



## 解説

# JFT-2M トカマクの21年間の実験を振り返って

三浦幸俊, 星野克道, 草間義紀  
(日本原子力研究所那珂研究所)

Review of the History of Experiments in the JFT-2M Tokamak for 21 Years

MIURA Yukitoshi, HOSHINO Katsumichi and KUSAMA Yoshinori

*Naka Fusion Research Establishment, Japan Atomic Energy Research Institute, Ibaraki 311-0193, Japan*

(Received 11 June 2004)

A series of experimental programs on the JAERI Fusion Torus-2M (JFT-2M) was completed in March, 2004. In the two decades of experimental operation since the first plasma on April 27, 1983, many significant results leading the fusion energy research and plasma physics have been produced in researches on high confinement mode (H-mode), heating and current drive, advanced plasma control, compatibility of low activation ferritic steel with improved confinement mode, etc. Among these results, some selected important results are presented.

Keywords:

JFT-2M, tokamak, H-mode, divertor, current drive, advanced plasma control, low activation ferritic steel, ripple reduction

## 1. はじめに

日本原子力研究所(原研)の高性能トカマク開発試験装置 JFT-2M(JAERI Fusion Torus-2M)は, 1983年4月27日のファーストプラズマの生成以来, 約21年間の実験運転を実施し, 核融合プラズマの物理研究に大きな足跡を残して, 2004年3月末をもってすべての実験運転を終了した。

1978年当時, 原研では, 非円形断面の高温プラズマを生成してトカマク型プラズマ閉じ込め装置の高性能化研究を行う計画を検討していた。この年の10月に, 原子力委員会核融合会議において, この計画を米国のダブルレット(D)への実験参加および国内におけるより小型な装置によって行うことが決定された。この後者が JFT-2M の計画であり, 老朽化した JFT-2 の改造として実施することとなった。この決定を受けて JFT-2 の改造が実施され, 1983年4月27日にファーストプラズマの生成に成功した。以来, 21年間の実験運転により, Hモードを始めとする改善閉じ込め研究, 先駆的なプラズマ制御, フェライト鋼と改善閉じ込めプラズマとの適合性を調べる研究(先進材料プラズマ適合性試験)など, 革新的なアイデアにより世界をリードする研究成果をあげてきた。さらに, 国内外の大学や研究機関等との研究協力を通して, 先進的な計測器を用いた物理研究, コンパクトトロイド(CT)入射による燃料補給法の研究などを推進した。

本解説では, JFT-2M のこれまでの実験を振り返り, 核融合を目指したプラズマ研究の発展に寄与したと筆者らが考える重要な成果を選んで解説するとともに, その時々で何を考えながら研究を進めてきたかを述べたい。限られた

author's e-mail: miura@naka.jaeri.go.jp

誌面のため, 記述されていない重要な成果が多々あることをお許しいただきたい。そして, それらを含めた JFT-2M における研究全体の詳述は, 別の機会に譲りたい。

## 2. JFT-2M 装置の概要と研究の変遷

JFT-2M 計画の目標は, 一言でいえば, 「トカマク高性能化」であった。それは当時計画が進められていた JT-60(原研)やそれに続く次期装置に向けた最適化であり, 国際原子力機関(IAEA)の下での国際協力で進められていた国際トカマク炉(INTOR;後に国際熱核融合実験炉(ITER)に引き継がれた)の設計や, 原研で進めていた核融合実験炉(FER)の設計等から出されていた炉心プラズマの高性能化への要求に応えることであった。それらに応えるための斬新な試みを, 機動力を持って行う装置として, 主半径 1.31 m, 小半径 0.35 m × 0.53 m の装置規模が選択された(プラズマ体積は最大で約 5 m<sup>3</sup>, プラズマ電流の最大は 0.5 MA)。現在の装置規模の比較から言えば, JFT-2M は中型トカマクに属する。その中型・小型装置の役割・意義は文献[1]に良くまとめられている。

JFT-2M 計画の主な研究課題として, 当初, 以下の課題が挙げられた。

- (1)多様な加熱方式を用いた分布制御による加熱の最適化。
- (2)トカマクの長時間運転のための技術の確立(電流駆動, ディスラプション制御, 低 q 放電の確立)。
- (3)高ベータ・プラズマでの不純物対策の確立。
- (4)周辺プラズマ制御技術の開発(ダイバータ)。

(5) プラズマ形状および分布制御による高ベータ化（非円形断面を形成する磁場制御法の確立）。

これらの研究を行うため、JFT-2の改造に際し、建家、電源、付属施設等の既設設備を最大限に活用しつつ、多くの工夫と斬新なアイデアが取り入れられた。ここで、そのいくつかを紹介したい。

現在のトカマク装置において、ダイバータは必需品である。しかし、JFT-2Mの設計検討から建設に至る1978年～1982年当時は、世界初のダイバータ付きトカマクである原研のJFT-2a（通称“DIVA”）によるダイバータを用いた不純物の低減やそれによる閉じ込め改善に関する先駆的な優れた成果が、PDX（米国）、D（米国、日米協力）、ASDEX（ドイツ）に取り入れられた段階であった。そのため、JFT-2Mの設計にあたっては、ダイバータ運転を可能とすることが重要な設計方針であった。JFT-2Mでは、JFT-2aやASDEXのようにダイバータ配位を形成するためのコイルを真空容器内に設置することなく、真空容器外に設置したポロイダルコイルで真空容器内にポロイダル磁場がゼロの点（“ヌル点”あるいは“X点”と呼ばれている）を形成するダイバータ配位とした。当時、“単純ダイバータ配位”と呼ばれたこのダイバータ形成手法は、その後、多くの装置に取り入れられた。また、JFT-2Mでは、上下のどちらかにヌル点を持つシングルヌル配位や上下両方にヌル点を持つダブルヌル配位といった、多様なダイバータ配位の形成を可能とした。

ダイバータ配位の形成を可能にすることと併せ、真空容器内構造物（第一壁、リミタ、高周波アンテナ、電磁気計測器等）の交換や改良を容易に行えるように、真空容器内に人が入って作業できる空間を確保した。トロイダルコイルに合わせて真空容器断面もD型にして、できるだけ大きな真空容器にした。真空容器内空間に余裕を持たせたことが、当初の開ダイバータから閉ダイバータへの改造や真空容器内全面への低放射化フェライト鋼の装着を可能にし、新しい研究を展開する原動力となった。また、真空容器の

上下方向と水平方向には大きなポートを取り付け、プラズマ計測装置や加熱装置のアクセスを容易にした（設計当時は真空容器の強度等を評価するコードもなく、大きなポートを確保することに関し、メーカーと厳しい議論を重ねた）。

装置が設置されている原研東海研究所の当時の使用可能電力量の制限から、プラズマ電流を発生させる変流器（OHコイル）として鉄芯付きの変流器とせざるを得なかった。プラズマへのアクセスポートを少しでも多く確保するため、鉄芯の形状を片脚型とした。また、建家の荷重制限および設置空間の制限から、可能な限りコンパクトな設計を行った。しかし、片脚型でコンパクトにすればするほど磁場のトロイダル方向の非一様性が大きくなるため、3次元磁場解析コードを用いて、プラズマ領域の垂直磁場に対する鉄芯の効果が調べられた。典型的な場合で、脚鉄側の磁場に比べその反対側の磁場が約2%小さく、プラズマ柱の変位が3mm程度と見積もられたが、ポートへのアクセス優先と建家の制限から片脚型とした。JFT-2M装置に関しては、文献2]に詳細にまとめられている。

