 1974)

1. 序 説

制御熱核融合の研究の歴史は長く1940年代の後半にまでさかのぼることが出来るが、近年まではその多くの努力は炉心を形成する高温プラズマの研究にささげられていた。それが1968年の国際原子力機構主催の核融合・プラズマの国際会議でソ連のクルチャフ研究所におけるトカマクT-3装置の成果¹⁾が発表され、それを契機として遠い目標としていた核融合炉の完成が現実性をおびてきた。英国のカラム研究所²⁾や米国のオークリッジ研究所³⁾、ソ連邦⁴⁾などで核融合炉のシステムの研究や炉の概念設計が始まったのもこのごろである。これに加えて昨今の石油危機はエネルギー問題を現実の問題とし、とくに我国においては外国の資源にたよらない可能性のある核融合炉の将来が非常に注目された。

ここでは核融合炉を含めた核融合研究の観点から真空技術との関係を概観する。現在トカマク型炉がもっとも有望と考えられているものの決定的な段階でなく、そのために記述を体系的に行うことが出来ないが、それも現状認識の一つと寛容をこう次第である。

2. 炉壁の問題

炉心プラズマが炉壁と相互作用を行うことは核融合炉技術の最重要な問題であり、核融合炉のおかれている苛酷な条件が明瞭になるので、これから話をはじめ。

炉心プラズマをとちこめる容器の壁には、核融合反応生成物である14.06 MeVの中性子や3.52 MeVのヘリウムイオン、燃料物質である重水素や三重水素イオン、制動放射や再結合放射によるX線やその他の波長域の放射、シンクロトロン放射によるミリ波やサブミリ波が入射して壁温も500~1000℃になると共にいろいろの損傷

をひきおこす。このような第一次炉壁は炉壁材の機械的強度や寿命の問題も重要であるが最近とくに問題となっているのは壁材料のスパッタリングによるプラズマの汚染である⁵⁾。混入した不純物は炉心プラズマ同様炉心に閉じこめられるので、プラズマからの放射損失は多くなり炉の温度が下がって反応を維持出来なくなったりプラズマ電流の不安定をひきおこす。この問題は致命的でこれを解決できぬ限りトカマクやステラレータを基盤とした定常乃至は準定常炉は完成できぬとされている。

2.1 重水素や三重水素イオンの炉壁との相互作用

燃料である重水素や三重水素イオンは炉心にあるときは10~20 keVの温度であるが、有限な閉じこめ時間の後に炉壁をたたく。壁物質はスパッタリングによって炉心プラズマ中に放出され閉じこめられるが、その閉じこめがよい⁶⁾に燃料物質の閉じこめ時間の程度で0.1%の混入率となる。このことはDüchs等⁷⁾によって検討された。それは図1は示すように壁材料の候補であるニオブ(Nb)やヴァナジウム(V)のスパッタリングが核融合炉の動作温度である数keVの領域で極大を示すことにもよる。壁材料を形成する重金属イオンによる汚染がこの程度になると炉は停止する。閉じこめられた重金属イオンが再び炉壁をたたくときはスパッタリングの係数はさらに100倍程大きくなるが、炉の起動時にはこの問題も考える必要がある。

この現象を避けるためには壁に向う燃料イオンの除去と壁から放出される不純物原子の抑制が考えられる。そのためにはダイバータやガスブランケットの考えもあるが、いづれの方法も炉のパラメータで実現しようと思うと困難が大きく未だに原理的研究のわくを出ない⁸⁾。

Lysenko等⁹⁾はダイバータやガスブランケットの方法は実現不可能であるとし、不純物がたまったら炉をとめて真空ポンプで排気するという古典的方法しかないとい

* 名古屋大学プラズマ研究所(名古屋市中区不老町)

図1 材料のスputtering係数の入射イオンのエネルギーへの依存性

図2 ヘリウムイオンの入射による Blistering の成長

っているが、トカマク炉のような大容量を三重水素の分離も顧慮しながら短時間で排気するのは大変な仕事である。

重水素や三重水素のイオンが壁に衝突すると、壁にもぐりこんでいわゆる Implantation が行われ、絶えず壁から中性ガス放出を行うことになるし、また Blistering を起したりする。このような問題について McCracken が一般的な立場から論じている¹⁰⁾。

