JET プラズマに見るトカマク・プラズマの現状と課題

伊 藤 早 苗

(広島大学核融合理論研究センター)

(1986年3月16日受理)

Present Status and Prospect of Tokamak Plasma as Revealed by JET

Sanae-Inoue Itoh

(Received March 16, 1986)

Abstract

Present status of JET plasma as a typical example of the large tokamak plasma (up to the end of 1985) is reported. Surveys are done on 1) Impurity and radiation problems, 2) Magnetics, 3) Plasma density, n , the density limit and particle control problems (fueling and exhausting), 4) Plasma temperature, T , in connection to the ICRF wave heating and giant sawtooth activity and 5) Energy confinement time, τ_E , and the scaling laws. The highest value of $nT\tau_E$ has been obtained during the ohmic discharges and it will be a hard task to obtain an objective $nT\tau_E$ value from the present scaling. Subjectives are discussed in relation to the near future plan of the experiments, i. e., 1) Input power upgrade, 2) Separatrix operation, 3) Combined operation of heating and current drive, 4) Suppression of sawtooth activities by RF, 5) Pellet injection and 6) inner limiter discharges. Miscellaneous thoughts concerning on the plasma disruption (self-selection) and the profile consistency (self-organization) are made from the view point of a theorist.

1. はじめに

昭和60年6月末から約5ヶ月間の間、文部省在外研究員として渡欧し、英国のJET-Joint-Undertaking (以下、JET研究所と呼ぶ)を主滞在地として研究活動を行って来た。滞在中に学んだ大型トカマク・プラズマの現状や、現状から考えられるトロイダル装置のプラズマ研究の課題などを、この文を通じて少しでも報告できれば良いと思う。

出張期間の大部分を費やしたJET研究所は欧州共同体の共同研究施設として成立している。世界で既存するトロイダル装置の中で最大のトカマク $\llcorner$ JET $\gg$ (プラズマ体積 $120\sim 140\text{ m}^3$)を有し、日本原子力研究所の $\llcorner$ JT-60 $\gg$ (同 58 m^3)米国プリンストン、プラズマ研究所の $\llcorner$ TFTR $\gg$ (同 32 m^3)と並んで、世界三大トカマクと呼ばれている。装置やプラズマ性能の概略は、大半径が約3 m, 小半径約1 m, 磁場強度3.4 T, プラズマ楕円度が約1.5, 平均プラズマ密度 $3\times 10^{13}\text{ cm}^{-3}$, 最高電子温度6 keV程度, 最大電流値5

MA, 最長エネルギー閉じ込め時間として $(0.9 \pm 0.2) \text{sec}$ にまで達している¹⁾。

世界三大トカマクの実験に関して共通して言える事は、プラズマの有効体積が大きくなって来て、閉じ込め特性を研究するのに良い、より均一度の高い、性能の良いプラズマが得られる様になった事である。また装置サイズに呼応してプラズマの閉じ込め時間が延びている。プラズマ性能の進展は、プラズマを閉じ込める領域が、プラズマと中性原子と相互作用する領域（表面層）から分離された事にも起因している。従来の小型プラズマでは、中心部分のプラズマの輸送過程と、表面近傍の粒子の分子過程や運動との分離が困難であったが、プラズマの大型化は、閉じ込めを支配する物理的要因を1つ1つ解きはぐしていく研究を可能にさせて来ている。図1に、主たるトカマク型装置のプラズマ体積をそのプラズマの点火年の関数として示した。現在までは、装置の大型化とプラズマ性能の向上とが呼応している。

大型化の主路線と中小型の副路線とはおのずと役割分担がある。副路線の研究には、大型装置のために必要なR & D（新しい周辺器機や加熱装置の開発や改善等）を行う事や、あるプラズマ物性の物理的な機構を解明する事、などの使命を帯びたものがある。装置の位置付けは、特性を生かして、成果を出しているものが重要視されている事からもわかることである（その他は落ちこぼれる）。また想起すべき事は、中型トカマク装置も大型トカマク装置もソ連のTシリーズの成功を知った後²⁾、ほぼ同時期に設計が始まった事で、それらの装置の設計思想が似かよっている事である。それ故に、現在の中型トカマクにおいて観測されるプラズマの特性は、ほとんど大型トカマクにおいても観測されるという事で、中型トカマクの実験結果から生み出される実験的な指針は、大型装置プラズマに適用できるという事である。

図1. 1. T-3, 2. DOUBLET-I, 3. T-6, 4. ST, 5. FT-1, 6. JFT-2, 7. ORMAK, 8. ATC, 9. TFR, 10. ALCATOR-A, 11. PULSATOR, 12. JFT-2a, 13. D-II A, 14. T-11, 15. T-10, 16. PLT, 17. DITE, 18. WEGA, 19. PETULA, 20. ALCATOR-C, 21. FT, 22. TUMAN-3, 23. ISX-B, 24. PDX, 25. D-III, 26. T-7, 27. ASDEX, 28. JFT-2M, 29. JIPP-T II U, 30. TEXTOR, 31. TFTR, 32. JET, 33. JT-60, 34. D-III Big D, 35. PBX, 36. ASDEX-U, 37. TORESUPRA.