JFT-2Mにおける大まかな研究の変遷をTable 1に示す。非円形断面プラズマでダイバータ配位を実現して直ぐ、期待どおりにHモードが得られている。そして、本年3月の実験運転終了時にも高リサイクリング定常Hモード研究が行われたことからわかるように、Hモード研究はJFT-2Mで最も精力的に進められた研究課題であった。JFT-2での高周波を用いた先駆的な電流駆動の成果はJFT-2Mに引き継がれ、電流駆動効率の改善や電磁流体学的（MHD）不安定性の一種であるテアリングモードの抑制制御に発展した。既存のトカマク装置で先進制御法として応用され、またITERでも計画されている電子サイクロトロン波（ECW）の局所電流駆動によるMHD不安定性の制御は、このJFT-2Mでの原理実証に端を発したものである。近年の主要研究課題である「先進材料プラズマ適合性試験」では、発電実証プラントの構造材料の有力候補である低放射化フェラ

Table 1 History of JFT-2M experiments.

| 研究分野                      | 年度 | 83  | 84 | 85  | 86 | 87 | 88 | 89 | 90 | 91 | 92 | 93 | 94 | 95  | 96 | 97 | 98 | 99 | 00 | 01 | 02 | 03 | 04 |
|---------------------------|----|---|----|---|----|----|----|----|----|----|----|----|----|---|----|----|----|----|----|----|----|----|----|
| 装置の変遷                     |    | ・ 運転開始（円形断面）<br>・ 小型・単純化ダイバータ（開ダイバータ）<br>（D形断面）<br>・ ICRF/LHCD/ECH<br>・ ベレット入射                        |    | ・ B <sub>r</sub> を2.2Tへ<br>・ 閉ダイバータ化<br>・ ECH増力（GAから）<br>・ フェライト鋼外部設置<br>・ 内部部分設置<br>・ 内部全面設置                                     |    |    |    |    |    |    |    |    |    | ・ 運転終了  |    |    |    |    |    |    |    |    |    |
| 分布制御／高ベータ化<br>（閉じ込め改善研究）  |    | ・ Hモードの実現<br>・ リミタHモードを実現<br>・ ECHでHモードを生成<br>・ Hモードの周辺熱障壁を観測<br>・ ILモードの発見<br>・ ベレット入射によるHモードの閉じ込め改善 |    | ・ Hモード境界で負電場の形成を発見<br>・ L/H遷移に伴う急速な中性水素エネルギー分布変化を発見<br>・ V <sub>φ</sub> の輸送の非拡散項の発見<br>・ 反射計で揺動特性解明<br>・ Hモード遷移時の電場形成<br>時間スケール測定 |    |    |    |    |    |    |    |    |    | ・ HRS Hモードの実現<br>・ HRS HモードとITBとの共存<br>・ 中性確認 |    |    |    |    |    |    |    |    |    |
| 電流駆動／長時間化                 |    | ・ LHCD電流立上げ<br>・ 相対論的効果による電流駆動効率の改善<br>・ 速波による電子加熱を実証   |    | ・ ECHでテアリングモードの安定化を実現<br>・ 外部補助コイルによるディスラプション制御を実証<br>・ エルゴディック磁場によるHモードの定常化制御  |    |    |    |    |    |    |    |    |    | ・ 速波電界分布の測定<br>・ ディスラプション制御を実証                |    |    |    |    |    |    |    |    |    |
| 不純物／周辺プラズマ制御<br>（ダイバータ研究） |    | ・ ダイバータバイアスによるHモード制御  |    | ・ 閉ダイバータによる不純物低減<br>（低温高密度ダイバータの実現）<br>・ 周辺プラズマのイオン温度測定   |    |    |    |    |    |    |    |    |    |   |    |    |    |    |    |    |    |    |    |
| 先進材料プラズマ試験<br>他           |    |   |    | ・ リップル損失の低減実証<br>・ CTをHモード<br>に注入   |    |    |    |    |    |    |    |    |    | ・ HRS Hモードとの共存確認                              |    |    |    |    |    |    |    |    |    |

イト鋼が強磁性体であることから、磁場閉じ込め装置に導入すると磁場の乱れを発生させ高性能プラズマに悪影響があるのではないかと懸念されていたため、高性能プラズマとフェライト鋼との両立性を試験した。実際には、真空容器外のトロイダル磁場コイル直下にフェライト鋼を導入したトロイダル磁場リップルの低減試験、真空容器内の一部(約20%)をフェライト鋼で覆ったフェライト鋼部分設置試験、真空容器内の全壁をフェライト鋼で覆った適合性試験、と段階的に進めた。そして、トロイダル磁場リップルの低減による高速イオンのリップル損失の抑制を実証するとともに、高性能プラズマとフェライト鋼は共存可能であることを示した。これらの試験によって、ITERのみならず発電実証プラントで低放射化フェライト鋼を使用するための基盤を構築した。

研究の進め方として、JFT-2Mでは、国内外の大学、研究機関との研究協力を積極的に推進してきた。この研究協力が新たな研究の展開と成果の創出に非常に有効であった。神戸商船大学や北海道大学との協力で行った材料試験、核融合科学研究所との協力に進めた荷電交換再結合分光計測(CXRS)によるイオン温度/プラズマ回転速度計測、重イオンビームプローブ(HIBP)によるプラズマ電位/密度揺動計測、東京大学と進めたマイクロ波反射計による揺動計測、ユーリッヒのプラズマ物理研究所(ドイツ)、理化学研究所、横浜国立大学、上越教育大学、東京大学との静電プローブを用いたイオン温度や揺動の計測、GA社(米国)、東京大学、茨城大学と行ったコムラインアンテナによる速波の電流駆動研究、姫路工業大学とのコンパクトトロイド入射研究などが、研究の大きな推進力となった。また、研究囑託の先生方の支援と協力を得て研究が効率的に進められた。

以下において、Hモード等の改善閉じ込め研究、ダイバータ・周辺プラズマ研究、先駆的なプラズマ制御研究、先進材料プラズマ適合性試験の主な成果について述べ、最後に本解説をまとめた。

### 3. 改善閉じ込め研究

#### 3.1 JFT-2MでのHモード生成

JFT-2Mの完成直前の1982年に、追加熱により閉じ込めが突然改善される現象が、ドイツのダイバータ付きトカマクASDEXで発見された。これがHモードであり、この発見以後、Hモードの解明が閉じ込め研究の重要課題となった。JFT-2Mは1983年に運転を開始したが、当初、ダイバータコイル用の電源がなく、コンパクトな開ダイバータ運転を開始したのは1985年である。ダイバータ運転開始後、間もなく、Hモードを生成することに成功した。先行していたASDEXやDなどより短いダイバータスロート長の開ダイバータでもHモードが生成できることを初めて示し、順調なスタートを切った。その後、D-DX(米国)、JET(欧州)、JT-60Uなどでもこのコンパクトな形式のダイバータ研究が行われ、今日に至っている。

