解説

JET における DT 実験

(核融合科学研究所) 伊藤 早苗, 伊藤 公孝

1991 年 11 月, JET トカマク (英国アビンドン市) において, 史上初の DT プラズマ燃焼実験が行われた。核融合出力パワー最大 1.7 MW, 全出力 2 MJ を達成し, 相当の出力を伴う制御核融合反応が現実のものとして地上で出来ることを証明した。核融合炉の夢と目標の一つのマイル・ストーンが達成された。

本稿では, 実験の成果を紹介し, 今後の研究に対して意味する所を考える。

I. DT 実験時代の幕開き

1991 年 11 月 9 日, 欧州共同体の事業である JET トカマク (英国, 第 1 図に示す) で, 史上初めての DT 反応による出力実験のデモンストレーションが行われた⁽¹⁾⁽²⁾。DT 実験は, 核融合研究の夢と目標である。この結果, MW 級 (MJ 級) の核融合反応出力が得られた。一つのマイル・ストーンが達成されたことになる。この成果の意義を考えるために, ここに至るまでの研究開発を振り返り, 実験結果の意味するところや, 研究計画に与える影響, ニュークリア・システムとしての側面が持つ意味, などについて見渡してみる。

第 1 図 JET トカマクの鳥瞰図 (JET の好意による)

今回の実験は, コンディショニングを合わせると全部で 0.24 g のトリチウムが使用された。最後の 2 ショットが約 13 % のトリチウム燃料比を見込んだ, MW 級核融合反応出力の実験となった。予備トリチウム実験 (Preliminary Tritium Experiment: PTE) は, 全体を 6 つのフェイズに分け, 3 週間にまたがるもので, 今後の本格的な DT 実験のための基礎データを取ることを目的とした。核融合の分野では, まだトリチウムを使った大規模な実験はなく, 従来のデータだけでは, 1995~96 年に予定されている実験の結果を予測するのに不十分である。また, 今後改造する⁽³⁾ ダイバータやポンプ部の材料の決定も, トリチウムとの整合性に関する結果から見直されなければならない。

今回の DT 実験の目的としては,

- (1) 制御核融合反応が地上で出来ることを証明すること
- (2) 燃料イオン成分比の制御に関する基礎づけをすること
- (3) 「トリチウム-hold up (壁材中の吸蔵)」に対する評価を行うこと
- (4) トリチウム実験や廃棄物処理を経験することなどであり,
- (5) DT 放電に対しての計測システムをチェックすること

DT Experiment on JET: Sanae-I. ITOH, Kimitaka ITOH.

(1992 年 3 月 30 日 受理)

も付加された。今後の JET の本格的 DT 実験や、次期装置(ヨーロッパは NET/ITER⁽⁴⁾)を検討している)に対する予測を、より正確なものにしていくことも大きな目的であった。

II. 研究計画の考察

ここに挙げた目的を成功裏に達成するために、実際どのような実験を PTE で行うかについての検討が深められた。

制御核融合のデモンストレーションとして、1 MW 以上の核融合出力を出すことを目的とした。それに対応するだけの中性子計数の瞬間最大値を得るためには、炉心プラズマの性能を上げて、核融合反応領域まで高めなくてはならない。そのために、放電形態としては、hot-ion H(高イオン温度 H)モードという放電モードを選んだ⁽⁵⁾。それは、境界にプラズマ分布のベDESTALがある H モードの特性と、イオン温度が中心に尖り、中心部のイオン温度が高くてできるという高イオン温度モードの特性の双方を併せもつ放電モードである。

中性子発生率を高めるためには、燃料純度が高いことが必要である。燃料純度を高くするために、JET は 1989 年より Be を導入し、Be 雰囲気の方が炭素より良いという実績を得ていた⁽⁶⁾。また、1991 年 6 月 Be 板の補充工事を急遽行なった。しかし、充分核融合出力が累積するだけの長い時間、良い閉じ込めを維持するためには、ダイバータ板の耐エネルギー負荷(熱流束だけではなく熱フルエンス)が大きくなってはならない。現状では、その維持時間を決めているのはブルームと呼ばれる現象である。これはダイバータ板の物質が昇華やエロージョンにより主プラズマ中に入り込むものである⁽⁷⁾。カーボン・ブルームのしきい値は、エネルギー負荷として 11 ± 3 MJ で起きており、Be ブルームのしきい値はもっと低い。第 2 図にその断面を示すように、容器内上部は CFC ダイバータ板(Be 蒸着したもの)、下部は Be ダイバータ板である。