表1 JET 建設史

1971	建設提案	
1973.9	デザイン・チーム作成 (P. Rebut をリーダーとして)	
1974	設計デザイン案作成開始 phase I phase II (Technical Research)	
1977	設計案の承認	1.5年
1978	欧州9ヶ国による最終承認	
1980	上級研究員による実験計画案の 提出とその査定開始	建設期
1983	運転開始	
1986	現在に至る	

JET装置建設のアイデアは1971年にさかのぼる。JETの歴史は、15年間位のトカマク・プラズマの研究を浮き彫りにするのに都合が良いと思い、表1にその過程の概略をまとめて見た²⁾。図1と比較すると面白いと思う。JETプラズマ実験の主な目的は“不純物問題”(プラズマと壁の相互作用も含む)と“加熱問題”(D-T反応によるアルファ粒子の加熱も含む)が挙げられ、ヨーロッパ国々の共同作業として進める事に意義を求めている。また表2には、1981年当時にまとめた実験計画表を示した²⁾。実験は1983年に始まった。計画作成当時と5年後の現在とでは、研究の進捗状況の多少の差異はあるものの、1990年頃には終了する時限付きのプロジェクト³⁾であるために当事者達は、予定を守ろうと必死に努力している(とのことであった)。

次章にはJETプラズマに現れている現象やその問題点を挙げて、現在考えられている対策等を述べようと思う。なお、私の出張期間中は、ちょうど装置のopen-upの時期と重なったため実験はなかった。次期実験のために、追加加熱装置の拡充やその基礎テスト(NBI, ICRF), セパラトリックス・オペレーションと呼ばれる(Hモードに類似の配位を得る事を目的とする)実験の準備やコイル補強, 通電パターン試験やその計算実験などが行われていた。また放射損失軽減のために、カーボン・タイルの大幅増強などの装置整備が行われている。その一方、ディスラプション時のプラズマと外部系との接触事故の、原因解明のために、診断法の増強(主に磁気プローブの大量付置)が行われている。総じて、完了していない多種・多様の診断装置の設置

表2 JETのオペレーション フェイズ(1981年計画案)

Phase	Date	Heating Power (above ohmic)	Description	Objective
I	mid 83	0	Commissioning initial operation ohmic only	Establish target plasma for heating
II A	early 85 end 85	3 MW 5 MW	3 MW ICRH 5 MW 80 keV (H) (N.B.I.) heating (~ 7 MW total)	<ul style="list-style-type: none"> ● Impurity control ● n limits ● compare with theory
II B	1987	16 MW	Progressively increase to 10 MW 80 keV (H) + 6 MW ICRH	
III A	1988	19 MW	Increase heating to full level including 10 MW (N.B.I.) (14 MW total) 160 keV D for D-T plasma	<ul style="list-style-type: none"> ● Establish limits to performance ● Compare with theory ● Decide if D-T is justified ● Commission D-T systems
III B	1989	25 MW	+ 15 MW ICRH (30 MW total)	
IV	1990	25 MW + α -heating	D-T operation with α -heating dominant at least near axis.	<ul style="list-style-type: none"> ● study approach to ignition ● study plasmas with profile set by α-heating ● find β limit in this system

やそのソフトウェアの開発などに力が注がれていた。新たに設置される診断法で興味深いものを挙げると、ペレット（初期段階では単発で診断用のみで、その後多段化が予定されている。粒子補給源としても使用される。）や2次元ECE（電子サイクロトロン放射）診断、2次元X線トモグラフィーの時間発展の測定⁴⁾やゼーマン効果を利用した磁場の強度測定などがある⁵⁾。

