

JAERI-Review

2005-031



JP0550496



IAEA主催第20回核融合エネルギー会議概要報告

(2004年11月1日～11月6日、ヴィラモウラ、ポルトガル)

2005年9月

(編) 核融合計画推進班

日本原子力研究所

Japan Atomic Energy Research Institute

本レポートは、日本原子力研究所が不定期に公刊している研究報告書です。
入手の問い合わせは、日本原子力研究所研究情報部研究情報課(〒319-1195 茨城県那珂郡東海村)あて、お申し越し下さい。なお、このほかに財団法人原子力弘済会資料センター(〒319-1195 茨城県那珂郡東海村日本原子力研究所内)で複写による実費頒布を行っております。

This report is issued irregularly.

Inquiries about availability of the reports should be addressed to Research Information Division, Department of Intellectual Resources, Japan Atomic Energy Research Institute, Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken 〒319-1195, Japan.

© Japan Atomic Energy Research Institute, 2005

編集兼発行 日本原子力研究所

IAEA主催第20回核融合エネルギー会議概要報告 (2004年11月1日～11月6日、ヴィラモウラ、ポルトガル)

日本原子力研究所那珂研究所
(編) 核融合計画推進班

(2005年7月15日受理)

核融合エネルギー会議は、核融合研究に関する成果報告及び情報交換を行うことを目的として、IAEAの主催により、1961年から原則として2年毎に開催されてきた。核融合研究分野における最も権威のある国際会議であり、毎回、国内審査および国際的な審査を経て選別された最新の研究成果が発表される。

第20回核融合エネルギー会議は、2004年11月1日から11月6日にかけて、ポルトガルのヴィラモウラで開催され、35カ国より700余名の研究者が参加した。

本報告書は、同会議に参加した原研の研究者(計35名)が、同会議におけるさまざまな研究発表を会場で聴取し、各々の視点から理解してきた内容をまとめたものである。「原研の研究者の視点から」というフィルターを通すことにより、非常に理解しやすい内容になっていると思われる。本報告書は、核融合分野における最新の研究成果の数々に対する幅広い理解を得るために資することを目的とするものである。

**Summary Report of the 20th IAEA Fusion Energy Conference
(November 1–6, 2004, Vilamoura, Portugal)**

(Ed.) Office of Fusion Program Promotion

Naka Fusion Research Establishment
Japan Atomic Energy Research Institute
Naka-shi, Ibaraki-ken

(Received July 15, 2005)

Fusion Energy Conference has been held aiming to report and exchange the information concerning the nuclear fusion research every two years since 1961 by IAEA. The conference has authorities most in the field of the fusion research. The 20th Fusion Energy Conference was held at Vilamoura in Portugal on November 1st through 6th in 2004, and 700 researchers or more participated in the conference from 35 countries. This report is a summary of the conference that the JAERI researchers who participated in this conference (35 persons in total) have seen presentations of each contributed papers at the conference room and have understood from each point of view. The contents of this report are very comprehensible, because those are written from the viewpoint of each researchers of JAERI. The purpose of this report is to provide the information which is useful for many researchers to understand the latest study results over a wide field of fusion research.

Keywords: IAEA, Fusion Energy Conference, JAERI, Contributed Papers

目次

| | | | |
|------|---|-------|----|
| 1. | メモリアルセッション[永見] | | |
| 1.1 | 開会および歓迎の挨拶 | | 1 |
| 1.2 | 特別講義 | | 1 |
| 2. | 総合講演 | | |
| 2.1 | セッション 0V/1: 磁場閉じ込め核融合総合講演 1 [永見] | | 1 |
| 2.2 | セッション 0V/2: 磁場閉じ込め核融合総合講演 2 [井戸村、竹永、武智、井手、大山] | | 2 |
| 2.3 | セッション 0V/3: 慣性核融合総合講演 [永見] | | 4 |
| 2.4 | セッション 0V/4: 磁場閉じ込め核融合総合講演 3 [藤田] | | 5 |
| 2.5 | セッション 0V/5: 磁場閉じ込め核融合総合講演 4 [井手] | | 6 |
| 3. | 実験 | | |
| 3.1 | セッション EX/1: 先進シナリオと定常状態 [鈴木隆] | | 7 |
| 3.2 | セッション EX/2: E L M [大山] | | 8 |
| 3.3 | セッション EX/3: ベータ・リミット [鎌田] | | 9 |
| 3.4 | セッション EX/4: ハイブリッド・シナリオ、Hモード&輸送 [神谷、坂本] | | 10 |
| 3.5 | セッション EX/5: アルフベン・モードと波動加熱 [石川] | | 11 |
| 3.6 | セッション EX/6: 運転限界と運動量輸送 [竹永] | | 13 |
| 3.7 | セッション EX/7: 新古典テアリングモード [林] | | 14 |
| 3.8 | セッション EX/8: 輸送と乱流 [玉井] | | 15 |
| 3.9 | セッション EX/9: 形状効果と輸送 [鎌田] | | 17 |
| 3.10 | セッション EX/10: プラズマ-壁相互作用 [仲野] | | 18 |
| 3.11 | ポスターセッション EX/P1: E L M [神谷] | | 19 |
| 3.12 | ポスターセッション EX/P2: ベータ・リミット、先進シナリオ [武智、都筑、神谷] | | 20 |
| 3.13 | ポスターセッション EX/P3: ハイブリッド・シナリオ [及川] | | 23 |
| 3.14 | ポスターセッション EX/P4: 運転限界、加熱と電流駆動、高速粒子 [藤田、鈴木隆、坂本、大山、石川] | | 24 |
| 3.15 | ポスターセッション EX/P5: テアリングモード、プラズマ-壁相互 作用 [及川、都筑、仲野、井手、小関] | | 28 |
| 3.16 | ポスターセッション EX/P6: 乱流輸送実験 [竹永、武智、鈴木隆] | | 33 |
| 4. | 理論 | | |
| 4.1 | セッション TH/1: 輸送理論 [林] | | 37 |
| 4.2 | セッション TH/2: ベータ・リミット [栗田] | | 39 |
| 4.3 | セッション TH/3: アルフベン・モードと波動加熱 [井手] | | 39 |
| 4.4 | セッション TH/4: 運転限界と運動量輸送 [津田] | | 39 |
| 4.5 | セッション TH/5: 高エネルギー粒子と安定性 [小関] | | 40 |
| 4.6 | セッション TH/6: 新古典テアリングモード [小関] | | 41 |
| 4.7 | セッション TH/7: 輸送と乱流 [井戸村] | | 42 |
| 4.8 | セッション TH/8: 乱流のモデル化 [井戸村] | | 42 |
| 4.9 | ポスターセッション TH/P1: E L M [神谷] | | 43 |

| | | | |
|------|------------------|---|----|
| 4.10 | ポスターセッション | TH/P2: ベータ・リミット、先進シナリオ、 輸送に対する形状効果 [津田、徳田] | 43 |
| 4.11 | ポスターセッション | TH/P3: ハイブリッド・シナリオ [西尾] | 45 |
| 4.12 | ポスターセッション | TH/P4: 運転限界、加熱と電流駆動、 高速粒子 [徳田、宮戸] | 45 |
| 4.13 | ポスターセッション | TH/P5: テアリングモード、 プラズマ-壁相互作用 [津田] | 46 |
| 4.14 | ポスターセッション | TH/P6: 乱流輸送理論 [中村] | 47 |
| 5. | ITER | | |
| 5.1 | セッション | IT/1: ITER [嶋田、杉原] | 50 |
| 5.2 | ポスターセッション | IT/P3: ITER [嶋田、杉原、中村、西谷] | 51 |
| 6. | 慣性核融合 | | |
| 6.1 | セッション | IF/1: 慣性核融合 (実験、理論) [永見] | 57 |
| 6.2 | ポスターセッション | IF/P7: 慣性核融合 (実験、理論) [木津、春日井、井上] | 58 |
| 6.3 | セッション | FT/2: 慣性核融合 (核融合工学) [嶋田] | 60 |
| 7. | 核融合工学、電力プラント設計 | | |
| 7.1 | セッション | FT/1: 核融合工学 [井上、春日井、実川] | 60 |
| 7.2 | セッション | FT/3: 核融合工学 [鈴木、佐藤] | 62 |
| 7.3 | ポスターセッション | FT/P1: 核融合工学、電力プラント設計1 [木津、小泉、西谷、佐藤、鈴木哲] | 64 |
| 7.4 | ポスターセッション | FT/P5: プラズマ-壁相互作用 [実川] | 68 |
| 7.5 | ポスターセッション | FT/P6: 革新的概念 [西谷] | 68 |
| 7.6 | ポスターセッション | FT/P7: 核融合工学、電力プラント設計2 [栗田、玉井、西尾、春日井、井上] | 68 |
| 8. | 革新的概念、安全性、環境、経済性 | | |
| 8.1 | ポスターセッション | IC/P6: 革新的概念 [坂本、玉井、竹永、藤田] | 73 |
| 8.2 | ポスターセッション | SE/P3: 安全性、環境、経済性 [西尾] | 77 |
| 9. | ポストデットライン | PD/1 [鎌田] | 78 |
| 10. | サマリー | [二宮、井戸村] | 78 |

※ [] 内は執筆担当者

Contents

| | |
|---|----|
| 1. Memorial Session [Nagami] | |
| 1.1 Opening, Welcome Address | 1 |
| 1.2 Special Lecture | 1 |
| 2. Overviews | |
| 2.1 Session OV/1: Magnetic Fusion Overview 1 [Nagami] | 1 |
| 2.2 Session OV/2: Magnetic Fusion Overview 2 [Idomura, Takenaga, Takechi, Ide, Ohyama] | 2 |
| 2.3 Session OV/3: Inertial Fusion Overview [Nagami] | 4 |
| 2.4 Session OV/4: Magnetic Fusion Overview 3 [Fujita] | 5 |
| 2.5 Session OV/5: Magnetic Fusion Overview 4 [Ide] | 6 |
| 3. Experiments | |
| 3.1 Session EX/1: Advanced Scenarios and Steady State [T.Suzuki] | 7 |
| 3.2 Session EX/2: ELM [Oyama] | 8 |
| 3.3 Session EX/3: Beta Limits [Kamada] | 9 |
| 3.4 Session EX/4: Hybrid Scenarios, H-mode & Transport [Kamiya, Sakamoto] | 10 |
| 3.5 Session EX/5: Alfvén Modes and Wave Heating [Ishikawa] | 11 |
| 3.6 Session EX/6: Operational Limits and Momentum Transport [Takenaga]... | 13 |
| 3.7 Session EX/7: Neoclassical Tearing Modes [Hayashi] | 14 |
| 3.8 Session EX/8: Transport and Turbulence [Tamai] | 15 |
| 3.9 Session EX/9: Configuration Effects and Transport [Kamada] | 17 |
| 3.10 Session EX/10: Plasma Wall Interaction [Nakano] | 18 |
| 3.11 Poster Session EX/P1: Edge Localized Modes [Kamiya] | 19 |
| 3.12 Poster Session EX/P2: Beta Limits, Advanced Scenarios [Takechi, Tsuzuki, Kamiya] | 20 |
| 3.13 Poster Session EX/P3: Hybrid Scenarios [Oikawa] | 23 |
| 3.14 Poster Session EX/P4: Operational Limits, Heating and Current Drive, Fast Particles [Fujita, T.Suzuki, Sakamoto, Oyama, Ishikawa] | 24 |
| 3.15 Poster Session EX/P5: Tearing Modes, Plasma Wall Interaction [Oikawa, Tsuzuki, Nakano, Ide, Ozeki] | 28 |
| 3.16 Poster Session EX/P6: Turbulent Transport Experiment [Takenaga, Takechi, T.Suzuki] | 33 |
| 4. Theory | |
| 4.1 Session TH/1: Transport Theory [Hayashi] | 37 |
| 4.2 Session TH/2: Beta Limits [Kurita] | 39 |
| 4.3 Session TH/3: Alfvén Modes and Wave Heating [Ide] | 39 |
| 4.4 Session TH/4: Operational Limits and Momentum Transport [Tuda] | 39 |
| 4.5 Session TH/5: Energetic Particles and Stability [Ozeki] | 40 |
| 4.6 Session TH/6: Neoclassical Tearing Modes [Ozeki] | 41 |
| 4.7 Session TH/7: Transport and Turbulence [Idomura] | 42 |
| 4.8 Session TH/8: Turbulence and Modeling [Idomura] | 42 |

| | | |
|------|---|----|
| 4.9 | Poster Session TH/P1: Edge Localized Modes [Kamiya] | 43 |
| 4.10 | Poster Session TH/P2: Beta Limits, Advanced Scenarios, Configurational Effects on Transport [Tsuda, Tokuda] | 43 |
| 4.11 | Poster Session TH/P3: Hybrid Scenarios [Nishio] | 45 |
| 4.12 | Poster Session TH/P4: Operational Limits, Heating and Current Drive, Fast Particles [Tokuda, Miyato] | 45 |
| 4.13 | Poster Session TH/P5: Tearing Modes, Plasma-wall Interaction [Tsuda] | 46 |
| 4.14 | Poster Session TH/P6: Turbulent Transport Theory [Nakamura] | 47 |
| 5. | ITER | |
| 5.1 | Session IT/1: ITER [Shimada, Sugihara] | 50 |
| 5.2 | Poster Session IT/P3: ITER [Shimada, Sugihara, Nakamura, Nishitani] | 51 |
| 6. | Inertial Fusion | |
| 6.1 | Session IF/1: Inertial Fusion [Nagami] | 57 |
| 6.2 | Poster Session IF/P7: Inertial Fusion [Kizu, Kasugai, Inoue] | 58 |
| 6.3 | Session FT/2: Inertial Fusion (Fusion Technology) [Shimada] | 60 |
| 7. | Fusion Technology and Power Plant Design | |
| 7.1 | Session FT/1: Fusion Technology [Inoue, Kasugai, Jitsukawa] | 60 |
| 7.2 | Session FT/3: Fusion Technology [Suzuki, Sato] | 62 |
| 7.3 | Poster Session FT/P1: Fusion Technology and Power Plant Design 1 [Kizu, Koizumi, Nishitani, Sato, S. Suzuki] | 64 |
| 7.4 | Poster Session FT/P5: Plasma-wall Interaction [Jitsukawa] | 68 |
| 7.5 | Poster Session FT/P6: Innovative Concepts [Nishitani] | 68 |
| 7.6 | Poster Session FT/P7: Fusion Technology and Power Plant Design 2 [Kurita, Tamai, Nishio, Kasugai, Inoue] | 68 |
| 8. | Innovative Concepts, Safety, Environmental and Economic Aspects of Fusion | |
| 8.1 | Poster Session IC/P6: Innovative Concepts [Sakamoto, Tamai, Takenaga, Fujita] | 73 |
| 8.2 | Poster Session SE/P3: Safety, Environmental and Economic Aspects of Fusion [Nishio] | 77 |
| 9. | Post Deadline PD/1 [Kamada] | 78 |
| 10. | Summaries [Ninomiya, Idomura] | 78 |

※ The name of writer in each part is shown in [].

執筆者一覧

石川 正男⁺¹・井手 俊介⁺¹・井戸村 泰宏⁺²・井上 多加志⁺³・及川 聡洋⁺⁴・大山 直幸⁺¹・小関 隆久⁺⁵・春日井 敦⁺³・鎌田 裕⁺¹・神谷 健作⁺¹・木津 要⁺⁶・栗田 源一⁺⁷・小泉 徳潔⁺⁸・坂本 宜照⁺¹・佐藤 正泰⁺⁹・嶋田 道也⁺⁴・杉原 正芳⁺⁴・鈴木 隆博⁺¹・鈴木 哲⁺¹⁰・武智 学⁺¹・竹永 秀信⁺¹・玉井 広史⁺⁷・津田 孝⁺²・都筑 和泰⁺¹・徳田 伸二⁺²・仲野 友英⁺¹・永見 正幸⁺¹¹・西尾 敏⁺⁹・西谷 健夫⁺¹²・二宮 博正⁺¹¹・林 伸彦⁺⁵・藤田 隆明⁺⁷・宮戸 直亮⁺²・実川 資朗⁺¹³・中村 幸治⁺⁹

- +1 炉心プラズマ研究部 炉心プラズマ実験計測開発室
- +2 炉心プラズマ研究部 プラズマ理論研究室
- +3 核融合工学部 加熱工学研究室
- +4 ITER 開発室 ITER 協力調整室
- +5 炉心プラズマ研究部 炉心プラズマ解析室
- +6 核融合装置試験部 JT-60 第2 試験室
- +7 炉心プラズマ研究部 炉心プラズマ計画室
- +8 核融合工学部 超電導磁石研究室
- +9 炉心プラズマ研究部 核融合炉システム研究室
- +10 核融合工学部 ブランケット工学研究室
- +11 炉心プラズマ研究部
- +12 核融合工学部 核融合中性子工学研究室
- +13 核融合工学部 核融合炉材料開発推進室

List of Authors

M. Ishikawa⁺¹ · S. Ide⁺¹ · Y. Idomura⁺² · T. Inoue⁺³ · T. Oikawa⁺⁴ · N. Oyama⁺¹ · T. Ozeki⁺⁵ ·
 A. Kasugai⁺³ · Y. Kamada⁺¹ · K. Kamiya⁺¹ · K. Kizu⁺⁶ · G. Kurita⁺⁷ · N. Koizumi⁺⁸ · Y.
 Sakamoto⁺¹ · M. Sato⁺⁹ · M. Shimada⁺⁴ · M. Sugihara⁺⁴ · T. Suzuki⁺¹ · S. Suzuki⁺¹⁰ · M.
 Takechi⁺¹ · H. Takenaga⁺¹ · H. Tamai⁺⁷ · T. Tsuda⁺² · K. Tsuzuki⁺¹ · S. Tokuda⁺² · T. Nakano⁺¹ ·
 M. Nagami⁺¹¹ · S. Nishio⁺⁹ · T. Nishitani⁺¹² · H. Ninomiya⁺¹¹ · N. Hayashi⁺⁵ · T. Fujita⁺⁷ ·
 N. Miyato⁺² · S. Jitsukawa⁺¹³ · Y. Nakamura⁺⁹

- +1 Large Tokamak Experiment and Diagnostics Division, Department of Fusion Plasma Research
- +2 Plasma Theory Laboratory, Department of Fusion Plasma Research
- +3 Plasma Heating Laboratory, Department of Fusion Engineering Research
- +4 International Coordination Division, Department of ITER Project
- +5 Plasma Analysis Division, Department of Fusion Plasma Research
- +6 JT-60 Facilities Division II, Department of Fusion Facilities
- +7 Tokamak Program Division, Department of Fusion Plasma Research
- +8 Superconduction Magnet Laboratory, Department of Fusion Engineering Research
- +9 Reactor System Laboratory, Department of Fusion Plasma Research
- +10 Blanket Engineering Laboratory, Department of Fusion Engineering Research
- +11 Department of Fusion Plasma Research
- +12 Fusion Neutron Laboratory, Department of Fusion Engineering Research
- +13 Office of Fusion Materials Research Promotion, Department of Fusion Engineering Research

1. メモリアルセッション

1. 1 開会および歓迎の挨拶

I A E Aより歓迎の言葉を申し上げる。今回の開催にあたりポルトガル政府にお礼を申し上げる。ポルトガルはバスコダガマに見られる様に歴史的にも開拓精神に優れた国である。核融合は核分裂分野と異なり若い研究者の関心を集めている。I A E Aは核融合の活動をこれまで支援して来たとし、今後も支援を続ける。I T E Rの活動も支援している。I T E Rは現在2つのサイトの選択作業を進めている。今回の会議の成功を祈る。

1. 2 特別講義

FPM/1 ITER in the Route for Fusion Energy

近年世界人口の増大とともに、エネルギー消費が増大している。化石燃料が主であり、地球温暖化が進んでいる。ポルトガルにおいても温暖化が進行している。21世紀のエネルギー資源として化石燃料、核分裂、再生可能エネルギー、核融合が考えられる。再生可能エネルギーは供給量に問題があり、当面のエネルギー資源は化石燃料と核分裂である。化石燃料は石炭が今後の主力だが、地球温暖化の問題がある。核分裂は高レベル廃棄物管理の問題がある。これらの問題を解決できる第3のオプションとして核融合に期待する。

FPM/2 The Fast Track to Fusion Power

サウジ家には次の話がある：「私の父はラクダを使った。私は車を使う。私の息子は飛行機を使う。そして彼の息子はラクダを使うだろう」。これは将来有りうる話だ。化石燃料、核分裂、及び再生可能エネルギーの現実と将来を認識することが重要。核融合の今後の成功は定かではないが、長期に大量のエネルギーを供給できる唯一の選択肢であることから早急に開発を進めるべきである。英国カラム研で開発中の核融合早期実現シナリオを紹介する。第1段階：I T E RとI F M I Fの早期建設と現存トカマクの運転継続、第2段階：今後30年以内のデモ炉運転開始、そして第3段階の商業炉に進む。第1段階のリスク軽減と全体プログラム加速のための支援プログラムとして、新しい運転手法を開発するサテライト・トカマクや炉構造体照射装置C T F (Component Test Facility) を並行して進める。

FPM/3 ITER Towards the Construction

現在、I T E R建設に向けた移行期間において、サイト決定を控え十分な準備を進めている。今後以下の点に留意が必要である：プロジェクト組織の構成、スタッフの育成、調達システムのあり方、そしてI T E R国際機関と国内機関の関係である。特にプロジェクトリスク管理の観点から、国際協力が本来有する複雑な側面、今後予想される専門技術者の不足や専門技術継承の欠落等に特に留意が必要である。また、調達過程において国内機関は主導的役割ではなく、I T E R国際機関を支援する役割が望まれる。I T E R共同実施協定は将来のI T E R所長が十分な柔軟性を有することが出来る内容にすべきである。現在のサイト地決定交渉においては、補完的プログラムの活動がI T E R本体誘致と同様に重要であることを認識し、広範な協力合意(Broader Approach)を強化することが重要である。

2. 総合講演

2. 1 セッション OV/1：磁場閉じ込め核融合総合講演1

OV/1-1: Overview of JT-60U Progress towards Steady-state Advanced Tokamak

JT-60U (日) 実験のオーバービュー論文：放電の長時間化により $\beta_N=2.3$ を 22.3 秒間維持する事に成功した。より高い $\beta_N=3$ を 6.2 秒間維持した。高リサイクリング H モードを 30 秒維持し、長時間放電における壁の飽和とダイバータ排気の役割を明らかにした。自発電流割合 (f_{BS}) が 50%程度でほぼ完全非誘導電流駆動状態を得、これを 5.8 秒間維持した。 f_{BS} を 7.4 秒間維持した。高密度負磁気シア放電で、高閉込め高放射損失状態を得た。その他、高速イオン、電流ホール、ELM 特性等の物理研究。等の成果について報告している。

OV/1-2: Overview of JET results

JET (欧) 実験のオーバービュー論文：ITER で予測されている規格化量の領域以上での高密度高閉込め ELNy H モード運転の確認 ($HH=1$, $n_c/n_{GW}=1$, $\beta_N>1.8$ at $q_{95}\sim 3$)。内部輸送障壁プラズマの、高パフォーマンス/高密度/長パルスへ向けた進展。複合実時間制御(安全係数、温度分布)。ITER ハイブリッド運転に対応する放電 ($\beta_N\sim 2.8$)。ELM による熱/粒子束の軽減。SOL/プラズマ壁相互作用。等の成果について報告している。

OV/1-3: Development of Burning Plasma and Advanced Scenarios in the DIII-D Tokamak

DIII-D (米) 実験のオーバービュー論文： $\beta_N=2.8$ の 9.5 秒間維持。ITER 標準シナリオに対応する放電で $Q=10$ 運転で要求される 1.5 倍近く高いパフォーマンスを得た。 $f_{BS}=60\%$ で完全非誘導電流駆動を 0.7 秒間維持。完全非誘導電流駆動運転で、高い核融合パフォーマンスが得られうる事を確認した。これらに関する、閉込め/安定性の研究の進展。等の成果について報告している。

OV/1-4: Confinement and MHD stability in the Large Helical Device

LHD (日) 実験のオーバービュー論文：13MW の中性粒子ビーム加熱、2MW の電子サイクロトロン加熱 (ECH) を用いて運転領域を拡大し、10keV に達する電子/イオン温度を得た。最高密度は $2.4 \times 10^{20} \text{m}^{-3}$ 、体積平均ベータは 4.1%、蓄積エネルギーは 1.3MJ に達した。72kW の ECH を用いて、756 秒間プラズマを維持した。電子系内部輸送障壁を有するプラズマにおける摂動輸送研究、不純物入射による高イオン温度実験。Local Island Divertor (LID) を用いた周辺プラズマ制御。等の成果を報告している。

OV/1-5: Overview of ASDEX Upgrade Results

ASDEX-U (独) 実験のオーバービュー論文：Improved H モードにおいて、ITER で要求される密度、電子温度/イオン温度比領域での実績が得られた。加熱と粒子輸送の関連、ELM/ペダスタル研究 (ペレットによる ELM 周期制御、QH モード)、タングステンの発生と蓄積、ECCD による $\beta_N \leq 2.6$ での NTM 抑制。等の成果について報告している。

2. 2 セッション OV/2: 磁場閉じ込め核融合総合講演 2

OV/2-1: Overview of Zonal Flow Physics

本講演では近年の理論・シミュレーション研究により明らかにされつつある drift wave (DW)-zonal flow (ZF) 乱流に関して、その核融合研究あるいは学術研究としての位置付けに始まり、ZF の生成・飽和・減衰機構、乱流輸送への影響、制御性等が概説され、これまでに理解されたこと、理解されつつあること、今後の課題というくくりで、様々なレベルの聴衆に比較的わかりやすいように多くのトピックがまとめられていた。以下に講演の要点をまとめる。

1. 磁場閉じ込め核融合研究における ZF の重要性

- ① ZF による閉じ込め改善や実効的な安定限界の緩和により装置コストを削減できる。
- ② 衝突度、配位に依存する ZF の減衰機構は輸送の新たな制御ノブとなりうる。
- ③ ZF の研究により DW 乱流におけるメソスケール現象の理解が進展した。また、従来

の DW 系から predator-prey モデル的な DW-ZF 系への新たなパラダイムシフトがあった。

2. ZF に対する理解の現状
 - ① ZF は微視的乱流においてユニバーサルな現象である。
 - ② 低衝突度領域において ZF は捕捉-通過粒子間の摩擦により減衰する。
 - ③ ZF は変調不安定性により励起される。
 - ④ DW-ZF 乱流系は predator-prey タイプの自己抑制系である。
3. ZF に関して理解されつつある事柄
 - ① ZF の実験的同定。
 - ② 低衝突領域における ZF の飽和機構。
 - ③ ZF による乱流輸送のオンセット条件の修正。
 - ④ DW 乱流による $m=n=0$, $k_r \neq 0$ の zonal field の生成。
 - ⑤ L→H 遷移における ZF と平均場の相互作用によるヒステリシスの修正。
 - ⑥ 周辺乱流を抑制する可能性のある geodesic acoustic mode (GAM) の存在。
 - ⑦ ZF の制御ノブの同定。
4. ZF に関連した今後の課題
 - ① ZF 励起と閉じ込め改善の相関の実験的検証。
 - ② 低衝突領域における様々な ZF 飽和機構の相対的重要性。
 - ③ 閉じ込め改善度、臨界安定緩和領域、ZF シア抑制限界、遷移現象のオンセットとといった問題の理解を伴った定量的予測性の確立。
 - ④ ZF、ストリーマといった様々な 2 次的構造間の相互作用および競合の理解。
 - ⑤ ZF の制御効率を制限する要因の決定。

OV/2-2: Steady-State Operation of Tokamaks: Key Physics and Technology Developments on Tore Supra

Tore Supra (仏) のオーバービュー講演である。プラズマ対向壁の冷却により、6 分間の放電を得ている。入射エネルギーは 1.07GJ に到達しているが、プラズマ対向壁の温度は 3°C 上昇した程度で、数秒後には定常状態に達している。一方、壁の粒子飽和は観測されていない。輸送と電流分布の非線形結合により、数 Hz の遅い電子温度の振動が観測されている。ECCD と LHCD を同じ場所に行った場合に、相乗効果により高い電流駆動効率が得られている。LHCD と ICRH の組み合わせでは、電流方向のトロイダル回転が観測され、 $r/a < 0.6$ において ITG と TEM が ExB シアで抑制され、高い閉じ込め性能が得られている。ループ電圧がない状態、つまり Ware ピンチがない状態において密度のピーキングが観測されており、TEM によるピンチ効果と矛盾しないとしている。

OV/2-3: Progress Towards High Performance Plasmas in the National Spherical Torus Experiment (NSTX)

この論文は低いアスペクト比と高い β_t におけるトロイダル装置の閉じ込め物理の理解を目指した NSTX における最近の実験結果を報告している。最近 2 年間のプラズマ制御の進展により高い非円形度で高い β_t ($< 40\%$) を様々な閉じ込め時間に対して得ることが可能となった。能動的誤差磁場補正コイルの導入により低密度での運転が可能となり、初期的な RFA (resonant error field amplification) 実験が可能となった。NSTX プラズマの閉じ込めと輸送の特徴を高い空間分解能を持つ運動論的計測器によって得ることが可能となった。輸送はフローと磁気シアの微細構造に大きく依存する。相関反射計を用いてプラズマ中心部の乱流が ST において初めて観測され、磁場揺動が大きく関連していることが示された。非誘導プラズマ電流立ち上げが PF コイルのみと過渡的な同軸ヘリシティ入射によって行われ 140kA までの立ち上げに成功

した。TAE やフィッシュボーン様の高速粒子駆動型モードは粒子損失を示し、これらのモードは ITER などにおいても高速イオンの閉じ込めに影響を与える可能性があることが示された。

OV/2-4: Overview of MAST Results

MAST (英) 実験のオーバービュー論文: ASDEX-Upgrade との共同研究で Connected Double Null 配位で H モード遷移閾パワーが低減される事が分かった。逆アスペクト比や β に関して、閉込め国際データベースの領域を拡大するデータが得られた。中性粒子ビームによるトロイダル回転が、閉込め等に影響する事を確認した。種々のアルフヴェン固有モードを観測し、それらが β の増大とともに減衰する事を示した。ELM がフィラメント構造をしている事を示した。中心ソレノイド無しプラズマ電流立ち上げに成功した。

OV/2-5: Overview of Alcator C-Mod Research Program

SOLを含むプラズマ境界部での輸送を理解するため、高速カメラによる乱流計測を行った結果、blobによる輸送が支配的であること、またSOLではblobが径方向に加速されていることが明らかになった。SOLプラズマの圧力分布には内外非対称性があり、弱磁場側からのプラズマ流により強磁場側の分布が決定されていることがわかった。OHもしくはRF加熱といった運動量注入の無い加熱方法を用いてもプラズマの圧力上昇に伴い、プラズマはCO方向に回転する。このときの運動量の輸送は、EDA時は $D=0.05\text{m}^2/\text{s}$, $v=0\text{m/s}$ と比較して、ELM free時は $D=0.4\text{m}^2/\text{s}$, $v=10\text{m/s}$ と内向きの対流項が大きいことがわかった。これら自発的なプラズマ回転は、プラズマ中心部と周辺部でリンクするとともに、プラズマ配位(USN, DN, LSN)にも敏感である。この運動量輸送やプラズマ回転の配位による差が、LH遷移閾値パワーの配位依存性をもたらしている可能性を指摘している。C-ModではRFによる周辺加熱を用いてITBの形成が可能であるが、輸送障壁の足の位置は B_T のみに依存している。Gyrokinetic シミュレーションによると、周辺加熱による電子温度分布の平坦化によりITGモードが安定化され、輸送障壁が成長すると示唆している。ITB形成後には密度勾配が上昇することによりTEMが不安定になると予想される。実験的には、 $k\rho_s \sim 0.3 - 1.0$ の領域の乱流が増加しており、TEMの可能性があると考えている。RFのモード変換に関する研究では、局所加熱、電流駆動、プラズマ流駆動の最適化のために実験とシミュレーションの両方の研究を進めている。その他、ロックトモードのスケールングやハロー電流のダイバータ配位依存性等の研究結果を報告した。

2. 3 セッション OV/3: 慣性核融合総合講演

OV/3-1: Recent Advances in Indirect Drive ICF Target Physics

NIFは間接照射による爆縮を中心に進めている。全192レーザービームのうち4ビームの準備が完了した。並行して数値シミュレーションを進めている。ホーラム内のX線発生強度はホーラム壁材料が金単一よりカクテル(金と高Z材を混合)の方が大きい。ペレット表皮部分に銅を傾斜ドーピングしたベリリウムを用いると短波長領域での安定性が良く、一様爆縮に必要なペレット表面の粗さ製作限界が緩和される。その結果カクテルホーラムとベリリウム表皮ペレットとの組み合わせにより最良の爆縮が得られる。

OV/3-2: Laser Fusion Research with GEKKO XII and PW laser system at Osaka

金コーンを通した400J/0.6psペタワットレーザー入射による高速点火でコアプラズマの500eVの加熱に成功した。この結果に基づき、2003年より2期で構成するFIREX計画を開始した。FIREX-Iでは高速点火レーザーLFEX(10kJ/10ps)を用いたDT温度8keV、 $Q=0.1$ を目指した実験を2007年までに開始する。レーザーの建設と併せ、高速点火の基礎実験を進めている。発生する約1MeVの高温電子のエネルギー

一輸送はレーザーパワーに依存する。数10TW以上では数本のフィラメントが1本に収束しコアプラズマの加熱が有効になる。高速点火の統合シミュレーションコードの開発も進めている。FIREX-I Iでは50kJレーザーで $Q > 1$ を目指す。

OV/3-3: Direct-Drive Inertial Confinement Fusion Research at the Laboratory for Laser Energetics: Charting the path to Thermonuclear Ignition