当時、Hモードにはダイバータ配位が必要条件と考えられており、理論的な考察にもその磁場配位が考慮されてい

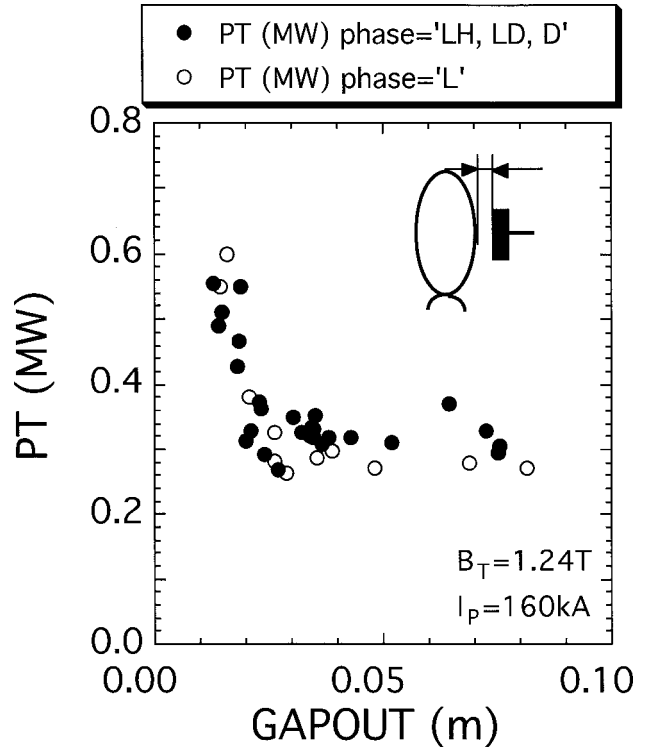


Fig. 1 Dependence of power threshold for H-mode on GAPOUT which means the distance between the outer plasma surface and the outer movable limiter. Open symbols show "L-mode discharges ('L') and closed symbols show "L-mode phase just before L-H transition ('LH') or dithering phase to H-mode ('LD'), or dithering phase ('D')".

た。しかし、当時、JFT-2Mの主な追加熱であったイオンサイクロトロン周波数帯(ICRF)加熱用のアンテナはトーラスの内側(強磁場側)に設置されており、ICRF波がプラズマに効率良く吸収されるように、プラズマをトーラスの内側に付けたリミタ配位で研究が行われていた。この追加熱実験時に、短時間ではあるが、リミタ配位でもHモードが生成できることを発見した。すなわち、Hモード生成はダイバータ配位に特有のものではないこと、追加熱手法に依存しないことを初めて見出した[3]。そして、ダイバータ配位であることより、トーラス外側(弱磁場側)のプラズマ最外殻磁気面とリミタとのギャップ間隔が約2cm以上あることが運転上重要であることを示した(Fig. 1)。これらの結果は、JET, ASDEXでも確認され、Hモード発生の物理機構に対する周辺プラズマ条件の研究の重要性を端的に示し、プラズマの境界条件に注目した様々なHモードの物理モデルの考案を導いた。このリミタHモードの発見は1986年のIAEA京都会議で報告され[4]、JFT-2Mは世界の注目を浴びた。会議中にHモードの発見者であるWagner博士からのリミタHモードの発生状況に関する質問事項に回答したこと、会議後、現プリンストンプラズマ物理研究所(米国)所長のGoldston博士らが数日間JFT-2Mに滞在し、「TFTR(米国)でHモードを得るためにはどうしたら良いか?」と質問攻めにあったことが思い出される。

その後、JFT-2Mでは、電子サイクロトロン波加熱(ECH)でもHモードを生成できることを初めて示し[5]、

さらに、それらの閉じ込め性能を評価し[6],閉じ込め性能には追加熱法の違いによる特段の優劣がないことを示した。

当時、折から臨界プラズマ条件の次段階である自己点火条件領域を実現するための国際協力として、ITER計画が立ち上がった。そして、Hモードの閉じ込め比例則を導出することを目的として、データベースの構築作業が始まった。JFT-2Mからも、当時Hモードを研究していた世界のトカマクASDEX, D-D, JET, PBX-M(米国), PDXの研究者とともに、その作業会に参加した。この中でJFT-2Mは数多くのデータ点を提供するとともに、JFT-2Mの閉じ込めに関する考え方[7]を基に構築したオフセット線型の閉じ込め比例則を導出し[8,9],閉じ込め予測に本質的な役割を果たした。

### 3.2 Hモードの物理解明

Hモードはプラズマ周辺部に輸送障壁ができることによって閉じ込めが改善される。初めは、この周辺輸送障壁をペDESTAL (pedestal)と呼んでいたが、JT-60Uで後に発見された内部輸送障壁 (Internal Transport Barrier; ITB)と区別する言葉として、現在では、ETB (Edge Transport Barrier)とも呼ばれるようになった。電子温度に現れる周辺輸送障壁について詳しく調べ、周辺輸送障壁は鋸歯状振動による熱パルスが周辺に到達すると生成されること、周辺輸送障壁の幅は約2 cmと非常に狭いこと、当時はバーストと呼んでいた周辺局在モード (Edge Localized Mode; ELM)で周辺輸送障壁が崩れること、磁場勾配ドリフト方向による周辺輸送障壁の違いなどを初めて明らかにした[10]。この成果は、トラス高磁場側にアンテナを設置して高密度でも電子サイクロトロン放射測定を可能にしたことによるもので、ASDEXなどでは当時まだ測定できていなかった。さらに、周辺輸送障壁はプラズマ境界領域にあるため、種々の原子過程が関与すると考えられたことから、重水素や水素の中性粒子密度や周辺の粒子リサイクルとの関係も詳細に研究した[11]。またL-H遷移のみでなく

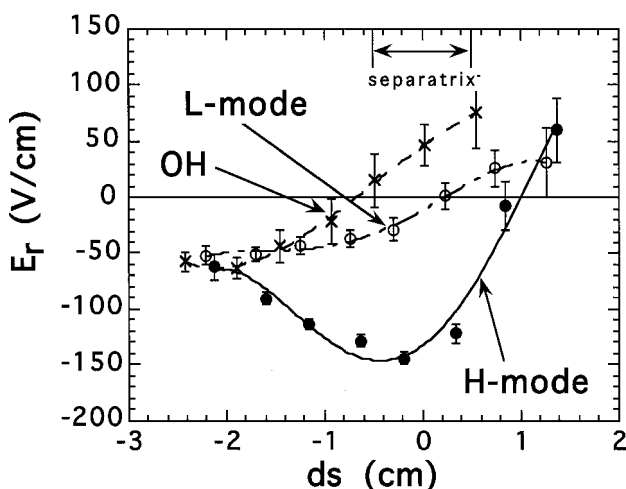


Fig. 2 Radial electric field structure for the OH phase, L-mode and H-mode. The separatrix is located at  $ds = 0$  and the negative value means the position inside the separatrix.