2. 各 論

JET プラズマ実験の主な目的は、「不純物問題」と「加熱問題」を克服する事であって、究極的には追加熱の助けをかりて、アルファ粒子による加熱の状態に持って行く事である。そのための指標は、 $n T \tau_E$ の積値であり、当面の目標はアルファ粒子加熱が充分に行われると予定した値で $n T \tau_E \simeq 5 \times 10^{20} \text{ m}^{-3} \text{ s keV}$ である。現在得られている最高値は $n_D(0) \cdot \tau_E (2a/3) \cdot Ti(0) = (5 \pm 2) \times 10^{19} \text{ m}^{-3} \text{ s keV}$ であり前述の通り、ジュール加熱時にのみ、得られているデータである。注意すべき点は、この積値 $n \cdot T \cdot \tau_E$ の高い放電条件は、必ずしも個々の要素（例えば密度だけとか温度だけとか閉じ込め時間だけ）が最高値を示す条件とは一致しない事である。最高イオン温度は、ICRF加熱中の瞬時に得られているが、その放電の閉じ込め時間は短い。現状では、高温 (T) と長い閉じ込め時間 (τ_E) は、両立していない。また最高 $n T$ 値を示す条件と、最高 β 値を出す条件は勿論違う。後者は低磁場強度の条件で得られる。これらのことをふまえ JET プラズマの目的に沿いながら各要素について述べようと思う。

2-1 不純物問題

不純物の問題は放電しているプラズマが良質であるかないかを判定する初期的な問題である。JET プラズマも例外ではなく実験の初段階から不純物の放射損失になやまされ、良質のプラズマを得るのに時間がかかった。 Z_{eff} の値が10程度まで大きくなり、プラズマ中心部に不純物がたまってしまったという悲惨な状態であったようだ⁶⁾。その時には放射損失とジュール入力比、 P_{rad}/P_{OH} が約80%～100%近くあった。この困難を克服するために CH_4 を混入したグロー放電（カーボナイゼーション）を行ったり、プラズマの密度を上げたりする実験を行い、金属不純物のレベルを約0.02%までに落とした。またカーボンタイルを内壁の一部に張るなどの対策を行い、 P_{rad}/P_{OH} 値を約40%にまで軽減する事に成功している。しかし炭素（2%→4%）と酸素（1%→2%）のレベル上昇に伴ない予期せぬイオン (D) の希釈化が起こり $n_D/n_e \sim 0.5$ になってしまった。ICRF加熱時には、 $P_{rad}/(P_{OH} + P_{ICRF})$ (P_{ICRF} : 加熱入力) は40%～50%にとどまっている場合が多い。しかし加熱時には金属不純物のレベルが上がるという結果 ($Z_{eff} \sim 5$) もあり、対処のために更にカーボンタイルの増強を行っている。 Z_{eff} を更に下げるには、 B_e を使用する方法も考えられるが、現在のところでは将来計画としても有毒である B_e 使用は避けたいとのことであった⁷⁾。

2-2 磁気面形状

磁気測定などに代表される実験データは、理論的解析コードを通じて解釈される場合が多い。たとえばプラズマを磁気流体として見たてて、Grad-Shafranov 方程式を解いて、実験におけるプローブ測定値と矛盾しない磁気面を求め、プラズマの形状を調べる方法が測定値の解釈法として活躍している。1ショット(約10秒の放電時間)の中で、いくつものスライスを見る事が出来る様になっている(詳しくは、三大トカマク・ワークショップ報告⁸⁾を参考にされる事を望む)。何年か前はGrad-Shafranov 方程式を解いて結果を出す事自体が理論的研究の一部であったのに今や実験データを解釈する道具となっている事に、今更ながら驚く始末であった。

2-3 プラズマ密度

平均プラズマ密度は約 $3 \times 10^{13} \text{cm}^{-3}$ 位の値で、非常に平坦な空間分布が観測されている。密度限界を端的にあらわす村上パラメーターと $q_{c, y}$ ($q_{c, y}$: 円柱近似としての安全係数) との積 $[nRq_{c, y}/B_0]$ の上限は約 $12 \times 10^{19} \text{m}^{-2} \text{T}^{-1}$ で、これ以上の密度に対してはプラズマはディスラプションを起こして消滅する。このパラメータ依存性から知れる様に、 $q_{c, y}$ 値が実験条件で規定されるとすると、密度限界値の上限は大型装置になればなる程低くなる。この機構解明と、その対策のために、特別対策グループが設置された。この解析によって、従来から提案されてきた説“密度の上昇とともにプラズマの外側の所での放射損失が増えてそこが急激に冷却されるために電流分布が細り、MHD的に不安定となってディスラプションが起こる。”が定量的に実験と比較できる様になった⁹⁾[JET研究所では機に応じて、この様なトピック・グループが生まれ(常時78件)問題を解決するという努力を行っている]。この密度限界を粒子補給方法や加熱入力分布の制御によって能動的に制御しうるかどうかは今後の重要な課題である。というのも目標 $nT\tau_E$ 値へ到達させるためには、現在の限界密度値を少なくとも3倍以上に上昇させることが望まれるからである。中性粒子入射(NBI)による加熱時の密度上昇等のデータはTFTR等が出しているが³⁷⁾、ICRF加熱時の密度限界については未だわかっていないのが現状である。今後の実験結果を待っている状態である。密度制御の方策としては、パフとは別の粒子補給源として、ペレット入射を準備している。