直接照射はX線による間接照射より高効率の爆縮を得られる可能性があり、慣性核融合プラントの有力な手段である。NIFに適用するためのペレットの設計を流体安定性、エネルギー結合の観点からロチェスター大のOMEGA(60ビーム、30kJ, UVレーザー)で進めている。また、OMEGAに隣接した場所で高速点火用2.6kJペタワットレーザー施設の建設を現在進めている。

OV/3-4: Acceleration Technology and Power Plant Design for Fast Ignition Heavy Ion Inertial Fusion Energy

重イオン慣性核融合の設計と実験を進めている。動力炉概念では、円柱ターゲットを圧縮後100GeVの白金イオンビームによる加熱で高速点火を行う。ドライバーの効率25%、主ビーム5MJ、高速点火ビーム0.4MJに対し600MJの核融合反応を生じる。実験ではこれまでに10の10乗個の炭素+6イオンを170nsにバンチングし、1mm径のスポットに収束している。

OV/3-5Ra: Progress on Z-pinch Inertial Fusion Energy

OV/3-5Rb: Wire Array Z pinch precursors, implosions and stagnation

OV/3-5Rc: The Research of Radiating Z Pinches for the Purpose of ICF

これまでに1ショットの運転で1.8MJのX線を生成し、2層ピンチ内に設置したホールラームでペレット圧縮比14-21の実験結果を得ている。Zピンチ研究の当面の目標は繰り返し運転の実現である。動力炉では0.1Hzで繰り返しZピンチを生成する必要があり、電源系とターゲットを結合するリサイクル結合系の開発を開始した。

2. 4 セッション OV/4: 磁場閉じ込め核融合総合講演 3

OV/4-1: Overview of Transport, Fast Particle and Heating and Current Drive Physics using Tritium in JET plasmas

重水素プラズマ中にガスパフおよびNBにより少量($n_T/n_D < 3\%$)のトリチウムを導入したトレーストリチウム実験の報告。Hモード、ハイブリッドシナリオ運転、負磁気シアプラズマなどについて、2次元の中性子分布計測を用いてトリチウムの輸送を調べた。熱輸送と粒子輸送とで異なる傾向が見られ、 D_T/χ_{eff} は大きく変化した。ELM、鋸歯状振動、NTM、フィッシュボーン不安定性の影響も調べた。核融合生成アルファ粒子の閉じ込めをアルファ粒子とベリリウムイオンとの反応により生じる γ 線の計測により調べ、電流ホールによるアルファ粒子の閉じ込めの劣化を観測した。

OV/4-2: Overview of Results in the MST Reversed Field Pinch Experiment

ダイナモが大きい標準プラズマにおいては、11チャンネルのファラデー回転偏光計により二流体ホール効果による電場が大きいこと、プラズマ周辺部の $m=0$ モードの起源が非線形効果であること、テアリングモードの回転がシェル渦電流によって減衰されることを観測した。電流分布制御によりダイナモを低減し閉じ込めを改善したプラズマでは、平衡解析から求めたプラズマ内部の磁力線方向電場からダイナモ効果のほとんどない状態が実現されていること、軟X線トモグラフィーにより磁場のストキャスティック性が減少し磁気島構造が形成されていることを観測した。低域混成波や電子バーンシュタイン波などを用いた電流駆動研究が進行中である。

OV/4-3: Overview of TJ-II experiments

エネルギー閉じ込め時間は回転変換およびプラズマ密度に正の相関を持つ。自発的

なまた電極バイアスによる閉じ込め改善を観測した。電流駆動で回転変換分布を変えたときに粒子閉じ込めが変化した。EC加熱時に中心付近の有理面近傍に電子熱輸送障壁が形成された。これは有理面でフローあるいは径電場のシアが大きくなることが関係していると思われる。表面近傍に有理面（磁気島）のある配位で不純物の遮蔽効果を観測した。NBI加熱実験を開始し、粒子閉じ込めの改善を得た。

OV/4-4: Summary of Experimental Core Turbulence Characteristics in OH and ECRH T-10 Tokamak Plasmas

マルチチャンネルの反射計や重イオンビームプローブ(HIBP)等を用いて揺動計測を行った。反射計の信号にイオン温度勾配不安定性(ITG)および散逸性捕捉電子モード(DTEM)に対応する準コヒーレントなスペクトルが観測された。これらのモードは低 q の場合は剛体的に $m/n=2/1$ の磁場揺動と同じ速度でトロイダル方向に回転する。HIBPの信号(特に静電ポテンシャル)等にGAM(Geodesic Acoustic Mode)の特徴を持つ15-30kHzのスペクトルも観測されたが、有理面($q=2$ 面)に局在している点が既存の理論と異なる。電子サイクロトロン波加熱を停止した後の電子熱輸送障壁の形成時に、密度揺動レベルおよびそのポロイダル方向の相関の低下が観測された。

OV/4-5: Progress in the Understanding and the Performance of Electron Cyclotron Heating and Plasma Shaping on TCV

Lモードプラズマにおいて、三角度が小さいほど電子熱拡散係数が小さくなる結果を得たが、実効衝突度の増大の影響が考えられる。負あるいは弱磁気シア配位形成時に、非常に早く(1ms以内)電子熱輸送障壁が形成されることを観測した。ECCDとブートストラップ電流による完全非誘導電流駆動で維持された電子熱輸送障壁を有するプラズマにおいて、誘導電流を用いて電流分布を変化させることにより、ほとんどパワーを用いずに(3kW)、電子熱輸送障壁の強度を制御した。実時間で入射角を制御しつつ3次高調波電子サイクロトロン波を垂直方向から入射し、プラズマへ効率的に吸収させ(吸収割合 $\leq 100\%$)、大きなELMを有するHモードを得た。

OV/4-6: Overview of the FTU Results

高磁場側垂直入射(0.5km/s)の繰り返しペレットにより、中心密度 $= (7-8) \times 10^{20} \text{m}^{-3}$ のピーキングした密度分布(PEPモード)を維持した。ペレットの溶発位置は $r/a \approx 0.5$ であるが、 $q=1$ 面に成長する磁気島が引き起こす磁力線再結合により中心部へ粒子が供給される。低域混成波と電子サイクロトロン波の重畳加熱により中心密度 $1 \times 10^{20} \text{m}^{-3}$ にて中心電子温度6keVの電子熱輸送障壁を得た。クーロン衝突にともなう電子からの加熱によりイオン温度も40%上昇し、イオンの熱拡散係数は新古典理論レベルまで低減していると思われる。中心粒子補給のない完全非誘導電流駆動状態でのピーキングした密度分布(異常粒子ピンチ)を中心密度 $1.3 \times 10^{20} \text{m}^{-3}$ にて観測した。磁気島に起因すると思われる、高速イオンのない状態でのアルフベン周波数帯揺動を観測した。

2.5 セッション OV/5: 磁場閉じ込め核融合総合講演4

OV/5-1Ra: Recent Advances in the HL-2A Tokamak Experiments

HL-2A(中)実験のオーバービュー講演:2002年末に最初のプラズマを得て以来の結果が報告されている。トロイダル磁場2.2Tで $I_p=320\text{kA}$ まで得られた。最高電子密度は、 $4.2 \times 10^{19} \text{m}^{-3}$ が得られた。最大放電時間は1.58秒。

OV/5-1Rb: Overview of the last HT-7 experiments

HT-7(中)実験のオーバービュー講演:低域混成波とイオン・バーンシュタイン波を用いて弱負磁気シア放電において内部輸送障壁を4.6秒間(エネルギー閉込め時間の約220倍)非誘導電流割合80%以上で定常的に維持した。4分放電を得た。等の成果について報告している。

0V/5-2: Overview of steady-state tokamak operation in TRIAM-1M

TRIAM-1M (日) 実験のオーバービュー講演：長時間放電の記録を更新し、5時間16分放電を得た。共堆積や壁ポンピングを理解するために、熱負荷分布、粒子リサイクリング束や不純物源について調べた。Enhanced Current Drive (ECD) 時における内部輸送障壁の形成と維持について入射低域混成波 (LHW) の位相の組み合わせを変えて調べた。ITER で考えられている電子サイクロトロン波の遠隔操作アンテナを初めて実機にとりつけ、LHW が作る高速電子との相互作用について調べた。

3. 実験

3. 1 セッション EX/1: 先進シナリオと定常状態

EX/1-1: Development on JET of Advanced Tokamak Operations for ITER

$n_e/n_{GW} \sim 60\%$ で ITER 領域の高三角度 0.45 において $R \sim 3.7\text{m}$ の広い ITB を得た。ELM は Ne 入射により適切な大きさに押さえた。 $R > 3.5\text{m}$ の正磁気シア領域にある広い ITB は高プラズマ電流 ($I_p < 3.5\text{MA}$) においても得られ、MHD で妨げられなければ、ITB 強度は加熱パワーにより制限される。LHCD, ペレット、少しの NB パワーの最適化により Greenwald 密度に近いコア密度で ITB を得た。この際、通常の NB 加熱 ITB より 4 倍小さなトロイダル回転で ITB は形成された。NB (10MW), IC (5MW), LH (3MW) を用いて 3T/1.8MA の負磁気シア ITB で完全電流駆動を達成した。ITB は 3.6m にあり、不純物の蓄積無くタイプ III の ELM を新古典拡散時間に近い時間維持した。これらの放電を用いてシステムの最大加熱時間 (20s) まで行い、JET の入射エネルギー記録 (330MJ) を得た。14MW の NBI と中心での IC の電子加熱を用いて等価 $Q_{DT} \sim 0.25$ の ITB を得た。

EX/1-2: 100% Noninductive Operation at High Beta Using Off-axis ECCD

2.5MW の周辺 ECCD と 15MW の NB により $q_{95} \sim 5$ で 100% の非誘導電流駆動を高 $\beta \sim 3.6\%$, $\beta_N \sim 3.4$ (ほぼ壁無しの限界) で 1 秒間維持し、 q_{min} は 1.5 以上で良い閉じ込め ($H_{99p} \sim 2.3$) を得た。ITER の $Q=5$ 定常シナリオに必要なパラメータを得た。

EX/1-3: Steady State High β_N Discharges and Real-Time Control of Current Profile in JT-60U

改造による加熱パワーと放電時間の伸長により $\beta_N=3$ を 6.2 秒、 $\beta_N=2.5$ を 15.5 秒、 $\beta_N=2.1$ を 20 秒間、低安全係数領域 ($q_{95} < 3.5$) で安定に維持した。 $\beta_N=2.7$ を 6.5 秒 (3.6 倍の電流緩和時間) 維持しても NTM が発生することがあるが、 $\beta_N=2.5$ の場合は 9.5 倍の電流緩和時間維持し、MSE 計測により電流分布は定常に達していることから NTM は以降発生しない定常状態を得た。核融合ゲインの指標 ($G = H_{99p} \beta_N / q_{95}^2$) は 0.4 以上で ITER の $Q=10$ 標準運転の目標値を超えた。 $q_{95}=2.2$ の低安全係数放電により、NTM と共鳴する $q=3/2$, $2/1$ の有理面を外側に移動させ、強い圧力勾配領域からずらしたことで $\beta_N=3$ を準定常に維持した。低 q 放電で G は 0.93 に達した。高 β の達成・維持には安全係数分布が重要であることから、実時間電流分布制御システムを開発した。初めて MSE による実時間 q 分布測定と、位相制御による LHCD 位置制御を用いて電流分布制御を行い、 $q(0)=1$ の正磁気シアプラズマを $q(0) \sim 1.3$ に上昇させ、3 秒間維持した。

EX/1-4: Studies of the "Quiescent H-mode" regime in ASDEX Upgrade and JET

逆方向 NBI により AUG と JET において QH モードを得た。ELM は EHO に変化した。小さなペレット入射により、ELM を起こすことなく密度を上げることができた。ペDESTAL の圧力または圧力勾配が EHO の駆動力と考えられる。高速イオンの軌道追跡計算によると、逆方向入射による大きな軌道損失にもかかわらず、ペDESTAL において高速イオン密度が増加する。

EX/1-5: Confinement Study of Net-Current Free Toroidal Plasmas Based on Extended International Stellarator Database

国際ステラレータ閉じ込めデータベースにより、エネルギー閉じ込め時間の密度と加熱パワーに対する明確な依存性が確認された。他のパラメータ(大半径、小半径、磁場、回転変換)については装置間解析により依存性を評価し、新しいスケーリング ISS04v03 を提唱した; $\tau_E^{ISS04v3} = 0.148 a^{2.33} R^{0.64} p^{-0.61} n e^{0.55} B^{0.85} (l/2\pi \text{ at } \rho = 2/3)^{0.41}$ 。配位依存したパラメータを定量化し、実効的なヘリカルリップルと関係していることを示した。

3. 2 セッション EX/2: ELM

EX/2-1: Energy loss for grassy ELMs and effects of plasma rotation on the ELM characteristics in JT-60U

grassy ELM の周波数は、type I ELM より約 1.5 倍高い。逆に、ダイバータ板への熱流速は type I ELM の 10% 程度であり、熱流速が小さい理由は ELM による崩壊領域が狭いためである。grassy ELM により失われるエネルギーはペDESTAL部に蓄えられているエネルギーの 0.4-1% である。高三角度領域においてプラズマ電流と逆方向のトロイダル回転を増加させていくと、type I ELM から grassy ELM へと変化する。低三角度領域では、プラズマ位置を最適化しつつ、CTR 方向のトロイダル回転を増加させることにより QH モードが得られた。この時ペDESTAL部の圧力は減少しているが、プラズマ周辺部に局在している揺動が関係していると思われる。また、一時的ではあるが CO 方向の NBI を入射しているときにも、揺動の発生と同時に QH モードが得られた。

EX/2-2: H-mode turbulence power threshold, ELM, and pedestal studies in NSTX

NSTX では様々な種類の ELM が観測されており、type I ELM, type II/III ELM, giant ELM (蓄積エネルギーが 30% 近く減少する) といった通常のトカマクと同様の ELM だけでなく、type V ELM と分類した新しいタイプの ELM を観測した。ペDESTAL部で支えているプラズマ圧力はプラズマ全体の圧力の 25~33% 程度であり、マルチマシンスケーリングと同程度である。GPI を用いて LH 遷移の時間スケールを測定し、 $\sim 100 \mu s$ 程度であった。NSTX と MAST での LH 遷移閾値パワーの比較の結果、DN 配位での遷移閾値パワーは同程度であった。また、DN 配位から少しずれると遷移閾値パワーが上昇した。

EX/2-3: The structure of ELMs and the distribution of transient power loads in MAST

MAST 装置において、ELM 中の高速可視画像を測定した結果、磁力線に沿ったフィラメント構造を持つ発光がプラズマの弱磁場側周辺部で観測された。トロイダル方向に 2ヶ所あるレシプロプローブを用いて ELM の発生とイオン飽和電流の時間遅れの観点でこのフィラメントを測定した結果、プラズマから遠ざかる方向に加速されていることが明らかになった。トロイダルモード数が ~ 10 のフィラメント構造が $100 \mu s$ の時間スケールでプラズマから遠ざかっていくというモデルは、ブルーニングモードの非線形発展のモデルが示す結果と近い。また、ELM 中の周辺部トロイダル回転シアは大きく減衰することがわかった。

EX/2-4Ra: Power exhaust on JET: an overview of dedicated experiments

JET において Type I ELM による熱パルスが SOL を伝わる際の熱輸送に関して研究を行った。規格化衝突度の低い領域の ELM 間の熱輸送では、イオン-イオン間の衝突による(新)古典的な熱伝導で説明できる。ELM のフィラメントの径方向輸送は $\langle v_{\perp} \rangle \sim 0.6 \pm 0.3 \text{ km/s}$, $\langle v_{\perp}/c_s \rangle \sim 0.2\%$ and $\langle v_{\perp} \rangle / \langle c_s \rangle \sim 0.3 \pm 0.1\%$ であり、プラズマ雲の伝播に関するシース限定モデルと一致する。フィラメントの中では、電子がイオンより先に冷えるため、イオンが外側リミタに当たったときの初期エネルギーの

方が高い。

EX/2-4Rb: Wall and Divertor Load during ELMy H-mode and Disruptions in ASDEX Upgrade

ASDEX-Uにおけるダイバータプラズマ中で、ダイバータ以外への熱負荷は加熱パワーの10%程度であることが赤外カメラの観測でわかった。ELMによる熱負荷の観測では、赤道面での損失のうち、40%程度が放射損失して25%程度がダイバータ以外の領域に分布している。ダイバータ上の熱負荷の分布は縞状になっているが、ELMが外側赤道面付近かつトロイダル方向に局在化していると考えたと説明できる。

EX/2-5Ra: Suppression of large Edge Localized Modes with a stochastic magnetic boundary in high confinement DIII-D plasmas

DIII-Dにおいて、プラズマ電流の0.4%程度のコイル電流による磁場摂動を加えることでtype I ELMを抑制することが出来た。計算では、 q_{95} が 3.7 ± 0.2 の時に Ψ_N が0.9から1.0のペDESTAL領域のプラズマと共鳴している。この時、蓄積エネルギー、規格化 β 値、Hファクタ、エネルギー閉じ込め時間は変化していない。たまにELMのようなスパイクは観測されるが、 τ_E の4~6倍の間type I ELMの無い状態を維持できた。この実験結果は、ITERのような次期装置においても非軸対象周辺磁場摂動によるELM制御が可能であることを示している。

EX/2-5Rb: Structure, stability and ELM dynamics of the H-Mode pedestal in DIII-D

Type I ELMのトリガやに重要なHモード周辺ペDESTALの幅と高さ、およびELMによる摂動のペDESTALやSOL領域の非線形ダイナミクスを調べる実験を通して、輸送と安定性を調べた。ELMオンセット時のペDESTALの密度や圧力の予測モデルを発展させ、温度ペDESTAL幅や非線形のELM発展を予測可能なモデルを開発した。DIII-DとJETの相似実験の結果、温度ペDESTALを一致させたときに密度ペDESTALの幅と高さは中性粒子進入長モデルで説明できることがわかった。赤道面のELMダイナミクスはpeeling-ballooning stabilityで予測される構造と同様の結果を示した。

EX/2-6: Integrated exhaust scenarios with actively controlled ELMs

ASDEX-U装置において、ダイバータ領域の中性粒子と熱流束の同時フィードバック制御による高統合性能シナリオを確立した。この方法は、プラズマ対抗壁の65%をタングステンに置き換えた現在の第一壁と適合した。粒子排気と熱電流から評価したダイバータ温度を用いてガスパフとアルゴンガスの流量を制御する。ELM周波数はペレット入射により制御した。比較的平坦な密度分布をもつこの放射量の多いtype I ELMプラズマでも閉じ込め性能の低下はない。一方、軽水素放電でおこなったtype III ELMのある同様の実験では、20%の閉じ込め劣化が観測された。ペレットによるELM制御と並行して、高速にプラズマを垂直方向に動かすことによるELM制御法を開発した。

3.3 セッション EX/3: ベータ・リミット

EX3-1Ra Control of the Resistive Wall Mode with Internal Coils in the DIII-D Tokamak

理想壁ベータ限界近傍での抵抗性壁モード(RWM)の安定化制御のため、真空容器内部に「内部コイル」を設置した。外部コイルに比べて応答特性に優れた帰還制御が可能となった。制御ゲインの最適化で、自由境界限界を超える、 $C_\beta > 0.9$ が得られた($C_\beta = (\beta - \beta_{\text{no-wall limit}}) / (\beta_{\text{ideal-wall limit}} - \beta_{\text{no-wall limit}})$)。また、誤差磁場の低減制御でプラズマ回転の低下を抑えることも有効であることが分かった。MARS-Fコードを用いた評価では、安定化に有効な回転周波数の目安として、「アルファベン回転周波数の2.5%

以上」が報告された。

EX/3-1Rb Measurement of Resistive Wall Mode Stability in Rotating High Beta Plasmas

回転による RWM の安定化効果は、安全係数を低下して行くと、中程度の内部インダクタンスの方が、低内部インダクタンスの場合に比べて強いことが分かった。

EX/3-2: Wall Stabilized Operation in High Beta NSTX Plasmas

スフェリカルトラス NSTX で、電流分布の制御で、トロイダルベータ値=39%、規格化ベータ値=6.9 が得られ、この自由境界ベータ限界を超える状態を壁の磁場しみこみ時間以上維持した。回転による安定化効果は、Bondeson-Chu のクリティカル回転周波数=アルファベン回転周波数/(4q²) でよく説明できた。

EX/3-3 Effects of global MHD instability on operational high beta-regime in LHD

LHD では、加熱パワーの上昇とプラズマの高アスペクト比によって、ベータ値を従来の 3.2% から 4% に上昇した。この配位は、MHD 安定性の観点からは不利であるが、NB の加熱効率及び輸送特性の点で優れている。このような高ベータ (=4%) のプラズマでは、周辺部の圧力勾配は理想 MHD 安定性限界以下であるが、ベータ値の上昇とともにこの領域での輸送が次第に悪化していくことが分かった。

EX/3-4 Equilibrium and Stability of High-Beta Plasmas in Wendelstein 7-AS

WS-7AS では、理想 MHD 安定性計算の予測 (<2.5%) を超えて、MHD 揺動が観測されないベータ値=3.4% のプラズマをエネルギー閉じ込め時間の 100 倍以上維持した。このベータ値の上限は、磁場配位に敏感であるが、MHD 限界ではなく、閉じ込め性能で決まっている。回転変換が 0.5 以下の配位では、平衡ベータ限界 (Shafranov シフト < 0.5x 小半径) で制限されている。これは、磁気面の破壊とストキャスティックな磁力線構造の発生による。中程度のベータ値では、低周波数の n=1&2 のモードが見られるが、高ベータ化の障害にはなっていない。

3. 4 セッション EX/4: ハイブリッド・シナリオ、Hモード&輸送

EX/4-1: Development, Physics Basis, and Performance Projections for Hybrid Scenario Operation in ITER on DIII-D

DIII-D では、準定常で鋸歯状振動が無く良好な閉じ込め性能が得られる新しい運転モードを実証した。この運転モードでは ITER における Q=10 の標準運転方式と同等かそれ以上の規格化核融合性能が、幅広い安全係数および密度領域で得られる。この運転モードは ITER においても持続的な自己点火を含めて十分適用可能である。鋸歯状振動の抑制は、小さな NTM (m/n=3/2) により内部の電流が吐き出され q=1 の有理面が消失するためであることを実証した。また乱流輸送コード GLF23 を用いた輸送解析から、測定した分布を再現するためには EXB シアー流が重要であることが示唆される。トロイダル回転が小さい場合においても、標準的な Hモード閉じ込め比例則よりも高い閉じ込め性能を達成している。

EX/4-2: The "Hybrid" Scenario in JET: towards its validation for ITER

JET では、ハイブリッド運転方式の性能を ASDEX-U の放電と同一の三角度および規格化ラーモア半径を持つ低トロイダル磁場 (1.7T) 領域で $\beta_N=2.8$ まで確認した。規格化核融合性能 $H_{99} \beta_N / q_{95}^2 = 0.39$ を持つプラズマの準定常維持 (~3秒) を達成した。加えて、ITER での低い規格化ラーモア半径に向けて、ハイブリッド運転領域を 2.4T まで拡張した。データベースから輸送と閉じ込め特性は標準的な Hモードとして特徴づけられる。閉じ込め特性と安定性を最適化することにより、ITER において低いプラズマ

電流で高い核融合出力を 2000 秒まで維持できる可能性がある。

EX/4-3: Stationary High Confinement Plasmas with Large Bootstrap Current Fraction in JT-60U

JT-60U では、トカマクの定常運転に向けて、高い自発電流割合と閉じ込め性能を合わせ持つプラズマの準定常維持において大きく進展した。弱磁気シアプラズマでは、自発電流割合 $\sim 45\%$ を電流拡散時間の 2.8 倍に相当する 5.8 秒間、完全非誘導電流駆動に近い条件下で維持することに成功した。一方負磁気シアプラズマでは、自発電流割合 $\sim 75\%$ を電流拡散時間の 2.7 倍に相当する 7.4 秒間、完全非誘導電流駆動に近い条件下で維持することに成功した。これらの維持時間は、装置性能でのみ制限されている。

EX/4-4: Comparison of plasma performance and transport between tangential co- and counter-NBI heated MAST discharges

MAST における Co-および Counter-NBI 加熱プラズマの閉じ込めおよび輸送特性の比較に関する研究である。Counter-NBI 加熱にて Co-NBI 加熱による H-mode プラズマのおよそ 3 倍の閉じ込め時間を有するプラズマが得られており、コア部での負電場の形成によって誘起される EXB フローシアによる微視的乱流の安定化効果で説明できるとしている。

EX/4-5: The Improved H-Mode at ASDEX Upgrade: a Candidate for an ITER Hybrid Scenario

ASDEX-U における Improved H-mode に関する研究である。Improved H-mode は中心部で $q > 1$ の平坦磁気シア分布を有し、通常の H-mode と比べて尖塔化した密度分布に特徴付けられる。高い安定性 ($2.5 < \beta_N < 3$ は $q > 1$ での NTM を誘発する鋸歯状振動の抑制と弱磁気シアによる (3, 2) モードの安定化が本質的であるとしている。

EX/4-6Ra: Studies of HRS H-mode plasma in the JFT-2M tokamak

JFT-2M における HRS H モードに関する研究である。ペDESTAL 部のパラメータを用いて運転領域を調べた結果、HRS H モードの発生には、プラズマ周辺部での高い粒子循環に伴う低温および高密度状態(規格化衝突頻度が ≥ 1 に相当)が本質的であるとしている。

EX/4-6Rb: Electrostatic fluctuation and fluctuation-induced particle flux during formation of the edge transport barrier in the JFT-2M tokamak

JFT-2M における静電揺動と輸送に関する研究である。理論的に予想されていた Zonal Flow の高周波分岐成分である GAM 振動について、重イオンビームプローブ装置 (HIBP) を用いた密度および空間電位揺動の空間構造や非線形結合についての精密測定の結果が報告されている。

3. 5 セッション EX/5: アルフベン・モードと波動加熱

EX/5-1: Observation of Energetic Particle Driven Modes Relevant to Advanced Tokamak Regimes

JET、JT-60U、Alcator C-Mod、DIII-D そして TFTR における高周波振動の測定は先進トカマク領域における高速イオン駆動型の不安定性の新しい理解へとつながる。周波数掃引から TAE への遷移を基軸としたモデルは実験で観測される多くの性質を網羅している。干渉計による電子密度揺動の使用は、周辺部分で測定を行う磁気プローブの計測よりも、おおくのモードを明らかにする。系統的な発見としてアルフベン速度以下を伝搬する高速粒子により励起されるモード等がある。これらの測定は「アルフベン固有モードの海」と呼ばれるモードの研究というような新しい機会をもたらしてくれる。

EX/5-2Ra: Experimental Studies of Instabilities and Confinement of Energetic Particles on JET and on MAST

JET や MAST で高エネルギーイオン駆動型の不安定性の研究が行われている。JET では ICRH による高エネルギーイオンの振る舞いを γ 線の放出の様子から推測している。また He と高速重水素イオンの空間プロファイルの同時測定が行われ、正および弱磁気シアにおいて古典的な高速イオンの軌道を持つことが分っている。 γ 線の時間変化の測定により鋸歯状振動や TAE, EAE, アルフベンスケード (AC) 中におこる高速イオンの分布計測の変化を見ることが出来る。大きな γ 線強度の変化が "tornado" モードと呼ばれる $q=1$ 面の内側の TAE によって生じている。これはドリフト軌道幅 $\Delta r \sim a/2$ をもって高速イオンの損失を引き起こす TAE として解釈される。一方でその反対のケース $\Delta r/a \ll 1$ では多数の TAE, EAE, AC が顕著な高速イオンの閉じ込めなしに励起されている。一方で MAST ではアルフベン速度を越えるビームイオンによって励起される不安定性が調べられている。JET よりも高いベータによって、アルフベン不安定性に対してモードや非線形領域に対しての多様性が観測されている。MAST ではベータを増やすと周波数掃引モードは振幅および不安定なモードの数両方とも減少する結果が得られている。

EX/5-R2b: Energetic Ion Transport by Alfvén Eigenmodes Induced by Negative-Ion-Based Neutral Beam Injection in the JT-60U Reversed Shear and Weak Shear Plasmas

アルフベン固有モード (AE) による高エネルギーイオンの輸送を調べるために、中性子発生分布およびダイヤモンド検出器を用いた中性粒子束の測定を JT-60U において初めて行った。弱磁気シアプラズマにおいて、Abrupt Large-amplitude Event (ALE) と呼ばれるバーストモードが発生した時、100-370keV の特定のエネルギー範囲の高エネルギーイオンが輸送されることが、中性粒子計測から初めて得られた。また、中性子発生分布は ALE により再分配することが分った。これらの計測から、ALE は特定のエネルギー範囲を持つ高エネルギーイオンをプラズマ中心部から周辺部へ再分配することが詳細に示された。一方、負磁気シアプラズマでは Reversed-Shear-induced AE (RSAE) と呼ばれる AE、および RSAE から TAE への遷移を確認しており、中性子発生分布計測は、モードによる輸送は RSAE から TAE への遷移中が最も大きいことを示唆している。

EX/5-3: Study of Aspect Ratio Effects on Kinetic MHD Instabilities in NSTX and DIII-D

今回は低アスペクト比の NSTX での運動論的不安定性の報告をし、NSTX と DIII-D の 2 つの装置を用いて運動論的不安定性のアスペクト比に対してのスケールング則について述べる。NSTX と DIII-D ではそのような実験においてはかなり理想的で、似たようなパラメータを持ちつつも大半径が二倍違っている。ここでは運動論的バルーニングモードや TAE、もしくは NSTX で生じる圧縮的アルフベン固有モード (CAE) の物理における新しい理論的仕事についても紹介している。

EX/5-4Rb: Configuration Dependence of Energetic Ion Driven Alfvén Eigenmode in the Large Helical Device

LHD において NBI 中に観測される TAE やヘリカル AE (HAE) などについて、プラズマの配位依存性の研究をするために、磁気軸位置やベータ値の値をスキャンする実験を行った。実験では三つのプラズマ配位 (強磁気シア、中磁気シア、弱磁気シア) を用いておこなった。その結果、強磁気シア配位では $m/n=2/1, 3/2$ の 2 つの TAE、中磁気シア配位では $n=2-5$ の多くの TAE が同時に観測され、そして弱磁気シア配位では、多数のバーストモードが観測されている。そして、三次元の磁気構造のグローバルなモ

ード解析をこれらの AE について行ったところ、連続減衰は、この減衰率は磁気シアに依存するが、LHD の AE の安定化に重要な役割を持っていると考えられる。

EX/5-5: LHCD and Coupling Experiments with an ITER-like PAM launcher on the FTU tokamak

ITER に対して予想されるものと同様の LH 波用の PAM (passive active multijunction) 試用アンテナの実験テストが FTU において成功裏に行われた。パワーレベルは LH パワープラントによって許容される最大時間中変換ラインの損失なしに定常的に弄去れた。例えば、0.9s で 250kW である。これは ITER アンテナの実行領域に対してスケール換算すると 50MW/m² である。テスト結果はシミュレーションコード、パワー運用の関連、そして発振された波の N_{||} スペクトルとのカップリングによって示唆される多くの特徴に対して妥当であった。パワーの反射係数はいつも 2.5% 程度である。電流駆動率は同様の条件では因習的なグリルと同程度である。N_{||} スペクトルの不利幅が HX Ray および ECE スペクトルによって確認された。ITER クラスのパワーレベルで運用するための PAM のコンディショニングがいつの日か要求されている。

EX/5-6: ICRH Experiments on the Spherical Tokamak Globus-M

Globus-M ST ではイオンサイクロトロン周波数での水素-重水素プラズマの RF 加熱実験が行われている。シングルループを経た約 9MHz の 200kW までのパワーをもつ RF 加熱により、イオン温度が 170eV から 300eV まで上昇するケースもある。イオン温度の立ち上がりおよび減衰の特性時間およびイオンのエネルギー閉じ込め時間に対応している。RF パワー吸収の過程のシミュレーションが行われ、実験と比較されている。

3. 6 セッション EX/6: 運転限界と運動量輸送

EX/6-1: Compatibility of Advanced Tokamak Plasma with High Density and High Radiation Loss Operation in JT-60U

JT-60U における ITB プラズマの運転領域を、高閉じ込め ($HH_{y2} > 1$) 及び高放射損失割合 ($f_{rad} > 0.9$) を達成しつつ高密度領域 ($n_e/n_{GW} > 1$) まで拡大した。負磁気シアプラズマでは、金属不純物の蓄積により主プラズマからの放射損失が加熱パワーの 80% に達した場合でも、 $n_e/n_{GW} = 1.1$ 、 $HH_{y2} = 1.2$ が得られている。また、Ne を入射した放電では、ダイバータでの放射損失割合が 20% から 40% に増加した。高 β_p ELMy H モードプラズマでは、Ar 入射と高磁場側ペレット入射により、 $n_e/n_{GW} = 0.92$ 、 $HH_{y2} = 0.96$ 、 $f_{rad} \sim 1$ を達成した。

EX/6-2: Density Limit Studies in the Large Helical Device

LHD の NB 加熱プラズマにおいてガスパフにて $n_e = 1.6 \times 10^{20} \text{ m}^{-3}$ が維持されている。LHD での密度限界に関して、須藤則の 1.4 倍が観測された。密度限界は放射コラプスが原因であり、軽不純物 (酸素、炭素) の放射率の温度依存性によって決まっている。そのため、電子温度が 150eV 程度まで低下すると、放射コラプスが発生する。放射領域は、内側で強く非対称である。また、高密度領域での閉じ込め劣化の要因として、比較的 low 密度領域では χ が $T_e^{-1.5}$ に比例するのに対して、高密度領域では χ が $T_e^{-0.5}$ に弱く依存することが指摘された。

EX/6-3: Scaling Study of ELMy H-Mode Global and Pedestal Confinement at high triangularity in JET