H-L逆遷移にも着目し、周辺密度 - 温度図を初めて示した。そして、生成機構として提案された周辺パルニングモードの安定性との比較実験 (磁気シア  $s$  と圧力の指標である  $\alpha$  パラメータの関係を表わす  $s-\alpha$  図の作成) を初めて行い、また、通常Hモードの閉じ込め改善の程度はLモードの約2倍であるが、周辺の重水素放射 ( $D_\alpha$ ) 強度の減少程度に端的に現れるように、その改善度にはいろいろな段階があること、それに伴って周辺輸送障壁の強さ (勾配) がかわることなども明らかにした[12]。

しかし、この周辺輸送障壁がどのような物理機構で形成されるのかは明らかにされておらず、「境界に形成される径電場が重要な働きをしている」と理論的な指摘がなされていただけであった[13]。そこで、径電場を測定するために核融合科学研究所との研究協力で設置した荷電交換再結合分光計測を用いて、周辺輸送障壁でのイオン温度分布および流速分布をいち早く測定して、負の径電場構造を初めて明らかにした (Fig. 2 [14])。残念ながらD-Dからの報告に1ヶ月遅れたが、その成果は非常に高い評価を得た (この論文の引用回数は原研でもトップクラスである)。この研究は、研究協力が、優れた成果を短時間で出すことに有効であることを示した象徴的な研究となり、その後のJFT-2Mにおける研究協力を加速することにつながった。

また、飛行時間分析による荷電交換中性粒子測定から、L-H遷移直前に約200 eV以上のエネルギーの中性粒子が多く流出していることを初めて測定し[15],径電場形成によるHモード遷移理論で指摘されていた無衝突イオンの重要性[16]を実験的に初めて明らかにして、Hモード物理の理解に大きく貢献した。

これらの研究で電場と輸送障壁の関係はかなりわかってきていたが、決定的に足りないのは電場形成と輸送障壁の因果関係の解明であった。そこで、核融合科学研究所との協力により、JIPPT-Uトカマクに取り付けられていた重イオンビームプローブをJFT-2Mに移設しプラズマ電位計測を開始した。そして、鋸歯状振動による熱パルスが周辺に到達すると10 - 100  $\mu$ sのタイムスケールで負電場が形成されることを初めて観測し、電場形成と揺動の抑制、そして輸送障壁形成の関係を明らかにした[17]。

以上のように、JFT-2Mでは周辺輸送障壁形成前後の温度分布、密度分布、流速分布、電位・電場分布など、可能な限り多くの物理量を高速計測することに努め、最新データを提供し続けたことにより、Hモード物理機構の解明に大きな貢献を果たした。

### 3.3 高リサイクリング定常 (HRS) Hモード

Hモードの閉じ込め改善度には、悪いものから良いものまでいろいろな段階がある。JFT-2Mでは、ELMのない閉じ込め改善度の良いHモードの途中でも、閉じ込め改善度がやや劣り ( $D_\alpha$  強度が高い)、密度上昇が小さくなるが、周辺輸送障壁が維持されるモードを発見していた ('Hモード' と呼ぶ)。東京大学との研究協力により設置したマイクロ波反射計を用いて、Hモード中は、周辺輸送障壁で約100 kHzの特微的な密度揺動が起きていることを発見し、このモードが粒子を吐き出しているのではないかと推定し

た[ 18 ].そして、新しい壁処理としてトリメチルボロンを用いたボロンコーティングを採用し、ボロンコーティング後の壁のきれいな状態でリサイクル粒子が増えてくると良い閉じ込めを保ったまま周辺輸送障壁が準定常となる状態を発見した[ 19 ]. この状態は高リサイクリング定常(HRS) Hモードと名づけられた. このモードに関する研究は、ALCATOR-CMOD(米国)で先に見いだされ、HRS Hモードとの共通点の多い“EDA (Enhanced  $D_\alpha$ ) モード”との比較研究も含め、JFT-2Mの運転終了直前まで続けられた.

**3.4 プラズマ内部の改善閉じ込め**

JFT-2MではHモードの周辺輸送障壁だけでなく、中心部の閉じ込め改善についても多くの研究がなされた. 一つの大きな発見は改善Lモードと呼ばれる状態が存在することを見出したことである. 改善Lモードとは、ELMのないHモードがLモードに逆遷移した後に現れた改善閉じ込め状態である. すなわち、Hモードにより高密度になったプラズマが、HからLへ逆遷移したとき、境界の密度が低下する. それによって密度分布が全体としてピークし、そこへ中性粒子ビーム入射(NBI)で加熱することで中心部の密度とイオン温度がますます上昇する. この結果、蓄積エネルギーは、直前のHモードよりも大きくなる[ 20 ]. つまり、閉じ込め改善はプラズマ中心部で起きる. そして、鋸歯状振動が存在すると密度と不純物の混入量が高閉じ込めを保ったまま準定常になるが、存在しないと不純物の蓄積により崩壊してしまう. この中心部での閉じ込め改善と周辺輸送障壁を共存させる非常に優れた閉じ込め改善モードが、アイスレット入射で中心密度をピークさせ、かつ境界をHモードとすることで得られた[ 21 ]. しかし、不純物の蓄積により改善閉じ込め状態を定常に維持することは不可能であった. そのほか、プラズマ電流と逆方向に中性粒子入射を行うと、トロイダル回転のシアにより密度分布のピーキングが起きて熱拡散係数が低下するプラズマ中心部の改善モードが存在すること[ 22 ]や、トロイダル回転への輸送行列の非対角項の役割を解明したこと[ 23 ]など、中心部の閉じ込め改善においても多くの成果をあげた.

**4. ダイバータ、周辺プラズマ研究**

ITERを設計するための物理R&Dが本格化した1990年代、ダイバータ板への大きな熱負荷が予測され、これを低減することが重要な研究課題になった. そこで、多くのトカマク装置において、ダイバータ部に室温の中性ガスを注入し、放射損失によって熱を取り除く方法(遠隔放射冷却)が試された. しかし、従来の開ダイバータ構造では、注入した中性ガスが主プラズマの周辺に逆流し、プラズマ温度を低下させ、閉じ込め性能を劣化させると考えられていたことから、バッフル板付きの閉ダイバータ形状への改造が検討・実施され始めていた. JFT-2Mにおいては、低温ダイバータプラズマと高閉じ込め主プラズマとの両立を目指し、また、研究結果をJT-60UやITERのダイバータ設計に反映できるように、1995年から下側ダイバータをバッフル板付きの閉ダイバータに改造して、ダイバータ形状、給排気およびダイバータを構成する材料の最適化などの研究を实