粒子補給と粒子除去は対応する実験上の重要な制御因子である。密度と外部から自由に制御できない事はディスラプションへの暴走などを、制御できない事にもつながる。プラズマの粒子や、それに伴う熱の異常輸送は、スクレイブ・オフ層のイオンや中性粒子の間の、粒子束のバランスによって規制されている事が明らかになって来ている。このバランスは、密度分布を決定する境界条件となるからである¹⁰⁾⁻¹³⁾。またダイバータを持つASDEX(ドイツ マックス・プランク 研究所)やPBX(米国 プリンストンプラズマ研究所)やダブレットIII(米国 ゼネラル・アトムック社)などのトカマク装置で、実験的に得られているHモードと呼ばれる良い閉じ込め状態は、スクレイブ・オフ層の沿磁力線方向の、粒子の流れと密接な関係があることも明らかになって来ている。しかしJETはダイバータがないため、能動的な粒子除去の手段を持っていない。実験的に

は、所謂Lモード比例則である、と言っている。NBI加熱をしない場合の実験条件においても、スクレイブ・オフ層のリサイクリング率、 $(R = \frac{\text{粒子補給}}{\text{粒子損失}})$ 、が1に近づいているというデータ¹¹⁾もある。実験では、普通、プラズマ密度の上昇とともに、 R は大きくなる。粒子バランスが成りたっている準定状態で、 $R=1$ になる事は、もはや密度を外側から制御できない事を示唆する。NBIを加えると、密度は自然に上昇してしまう事が知られている。それを勘案すると、1986年に始まるNBI加熱実験時の困難さが知れる。ペレット入射に期待を寄せているが、粒子コントロールについては多くの問題をかかえている。

2-4 プラズマ温度

加熱手段としてJETは中性粒子入射(NBI)とイオン・サイクロトロン波動印加(ICRF)の2手段を選んだ。ASDEX¹⁴⁾やJFT-2M¹⁵⁾などで実験され良い効率が得られているNBI+ICRFの複合加熱法¹⁶⁾は、予定されているが、1985年末現在では、NBIの制御準備に手間取り、ICRFの単独印加のみの実験が行われている³⁸⁾。23~57 MHzの間に8段の可変周波数帯が利用できる、2つのアンテナがトロイダル方向に離れて置かれ(2重極型と4重極型とがある)、その間の位相を制御することにより放射スペクトラムの平行方向成分($k_{||}$)を、ある程度制御できる様にしてある。今の所、加熱機構としてはDにHやHe³などの少数イオンを混入するイオン混成サイクロトロン共鳴機構に重点を置いている。少数イオンを選択的に加熱して少数イオンとバルク・イオンや電子とのエネルギー交換を通じて、バルク・プラズマを加熱する方法である。この方法による加熱機構や加熱過程は少数イオンの混成率に強く依存するのだが、実験におけるその値は、3~10%と推定されているのみで、正確な値の測定は未だない。というのも放射損失を軽減するためのカーボナイズションの影響で、残留ガスの度合が少数イオンの混入度を変化させてしまい、その制御もできていない状態なのである。

主な実験条件としては、29.8 MHzの周波数、 $B_T = 2 \sim 4$ T、 $I_p = 2 \sim 4$ MA、 $Z_{eff} = 3 \sim 5$ 、 $n_0 = 3 \times 10^{13} \text{ cm}^{-3}$ を選んでい。最高6 MWの大入力印加や $T_e \simeq 6$ keVの瞬間的な温度上昇を得ることに成功しているが、実は「加熱の仕方が最適化されているのか？」という大きな問題をかかえている。中心部分の少数イオン加熱と、それに引き続くバルクプラズマの加熱を意図としたにも拘らず、観測によれば中心付近の電子温度のみが6 keV程度まで急激に上昇し、その後すぐ、約160~200 msecの周期を持つGiant-Sawtoothと呼ばれる活動が起こり、注入したエネルギーが、プラズマの外側へ異常輸送されるという結果を得ている¹⁾(図2参照)。中心部分の T_e の高くなる領域では、Sawtoothでエネルギーがはき出されてしまい、実効的な温度上昇につながらないのである。Sawtooth周期で平均してみると $T_e \simeq 3$ keV程度にしか上昇しないのである。この機構解明と対策が急務である。波動印加による加熱の解析は複雑を極めるため段階を追って研究する必要がある。まず波動印加の際に予想される入力分布を理論的に予見することを要求された。中心部の電子が直接に波動によって加熱されているのか、少数イオンからのエネルギーで加熱されているのかという初歩的な問題すら解決できていなかったのである。現時点では、日本で我々が研究し、開発してきてい