高密度で高閉じ込めが得られる JET の高三角度プラズマにおける、グローバル及びペデスタルでの閉じ込め性能のプラズマ電流と周辺安全係数依存性について調べられている。高密度高閉じ込めプラズマは混合 Type I/II ELMy 領域で得られており、周辺ペデスタルの圧力が Type I より高くなっている。I_p = 1-3.5 MA, q₉₅ = 3-5 において

($\rho^* \geq 1.7\rho_{ITER}^*$, $v^* \geq 5.3v_{ITER}^*$) 閉じ込め特性を調べた結果、ペDESTAL圧力が I_p^2 に依存し、全体の蓄積熱エネルギーとペDESTALエネルギーの比はType I/II ELM領域とType I ELM領域で同程度であることが明らかにされた。

EX/6-4Ra: The Dependence of Core Rotation on Magnetic Configuration and the Relation to the H-mode Power Threshold in Alcator C-Mod Plasmas with No Momentum Input

Alcator C-ModのOH Lモードプラズマにおいて、トロイダル回転と磁場配位の関係が調べられている。下X点(イオンgradBドリフト下側)の場合には逆方向へ10-20 km/s、上X点の場合には逆方向へ30-50 km/sの中心回転速度が観測された。回転速度は、上下セパラトリックス間の距離に強く依存し、数mmの変化で25 km/s程度回転速度が変化する。ICRF加熱時には順方向へ回転速度が変化し、コアプラズマでの回転速度(周辺と相関)が、ほぼ0になった時にHモードへの遷移が観測されている。したがって、逆方向回転速度が大きい上X点の場合に、大きな遷移パワーが必要となる。

EX/6-4Rb: Plasma Rotation in Electron Cyclotron Heated H-modes in DIII-D

DIII-DのECH Hモードプラズマでの C^{6+} のトロイダル回転分布は、周辺で順方向であり、中心に向けて減少する。逆方向回転が観測される場合もある。中心領域での回転速度のみ、ECの吸収位置に依存する。周辺での順方向への回転速度の最大値は、EC加熱、OH H、Lモードプラズマにおいて、 $(W/I_p)(T_{e0}/T_{i0})$ に依存する。測定されたセパラトリックス外でのトロイダル回転は0でなく、イオン速度分布のロスコーンを考慮して評価した回転速度と同程度である。ヘリウムプラズマでのECH Hモードでは、 He^{2+} と C^{6+} の回転分布ともホロー分布が測定された。

EX/6-5: Effect of the Dynamic Ergodic Divertor in the TEXTOR Tokamak on MHD Stability, Plasma Rotation and Transport

TEXTORにおいて、Dynamic Ergodic Divertor (DED) による $(m/n=12/4)$ モードと $(m/n=3/1)$ テアリングモードとの非線形カップリングが観測された。DEDを印加することにより、 $(m/n=3/1)$ テアリングモードが安定化された。 $(m/n=3/1)$ モードを印加した場合は、DED電流が低い状態では、トロイダル回転が順方向へ大きくなり、電流が増加してくると $(m/n=2/1)$ テアリングモードが発生した。DEDに1 kHzのAC電流を流し回転させた場合は、逆方向回転では回転無しと同様であるが、順方向回転では、テアリングモードの励起は観測されなかった。トロイダル回転とDED電流の関係はDED回転方向に依存しない。また、トロイダル回転方向はエルゴデック領域での電子輸送の増大による電場形成と矛盾しない。

EX/6-6: Particle and Energy Transport in Dedicated ρ^* , v^* and β_N^* Scans in JET ELMy H-modes

JETにおいて、粒子輸送(Tトレーサー)及びエネルギー輸送の無次元パラメータ依存性を調べた。 ρ^* 依存性に関しては、粒子・エネルギー輸送ともにgyro-Bohm的な依存性を示したが、 $r/a=0.65-0.85$ での粒子輸送はBohm的な依存性を示した($D/B_0 \sim \rho^{*1.9 \pm 0.38}$)。エネルギー閉じ込めは v^* が増加するにしたがってIPB98(y, 2)スケールリングより強い依存性($B_0 \cdot E^{-0.35 \pm 0.04}$)で減少する。また、粒子輸送は逆の依存性を示す。IPB98(y, 2)スケールリングに反して、エネルギー輸送の β_N 依存性は弱い。粒子閉じ込めは β_N の増加と共に増加する($D \sim D_{g-Bohm} \beta_N^{*0.34 \pm 0.08}$, $D \sim D_{Bohm} \beta_N^{*0.55 \pm 0.09}$)。この依存性を用いてITERへ外挿すると、 $\beta_N=1.8$ では大きなエネルギー閉じ込めの改善は無いが、 $\beta_N=3$ ではIPB98(y, 2)の予測より50%高い。

3. 7 セッション EX/7: 新古典テアリングモード

EX/7-1: Cross-machine NTM Physics Studies and Implications for ITER

ITERにおいて重要となる新古典テアリングモード(NTM)を、最近行ったJET、DIII-D、ASDEX-UpgradeにおけるITPA/IEAやその他の実験で調べ、輸送への効果、発生機構と条件等を示した。特に、ITER相当の高速粒子が多いプラズマでのNTMの予測や制御を向上させ、NTMを発生させる鋸歯状振動の役割を明らかにした。ELMy H-modeとハイブリッド運転におけるNTM発生機構を分類した。明らかになった物理機構から、ITERでNTMの影響がより大きくなると予測され、測定や制御方法の開発が重要であることが分かった。

EX/7-2: Active Control of MHD Instabilities by ECCD in ASDEX Upgrade

局所的な電子サイクロトロン波電流駆動(ECCD)による炉心でのMHDの安定性や振舞いの変化を示す。中心/中心をはずした、プラズマ電流順方向/逆方向の局所ECCDにより、安定性とそれによる鋸歯状振動の頻度や大きさを制御できた。鋸歯状振動はNTMを発生させるのに役立つ。高規格化ベータ値で発生したNTMは有理面における順方向ECCDにより完全安定化できた。ECCDの電流幅や電流量に対する依存性を実験により詳細に調べた結果、 $3/2$ と $2/1$ 両方のNTMにおいて安定化効率を向上させることができた。 $4/3$ 有理面に電流を駆動し頻発断続領域(FIR)NTMを発生させ、その物理機構を理解することにより、 $3/2$ のNTMによる閉じ込めへの影響を小さくすることができた。

EX/7-3: Onset and Suppression of 2/1 NTM in DIII-D

DIII-DでECCDにより、 $2/1$ のNTMの完全安定化を達成できた。導体壁なし理想キック安定性限界の90%に達する規格化ベータ値2.8(トロイダルベータ値3.5%)の高性能ハイブリッド放電を用いた。規格化小半径位置0.67($q=2$ 面)において3MWの変調なしパワーで40kAの電流を流し、 $2/1$ のNTMを安定化し、エネルギー閉じ込め時間を30%まで回復することができた。最近の理論の進展により古典的に不安定化され成長する磁気島を区別することができ、実験においては発生前のベータ値の時間変化を加熱により変えて磁気島の成長率をモデルと比較した。新古典及びイオン分極電流効果に加えて、ベータ値の増加と共に時間変化する古典テアリング安定性指標は重要な要素である。異なった加熱率により古典的モード発生、NTM発生と理想モードに遷移があることを理論により示した。

EX/7-4: Stabilization of Neoclassical Tearing Mode by Electron Cyclotron Current Drive and Its Evolution Simulation on JT-60U Tokamak

JT-60UにおいてECCDによる $3/2$ のNTM安定化を調べた。モード発生前からモード飽和時までECの入射時刻を変えて調べた結果、モード発生前に入射した方が効果的であることが分かった。 $3/2$ のNTMを2.4MWのXモードECCDにより抑制することにより、規格化ベータ値2.9のELMy H-modeプラズマを5秒間維持できた。1.5次元輸送コードとECコードを修正Rutherford式と結合させたモデルにより、実験で得られた磁気島の成長と安定化の時間発展を再現することができた。早期入射でのモード振幅の減衰を説明するには、自発電流や古典テアリング安定性指標等の背景プラズマの変化が必要である。

3. 8 セッション EX/8: 輸送と乱流

EX/8-1: On the influence of the magnetic topology on transport and radial electric fields in the TJ-II stellarator

TJ-IIのEC加熱プラズマにおける磁気面構造がプラズマ分布と乱流に及ぼす影響を調べたものである。 $\rho < 0.3$ のプラズマコア近傍に低次の有理面が存在する場合、熱拡散の抑制とsuperthermal electronの増加を伴う急峻な温度勾配で特徴づけられる電子熱輸送障壁が形成される。また、ECHによるelectron fluxの増大と有理面

の存在により、強い正電場が形成されることから、輸送障壁を形成するのに必要な条件は“pump-out”と有理面であることが示された。一方、低次の有理面が $0.4 < \rho < 0.7$ の領域にある場合は輸送障壁は形成されなかった。更に、有理面が plasma column を横切るとき、過渡的な閉じ込め劣化を示す線密度と熱信号の急激な減少が観測された。プラズマ周辺に存在する有理面の場合は、径電場と乱流の構造を変化させることができ、プラズマ周辺の乱流は乱流そのものを調整するシアフローを形成し、安定性限界のプラズマを維持することができた。

EX/8-2: Turbulent Particle Transport in Tore Supra

Tore Supra において、turbulent particle pinch が定常状態でのピーク密度分布の形成に密接な関連を持っていることを示した。LH 電流駆動により6分以上保持されたピーク密度分布の形成の際、1次元のシミュレーションによると粒子のピンチ速度は新古典よりも2桁高いと評価された。 $0.3 < \rho < 0.6$ の領域では電子温度勾配によるピンチは外向きであり、密度分布への影響は小さい。電子密度分布は、主に q の勾配で形成される内向きのピンチによって決まっており、これは Trapped Electron Mode (TEM) の不安定性に強い相関を持っている。一方、 $\rho < 0.3$ でのピーク密度分布は、温度勾配によって形成される内向きのピンチに敏感で、ITG の不安定性に強い相関を持っている。この状態は、ウェアピンチが完全に抑制された時に観測された。反射計測定装置の改良を行い揺動の詳細な観測を行って、更に評価を進める予定である。

EX/8-3: Measurement and Modelling of Electrode Biased Discharges in the HSX Stellarator

HSX ステラレーターにおける plasma flow damping の測定結果である。plasma flow はバイアス電極の高速スイッチングにより生成し、マッハプローブとラングミュアプローブにより測定した。バイアスのオン、オフ時のそれぞれのタイミングで、フローの振る舞いに2つの時間スケールが存在している。これは、新古典モデリングによる予測と良い一致を示している。spin-up の速度は、準対称な配位の方が準対称性が破れた配位よりも遅かった。測定されたフローの緩和速度および径方向の伝導度は新古典による予測よりはるかに大きく、これは何らかの緩和機構が存在することを示している。

EX/8-4Ra: Turbulent transport and plasma flow in the Reversed Field Pinch

逆転磁場ピンチ実験装置 EXTRAP-T2R と RFX の周辺プラズマにおける turbulence の観測結果である。何れの装置でも、粒子の輸送は turbulence によって駆動され、約 50% の粒子損失がバックグラウンドの揺動から出現するコヒーレント構造によって起こされている。また、これらの構造の衝突によりバックグラウンドの turbulence によるものと同程度の拡散がもたらされている。強いシア ExB フローが周辺プラズマ領域で観測された。これは、レイノルズストレスと異常粘性による損失とのバランスで決まることがわかった。これらの結果は、turbulence self-regulation の機構が周辺領域で存在していることを示している。

EX/8-4Rb: Generation of Sheared Poloidal Flows by Electrostatic and Magnetic Reynolds Stress in the Boundary Plasma of HT-7 Tokamak

HT-7 トカマクの周辺プラズマ領域において、レイノルズストレスの径方向分布を測定した。静電的レイノルズストレス (ERS) の径方向勾配は最外殻磁気面で符号が反転する。新古典フローの緩和と荷電交換による緩和は、ERS の径方向勾配によりバランスされ、シアフローの構造を定常に維持する。一方、磁気レイノルズストレスの寄与は低 β プラズマでは小さかった。詳細な解析により、turbulence の径方向およびポロイダル方向への伝搬と揺動の分布は ERS の径方向の構造に起因していること

が明らかとなった。

EX/8-5Ra: Edge and Internal Transport Barrier Formation in CHS

CHSにおけるEdge Transport Barrier (ETB) 形成の観測結果である。H α 光の急激な減少は周辺での粒子輸送の速い遷移を示している。周辺部の密度勾配の増加が観測され、ステラレータ閉じ込め則から、エネルギー閉じ込めの改善が示された。このとき加熱パワーの閾値が観測されるとともに、遷移と逆遷移が加熱パワーで制御されることが示された。ビーム分光による局所的な密度測定により、ETB 形成時に間欠的なバースト状の低周波揺動が存在することが確認された。プラズマコア領域における電子温度の増加を伴う ETB の形成は、EC 加熱を行わない NB 入射時に観測された。

EX/8-5Rb: Experimental Studies of Zonal Flows in CHS and JIPPT-IIU

CHS、JIPPT-IIUにおいてHIBPを用いてzonal流の同定を試みた。その結果、トロイダルプラズマで初めてresidual zonal流の存在を示すとともにその基本的な特徴を確認した。また、zonal flowの別ブランチであるGeodesic Acoustic Modeと考えられるコヒーレント振動を発見した。

3.9 セッション EX/9: 形状効果と輸送

EX/9-1: Effect of Plasma Shape on Electron Heat Transport in the Presence of Extreme Temperature Gradients Variations in TCV

様々な三角度でEC局所加熱を行うことで電子熱輸送を調べ、 χ_e が T_e に強く依存するが、 T_e 勾配のスケール長には明らかな依存性が見えないこと等の結果を得た。

EX/9-2: Confinement Studies of Helical-axis Heliotron Plasmas

ヘリオトロンでの高閉じ込めHモードが得られる領域は、回転変換の値に応じて微細構造($n/m=4/8$ や $4/7$ 等の共鳴値の近傍で高閉じ込め)を持つことを明らかにした。

EX/9-3: LH Transition by a Biased Hot Cathode in the Tohoku University Heliac

電極挿入による電場印加によりL-H遷移の分岐構造の詳細を明らかにした。イオン粘性力とポロイダルマッハ数の評価から、新古典理論との一致を結論した。

EX/9-4: Comparison of Limiter and Emissive Electrode Bias on the Tokamak ISTTOK

リミター及び電極挿入による負電場の印加で粒子閉じ込めが改善する結果を得た。

EX/9-5: Improved Operation and Modeling of the SSPX Spheromak

周辺磁場揺動が小さい放電で、電子温度 $>200\text{eV}$ を得た。電流の複数パルス印加によりスフェロマックの磁気エネルギーが大きく上昇する初めての結果を得た。

EX/9-6Ra: Progress in the Study of Plasma Heating, Stability, and Confinement on HANBIT Mirror Device

EX/9-6Rb: Influence of Radio Frequency Waves on the Interchange Stability in HANBIT mirror Plasmas

EX/9-6Rc: Heating and Confinement of Ions at Multimirror Trap GOL-3

EX/9-6Rd: Advances in Potential Formation and Findings in Sheared Radial Electric-Field Effects on Turbulence and Loss Suppression in GAMMA 10

HANBIT (韓国)、GOL-3 (ロシア)、GAMMA-10 (日) のミラー装置から、最近の進展の報告があった。特に、GAMMA-10では、イオン閉じ込め電位の3倍の上昇や、強い径方向電場シアーによる乱流渦構造の消滅と閉じ込め改善の報告等がなされた。

3.10 セッション EX/10: プラズマ-壁相互作用

EX/10-1: Overview of recent work on carbon erosion, migration and long-term fuel retention in the EU-fusion programme and conclusions for ITER

炭素の損耗、短・長期的炭素の輸送と粒子保持に関する最近の実験結果をまとめた。損耗領域からの化学スパッタリングの入射エネルギー、ターゲット板温度、入射イオン束に対する依存性は核融合装置とビーム・ターゲット板実験装置で矛盾のなく、それを用いると ITER のストライク点での化学スパッタリング損耗は低くなる。JET, DIII-D, AUG における 1 キャンペーン平均の炭素堆積速度は驚くべきほど一致し、 $3\text{--}7 \times 10^{20} \text{C/s}$ であった。一般的には内側ダイバータは堆積が顕著な領域であるが、外側ダイバータは損耗・堆積の統一的な特徴は AUG と JET の間で見られなかった。多くの炭素種は高い吸着性をもっているため、輸送軌跡にそって堆積するが、少数の炭素種は 1% 以下の吸着性をもっているため、長距離を輸送されプラズマと直接接触しない領域に達する。JET で QMB (Quartz Micro Balance) 法を用いた計測によると、堆積は QMB 近傍にストライク点初めて移動させた放電のみで観測され、 10nm/s に達し、強い C_2 スペクトルバンドの発光を伴う。JET でベリリウムは内側の垂直タイルの上側に主に堆積し、Be/C-2/1 でかなりの重水素を含む。この堆積層は 1200°C 以上に加熱されているので Be-C 化合物が形成されており、そのために高温でも水素を保持することができる。

EX/10-2: Deuterium retention in Tore Supra long discharges

長パルス放電における粒子バランスを調べ壁での粒子保持量を調べた。非常に早い動的な粒子保持速度 (最大粒子供給速度の 50%) が観測された。放電中の粒子保持量と放電後、グロー放電後およびディスラプション後の粒子保持量の減少を調べた。実験期間中に蓄積した粒子保持量を粒子バランスから評価し、取り出したサンプルタイルから求めた水素保持量を比較した。測定結果を説明するためにいくつかの機構を検討した。

EX/10-3: Impact of nearly-saturated divertor plates on particle control in long and high-power-heated discharges in JT-60U

長い時間スケールにおけるプラズマ・壁相互作用を理解するため、放電時間を 15 秒から 65 秒に、中性粒子ビーム加熱時間を 10 秒から 30 秒に伸張した (最大 12 MW)。長時間 H モード放電では、放電中にダイバータ板での粒子吸収が徐々に減少し、その後、粒子を吸収しない状態に達した。この壁飽和現象によって、ダイバータ排気を有効にしているにもかかわらず中性粒子ビーム以外の粒子供給がなくても主プラズマの密度が上昇した。さらにダイバータプラズマのデタッチメントが発生し X 点 MARFE が発生した。SOLDOR コードの計算によると 2-3 倍の排気速度があれば、X 点 MARFE を避けることが可能である。また、総入力エネルギーが 350MJ に達したが、カーボンブルームと呼ばれる急激な炭素不純物の発生や、主プラズマの不純物による希釈は観測されなかった。

EX/10-4: Edge Plasma Control by Local Island Divertor in LHD

$m/n=1/1$ 磁気島を 20 の摂動コイルによって発生させ、局所磁気島閉ダイバータを形成し周辺プラズマを制御した。磁気島境界を横切る外方向への熱・粒子束が磁力線に沿ってダイバータヘッドの背面へ流れ、炭素板によって熱・粒子負荷を受け止める。高い粒子排気性能が示され、エネルギー閉じ込めの改善へとつながった。国際ステラレータスケーリング 95 に対してエネルギー閉じ込め時間は 1.2 倍に上昇した。EMC3-EIRENE コードを用いて、周辺プラズマのパラメータが計算できるようになった。

EX/10-5: Tungsten: An option for divertor and main chamber plasma facing components in future fusion devices

タングステンで真空容器内壁の 65% (24.8m^2) を覆っており、主要な機器のうちで

覆っていないのは、下ダイバータのストライク点付近と弱磁場側のリミターである。タングステンの表面割合を増加させていくと、タングステンの蓄積やプラズマの振る舞いが徐々に変化し、タングステン壁の問題点がはっきりしてきた。すなわち、異常輸送が低すぎないこと、さもないと新古典輸送によりタングステンが蓄積する。RFによる中心加熱はこれを防ぐ方法である。ELM周波数が低い領域では不純物蓄積が見られるが、ペレットあるいは加熱パワーの増加によってELM周波数を増加させると蓄積は回避される。適度なガスパフは不純物の侵入を妨げるが、閉じ込め性能が劣化する。弱磁場側保護リミターにおける損耗率は0.1%にも達し、中性粒子ビームの高速粒子損失が大きく寄与していることが確認された。上ダイバータ(タングステンタイル)を使った放電では、下ダイバータ(炭素タイル)を使った同等の放電と比較して、タングステン蓄積量が多くなることは観測されなかった。

EX10-6Ra: Measurements of Impurity and Heat Dynamics During Noble Gas Jet-Initiated Fast Plasma Shutdown for Disruption Mitigation in DIII-D

Hモードプラズマに高速で($\sim 2\text{ms}$)、大量の($\sim 10^{22}$ 個)のネオンおよびアルゴンを入射してプラズマを消滅させた。高速カメラの像から、入射したガスはプラズマのペDESTALに達していない。しかし、熱消滅に対する放射損失パワーは約90%にも達した。これは、大規模なMHDによって駆動された、イオンが速く混じる効果と熱が速く輸送される効果の組み合わせによってなされたと考えられる。また、入射ガスの圧力を十分に高くすることによって逃走電子の抑制も達成された。

EX10-6Rb: Disruption Mitigation Experiments in the JT-60U Tokamak

大量の水素と少量の高Z希ガス、特にクリプトンを同時に入射することによってプラズマ対向材へのディスラプションの悪影響を著しく回避することができた。大量の水素による電子密度の増加によって高Z希ガスからの放射が増大する。プラズマの蓄積エネルギーは放射されプラズマは直ちに停止させられる。逃走電子の発生は高電子密度と高実効電荷数によって妨げられた。また、ネオンのペレットをディスラプション発生後に入射すると逃走電子の損失を増やすことができることが分かった。

EX10-6Rc: Disruption Mitigation on Tore Supra

安定またはアルゴン入射によってディスラプション直前のオーミック加熱プラズマに5ms以内に0.1モルのヘリウムを入射した。プラズマ電流の消滅速度の低下、エディー電流の低下、逃走電子の消失、次の放電への影響がないなど、有益な結果が得られた。ガス入射とディスラプションの4msの間を調べると、ヘリウムが部分的に電離する状態を維持するのに十分な量のヘリウムを入射する必要があることが示された。これはTore Supraでは0.1gであり、ITERでは何百グラムにもなる。

3.1.1 ポスターセッション EX/P1: ELM

EX/P1-2: Impurity-seeded ELMy H-modes in JET, with high density and sustainable heat load

JETにおけるELMy H-modeへの不純物入射による高密度、高閉じ込めかつダイバータ部での高放射損失割合の同時達成に関する研究である。高三角配位にて、 $n_e/n_{GW} \sim 1$, $H_{y2} \sim 1$, $P_{rad}/P_{in} \sim 40-50\%$ が得られているが不純物入射無しの場合と同様なType-I ELMsが発生している。一方、Type-III ELMs領域ではELMによるダイバータ板への熱負荷をITERの要請に適合する程度まで低減できており、閉じ込め特性が劣化する分は総合性能の向上と低安全係数運転($q_{95} \sim 2.6$)にて償われるとしている。

EX/P1-3: ELMs, strike point jumps and SOL currents

JETにおけるELM前後におけるプラズマ平衡に関する研究である。ELM前後($\sim 100\mu\text{s}$)でX点位置がおおよそ数cm上方へ移動する現象について調べた結果、プライベート領

域におけるトロイダル電流が過渡的にX点を上方に駆動している可能性があり、これはType-I ELMの安定性を説明するための”peeling”モデルを支持しているとしている。

EX/P1-4: Small ELM regimes with good confinement on JET and comparison to those on ASDEX Upgrade, Alcator C-mod, and JT-60U

JETにおける小振幅ELMsを有するH-modeとASDEX-U, C-Mod, およびJT-60Uとの比較に関する研究である。プラズマ断面形状, 安全係数, 密度, β_p をスキャンし, 他装置で得られている小振幅ELMsと同様な性質をもつモードが得られているが, 低電流領域($I_p \leq 1.2$ MA)に限定されている。

3.12 ポスターセッション EX/P2: ベータ・リミット、先進シナリオ

EX/P2-1: JET RF Dominated Scenarios and Ion ITB Experiments with Low External Momentum Input

JETにおける先進トカマク開発に関する研究である。LHCDによりプラズマコア部の広い領域で $q > 1$ のゼロシア領域を形成・維持し(ハイブリッドシナリオ), 今回はじめてICRF加熱により $\beta_N \sim 2$ のプラズマが低いNBIによる運動量入力割合の条件で得られた。

EX/P2-5: Development of Integrated Real-Time Control of Internal Transport Barriers in Advanced Operation Scenarios on JET

JETにおけるITERの先進トカマク運転手法の開発を目指したプラズマ制御手法に関する研究である。低密度・低加熱入力時におけるLHCDのみによる電流分布制御実験では, 様々な期待される平衡配位が約7秒間維持でき, LHCD, NBI, ICRFによる複合帰還制御では, 先進トカマク運転における高加熱入力時での安全係数分布制御に成功している(単調および反転安全係数分布配位のどちらも)。

EX/P2-7: STATIONARY, HIGH BOOTSTRAP FRACTION PLASMAS IN DIII-D WITHOUT INDUCTIVE CURRENT CONTROL

DIII-Dにおける非誘導電流駆動での高自発電流割合を有する高性能プラズマに関する研究である。 $\beta_N \sim \beta_p \leq 3.3$ の高性能プラズマを3.7s以上, 定常的に維持できおり($H_{99P} \sim 3$), 高自発電流割合が65-85%, NBCD割合が15-30%, ECCD割合が0-10%としている。

EX/P2-8: Studies of Improved Electron Confinement on NSTX

NSTにおけるNBI早期入射時による低密度領域での電子系閉じ込め改善機構に関する研究である。電流立ち上げを最も早くした場合に, 電子温度の急峻な勾配とその輸送係数が局所的に減少する点が観測されている。ダブルテアリングモードの観測や電流拡散の計算結果からプラズマコア部に負磁気シア領域が形成されていると考えられる。

EX/P2-11: Core Heat Transport in the MAST Spherical Tokamak

MASTにおけるNBI加熱プラズマの輸送特性に関する研究である。GS2 gyro-kineticコードによるITGモードの微視的安定性の計算結果からExBシア流に乱流の安定化効果が示唆されるが, 電子系の輸送係数はやや高めでありETGモードでは説明できない。

EX/P2-12: Comparison of Transient Electron Heat Transport in LHD Helical and JT-60U Tokamak Plasmas

LHDおよびJT-60UにおけるITBのある場合と無い場合の過渡輸送特性に関する研究である。ITB無しの場合, LHDプラズマでは熱輸送係数は電子温度のみに依存するのに対して, JT-60Uプラズマでは電子温度勾配にも依存することが分かった。

EX/P2-14: Neutral Beam Injection Heating in the TUMAN-3M

ロシアのTUMAN-3MトカマクにNBIを新設した。入射粒子はHまたはDで、加速25keV、パワー500kWである。計算により、電子密度 $4 \times 10^{19} \text{m}^{-3}$ で入射エネルギーの95%がプラズマに吸収される事、入力パワーはオーミック加熱の2.5倍になることを示した。このパワーはスケーリング則から予想されるLH遷移しきいパワーより一桁大きく、Hモード研究が可能になる事が期待される。

EX/P2-15: Investigation of the Dynamics of Accelerated Compact Toroid Injected into the JFT-2M Tokamak Plasmas

先進的粒子補給法であるコンパクトトロイド(CT)をJFT-2Mトカマクへ入射する実験を行った。入射装置や計測系を改良した結果、これまでよりも数倍速い密度上昇($1.3 \times 10^{22} \text{m}^{-3}/\text{s}$)が観測された。また、その密度上昇はCT入射から100~200 μs 遅れて起こる事も示された。CT入射の際に250-350kHzの磁気揺動が観測され、アルヴェン速度で伝播することも示された。

EX/P2-16: Plasma Confinement Using Biased Electrode in the TCABR Tokamak

ブラジルの小型トカマクTCABR ($R = 0.61 \text{ m}$, $r = 0.18 \text{ m}$)の実験結果を報告した。弱磁場側赤道面より最外郭磁気面内に電極を挿入し、バイアスを印加した。バイアスを330V印加した結果、密度上昇、 $H\alpha$ の減少が生じた。また、Neo-Alcatorスケーリングに対する改善度は1.95であった。さらに、周辺部での浮遊電位の揺動は明らかに低減した。すなわち、バイアスの印加によって、Hモード遷移を起きることを示した。

EX/P2-17: Characteristics of the TPE Reversed-Field Pinch Plasmas in Conventional and Improved Confinement Regimes

産総研のRFP装置であるTPEの実験結果をまとめたものである。これまでの4代の実験装置に関する、1500ショットのデータを整理し、閉じ込め時間のスケーリングを確立した。また、ポロイダル電流をパルス的に駆動する実験を行い、理論とよく一致する結果が得られた。さらに閉じ込め改善手法の候補であるquasi-singlehelicity(QSH)に関する研究も行い、X-ray tomographyにて典型的な磁気島構造を観測した。

EX/P2-20: Experimental and theoretical studies of active control of resistive wall mode growth in the EXTRAP T2R reversed-field pinch

逆磁場ピンチ装置のEXTRAP T2Rで、抵抗性壁モード(RWM)をフィードバック制御する実験を行った。サドルコイル、及びピックアップコイルの信号を実時間でフーリエ解析することで、RWMを制御した。フィードバックゲインが全ての成分に対して実数で一定値の場合と、複素数を含む場合を調べ、いずれの場合でも成長率の低下を実証した。プラズマ回転がある場合には複素数を含む制御の方がより有効だった。

EX/P2-21: Optimizing the Beta Limit in DIII-D Advanced Tokamak Discharges

この論文はモデルとDIII-Dの実験結果を比較することにより高ベータ定常非誘導先進運転に最適な安全係数と圧力分布および放電形状を導き出すための研究の結果を報告している。実験と理論は広がった圧力分布と対称なダブルヌルダイバータ形状によって達成しうる規格化ベータ β_N をあげることが可能であると示している。およそ100%のブートストラップ電流を持つモデルの場合十分広い圧力分布であれば $\beta_N \sim 5$ を可能であることが示された。

EX/P2-22: Resistive Wall Mode Studies in JET

この論文は抵抗性壁モード(RWM)の安定化項についてJETにおけるヘリカルアンテナによる安定なRWMに対する応答実験の結果とこれまでより正確なドリフト力学モデルを含んだ安定性解析コードMARS-Fの計算結果を比較することによって調べた研究結果を報告している。この研究によって、力学安定化モデルもしくは強いイオンランダウダンピングのモデルの将来のITERを外挿することが可能なRWM安定化モデル

としての正当性を評価することが可能となった。これらのモデルによると RWM を安定化するにはプラズマ中心においてアルフベン速度の 2~3% の流れが必要であることがわかった。

EX/P2-26: Internal kink mode dynamics in high- β NSTX plasmas

この論文は最も高いベータを有する NSTX の多くの放電で観測される飽和した内部キックモードについての研究を報告している。これらのモードはプラズマ中心でプラズマ回転の平坦化とエネルギー閉じ込めの低下を、そしてしばしばプラズマ角運動量と蓄積エネルギーの完全な損失をもたらす。トロイダル回転がアルフベン速度に近づくことと磁気島圧力の尖頭化および高ベータに関係する反磁性効果がモードの非線形安定化をもたらす。これらの安定化の機構は NSTX のパラメータで計算され、実験結果と比較した。

EX/P2-27: Study of Runaway Electron Generation Process During Major Disruptions in JET

この論文は大型トカマクのディスラプションによって励起される逃走電子の生成過程を多くの JET の放電を解析することによって調べた研究を報告している。逃走電子電流はトロイダル磁場とディスラプション直前のプラズマ電流の値にしたがって増加する。広いプラズマ電流値に対して変換効率は平均的に 40-45% であり、これは数値シミュレーションとよくあうが、このことは ITER に対しても逃走電子が問題となることを示唆しており、逃走電子を抑制するディスラプションの緩和が必要であることを示している。

EX/P2-28: Nonthermal Electrons and Small-Scale Plasma Perturbations during Density Limit Disruptions in the T-10 Tokamak

この論文は T-10 の密度限界ディスラプション時に接線 CdTe 検出器をもちいて観測される非熱的 X 線放射の反復的バーストについての研究を報告したものである。この現象は $m=2, n=1$ の磁気島付近のプラズマ領域から発生する非熱的電子の前方への制動輻射と電子ビームとリミターの非一様相互作用に関連すると考えられる。高密度プラズマでの非熱的 X 線振動は $m=2, n=1$ モードの回転中のリップルを有する磁力線に沿った電子ビームの波状振動に関係すると主張している。

EX/P2-32: MHD instabilities leading to disruption in JT-60U reversed shear plasmas

この論文は強い内部輸送障壁 (ITB) と中心に平坦な圧力区分布を有する負磁気シアプラズマで頻りに観測される低いベータディスラプションに至る MHD 不安定性についての研究を報告している。2つのタイプのディスラプションが観測された。ひとつは安全係数が整数付近で観測される前兆振動を伴わないものであり、もうひとつは $\tau > 10\text{ms}$ の成長率を持つ ITB 付近から表面まで広がる $n=1$ の前兆振動を伴うものである。これらのディスラプションの特徴を説明するために次のような簡単なモデルを導入した。表面の MHD 不安定性とこれと同じモード数に対応する ITB 付近の MHD 不安定性が同時に不安定になった場合にディスラプションに至る。このモデルを用いると観測されるディスラプションは周辺部のモードがトリガーとなるものと内部のモードがトリガーとなるものに分類可能であることがわかった。

EX/P2-33 Compatibility of Reduced Activation Ferritic Steel Wall with High Performance Plasma on JFT-2M

発電実証炉のブランケット構造材の有力候補である低放射化フェライト鋼とプラズマとの適合性を調べるため、JFT-2M トカマクにて試験を行った。発電実証炉で想定されているような近接壁と高規格化ベータプラズマとの適合性を実証するため放電調整を進め、フェライト鋼壁を規格化した壁の距離で 1.3 程度まで近づけても、規格