2.2 灰物質（ヘリウムイオン）と壁との相互作用

重水素や三重水素イオンのような燃料物質が壁に向うと同様に灰物質であるヘリウムイオンも炉壁に向う。この場合ヘリウムイオンは核融合反応のエネルギー3.52

MeV を衝突によって燃料物質に与えるので、(α 粒子加熱) 炉壁をたたく時は500 keV 程度のエネルギーと想定されている。このヘリウムイオンが壁材にもぐりこんで Implantation をおこし、遂には図2のように Blistering を起す。そして炉壁をあらし、壁材の不純物としての混入と炉壁材の損耗をもたらす。この現象は Kaminsky¹¹⁾ によって詳しくしらべられ報告されている。500 keV のヘリウムイオンの 304 ステンレスについての腐食率は照射率によってことなるが450°Cで0.1~0.8atoms/ionでこれは Blistering の結果あれた壁面から炉壁材が粉のように落ちてくることによるとされている。ただ灰物質のヘリウムイオンに関しては壁に入射するイオンのエネルギー

が500 keV と燃料物質にくらべて高いので、ダイバータが作用するかも知れないともいわれている。

2.3 中性子と壁との相互作用

もう一つの問題は14 MeV の中性子の照射によるスパッタリングで、これについては理論値と実験値の背馳がはなはだしく、最近までは定説がなかった¹²⁾が、ごく最近材料の処理と中性子照射による損傷の関係が明らかにされて、定量的な議論¹³⁾が出来るようになった。これによるとスパッタリング係数としては $(8.7 \pm 3.0) \times 10^{-3}$ の程度であるが、処理の条件によっては表面にchunkがあらわれて有効スパッタリング係数を 0.25 ± 0.10 というように著しく大きくする。この場合は入射する粒子が中性子であるので壁への入射は防ぎようがなく、核融合炉技術の観点からは重要な問題である。

2.4 放射と炉壁との相互作用

炉壁に作用するものは他に炉心プラズマから制動放射や再結合放射として出されるX線や、線スペクトル、シンクロトロン放射によるミリ波やサブミリ波がある。前者は脱ガスの原因となり後者は壁温を上昇させる作用をするが、スパッタリングにくらべると問題は少く、むしろ問題はこれらの作用が前記の作用と競合してより悪いことがらをひきおこすのではないかと考えられることである。しかしながらこれらの点についての考察はない。

以上各節でのべたように、核融合炉壁はプラズマの真空容器の壁であるが同時に炉心プラズマの汚染の原因にもなっている。したがって核融合炉の真空系には単にクリーンな真空を用意するという問題のみならず、如何にしたら壁からの不純物の混入を防ぐことが出来るかということが重要になる。このためには真空系の設計はもとより炉壁材料の選択、ダイバータ、ガスブランケットあるいは高周波カスプ閉じこめなどのプラズマ物理その他の概念を導入する必要がある。

3. 炉心プラズマ関連の真空技術

核融合炉については未だ決定的な炉型がないが、現在もっとも多く検討されているトカマク炉について炉心プラズマ関連の真空技術を考えよう。トカマクは準定常運転が予想されているが、それには燃料注入、起動(加熱)、炉としての動作、停止と排気が考えられる。

3.1 燃料の注入

燃料の注入には起動まえおよび起動時の注入と、炉の動作時に燃えた分を補給する意味の注入が考えられる。UWMAK-I¹⁴⁾の炉心プラズマの体積は 6400 m^3 であるが密度 $10^{20}/\text{m}^3$ であると1気圧の水素として1モル程度必要ということになる。これはあまり多い量ではない。現

在考えられている方法は固体水素のペレット入射¹⁴⁾や原研の提案のようにプラズマの周囲をガスブランケットよりは低い圧力の中性ガスで充すこと、中性粒子入射などである。