図 2. Electron temperature measurements deduced from the Michelson interferometer.

- (a) Temperature profiles measured at the top and at the bottom of a giant sawtooth.
 (b) Evolution of the central electron temperature showing the difference in period of the giant sawteeth with the antenna type.

$B_\phi = 2T$, $I_p = 2\text{ MA}$, $n_e \ell = 6.4 \times 10^{19} \text{ m}^{-2}$, Hydrogen minority
 $n_H/n_D = 4\%$. (文献 1 より引用)

る、ICRF波動印加解析の手法や解析コードは、世界に比類ないものである。詳しくは“ICRF加熱の理論”¹⁷⁾を参照されたい。それを、JETプラズマ実験条件に適用して、波動入力空間分布や、各粒子への入力の分配比などを求めた。また急激な電子温度上昇の解釈も行った。解析したところによると、直接入力を考えると入力の約80%は、中心部分の少数イオンに、サイクロトロン共鳴過程を通じて入り、電子への入力は約10%程度である。また電子への空間入力分布の幅は、イオンの吸収分布の幅に比べて広い。しかし高速化されたイオンは電子との衝突によってそのエネルギーを失い、急激に減速緩和する。この過程を通じて電子が得るエネルギー入力、全入力の60%以上にも昇り、直接吸収分と合わせると、急激な中心部の温度上昇も説明できる。緩和に関する実験的検証のために、時間分解能の良い測定が計画中である。続いて起こるGiant-Sawtoothの原因としては、圧力駆動型MHD不安定性や散逸型MHD不安定性などが挙げられていて、その究明を急いでいる。従来の描像が描き変えられる可能性が大きい。

いずれにせよ、加熱によってプラズマ温度は一旦は上昇するのにその時の閉じ込め時間はSawtoothの周期程度というのでは、実効的には加熱した事にならない。MHDの挙動や、閉じ込めを考慮に入れた上での加熱が本当の意味での加熱となり得るわけで、加熱方法の最適化は今後の重要な課題となってきた。対策方法の提案なども行ったが、興味のある方はJETレポートにまとめてあるのでそれを参照していただければ幸いである¹⁸⁾。

2-5 エネルギー閉じ込め時間

JET プラズマのエネルギー閉じ込め時間の最高値は、ジュール加熱時に得られており、 (0.9 ± 0.2) sec である。どのトカマク型装置に於ても、追加熱時には閉じ込め時間は、短くなる事は共通である。ジュール加熱時の閉じ込め比例則は¹⁹⁾ (JETで),

$$\tau_E = 0.02 \cdot n_e(19)^{0.4} q_e^{0.3} B(r)^{0.3} a^{1.3} R^{1.7}$$

と言われているが、 a と R の依存性については内部で意見が分かれている。また高密度領域では τ_E 値が劣化してくる事は、他の装置と同様である。従来提唱されている比例則とくらべて、密度や安全係数への依存性がはっきりしなくなっている。実験における τ_E の実際上の上限は、各々のプラズマパラメーターの限界に依存している。例えば、 n_e は前述の限界密度 (Density limit) から、 q_e はMHD 不安定性による限界電流値から規定されている。 τ_E を上げようにもジュール加熱時でさえ、そう簡単に上げられない状態に達しているのである。

追加熱時における比例則は¹⁹⁾,

$\tau_E = \left(0.095 + \frac{0.29}{P} \right) I_p^{1/2} B^{1/4}$ もしくは $\tau_E = 0.34 I_p^{1/2} B^{1/4} P^{-1/2}$ に従う。内部エネルギーは $W = P \tau_E$ である。いわゆる、Lモード・スケーリングと呼ばれるものである。データのばらつきのために、前者か後者かは、はっきりしない。前者の場合には、入力が大きくなった時には、 I_p と B だけに依存する τ_E 値を示すことが予測される。この $P \rightarrow \infty$ の極限值は JETでは 250~300 msec 程度であり、磁場の増強とプラズマ電流の上昇のみが閉じ込め時間を長くできることとなる。このままでは JETが目標 $n T \tau_E$ 値に近づくのは至難のわざである。