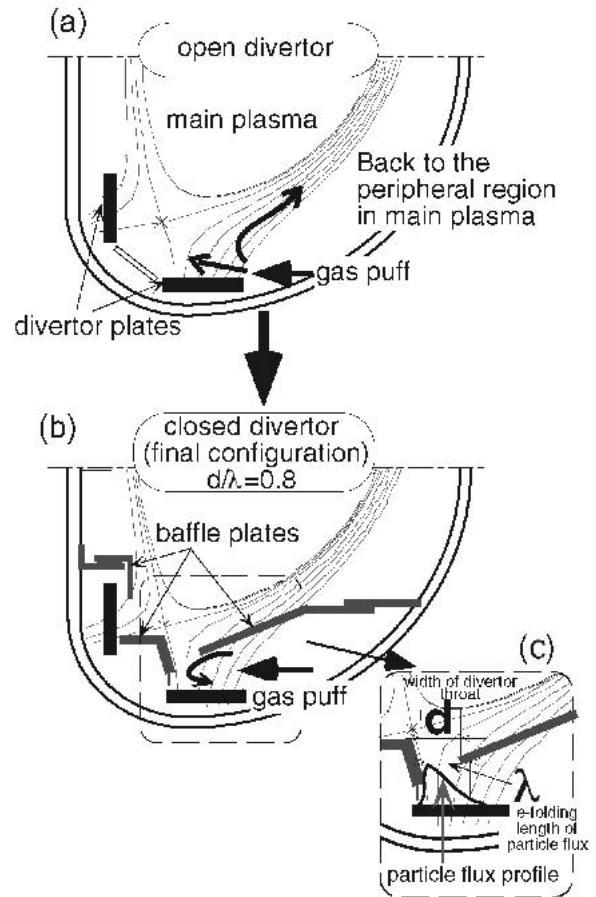


Fig. 3 (a)Open and (b) closed divertor in JFT-2M. Divertor throat region of the closed divertor is expanded in (c), showing a width of the divertor throat  $d$ , and e-folding length of the particle flux on the divertor plate  $\lambda$ .

施した. Fig. 3に示す開口部の幅  $d$  と測定した粒子束分布の特性長  $\lambda$  の比を変えた実験を行い、バッフル板下部の中性粒子密度と主プラズマ側への影響を明らかにした[ 24 ].

**4.1 ダイバータバイアスによる粒子制御**

スクレイブオフ層(SOL)の流れがプラズマにどのように影響するのかを明らかにすることを目的に、ダイバータ板やバッフル板に電圧を印加することによる能動的な粒子制御の研究を行った[ 25 ]. 真空容器内に電流(電圧)を導入することは、 $j \times B$ の力を受けることから、大型装置では非常に難しく、この研究はJFT-2Mの中型装置としての利点を活かした研究の一つであったと言える. JFT-2Mの閉ダイバータへの改造に際しては、内外ダイバータ板およびバッフル板はステンレス製のトロイダル方向に連続した構造とし、真空容器と電氣的に絶縁させ、個々にバイアス電圧(200V以下)が印加できる構造にした. 内外のダイバータ板の両方に真空容器に対して負バイアス(200V程度)を印加したところ、ダイバータ部における顕著な中性粒子圧力の増加を観測し、主プラズマの放射損失が約半分に減少することがわかった. この現象は、バイアス印加によりSOLに形成された半径方向の負電場とトロイダル磁場が作る  $E \times B$  流が内側ダイバータ板から外側ダイバータ板に向かう場合のみ観測された(バッフル板設置以前には観

測されていないことから、SOL 流とバップル効果によるもの)。この方法は、ELM のない H モード中の電子密度、放射損失の増加の抑制にも有効に作用したが、ELM のない H モードを定常に維持することはできなかった。しかし、SOL 中の流れを制御することによって能動的にダイバータ効果を制御できることを示す成果であった[26]。また、ダイバータ板を負バイアスすると H モード遷移パワーが半分以下にまで低下するという興味深い現象も観測され、中性粒子のダイバータ部への圧縮による電場形成の効果であるかと結論した[27]。

#### 4.2 低温ダイバータと高閉じ込めプラズマの両立

閉ダイバータにおいて、ELM のない H モードプラズマを生成した後、ダイバータ部に通常の数倍の重水素ガスを注入し、低温ダイバータと高閉じ込めプラズマの両立性を検証した。ダイバータ静電プローブ列で測定されたダイバータ板に接するプラズマの電子温度はガス注入とともに低下し、遂には物理スパッタリングが急激に低下する 10 eV 以下(目標値)まで低下した。この間、主プラズマの高閉じ込め状態が維持され、低温ダイバータとの両立性が実証された。ただし、ガス注入を一定のまま続け、主プラズマが高密度領域 ( $n_e/n_{GW} \sim 0.6$ ) に達すると、主プラズマの放射損失が増大して、閉じ込めが劣化した。ここで、 $n_{GW}$  はグリーンワールド密度であり、プラズマ電流 ( $I_p$ ) とプラズマ小半径 ( $a$ ) により、 $I_p/\pi a^2$  で与えられる量である。しかし、ガス注入量を制御することにより、 $n_e/n_{GW} \sim 0.7$  まで高閉じ込め状態が持続すると同時に、ダイバータプラズマは 4 eV 程度の低温に保つことができた[24]。これらは、ダイバータ板の熱負荷を低減し、かつ高性能の主プラズマを維持するという課題を克服したものである。

### 5. 先駆的なプラズマ制御研究

トカマクの高性能化を目指す JFT-2M では、その機動性を生かし、新しいハードウェアを短期間で導入し、先駆的なプラズマ制御研究で重要な成果をあげてきた。ここでいう先駆的なプラズマ制御とは、高周波や粒子ビームの入射による分布制御/安定化、先に述べたダイバータバイアス、外部磁場コイルによる ELM 制御/プラズマ回転制御、コンパクトトロイド入射やペレット入射による(ガスバフ以外の)粒子補給などを意味している。ここでは、その中からいくつか取り上げて貢献の一端を示すこととしたい。また、高周波による電流駆動効率の改善[28]や速波を用いた先駆的な電流駆動研究[29]でも優れた成果があげられたが、ここでは割愛させていただいた。

#### 5.1 電子サイクロトロン加熱によるテアリングモードの抑制、ディスラプション回避

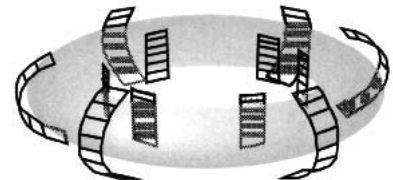
MHD 不安定性の一種であるテアリングモードは、有理面近傍で磁力線のつながりかえを引き起こし、磁気島とよばれる閉じた磁気面を形成する不安定性である。磁気島が大きく成長すると、閉じ込めが劣化するだけでなく、ディスラプションと呼ばれるプラズマ崩壊に至る場合がある。ディスラプションの電磁力は機器に多大な負荷を与えるため、核融合炉では是非とも避けなければならない現象であ

る。JFT-2M では、モードの磁気島中心(O点と呼ばれている)を局所的に電子サイクロトロン波加熱することにより、テアリングモードを抑制できること、そしてこのモードによるディスラプションが回避できることを初めて実証した[30]。この成功は、振幅が飽和したモードが再現良く出現する条件を発見できたことと加熱位置を数 mm の精度で正確に磁気島に合わせられたことがポイントであった。この安定化法は、後に T-10 トカマク(旧ソ連)でも確認された。また、この実験結果は、簡約 MHD 方程式系を用いたシミュレーションでも模擬できることが示され[31]、簡約 MHD 方程式系が現実の現象を良くモデル化していることの良い実例となった。その後、高ベータプラズマでは、(新古典)テアリングモードがベータ値を劣化させる原因になることやトカマク炉の定常化に必要なブートストラップ電流と呼ばれる自発電流を減少させるという悪影響を及ぼすことが判明した。そのため、この電子サイクロトロン波加熱・電流駆動によるテアリングモードの抑制法は、ASDEX-U, D-III-D, JT-60U など導入され、テアリングモードの抑制法として確立された。重要な抑制手段として