初期充填した燃料はプラズマ電流、中性粒子ビーム入射、高周波加熱断熱圧縮などの加熱手段で炉の臨界温度までもって行く必要がある。この場合中性粒子ビーム入射加熱は加熱と同時に燃料を注入することにもなるので、この加熱を行うときは加熱と同時にプラズマの直径一すなわち体積をふやして行くことも考えている。入射器には中性粒子にするための槽や、高いエネルギーに加速されない粒子が存在するので、真空技術の問題は極めて重要である。 6400 m^3 のプラズマを1 keV から10 keV まで加熱するのに必要なエネルギーはプラズマ密度を $10^{20}/\text{m}^3$ とすると約1 GJとなるので、1 MeV, 10A の中性粒子ビーム入射器 100 台を1秒動作させる必要がある。この場合イオン源から流出する中性ガスは中性ガス槽に流入するので差支えないが、炉の本体に多量の低エネルギー中性ガスが流れこむのは困るので、その間に大規模の差圧排気系をもうける必要がある。そのためにチタンゲッターポンプによる排気が技術的に検討されている。図3に中性粒子ビーム入射器の1例を示す。

3.2 ダイバータ

一段着火した核融合炉は核融合反応で生成される3.52 MeV のヘリウムイオンによって加熱され維持されるが、やがてエネルギーを消費したヘリウムイオンは灰となって炉心にたまる。この灰や蓄積した不純物イオンを燃料と区別して選択的に排気できないかというのがダイバータ¹⁵⁾の発想の動機である。特に最近の研究によって不純物の問題が深刻さを加えてくるにつけ、ダイバータへの依存度は強くなって来た。DITE, PDIX, JFT-2aなどはいずれもダイバータの作用の研究を調べる目的でつくられた。図4にプリンストンの設計のダイバータを示す。ダイバータが働くためには①灰物質や不純物が炉中心にとちこめられることなく、プラズマの表面に浮く必要があること。②ダイバータ側には大排気速度のポンプがあり逆流が0であること。③燃料はダイバータによって取り去られないようにすること。(取り去られたとするとその分をビーム入射で補うと、共鳴荷電交換で壁を衝撃する。)現在のところこれらに対する解答は見つっていないが、プラズマを磁力線に沿って炉心領域から外にとり出して細工する手法は、今後大いに発達することが期待されている。

3.3 ガスブランケット

高温プラズマの外側に低温プラズマ、さらに外側に中性原子層、容器壁と配位して高温プラズマを保持する概

図3 中性粒子入射器の1例

図4 ダイバータ付トカマク炉（プリンストン）

念はガスブランケットといわれ、Alfvén, Lehnert¹⁶⁾, Brandt¹⁷⁾などによって主張された。トカマクの炉心パラメータではガスブランケットの共存性はかなりきびしい。しかしブランケットがそのまま燃料補給源となり不純物抑制にもきくということがらは、極めて魅力的である。ガスブランケットの観点は共存領域がせまいということと、実験的背景にとぼしいことである。近頃原研の太田、大和両氏によって従来のガスブランケットより低い圧力の中性ガス領域をつくることが提案され、検討されている。

3.4 炉の停止時の排気系

3.4.1 ポンプ系の選択

炉の停止時の排気系としては排気速度が先づ問題となる。核融合炉が1サイクル終って排気する必要の起る時は、炉心の組成は0.1%程度の重イオン不純物と、燃焼率に比例したヘリウムと燃料物質である重水素、三重水素の混合物とから成っている。もし適当な方法があってヘリウムや不純物のみを排気することが出来れば、必ずしも容器全体を高真空に排気する必要がないかも知れない。実際これに関する試みが、分子ターボポンプをもち

いてプリンストン大学とカラム研究所で行われた。しかしこの方法ではヘリウムと水素の分離が不可能であり、実行には供せられなかった。

炉の全容積を一度高真空まで排気する場合には動作時に壁に吸着されたガスの脱着状態の検討が必要である。理想的な状態についてのデータは McCracken の論文¹⁰⁾などから評価することが出来るが、実際の核融合炉壁のように表面状態が荒れている時はむずかしい。ウイスコンシン¹⁴⁾の設計¹⁴⁾では7750 m³の容器で壁面積 2830 m²の炉を2.6×10⁸ l/secのポンプで排気し10⁻⁵ Torrの到達真空度を考えている。