この困難を克服するための方策として予定されているのは、

- 1) Input power up (ICRF, I_p 増強, NBI)
- 2) Hモードと類似の比例則を得る配位を作る。
- 3) 加熱と電流駆動を同時に行う (T と τ_E 両者の増加)。
- 4) Sawtooth 対策として ICRF で電流分布制御をする。
- 5) ペレット入射を行う。
- 6) 内側リミター放電を行う。

などである。

まずとにかく入力増強しようという体勢がある。追加熱入力の増強はいうに及ばず、ジュール加熱入力としてのプラズマ電流を 7 MA まで増強する事が議論されている。 I_p 増強は、プラズマ内部エネルギーや閉じ込め時間の上昇に直接つながる事のみならず、アルファ粒子加熱を考えた際の粒子の絶対閉じ込めの観点からも有用である。しかし 7 MA 計画は大きな装置改造を伴うので最後の決定は約 2 年後ということである。下準備としてのコイル補強や電源系の設計準備などは既に始まっている。

プラズマがHモードになると少ない入力エネルギーでプラズマ圧力が上昇する。今までにNBI加熱時や、NBI+ICRF加熱時に得られている。JETはHモードに類似の放電を得て、 $nT_e\tau_E$ 値を3倍増加しようとしている。PBXで示された実験¹³⁾を模倣してセパトリックスを容器の内側に入れた配位を作り、その面上を流れる熱流を除去する事で、プラズマ表面の急峻な温度勾配を作ろうという意図である。低電流でNBIなしの時のセパトリックス配位を作る実験は行われたが²⁰⁾、実際に、追加熱を与えて放電をして、Hモード的な比例則が得られるかどうかは、今後の実験を待つのみである。Hモードの発生はプラズマ表面での急峻な温度勾配(∇T_e)や表面付近の粒子のリサイクリング率や流れに強い関係がある事はASDEX等の実験で示されている^{10, 21)}。また表面付近の沿磁力線方向(及び横方向)の静電ポテンシャルの構造と関係がある事は、D-III²²⁾やPBX²³⁾で観測されている。どれが鳥でどれが卵かは未だ解決されていない。粒子流の制御という面では、ダイバータのないJETは対策を持っていないので、セパトリックス・オペレーションに、NBIを加えて、Hモード的な比例則が得られるかどうかは、関心の的である。今後の実験結果は、粒子流とHモード的な比例則との関係に対するある解答を与えてくれるはずである。

ICRF加熱時に起こるGiant-Sawtooth活動がMHD挙動に起因するという説が有力である。RF印加前にプラズマの圧力や電流の空間分布がMHD的に平衡状態にあったとすれば、加熱によって圧力のみを上昇させて、不安定要素としての自由エネルギーを与えたことになる。圧力とともに電流も与えることができれば、うまく加熱ができるであろうという見解から(これは私的解釈である)加熱と電流駆動を同時に行う案が出ている。理論的解析による予見や実際の実験方法についてはまだ煮つまっていない。

Sawtooth活動が存在しなければ、Giant-sawtoothも起こらないだろうという見解もある。Sawtoothの原因とされている $m=1$ 散逸型テアリング不安定性をその有界面付近の電流分布を制御する事によって安定化しようという案も出ている。ICRFを使用する予定である。

理論的に言えば3)と4)のアプローチの違いは、Giant-sawtoothの原因が圧力駆動型 $m=1$ 的模式か電流駆動型で散逸型 $m=1$ モードなのかの違いであって^{24, 25)}、双方とも巨視的MHDモードに安定なプラズマを作ろうという所では一致点がある。巨視的MHDモードに安定なプラズマを常に保ちながら加熱をして行くという方法は、多くのプラズマ放電を半現象論的に説明している「Profile-consistency」^{26, 27)}の仮説に暗に立脚していると思う。つまり「Profile-consistency」の解釈は「巨視的(トカマクではMHD型)なゆらぎを安定化する電流分布になるまで微視的なゆらぎが成長し、電子の熱伝導率を増大させる。」というもので必然的に異常輸送を要求する。物理的な一般原理は明らかでないが²⁸⁾、多くの実験結果を説明している^{29, 30)}。巨視的なゆらぎに安定な分布のプラズマのみが生き残れるわけで、不安定要素としての自由エネルギーが外から注入されるとその分だけ電子伝導率(T_e の緩和率と考えても良い)が増加して注入されたエネルギーをはき出すと拡張解釈する事もできる。もしそうだとすれば巨視的(グローバル)MHDモードに安定な分布を保ちながら加熱する方法を探索して確立する必要があることを意味する。勿論ICRFのみならず他の加熱方法にもあてはまる事である。