化ベータ4程度のプラズマと共存できることを実証した。また、その際非磁性導体壁と同様な、成長率の低下も観測された。さらにテアリングモードやHモード遷移に対する影響も調べ、フェライト鋼の磁性による影響が小さい事を実証した。

3.13 ポスターセッション EX/P3: ハイブリッド・シナリオ

EX/P3-2: Plasma Performance Improvement with Neon Gas Puffing in HT-7

HT-7 トカマクでは、ネオン入射によって TEXTOR で報告されている RI モードに似た閉じ込め改善放電を実現した。この閉じ込め改善プラズマはピークした電子温度分布と平坦な電子密度分布を持ち、 $\beta_{NH_{99}} > 1$ が得られた。この放電では LHCD と IBW 加熱が行われており、ネオン入射しない時に比べて中心電子温度が約 50% 上昇している。

EX/P3-3: Rapid eITB Formation during Magnetic Shear Reversal in fully non-inductive TCV Discharges

TCV トカマクでは OH 入力を切り順方向の ECCD だけにすると、電流拡散により電流分布が凸型から凹型に 200ms 程度の時間スケールでゆっくり変化する最中に電子系内部輸送障壁が 0.2ms 以下の時間スケールで急速に形成される。この電子系の閉じ込め改善は、最初に形成された径方向位置から内外に向かって閉じ込め時間スケールで伝播する。CQL3D コードによる電流分布の計算によると、電子系内部輸送障壁が形成される位置は磁気シアがゼロとなる位置に一致する。

EX/P3-4: Characterisation of the H-mode Edge Barrier at ASDEX Upgrade

ASDEX Upgrade ではプラズマ周辺計測を改良し、周辺部輸送障壁 (ETB) の研究を進めている。ドップラー反射計による径電場分布計測により周辺部乱流の相関長が径方向電場シアと相関を持つことを明らかにした。type I ELM 及び type II ELM に対して、到達圧力勾配が理想 MHD 安定性限界で決まること、ELM 崩壊の規模は最も不安定な理想 MHD モードの固有関数の広がりと同様であることが確認された。また、電子密度と電子温度の勾配長は強い相関を示す。これは理想 MHD 安定性による圧力勾配限界と共に ETB 構造を決める制約条件になっており、残る自由度は ETB 幅だけである。中性粒子の侵入長と ETB 幅の相関は見られなかった。

EX/P3-8: H-mode transition physics close to double null on MAST and its applications to other tokamaks

MAST では、ASDEX Upgrade (AUG) と同様な磁場配位において H モード遷移に関する装置間比較実験を行った。両装置ともダブルヌル (DN) 配位ではシングルヌル (SN) 配位に比べて H モード遷移パワーが減少するが、MAST では AUG に比べて減少量が多い。SN 配位と DN 配位での、L モードプラズマのセパトリックス近傍における $E_r \times B$ 速度シアを比べると、AUG に比べて MAST では、より大きな違いが見られる。これが上記の理由と考えられる。また、MAST の結果を複数の L-H 遷移理論と比較したところ、自己生成フローシアによる有限ベータドリフト波の安定化に基礎を置く Guzdar の理論を指示する結果となった。

EX/P3-10: Understanding of the density profile shape, electron heat transport and internal transport barriers observed in ASDEX Upgrade

ASDEX-Upgrade で観測されている、H モードプラズマでの密度ピーキングの衝突度依存性、電子加熱主体下での電子熱輸送特性、電子加熱時の密度 pump-out を、イオン温度勾配モード、捕捉電子モード等の微視的不安定性の線形及び擬線形理論を使って説明した。これらの理論を基に、ITER の誘導運転シナリオにおける密度圧力分布を示した。

EX/P3-11: Development of Internal Transport Barrier scenarios at ITER-relevant high triangularity in JET

JETからは、ITER ライクな高三角度配位においてコアと周辺部の制御による ITB の安定維持について報告があった。JET では、長い ELM 無しフェーズの後に起こる giant ELM が ITB 崩壊を招く。それを防ぐ為に、重水素及び軽 7 不純物の入射による周辺部の type III ELM または L モード化、プラズマ電流ランプによる MHD 安定性の改善を行った。コアについては、ネオン入射と高パワー加熱の組み合わせにより ITB 半径位置を拡大した。その結果、 $\beta_N H_{90} \sim 3.5$ 、グリーンワールド密度限界の 60% を 2 秒間維持した。

EX/P3-12: Transition Phenomena and Thermal Transport Property in LHD Plasmas with an Electron Internal Transport Barrier

LHD では ECH による中心加熱と NBI 入射の組み合わせにより二種類の改善閉じ込めモードを得た。逆方向の NBI 入射の場合は電子系内部輸送障壁が形成され高電子温度となる。順方向の NBI 入射の場合は、電子系内部輸送障壁は形成されないが幅広い高電子温度分布が得られる。ECH 入射変調による熱パルス伝播手法によって電子系の熱輸送特性を調べた結果、逆方向 NB 電流駆動した時に現れる $m/n=2/1$ 有理面または $m/n=2/1$ 磁気島が電子系内部輸送障壁形成を促していると考えられる。

EX/P3-14: Edge Stability and Performance of the ELM-Free Quiescent H-Mode and the Quiescent Double Barrier Mode on DIII-D

DIII-D では ELM 無しの閉じ込め改善モードである QH モードが得られている。QH モードは ITB と両立し、quiescent double barrier (QDB) が形成される。ペDESTAL での圧力分布は QH フェーズ中と ELM 中では同程度であるが、QH フェーズでは密度が低く温度が高くなっているため、周辺部自発電流が小さく、MHD 安定性限界の安定側近傍に位置することを明らかにした。また、ECH, ECCD, NBCD による電流・圧力分布の最適化により QDB 放電を安定に 2 秒間維持した。

3.14 ポスターセッション EX/P4: 運転限界、加熱と電流駆動、高速粒子

EX/P4-1: Experiments on Tokamak ADITYA

分子ビーム入射とガスパフにより OH プラズマの密度限界を調べた。分子ビームのパルス幅が 3-3.5ms、間隔が 2-5ms のときの密度限界はガスパフと同程度であったが、パルス幅を 2ms に短くし間隔を 8ms に長くした場合に、ガスパフより高い密度を得た。前者の場合には密度限界ディスラプションの直前にスクレイプオフ層での密度特性長と揺動に伴う外向き粒子束の増大が観測されたが、後者ではそれらは小さかった。

EX/P4-3: Stiffness of Central Current and Temperature Profiles in JT-60U Current Hole Plasmas

電流駆動や局所加熱に対する電流ホールプラズマの中心部の電流分布や電子温度分布の応答を調べた。電流ホールの内部では、電気伝導度が高いにも関わらず、誘導電場、電子サイクロトロン電流駆動、中性粒子ビーム電流駆動によってトロイダル電流が駆動できないことが分かった。強い内部輸送障壁を有するプラズマでは、電流ホールの有無に関わらず、局所加熱を行っても中心部の電子温度分布は平坦なままであった。これらの結果は、電流ホールあるいは内部輸送障壁層の内側では、電流密度や温度勾配をゼロ近傍に保つ機構が存在することを示唆する。

EX/P4-24: Plasma Heating and Fuelling in the Globus-M Spherical Tokamak

ボロン化処理により不純物を低減し、OH プラズマ (H モード) にて従来よりも高い密度、高い閉じ込め時間を得た。NBI (30keV, 0.7MW) 加熱実験を開始し、イオン温度の上昇 ($\cdot Ti=220\text{eV}$)、プラズマ蓄積エネルギーの増大 (30%) を確認した。イオンサイクロトロン周波数帯 (9MHz) の加熱でイオン温度の上昇および高速イオンテイルの生成を観測した。同軸プラズマガンや超音速ガスジェットによる粒子供給実験も行

っている。

EX/P4-32: Mode Conversion, Current Drive and Flow Drive with High Power ICRF Waves in Alcator C-Mod: Experimental Measurements and Modeling

速波 (FW) を入射し、モード変換によりイオンバーンシュタイン波 (IBW) あるいはイオンサイクロトロン波 (ICW) として、電流あるいはポロイダルフローを駆動することを目的とする実験の報告。Phase Contrast Imaging (PCI) 法による密度揺動計測により、プラズマ中の FW, IBW, ICW を測定し、理論計算と一致するモード変換が起こっていることを観測した。モード変換した波による電流駆動 (MCCD) の実験では、 $q=1$ 面付近への電流駆動により鋸歯状振動の周期の変化が観測された。ポロイダルフローを駆動する実験では、有意なフローは観測されなかった。

EX/P4-34: Development of a Completely CS-less Tokamak Operation in JT-60U

外側のポロイダル磁場コイルのみを用いて、すなわちトラス内側のコイル (中心ソレノイドコイル) を全く用いずに、100kA までのプラズマ電流立ち上げを達成し、電子サイクロトロン波などの強力なプラズマ供給源があればプラズマ電流の立ち上げにポロイダル磁場のヌル点が必要ないことを実証した。中性粒子ビーム加熱・電流駆動のみで 260kA のプラズマ電流を 1 秒間維持した。垂直および逆電流方向入射の中性粒子ビームで周回電圧が負の状態を実現し、ブートストラップ電流のみによるオーバードライブを得た。

EX/P4-4: Pellet Ablation in FTU discharges

FTU では、強磁場側からペレットを入射することで中心部への燃料供給と PEP モードを得た。ペレット入射の 4 段階の過程が明らかになった。1. ペレットの溶発、2. プラズマ雲のドリフト、3. MHDモードによりプラズマ中心部に輸送、4. 異常ドリフトによる更なる先頭化である。0.8MA と 1.1MA の比較の結果、ターゲット密度が高く、MHDモードの反転半径の大きな高 I_p の放電の方が、密度分布が中心でより先頭化するために高い性能が得られている。

EX/P4-5: On the Momentum Re-distribution Via Turbulence in Fusion Plasmas: Experiment in JET and TJ-II

プラズマ流の生成に起因するメカニズムは磁場閉じ込めプラズマの輸送を理解する上で重要な役割を与える。測定された平行方向への流れの大きさは、シミュレーション結果のものとは比べてずっと大きいことが分った。最近の実験ではプラズマ境界領域に存在する流れを説明するのにプラズマ乱流 (turbulence) の可能性が指摘される。今回の報告では JET や TJ-II においてプラズマ最外殻磁気面近傍での平行方向と径方向の揺動速度の間の相互相関に大きな径方向の勾配があるとの実験的証拠をはじめて報告する。これらの発見はプラズマ境界におけるトロイダル回転と大きな平行方向のプラズマ流が同時に存在する物理的理解を与えるものである。

EX/P4-6: Control of the Radial Electric Field Shear by Modification of the Magnetic Field Configuration in LHD

ヘリカルプラズマでは、径電場が新古典輸送を低減し、径電場シアが異常輸送を低減するため、径電場の制御は重要である。LHD では、1)ヘリカルリップルの径方向分布、2)外部摂動磁場による磁気島生成、3)局所ダイバータコイル電流の変更、の3つの手法で磁場構造に変更を施すことにより径電場分布の制御に成功した。

EX/P4-10: Experimental Test of Neoclassical Theory of Poloidal Rotation in Tokamaks

ポロイダル回転の新古典理論を荷電交換分光法により測定したポロイダル回転分布と NCLASS コードから予想される分布の比較によって検証した。測定データを原子物理過程の補正を用いて詳細に評価したところ、両者には一桁の不一致があり、さらに

回転方向が逆転していることを見出した。

EX/P4-11 High-Ion Temperature Experiments with Negative-Ion-Based NBI in LHD

Ar もしくは Ne ガスを用いた High-Z プラズマの生成によって、LHD の NNBI によるイオン温度を上昇の実験を行っている。NBI のエネルギーが高いために電子温度加熱が支配的だが、低密度プラズマにおいてはビームの吸収パワーが増加することに加えて、high-Z プラズマ中でイオンの密度が変化するという理由で直接のイオン加熱パワーが増加している。結果として 10keV のイオン温度を実現した。また、high-Z プラズマにおける NNBI による加熱は、イオン温度の増加に加えて、イオン温度の増加に本質的なイオンの輸送の改善にもつながっている。

EX/P4-12: Transport Phenomena in the Edge of Alcator C-Mod Plasmas

Alcator C-Mod における周辺部の乱流と輸送に関する研究を行った。EDA Hモードで観測される Quasi-coherent mode (QCM) は、1. 弱磁場側でのみ観測される、2. ポロイダル方向の波数は $0.8 \sim 2 \text{ cm}^{-1}$ 、3. セパラトリックスの内側で振幅が最大になり、5 mm 以上の幅で観測される、4. SOL 領域でも有限の振幅を持つ、といった特徴を持っている。また、QCM が径方向の粒子輸送の増加に関して中心的役割を持っている。一方、Blob に関する研究では、LモードとHモードの比較から、周波数は同程度であるが、大きさは ELM Free Hモードの方が小さいことがわかった。70% n_{GW} 程度の高密度になるとセパラトリックスの内側でも Blob が観測されるようになる。

EX/P4-13: The Greenwald density limit in the Reversed Field Pinch

RF 配位を持つ RF X 装置において、運転可能な密度領域がグリーンワルド密度限界とよく一致することが明らかになった。水素プラズマである限り密度限界を超えることは出来ないが、He プラズマでは超えることが可能である。局所的にプラズマと壁が接しているため、詳細なパワーバランス解析は行えていない。

EX/P4-14: Real Time Control of Fully Non-Inductive 6 Minute, 1 Gigajoule Plasma Discharges in Tore Supra

Tore Supra では、数ミリメートルの精度のプラズマ位置制御や、RF パワーと様々な制御ツールを組み合わせた新しい実時間制御システムの構築により、完全非誘導電流駆動のプラズマを 6 分間維持することに成功した。また全入射エネルギーは 1GJ を越えている。

EX/P4-15: Investigation of plasma performance in high I_p scenario in HT-7

HT-7 装置において電流をランプダウンすることにより 1.5 以上の I_i を実現し、プラズマ性能の改善を調べた。密度と加熱パワーを一定にしているときにランプダウンすると、電子温度の上昇が観測され、エネルギー閉じ込め時間が 1.3 ~ 1.8 倍になった。これにより IBW 加熱を行った際に H_{89} スケーリングで 1 を超える放電も得られた。

EX/P4-17: Third-Harmonic, Top-Launch, ECRH Experiments on TCV Tokamak

TCV では、3 倍高調波としてプラズマに吸収できるジャイロトロンを新設した (118 GHz , $0.45 \text{ MW} \times 3$, 2 s)。これにより、2 倍高調波ではできなかった高い密度領域での運転が可能になった。その結果得られた ELMy Hモードプラズマは、これまで得られていたオーミック加熱/低加熱の場合に比べて、ELM 周波数が低減し、ELM による損失パワーが 10 倍程度大きくなった。

EX/P4-26: Expanding the Operating Space of ICRF on JET with a View to ITER

JET は ICRF によって生成される非常に高エネルギー粒子を閉じ込める大きさや能力を持っており、次期装置の ICRF 技術を発展させることのできる唯一の装置である。本論文では ITER のために JET で行われた ICRF システムに関する技術的な進展について

て示している。

EX/P4-36: Experiments of Full Non-inductive Current Drive on HT-7

HT-7において、LH波を用いて長パルス放電と完全非誘導電流駆動放電を行った。完全非誘導電流駆動放電では、LH導波管内の放電のためにLHパワーが減少した時、オーミック加熱の調整が無いためにプラズマ電流が不安定になった。また、これらの放電は不純物のスパッタリングによって制限されている。周回電圧の制御のためにLH波を調整することが、長パルス放電の定常運転のために最も有効であり、4分間の放電時間を達成した。

EX/P4-37: Destabilization of TAE modes using ICRH Upgrade

ASDEX-UでICRHによって不安定かされるTAE実験が行われている。正磁気シアおよび負磁気シア配位での実験が行われ、正磁気シア配位では $n=1\sim 6$ の回転方向のモード、また弱磁気シアでは $n=3, 4, 5, 6$ 逆回転のモードが観測されている。ASDEX-Uでは強い q -profileを作ることは出来ないのでアルフベンスケードは観測されていない。これまで観測される不安定性の周波数に回転の効果が入っていることが予想されていたが、今回NBI blipを行い調べたところ、回転の効果により周波数が変化する結果を得た。また、ICRHにより励起されるTAEに対するECCDの安定化効果は小さいことが分っている。

EX/P4-41: Studies of High Energy Ions in Heliotron J

ヘリオトロン配位における高エネルギー粒子の閉じ込めを調べるために、NBIやICRFによる追加熱実験を行った。CX-NPAを垂直方向にセットした際、ミラーリップル成分を増加させることによりCX粒子束が減少することがわかった。これは理論的に予想されるロスコーンの変化で説明できる。ICRFを用いた少数イオン加熱実験の結果、ミラーリップル成分が大きい場合のみ8keVまで加熱されることがわかった。これらの結果は、ミラーリップル成分が大きい配位が通過粒子の閉じ込めには適していることを示唆している。

EX/P4-44 Classical and Neo-Classical Confinement properties of Energetic ion on LHD

LHDにおいて接線ビーム入射によって生成された高エネルギーイオンの閉じ込めの性質が研究されている。高エネルギー粒子の局所的な閉じ込め時間は実験的に評価され、中心領域のピッチ角散乱時間や周辺領域の荷電交換損失時間との間に良い相関がある、これはLHDの高エネルギー粒子の閉じ込めが古典的過程で支配されていると考えることができる。この効果に加えて、MHD不安定性によって引き起こされる大きな高エネルギー粒子の輸送も観測されているなど、新古典論による効果も観測されている。

EX/P4-45: Experimental Studies of Alfvén Mode Stability in the JET Tokamak

JETではアルフベン固有モード励起実験において様々な安定化の機構を調べる実験を行っている。この度、イオンの ∇B ドリフトによる影響を調べる実験が行われた。その結果、 $n=1$ のTAEに対してイオンの ∇B ドリフトによりdamping rateが増加することが観測された。これはアルフベン固有モードの安定化につながる結果である。JETでは来年設置予定の新しいアンテナシステムを用いて、ITERで想定される $n=5\sim 10$ のTAEを出す実験を計画している。そして、そのようなプラズマにおいてイオンの ∇B ドリフトによるdamping rateの効果を調べる実験を計画している。

EX/P4-47: Magnetic Field Structure and Confinement of Energetic Particles in LHD

LHDではプラズマが存在する磁気面領域と最外殻磁気面に存在するカオス領域との組み合わせにより閉じ込めの改善が理論的に実験的に証明されている。両者の組み合

わせにより $\beta > 10\%$ までの運転領域で実験が可能であることが示されている。これは、カオス領域をコントロールすることにより、高エネルギー粒子の閉じ込めが改善されるため、カオスの中で v_{\parallel} の粒子閉じ込めだけでなく、 v_{\perp} の閉じ込めも改善されている。今後は LID と呼ばれる外部コイルを用いてカオスをとる実験を予定しており、カオスによる閉じ込め効果を調べていく予定である。

3.15 ポスターセッション EX/P5: テアリングモード、プラズマ-壁相互作用 EX/P5-1: Observation of high-frequency secondary modes during strong tearing mode activity in FTU plasmas without fast ions

FTU トカマクのオーミック放電において、大きな $m/n=-2/-1$ 磁気島を伴う 30 から 70kHz の振動が観測された。この周波数は、磁気島の回転周期より一桁大きく、アルフヴェンギャップより一桁低い。オーミック放電で高速イオンが存在し得ない事から、この高周波数の振動は同時に発生しているテアリングモードから非線形に誘起されたものか高速電子に起因するものと考えられる。

EX/P5-3: New Observations Concerning the Origin and Consequences of MHD Activity in the MST Reversed Field Pinch

MST において RFP プラズマに特徴的な MHD 現象の詳細を明らかにした。磁気揺動のスペクトル解析から、本来線形安定である $m=0$ の抵抗性テアリングモードの起源は $m=1$ モードとの非線形結合による不安定化であることを示した。単一モードだけが大きな振幅を持つ Quasi-Single Helicity プラズマにおいて、(1) 磁気揺動と同じ単一モードが速度揺動と MHD ダイナモ項を支配すること、(2) モードにより導体シェルに誘起された渦電流がプラズマ回転を低下させるというモデルで実験を説明出来ることを示した。また、通常の RFP プラズマでは $E \neq \eta J$ であるが、磁気揺動の抑制により閉じ込めが改善されたプラズマでは MHD ダイナモが減少し $E \approx \eta J$ となることを示した。

EX/P5-4: Two-Fluid Hall Effect on Plasma Relaxation in a High-Temperature Plasma

2 流体ホールダイナモ (電磁揺動による起電力) がプラズマの緩和過程において重要な役割を果たしていることを実験的に観測した。緩和過程におけるプラズマコアとプラズマ端におけるホール効果を測定した。その結果、ホール効果はプラズマ端 ($r/a > 0.85$) では小さいが、内部になるにつれて大きくなり、コアの高温プラズマ領域 ($r/a = 0.35$) では、高速のレーザーファラデー回転計測によれば、ホール起電力は、有界面付近の平衡の電流を平坦化させる程大きい (~ 40 V/m) ことが解った。テアリングモードに基づく準線形 2 流体ダイナモ理論によれば、ホールダイナモ (電流密度揺動と結合) は MHD ダイナモ (速度揺動と結合) より大きくなる。1 流体モデルを越えた重要効果を含めることにより、理論予測は実験結果と矛盾しないことが得られた。

EX/P5-6: Asymmetric-Field Mode Locking in Alcator C-Mod

Alcator C-Mod において非対称磁場コイルを用いて locked モードが発生する誤差磁場の閾値を調べた。非対称コイルにより重畳する $m/n=2/1$ 誤差磁場の強度をスキャンして locked モード出現領域を特定し、装置固有の誤差磁場の大きさと locked モードの発生閾値を明らかにした。発生閾値のプラズマ密度への依存性は他装置で報告されているように線形スケールリングに乗るが、JET, DIII-D の結果に比べて約 2 倍高い。無次元パラメータを JET の実験に一致させた Alcator C-Mod の特定の実験に限ると、両装置での locked モード発生閾値と密度が同一スケールリングに乗ることを明らかにした。

EX/P5-7: Ion Kinetic Effect on Bifurcated Relaxation to a Field-Reversed Configuration in TS-4 CT experiment

対向した二つのスフェロマックが衝突して Field-reversed 配位 (FRC) に移行する際のイオン・キネティック効果について調べた。初期のポロイダル固有値によって、二つのフェロマックが一つの FRC になるか、新しい一つのスフェロマックになるかが決まり、その値には閾値が存在した。その閾値は小半径とイオン表皮厚の比に依存する。回転シアによる低 n モードの抑制がこの比に対する依存性を決めていると考えられる。

EX/P5-8: Effects of Viscosity on Magnetohydrodynamic Behaviour During Limiter Biasing on the CT-6B Tokamak

CT-6B トカマクにおけるリミタバイアス実験において粘性の MHD への効果を調べた。その結果、正のバイアスを掛けることによって、磁場揺動の周波数の増加により（粘性の効果が）減少することが観測された。リミタバイアスに対する径方向の力の釣合い式における粘性力効果により、ポロイダル回転や径電場と関連したミルノフ振動の変化にどう影響しているかについて、解明が行われた。また、粘性力を考慮したモーメントバランスの式はリミタバイアスのモデルに利用可能である。

EX/P5-11: The Role of Shaping in the Sawtooth Instability

ビーン型と楕円型断面のプラズマを比較する事により、鋸歯状振動へのインターチェンジ・モードと内部キंकモードの役割を明らかにする実験を行なった。鋸歯状振動の戻りフェーズでの閉込めの違いが鋸歯状振動の性質に大きく関係する事が分かった。ビーン型の場合戻りフェーズで素早く q_0 は 1 を切る。一方、楕円型の場合は q_0 は 1 近傍にとどまる。これにより後者では準インターチェンジ・モードが発生し、電子系の閉込めにも影響を与える。

EX/P5-13: Dynamics and Control of Resistive Wall Modes with Magnetic Feedback Control Coils: Experiment and Theory

RWM の基礎理論、実験結果、動的変化のモデリング、フィードバック制御について述べている。RWM が生じているとき、プラズマは外部の駆動電流に反応、相互作用する。この反応は複雑であるが、VALEN コードを使った外部コイル電流のモデル化、DCON コードを使ったプラズマのモデル化によって、精度の良いキंकモードの動解析モデルを示した。HBT-EP 装置における壁安定化キंकモードに対して、このモデルを使った計算が行われ、次のような結果を得た。プラズマインダクタンスの制御マトリックスが代表的な一つの固有モードで表わせる時、また、覆われたコイル電流の磁場構造の特性が定まる時、共鳴キंकモードの反応は少ないパラメーターで表現できる。HBT-EP において、外部擾動磁場の準定常プログラムと高速の phase-flip 制御、およびモードと回転に対するプラズマ反応の直接計測で、RWM の動的挙動を調べた。その結果、キंक壁安定化と RWM の両方の励起を含んだ、時間反応は容易に計測できることが分かり、制御コイルを用いて、理想壁安定化限界付近で急激なプラズマ回転によるモードの安定化を実験的に示した。

EX/P5-14: Experiment of Magnetic Island Formation in LHD

LHD で、 $m/n=1/1$ の真空磁気島は local island divertor によって作られ、磁気島形成が実験的に調べられている。磁気島幅は、電子温度や β 値、磁気軸シフト量に依存する。 $R_{axis}=3.53\text{m}$ の場合で、プラズマ中の磁気島は真空磁場の磁気島より大きく、 $R_{axis}=3.6\text{m}$ の場合では、磁気島形成に必要なエラー磁場より小さいので、磁気島は形成されない。また、小さい誤差磁場で磁気島が形成されたとき磁気島電流の発生が観測されたが、発生機構は未解決である。

EX/P5-15: Observation of Current Profile Evolution Associated with Magnetic-Island Formation in Tearing-Mode Discharges on JT-60U

JT-60U では MSE 計測により、新古典テアリングモードによる磁気島形成に伴う電流

分布の時間発展を捉えることに初めて成功した。 $m/n=2/1$ の磁気島の成長に伴い、電流分布は磁気島位置において平坦化した。磁気島の縮小と共に平坦部は狭まり、磁気島消滅後には平坦部も消滅した。更に MSE で測定した局所ポロイダル磁場が磁気島の回転に同期して変動することを観測し、電流分布の平坦化は磁気島 O 点に局在していることを示した。電流拡散のシミュレーション及び定常電流分布の計算結果との比較から、実験結果は磁気島 O 点内での自発電流の減少を示すことを明らかにした。

EX/P5-16: Physics Studies with Electron Cyclotron Resonance Heating and Current Drive on TEXTOR

電子サイクロトロンによる加熱 (ECRH) 及び電流駆動 (ECCD) の物理研究を行うため、800kW、140GHz のジャイロトロンを TEXTOR プラズマに導入した。共鳴層をスキャンしていった結果、電流駆動の向きによって、絞歯状振動の周波数への影響に差があるが示された。すなわち、co-ECCD では反転層のすぐ外、ctr-ECCD ではすぐ内側の場合に周波数の低下が観測された。また、 $q=2$ 面に入射を行う事により、ダイナミックエルゴディックダイバータによって励起された $m/n=2/1$ のテアリングモードは完全に抑制できた。

EX/P5-19: Implications of Wall Recycling and Carbon Source Locations on Core Plasma Fueling and Impurity Content in DIII-D

低および中密度の L モードおよび ELMyH モード放電の D・ポロイダル分布を計測してシミュレーションコードを用いて調べたところ、水素中性粒子は大部分が X ポイントからコアプラズマに侵入することが分かった。高磁場側のスクレイプオフ層 (赤道面) からの D・および低電離炭素イオンからの放射はダイバータストライク点からのそれと比較して 3-4 桁弱く、ダイバータの粒子源がいかに多いかを示している。UEDGE と DEGAS を用いたシミュレーションによって、粒子供給のポロイダル分布は $B_x \nabla B$ イオンドリフトの方向に依存することが予想された。 $B_x \nabla B$ イオンドリフトがダイバータに向く場合、内側ダイバータは低温高密度であるため、そこからの粒子供給は外側ダイバータからのそれよりも大きいことが予想された。また、内側ダイバータでプラズマの流れの反転が予想され、それはダイバータからコアプラズマへの炭素イオンの流入を増加させる。

EX/P5-20: Comparison of Plasma Turbulence in the Low- and High-Field Scrape-off Layer in T-10

T10 トカマクの高密度プラズマにおいて強磁場及び弱磁場側での静電プローブ計測によりスクレイプオフ層における乱流と輸送を調べた。強磁場側のイオン飽和電流の揺動は弱磁場側に比べて 2 倍低く、揺動による径方向の粒子束と拡散係数は弱磁場側において強磁場側より 3-5 倍高い。最外殻磁気面からの距離に対するイオン飽和電流揺動の分布は強磁場側と弱磁場側では 4cm 程ずれていることから、乱流により輸送されるプラズマ構造は弱磁場側で形成され、磁力線に沿って強磁場側に拡がると結論出来る。

EX/P5-21: Structure, Phase Analysis and Component Composition of Multilayer Films Depositing in Tokamak T-10

T-10 トカマクの 2002 から 2003 年の実験における真空容器上の堆積物の分析を行った。特に 2003 年の実験前に一部リミターを撤去した影響を評価した。第一壁にはいずれの場合でも再堆積が起り、水素含有の大きい "soft" な膜が形成された。これらは主にコンディショニング中に成膜されたと考えられる。一方、コンディショニング時にはシャッターで覆われている試料上では、2002 年には $D/C=0.26$ の固い膜が出来ていたのに対し、2003 年には "soft" な膜が形成された。

EX/P5-22: Overview of gas balance in plasma fusion devices

第一壁による粒子保持は、安全上の理由でトリチウム量が制限される ITER などの将来の核融合装置では最も大きな運転上の制約となる。プラズマ壁相互作用に関する EU のプロジェクトチームは核融合装置におけるガスバランス、粒子保持量および粒子除去の調査を進行させている。JET, AUG, TEXTOR, Tore Supra では、壁への熱負荷の集中が放電初期に観測され、それはプラズマと接触している場所の粒子飽和が原因である。この粒子飽和は常に放電の終了時に回復するが（動的粒子保持）一方で長時間運転では粒子保持量は放電時間に比例して増加する。ガスパフと比較してペレットを用いても粒子保持量はほんの少ししか減少しなかった。一方、中性粒子ビームでは一時的な壁の枯渇が常に観測され、その後、密度が減少しそれを補うのにガスパフを要した。リサイクリング粒子束が粒子束の大半を占め、排気や粒子供給はリサイクリング束、その結果としての粒子保持束を制御することはできなかった。放電間のガス放出による保持量の減少はディスラプションがない限り常に同じようであったが、長時間放電ではこの効果は全体のガスバランスに対して無視できる量となる。最後に、グロー放電や放電線上を行うことによって放電履歴に無関係に粒子保持量が減少した。

EX/P5-23: Liquid lithium limiter experiments in CDX-U

液体金属第一壁開発の一環として、CDX-U トカマクにてリチウムを導入する実験を進めてきている。今回はトロイダル方向に1周するトレイに液体リチウムを導入し、その影響を調べた。その結果、一周抵抗、 I_{eff} 等不純物に関する量が低減した。また、分光計測で酸素、炭素の低減が観測できた。また、同等の密度を維持するのに必要なガス量が5~8倍になるなど、水素リサイクリングも大幅に低減した。すなわち、リチウムのトレイリミターの良好な適合性が実証できた。

EX/P5-24: Carbon Deposition and Deuterium Inventory in ASDEX Upgrade

内側ダイバータ領域は全域で正味の堆積領域となっており、一方で外側ダイバータのほとんどは損耗領域となっている。また、バップルタイルは損耗と堆積の複雑な分布を示している。総計 43.7g のホウ素と炭素が再堆積し、その内の 88% はタイルに、9% は遠隔領域（バップルの下、真空容器の壁構造物）に堆積した。主プラズマ室で同定された炭素源は炭素の堆積を説明するには 10 倍ほど少なすぎ、炭素の損耗は外側のダイバータタイルで観測されている。重水素は主に内側のダイバータタイル表面に保持される。炭化水素の共堆積層に長期的に保持される量は重水素供給総量の約 3% であった。

EX/P5-25: Experiments with Lithium Limiter on T-11M Tokamak and Perspectives of the Lithium Capillary-Pore System Application in Fusion

ロシアの T11-M トカマクにて、Capillary-Pore と呼ばれる Mo のメッシュにリチウムをコーティングしたものをリミターヘッドに装着し、プラズマ中に挿入することで、リチウムを導入する実験を行った。第一段階では比較的厚い (~1cm) ヘッドでディスラプションの健全性を示した。第二段階では 0.6mm の層を装着した。表面温度が 600°C を超えると Li の放出が顕著になるが、その結果周辺が冷却され、表面温度も低下した。これらは Li 壁の炉への適用に対し有望な結果である。

EX/P5-27: Variation of Particle Control with Changes in Divertor Geometry

重水素粒子のインベントリをダイバータ排気を用いて効率的に制御するために、それを決定する 2 つの重要な要素に注目して実験を行った。1 つに、ダイバータの磁場バランス、つまり、ダイバータのヌル点が 1 つであるか、2 つであるかのトポロジーの程度、2 つに、ヌル点に対して $B_x \nabla B$ イオンドリフトの方向、である。ダブルヌルに近い形状において、ダイバータの磁場バランスの変化は外側ダイバータからの排気速度と比較して、内側ダイバータからのそれにずっと大きな影響を持つ。ダブルヌル配位での粒子排気速度は $B_x \nabla B$ イオンドリフトの方向と反対側の外側ストライク点で

最大となる。実験データから、スクレイプオフ層とダイバータにおける $B_x \nabla B$ と $E \times B$ ドリフトの存在がダブルヌル配位における粒子排気速度に大きな役割を果たすことが示唆された。また、粒子排気速度は周辺あるいはペDESTALの密度に強く依存することが示された。低密度領域 ($n_e/n^{GW} < 0.4$) では、粒子排気速度は排気口入口のリサイクリング量に比例することが分かった。