(a) EML Coil Set  
N: even or odd  
M: high or low



(b) Ladder Coil Set  
N: 1, 2 or 3  
M: 5 or 10



(c) Saddle Coil Set  
N: 0, 1 or 2  
M: 2

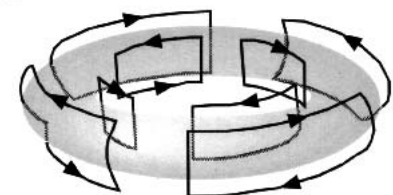


Fig. 4 Three different ergodic coil sets are installed on the JFT-2M tokamak. (a) The "EML" coil set. For the poloidal mode, it is possible to change its connection to high- $M$  (large intensity at high poloidal mode number  $m$  of about 11 at the plasma edge) or low- $M$  (large intensity at poloidal mode number  $m$  of about 5 at the plasma edge). For the toroidal mode, the even- $N$  or odd- $N$  can be selected. (b) The "Ladder" coil set. The  $M=5$  or  $10$  and  $N=1, 2$  or  $3$  can be selected. (c) The "Saddle" coil set. The  $M=2$  and  $N=0, 1$  or  $2$  can be selected. The Ladder and Saddle coil sets are installed inside the vacuum vessel. The uppercase-letter  $M$  or  $N$  is the poloidal or toroidal mode number of the connection for the three coil sets, respectively. Even though  $M/N$  connection has peak  $m/n$  component, it has many other small poloidal and toroidal components together.

改良も進められており、ITER 計画でも採用されるに至った。

## 5.2 外部ヘリカル磁場による不安定性の制御

H モードの周辺輸送障壁を定常的に維持するために、新たに設置したエルゴディック磁場コイル(DC 磁場)による径方向摂動磁場をプラズマ周辺の磁気面に加えて磁気面を乱す(ergodic にする)ことにより、意図的に輸送障壁の圧力勾配を緩和し、ELM のないHモードを定常化できるのではないかと考えてこの研究をスタートした。しかし、外部ヘリカル磁場を印加すると、圧力勾配が変化するのではなく、10%程度の閉じ込め性能の劣化を伴うが、ELM が現れてHモードが定常化できることがわかった[32]。そして、このELMを発生させるための磁場成分として、トロイダルモード数( $n$ )が4以上の摂動が有効であることを明らかにした。この有効なトロイダルモード数の解明は、ちょっとした手違いから研究が急速に進展した。Fig. 4 に示す2つのコイル(EML コイルと Ladder コイル)を用いて研究しているとき、片方のコイルに電流を逆に流してしまったところ、ELM がほとんどなくなった(D-D との共同研究)。逆電流により減少しているモードを探すことによって、ELM を発生させるのに有効な成分を解明することができた。この結果は、第14回 IAEA 会議において、ELM のないHモードを制御した成果として非常に高く評価された。

また、サドルコイルによりモード数  $m/n = 2/1, 3/1$  ( $m$  はポロイダルモード数)の DC 磁場摂動を加えることにより、テアリングモード( $m/n = 2/1$ )を抑制し、モードロックディスラプションを回避できることも初めて実証した[32]。さらに、サドルコイルから回転磁場摂動をプラズマに与えることにより、プラズマ回転速度を制御してもテアリングモード( $m/n = 2/1$ )を抑制できることを実証した[33]。

## 6. 先進材料プラズマ試験

核融合発電実証プラントにおいては、熱、中性子負荷が大きいので、現在の主要な構造材料であるオーステナイト系ステンレス鋼をブランケット構造材料として使用できず、新材料の導入が不可欠である。低放射化フェライト鋼は、その最有力候補とされているが、強磁性体であるうえ錆びやすいことから、プラズマに悪影響を与えることが懸念されていた。一方、ITER の負磁気シア配位を用いた定常放電シナリオでは、リップル損失による第一壁への熱負荷が許容値を超えることが想定され、強磁性体を用いたトロイダル磁場リップルの低減が具体的に検討されていた。そのため、1) 強磁性体をトカマク装置に導入しても大きな問題は生じないこと、2) 低放射化フェライト鋼が超高真空の構造材料としても使用できること、3) 強磁性体でリップル損失が有効に低減できることを実証する必要があった。そこで、JFT-2M では、フェライト鋼を段階的に導入し、そのプラズマ適合性を調べる試験(先進材料プラズマ適合性試験)を行った[34]。第一段階であるリップル低減試験は、ITER でのリップル低減を想定し、真空容器の

外部にフェライト鋼を設置して実施した。いきなり容器内にフェライト鋼を全面設置するのはリスクを伴うため、第二段階では容器内に約20%設置して予備的な評価を行い、その有望な結果を踏まえて第三段階で容器の内壁全面にフェライト鋼を装着した。

### 6.1 リップル低減試験

第一段階として実施したリップル低減試験では、各トロイダル磁場コイルの直下に、幅 200 mm、厚さ 50~70 mm (可変)の低放射化フェライト鋼(F82H)を設置することで、リップル率を半減できた[35]。ただし、既設の機器との干渉によるフェライト鋼設置の不均一性によって生じた局所的なリップル、フェライト鋼の作る磁場が正弦的でないことに起因する高次磁場リップルモードが発生し、磁場構造は極めて複雑になった。そのため、この複雑なリップル構造が、高速イオンの損失に及ぼす影響を評価する必要があった。また、設置に際しては、ロックモード(locked mode)が発生する可能性を極力下げるため、トロイダル磁場との軸ずれによる低トロイダルモード数の磁場が発生しないようにトロイダルコイルに取り付けることとした。

高速イオンは中性粒子ビーム入射(36 keV、接線方向入射)によって供給し、赤外線カメラで測定した第一壁の温度上昇からリップル損失量を評価した。フェライト鋼設置前はリップル捕捉損失領域に最大75%の温度上昇が観測されたが、フェライト鋼設置後の最適な磁場条件下では、第一壁の温度上昇は10%以下に留まることを確認した。この測定によって、強磁性体を利用してリップル損失が低減できることを初めて実証した[36]。第三段階では、発電実証炉の炉壁を想定して、真空容器内壁の全面にフェライト鋼を設置した。その際、板厚の分布(6~11 mm)を最適に設計することで、フェライト鋼なしの場合の約1/4にまでリップル率を低減した[37]。また、上述のような複雑な磁場構造および非一様な第一壁の構造においてリップル損失分布を計算できるようにするため、既存の軌道追跡モンテカルロコード(Orbit Following Monte Carlo Code; OFMC)の拡張を行い、測定結果は計算結果と一致することが明らかとなった[38]。