ペレット入射は密度限界への対策のためや、表面付近の密度制御機能の不備を補償するためにもその導入は必至である。またD-IIIの内側リミター放電で得られたLモードよりは良い閉じ込め状態を得ようとする試みもある³¹⁾。

JETは目標の $nT\tau_E$ 値を得ることを最優先としており、現在の状態では楽観できない事を認識している。それゆえに、有効であると思われる手だてを、出来る限り駆使して行こうという体勢に入っている。この楽観を許さない状況は、世界三大トカマクについても共通にあてはまると思われ、打開策を探すための幾多の努力もなされている。例えば、JETでは中心に電子のビーム成分を作って、MHD的に安定なアストロン配位³²⁾に似た配位のプラズマを作ろうという刷新的な夢も出はじめている。新しいプラズマパラメーターの領域を開拓するために、従来の伝統的な配位とは違った別の配位や分布の可能性を探索しようというものである。同様の努力はTFTRやJT-60でもなされている。高エネルギーのイオンビーム成分をプラズマ中心部に作って、実験的にCBX (Colliding Beam Experiment)^{33, 34)}を確認しようというのも、その1つの現れである。これらは、同一装置における“Different-Operation”と称されている。これらの放電の実現には、外部入力としての加熱系や、回路系や制御系が、加熱入力分布を制御したりプラズマを制御したりする上で、十分に融通自在性がある事が重要な鍵になっている。

3. 理論家的な雑感

三大トカマクに代表されるトカマク・プラズマの現状を考えると、今までのしわ寄せを一手に背負い込んだ様にも見える。よく「トカマクの研究は幸運に導かれて来た。」と言われる。大体どんな装置を作っても、ある程度のプラズマは放電してある程度の性能は示す。しかし、翻って考えてみるとこの現象の裏には“放電できる程度の良質のプラズマのみが実験で観測されている”という事実がある様だ。プラズマから見れば、自己選択の論理を自分自身で見い出している。その論理に合わないものは、放電中に消滅するか、はじめから実現しない。また一旦選択されたプラズマでも、自己形成の論理を持っていてそれに反する空間分布を嫌う。この“自己選択”や“自己形成”の論理は、実験的に見い出されている“ディスラプション現象”^{25) 35)}と“Profile-consistency”の現象を言葉を変えて言ったに過ぎない。ディスラプションという現象でプラズマはその放電パラメータを自分自身で選ぶ。例えば、PBXの実験³⁶⁾等で示された様な $(\beta_p - \beta_i)$ 面上での放電可能領域を示した結果が良い例である(図3参照)。領域は β 限界、密度限界(電流限界でもよい)と低 q 限界の3つの線に区切られた三角形(β -トライアングルと呼ぼうか?)

図3. Operating range of PBX. (文献36より引用)

をしている。これらの限界は巨視的な MHD 型（理想型及び散逸型）モードによって規定されている。まさにプラズマ電流や圧力に起因する巨視的なゆらぎが自己選択則を決めている。また実験で観測されている空間分布についても、巨視的なゆらぎを不安定にしない様にプラズマが自己形成していると解釈できる^{29, 30)}。

臨界プラズマに近づいて、プラズマはやっとその正体を現わしかけている状態である。

しかし、自己選択や自己形成を論理づける物理法則はまだ見い出されていない。この法則性を物理的に解明する事が閉じ込め特性を明らかにする事になろう。そうすれば放電可能領域の拡大やその制御性への道が確固たるものになるはずである。臨界プラズマ近くになったからこそ、炉心としてのプラズマ物性を支配する物理法則の究明の重要性が再認識されて来ているのである。