DT 放電による放射化は、12 週間後に $24 \mu\text{Sv} \cdot \text{h}^{-1}$ 、つまり発生量の総量が 1.5×10^{18} DT 中性子と規制されていた。高入力実験は 1 ショットか 2 ショットしか打てず、失敗は許されない。

核融合出力は燃料イオン比に依存し、燃料の混合度こそが制御すべきパラメータであるにもかかわらず、イオンの粒子密度比に対するデータはほとんど

第 2 図 JET トカマクのポロイダル断面図

極太の実線で示すものはダイバータ板(上下にある)やリミター(トラス内側)やアンテナのスクリーンと保護板(トラス外側)である。(文献(1)より引用)

ない。輸送に関しても、同位体効果の謎(水素と重水素とでエネルギー閉じ込め時間が異なる⁽⁸⁾)など、理解されていない事柄の多い領域である。経験に頼るばかりに手立てがない。今までの重水素実験の中で、一番中性子数の多かった放電が、DT プラズマでそのまま再現できると仮定しよう。その場合には、1 つか 2 つの正イオン加速方式中性粒子入射装置(Positive Ion Neutral Injection: PINI)でトリチウムを入射した際、トリチウムの濃度は 7~15%，核融合反応による出力は 1.7~2.5 MW となる。今日に至るまでの実験手法を結集し、良い放電の再現に全力を尽くす。

トリチウムの吸蔵の問題や扱い方の技術などは、ニュークリア・システムとしての問題であり、トラス本体を含む系のトリチウム取扱いが必要である。この実験において初めて、プラズマの放電モードの選択や装置の運転法まで含めて、ニュークリア・システムとしての側面が本格的に実験シナリオに影響を及ぼした。

III. いざ PTE 実験

実験に入る 1 週間前の 10 月 21 日、プログラム・リーダーによる science meeting が開かれた。10 月

28 日からの 3 週間にまたがる PTE の実験プログラムの打合せや手順の確認を行なったものである。全体を次の 6 フェーズに分け、入念に計画が練られた。

- (1) 放電最適化
- (2) 放電の再現性の確保
- (3) トリチウムのレーザー・溶発による入射
(これは中止となった)
- (4) 1%トリチウム・ビーム実験
- (5) デモンストレーション実験
- (6) 洗浄実験

以下に、順を追って実験の成果を見てみよう。

1. 準備段階

フェイズ(1)では、プラズマの配位の最適化を行い、加熱の方法の手筈を決定する。基準として、3.1 MA 放電、上側の CFC ダイバータのみを使う単一 X 点配位が決められた。さらに、ターゲット密度とトリチウム入射のタイミングを決める。律速段階は、ダイバータからのカーボン・ブルームをいかに遅らせるかである。追加熱を高入力で開始したのは、炉心の性能が最高に達する前にカーボン・ブルームが起きる。プラズマの密度に応じたトリチウム・ビーム入射のタイミングも、最高性能の点で合わせるように決められた。

フェイズ(2)では、放電が再現性よく得られるための条件を確認した。外部入力や燃料注入、壁のコンディショニングの変化等に対して、信頼性の高い放電を得ることを目的とする。計測システムの再点検を行なった。入力の変化に応じた放電の時間発展と照らし合わせて入力のダイヤグラムを作る(第3図参照)。

フェイズ(3)では、トリチウムを吸着した Ti をレーザーで溶発させて、トリチウムの輸送を調べる実験が予定されていた(これは中止)。

フェイズ(4)では、僅か 1%ではあるが、いよいよトリチウムを導入し、トリチウムの輸送やリサイクリングを調べる。同時に、計測系を調整し、実際の DT 実験の手順や各装置の作動を確認する。放射化の規制から、このショットの数も限られている。

それまでの実験では答えられなかった問題、「核融合出力は入力に応じて上がるか」、「その信頼度と再現性は?」、「トリチウムの流れの手順の確認はよいか」等がこのフェイズで吟味された。特にイオン源や中性粒子ビームの調整が重要であった。

第3図 中性粒子入射パワーの時間変化
(文献(1)より引用)

トリチウム・リサイクリングについて結果を見ると、このフェイズの 1%トリチウム実験では、ほとんどトーラスから出て来なかったといわれている。

2. MW 級核融合出力の確認

フェイズ(5)はデモンストレーション放電である。用意万端整え、2本のトリチウム入射用 PINI の調整をし、そして放電を待つ。

1991 年 11 月 9 日、史上初めての DT 実験が行われた。1,000(±100)Ci 用意されたトリチウムをビームに導入し、78 keV に加速してトーラス内に 53(±4)Ci 打ち込んだ。1975 年に発足した JET 計画は、16 年後にして初めて、目標とした DT 実験を行なったわけである。