EX/P5-29: Far SOL Transport and Main Wall Plasma Interaction in DIII-D

Lモードプラズマでは、磁力線を横切る輸送が密度に増加に対して顕著になり、スクレイプオフ層の形状は平坦となって、プラズマと壁の接地が増加する。Hモードでは、ELM間のプラズマと壁の接地は概してLモードのそれより小さい。ELMによる壁へのプラズマ束はLモードのそれと同等かそれ以上まで増加する。放電条件によって、ELMは真空容器外側の壁へのイオン束の30-90%を受け持つ。スクレイプオフ層での磁力線を横切るは大きな振幅を持った間欠的な輸送現象に支配され、外側の壁まで伝搬し、スパッタリングの原因となるやもしれない。ITERで使用されるであろういくつかの材料試験片(炭素、ベリリウム、タングステン)をDiMESプローブを用いてプラズマに曝し損耗を調べた。

EX/P5-30: Toroidal Structure of Hydrogen Recycling in Ultra-long Discharges on TRIAM-1M

冷却能力が向上した可動リミターがプラズマ対向壁の温度上昇を抑えたことにより、5時間16分の放電が達成された。第一壁による粒子保持量は放電中に増加し続け、最終的に 3×10^{21} 個に達した。平均の壁排気速度は約 8.6×10^{16} 個 $m^{-2} s^{-1}$ と評価され、これは可動リミターが無い状態での評価した値の3.6倍になる。第一壁の温度上昇が抑えられたためにそこからの水素放出が抑制されたためと見られる。水素リサイクリングのトロイダル分布は、可動リミターの場所でのみ変化し、そのほかの場所、つまり主プラズマ室では可動リミターがなかったときと同じような分布であった。これは高密度、低密度放電でも同様であった。この結果から、主プラズマ室での水素リサイクリングは荷電交換中性粒子が支配的であると考えられる。可動リミターの導入によって全リサイクリング量に対する主プラズマ室のリサイクリング量は約50%に減少した。

EX/P5-32: Retention of hydrogen isotopes (H, D, T) and carbon erosion/deposition in JT-60U

JT-60Uにおける、炭素壁の実験結果をまとめたものである。板厚分析の結果、外側ダイバータが損耗領域で、内側ダイバータが堆積領域であることが示された。また、水素同位体の吸蔵量を分析した結果、水素の量は $(H+D)/C \sim 0.07$ とJETと比べ非常に小さい値である事が示された。ダストの量に関してはトーラス全体に換算して7g相当しかない事が示された。これもJETより2桁小さい値である。これらの差はダイバータの形状や温度の違いに起因すると考えられる。

EX/P5-33: THE IMPACT OF THE DYNAMIC ERGODIC DIVERTOR ON PLASMA EDGE STRUCTURE AND TRANSPORT IN THE TOKAMAK TEXTOR

TEXTORに動的エルゴディックダイバータを導入した。磁場摂動を $q = 3$ 面に集中させることができ、そこではモード数 $12/4$ 、 $6/2$ および $3/1$ を持つ。磁場摂動を強くすると、エルゴディック領域がプラズマ周辺部に形成され、磁気島が重なり合い、ターゲット板まで接続長が非常に長くなる。また、短い接続長を持つ薄い層も同時に存在し、そこでは、ヘリカルダイバータが形成される。モード数 $12/4$ を持つ配位では、エルゴディック化が進行すると、弱磁場側の周辺密度と圧力が減少し、短い接続長を持つフラックスチューブは上記の薄い層のところで開き、そのときエルゴディック領域の電子温度が低下した。モード数 $3/1$ を持つ配位では、誤差磁場がず

っと深く侵入するため、2/1、3/1ティアリングモードの発生がエルゴディック化を促進した。2/1ティアリングモードが発生したとき、周辺のポロイダル回転が減少し、3/1ティアリングモードが発生すると、逆回転した。これらは、エルゴディック領域の径方向電場の減少、そして反転に因るものと見なされ、プローブ測定の結果もこの結果と矛盾しない。

EX/P5-34: Microscopic Modification of Wall Surface by Glow Discharge Cleaning and its Impact on Vacuum Properties of LHD

サンプル駆動機構を用いて、LHDのグロー放電にさらした試料の分析を行った。以前から報告されているようにHeグロー放電にさらした場合にはプリスタリングが発生し、ヘリウムが壁に蓄積されてしまうのに対し、ネオングロー放電ではプリスタは発生しなかった。また、表面をTEMで分析したところ、Neグロー後は再堆積層に相当すると考えられる微結晶構造が観測された。これらの結果を踏まえ、LHDの壁コンディショニングに対しNeグロー放電の有効性を実証した。

3.16 ポスターセッション EX/P6: 乱流輸送実験

EX/P6-12: Shear Modulation Experiments with ECCD on TCV

電子系輸送の磁気シア依存性を調べるために、TCVプラズマにおいてECCDにより局所的な磁気シアを変調させた。2つのEC(順方向と逆方向)によりパワー一定のもとで電流分布を変調したところ、変調の時間スケールは電流拡散時間より短い、電子密度と温度に変調成分が観測された。EC吸収位置($\rho=0.24$)から内側で電子密度・圧力の変調成分が観測され、磁気軸で最大値となる。磁気シアが0.5から0.2に減少する順方向入射の場合が、最も高い閉じ込め性能が得られた。

EX/P6-13: Search for a Critical Electron Temperature Gradient in DIII-D L-Mode Discharges

限界温度勾配の存在を調べるために、DIII-Dにおいてoff-axis ECを用いて、総加熱パワーを一定に保ちつつ(すなわち周辺温度が一定)局所的な $\text{grad}(T_e)/T_e$ を変化させる実験を行った。限界温度勾配の存在を示す実験データは得られなかった。しかしながら、さらに大きな温度勾配($(\text{grad}(T_e)/T_e) > 3.8 \text{ m}^{-1}$ at $\rho=0.45$ 、 $> 2.5 \text{ m}^{-1}$ at $\rho=0.29$)領域に限界がある可能性もある。

EX/P6-14: mpurity Transport and Control in ASDEX Upgrade

ASDEX-UでのHモード及び改善Hモードにおける、SiとNeの輸送係数を求めた。周辺での輸送係数は常に異常拡散が支配的であり、中心での輸送係数は中心加熱パワーが小さい時は新古典理論値程度である。RF中心加熱を行った時は、中心輸送係数の増加と密度の平坦化が観測される。改善HモードでのWの蓄積は密度分布に強く依存し、NBI加熱時の中心ピークした密度分布の場合はWの蓄積が観測され、RF中心加熱時の平坦密度分布の場合は、W密度分布も平坦となる。

EX/P6-16: Non-linear Electron Temperature Oscillations on Tore Supra: Experimental Observations and Modelling by the CRONOS Code

Tore Supraでは、3-20 Hzと遅い電子温度の振動が観測されている。この現象を解明するために、CRONOSコードによる解析を行った。同コードによるシミュレーション結果は、温度(熱輸送)と電流分布の非線形カップリングで温度の振動が発生していることを示している。

EX/P6-17: Electron Heat Transport Studies Using Transient Phenomena in ASDEX Upgrade

ASDEX-Uにおいて、EC変調やコールドパルスにより、 $T_e > T_i$ と $T_e \leq T_i$ の領域で限界温度勾配の存在を示した。 $T_e > T_i$ では、線形安定性解析により電子の熱輸送はTEMが

支配的であることが示されており、TEM による輸送特性は実験における閾値や閾値以上での輸送の増加と矛盾しない。Te~Ti では、条件が大きく異なるにもかかわらず、閾値以上での輸送の増加($\sim Te^{3/2}$)は TEM の輸送特性と同様である。

EX/P6-18: Progress in Understanding Heat Transport at JET

JET では輸送が乱流の発生により増大するという臨界温度勾配の概念で説明できる。臨界値は電子輸送について $R/L_{Te} \sim 5$ である。一方、硬直性の度合いは特に電子とイオン加熱の比によって様々であり、強イオン加熱では電子温度は硬直性を増す。プラズマ電流分布は ITB の形成に大きな役割を持つことが実験と理論からわかった。実験では有理面の ITB 形成への影響は明らかだが、理論的には不十分である。サドルコイルを用いて磁気島を形成し ITB を誘起する実験では ITB 形成に十分な ExB 流を作ることはいできない。

EX/P6-19: Study of an Anomalous Pinch Effect in the T-11M Tokamak

Li リミターの T-11M 装置では不純物蓄積による内側ピンチは無視できるにもかかわらず、ピークした電子密度分布が観測されるため、異常内側ピンチの証拠となる。実験によると 3-4m/s の内側ピンチがあり、新古典 Ware ピンチの 3-5 倍大きな値となる。内側ピンチはプラズマの純度とは関係なく、リチウムリミターでもグラフィトリミターでも起こる。異常ピンチは電子密度と共に増加する。対流輸送過程がピークした電子密度を最も良く説明するように思われる。

EX/P6-20: Density Profile Evolution during Dynamic Processes in ASDEX Upgrade

ELM 中に 3つのフェーズ(予兆振動、コラプス、回復)を同定した。密度のペDESTAL 幅は高パワー放電(密度のペDESTAL 幅は増加する)を除くとすべての ELMy H モードで一定であった。ディスラプションにより密度には上限があった。電子温度の低下の直前に突然電子密度が増加した。この低下は磁場のリコネクションによる対流損失を支持する。反射計によるプラズマの位置計測がセパトトリクスで 1cm 以内の精度でできることを実験と計算から示した。

EX/P6-21: Radial electric fields and improved confinement regimes in the TJ-11 Stellarator

シア流と径電場の発展における密度と勾配の影響を調べた。「自然に起こる」速度シアの発展には密度に下限があることがわかった。臨界値付近では乱流輸送と乱流運動エネルギーはエッジで顕著に増加し、シア流が発達すると揺動レベルと乱流輸送は顕著に減少し、密度と勾配は増加する。その結果として得られるシア率は閉じ込め改善領域への遷移を引き起こすのに必要な値に近い。これらはシア流の発展と乱流レベルの増加の結合を示す最初の実験結果である。

EX/P6-22: Amplitude Correlation Analysis of W7-AS Mirnov-coil Array Data and Other Transport Relation Diagnostics

Mirnov コイル信号が CO2 レーザー散乱による小スケールの密度揺動と相関したことから、磁場揺動が大きな乱流構造による磁場揺動により引き起こされていると考え、Mirnov コイルと他の密度揺動計測との相関解析を行った。閉じ込めが良いときには相関は無く、閉じ込めの悪いときには相関があり大きなスケールの複雑な事象が起こっていることがわかった。この事象は ELM 様の構造を持っていると考えられる。

EX/P6-23: Comparison of Broad Spectrum Turbulence Measurements and Gyrokinetic Code Predictions on the DIII-D Tokamak

この論文は DIII-D で初めて行なわれたトカマクでの乱流のふるまいのより完全な描像を可能とする ITG、TEM および ETG タイプの不安定性に対応する広い波数領域の密度揺動計測について報告したものである。極短時間の中性粒子入射と電子サイクロトロン入射を行なうことにより詳細なプラズマ不安定性の研究を行なった。これらの

不安定性に対する反応は計測結果および計算結果ともに波数とともに変化し、観測値と予測値で類似点と相違点をもち、広い波数での比較が必要であることを示唆している。これらの観測は線形コードに含まれていない複雑な相互作用によるものであり、より複雑な非線形乱流シミュレーションを用いた研究が進められている。

EX/P6-24: Studies of Confinement and Turbulence in FTU High Field High Density Plasmas

この論文は高磁場および高密度のFTUトカマクにおいて行われた閉じ込めや輸送に対する密度と温度および安全係数分布の影響の研究について報告したものである。ITERにおいて予測されている電子密度においてペレット入射を用いて電子密度をピークさせることによってエネルギー閉じ込め時間を120msまで改善することができた。ペレットによるより高い密度での閉じ込め改善を意図した実験は閉じ込めの飽和の第2の閾値の存在を示している。反射計計測によってペレット入射時の乱流が減少していることが観測され電子内部輸送障壁プラズマの乱流が抑制されたことがわかった。

EX/P6-25: Measurements of density profile and density fluctuations in Tore Supra with reflectometry

この論文はTore-Supraにおいて行われている3つの異なった手法による反射計の計測結果に関する報告である。ひとつは50-110GHzのXモードであり高速に連続的に周波数を掃引させ定常的に密度分布を計測している。もうひとつは105-160GHzのXモードであり、ゆっくりと周波数を掃引することができ、プラズマ中心を計測している。3つ目は50-75GHzの0モードドップラー反射計であり、波数スペクトラムを計測している。これらの反射計によって低い磁場から高い磁場までの完全な計測が可能である。反射計計測は早い分布の変化がある時でさえ端から中心までの信頼性のある正しい密度の計測が可能である。中心のMHD揺動が高い空間および時間分解で観測される。2つの反射計によってトロイダル方向のモードの速度を計測可能である。

EX/P6-26: Turbulence suppression in discharges with off-axis ECR heating on T-10 tokamak device

この論文はT-10トカマクにおいて観測された周辺電子サイクロトロン加熱(ECRH)を切った直後の $\rho=0.25$ 付近の過渡的な急峻な電子温度勾配について報告したものである。ECRHを切ったあと、反射計計測によって $\rho=0.25$ 付近の狭い領域で密度揺動の振幅はオーミック加熱時の半分に減少していることがわかった。揺動のポロイダル方向のコヒーレンスも同様に減少していることがわかった。これらの放電で強い温度勾配が存在するときに準コヒーレントな振動の減少が観測された。乱流のポロイダル回転の計測によってECRHを切った後に速度勾配は全くないことがわかっている。不安定性の線形安定性の解析によってすべての放電においてイオン温度勾配モードは $\rho=0.25$ において不安定であることがわかった。この観測結果はECRH切断後の $q=1$ 付近の安全係数分布の平坦化による安全係数密度の減少によって説明可能である。

EX/P6-27: Low-Frequency Structural Plasma Turbulence in the L-2M Stellarator

この論文はL-2Mステラレータのプラズマ構造全体で観測された定常低周波数強構造(LFSS)乱流について報告したものである。LFSS乱流の重要な特徴はストキャスティックなプラズマの構造の存在である。違うタイプのLFSS乱流の相関がプラズマの全体において観測された。LFSS乱流は非ガウス分布の確率密度によって表記される。直交系のスケール混合による確率密度分布のモデルを用いて説明した。

EX/P6-28: Experimental study of particle transport and density fluctuation in LHD

この論文はLHDの標準配位で行われた密度変調実験による粒子輸送研究について報

告したものである。拡散係数は電子温度に強い依存性を持ち、中心では $Te^{1.7 \pm 0.9}$ に周辺では $Te^{1.1 \pm 0.14}$ に比例する。またプラズマ端では $Bt^{-2.08}$ に比例し、ジャイロボーム的であることがわかった。有限値を持つ対流速度の存在が確認された。電子温度勾配が粒子輸送を引き起こすことが観測された。トロイダル磁場も対流速度の値や向きに大きく影響を与える。加熱パワーを帰ると密度揺動のスペクトラムが変化することは加熱パワーが粒子輸送に影響を与えることを示唆している。ピークの波数はイオンラーマ半径の逆数の0.1倍程度であり、ジャイロボーム拡散で予測される程度である。

EX/P6-29: Observation of Neo-Classical Ion Pinch in the Electric Tokamak

この論文は Electric Tokamak (ET) で観測された支配的な粒子ピンチとこれによってもたらされる密度の自己相似的な分布を保ったままの劇的な増加について報告している。ピンチの密度の閾値はオーミックプラズマに対しては $n(0) \sim 1 \times 10^{18} \text{ m}^{-3}$ 、ICRF 加熱プラズマでは $n(0) \sim 3 \times 10^{18} \text{ m}^{-3}$ となる。密度上昇はどんな放射損失もない内部ディスラプションによって終焉する。このコラプスは密度限界よりも上で起こる。ICRF 加熱プラズマでは高い電子温度によってより低い密度で密度上昇が終わる。静電的な不安定性の減少は観測されていない。新古典的な「粘性」ピンチとウェアピンチが $r/a < 0.9$ の自発的な密度上昇と支配的な新古典的で異常な粒子拡散に影響を与えている。このピンチの状態は中心の障壁や、プラズマ端の遷移もしくは不安定性の抑制などを持たないで発生するが、Hモード様であると考えられる。

EX/P6-30: Energy and Particle Confinement in MAST

この論文は MAST で観測された準定常 H-mode と ITPA H-mode 閉じ込めデータベースに対する貢献を報告したものである。MAST のデータによってデータベースはアスペクトレシオに関しては 2.2 倍、トロイダルベータに関しては 2.5 倍拡張された。MAST のエネルギー閉じ込め時間は IPB98(y, 2) スケーリング式に広い範囲で合致する。発表されている国際データベースをあわせることによって MAST の閉じ込め時間はアスペクトレシオに依存し、一部の標準的なプラズマ断面をもつトカマクと矛盾しない。無次元パラメータにおいては MAST のデータは、衝突度は IPB98(y, 2) により強い依存性を持つことを示している。Lモードの閉じ込めがこれまでの Lモードスケーリングで与えられていた値を超えることはこれまで考えられていたよりも閉じ込めがアスペクト比に依存することを示している。

EX/P6-31: Anomalous particle and impurity transport in JET and implications for ITER

この論文は JET の密度分布を解析したデータベースを拡張することによって密度のピーク係数が JET の Hモードにおいては高い衝突度においては 1.2 から ITER で予測されている程度の低い衝突度では 1.5 程度になることを報告している。この結果は AUG で得られた初期の観測結果を追認する。Lモードの電子密度のピーキングの振る舞いは明らかに Hモードのそれとは違い、プラズマ全域のシアーに依存し、衝突度に依存しない。Hモードの密度分布は最も低い衝突度の領域を除いてはシアーに依存しない。炭素やネオン不純物の分布は電子密度ほどピークせず、Hモードでは通常平坦である。

EX/P6-32: Impurity transport and confinement in the TJ-II Stellarator

この論文は TJ-II 電子サイクロトロン加熱の広い実験領域で行われたレーザー溶発法による不純物入射を用いた不純物輸送の研究結果について報告したものである。拡張された指数関数を用いた不純物緩和の解析が閉じ込め時間やベータのこの式に対する依存性を系統的に調べるために導入された。

4. 理論

4.1 セッション TH/1: 輸送理論

TH/1-1: Paleoclassical Electron Heat Transport

低衝突周波数磁場閉じ込めトロイダルプラズマにおける径方向電子熱輸送は、原始古典 (paleoclassical) のクーロン衝突過程 (磁力線平行方向電子熱伝導と磁場拡散) に起因することを示した。磁力線の拡散がもたらす径方向の電子熱拡散係数は、磁場の拡散係数の10数倍程度になる。この原始古典拡散モデルは、異常電子熱輸送の、トカマクや ST、RFP で観測された大きさと径方向分布、高密度プラズマにおける Alcator 則、低有理数面とセパトロリックス近傍における輸送障壁、熱ピンチ等の特性を説明できる。

TH/1-2: Non-diffusive Transport in 3-D Pressure Driven Plasma Turbulence

3次元、抵抗を考慮した、圧力駆動プラズマ乱流における非拡散的輸送を数値計算で明らかにした。確率分布関数 (pdf) は非ガウス型になり、減衰するテイルをもつ。この結果を記述するために、分数階微分演算子を用いた輸送モデルを提案する。モデルは、非局所性、メモリ効果、非拡散則をもち、数値計算と定量的に一致する。特に、モデルは、pdf の型と時空間則、モーメントの超拡散則を再現できる。

TH/1-3Ra: Scaling Intermittent Cross-Field Particle Flux to ITER

スクレイプオフ層 (SOL) における2次元交換型不安定性のシミュレーションにより、間欠性の密度噴出が輸送過程を支配していることが分かった。SOL での衝撃波前面に高密度領域がある。SOL 幅と連結長を関係付けるスケーリング則は、従来のものから修正され、その結果、SOL 幅は大きくなり、第一壁とのプラズマ・壁相互作用を強め、粒子ソース一定条件化でセパトロリックス密度を減少させる。

TH/1-3Rb: Nonlinear Dynamics of Transport Barrier Relaxations in Fusion Plasmas

3次元乱流シミュレーションにより、輸送障壁の緩和振動を調べた。与えた ExB シアフローにより生じた障壁は、ExB シアフローの揺動が抑制されていても、輸送の時間スケールで間欠的に緩和する。緩和過程は、障壁位置におけるモードの間欠的成長で特徴付けられる複雑な振舞いをする。解析的研究により、その振舞いは ExB 速度シアに支配され、ExB 速度シア安定化の時間遅れに起因する。

TH/1-3Rc: Non-linear Heat Transport Modeling with Edge Localized Modes and Plasma Edge Control in Tokamaks

現実的なトカマク形状における線形理想 MHD コード MISHKA と非線形エネルギー輸送コード TELM を用いた、Type-I ELM のペDESTALエネルギー輸送のモデルを提案した。このモデルにおいて境界輸送障壁 (ETB) を通過する ELM で増加した輸送の主な機構は、MHD 速度揺動による増加した対流束と、不安定領域で圧力分布を平坦化させる径方向の磁場揺動による伝導流束である。典型的な Type-I ELM の時間サイクル、バルーニングモードによるペDESTAL圧力の速い崩壊と拡散時間スケールの境界圧力分布の再構築を、数値的に再現できた。外部コイルで乱雑なプラズマ境界を作り Type-I ELM を制御する方法をモデル化した。Type-I ELM を抑制した DIII-D 実験を再現した結果から、理想バルーニングモード限界より下に境界圧力勾配を減少させ、Type-I ELM なしの高閉じ込めプラズマを得られる可能性を示した。

TH/1-3Rd: Impact of Zonal Flows on Turbulent Transport in Tokamaks

炉心とスクレイプオフ層 (SOL) における乱流の非線形流体シミュレーションにより、zonal flow (ZF) のプラズマと形状パラメータに対する依存性と、乱流輸送に対する効果を調べた。イオン・イオン衝突により ZF が減衰する3次元非局所モデルにより、炉心のイオン温度勾配 (ITG) モードを調べた結果、入射熱流一定下で衝突周波数の減少と共に閉じ込めが改善されることがわかった。揺動特性を詳細に解析し、

相関関数を示した。フルートモードを仮定して SOL における交換型不安定性乱流を調べた結果、磁力線平行方向損失を支配するシース伝導度が小さい場合には乱流輸送は ZF で制御でき、大きい場合には ZF は乱流輸送を調整できなくなる。後者の場合、シース応答は ZF を駆動する波数空間における局所相互作用を妨げ、電位を浮遊電位に制限する。

TH/1-4: Gyrokinetic Studies of Turbulence in Steep Gradient Region: Role of Turbulence Spreading and ExB Shear

ジャイロ運動論理論と粒子シミュレーションにより、乱流と新古典物理を調べた。径方向に増加するイオン温度勾配に適用できるように、GTC コードを用いたトロイダルイオン温度勾配 (ITG) モード拡散のジャイロ運動論粒子シミュレーションと、それに関するダイナミックモデルを拡張した。炉心への境界乱流の拡散のために、炉心領域の乱流と輸送の大きさは、たとえ自己維持された zonal flow により輸送が抑制されていたとしても、炉心領域単独で得られた値よりも大きなものになる。乱流伝搬速度則は、線形のトロイダル結合に基づいたモデルよりも、非線形の拡散モデルに近い。密度とトロイダル回転周波数の急峻な勾配がある場合に、GTC-Neo 粒子シミュレーションコードにより求めたイオンポロイダル回転は、従来の新古典理論による予測と大きく異なる。イオンポロイダルジャイロ半径が径方向電場勾配長とほぼ等しい仮定の下に、境界乱流に適用可能な電磁的非線形ジャイロ運動論ブラソフ方程式とマクスウェル方程式を導いた。

TH/1-5: Density Effects on Tokamak Edge Turbulence and Transport with Magnetic X-points

現実的なダイバータプラズマ形状における乱流と輸送を、3次元電磁的乱流コード BOUT と2次元輸送コード UEDGE、理論解析により調べ、密度限界との関係を調べた。その結果以下の事項が明らかになった。(1) プラズマ密度がしきい値を越えると、境界乱流が抵抗性 X 点モードから抵抗性バルーニングモードに遷移する。(2) 密度が増加すると径方向への乱流による輸送が増加し、X 点 MARFE が形成される。(3) 高密度プラズマで SOL における局所的な対流輸送 (blobs) を確認した。X 点における強い磁気シアによりダイバータ足部とその上流部の乱流の相関が無くなる。(4) 高ベータプラズマでダイバータ板の傾きによりダイバータ足部不安定性が起こる。

TH/1-6: Profile Formation and Sustainment of Autonomous Tokamak Plasma with Current Hole Configuration

電流ホールプラズマの分布形成と維持を、電流ホール内に三磁気島平衡に基づく電流制限モデルを適用した1.5次元輸送コードを用いて調べた。負磁気シア領域内で急に減衰する異常輸送モデルが JT-60U 実験を再現でき、負磁気シア領域内で輸送は新古典レベルになり、その結果、大きな自発電流を介して内部輸送障壁と電流ホールのある分布が自律的に形成されることを明らかにした。新古典レベルの輸送で決まる内部輸送障壁の幅とその内部に閉じ込められるエネルギーは、JT-60U スケーリング則とよく一致する。電流ホールプラズマでは閉じ込めエネルギーが自律的に制限される。大きな電流ホールをもつプラズマは、自発電流による完全電流駆動により維持されるが、小さな電流ホールで自発電流割合が小さいプラズマは、誘導電流の染込みにより収縮してしまう。適切な外部電流駆動により、この収縮を妨げ、さらに電流ホールの大きさを制御することができる。電流ホールプラズマが、外部電流駆動に対して自律的に反応することを明らかにした。

TH/2-1: Feedback and Rotational Stabilization of Resistive Wall Modes in ITER

回転するプラズマ中の抵抗性壁モード (RWM) の減衰効果を調べるために安定性コード、MARS-F、に別のモデルが導入され、JET と DIII-D の RWM 実験のベン

チマークによって、減衰機構を説明するためには、準運動論的減衰モデルが良い候補であることが示された。これらの結果によると、先進 ITER 定常シナリオにおいて RWM 安定化のために必要な限界回転速度はプラズマ中心で $1.5\sim 3\%$ ω_a 、 ω_a はトロイダル・アルフヴェン速度、である。さらに ITER における $n=1$ RWM の能動的帰還制御もまた研究され、制御コイル電圧が 300V/turn 以下という条件での高度に最適化された限界規格化ベータとして、 $C_\beta = 0.8$ 、 $C_\beta = (\beta_{N^{\text{critical}}}-\beta_{N^{\text{no-wall}}})/(\beta_{N^{\text{ideal-wall}}}-\beta_{N^{\text{no-wall}}})$ 、が得られた。

4.2 セッション TH/2: ベータ・リミット

TH/2-2: Halo Current and Resistive Wall Simulations of ITER

抵抗性壁の効果に関する抵抗性 MHD におけるいくつかの ITER 関連の事象、垂直変位事象 (VDE)、ディスラプションによるハロー電流、抵抗性壁モード、のシミュレーションが M3D コードを使って行われている。壁の抵抗に比例するという VDE の成長率比例則が明らかにされた。抵抗性壁モードの非線形成長によるのと同様の、大きな反転半径を持った内部キックモードによって引き起こされたディスラプションのシミュレーションを行い、ディスラプション中に流れるハロー電流は圧力集中係数が 3 までは、非対称性があること、VDE はディスラプションのシミュレーションにおいてより大きな成長率を持っていてこれが実験におけるディスラプションでの垂直位置帰還制御におけるロスの原因である可能性を示した。新しく開発された現実の形状、完全トロイダル平衡に対する線形完全 MHD コード、AEGIS (Adaptive Eigenfunction Independent Solution)、を使って ITER や炉における抵抗性壁モードも研究されている。抵抗性壁モードの回転による安定化及び壁の厚さの効果が調べられ壁の位置がプラズマに近い場合には、薄い壁の近似が妥当であることが示された。

TH/2-3: Non-disruptive MHD Dynamics in Inward-shifted LHD Configurations

真空磁気軸が $R_{ax}=3.6\text{m}$ にある (所謂、内側シフトした配位の) LHD プラズマの圧力駆動モードの振るまいを調べるために二種類の非線形シミュレーションが行われた。一つは、三場の簡約流体 (RMHD) シミュレーションで、他は完全 3 次元 (3D) 圧縮性 MHD 方程式の直接数値シミュレーション (DNS) である。RMHD の計算結果は、プラズマの振るまいは異なったヘリシティの不安定モード間の相互作用の強さに依存していることを示した。DNS でも同様のプラズマの振るまいが見られた。RMHD と DNS 間の結果の基本的な一致に加えて、かなりのトロイダルフローの発生が DNS において観測された。トロイダルフローは、ポロイダルフローよりも強く成り得ることが示された。

4.3 セッション TH/3: アルフベン・モードと波動加熱

TH/3-1Ra: Nonperturbative effects of energetic ions on Alfvén eigenmodes

JT-60U プラズマにおける高速イオンが駆動するモードの線形性質と非線形な発展についてシミュレーションコードを用いて調べた。シミュレーション結果は、高速イオンの軌道幅と圧力が不安定なモードの分布を著しく平坦化する事を示した。JT-60U トカマクでの計算に加えて、LHD 様のヘリカル装置における TAE モードについても同様にシミュレーションを行なった。

4.4 セッション TH/4: 運転限界と運動量輸送

TH/4-1: Mechanisms for ITB Formation and Control in Alcator C-Mod Identified through Gyrokinetic Simulations of TEM Turbulence

捕捉電子モード乱流のシミュレーション結果 (GS2 gyrokinetic simulation) と Alcator

C-Mod における高密度実験における内部輸送障壁の形成と制御実験が詳細に比較された。イオン・サイクロロン周波数帯高周波で加熱された Alcator C-Mod プラズマでは、中心部への粒子補給が無い条件でも密度分布は中心にピークを持つ。輸送障壁内の粒子輸送は新古典的な Collisional Ware Pinch と捕捉電子モード乱流による輸送のバランスできまり、異常な内向きの粒子輸送は存在しないとされた。

4.5 セッション TH/5: 高エネルギー粒子と安定性

TH/5-1: Transition From Weak to Strong Energetic Ion Transport in Burning Plasmas

燃焼プラズマにおいて、高エネルギーイオンの輸送増大への遷移に伴った Energetic Particle Mode (EPM) の非線形 dynamics の変化を理論的に調べた。その結果、大きな対流輸送発生と関連した非線形の EPM 現象を引き起こす高速イオンのエネルギー密度は、線形の EPM 励起の場合に近いことを示した。この現象は、最大の駆動力がある径方向位置に局在するモードの励起機構に強く関連している。対流損出の後、非線形の EPM モード構造は外側へ変位し、拡散過程によって高速イオンの輸送は続く。この理論解析は、燃焼プラズマ実験の運転シナリオと矛盾無い解析の基になる。実験およびシミュレーションとの比較もまた議論している。

TH/5-2Ra: Theoretical Studies of Alfvén Wave-Energetic Particle Interactions

TH/5-2Rb: Fast ion effects on fishbones and n=1 kinks in JET simulated by a non-perturbative NOVA-KN code

1) α -TAE と呼ぶアルフェンモードが、バルーニングモードの第2安定領域において存在すること新たに見つけ、連続減衰効果が無視できる場合でも存在することを見出した。2) 圧縮効果と連続減衰効果の交換が、カスケードモードの低周波限界において現れることを見出した。3) ITER で計画されている NBI は、 α 粒子による駆動とほぼ同程度あり、推定される電流分布からは、径方向に広がったモード構造になることが分かった。4) MAST で観測された TAE の周波数掃引割合は内部磁場の推定に使われ、ミルノコイル計測と同程度である。5) 運動論的アルフェン励起の理解のために開発された数値モデルは、プラズマ中心付近では KAW は励起されず、連続減衰によって安定化されることを示した。6) JET における fishbone と n=1 キンクによる高速イオンへの影響を非摂動線形解析により調べた。

TH/5-3: Internal kink mode stability in the presence of ICRH driven fast ions Populations

高速イオンの内部キンクモードへの影響について、2つの方法で調べた。CASTOR-K コードをベースに、摂動法であるが精度良く成長率を評価した。もう一つは、高速イオンの分布の与え方に精度を欠くが、変分法によって求めた。両方とも安定領域の決定に使える。JET での実験解析に応用した結果を示した。

TH/5-4: Theory and Theory-Based Models for the Pedestal, Edge Stability and ELMs in Tokamaks

H モードの平衡と安定性および、ペDESTAL の幅、高さ、形、ELM のオンセット周期などの H モード端の統合化モデルを開発した。2流体の Hall-MHD 方程式によるプラズマ緩和状態の理論モデルは、ペDESTAL のスケール長がイオンのスキン長で、ペDESTAL 幅はイオンのポロイダルラマ半径より大きいとゆう実験結果と矛盾しない予測を出した。GS2 コードは、電子のドリフト波などマイクロ不安定性の同定に使われた。ここでは、強いシアー流、反磁性流、磁気シアがペDESTAL 構造を特徴つけている。ペDESTAL とジャイロ半径のスケールリングに関係した Kelvin-Helmholtz など、他のモードも調べた。これらの統合化モデルが、L モードから H モードへの遷移、ELM

への発展をシミュレーションした。この結果、シア流の安定化は、異常輸送のモードを抑制し、プラズマ端の輸送障壁を作り、ELMはバルーニングまたはピーリングモードによって決まることを示した。

TH/5-5: The Stability of Internal Transport Barriers to MHD Ballooning Modes and Drift Waves: a Formalism for Low Magnetic Shear and for Velocity Shear