このような大容量を高速度で排気し、しかも排気すべき気体が主として水素やヘリウムの時はポンプの選択が極めて問題となる。拡散ポンプは通常の設計では水素やヘリウムに弱いけれど、ボイラーを強化したものは可動部分がないという点からも有望であろう。分子ターボポンプは排気速度が7,000 l/sec程度のものでしかないが、周速を直径を大きくすることにより大きくすれば10⁵ l/sec程度のもので出来よう。この場合材料の機械的強度からいってどの程度まで出来るか、またヘリウムや水素の排気速度を大きくするための精度のリミットは何かということを考える必要がある。クライオポンプはソ連やイギリスで研究されているが、ヘリウムの排気についての検討を行っている。イオンポンプやバルクゲッターポンプは吸蔵量が有限であるので、吸蔵面を交換することを考えるか、あるいは分子ターボポンプとの併用を考える必要がある。いずれにしてもこの関係は未だ手をつけていない領域である。そしてその中でも重要なのはポンプ系の消費電力の評価である。核融合炉のサイクル運転が必須であれば、エネルギーバランスから起動、停止に必要とする電力を小さくする必要がある。その立場からは拡散ポンプは排気を行わなくとも水銀や油を循環させる必要があり、エネルギー的には損である。またターボポンプはベアリングの摩擦、クライオポンプは冷凍機の効率の検討を必要とする。

3.4.2 三重水素に対する顧慮

三重水素をもちいる核融合炉においては三重水素による放射損傷の問題がある。油拡散ポンプの作動油はベータ放射能によって損傷を受け使いものにならないかも知れぬといわれて¹⁸⁾、そのため水銀拡散ポンプ使用が考えられている。同様の問題が、ターボポンプの潤滑油にもある。それと同時に三重水素の空中への放出は極めて重要な問題なので全排気系を外界と遮断しなくてはならない。これも核融合炉の真空システムの重要な特徴である。このことをもっと積極的におしすすめると、三重水素、重水素、ヘリウム、不純物の各々を分離して排気す

ることである。これはイオン状態のときはたとえば高周波とちこめカスプ¹⁹⁾をもちいて行うなどの方式で可能である。

3.5 プラズマを含む系の真空物理

いままでは炉の構造に即した話を行ったが、もっと原理的な意味でプラズマを含む系の真空物理を検討する必要がある。これについては Levin²⁰⁾が温度が系の場所によってことなる場合には気体の流量Qが連続でなく、粒子の数が連続であることを注意して議論を展開している。また Prévot²¹⁾はプラズマと中性気体との相互作用についてプラズマの寸法Lと中性ガスがプラズマとの相互作用により電離させる平均自由行程λとの関係においてプラズマが中性粒子に対し透明であるか不透明であるかの概念を導入し、プラズマによるポンピングなどの議論を行っている。

4. 核融合研究と真空技術

核融合炉の実現には高温プラズマの理解が先決である。現在の研究の段階は炉の着火条件より“温度”にして1桁、“密度×閉じこめ時間”にして3桁近く下まわっているのであるが、それでも猶多くの物理的や技術的問題点をかかえている。以下にその過程において当面するいくつかの真空技術の問題についてのべる。これらは場合によっては核融合炉の技術につながらないものもあるが、研究の段階では問題点を明確にするために必要となってくる技術である。

4.1 不純物の混入

高温プラズマを生成する立場からいえば不純物の混入による放射損失が問題となって来たことは、熱伝導の損失が無視できる程閉じこめがよくなったことであるから研究の格段の進歩を意味している。不純物の混入は残留ガスや壁からの放出ガス、ポンプからの逆流、充填ガスの純度、壁の損傷、リミターの熔解によっておこる。これらの事柄はすでにテータピンチプラズマ、特に逆パイアスをかけての実質的にトラステータピンチの実験²²⁾で問題となった。この場合は充填ガス圧が100~10 m Torrと比較的高かったので、Build upや残留ガスの問題はすくなく、炭素の混入量0.01%、酸素の混入量0.1%程度が容易にえられた。注意すべき点はこの際の酸素の混入が水素プラズマによる放電管（石英管やセラミック）の還元によるもので、実際1,000回の放電の後に内面にアルミニウムが析出した放電管がロスアラモスの研究所に飾られている。