放射化の問題とトリチウムの取扱い総量から、トリチウム 100%の 2 本の PINI 入射実験は、ただ 2 つの放電のみに限定された。この放電に至るまで、カーボン・ブルームの出現を極力抑える運転をするために、プラズマの位置を動かす配位変更や入射のタイミング取り、そのシナリオの中で中性子発生を最高にするため燃料の入れ方……多くの苦肉の策が取られた。

こうした準備の結果として得られた放電波形と中性子発生率を第4図に示す。加熱入力を増した後 12.4 s の所で炉心は H モードになり、プラズマエネルギー W_{dia} が急増し始める。トリチウム・ビームの

第4図 DT デモンストレーション実験の放電トレースと中性子発生量の時間変化(文献(1)より引用)

上から、中心でのイオンと電子温度(T_i , T_e)、体積平均電子密度($\langle n_e \rangle$)と平均荷電数(Z_{eff})、プラズマ内部エネルギー(W_{dia} : 反磁性計測による)と D_α 光強度、全中性子発生量(大半が 14 MeV)、中性粒子入射パワー(P_{NB})とプラズマからの放射損失パワー(P_{RAD})。

縦の線は、カーボン・ブルームが発生した時刻を示す。

入射後、トリチウム・イオンが炉心に蓄積され濃度が増してくる。燃料の増加と閉じ込め改善による温度上昇により、核融合反応が強まり、中性子発生率も増加する。中性子発生には、ビーム成分と熱化したバルク成分の燃料との双方からの寄与がある。中性子出力から、ビーム成分とバルク成分の寄与を推定する。入射した高速イオンは徐々に減速されながら炉心に溜まるので、熱化した成分による反応が増してゆくのがわかる。核反応出力が増している最中の 13.3s にカーボン・ブルームが発生。ダイバーク板からの炭素イオンが炉心に入り、性能はみるみるうちに劣化していった。中心イオン温度 T_i の急落、平均荷電数 Z_{eff} の急増が見られた。

この放電での最高性能値は 13.3s の直前であり、中性子発生率はピーク値で毎秒 6×10^{17} 個、およそ 2s 間の間にトータル 7.2×10^{17} 個であった(誤差は $\pm 7\%$ と評価される)。核融合出力はピークで 1.7 MW、全体で 2 MJ であった。ピークにおける全体の Q 値(出力と損失パワーの比)は 0.15 であった。

ピーク時の炉心プラズマ性能は次の通り。体積平均密度 $2.5 \times 10^{19} \text{ m}^{-3}$ 、平均燃料イオン密度は $1.6 \times 10^{19} \text{ m}^{-3}$ 、 $Z_{\text{eff}} \approx 2.4$ であり、純度は良くなかった。中心イオン温度は 18.8 keV、中心電子温度は 9.9 keV、エネルギー閉じ込め時間は 0.9 s、 β 値は 1.7% (β 値限界と比較するとその 0.6 倍であり、まだ限界に達してはいない)、燃料比は 11% と評価された。入

射しているビームでは、燃料比は 13% である。もとのターゲット・プラズマをなしていた重水素が、入射したイオンとすべて置きかわる前にブルームが起きたと考えられるが、現在検討中である。

今回の JET の DT 実験では、 $Q=0.15$ の値を得た。もし燃料イオン比が最適化された場合、($\langle n_T \rangle / \langle n_T + n_D \rangle = 0.6$) では、 $Q=0.46$ (1% トリチウムを導入した放電ではもっとプラズマ・パラメータが優れており、そのパラメータの場合なら $Q=1.14$) と算出されている。

計測システムの経験を積むことも大切な目的である。半導体ディテクタが中性子でいかに影響されるか、目の当たりにしたのも大きな収穫である(モニターで見ていると“真っ白に雪が降り”見えなくなる)。もちろん、DT 反応の計測も鋭意行われた。計測システムは 30 系統動き、特に中性子発生の検出のためには 3 系統働いた。14 MeV 中性子検出用のシリコン・ダイオード、 ^{235}U と ^{238}U のフィッション・チェンバー(2.5 MeV と 14 MeV)が使われた。中性子スペクトルは液体シンチレータ分光計で測られ、14 MeV 中性子の影響がなければ 2.5 MeV 中性子を観測できる。