内部輸送障壁の安定性に対してこれまで、磁場に垂直方向の高い波数のモードについて、通常は、バルーニング変換やアイコナル変換を用いて研究されてきた。しかし、内部輸送障壁は、正磁気シアや負磁気シアの q 分布の径方向分布や径電場シアに関連し、それらはこれまでの理論の有効性に影響する要因である。そこで、これらを考慮して、理想MHDや異常輸送を決めているマイクロ不安定性に適用できる新しい理論アプローチを開発した。

TH/5-6: Boundary modulation effects on MHD instabilities in Heliotrons

3次元構造を持つヘリカルシステムでは、Stochasticな磁力線で囲まれた閉じ込め領域の境界は、トカマクのように容易に決まらず、高ベータにおいては、大きなシャフラノフシフトにより様々な境界のmodulationが生じる。この境界のmodulationの安定性への影響を調べるために、実験では内側シフトを行った、これは以前の理論では不安定側にシフトしたことになる。平衡の自由な動きによる境界のmodulationの影響を解析した結果、理想MHDに大きな安定化効果が有るばかりでなく、実験結果と矛盾しないことを示した。

4.6 セッション TH/6: 新古典テアリングモード

TH/6-1: Effect of Sheared Flows on Neoclassical Tearing Modes

トロイダル方向のシア一流のNTMへの非線形発展への影響を粘性効果を含んだ簡約MHD方程式で数値的に調べた。Differential flow(系方向に2つ異なったトロイダル流を持ったモデル)は2/1モードに対して磁気島を飽和させ、3/1モードに対しては、飽和磁気島を縮小させる強い安定化効果がある。これはトロイダル回転による直接的効果より、遠心力による径方向圧力の増加から来る曲率による安定化効果であることを明らかにした。一方で、Velocity shear (シア流)を含んだRutherford方程式を導き、シア流は不安定化効果があることを示した。

TH/6-2: Kinetic Calculations of the NTM Polarisation Current: Reduction for Small Island Widths and Sign Reversal Near the Diamagnetic Frequency

Drift kinetic δf シミュレーションによって新古典テアリングモード(NTM)の分極電流効果を調べた。分極電流は、NTMを不安定化する要因と考えられ、規格化ジャイロ半径に比例する量である。この方法は、これまでの解析的手法と異なり、磁気島の大きさや回転数における仮定をせずに、ヘリカル摂動があるトロイダル形状に対する計算を行った。磁気島発生時の様に、磁気島幅がイオンのバナナ幅程度であるとき、分極電流は磁気島の減少と共に減ることが分かった。さらに、回転周波数が反磁性周波数に近くなると、分極電流の流れる方向の符号が変わることを明らかにした。このkinetic効果は現時点のRutherford方程式の分極電流効果に含まれてなく、NTMの成長とその大きさを決める上で重要である。

TH/6-3: A Possible Mechanism for the Seed Island Formation

観測できるほどのMHD現象なしにNTMが発生している場合について、誤差磁場に起因したNTMの発生についてMaxwell方程式とOhmの法則に基づいて理論的に検討した。モード成長/減衰率と摂動のトロイダル回転の効果について調べた。その結果、安定・不安定の臨界付近において、モードと共鳴する磁場(Resonant field amplification)が自発的に磁気島を形成しNTMを発展させる可能性がある。これらの予測は、JT-60や

T-10の様に明確なMHD現象なしにNTMの観測が見られた幾つかの実験結果と矛盾しない。

4.7 セッション TH/7: 輸送と乱流

TH/7-1: The Confluence of Edge and Core Turbulence and Zonal Flows in Tokamaks

Core/Edge/SOL、各領域におけるパラメータのオーダーリング、重要な物理機構の違いを議論することにより、各領域における乱流現象およびそれらの相互作用をシミュレーションするための計算モデルをジャイロ流体モデルに基づいて議論し、予備的な計算結果から各領域の乱流スペクトルの定性的な違いを示した。また、第1原理的なジャイロ運動論モデルによるEdge領域の乱流シミュレーションに向けたコード開発の現状についても議論した。

4.8 セッション TH/8: 乱流のモデル化

TH/8-1: Global Gyrokinetic Simulations of Toroidal Electron Temperature Gradient Driven Mode in Reversed Shear Tokamaks

グローバルジャイロ運動論的粒子コード GT3D による ETG 乱流シミュレーションを行い、その飽和レベルは混合長理論と矛盾せず、正/負磁気シア配位で異なる ρ^* スケーリングを与えることを示した。また、反転磁気シア配位においては正/負磁気シア領域に帯状流/ストリーマという定性的に異なる構造形成がみられ、 q_{\min} 面をはさんで χ_e にギャップ構造が形成されることを示した。

TH/8-2: Advances in Comprehensive Gyrokinetic Simulations of Transport in Tokamaks

有限ベータ効果、運動論的電子応答、電子-イオンピッチ角散乱等を含んだグローバルジャイロ運動論的 Vlasov コード GYRO により DIII-D の L モードプラズマにおける ρ^* スケーリング実験で観測された Bohm スケーリングがシミュレーションにより再現された。

TH/8-3Ra: Intermittent Transport and Relaxation Oscillations of Nonlinear Reduced Models for Fusion Plasmas

流体モデルを簡約化した少数自由度モデルによる ITG 乱流シミュレーションを行い、そのカオス的な特性と温度勾配パラメータに対する乱流輸送のスケーリングを調べた。特に、18 モードの少数自由度モデルで ITG 乱流における間歇的な乱流輸送現象を再現できることを示した。

TH/8-3Rb: Velocity-Space Structures of Distribution Function in Toroidal Ion Temperature Gradient Turbulence

フラックスチューブジャイロ運動論的 Vlasov コードにより ITG モードのシミュレーションを行い、定常状態でのイオンの熱輸送が衝突による速度空間の微細構造の散逸とバランスするエントロピーバランスを確認した。また、Rosenbluth-Hinton の帯状流減衰テストにおいて、新古典分極による捕捉粒子分布構造に加え、GAM の減衰を引き起こす通過粒子分布の微細構造を示した。

TH/8-4: Electron Thermal Transport in Tokamak: ETG or TEM Turbulence?

グローバルジャイロ運動論的粒子コード GTC により ETG 乱流シミュレーションを行い、ETG 乱流は非線形トロイダル結合により飽和し、その飽和レベルあるいは電子熱輸送レベルは実験値よりずっと小さいという結果を得た。

TH/8-5Ra: Dynamics of Large-Scale Structure and Electron Transport in Tokamak Microturbulence Simulations

ジャイロ流体シミュレーションにより ETG 乱流における構造形成を調べた。弱磁気シア配位では帯状流が形成され乱流輸送が抑制される一方、強磁気シア配位ではストリーマが形成されることを示し、その機構として磁気シアにより変化する ETG 乱流の非等方性が引き起こす2次的な変調不安定性の違いを明らかにした。

TH/8-5Rb: Study of Drift Wave-Zonal Mode System Based on Global Electromagnetic Landau-fluid ITG Simulation in Toroidal Plasmas

ランダウ流体シミュレーションにより ITG 乱流における乱流-帯状流間の非線形相互作用を調べた。低 q の中心領域では静的な帯状流が、高 q の周辺領域では振動する帯状流 (GAM) が励起されることを示し、 q 分布による帯状流制御の可能性を示した。また、乱流-帯状流間のエネルギーバランスにより、これらの定性的に異なる帯状流の生成・飽和機構を明らかにした。

4.9 ポスターセッション TH/P1: ELM

TH/P1-1: Mechanism of stabilization of ballooning modes by toroidal rotation shear in tokamaks

静的にトロイダル方向に回転しているトカマクプラズマへのバルーニング型の擾動の効果に関する研究である。本研究では、バルーニングモードに関係付けられる固有値問題に時間をパラメータの一つとして取り入れ、トロイダル回転シアがバルーニングモードをどのように安定化するかを説明することに成功できたとしている。

TH/P1-5: Non-linear Ballooning Mode Theory and Consequences for ELMs in Tokamaks

トカマクプラズマに対する、理想MHDモデルを用いたバルーニングモードの非線形発展に関する理論的研究である。理論的考察から、ペデスタル部の圧力が安定性限界に近付いた時にバルーニングモードが指数関数的に成長し、それが磁力線の曲率を弱くさせるように働く非線形項によって駆動されることが予測されるとしている。

4.10 ポスターセッション TH/P2: ベータ・リミット、先進シナリオ、輸送に対する形状効果

TH/P2-2: Shear Flow Layer Formation in Tokamak Plasma with Reversed Magnetic Shear

テアリング・モードによる磁力線再結合がひきおこすエネルギー解放がトカマク・プラズマ中にシア流層を形成することを示した。例として2つの有利面をもった RS プラズマにおける電子粘性ダブル・テアリング・モードの場合について詳しい解析を行った。準線形シミュレーションにより内部輸送障壁形成に十分なシア流が形成されることが示された。形成されるシア流はトロイダル方向に対称ではないけれども乱流抑制に支障はない。

TH/P2-3: Advanced Modeling of Toroidal Plasmas with Transport Barriers

燃焼プラズマの時間発展を予測し核融合炉プラズマの制御手法を開発することはトロイダル・プラズマの輸送モデル化の重要な目的のひとつである。プラズマ回転と閉じ込め性能の急速な遷移を自己無撞着に解くため動的な輸送方程式にもとづいた新しい輸送モデルを開発し、輸送障壁形成の解析に適用した。このモデルは静電的な ITG モードと電磁的なバルーニング・モードによる輸送を考慮したもので内部輸送障壁をうまく記述できた。またプラズマ回転と径電場を矛盾無く解くことにより周辺部の輸送障壁形成過程を解析し、実験との比較を行った。

TH/P2-4: Advanced ST Plasma Scenario Simulations for NSTX

先進球状トカマク配位を開発するための4つの条件(すなわち高ベータと高規格化ベータ、すべての球状トカマク物理を調べるための誘導電流駆動、各種の駆動方式を研究し電流拡散時間より長い間高ベータを維持する非誘導電流駆動)を満たしつつ、中心ソレノイドを用いない放電開始と電流上昇を NSTX で実現するための総合的なシナリオ・シミュレーションを行った。シミュレーションによりベータ値40%、規格化ベータ7.7-9、プラズマ電流1MA、 $B_t=0.35T$ が得られ、外部駆動により電流拡散時

間の4倍のフラットトップ電流が流せることが示された。

TH/P2-9: Progress in Transport Modeling of Internal Transport barrier Plasma in JET

輸送コードによる内部輸送障壁形成にシミュレーションが行われた。ITPAのデータベース上のいくつかの放電データ(JET, JT-60, D-IIID)に対して mixed Borm/GyroBorm モデルと Weiland モデルによるシミュレーションが行われた。Borm/GyroBorm モデルによるシミュレーションは JET, JT-60 に対しては実験値とシミュレーション結果は良い一致を示した。D-IIID についてはアルファ安定化項(圧力勾配が強いときに ITG が安定化され、輸送が減る)を考慮する必要がある。また q 分布と ITB の位置と強さを帰還制御するシミュレーションが行われ、JET の実験で用いられている帰還手法を用いて電流拡散時間より長く制御することが可能であることを示した。

TH/P2-10: Pair Vortices Formation near magnetic Axis as an Explanation of the "Current Hole" Sustainment

内部輸送障壁の成長や負方向の電流駆動によりトカマクの中心部に負方向の平衡電流を流そうとするとプラズマ中心部の電流がほぼゼロとなる安定な「電流ホール」構造が発生する。プラズマの中心部で電流がゼロあるいは負の領域が生じるとトーラスの内外で力のバランスが崩れ水平方向の運動が生じ、流れを伴う定常解に移行する。この渦運動により中心部の電流密度はほぼゼロに維持される。磁気流体シミュレーションにより電流ホール発生、中心部の電流がゼロに保持される機構について解析を行った。

TH/P2-18: Finite-Orbit-Width Effect and the Radial Electric Field in Neoclassical Transport Phenomena

新古典輸送現象に非局所性をもたらす有限軌道幅効果に重点を置いて2次元と3次元配位における新古典輸送現象のモデル化と詳細なシミュレーションを行った。新古典輸送の枠組みでの自己無撞着な径電場の振る舞いも調べた。イオンのモンテカルロによる輸送計算と電子のリップルで平均化を行った運動論的方程式を解くことにより有限軌道幅効果と GAM の時間発展を含んだプラズマ全領域にわたる径電場の時間発展を求めた。有限軌道幅効果が大きいとそれぞれの磁気面上の GAM 間の結合が大きくなる。

TH/P2-19: Transport in a Small Aspect Ratio Torus

トロイダル磁場中の輸送過程の理論的取り扱いでは、高アスペクト比と弱いポロイダル磁場を仮定することが多い。この仮定のもとでは、衝突周波数の低い領域での輸送にはバナナ軌道幅(荷電粒子の旋回中心が元の磁気面から大きくずれる)の効果が重要となり、標準的な新古典輸送理論(Neoclassical Transport Theory)が成立する。しかし、低アスペクト比の装置の場合、バナナ幅はラーマ半径より小さくなることもある。そのため、輸送は総古典的(Omniclassical)と呼ぶ古典的な効果と新古典的な効果が混合したものとなり、通常の新古典理論の評価より2-3倍大きな値となる。粒子運動の記述にローレンツ力を用いたモンテカルロ法によるシミュレーションおよび解析的な手法で輸送量を評価し、双方の値は良い一致をみた。

TH/P2-25: Simulation of a DIII-D Plasma Disruption with NIMROD Code

非線形 MHD コード NIMROD による DIII-D のディスラプション過程の模擬に成功した。コードには有限抵抗と磁力線に垂直および平行な方向の熱伝導効果を取り入れており、また、自由境界条件で解いた。理想 MHD 的に不安定なモードの非線形発展から 2/1 磁気島の発生、ストカスティックな磁場領域の形成を経て、壁に向かった熱損失が起こり、それがトロイダル、ポロイダル方向に局在化する。

TH/P2-29: Toroidal Momentum Confinement in Tokamaks, and Transport of Thermal Energy and its Relation to Magnetic Reconnection and to the Spontaneous Rotation Phenomenon

トカマクで乱流およびコヒーレントなMHD活動(activity)が存在する場合のトロイダル運動量の閉じ込めに関する理論を発展させた。乱流に対しては新古典的な準線形理論を採用し、揺動で生成されるトロイダルストレスを計算した。トロイダル流の磁束関数に対する対数微分は圧力の対数微分と温度の対数微分の線形結合であり、トロイダル運動量流速は拡散項、対流項および残余項からなる。また、磁気島等が存在して磁場の大きさのトロイダル対称性が破れるとトロイダル運動量の輸送が増大することを示した。

TH/P2-30: Two-fluids limits on stellarator performance: Explanation of three stellarator puzzles and comparison to axisymmetric plasmas

電子およびイオンの反磁性ドリフト効果のある二流体シミュレーションをヘリカル系プラズマのMHD安定性解析に適用し、理想ならびに抵抗性バルーニングモードの安定化を見出した。これは理想MHD安定性から決まるベータ限界を超えたヘリカル系の閉じ込め実験を説明する。一方、二流体モデルのオーム則に含まれる電子圧力効果は磁気島の成長を加速し、これはヘリカル系における「ソフトな」ベータ限界を説明すると考えられる。

4.1.1 ポスターセッション TH/P3: ハイブリッド・シナリオ

4.1.2 ポスターセッション TH/P4: 運転限界、加熱と電流駆動、高速粒子

TH/P4-18: Importance of Electron Cyclotron Wave Energy Transport in ITER

ITERの定常運転において、電子サイクロトロン(EC)波の放射がコアプラズマ中の電子の冷却に果たす役割を解析した。EC波の役割は電子温度の上昇とともに大きくなり、コアの電子温度がおよそ40keVを超えると、EC波によるエネルギー輸送がコアの電子冷却に支配的な役割を果たすことを示した。

TH/P4-30: A Global Simulation of ICRF Heating in a 3D Magnetic Configuration

3次元磁場配位中のICRF加熱の解析ができるグローバルコードを開発した。このコードをLHDにおけるICRF加熱に適用し、off-axis加熱の場合に高エネルギーイオンの大きなテイルが形成されるという結果を得た。この傾向は実験結果と良く一致する。

TH/P4-33: Current Drive by Electron Bernstein Waves in Spherical Tori

球状トカマク(ST)プラズマの加熱や電流駆動には、電子バーンスタイン波(EBW)を用いるのが有力な方法である。相対論的効果を完全に考慮したEBWの伝播・減衰の解析を行い、EBWはSTプラズマの外半分では大河機構を通して、プラズマコアではFisch-Boozer機構を通して電流が駆動されることを示した。

TH/P4-35: Nonthermal Particle and Full-Wave Diffraction Effects on Heating and Current Drive in the ICRF and LHRF Regimes

ITERで考えられているICRF加熱において、非マックスウェル分布を持つアルファ粒子の効果を解析した結果、アルファ粒子による加熱損失は無視できることがわかった。超並列計算機を用いて、Alcator C-Mod トカマク中の低域混成(LH)波の波動解析を行い、LH波は磁力線方向の波数スペクトルが広がることで、電子により効果的に減衰することを明らかにした。

TH/P4-38: Global Hybrid Simulations of Energetic Particle-driven Modes in Toroidal Plasmas

ドリフト運動論/MHDハイブリッドコードM3Dを用いて、NSTXにおける高エネルギー

一粒子駆動 MHD モードのグローバルシミュレーションを行い、実験と矛盾しない周波数を持つトロイダルアルファ固有モードがビームイオンにより励起されることを示した。ITER における内部キンクモードが、中心の安全係数が十分 1 に近いときに、アルファ粒子によって安定化されることを示した。

TH/P4-39: Runaway Electron Generation in Tokamak Disruptions

逃走電子の生成方程式をトロイダル電場の誘導方程式と同時に解き、トカマクのディスラプション中のプラズマ電流の時間発展を解析した。その結果、(1)逃走電子生成の効率および時間スケールは JET の実験と一致すること、(2)ディスラプション後の逃走電子による電流分布がディスラプション前の電流分布よりも中心で高くなること、(3)逃走電子による電流分布は容易に半径方向でフィラメント状になることを示した。

TH/P4-46: External Mode Analysis in a Tokamak by the Newcomb Equation

2次元 Newcomb 方程式を解く MARG2D コードを用いて、外部 MHD モードの安定性解析を行った。低 n (n はトロイダルモード数) の外部モードについて、プラズマ表面の安全係数が小さいとき、内部モードがより安定な方が外部モードもより安定になることがわかった。MARG2D は圧力勾配が急峻な周辺領域で現れる $n=40$ のような高 n 外部モード (ピーリング-バルーニングモード) の取り扱いも可能で、ERATO コードでは難しかった β 限界も簡単に同定できるようになった。

4.13 ポスターセッション TH/P5: テアリングモード、プラズマ-壁相互作用

TH/P5-2: Mode Coupling Effects on the Triggering of Neoclassical Tearing Modes and Plasma Momentum Braking

モード間結合効果がロックド・モードと新古典テアリング・モードの不安定化にはたす役割が円柱モデルの簡約化磁気流体コードを用いて調べられた。新古典テアリング・モードについては臨界条件にある $(2, 1)$ モードが人工的に加えた $(3, 2)$ と $(5, 3)$ モードにより不安定化されることが示された。ロックド・モードについては、モード間結合効果が無い場合には有利面近傍にしか働かない誤差磁場による回転制動効果が、モード間結合効果によりプラズマ全体に働くことが示された。

TH/P5-10: Development of Theory of Reversed-Shear Alfvén Eigenmodes in Tokamaks

RS プラズマにおけるアルフェン波固有モードを GAE, KAE, TAE 等の理論で知られている各種の効果を考慮して解析した。特に背景プラズマの密度勾配が固有モード形成にはたす役割を解析した。この効果は固有モードが存在するために必要な高速イオンの密度やその勾配に対する条件を緩和することを明らかにした。また有限ラマ半径効果を解析し、新しい KRSAE (Kinetic Reversed Shear Alfvén Eigenmodes) の存在を示した。

TH/P5-17 Nonlinear Simulation of Tearing Mode and $m=1$ Kink Mode Based on Kinetic RMHD Model

微視的な過程と輸送過程との相互作用を調べるため、運動論的效果をとり入れた簡約化磁気流体方程式を用いて鋸歯震動と新古典テアリング・モードのシミュレーションを行った。微視的な乱流により幾つものルートで磁気流体的モードが不安定化されることを示した。トカマク内の物理過程の理解には乱流と磁気流体的モードの階層間の相互作用の研究が重要であることを示した。

TH/P5-18: Integrated Modeling of Material Migration and Target Plate Power Handling at JET

トカマク装置の周辺プラズマとスクレープ・オフ層の問題は複雑なので、ITER の予測を行うには、現在の装置で個々の問題について十分に試験を行った上で、統合化し

なければならない。材料物質の移動と壁への熱集中にかんするコード群と JET における実験結果が比較、検討された。一例としては ELM 実験と SOLPS コードの計算結果ではダイバータ板への熱流は比較的よい一致をみたが、 $D\alpha$ の放射分布に関しては実験の強い内外非対称性はシミュレーションでは今のところ再現されていない。

TH/P5-26: Propagation and Stability of Perturbations in Radiative Plasmas

重イオンの慣性項、Thermal Force、不純物イオンの異なる電荷数への緩和時間等の効果を考慮して不純物イオンを含む高密度領域の周辺プラズマにおいて重要な役割をはたす衝突性多成分イオン・プラズマ中の波動を調べた。音波は重イオンの慣性項と Thermal Force の効果により、以前、考えられていたより場合によっては 10 倍以上の強い減衰を受けることが示された。放射不安定性 (radiation-condensation mode) に対しては重イオンの慣性項はあまり影響しない。また不純物イオンの電荷数の緩和時間の効果により非線形領域で自励振動が発生する可能性があることが示された。

TH/P5-31: Radiatively Improved Mode in a Tokamak: a Theoretical Model

RI モード (Radiatively Improved Mode) への遷移の理論モデルを提案した。入射された不純物イオンからの放射損失がポロイダル方向に不均一であるとイオン密度や温度に強い非等方性が生じる。この非等方性とトロイダル磁場の相互作用によりストレス・テンソルの発散がゼロでなくなり強いトロイダル流が生じる。これによる速度シアにより ITG 等の微視的不安定性が抑制され、高閉じ込めモードに遷移する。

4.14 ポスターセッション TH/P6: 乱流輸送理論

TH/P6-1: Complex Nonlinear Lagrangian for the Hasegawa-Mima Equation

長谷川-三間方程式は、ドリフト波運動の本質を捕らえる最もシンプルな非線形単一場モデル方程式であり、シュレディンガー方程式と同じく時間に関して一次である。長谷川-三間方程式の係数は実数なので、ポテンシャル ϕ は、初期に実変数ならばずっと実変数である。しかしながら ϕ を複素関数空間におくことにより、それからハミルトン原理を使って長谷川-三間方程式を導出できる、シンプルなラグランジアンが見い出された。このラグランジアンにより、Biscamp, Horton のものと一致する作用保存方程式が導出できた。

TH/P6-2: Convective Transport in Tokamak

核融合実験におけるスクレイプオフ層対流は、ある場合にはダイバーターを“短絡”できる普遍的な現象であることがわかってきた。“blob” 輸送の理論は、対流輸送の研究のための簡単で強固な物理的方法論を提供している。この論文は、最近の“blob” 輸送の理論とその 2次元、3次元数値シミュレーションとの比較を要約している。我々はまた、“blob” 輸送と密度限界の間の関係を導く可能性のある、“blob”、ペレットやエルムの径方向輸送、新しい“blob” 領域に関する共通の物理原理も議論している。

TH/P6-3: Forces on Zonal Flows in Tokamak Core Turbulence

トカマク中心部での定常帯状流の飽和状態を流体乱流の数値解析によって調べた。用いたモデルは、運動論的な巨視的プラズマ流、即ち、トロイダルやポロイダルの定常流およびランダウ減衰測地音波モードを正しく表現するように選び、輸送の大きさや Dimits shift など運動論シミュレーションと良く一致することを確認した。一般認識に反して、乱流と帯状流の最終飽和状態においても、磁場に垂直なレイノルズ応力が帯状流を駆動し続ける。その際、非圧縮性によって要請される平衡方向の逆流に働く基本的には準線形な平行レイノルズ応力によって力学的バランスがとられている。

TH/P6-4: On Dependence of Thermal Transport on the Safety Factor q in Tokamaks

各々、ITG モードと ETG モードによって引き起こされたイオンと電子の異常熱拡散の混合長評価により、双方の拡散が安全係数 q に比例することがわかった。ITG モードの場合には、最大拡散係数、 χ_i は、イオンアコースティックモードへの結合が支配的な長波長で起こるのに対して、ETG によって引き起こされた χ_e は電子表皮深さ程度の波長で最高値を取る。

TH/P6-5: Multiscale Studies of ETG and Drift Wave Turbulence and Transport Bifurcation Dynamics

核融合研究における輸送障壁の基本的な興味は、それがもたらす輸送改善であり、電子温度勾配 (ETG) のような内在する電子輸送の物理を明らかにすることができる点にある。ここでは、ETG乱流の大きな構造の形成と安定性に関する最近の進展を示す。これらの構造は、小さ過ぎて物理的には無関係と思われる電子熱輸送をETG混合長レベルのそれを超えるものにしてしている。また、ETGとドリフト・イオン温度勾配 (DITG) 乱流との相互作用に関する自己無撞着理論によって、 ρ_i -スケール乱流が完全には抑制されていない場合に関連する結果を示す。

TH/P6-7: Interplay between density profile and zonal flows in drift kinetic simulations of slab ITG turbulence

磁場閉じ込めプラズマの乱流輸送の大きさは自分で作る帯状流によって強く支配されていると理解されている。その逆作用の結果、乱流渦が乱雑に剪断され、その平均サイズが減少し、輸送が減少する。これら帯状流は無衝突領域でダンプされずに残っている。ここでは、イオン温度勾配 (ITG) 駆動乱流のスラブ・ブランチに対する4次元ドリフト運動コードを用いて、密度勾配と帯状流の間の相互作用、および、乱流輸送レベルに対する影響を調べている。密度勾配が閾値を上げることでITGモードを線形に安定化していることが分かった。また、大きな密度勾配も、それが強い帯状流を作るため、安定化し、乱流輸送を断ち切る傾向にあることを示した。

TH/P6-9: A Comprehensive Spectral Theory of Zonal-Mode Dynamics in Trapped Electron Mode Turbulence

捕獲電子モード (TEM) 乱流におけるスペクトル挙動の包括的かつ自己無撞着な理論は帯状モード物理の新しい理解と視点を与える。この理論は次のことを示した; 1) 帯状モード構造、非等方性、励起および時間的振る舞いは非線形な移流および線形波の諸性質の境界部において、またここから起きる。2) 波が、非帯状モードに比べて帯状モードを優先的に駆動する顕著なスペクトル的エネルギー輸送の非等方性をもたらす。3) 層流のみを含む場合とは反対に密度を含む三重相関が長い波長領域で支配的なエネルギー輸送を左右している。4) 波に非等方性がある場合帯状モード伝搬は逆になる (そうでない場合は順方向)。5) 帯状モード励起にはダンプした固有モードの或るスペクトルの励起が伴い、帯状モードを非線形にダンプする。6) 帯状モードへの非等方な伝搬とその非線形なダンプとがあわさって、TEM乱流の支配的な飽和機構としている。これが、帯状流ExBシアではなく、帯状モードが乱流レベルを下げていることの説明を与えている。

TH/P6-10: Probabilistic transport models for fusion

核融合プラズマの輸送は、粒子や熱フラックスは勾配などの局所パラメタの関数とするいわゆるフィック的な拡散輸送モデルによって記述されている。しかしながら、非常に多くの文献がこの枠組みに当てはめることが難しい現象のあることを示している。そのような現象には、閉じ込めのポーム則 (普通の拡散が $\propto L^2$ を示すのに対して、近似的に系サイズ L に一次比例する)、パワー劣化 (例えば、加熱を増やすにつれ閉じ込め時間が減少する)、プラズマ分布をパワー・デポジションに対して比較的低感度にしたたり、時には中心を外れた加熱の間でもピーク分布にするいわゆる分布

整合や分布剛性、中心部のプラズマが周辺冷却等に対してほとんど瞬時に反応するように見える速い現象（拡散時間スケールが許すよりもっと速い）、などがある。これら諸現象をモデル化する際の一般的なアプローチは、拡散モデルに対流項を加えることである。しかしながら、要求される対流項は、通常、適用し得る物理機構（例えば、Ware ピンチ）よりもっと大きく、それもケースバイケースで、このアプローチは正確な予測にならない。この論文では、通常モデル手法の背景にある基本仮説を再検証し、変わりになるものを提示する。次のことが重要である、即ち、二つの輸送経路で特徴付けられるこのような簡単なモデルの流体極限は、核融合プラズマの輸送モデルで用いられている通常のフィック的輸送モデルに対応しておらず、基本的に異なった振る舞いをするのである。

TH/P6-11: Synergistic effects of magnetic and velocity shear on electromagnetic drift modes in tokamaks

磁気シア、垂直および平行速度シア、垂直および平行電流密度とシア、そして有限ベータを含む流体モデルの新しく導いた固有値方程式のセットを用いて、低ベータトカマクプラズマにおける電磁ドリフトモードを調べた。成長率がゼロになる垂直速度シアの閾値があることを見つけた。磁気シアが減るにつれて、閾値が増える。一方、 β が上がると成長率が下がるが、速度シアの閾値が上がる。これに加えて、不安定性に対する平行速度シアの効果を調べ、これが不安定性を強めることを見つけた。さらに、平行電流密度シアが不安定性を強める一方、垂直電流密度シアが不安定性を抑制することを予備的な計算によって示した。

TH/P6-13: Experimental Observations Related to the Thermodynamic Properties of Tokamak Plasmas

磁気エントロピー概念から導かれたトカマクプラズマの記述によって、これが簡単な数学背景を持っていること、巨視的平衡の特徴的パラメータを同定する魅力ある特徴を持つ事を示した。様々なトカマク、プラズマ領域や加熱法などから集めた実験データに対する定常磁気エントロピー予測の信頼性を検討するために行った仕事の包括的レビューを報告する。

TH/P6-39: A Guiding Center Particle Simulation of Pedestal Buildup and Study of Pedestal Scaling Law in a Quiescent Plasma Edge

個別の案内中心粒子コード、XGC (X-point included Guiding Center code)、によってダイバーター・トカマクの静かなプラズマ境界でのペデスタル蓄積とシア一径方向電場形成が研究された。密度ペデスタル幅が $T_i^{1/2}/B_t$ (T_i はイオン温度、 B_t はトロイダル磁場) に比例するというペデスタル比例則が導かれた。ペデスタル密度やトロイダル磁場への依存性はずっと少ないことがわかった。イオン温度のペデスタルは、密度ペデスタルほどには明らかには示せなかった。イオンとのコリジョナルな熱交換率を含む新古典電子輸送率は、シミュレーションの時間スケール (~ 10 ms) において考慮するには、あまりに小さかった。

TH/P6-55: Simulation of Internal Transport Barriers by the Transport Model (CPTM)

Lモードにおけるエネルギーバランスを記述するために限界勾配を含んだモデルが広く使われている。所謂、第一限界勾配、は特に温度に対する正準分布によって見い出されることができる。輸送障壁にある場合には、我々は“第二”限界勾配の考えを用いる。もしあるプラズマ領域内において圧力勾配が第二限界勾配を超えた場合、この領域で輸送障壁の形成を伴った新しい状態への分岐が起こる。この考えは、任意のアスペクト比とプラズマ形状のトカマクにおけるエネルギーと粒子バランスシミュレーションに対して適切な修正正準分布モデルにおいて実現されている。第二限界

勾配の値を選ぶことによって、我々はいくつかのショットの対する計算結果を実験データと比較した。この勾配と磁気シア、 s 、との関係が見い出された。以下の輸送障壁形成の規範が得られた： $(a^2/r) d/dr \ln(p/p_c) > z_0(r)$ 、ここで r は小径方向座標、 a はプラズマ小半径、 p と p_c はプラズマ圧力と圧力の正準分布、 $z_0(r) = C_{0\alpha} + C_{1\alpha} \cdot s$ は第一限界勾配と第二限界勾配の距離を決定する無次元関数で、 $C_{0i} \sim 1$ 、 $C_{0e} \sim 3$ 、 $C_{1i,e} \sim 2$ 。計算はこの基準が JET で得られた実験結果に近いことを示した。構築されたモデルは、JET, TFTR, DIII-D そして MAST における内部輸送障壁のシミュレーションに対して使われた。

TH/P6-56: Influence of Suprathermal Electrons Kinetics on Cyclotron Radiation Transport in Hot Toroidal Plasmas

強トロイダル磁場 ($B > 5$ T) で閉じ込められた高温プラズマ ($T_e > 10$ keV) における電子サイクロトロン放射 (ECR) へのスーパーサーマル電子の寄与を数値検討した。今回は、非一様温度/密度で電子速度がマックスウェル分布のコードで Tamor の良く知られた数値および半解析コードに対して試験されてきたものを用いて ITER 様条件について次の二つの問題を解いた。(1) 正味の放射パワー密度の空間分布 $P_{ec}(r)$ はスーパーサーマル電子の存在に強く敏感であることが分かった。これによって、スーパーサーマル電子の実効的な温度/密度の局所的な上昇の許容限界を評価することが、電子速度の双マックスウェル分布によって出来るようになった。(2) ECR 輸送やスーパーサーマル電子運動の自己無撞着モデルは、プラズマ自身による EC 放射の輸送がもたらすマックスウェル電子速度からの逸脱空間分布を与える。これらの運動論効果は、究極的には $P_{ec}(r)$ 分布の大域的な平坦化に働き、中心では低下を、周辺では上昇をもたらす。ITER 様条件に対してはこれらの効果は小さいことが分かった。これら二つの課題に関する結果は、スーパーサーマル電子が十分に生成されるとき、(i) ECRH や ECCD の最適化、(ii) 放射周波数の全域における ECR 輸送などの問題を自己無撞着に解くことの必要性を示している。