トカマク装置の真空系では充填ガス圧が0.1 m Torrの程度であるので、テータピンチの場合と話がちがってくる。充填ガスの純度はパラジウムリークをとおすことに

よって問題なくすることが出来る。不純物の混入を0.1%以下にさげるためには不純物を 10^{-7} Torr以下の分圧にすることが先ず必要となるが、これは真空ポンプを放電時に切りはなして実験する方法では不可能ではないが可成りきびしい。一例としてTFR-Iトカマクは容器の体積が1,500 lで、表面積は $3.2 \times 10^5 \text{ cm}^2$ であるが、バルブを閉じてから実験を終了するまでの時間を3秒として $Q = Vap/dt$ から $5 \times 10^{-5} \text{ Torr l/sec}$ となり、単位表面積あたりの脱ガス量を $1.6 \times 10^{-10} \text{ Torr l/sec cm}^2$ 程度にする必要があることになる。実際はバルブの可動時にシャフトから空気が導入されることがなく、しかも高頻度の動作に耐える大口径バルブが得難いことや、ガス導入系の簡単化のために、ガスをたれ流しにすることが多い。しかし将来は予備放電プラズマの均質性や不純物の定量化の目的のために前記の方法をとる場合もあるであろう。

真空ポンプからの逆流はターボポンプが発達した現在では殆ど問題にならない。実際にはトラップや冷凍機で充分逆流をとめた油拡散ポンプでも炭素の不純物のレベルは充分さげられる。ターボポンプの高真空側にさらに炭素のレベルをさげるためトラップをおくむきもあるが、これはトラップが水素やヘリウムに対して排気速度をもたぬことを考えると、意味がない。むしろターボポンプで重要なのは水素やヘリウムに対して排気速度がおちることで、トカマク装置の場合でも壁の近傍の中性水素原子の密度を下げるためにも、水素の排気速度を大きくする必要がある。このためには、ターボポンプの背圧側の水素の分圧を下げるのが有効である。これはシリコン油をもちいた油拡散ポンプを背圧側に入れることにより容易に達せられることが筆者により示された。この場合通常のシリコン油でない作動油はターボポンプのベアリング油と混じると損傷をうけるようである。

トカマク装置の真空系のもう一つの特徴はリミターがあることである。リミターは高融点金属のタングステンやモリブデンによってつくられるけれど、プラズマに触れているので、熔融する。これらは原子番号の高い金属であるので、線放射、再結合放射、制動放射等の放射損失の原因となる。実際トカマクプラズマの放電後期において有効原子番号が10近くなる原因は殆どがリミター金属の熔融である。この問題の解決には、磁力線でリミターの代りをさせるか、放電がはじまると同時にリミターを壁の内側に引っこめるダイナミックリミターなどの提案がある。

中性粒子入射加熱はトカマクプラズマのイオン温度を上昇させるもっとも有効な方法と考えられているが、この系統の附加によって低エネルギーの中性粒子が混入す

る心配がある。これは図3のような構造であるから、イオン源部や中性原子にする槽との間に強力な差圧排気系を設ける必要がある。

4.2 ベーキングと放電脱ガス

壁からの脱ガス量を少くし、Build up 率や到達真空度を下げるためには、プラズマ容器のガス出しを充分行わねばならぬ。もっとも普通の方法は壁温を上昇させる方法であるが、これはパッキング材料や、周囲の条件によって制限をうける。パイトンで150°C、アルミガスケツトで300°C、無酸素銅で400°Cといわれているが、このごろではむしろ全体を熔接構造にすることが多い。TFR-Iでは350°Cのベーキング温度を達成した。しかしながらステラレータやダイバータなどの複雑な捲線をもつものになると外側からの加熱脱ガスは必ずしも容易でない。この時には放電脱ガスが有効である。これはテータピンチの実験で有効性が示され、カラム研究所のMcCracken等によって詳しい実験が行われた²⁹⁾。彼の実験結果によると放電脱ガスでは脱ガスとImplantationとが釣合っている程度以上は効果がなくなることが示されている。その後CERNの加速器グループにより、放電脱ガス中に壁温を高くしておくことによりさらに有効性をますことが示された。