### 6.2 プラズマ適合性試験

強磁性体を設置した場合の影響としては、1) 制御磁場、制御用磁気プローブに影響を及ぼしプラズマの生成、制御に影響が出ること、2) 低トロイダルモード数の誤差磁場が誘起されることによりロックモードが起きやすくなること、3) 揺動磁場を吸い込むことによりMHD不安定性が助長されること、等が想定された。特に、発電実証プラントでは壁安定化効果を利用して高い規格化ベータ( $\beta_N = \beta_T / (I_p / a B_T)$ )。ここで、 $\beta_T$ はトロイダルベータ値、 $I_p$ はプラズマ電流、 $a$ はプラズマ小半径、 $B_T$ はトロイダル磁場)を有するプラズマを生成することが想定されていることもあり、フェライト鋼壁でも導体壁と同様に安定化効果を持つこと(少なくとも阻害しないこと)を実証することが重要な課題であった。第二段階では弱磁場側の真空容器内壁斜め上下にベルト状に厚さ7 mmのF82Hを設置し、トロイダル磁場リップルへの影響を抑えつつ、不純物発生

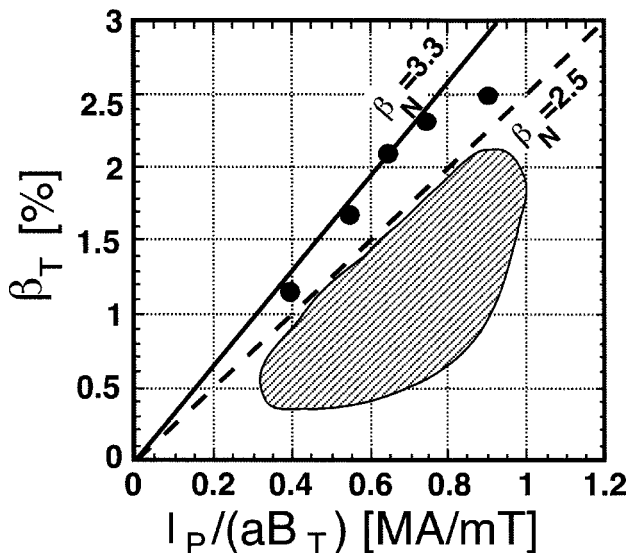


Fig. 5 Normalized current ( $I_p / aB_T$ ) vs toroidal beta ( $\beta_T$ ) for plasmas before (hatched region) and after (filled circles) introduction of the ferritic steel in JFT-2M, where  $I_p$  is the plasma current,  $a$  is the averaged minor-radius and  $B_T$  is the toroidal magnetic field. A slope of the plot shows a value of normalized beta ( $\beta_N$ ). Compatibility of the ferritic wall with high  $\beta_N$  plasma was demonstrated.

および磁気的影響を予備的に評価した。その結果、不純物発生が小さいこと、フェライト鋼壁が規格化ベータ 2.8 程度のプラズマとも共存し得ることが示されるなど、全面設置に向けた有望な結果が得られた。これを受けて、第三段階では、真空容器内壁の全面にフェライト鋼を設置して、本格的なプラズマ適合性試験を実施した。

プラズマ生成・制御に関しては、フェライト鋼の影響が磁気面の位置にして 1~2 cm 程度であることが計算で示され、実際、制御系を変更することなくトカマク放電が生成できた。また、テストスタンドでの脱ガス試験からも事前に予測されていたが、到達真空度にも特に影響はなく、また、トカマク放電中の不純物放出も大きくならなかった（主要なプラズマ対向面は黒鉛保護板が設置されているので、SOL プラズマとしか相互作用はない）。ダイバータ配位では H モードも得られ、フェライト鋼の設置前と比較して、H モードへの遷移パワーや閉じ込め性能はほぼ同等であった[37]。

一方、低放射化フェライト鋼と  $\beta_N$  の高いプラズマとの適合性を実証するためには、実際に高  $\beta_N$  プラズマを生成する必要があった。JFT-2M では、真空容器内に部分設置した第二段階の試験において、先に述べたようにトリメチルボロンを用いたボロンコーティングを初めて実施した。酸素不純物が 1/10 以下に低下し、高リサイクリング定常 (HRS) H モードという内部輸送障壁と両立する新しい運転領域が開拓され、その結果、 $\beta_N$  が 3 を超えるプラズマとの共存性を実証した (Fig. 5) [19]。また、JFT-2M の最後の実験では、プラズマをフェライト鋼に近づけて、発電実証プラントで想定される運転領域に迫る高  $\beta_N$  の領域で強磁性体の高ベータプラズマへの影響を調べた。これらの研究によって、ITER や発電実証プラントで低放射化フェライト

鋼を使用するに際しての懸念を払拭し、フェライト鋼導入への道筋をつけた。この最新の結果については、現在、詳細な解析を進めており、今年の IAEA 核融合エネルギー会議で発表する予定である[39]。

## 7. 終わりに

JFT-2M では、運転開始以来、中型装置の機動性に優れた点を有効に活かして斬新なアイデアや先進的な技術を世界に先駆けて取り入れ、多くの成果をあげてきた。中でも、トカマクプラズマの閉じ込め改善モードで国際熱核融合実験炉 (ITER) の標準運転ともなっている H モードにおける電場と閉じ込め改善に関する研究では、世界をリードし続けた。H モードデータベースの構築に貢献し、ITER のプラズマ性能の予測に本質的な役割を果たすとともに、その物理機構の解明に大きく貢献した。また、先駆的なプラズマ制御手法の開発や核融合発電実証プラントの有力な構造材料候補と考えられている低放射化フェライト鋼と閉じ込め改善モードとの適合性の実証などにより、JT-60 や ITER への貢献のみならず、発電実証プラントの基盤構築に大きく貢献した。

国内外の大学や研究機関との研究協力、さらには産業界からの多大なご支援とご協力は、JFT-2M の研究を進展させるうえで極めて有効で、これが上記の多くの成果につながったことは言うまでもありません。これまで、JFT-2M との研究協力に参加していただいた多くの方々に、この場をお借りしてお礼を述べさせていただきます。また、研究嘱託の先生方には、実験研究の方策を考える上で多くのご支援をいただきました。特に、閉じ込めの解明については、居田克己先生、伊藤公孝先生、伊藤早苗先生、遠山閣志先生、濱田泰司先生に多大なご指導とご協力をいただきました。この場をお借りしてお礼申し上げます。

この解説をまとめるにあたり、原研の荏苒昭朗氏、森雅博氏、山本 巧氏、河西 敏氏、大麻和美氏、川島寿人氏、都筑和泰氏、小川宏明氏に助言をいただきました。ここに、感謝の意を表します。そして、JFT-2M 計画の立ち上げに努力された田中裕二氏、船橋昭昌氏に感謝いたします。また、JFT-2M で研究された多くの方々に、JFT-2M の研究を支持していただいた多くの方々に感謝するとともに、すべての方々に網羅することができなかったことをお詫びいたします。

また、この解説をまとめる機会を与えていただいた本会編集委員会に感謝いたします。

最後に、この場を借りて、著者の一人 (YM) の指導者であり、JFT-2M だけでなく核融合研究のリーダーであった故前田彦祐室長、故鈴木紀男室長に感謝いたします。前田さんは、「装置は研究をしない。研究は人しか行えない。どんなに良い装置を持っていても、人がいなければ研究はできない。」とよくおっしゃっていました。この精神が、JFT-2M 関係者すべてを成長させ、その研究にも活かされたと思います。鈴木さんにはデータの見方とトカマクプラズマについて教えていただきました。このお二人なくして JFT-2M の多くの輝かしい成果をあげることはできなかったで