5. I-T-E-R

5.1 セッション IT/1: I-T-E-R

IT/1-1: Progress in physics basis and its impact on ITER

最近の物理基盤の進展とその ITER への影響についてのレビュー。実験によって有効性を確認した理論モデルを用いて ITER の性能評価を行い、ITER の誘導運転において $Q > 10$ を達成することを確認した。ITER の標準運転において発生しうる新古典テァリングモード、抵抗性壁モード、トロイダル・アルフヴェン・モードなどの巨視的及び微視的不安定性は ITER の制御機器で制御しうる。ディスラプション時の真空容器内の機器にかかる電磁力は、許容範囲内である。プラズマに直接接触する機器に用いている材料は、多様なプラズマへ対応しうるという点から初期の実験において妥当である。JT-60U などにおいて以前から進めている、高ポロイダルベータ・モードと呼ばれる改善とじ込めモードを ITER に適用すると、核融合利得及び燃焼時間が標準の改善とじ込めモードと比較して約倍に増加する。

IT/1-2: Dimensionless Identity Experiments in JT-60U and JET

ペDESTアルの無次元パラメータ同一化実験が JT-60U と JET の間で行われた。両装置はサイズが近いので、無次元パラメータを同一にすると次元パラメータも非常に近くなると期待される。実験結果は期待に反して、両装置でペDESTアルパラメータに大きな違いがあることが示された。JT-60U のペDESTアル圧力は JET に比べて概して低い。温度/密度分布の比較から、この相違は主にペDESTアル密度の違いから生じてい

ることがわかる。この原因として種々の考察を行った結果、両装置の最も大きな相違はトロイダル磁場リップルであり、それに付随した物理過程がこの違いを生み出していると推測している。次の二つの過程が原因の候補として考えられる。リップルによる高速イオン損失が作る電場は電流と反対方向のトロイダル回転を生み出すが、この回転による MHD 安定性への影響がまず考えられる。しかし MISHKA コード解析によると、この影響は実験結果を説明するには不十分である。次にリップルによる背景イオンの熱輸送への直接の影響が考えられる。これに関しては輸送コードなどにより、その可能性をさらに検討する必要がある。ITER のリップル値は JT-60U と JET の間にあるが、この実験結果が ITER に及ぼす影響を予測するには、さらに背景物理の理解を深める必要がある。

IT/1-3: ITER Licensing

ITER の候補地を申し出た四極が、最初の核融合炉である ITER の許認可にかかわる課題を議論した。このステップを踏むことによって ITER の設計と安全対策が許認可の審査に耐えうるという確信が持てた。サイト依存の許認可手続きのために監督官庁へ提出すべき書類の内容は確定し、完成間近の段階にある。非公式の国際協議を通して各極における担当研究所と監督官庁が共通の認識を持つに至っており、許認可のプロセスを遅滞なく進めるための基盤は構築できたといえる。

IT/1-4: Design of the ITER Magnets to Provide Plasma Operational Flexibility

ITER 最終設計報告書を 2001 年に刊行してから ITER のコイル系の設計の改良を行った。オプションを絞り込み、広いプラズマ配位を実現可能にした。TF コイルの支持構造の変更によって内側のキーウェイへの応力集中を解決し、それにともない外側のフリクション・ジョイントを採用した。Correction Coil の仕様を高電圧に変更し、より高い交流損失を許容するよう変更することによって、より広い範囲で抵抗性壁モードの安定化を可能にした。

IT/1-5: Convergence of Design and Fabrication Methods for ITER Vacuum Vessel and In-vessel Components

ITER の真空容器および炉内構造物設計と R&D の進捗状況をまとめた。真空容器の設計においてはいくつかの項目に対して設計方針の決定がなされた。その主なものは、(a) 真空容器下部のポート数を 9 とし、(b) 上部および水平ポートを一重構造とし、(c) 真空容器重量支持を下部ポートの下に設置することなどである。第一壁の支持にはハロー電流による電磁力に対してより耐力のあるレーストラック断面を採用し、内側からのプラズマ立ち上げを可能とするように磁力線と直交する面をなくす配置とした。電磁力を軽減するためにブランケットのスリットをより深くし、加熱/計測用 NBI が貫通するブランケットについて、その分割法などを変更した。真空容器の製作手順として通常の圧力容器の手順を適用し、9 個のセクターに分割し工場で作成したものを現地で溶接組み立てする。真空容器を所定の製作誤差以内におさめるための製作法を開発することは主要な R&D の一つである。現在実機大の部分モデルでの R&D を進めており、ITER の建設開始までにそれを終了して、製作手順の妥当性および製作誤差を所定値以下にできることの最終確認を行う。

5.2 ポスターセッション IT/P3: ITER

IT/P3-16: Transport and Deposition of Hydrocarbons in the Plasma Generator PSI-2 : Experiment and Modelling

定常プラズマ発生装置である PSI-2 を用いて炭化水素の解離、輸送及び付着特性について実験研究を進めた。背景となるプラズマはアルゴン、重水素、及び水素からなる。所定の量の CH₄ または C₂H₄ をプラズマに入射し、プラズマ境界から数センチに設

置したコレクター上に生成するCH膜を分析した。その場計測によって膜厚は測定した。膜厚の成長速度はEROコードのモデリング計算と比較した。電子密度が炭化水素の解離、輸送及び膜生成に影響することを観測しモデリングで確認した。

IT/P3-17: Validated Design of the ITER Main Vacuum Pumping Systems

カールスルーエ研究所 (FZK) では、ITER用にトリチウム環境下で使用可能な真空粗引きシステムとトーラス、クライオスタット、NBIの高真空排気システムと開発を行っている。核融合炉ではDT燃焼によって生じるヘリウム灰の排気が主要課題であるが、すべてのクライオパネルに炭素コートを施し、5 Kに冷却することによって、これを達成した。FZKに1/2スケールの排気系のモデルを構築し、試験を実施した。またダイバータスリット部と排気ポートからの排気を、層流、遷移流、分子流領域でシミュレートするコードを開発し、実験結果を解析した。これらにより、ITERの真空排気システムの設計は、クライオポンプの再生時の粗引き性能も含めて完了した。

IT/P3-18: Carbon Erosion Mitigation by Beryllium Layer Formation in ITER

ITERのダイバータ材における複合物質の損耗/再体積を調べるため、UCSDのPICES-B装置において、ベリリウム添加重水素プラズマを使用した実験を行った。この実験は複合物質の再体積におけるトリチウム保持量の予測精度の向上を目的としている。PICESの実験では、比較的低いベリリウム不純物量 (0.15%) において、炭素ターゲットの化学的/物理的損耗を劇的に減少することを確認した。またベリリウムを多く含んだ共体積層の形成が観測された。これらの結果から、ITERのダイバータ領域におけるトリチウムの蓄積は、プラズマ中のベリリウム不純物量に影響を受けることが予想される。

IT/P3-19: Progress with High Priority R&D Topics in Support of ITER/BPX Diagnostic Development

ITPA計測グループからITER及び核燃焼プラズマ実験装置の計測開発のための優先R&D課題の進展について報告がなされた。閉じ込められた α 粒子の計測では、CO₂レーザー (原研) 及びジャイロトロン (EU) を用いた協同トムソン散乱計測の開発が進められている。JETでは中性子発生分布が磁気面で一様でないことは報告されているが、ITERでも磁気面で一様でない可能性があり、垂直中性子カメラの必要性が指摘された。磁場計測用コイルの放射線誘起起電力の問題ではJMTRで実施した照射試験による、放射線誘起熱起電力が深刻な問題であり、磁場計測用コイルの温度を一定にする工夫が必要であることが指摘された。

IT/P3-20: Objectives and Progress of the ITER Test Blanket Working Group Activities

ITERテストブランケットモジュール(TBM)ワーキンググループ活動の最近状況が紹介された。ITERでは3つ水平ポートを利用して、DEMO炉を目指したトリチウム増殖ブランケットの試験を行うことが予定されている。この主目的は、ブランケットの熱的、機械的健全性、トリチウム増殖性能、トリチウムインベントリー等確認し、ブランケットの総合的な性能検証することである。ブランケットの方式としては固体増殖材/He冷却、固体増殖材/水冷却、LiPb/He冷却、液体Li/He冷却、熔融塩の5つが考えられている。1つの水平ポートに2つのモジュールづつ、計6モジュール (固体増殖材/He冷却は2つ) 入れることを計画している。

IT/P3-21: Interaction of atomic hydrogen with charcoal at 77 K

ITERの排気ダクトの内壁がa-N:H膜で覆われると、水素原子は壁に吸着されずにクライオポンプに到達し、そこでチャコール低温吸着剤と相互作用する。熱化された水素分子及び原子とチャコールとの相互作用を、77Kにおいて収着測定、及び77-300Kにおいて熱脱離分析 (TDS) によって解析した。アフターグロー領域では水素原子は水

素分子の一万分の一の量であった。水素原子分子に一時間さらすことにより熱脱離特性は顕著に変化し、チャコールが水素及び窒素を吸着できる容量が減少した。チャコールを700Kにまで加熱することにより、77Kにおいて生成された多くの種類の炭化水素を質量分析によって計測した。チャコールの吸着比容積を77KにおいてN₂吸着によって計測した。吸着比容積は水素原子がチャコール部分を通ると減少した。

IT/P3-22: Study of ITER RWM control with semi-analytical models

抵抗性壁モードの制御法を新たに開発してITERの定常運転シナリオに適用し、プラズマ電流12MA、核融合出力700MW、規格化ベータ4.6などの高出力運転において発生する抵抗性壁モードを現有のサドル・コイルによって安定化することが可能であることを明らかにした。従来の制御法では磁場の二階微分を用いていたため雑音に弱いという欠点があったが、この制御法では磁場の二階微分を不要にすることによりこの問題を解決した。

IT/P3-23: Status of ITER Neutron Diagnostic Development

ITPA計測グループの中性子計測サブグループからITERの中性子計測設計の現状について報告がなされた。中性子発生分布を正確に測定するためには、水平方向と垂直報告からの中性子発生分布測定が必要である。また中性子発生量測定では、これまでの遮蔽ブランケットの背面に取り付けたマイクロフィッションチェンバーによる測定に加えて、ダイバータドーム下に、²³⁵Uと²³⁸Uのフィッションチェンバーを対にして設置する方法が提案された。中性子検出器の較正方法としては、ロシアで開発した小型のD-T中性子発生管を真空容器内に持ち込み、プラズマによる中性子の発生もそれで模擬して核種の中性子検出器を較正する方法が提案された。

IT/P3-24: Modelling Studies of ITER Divertor Plasma

ITERのダイバータ・モデリングに使用しているB2/EIRENEに、これまで考慮していなかった中性粒子同士の衝突及び分子過程、分子・イオン間の衝突を組み込んだ。その結果、ダイバータの両脚の間のガス圧が以前より上昇したが、運転のフレキシビリティには影響はなかった。ガス圧の上昇によりダクトのコンダクタンスが上昇するため排気速度への要求が緩和できる。

IT/P3-25: Modelling of ITER Improved H-mode Operation with the Integrated Core Pedestal SOL Model

これまで開発してきたコアーペダスタル-SOL統合コード(ICPS)の電子輸送を電子温度勾配モードに起因する輸送モデルを適用し、NBIによる粒子ソースモデルを改善することで、ペダスタル部の電子/イオン温度および密度がAUGおよびJETの実験とよく一致するようになった。このモデルをさらに拡張して改善Hモードのシミュレーションを試みた。このために着目した点から特性長(混合距離)の幅中に含まれる低次の有理面の数で定義される(有理面の)過疎度関数を導入する。この関数がある値(0.1)以下の領域で輸送係数を減少させる。減少の程度は実験を再現するように決める。AUGおよびJETの実験は(1/5-1/10)の減少でうまく再現されることが確認された。このモデルをITERの弱シャおよび逆シャ放電に適用したところ、Greenwald密度n_Gの90%の密度で閉じ込め改善度(H9 2y)=1.25が得られるが、炭素不純物の蓄積による燃料希釈のため出力が260MW程度となる。なんらかの方法で不純物蓄積が制御できると仮定すると325-440MW(n_Gの0.9-1.1)の出力性能が予測される。

IT/P3-26: Numerical Simulations for ITER Divertor Armour Erosion and SOL Contamination due to Disruptions and ELMs

$Q \sim 30 \text{ MJ/m}^2$ ($\tau = 3 \text{ ms}$)の熱負荷のディスラプションと $Q \sim 3 \text{ MJ/m}^2$ ($\tau \sim 0.3 \text{ ms}$)の繰り返し熱負荷のELM運転が引き起こすタングステン壁や炭素繊維複合壁のITER

アーマー壁損傷と SOL 汚染をシミュレーションによって調べた。放射 MHD コード FOREV-2D を用いて、SOL プラズマ、アーマー面への熱負荷、壁材混入などの挙動を評価した。また、タングステン・ブラシ面の溶融挙動は MEMOS-1.5D コードによって、損傷機構は非等方熱力学コード PEGASUS-3D によって調べた。併せて、プラズマ銃、電子ビーム試験装置や JET などのトカマク装置での実験によって、これらコードの妥当性評価を行った。

IT/P3-27: Modeling of Noble Gas Injection into Tokamak Plasmas

DIII-D で行われた大量の希ガス入射実験において、中性ガスのプラズマ中への侵入過程と、不安定性による不純物の混合過程をモデル化した。中性ガスの侵入過程においては磁力線方向にガスは自由に膨張するが、垂直方向には妨げられる。ガス柱の境界に沿って流れる反磁性電流による $j \times B$ 力でポロイダル方向の運動は制限される。r 方向へはダイポール電場による $E \times B$ ドリフト速度で侵入する。これらをシミュレーションにより確認して、DIII-D の計算によれば、0.2 気圧のガス圧の場合、ポロイダル方向への広がり、ガス柱の初期半径の 2 倍程度に制限されるが、磁力線方向にトーラス全周にまでひろがる。また r 方向には 250m/s の速度でドリフトして中心にまで侵入する。このようなシミュレーションにより、ガスジェットの大部分は中性粒子として残存し、従って r 方向にドリフトを続けプラズマ中心まで侵入できることが確認された。またこの侵入過程で電流分布にフカの背びれ様の擾乱が中心方向に伝播していき、磁気軸の近傍で擾乱を受けた境界面を伴う新しいタイプの理想キンク不安定が励起されることをシミュレーションで示した。著者はこれが実験で観測されている MHD であり、これにより不純物の急速な攪拌が起こると主張している。

IT/P3-28: Requirements for pellet injection in ITER scenarios with enhanced particle confinement

ITER の改善閉じ込めモードにおけるペレット入射に要求される性能を評価した。評価に用いたモデルにはペDESTAL 輸送及びヘリウム輸送を含めてあり、SOL/ダイバータ・プラズマと整合性のある境界条件を用いた。粒子輸送特性には未解明の点が多いため、広範囲に粒子輸送の条件を変化させて ITER の性能予測を行ったところ、プラズマ性能には大きく影響しないことを確認した。また初期の運転において整備される NBCD と ECCD のみを用いた定常のシナリオを開発した。

IT/P3-29: Analysis of Disruption Scenarios and Their Mitigation in ITER

国際ディスラプションデータベースの解析により、ITER で予測される最も速い電流クエンチ速度とその波形、さらにハロー電流とトロイダルピーキングについての物理指針を導出した。それに基づき DINA コードにより、ITER の代表的ディスラプションシナリオのプラズマ挙動をシミュレートし、3次元有限要素法により炉内構造物と真空容器の電磁力解析を行った。その結果構造物の許容応力に対してマージンがあることが確認されたが、マージンはそれほど大きくない。これらの解析からプラズマ電流のクエンチ時間を 1.5-2 倍長くできると、渦電流による電磁力が大きく減少し、ハロー電流による電磁力はわずかな増加に留まることが明らかになった。このような条件はネオンを適切な量 ($1-2 \times 10^{21} \text{m}^{-3}$) 入射することで実現できることが示された(ディスラプション緩和)。この不純物量を 10-20 ms で急速に入射する場合には、緩和の失敗率は 3-4%にできるがガス注入バルブにかかる力が相当に大きくなる(300kg 程度)。一方 100 ms 程度で入射する場合にはバルブにかかる力は問題とならないが、緩和の失敗率が 40-50%にまで増大してしまうことが示された。

IT/P3-30: Experimental assessment of the effects of ELMs and disruptions on ITER divertor armour materials

ITER 用に試作した CFC 及びタングステンのマクロブラッシュ状のターゲットを、

TRINITI にある二台のプラズマガンを用いて、1-2MJ/m² のエネルギー密度、0.1-0.5ms のパルス幅で繰り返し照射し損耗速度を測定した。タングステンの損耗は1ショットあたり0.3ミクロン程度であった。エネルギー密度を1.8MJ/m² に増加させるとタングステンの損耗が急激に上昇した。これはタングステン表面からタングステン飛沫が放射することが原因である。

IT/P3-31: Effects of Alpha Particle Transport Driven by Alfvénic Instabilities on Proposed Burning Plasma Scenarios on ITER

ITERの正磁気シア・シナリオ、負磁気シア・シナリオ及びハイブリッド・シナリオにおけるアルフヴェン不安定性の安定性を調べた。高エネルギー粒子モード (Energetic Particle Mode, EPM) の共鳴励起のしきい値をアルファ粒子の圧力が超えるとアルファ粒子の圧力分布が顕著に変化する。正磁気シア・シナリオ及び負磁気シア・シナリオではEPMは不安定であるが、ハイブリッド・シナリオでは安定である。正磁気シア・シナリオでは、アルファ粒子圧力分布への非線形効果は無視できるが、負磁気シア・シナリオでは顕著である。

IT/P3-32: The scaling of confinement in ITER with beta and collisionality

従来使用されているエネルギー閉じ込め時間の比例則ITER98(y, 2)は、ベータへの依存性が強く(-0.9乗)、衝突度への依存性は非常に弱い(-0.01乗)ことを特徴とするが、この傾向はベータへの依存性が弱く、衝突度への依存性は弱い(-0.3乗)というDIII-D及びJETにおける実験結果と一致しない。最新のELMy Hモード及びLモードのデータベースを用いて特に吸収加熱パワー及び蓄積エネルギーの誤差の影響について解析し、上述した比例則の間の差異は損失パワーの誤差が十分に大きければ説明可能であることを明らかにし、新たな比例則を導出した。新たな比例則は、 $\beta_N=1.8$ を伴うITERの標準運転では従来の比例則と大差ないが、より高いベータでは従来の比例則よりも高い閉じ込め性能を予測する。

IT/P3-33: Integrated modeling of the current profile in steady-state and hybrid ITER scenarios

定常及びハイブリッド運転の統合モデリングをITPA閉じ込めデータベース及びモデリングに関するトピカル・グループを中心に進めた。NBCD, ECCD, LHCDのコードについてコード間の比較及びコード計算結果と実験を比較して有効性を確認した。電流分布がITERの定常シナリオ及びハイブリッド・シナリオに適合する実験結果とシミュレーションを比較し、ITERプラズマの性能予測を行った。

IT/P3-34: Expected energy fluxes onto ITER Plasma Facing Components during disruption thermal quenches from multi-machine data comparisons

ASDEX-U, JET および MAST において、ディスラプションの熱クエンチに至るまでの間に、閉じ込め悪化によりプラズマ熱エネルギーは既に相当失われている。平均として $W_{i,q}/W_{dia}^{max}$ は、0.55 (MAST; 密度限界), 0.35 (MAST; Locked mode), 0.4 (ASDEX-U), 0.25 (JET) である。ただし VDE と ITB 放電では熱クエンチに至るまでエネルギー損失がほとんど無い。熱クエンチの時間はプラズマ中のエネルギー分布平坦化フェーズとエネルギー崩壊フェーズに分けて整理する必要がある。JET ではそれぞれ 1 ms 程度となっている。PFC へは両フェーズにそれぞれ大きな入熱がある。PFC への入熱時間はエネルギー崩壊時間より長く、またサイズと共に長くなる。ITB 放電ではエネルギー崩壊時間は $\sim 100 \mu s$ と非常に短い。PFC への入熱時間は他の放電と変わらない。ダイバータ板への入熱分布は定常熱負荷分布の 5-10 である (ASDEX-U, JET, MAST)。これを外挿すると、ダイバータ板の熱負荷はこれまでの仮定 (3 倍の広がり) より下がるが、第一壁への負荷が増大する。熱クエンチ時にダイバータ部に流入する総量は不確定さが大きい。現時点では 100% の流入と仮定しておくべきであろう。以上のデー

データベースから ITER ではダイバータ板に平均的に 3.3 MJ/m^2 の熱が 2.3 ms で流入すると予測される。これを ablation-melting パラメータ $\Gamma/t^{0.5}$ で表すと $46\text{-}129 \text{ MJ/m}^2\text{s}^{0.5}$ となり、ablation および melting 限界を大きく超える。従来の仮定より 1 桁以上小さいので寿命は大きく改善されるが、melting の問題は残る。

IT/P3-35: H-mode threshold power dependences in ITPA threshold database

球形トカマクを含む総計 13 のトカマクから、新しく国際 H モード遷移パワーデータベースが構築され 7673 点のデータが格納された。このなかから 1298 点のデータを用いて遷移パワー経験則を導出した。次の 2 通りの方法で導出された経験則が小さな RMSE で、しかも residual がプラズマサイズに依存しないので、ITER 予測のための標準的な経験則として推薦できる。(1) データセットのなかからクローズダイバータを持つ装置において最も的確に遷移パワーを与えるダイバータ形状のデータを選び、また遷移パワーを大きくしている ASDEX-U の LDL (L-Dithering-L) と OHMH (Ohmic H) のデータを除外する。(2) 球状トカマクのデータをうまく再現するためにパラメータ $R_{\text{mm}}=(R+a)/(R-a)$ を導入し、R と S (断面積) を用いる。両方の経験則とも ITER の遷移パワー予測値として約 35MW を与える。

IT/P3-36: Study of advanced tokamak performance using the International Tokamak Physics Activity database

ASDEX-U, DIII-D, JET, Tore Supra および JT-60U から逆転シヤ (RS)、ハイブリッド (Hyb) および Quiescent Double Barrier (QDB) 放電に対する国際データベースが作成され、それを解析して Advanced Tokamak Performance を検討した。プラズマ性能に対する評価指数として $H_{99} \beta_N / q_{95}^2$ を用いてデータ整理すると、Hyb は各装置のデータに大きなバラツキは無く (Tore Supra を例外として) ITER の長時間運転に必要な 0.3 は十分達成可能であり、さらに標準運転に必要な 0.4 も達成可能であることを示す。一方 RS は DIII-D データは 0.3 が達成可能であることを示すが、JET データはかなり低い性能となることを示唆する。また自発電流の誘起割合 ($I_{\text{bs}}/I_{\text{p}}$) を調べると、Hyb では $q_{95}=4\text{-}4.5$ に対して $\varepsilon^{0.5} \beta_p = 1$ ($I_{\text{bs}}/I_{\text{p}} \sim 40\%$) でしかも $H_{99} \beta_N / q_{95}^2 \sim 0.3\text{-}0.4$ 程度の性能が示唆される。一方 RS では $q_{95} < 5$ では定常状態が得られるデータはなく、 $q_{95} > 6$ では $I_{\text{bs}}/I_{\text{p}} \sim 65\%$ が得られるものの $H_{99} \beta_N / q_{95}^2$ が ITER の目標値に到達しない。Hyb のデータは温度分布の stiffness を示し、その閉じ込め改善度は $T_{10}/T_{e0} > 1$ と伴に大きくなり、これはドリフト波の安定化から予測されるものである。データベースは高い β_N を得るには平坦な圧力分布が有利であるという従来の結果を再確認している。実際内部輸送障壁に伴いピークした圧力分布を持つ RS は Hyb などに比べてベータ限界が低い。従って本論文に示したデータベースはからすると、内部輸送障壁が形成されず (或は弱い)、中心温度が stiffness 周辺温度で規定される放電が高い性能の長時間運転に適する、ということになる。ベータの no wall limit の目安として $\beta_N / 4I_{\text{p}}$ を用いると、Hyb のデータは $q_{95}=3\text{-}4.5$ で $\beta_N / 4I_{\text{p}} \sim 1$ にまで到達しているが、RS データはかなり低い。例外的に高いデータは $q_{95} \sim 5$ の DIII-D であり、これは RWM と NTM の安定化を同時に行った放電である。これらのデータを ITER に外挿する時に懸念されることは、現在装置の β_N が ρ_i^* と共に低下することである。ITER の $\rho_i^* \sim (1\text{-}2) \times 10^{-3}$ であり単純に外挿すると β_N は非常に小さくなってしまふ。これらは将来の検討課題である。

IT/P3-37: Transport Modeling and Gyrokinetic Analysis of Advanced High Performance Tokamak Discharges

輸送モデリングとジャイロ運動論的安定性の解析を国際トカマク物理活動 (ITPA) データベースのハイブリッド及び先進トカマク放電について行った。ExB シア及びシヤフラノフ・シフトによる安定化がハイブリッド及び先進トカマク放電の閉じ込め改

善に主要な役割を果たしている。ハイブリッド放電では安全係数が低いことが輸送を低減するために有効である。ExB シアによる安定化は磁場方向の速度シアによる不安定化に打ち克って乱流を沈静化させる。電流を高くするとシャフラノフ・シフトによる安定化は弱くなる。先進トカマクなど安全係数が高い場合にはシャフラノフ・シフトによる安定化及び磁場方向の速度シアによる不安定化が効いてくるが、ExB シアによって安定化される。

IT/P3-42: Advanced neutron diagnostics for ITER fusion experiments

スウェーデンのウプサラ大学を中心とするグループはITERの核燃焼実験への適用を目的として、先進的な2つの中性子計測装置を開発し（一つは改良）、JETに取り付け、まもなく実証実験を開始する。数年前にJETに取り付けた反跳陽子磁気スペクトロメータについては、陽子検出器にこれまでの単一シンチレータから2つのシンチレータを組み合わせ同時計測を行うホスイッチ型を導入し、ノイズの低減を図っている。新しく開発した飛行時間型中性子スペクトロメータは、散乱中性子検出器に32個の短冊形シンチレータを用いて、検出効率の向上を図った。

6. 慣性核融合

6.1 セッション IF/1: 慣性核融合 (実験、理論)

IF/1-1Ra: New Mitigation Schemes of the Ablative Rayleigh-Taylor Instability

IF/1-1Rb: Effects of Magnetic Field, Shear Flow and Ablative Flow on the Rayleigh-Taylor Instability

爆縮ペレット表面のレイリー・テイラー不安定性の安定化手法を提案する。第1は高Zドーピング (3%Br) であり、発生するX線輻射による加熱は電子による加熱より安定化に寄与する。第2は長波長レーザーの併用である。長波長レーザーで発生する電子による加熱は非局所的でレイリー・テイラー不安定性の成長を小さくする。2色レーザー (0.35 μm , 0.53 μm) の照射実験を行い安定化効果を確認した。理論研究においてはペレットプラズマ中に自発的に生成する磁場とアブレーションプラズマ流は安定化効果、流れのシアはケルビン・ヘルムホルツと同様の不安定化効果を示す。

IF/1-2: Overview of U.S. Heavy-Ion Fusion Program

米国の重イオン核融合研究で加速、輸送、収束の実験と理論が大きく進展した。HCX (High Current Experiment) では、強輝度の1MeV K⁺ビーム (0.18A) を四重極電場中で輸送し、従来の1/3のビーム損失を実証した。TX (Neutralized Transport Experiment) ではバックグラウンドプラズマの導入によりイオンビーム (25mA, 300keV K⁺) が作る空間電荷効果を除去し数mmに収束できた。これらの実験は数値シミュレーションにおいて実験誤差内で一致する。

IF/1-3 Update on LMJ Target Physics

LMJは240ビームで構成され、波長0.35 μm 、20nsパルスで1.8MJのエネルギーを有しDTキャプセルの燃焼実験を目指す。4ビームで構成するLMJのプロトタイプPLILで2005年に最初のプラズマ実験を行う予定である。

IF/1-4Ra: Direct Heating and Basic Experiments for Fast Ignition

IF/1-4Rb: Comparative Study of Electron and Proton Heating for Fast Ignition

10-100TWのレーザーで高温電子のスペクトルのレーザーパワー依存性とエネルギー輸送を調べた。10¹⁸W/cm²以上で電子温度は高速点火に必要な1MeVに達する。高温電子は15TWで複数のフィラメントに分離するが、30TWでは1本に収束する。この実験から高パワーでは電子は収束しコアを有効に加熱すると考えられる。高速点火のモデル実験として、500 μm 直径のターゲットをGEKKO (12ビーム、2.3kJ, 1.3ns, 0.53 μm)

で圧縮した後、PWレーザー(190J, 0.6ps, 1.053mm)で高速加熱した。高速加熱の無い場合と比べ4倍のDD中性子発生を得た。

IF/1-5: Two-Dimensional Fokker-Planck Analysis of Core Plasma Heating by Relativistic Electrons

高速点火レーザー照射によりペレット表面で生じた相対論的電子がコアに侵入する過程を計算する。高速電子は相対論的フォッカープランクコードで計算し、バルクプラズマは流体で扱う。電子とプラズマの相互作用は2体衝突と波動励起による。計算結果は自己生成電磁場による電子流の抑制と波動励起による加熱が高速点火加熱の重要な因子であることを示す。

6.2 ポスターセッション IF/P7: 慣性核融合 (実験、理論)

IF/P7-5: A New Concept of Laser Fusion Experimental Reactor with Fast Ignition Target

高速点火方式を用いたレーザー核融合発電プラントの設計ウインドウの解析とそのプラント開発のために適した小規模の高速点火方式レーザー核融合実験炉の実現可能性を検討した。発電プラントは600kJ~1MJレーザーを用いた90~200MJ核融合利得、実験炉(LFER)では200kJレーザー(100kJ爆縮、100kJ加熱)を用いた10MJ核融合利得をターゲットとしている。LFERチャンバー壁へのパルス熱負荷は半径2.5mの固体壁チャンバーでは2.5J/cm²、半径1mの液体壁チャンバーでは16J/cm²と見積もられた。高速点火LFERは中心点火方式に比べ1桁小さな核融合出力であるので、LFERの初期運転段階ではかなり小さな固体壁チャンバーを使うことができる。また、高速点火方式ではレーザーのコストを大幅に削減できる。以上より、高速点火方式LFERにより、短期間で発電の実証が可能になることが示された。

IF/P7-14: Fabrication of Cryogenic Targets for Fast Ignition Realization Experiment

大阪大学レーザーエネルギー学研究中心におけるFast Ignition Realization Experiment (FIREX)プロジェクトの一環として極低温に冷却された燃料ターゲットの製作技術の開発が始まった。FIREXの初期段階においては、円錐状のレーザーガイド付きの低密度フォームを用いた極低温ターゲット採用し、燃料は細いパイプを通して直接ターゲットに供給され、極低温に冷却される。炭化水素製のフォームの密度は加熱ゲインの観点から10mg/cm³以下であることが必要であると評価された。そこで、FIREXプロジェクトの点火ターゲットの極低温フォームとして適した、~100nmの薄膜構造を持つ新しい超低密度(2~3mg/cm³)フォーム材料を開発した。

IF/P7-26: Study on the Pulsed Power Fusion at the Kurchatov Institute

高電流Zピンチの高速収縮は慣性核融合の目標である数十MJレベルのパルスX線の発生の可能性を持っている。本研究では、S-300施設を用いてナノ秒レンジでプラズマフローをスイッチングすることにより、パルスを短くすることを試み、100nsの等価ダンプ速度で750kAレベルを達成した。この時、空洞の内壁の放射温度は40-50eVとなった。実験は、AlとWから構成されるワイヤアレイの電流駆動によりおこなった。プラズマによるダイオードギャップの充填のプログラム化により、プレパルスの抑制が達成され、パルスを40μsから100nsまで短くすることに成功した。

IF/P7-27: Fast Ignition Studies and Magnetic Field Generation

高密度プラズマにおける大強度で相対論的短パルスレーザー相互作用を説明するために、実験と理論/シミュレーションの比較が行われている。限界密度近傍では相互作用によって局所的に強磁場が形成される。その強磁場は高次レーザー高調波の偏光測定を用いて、0.7ギガガウスまで測定できた。シミュレーションと解析理論は、

それらの磁場が光子運動モーメントの吸収と連動していることを示している。同じメカニズムは、誘導ブリルアン散乱の終了を導き、高密度プラズマでの長パルスレーザーの弱い場を引き起こす。また、ガスで満たされた空洞中で相互作用によって生じた磁場は、線形輸送が壊れる領域で急な温度勾配を形成する。これらの効果をさらに正確に評価するため、ブラソフ・フォッカー・プランクコードが現在開発されている。

IF/P7-28: Generation of Relativistic Electron Beam and its Anomalous Stopping in the Fast Ignition Scheme

論文は、高速点火状態すなわち、入射レーザーエネルギーの限界層での相対論的電子ビームへの非線形変換のメカニズムとそれに続く高密度プラズマを通じた輸送の2つの大きな物理課題について実験的/理論的な検討結果を報告している。実験データに基づく理論的/数値解析的モデルは、まず初めにレーザーエネルギーの内部に伝搬する電子ビームへの変換が限界層で励起されたプラズマ波の破壊の非線形機構を通じて引き起こされることを示している。そして次に高密度プラズマを通じた電子ビームの輸送が、静電的に誘発された乱れ、あるいは異常抵抗に誘導された乱れによって影響されることを示している。

IF/P7-29: Development of Fast Ignition Integrated Interconnecting Code (FI3) for Fast Ignition Scheme

高速点火の高性能化と実現可能性の評価において、数値計算は重要な役割を果たしている。高速点火の数値解析には2つの重要点がある。1つは非球面爆縮の高密度プラズマ形成における爆縮の制御であり、もう1つは短パルス大強度レーザーによるコアプラズマの効率良い加熱である。初期レーザーの照射から最終の核融合反応まで、物理の全てがそれぞれのフェーズで強く結合しており、それらはコンピューターシミュレーションで矛盾なく解を求められるべきである。一般的には、単一のコードで放射動力学とレーザープラズマ相互作用を模擬することは不可能とされている。そこで集積PICコード、相対論的フォッカープランク流体コード、2次元放射流体力学コードからなる高速点火統合コードを開発した。論文では高速点火統合コードの詳細な特徴と、激光XIIにおける高速点火過程の数値解析結果について示してある。