4.3 真空部品への顧慮

以上述べて来たような点に注意をしつつ真空系をくみ立てるとき、思いもかけぬ部品などでベーキング温度が制限されたりすることがある。とくに実験装置としてのトカマクは観測孔やいろいろの測定器の接続などでメタルパッキングやメタルパッキングをもちいたバルブ類が必須になる。これは放射線損傷の立場からいっても重要で高エネルギー物理学研究所の堀越氏の研究の結果が期待される。電磁バルブや空気作動バルブで、作動時に空気が導入されない構造のものは、我国には少いようである。

ゲージ類もレスポンスと落ち着きの速いNudeゲージが存外普及していないし、絶対圧力を測るためのダイヤフラムゲージも0.1 mTorrぐらいいまではかるものが欲しい。インターロック素子としての断水リレーもよいのがすくない。これらの部品の改良や開発は重要である。

5. 結 語

以上核融合に関する真空技術を概観したが、手近な改良や考察によって核融合研究によりよく適合出来る要素もあれば可成り大がかりな技術開発を必要とするものもあるし、プラズマ物理や表面の研究と平行して真空技術の研究も行わねばならぬものもある。この小稿がこの方面の研究を促進する契機になれば幸いである。

(文 献)

- 1) L. A. Artsimovich et al: IAEA Conference on Plasma Physics and Controlled Nuclear Fusion Research, Novosibirsk **1** (1968) 157
- 2) R. Carruthers et al: CLM-R85 (1967)
- 3) A. P. Fraa: BNES Conference Nuclear Fusion Reactors p.1 (1969)
- 4) I. N. Golovin et al: ibid, p. 194 (1969)
- 5) IAEA Workshop on Fusion Reactor Design Problems, DPS-8 (1974)
- 6) V. A. Vershkov, S. V. Mirnov: Report IAE-2298, (1973)
- 7) D. Duchs et al: IAEA Workshop on Fusion Reactor Design Problems, Paper No. 30 (1974)
- 8) ibid, DPS-5 (1974)
- 9) Lysenko et al: ibid, paper 26 (1974)
- 10) G. M. McCracken, Proceedings of the 6th International Vacuum Congress (1974). p. 269
- 11) S. K. Das and M. Kaminsky J. appl. Phys. **44** (1973) 2520
- 12) R. Behrisch: IAEA Workshop on Fusion Reactor Design Problems, Paper No. 28 (1974)
- 13) M. Kaminsky et al: Phys. Rev. Letters **32** (1974) 599
- 14) The University of Wisconsin Study Group: IAEA Workshop on Fusion Reactor Design Problems, Paper No. 3
- 15) R. G. Mills, Course on the Stationary and Quasi-Stationary Toroidal Reactors, Erice-Trapani (Sicily), EUR 4999e (1973)
- 16) B. Lehnert, IAEA Workshop on Fusion Reactor Design Problems, Paper No. 20
- 17) B. Brandt: ibid Paper No. 19
- 18) G. Lewin and F. H. Tenney: Proceedings of the 6th International Vacuum Congress: (1974) p. 221
- 19) IAEA Workshop on Fusion Reactor Design Problems, Paper No. 7
- 20) G. Lewin: J. Vac. Sci. Technol. **5** (1968) 75
- 21) F. Prevot: Proceedings of the 6th International Vacuum Congress (1974) p. 225
- 22) A. C. Kolb et al: Proceedings of Plasma Physics and Controlled Nuclear Fusion Research Conference, Vienna (1966)
- 23) R. P. Govier and G. M. McCracken: J. Vac. Sci. Technol. **7** (1970) 552