しよう。特に、Hモード研究の成果は成しえなかったと確信しています。ご冥福を心からお祈りしてこの解説を終えます。

参考文献


[ 1 ] H. Maeda and S.-I. Itoh, *Kakuyugo Kenkyu* 65, 121 (1991) (in Japanese).  
 [ 2 ] T. Shoji *et al.*, JAERI-M 83-194 (1983) (in Japanese).  
 [ 3 ] H. Matsumoto *et al.*, *Nucl. Fusion* 27, 1181 (1987).  
 [ 4 ] K. Odajima *et al.*, *Proc. 11th Int. Conf. on Plasma Phys. Controlled Nucl. Fusion Research*, Kyoto, 1986, vol.1, IAEA, Vienna, 151 (1987).  
 [ 5 ] K. Hoshino *et al.*, *Phys. Rev. Lett.* 63, 770 (1989).  
 [ 6 ] N. Suzuki *et al.*, *Proc. 12th Int. Conf. on Plasma Phys. Controlled Nucl. Fusion Research*, Nice, 1988, vol.1, IAEA, Vienna, 207 (1989).  
 [ 7 ] K. Odajima *et al.*, *Phys. Rev. Lett.* 57, 2814 (1986).  
 [ 8 ] J. P. Christiansen *et al.*, *Nucl. Fusion* 32, 291 (1992).  
 [ 9 ] Y. Miura *et al.*, *Kakuyugo Kenkyu* 67, 352 (1992).  
 [ 10 ] K. Hoshino *et al.*, *J. Phys. Soc. Jpn.* 56, 1750 (1987).  
 [ 11 ] S. Sengoku *et al.*, *J. Nucl. Mater.* 145-147, 556 (1987).  
 [ 12 ] K. Hoshino *et al.*, *J. Phys. Soc. Jpn.* 58, 1248 (1989).  
 [ 13 ] S.-I. Itoh and K. Itoh, *Phys. Rev. Lett.* 60, 2276 (1988).  
 [ 14 ] K. Ida *et al.*, *Phys. Rev. Lett.* 65, 1364 (1990).  
 [ 15 ] Y. Miura *et al.*, *Phys. Rev. Lett.* 69, 2216 (1992).  
 [ 16 ] K. C. Shaing and E. C. Crume Jr., *Phys. Rev. Lett.* 63, 2369 (1989).  
 [ 17 ] T. Ido *et al.*, *Phys. Rev. Lett.* 88, 05506-1 (2002).  
 [ 18 ] K. Shinohara *et al.*, *J. Plasma Fusion Res.* 74, 607 (1998).  
 [ 19 ] K. Kamiya *et al.*, *Nucl. Fusion* 43, 1214 (2003).

[ 20 ] M. Mori *et al.*, *Nucl. Fusion* 28, 1892 (1988).  
 [ 21 ] Y. Miura *et al.*, *Proc. 13th Int. Conf. on Plasma Phys. and Contr. Nucl. Fusion Research*, Washington, 1990, vol.1, IAEA, Vienna, 325 (1991).  
 [ 22 ] K. Ida *et al.*, *Phys. Rev. Lett.* 68, 182 (1992).  
 [ 23 ] K. Ida *et al.*, *Phys. Rev. Lett.* 74, 1990 (1995).  
 [ 24 ] H. Kawashima *et al.*, *Nucl. Fusion* 39, 1679 (1999).  
 [ 25 ] T. Shoji *et al.*, *Proc. 14th Int. Conf. Plasma Phys. and Contr. Nucl. Fusion Research*, Würzburg, 1992, vol.1, IAEA, Vienna, 323 (1993).  
 [ 26 ] H. Ogawa *et al.*, *J. Nucl. Mater.* 266-269, 623 (1999).  
 [ 27 ] Y. Miura *et al.*, *Proc. 16th Int. Conf. Fusion Energy*, Montreal, 1996, vol.1, IAEA, Vienna, 167 (1997).  
 [ 28 ] T. Yamamoto *et al.*, *Phys. Rev. Lett.* 58, 2220 (1987).  
 [ 29 ] T. Yamamoto *et al.*, *Phys. Rev. Lett.* 63, 1148 (1989).  
 [ 30 ] K. Hoshino *et al.*, *Phys. Rev. Lett.* 69, 2208 (1992).  
 [ 31 ] G. Kurita *et al.*, *Nucl. Fusion* 34, 1497 (1994).  
 [ 32 ] M. Mori *et al.*, *Proc. 14th Int. Conf. Plasma Phys. and Contr. Nucl. Fusion Research*, Würzburg, 1992, vol.2, IAEA, Vienna, 567 (1993).  
 [ 33 ] K. Oasa *et al.*, *Proc. 15th Int. Conf. Plasma Phys. and Contr. Nucl. Fusion Research*, Seville, 1994, vol. 2, IAEA, Vienna, 279 (1995).  
 [ 34 ] H. Kimura *et al.*, *Fusion Eng. Des.* 56-57, 837 (2001).  
 [ 35 ] M. Sato *et al.*, *Fusion Eng. Des.* 51-52, 1071 (2000).  
 [ 36 ] H. Kawashima *et al.*, *Nucl. Fusion* 41, 257 (2001).  
 [ 37 ] K. Tsuzuki *et al.*, *Nucl. Fusion* 43, 1288 (2003).  
 [ 38 ] K. Shinohara *et al.*, *Nucl. Fusion* 43, 586 (2003).  
 [ 39 ] K. Tsuzuki *et al.*, *submitted to 20th IAEA Fusion Energy Conference*.




み うら ゆき とし  
三 浦 幸 俊

日本原子力研究所那珂研究所炉心プラズマ計画室・室長。1981年東北大学工学部修士課程修了，1981年日本原子力研究所入所。JFT-2で荷電交換中性粒子の計測を担当し，JFT-2Mの実験開始から2000年まで，多くの時間をJFT-2建屋にある制御室とデータ処理室で過ごした。最近，自宅からファイバーで高速に通信ができるようになったが，JT-60のデータ解析をする時間を探すがあまりできていない。



ほ し の か つ み ち  
星 野 克 道

東京大学原子力工科学科院卒。工博。日本原子力研究所炉心プラズマ研究部勤務。主な研究分野はトカマクプラズマの高周波加熱と揺動。趣味は書籍収集（少時より日本橋・神保町界限徘徊），西洋古典音楽（弦楽器修理・鑑賞），軽農作業（略草刈と土起）。家族は今年銀婚の活動的女房，高校生の娘とハムスター氏及び東京で勉学中の息子2人。近況：永くJFT-2，JFT-2Mで研究してきましたが，今年から設計時に携わったJT-60(U)で研究しています。自己分析：自己を分析する自己，不可思議至極。自己は他者たり得るか。



く さ ま よ し の り  
草 間 義 紀

筑波大学大学院博士課程物理学研究科修了，理学博士。現在，原研那珂研究所炉心プラズマ研究部プラズマ物理実験研究室長。主な研究分野は，高速中性粒子計測を基にした高エネルギーイオンとMHD不安定性との相互作用。ITERの計測装置開発にも深く関わっている。趣味は，自宅の庭と山での「芝刈り」。枕元には5，6冊の「芝刈り」の解説書を置き，日々，勉強とイメージトレーニングに励んでいます。でも，結果は???