3. その後

フェーズ(6)の洗浄実験(Clean-Up Experiment)も今回の重要な目的である。トーラス内に残存して

いるトリチウムを除去し、放電ごとに残りの量を減らしていく必要がある。また、クリーン・アップ放電としてどの放電が良いかなどの効率を調べる実験も行われた⁽⁹⁾。初めは低いパワーで(オーミック加熱)軽く付いているトリチウムを剥ぎとる。D, ³He等のガスでその効率が比較された。また高パワーの中性粒子入射も行われ、さらにはディスラプションを起こして、壁材の奥に吸着されたトリチウムを取る実験も行われた。

前述のように、53(±4) Ci がトーラス内に打ち込まれた。実験直後からクリーン・アップ実験が始まるまでの 36 h に 15 Ci がクライオ・ポンプに回収されていた。その後の 25 回の放電をみると、回収量は 1 放電当り 1 Ci から始まり、0.1 Ci へと減少した。9 日後には 1 放電当り 0.02 Ci へと落ち、ついには 3 mCi/ショットになった。その時点では、トーラス内の残存量は 15(±10) Ci と推定されている。この結果は重水素の実験⁽⁷⁾と比較できる。重水素の場合との定量的な差は、これから詳細に報告されるだろう。

PTE 実験におけるトリチウム取扱技術としてのトリチウムの導入、追跡、モニタ、回収に関して、高い成果を挙げたといえる。最大の懸案事項であった回収も、NBI 系ではほぼ全部、トーラス入射分では 1991 年 12 月末までにその 2/3 を回収できた。回収の進展は日に日に進み、2 月末ではトーラス内の残留分は 8 Ci と評価されている。

JET での大量のトリチウムの使用は初めてである。1995 年以降の DT 実験に向かって、JET のトーラス建屋の横に新たな建屋が出来、Active Gas Handling System (AGHS) というトリチウムの取扱設備(深冷蒸留装置や 2 つのタイプの同位体分離システムを含む)を準備中である⁽¹⁰⁾。

今回の PTE では、トーラス建屋の中に、2 次格納のための臨時のグローブボックスを使った。ウラン・ベッドに貯蔵したトリチウムを、必要に応じてベッドを加熱してイオン源に流す方法が取られた。NBI 系に導入されトーラスに入射されなかったものは回収され、クライオ・ポンプにより排気された。また、トーラスからの排気は、一たん真空マニフォールドに溜められてから、同様にクライオ・ソープション・ポンプに回収された。トリチウムの模式的流れを第 5 図に示す。PINI の作動試験が、イオン・ソースと中性化セルの双方にとって重要事項であった。

また、今回の実験のために JET は安全規定を作っ

JETにおけるトリチウムフロー
第5図 トリチウムの流れ図(小西哲之氏による)

た。放射性物質の取扱いは英国の基準に準拠し、気密、気流の管理については毒物の扱いとした(JETでは以前から Be を導入済みであり、そのためのエア・ライン・スーツ等も備えつけられている)。また、実験に先立ち、関係者(230 名)はトリチウム取扱いの講義を受け、取扱者(70 名)は特別訓練を受けたと聞く。

IV. PTE の成功と新しい展開

このデモンストレーション実験を行なって、はっきりと核融合出力(中性子発生数)を評価関数として実験計画を作るという経験が得られた。

また、トリチウムや中性子出力といった、核融合閉じ込め装置のニュークリア・システムとしての側面が実験法に強く影響したことが特筆される。例えば、トリチウム濃度を 13 %ではなくもっと高くすれば、より大きい核融合出力が得られ、Q 値も高くなる。しかし、それに伴い PINI の改造が増え、装置の放射化も増して改造に与える負担が大きくなる。トリチウム・プラズマの性質についての知識が増えることと、この負担が増えることとの兼ね合いから、最大出力でないデモンストレーションを選ぶことになる。

循環するトリチウムの量が抑えられていることから、トリチウムの導入法は中性粒子入射法となった。ガス供給でトリチウム濃度を安定させるには、100 ショット近いコンディショニングが必要であり(8 月に水素・重水素で確認している)、必要なトリチウム量が増してしまう。ここでも、得られるプラズマ・

出力の増大と負担の増加とが検討され選択が行われている。

実験のシナリオを見ると、整合性のために払った考察が大きいことも特徴である。

PINIで入射し、トリチウムが徐々にビルド・アップするのを目指すということになると、時間との競争になる。壁の熱負荷を減らす作戦になる。リミタ放電にすれば、この問題は解決がつく。しかし、リミタ放電では肝心の閉じ込め時間が短かすぎ、プラズマの性能は低いものになってしまう。