さいごにあたり、今回の JET 滞在等に御尽力いただきました諸先生方や関係諸氏にこの場を借りてお礼を申し上げます。

参 考 文 献

- 1) J. Jacquinot *et al.* : Invited paper of 12th European Conference on Controlled Fusion and Plasma Physics (Budapest, Sept. 1985). (以下 12th EPS meeting と略記)
- 2) L. A. Artsimovich *et al.* : *Proceedings of 3rd International Conference on Plasma Physics and Controlled Nuclear Fusion Research* (IAEA Novosibirsk, 1968) vol.1, p157.
- 3) 研究の進捗状況により 1991 年までは確実に延期される事が決定されている。その後の予定については未定である。
- 4) 帰国後に受けた辻 峻二 (原研) 私信 (JET 滞在中) によると、実際の測定結果が示されたとの事である。
- 5) P. G. Carolan *et al.* : paper in the 12th EPS meeting vol.1, p263 (1985).
- 6) P. Rebut *et al.* : Invited paper of the 10th International Conference on Plasma Physics and Controlled Nuclear Fusion Research, (IAEA London 1984) vol.1, p11.
- 7) R. J. Bickerton, A. Gibson : 私信.
- 8) 二宮博正, 清水勝宏 : 核融合研究 55 (1985) 91.
- 9) J. Wesson : paper in the 12th EPS meeting vol.1, p147 (1985).
- 10) O. Gruber *et al.* : paper in the 12th EPS meeting vol.1, p18 (1985),
G. Fussmann *et al.* : paper in the 12th EPS meeting vol.1, p195 (1985).

- 11) P. Morgan *et al.* : paper in the 12th EPS meeting vol. II, p535.
- 12) A. Kitsunezaki *et al.* : in *Proceedings of the 10th International Conference on Plasma Physics and Controlled Nuclear Fusion Research* (IAEA, London 1984) vol.1, p57.
- 13) M. Okabayashi, *et al.* : in *Proceedings of the 10th International Conference on Plasma Physics and Controlled Nuclear Fusion Research* (IAEA, London 1984) vol.1, p229.
- 14) K. Steinmez *et al.* : post dead-line paper in the 12th EPS meeting (1985).
- 15) K. Odajima, H. Matsumoto, H. Kimura, *et al.* : in *Proceedings of the 4th International Symposium on Heating in Toroidal Plasmas* (Rome, 1984) vol.1, p243.
- 16) S.-I. Itoh, A. Fukuyama and K. Itoh : Nucl. Fusion **24** (1984) 224.
- 17) 福山 淳, 伊藤公孝, 伊藤早苗 : 核融合研究 **53** (1985) 251.
- 18) S.-I. Itoh, K. Itoh and A. Fukuyama : "Analyses of ICRF Waves on JET Plasma" JET report.
- 19) S. Ejima, *et al.* : in papers of the 27th Meeting of American Physical Society, 6p53. (San Diego 1985).
- 20) A. Tanga *et al.* : in the 12th EPS meeting vol.1, p70 (1985).
- 21) F. Wagner, *et al.* : in the 12th EPS meeting vol.1, p335 (1985).
- 22) M. Shimada *et al.* : in *Proceedings of the 10th International Conference on Plasma Physics and Controlled Nuclear Fusion Research* (IAEA, London 1984) vol.1, p281.
- 23) M. Shimada *et al.* : in papers of 27th Meeting of American Physical Society, (San Diego 1985).
- 24) H. P. Furth : Physics of Fluids **28** (1985) 1595.
- 25) 伊藤公孝, 伊藤早苗 : 核融合研究 **47** (1982) 7.
- 26) B. Coppi and E. Mazzucato : Phys. Letters **71A** (1979) 337.
- 27) F. W. Perkins : in *Proceedings of the 4th International Symposium on Heating in Toroidal Plasmas* (Rome, 1984) vol. II, p997.
- 28) S.-I. Itoh : J. Phys. Soc. Jpn. **51** (1982) 3345.
- 29) M. Murakami : Invited paper of the 12th EPS meeting (1985).
- 30) M. Keil hacker : Invited paper of the 12th EPS meeting (1985).
- 31) R. J. Bickerton : 私信
- 32) S. Yoshikawa and N. Christofilos : in *Proceedings of the 4th International Conference on Plasma Physics and Controlled Nuclear Fusion Research* (IAEA Madison 1971) vol.2, p357.

- 33) J. Dawson, H. P. Furth and F. H. Tenney : Phys. Rev. Lett. **26** (1971) 1156.
- 34) H. P. Furth and D. L. Jassby : Phys. Rev. Letts **32** (1974) 1176.
- 35) S. Tsuji *et al.* : Nuclear Fusion **25** (1985) 305.
- 36) H. Takahashi *et al.* : paper in the 12th EPS meeting vol.1, p58 (1985).
- 37) 辻 俊二 (原研) 私信 : JET でも NBI 加熱の導入により上限は $20 \times 10^{19} \text{ m}^{-2} \text{ T}^{-1}$ まで拡大した。
- 38) 松川達哉 (原研) 私信 (2 月末まで JET に滞在) : NBI 入力として 5.5 MW が達成された。