Beの方が、炭素のダイバータ板よりプラズマ純度としては高いものが得られるのであるが⁽⁶⁾、継続時間が一定せず、累積核融合出力はかえって小さくなってしまう危険がある。また、再現性に問題がある。瞬間値としては必ずしもベストなものを選ばず、全体として最適なものを探さねばならない⁽¹¹⁾。

最適とはいいながらショット数が限られているので、失敗は許されず、「確実」という観点から、抑えた性能で動かしたことも忘れてはいけない。電流値も最大値ではない。トリチウムを用いる PINI は、トリップさせないために、最大定格より下げて使っており、その結果、中性子発生は少なくなっている。

このような実験計画の側面は、従来も多かれ少なかれ認識されてはきたが、プラズマ性能、対向面の負荷、ニュークリア・システムの整合性を、初めて意識的に検討した実験でもあり、今後の研究計画を考える上で資するところが大きい。

1995 年に向かって、JET では粒子制御、特にプラズマの排気のコントロールと、ダイバータ板で発生する不純物の侵入を防ぐことが最重要課題となっている。炉心燃焼制御は真にこの燃料の循環にかかわっているからである。DT 実験で燃えることを証明した今、次世代の炉心プラズマに向かっての問題意識がはっきりしてきた。壁と炉心との整合性や燃料イオン、長時間維持できる性能⁽¹²⁾などの知見は限られている。ニュークリア・システムとなり、新しい拘束条件を浮き彫りにしている。今後は、いかに整合した炉心システム概念を作り上げて行くかが重要な課題となっている。

本稿を書くにあたり、常に多くの資料や情報を頂いている JET の A. Gibson 博士、M. Keilhacker 博士に感謝します。また、DT 実験に関してご教示賜った核融合科学研究所の政井邦昭博士、居田克己博士、日本原子力研究所の白井 浩氏、奥野健二博士、小西哲之氏、朝倉伸幸博士ならびに JT-60 計画室にお礼申し上げます。特に JET 共同事業体と小西哲之氏には図版を提供して頂きました。ここに重ねてお礼申し上げます。

— 参 考 文 献 —

- (1) JET Team: *Nucl. Fusion*, **32**, 187(1992)に DT 実験の詳細が発表されている。
- (2) JET の DT 実験に踏み切る意義の説明については、伊藤早苗、伊藤公孝：原子力誌，**33** [10], 955 (1991)参照。
- (3) KEILHACKER, M., et al.: *Plasma Physics and Controlled Nuclear Fusion Research 1990*, Vol. 1, p. 345 (1991), IAEA. には、今後の改造の科学的検討が示されている。
- (4) 国際熱核融合炉(ITER)の設計研究については、苔米地 顕：原子力誌，**31** [6], 669 (1989)に紹介がある。ヨーロッパは、ITER が国際問題などで推進困難になる場合に備えて、ヨーロッパ独自の計画(NET)を並行して検討する姿勢を示している。
- (5) トカマク・プラズマの閉じ込めの研究の結果、閉じ込め時間が長い放電モードが幾種類も知られている。解説が伊藤早苗、前田彦祐、三浦幸俊：核融合研究，**63**, 536 (1990)，および遠山潤志：“核融合-高温プラズマの閉じ込め”(物理学最前線 27)，(1990)，共立出版。
- (6) JET プラズマの不純物とその制御については、例えば、JET Team (Presented by THOMAS, P.): Ref. (3), p. 375.
- (7) 田辺哲朗、宮原 昭：原子力誌，**32**[6], 544 (1990)。
- (8) 例えば、WAGNER, F., et al.: *16th European Conf. on Plasma Physics*, Part 1, p. 195 (1989), Venice.
- (9) SAIBENE, G.他が Int. Conf. on Plasma Surface Interaction, March, 1992, Monterey, 発表予定。
- (10) JET のトリチウム技術の現状については、レポート JET-P(91)25 “Papers presented to 4th Topical Mtg. on Tritium Technology in Fission, Fusion and Isotopic Applications”が参考になる。
- (11) H モードを長時間制御する研究が進んでおり、三浦幸俊、他：核融合研究，**66**, 267 (1991)と木島 滋、他：同 上，**66**, 413 が最近の研究を紹介している。
- (12) 長時間放電を維持する研究は、伊藤智之、上瀧恵理子：原子力誌，**31**[6], 638 (1989)にも解説された TRIAM-1M トカマクにおいて、1 時間 10 分を超える連続運転を達成している。大型装置については、例えば、岸本 浩・JT-60 チーム：同 上，**31**[6], 646 等を参照。