IF/P7-31: Innovative Ignition Scheme for IFE - Impact Ignition -

圧縮したDT主燃料に、独立に爆縮したDT燃料片を衝突させ、点火する革新的な点火方法の提案である。このDT燃料片は、波長0.35 μm 、強度 10^{15} W/cm^2 のnsパルスレーザー照射によって爆縮され、シェルのアブレーションによって100 Mbarの圧力を得て中空円錐ターゲット中で 10^8 cm/s まで加速される。この運動エネルギーが主燃料との衝突時に > 5 keV相当の熱エネルギーに変換され、主燃料のうちこの加熱を受けた部分が点火源の役割を果たすものである。予備的な流体力学的2次元シミュレーションでは、圧縮コアの加熱が示された。高効率エネルギーカップリング、低コスト、PWレーザー不要、そして良く理解された物理と実験ノウハウに基づいて研究室レベルでの検討が可能、本方法はこれらの利点を有する新点火方法である。

IF/P7-3: Progress in Inertial Fusion Energy Modelling at DENIM

本論分では、慣性核融合に関する、ターゲットの物理、炉材料の物理に関する計算コード開発とその結果の最近に進捗について述べている。ターゲットに関しては、ジェット駆動点火ターゲットについて計算を行った。このターゲットの点火は別の高出力レーザーにより生成される荷電粒子ではなく、ガイドコーン内で生成されるジェットの衝撃により開始する。レーザーまたはX線により、数百 km/s の高速ジェットが生成されることが示された。材料の放射化に関するモンテカルロシミュレーションでは、放射性物質の量を反応断面積の不確実性を考慮に入れた手法を開発した。この手法はNIFの放射化解析にも適用されている。材料の照射損傷の研究では、分子動力学

の手法を高エネルギー原子、中性子、ガンマ線により生成される石英ガラスの欠陥について適用し、実験と非常に一致する結果を得ることに成功した。

IF/P7-36: Laser ablation induced shock pressure amplification in multi layered thin foil targets

インピーダンス不整合技術は2-3層の薄いターゲットにおける衝撃圧力増幅のために使用されている。論文では、アルミ/金、アルミ/銅の2層のターゲット及びプラスチック/アルミ/金、泡/アルミ/金の3層のターゲットにおける1次元の放射流体コードMULTIを用いた数値解析結果が示されている。それらの数値解析結果から、波長 $1.064 \cdot \mu\text{m}$ で $5 \times 10^{13} \text{W/cm}^2$ の強度のレーザーを使うと、プラスチック/アルミ/金、泡/アルミ/金の衝撃圧力が7Mbarからそれぞれ25, 29Mbarまで増大することを明らかにした。また、論文では金/銅の2層ターゲットの状態方程式のためのレーザー駆動された衝撃波の実験についても報告されている。アルミホイルとアルミ/金(アルミ/銅)のターゲットでの衝撃波の発生には、ネオジウムYAGレーザーが使用されているが、9-14Mbarでの圧力領域における金と銅の状態方程式については、シミュレーションと実験データとの非常に良い一致を示したことが報告された。

6.3 セッション FT/2: 慣性核融合 (核融合工学)

FT/2-1: Ra From One-of-a-kind to 500,000 High Quality Ignition Targets Per Day

現在のレーザー核融合施設では爆縮の頻度は平均で一日あたり一回以下である。将来の核融合発電炉では一日あたり50万回程度の爆縮を行うことが要求される。この要求に応えるためにはターゲットの製造及び位置合わせの技術を大幅に改善する必要がある。三次元放射流体力学コードの信頼性を高め、ナノ・スケール材料加工法を改良して単一ショットレーザー及びZピンチの限界を補償するターゲットを製作し、慣性核融合の高度の要求を満足させることを可能にした。

FT/2-1: Rb Development of Key Technologies in DPSSL System for Fast-ignition, Laser Fusion Reactor-FIREX, HALNA, and Protection of Final Optics

信頼性及び効率が高くしかも高頻度のエネルギー・ドライバーを製作することはレーザー核融合炉を開発する上で重要である。大阪大学のILEにおいてはFIREX計画の第一段階として爆縮した燃料を5keVに加熱する計画を開始し、FIREXレーザーの製作を始めた。ダイオード・レーザーでポンプする固体レーザーであるHALNA-10では、10Hzで出力7.5Jを達成した。金属蒸気による最終光学系の汚染は、高速シャッターの採用とバッファ・ガス圧力の低減により制御できることを明らかにした。

7. 核融合工学、電力プラント設計

7.1 セッション FT/1: 核融合工学

FT/1-1Ra: New Results in Development of MW Output Power Gyrotrons for Fusion Systems

論文ではロシアが開発しているITER用170GHzジャイロトロン、周波数可変ジャイロトロン、200kW連続動作ジャイロトロンの紹介があった。ITER用170GHzジャイロトロンでは、これまでのところ0.9MW/20秒、0.5MW/80秒、総合効率45%等が達成されている。長パルス動作に伴う発振周波数のドリフトが約30MHzと非常に小さいことが特徴であった。また周波数可変ジャイロトロンでは、短パルスのプロトタイプジャイロトロンにおいて105-140GHz帯域で7つの周波数を大電力/高効率で発振させることに成功した。LHD用あるいはSST-1用に供給している84GHzあるいは82.7GHzのジャイロトロンの試験において、200kW-1000秒動作を達成したことが報告された。

FT/1-1Rb: Performance of 170GHz high-power gyrotron for CW operation

ITER用170GHzジャイロトロンにおいて、ジャイロトロン内の局所的な加熱に起因するアウトガスを抑制したことにより、0.5MW/100秒の準定常動作を達成したことが報告された。ジャイロトロン内の主要なコンポーネントの温度は定常になっており、1MW連続動作に向けた見通しが得られた。一方でジャイロトロン内部の散乱RFが約10%あること、ビーム電流がショット中に減少することの長パルス動作に伴う課題が明らかとなったが、モード変換器の改良とカソードヒーター等のプレプログラミング制御によって解決できる見通しであり、安定な発振及び更なる長パルス動作が期待できることが示された。

FT/1-1Rc : Development of Steady-State 2 MW, 170 GHz Gyrotrons for ITER

W7-Xステラレータ用の1MW連続動作-140GHzジャイロトロンのプロトタイプの実験が成功し、量産が開始された。その性能は0.89MW/180秒、0.54MW/937秒、0.25MW/1300秒等である。また大電力同軸空洞ジャイロトロンの研究が進められ、メーカー製造に必要なデータが全て取得でき、現在周波数170GHzで出力2MW連続動作を目標とした同軸空洞ジャイロトロン製作がEU内の研究機関及び電子管メーカーの総力を結集して行われていることが示された。このプロトタイプは2006年にローザンヌのCRPPのテストスタンドにおいて試験が開始される見通しである。

FT/1-2Ra: R&D on a High Energy Accelerator and a Large Negative Ion Source for ITER

ITER向け1 MeV 加速器開発では、高電圧の真空絶縁技術を確認して1 MVの長時間保持を達成し、本格的な負イオンビーム加速試験を開始した。現状負イオンビームの電流密度増大を図っており、従来の16倍にあたる100 A/m²のH⁻イオンビームを0.8 MeVまで加速することに成功し (ITER 要求性能: 1 MeV, 200 A/m²)、MeV級負イオンビームの電流密度は着実に増大している。また大型負イオン源において問題となっている負イオンの非一様生成について、機構解明を目指した研究の結果が報告された。電子温度が1 eV以上のプラズマ中では、負イオンの損失反応が急激に増大する。そこで原研の負イオン源では、「磁気フィルター」を設けて引き出し面上に低電子温度プラズマを実現しているが、高速電子がドリフトして負イオン源上下端部から引き出し領域に至り、局所的な負イオン損失を引き起こしていることを突き止めた。

FT/1-2Rb: Improvement of Negative Ion Source with Multi-Slot Grids for LHD-NBI

NIFSのLHD NBIにおいては、接地電極の高熱負荷により入射パワーが制限されていた。この接地電極を従来の多孔型から開口部の大きなマルチスロット型に変更したところ、(電極に衝突する負イオンあるいは電子が減って) 熱負荷が減少すると共に、加速器が保持できる最高電圧が従来の160 kVから180 kV以上に向上した。加えてCs添加時のプラズマ電極温度最適化、負イオン源内アーク放電の均一化を図り、設計目標値を上回る5.7 MW入射 (ビームエネルギー: 186 keV、ビーム種: H⁰、パルス幅: 1.6 s) を達成した。

FT/1-2Rc: Status and Plans for the Development of an RF Negative Ion Source for ITER NBI

ASDEX Upgrade NBI 2号機のRF正イオン源技術を拡張した、RF負イオン源開発の現状報告である。RFはいずれにせよ電子加熱でプラズマを生成するが、電子温度が1 eV以上のプラズマ中では、負イオンの損失反応が急激に増大する。そこでこのRF負イオン源は、直径25 cmのアルミナセラミック円筒内でRFの誘導結合によりプラズマを生成し、これを下部に設置した膨張室 (JET PINI 正イオン源の放電室) に膨張させることにより低電子温度化を図っている。これまでに0.4 Paの運転ガス圧で260 A/m² H⁻の大電流密度負イオン生成に成功した (ITER 要求性能: 0.3 Paで300 A/m² H⁻)。今

後、1時間連続運転実証、並びに大型 RF 負イオン源試験 (ITER の 1/2 サイズ) を行う計画である。

FT1/3: Results and Implications of the JET ITER-like ICRF Antenna High Power Prototype Tests

ORNL、PPPL、ERM/KMS 及び EFDA/JET が協力して、JET で模擬 ITER 型の高電力原型アンテナを製作し、試験した。これは、現在の ITER 設計の特徴を持つアンテナへの初の高電力試験である。今回から、アンテナ設計の改良及び試験結果の解析に、3次元電磁モデルを本格的に導入したとしている。高電力試験では、短パルス(0.05秒)時のコンデンサー電圧として45kVを達成し、また、中程度の長さのパルス(0.5秒)では、35kV以上の電圧が維持でき、この電圧値は、JETのプラズマに7.2MWの電力を供給できる値に相当するとしている。長パルス(10秒)運転の場合には、高周波の損失による過剰な局部温度上昇が起これ、このために限界が生じたが、この問題については最終設計までに修正できようとのことである。

FT1/4: Progress of Reduced Activation Ferritic/Martensitic Steel development in Japan

過去数年間での F82H 鋼等の低放射化フェライト鋼開発の進展の紹介である。核分裂炉での中性子照射により、(1)延性脆性遷移温度(DBTT)上昇の評価と、低温使用限界の探索、(2)Ni や B をドーブした試験片による DBTT 上昇への核変換生成ヘリウム原子の助長効果、(3)疲労挙動への照射効果、(4)照射による環境割れ感受性の変化、及び(5)塑性流動応力-塑性歪み関係への照射効果を評価した。また、(6)ODS 鋼の延性改善も進んでいるとした。これらのうち、(3)、(4)及び(5)は、ITER のテストブランケットモジュールの設計基準作成に不可欠である。一方、耐久性を制限する主要な課題は、(1)の照射による DBTT の上昇であり、また(2)の核変換生成ヘリウムによるこの助長である。これらについて、DBTT の上昇は、概ね照射による硬化に従い、ヘリウムの影響は従来の指摘に比べてかなり小さく、さらに照射硬化の低減が照射による DBTT 上昇の抑制に効果的であること等を示した。

FT1/5: Assessment of plastic flow and fracture properties with small specimen test techniques for IFMIF-designed specimens

IFMIF の使命の一つは、コンポーネント設計のための材料データベース構築である。一方、照射体積が限られているため、小型化した試験片を使う必要がある。そこで EU の低放射化フェライト鋼 (EUROFER) について、塑性流動特性、及び破壊特性を支配する機構の抽出を試み、代表的な微小試験法の一つである SP 試験で、塑性挙動の構成方程式を得ることに成功し、この結果から引張試験の荷重-変位曲線が計算で求められることを示し、さらに破壊までの塑性挙動が評価できることを示した。一方、きれつ先端近傍の局所的な歪み分布を構成方程式を用いて再現し、これと局所的な劈開破壊条件とから、破壊靱性値に対する寸法効果を校正する手法を明らかにしたとしている。

7.2 セッション FT/3: 核融合工学

FT3-1Ra: The Spherical Tokamak as a Components Test Facility

定常 ST を炉内機器試験装置 (CTF) として利用する計画が報告された。ST を利用する利点はインボード側の炉壁に対する中性子負荷が小さい点及びダイバータコイル等のメンテナンスが簡単な点などが挙げられ、high availability を目指すと共に、DEMO 炉及び IFMIF と平行して運転することにより、これらから得られるデータの補完を目的とした装置となっている。本装置ではアウトボード側ダイバータに先進的なペブル落下型ダイバータを採用し、熱負荷 $10\text{MW}/\text{m}^2$ の除熱を目標としており、すでに基礎的

な実証試験も進められている。

FT3-1Rb: Physics and Engineering Assessments of Spherical Torus Component Test Facility

FT3-1Raと同様に、STを炉内機器試験装置（CTF）として利用する計画についての報告であった。CulhamのCTF装置（ $R_0 \sim 0.75\text{m}$ ）に比べORNL/PPPLの提案する本装置は大型（ $R_0 \sim 1.2\text{m}$ ）であり、中性子フラックスとして $4.4 \times 10^{17}\text{n/m}^2/\text{s}$ 以上を狙っている。また、ダブルヌルダイバータを採用し、熱負荷 15MW/m^2 の除熱を行うと共に、上部アクセス方式によるセンターコラム及び遮へい体を含む炉内機器の交換を完全遠隔操作により実現する設計となっている。

FT3-2: Result of the KSTAR Superconducting Coil Tests

韓国のトカマク実験装置KSTARの超電導コイル試験に関する報告がなされた。KSTARは2007年完成を目標としており、それに向けて超電導コイルの開発が現在、精力的に行われている。超電導コイルの試験のために新たに試験装置を開発しており、TFコイル試験ではこれまでのところ9日間でヘリウム温度までの冷却が可能であることを確認した。また、CSコイルは2002年2月に巻線作業を終了し、こちらも9日間でヘリウム温度までの冷却が可能であることを確認している。さらにこれらのコイルに対する通電試験の結果についても報告された。

FT3-3: Progress of the EAST project in China

中国のトカマク実験装置EAST（HT-7Uから改称）の開発状況について報告された。EASTは先進定常トカマク研究及び工学技術基盤の開発を目的としており、全てのコイル（ダイバータコイルを含む）が超電導化されている点、及び強制冷却型プラズマ対向機器を採用している点が特徴である。これまでにHT-7において240秒の放電に成功しており、EASTでは1000秒間の放電を目標としている。現在、超電導コイルのjacketing lineが完成し、本年7月より稼働を開始すると共に、コイル用冷却試験装置も完成したところであると報告された。

FT3-4Ra: First experiments with SST-1 Tokamak

SST-1トカマクは現在、ステージIAに対する組み立ての最終段階である。クライオスタットプレートの溶接が2004年11月に完了し、その後すぐに引き続いて、超伝導コイル系のクールダウンが行われる。ヘリウム冷凍機が製作され試験されている。トロイダル磁場コイルのクールダウン特性が調べられ、十分な流動特性が得られている。超伝導コイル系が成功裏に製作されれば、2005年初期にオーム加熱プラズマ運転を始める。

FT3-4Rb: Superconducting Magnets of SST-1 Tokamak

SST-1トカマクの超伝導コイル系の詳細を紹介している。16個の超伝導トロイダル磁場コイルと9個の超伝導ポロイダル磁場コイルが製作され、組み立てられている。ヘリウム冷却特性が5kVまで検証されている。コイル系への冷媒供給は終了し、4bar、4.5Kで、トロイダル磁場コイル巻線には毎秒240グラム、ポロイダル磁場コイル巻線には毎秒30グラム送付される。論文では、超伝導コイルの接合、組み立て、センサーや計測系、冷却システム、電源が紹介されている。

FT3-5: Physics, Technologies, and Status of the Wendelstein 7-X Device

2002年中旬に終了したW7-ASの後継機W7-Xが紹介されている。W7-Xは2009年10月に運転が開始される。W7-Xには、超伝導コイル及びECRF加熱系が備わり、30分の運転が展開される。論文では、W7-Xの設計概念、コイル、コイル支持構造、バスシステム、プラズマ容器、熱絶縁体、組み立て、ECRHシステム、プラズマ対向壁材料が紹介されている。

FT3-6: Improved Structure and Long-life Blanket Concepts for Heliotron Reactors

LHD型のヘリオトロンDT実証炉FFHR2に対するブランケット設計が紹介されている。主半径1.4mで、ブランケット及び遮蔽体の厚さは約1mである。磁場のフープ力を減らすために、ヘリカル巻き線ピッチパラメータやポロイダルコイル設計を調整している。自己冷却Flibeブランケットへの入射中性子スペクトルを柔らかくするために、炭素アーマ材を用いている。炭素アーマ材の内部に、ベリリウムを設置し、1.2を超える局所TBRを達成している。超伝導コイルの放射線遮蔽も改善されている。

7.3 ポスターセッション FT/P1: 核融合工学、電力プラント設計1

FT/P1-6: Development of advanced superconducting coil technologies for the National Centralized Tokamak

国内重点化トカマク用に超伝導コイルの先進的製作方法を開発した。一つは、Nb₃Al導体を用いたReact-and-wind法で、本方法により、コイル製作工程を簡略化できる。本方法では、熱処理後の導体に0.4%の曲げ歪が加わるが、これによる臨界電流値の劣化が生じないことを実験的に示すことができた。また、Nb₃Sn線をCrメッキした導体の交流損失低減法として、熱処理後の絶縁処理時に0.2%の曲げ歪を、人為的に導体に加えることで、交流損失を1/5に低減する方法を考案した。さらに、NbTi導体では、Niメッキとサブ・ケーブルのステンレス・ラップの採用によって、結合時定数を110msとすることに成功している。

FT/P1-7: Development of advanced Nb₃Al superconductors for a fusion demo plant

原研で開発したジェリー・ロール法によるNb₃Al導体の開発成果を報告した。Nb₃Al導体を用いたコイルは、Nb₃Sn導体を用いたコイルと同等の13 T、46 kAの通電に成功し、Nb₃Alコイルの製作技術が、Nb₃Snコイルと同程度のレベルまで進歩したことを示した。また、Nb₃Sn導体が電磁力によって臨界電流値が劣化するのに対して、ジェリー・ロール法Nb₃Al導体では、性能劣化が無いことが分かった。よって、Nb₃Al導体が高磁場・大電流導体に適していることが分かった。これらの結果を基に、次のステップとして、物材研と共同で開発を進めている高性能Nb₃Al導体の開発に着手した。急熱急冷変態法Nb₃Al導体の課題である安定性について解析を行い、外部安定化銅を使用することで、安定性の課題が解決できることを示し、高性能Nb₃Al導体の実証プラントTFコイル導体への応用に適しているという結論を得た。

FT/P1-8: Evaluation of Tritium Breeding and Irradiation Damage for the EU Water Cooled Lithium-Lead Blanket Module in ITER-FEAT

ITER テストブランケットモジュールとして装着されるEUの水冷却リチウム鉛テストブランケットモジュールに対して核解析を行い、トリチウム生成、ヘリウム生成、はじき出し損傷を評価した。詳細にITER及びテストブランケットモジュールをモデル化して、解析を行った。モンテカルロ輸送コードMCNP-4C及び核融合炉用評価済み核データライブラリーFENDL-2.0を用いて解析を行った。トリチウム生成率の径方向分布、合計のトリチウム生成率、ヘリウム生成率及びはじき出し損傷の径方向及びポロイダル方向の分布が得られた。

FT/P1-9: Key achievements in elementary R&Ds on water-cooled solid breeder blanket for ITER Test Blanket Module in JAERI

原研のITERテストブランケット開発に関する最新の成果をまとめたもので、以下の進展があったことが報告された。1)構造材のF82Hに対するHIP後熱処理法の開発を実施し、1150℃以上での組織の均質化および930℃での焼きならしによって微細な結晶粒を得ることに成功した。2)F82Hとアーマ候補材のタングステンを単軸圧縮拡散接合によって直接接合可能であることが示された。3)F82H製第1壁模擬試験体の熱疲労実験を実施し、熱疲労寿命がITERダイバータ用に開発した3次元弾塑性解析に基

づく疲労寿命評価法によって解析的に予測できることが示された。4)トリチウム増殖候補材の Li_2TiO_3 ペブルの圧縮荷重条件下での実効熱伝導率を計測する試験装置を開発し、その測定に成功した。5) Li_2TiO_3 ペブル増殖材のトリチウム生成率について、FNS における実験と数値解析を比較し、約 10%の精度で両者が一致することが確認された。6) JMTR においてトリチウム放出実験を実施し、ITER のパルス運転を模擬した条件下での Li_2TiO_3 ペブルのトリチウム放出特性が得られた。

FT/P1-11: Development of fabrication technology for low activation vanadium alloys as fusion blanket structural materials

量産規模の製作に適用可能な技術を用いてバナジウム合金の板材、線材、チューブ、溶接継手を製作し、不純物が機械特性に及ぼす効果を調査した。C, N, O 等の不純物量を減らすだけでなく、Ti-C, N, O 析出物の密度、サイズ、分布を制御することで機械特性は劇的に向上することが見出された。これより、製作プロセスを適切に管理することでバナジウム合金の量産が可能であると考えられる。

FT/P1-13: Experimental Studies on Tungsten-armor Impact on Nuclear Responses of Solid Breeding Blanket

タングステンアーマの固体増殖ブランケットトリチウム生成特性への影響を実験的に調べた。F82H、 Li_2TiO_3 、ベリリウムからなる試験体を用いて、原研 FNS で DT 中性子照射実験を行った。その結果、5mm, 12.6mm, 25.2mm のタングステンアーマを設置することにより、トリチウム生成率 (TPR) が 2%、3%、6%減少することを明らかにした。また、12.6mm, 25.2mm のタングステンアーマを設置することにより、ベリリウムに接する TPR は 9%、13%減少することを明らかにした。原研が進めている DEMO ブランケット設計では、5mm 以下のタングステンアーマ厚さであり、トリチウム増殖率 (TBR) の減少は 2%以下と予想される。

FT/P1-16: Steady state hydrogen plasma interactions with solid and liquid lithium

定常的な水素プラズマと固体、液体リチウムとの相互作用を専用装置 (Vehicle-1) を用いて観察した。水素分子及び水素プラズマの固体リチウムへの付着確率はそれぞれ 1×10^{-5} , 3×10^{-1} であったが、ヘリウムプラズマに晒すことで 0.03 まで上昇した。一方、液体リチウムはほとんど全てのプラズマ粒子を飽和するまでトラップすることが見出された。

FT/P1-17: Blister and Bubble Formation Mechanism on Tungsten Irradiated by High Flux Hydrogen/Deuterium and Helium Plasmas

ダイバータへの使用が期待されるタングステンは、ロール圧延により製作される。本製法で製作したタングステンは、層構造となっている。重水素のタングステンへの照射は、層間に電荷を失った水素分子が溜まって表面に気泡を発生させる。気泡が成長すると、破裂して、不純物がプラズマ中に入ってしまう。表面を研磨することや予めヘリウムを照射することで、気泡の生成を抑えることができた。ヘリウムによる照射は、表面近傍に空孔を作る。この空孔に重水素が滞留してしまうため、空孔の生成を抑えなければならない。空孔の生成は、基本的には、照射エネルギーを下げ抑えるしかない。

FT/P1-19: In-vessel Tritium Inventory in ITER Evaluated by Deuterium Retention of Carbon Dust

ITER の真空容器中のトリチウムインベントリーを評価するために、重水素ガス及び重水素イオンに曝したグラファイトを電子ビームを照射しダストと重水素アーク放電中で製作したダストの重水素蓄積量を TDS により測定した。その結果、ITER の運転条件である 1Pa, 573K において、重水素の蓄積量は $D/C=0.2$ であることが見出された。

これより DT 放電におけるトリチウムインベントリーは $T/C=0.1$ となると予測される。
FT/P1-20: Dynamic erosion of plasma facing materials under ITER relevant thermal shock loads in electron beam facility JUDITH

ユーリッヒ研究所のホットセル内に設置された電子ビーム加熱試験装置 JUDITH における黒鉛、炭素繊維複合材 (CFC 材) およびタングステン合金 ($W-1\%La_2O_3$) の熱衝撃試験に関する分光計測結果が報告された。PAN 系繊維を用いた CFC 材においては炭素繊維の脆性破壊によると思われる粒子放出が観測された。 $W-1\%La_2O_3$ においては熱負荷 $1.1GW/m^2$ の条件下では、主に溶融による液滴が粒子放出として観測されたものの、熱衝撃による $W-1\%La_2O_3$ の脆性破壊は明瞭には認められなかった。一方、より低熱負荷 ($0.6GW/m^2$) の条件においては、 LaO 分子の放出が観測された。また、中性子照射済みの大型 PFC 試験体の加熱実験が可能な新しい加熱試験装置 (JUDITH2) の整備状況について、来年 1 月頃を目途に運転が開始される見込みと報告された。

FT/P1-21: Towards a Reduced Activation Structural Materials Database for Fusion Reactors

ITER テストブランケットモジュール及び DEMO 炉に向けて、第一壁、ブランケット、ダイバータ材の設計データを与えることを目的として、主に $250\sim 650^\circ C$ の温度範囲に関して、豊富な R&D 結果を基に、低放射化フェライト鋼 EUROFER 及び酸化物分散強化材料に関する材料データベースを整理している。それらのデータは、HFR 炉での 15dpa までの照射結果、高速増殖炉 BOR60 での 75dpa までの結果を含んでいる。引張、衝撃、破壊靱性、疲労、クリープ特性等を纏めている。

FT/P1-22: Integral Benchmark Experiments of the Japanese Evaluated Nuclear Data Library (JENDL)-3.3 for the Fusion Reactor Design

原研は 2002 年に最新の核データライブラリ JENDL-3.3 を公開した。本報告では、鉄、バナジウム、タングステン等の核融合関連核種の核データの精度検証を目的として、原研 FNS で実施したの積分実験の結果に対し、JENDL-3.3 とその旧版である JENDL-3.2 及び IAEA の核融合核データライブラリ FENDL-2 を用いてベンチマーク解析を実施した。その結果、JENDL-3.3 は旧版である JENDL-3.2 及び FENDL-2.0 に較べて、精度が改善しており、核融合炉の核設計に対し十分な精度を有していることを確認した。

FT/P1-23: Technologies for the ITER divertor vertical target Plasma Facing Components

カダラッシュ研究所における ITER ダイバータ用冷却管 ($CuCrZr$ 製ハイパーベイパトロン冷却管) の限界熱流束実験について報告された。ハイパーベイパトロン冷却管はスワール冷却管と同様に ITER ダイバータの冷却管候補構造の一つとなっているが、今回の実験の結果、スワール冷却管に比べ圧力損失は低いものの、同等の限界熱流束を得るためにはより高い冷却水流速が必要であることが示された。ITER ダイバータの低熱負荷部に相当するタングステンアーマ部への適用を目指していると報告された。

FT/P1-24: Development of optical diagnostic system for burning plasma machine

東北大学の金属材料研究所のグループは原研との協力研究により ITER を初めとする核融合実験炉における真空容器近傍における新しい $14MeV$ 中性子計測の開発を目指して、真空、高温で使用可能な $14MeV$ 中性子に感度を有するセラミックス系発光体の探索を行った。その結果、銅を添加した ZnS は $10^{20}n/m^2$ の $14MeV$ 中性子フルエンスまで発光強度がほぼ一定であり、中性子計測用発光体として使用できる見通しを得た。また Eu を添加したルビーは γ 線に対して優れた発光体であり、光ファイバーと組み合わせて、コンパクトな γ 線計測器を製作できることを示した。

FT/P1-25: Investigation of radiation damage in copper using MCNP4C2 and TRIM98.01 simulation codes

ITER 第一壁の放射線損傷に関して研究を行っている。陽電子消滅スペクトル測定実験に使用する銅試験片の核的応答を求めるために、モンテカルロ計算コード MCNP-4C2 及び TRIM98.01 を用いて、計算を行った。発生線源あたりの平均中性子フルエンスは 7.139×10^{-1} neutrons/cm²、PKA は 8.76×10^{-2} atoms/cm³、ヘリウム生成量は 2.413×10^{-3} atoms/cm³、水素生成量は 1.324×10^{-2} atoms/cm³ である。試験片の放射能は約 20.5 MBq である。水素の生成は 400~800nm の領域で観測された。モンテカルロ計算結果は陽電子消滅スペクトル測定実験の検証に用いられる。陽電子消滅スペクトル測定実験の為の中性子照射試験片を現在準備している。

FT/P1-26: Plasma jet source parameters optimisation and experiments on injection into Globus-M spherical tokamak

ロシアのヨッフエ研究所は、高エネルギーで不純物の少ない燃料注入装置を開発した。解析結果を基に、規定の電極間距離、電流に対して、最大の流速を達成できるように、パルス加速器パラメータの最適化を行った。また、不純物を最小化し、最大の流速 (150km) を得るように、電源パラメータの最適化も行った。50 μs の間に発生する最適化したソースは、密度 10^{22} m⁻³、総数 $1 \sim 5 \times 10^{19}$ 、流速 50~150km/s の水素イオンプラズマである。そして、装置を Globus-M に接続し、高エネルギープラズマ・ジェットと磁場および Globus-M (トロイダル磁場≒0.4T) のプラズマとの相互作用の実験も実施し、プラズマジェットがトロイダル磁場中に深く進入できた。

FT/P1-27: Recent Results in Plasma Facing Materials Studied at SWIP

中国の核融合試験装置 (HL-1M) プラズマ対向機器表面保護材料の加熱試験に関する報告がなされた。Si、Ti および B₄C を添加した CFC 材料の化学スパッタリングによる損耗及びディスラプションを模擬した熱衝撃に対する損耗を評価した結果、ポロン単体を CFC 材料に添加したものが化学スパッタリングに対しては損耗が少なく、一方、熱衝撃に対しては B₄C を添加したものの損耗量が少ないことがわかった。また、CFC 材料にタングステンを被覆したコーティング材では、減圧溶射及び機能傾斜型コーティングが電子ビームによる加熱試験の結果、剥離もなく高い耐久性を示した。

FT/P1-28: Use of High Temperature Superconductors for Future Fusion Magnet Systems

実証プラント、商業炉では、運転効率が重要であり、マグネットの運転温度を上げることでエネルギー消費を低く抑えることができる。このために、高温超電導体の使用が有効である。FZK、ENEA 等のグループは高温超電導体の応用として、ビスマス・テープを用いて、ITER-TF 用の電流リードを開発した。高温超電導体は、4.5 K から 65 K の領域で使用し、65 K から 300 K の部分には銅導体を使用した。80 kA までの通電に成功し、冷凍機の消費エネルギーを 1/5 に低減できた。他方、コイルへの応用では、開発の前段階であり、複数の可能性が考えられる。65 K 以上の高温で使用できるという利点から、イットリウム系導体が有望である。しかし、その製法では長時間を要するため、長尺導体への応用を考えた場合、新たな製造法の開発が必要である。そこで、化学的方法を用いた製造方法を開発した。これにより、8%以下の結晶配向のずれを達成した。なお、高温超電導体は、テープ状の構造であり、交流損失を抑えるためには、不向きな構造である。今後、これまでのケーブル構造とは違った導体構造を工夫・設計していく必要がある。

FT/P1-29: Oxidation of Beryllium - a Scanning Auger Investigation

高分解能オージェ電子分光法を用いて 600℃までの温度上昇によるベリリウムと空気との相互作用を調査した。390℃で薄い酸素フィルムが形成され、500℃で結晶粒界に酸化が進行した。その結果、600℃でベリリウムの微粒子が剥がれ始めた。期待し

た酸素の表面からバルクへの拡散は 390℃以下では観測されなかった。これより、無蒸発ゲッターとしてベリリウムライナーを用いることはこの温度領域では期待できないと考えられる。

FT/P1-30 : Advances in the Ignitor Program

IGNITOR 計画の最近の進展が報告された。物理面では、自己点火近傍におけるプラズマ圧力の振動制御が研究された。またダブルヌル配位の生成条件を明らかにした。工学面では、トロイダル磁場プレート第2次プロトタイプを製作するとともに、ディスプレイに耐えうる真空容器、Mo 第1壁タイル、遠隔操作機器等の設計を完了させた。さらに IGNITOR を欧州グリッドに接続した場合の影響を評価し、接続が可能であるとの結論を得た。

7.4 ポスターセッション FT/P5 : プラズマ-壁相互作用

FT/P5-36: Grain boundary sliding and migration in copper: A systematic study of vacancy effect

銅合金である Cu-Cr-Zr 合金は ITER のプラズマ対向機器の候補材料である。ここでは銅を対象に、その $\Sigma 5$ 型対応粒界 (5 格子位置間隔で粒界をはさむ結晶粒の格子点を互いに共有) での粒界のエネルギーと粒界に沿ったすべり変形のエネルギーの計算を行い、結果を比較した。計算手法には EAM ポテンシャルを使った MD 法、LDA を用いたキネティックモンテカルロ法等を用いた。結果として、原子空孔は粒界に沿った格子点に、他の場所よりも高い濃度で分布し、かつ粒界に沿って、粒界のエネルギーが最小になるように移動する。粒界でのすべりによって導入される原子空孔は、このような緩和を早めるとの結果が得られた。また、結果から定性的にはあるが、照射下で供給される原子空孔が同様な過程を経て、粒界の変形に従った分布を示すもの (粒界近傍でのクラスターの形成) と考えられる。

7.5 ポスターセッション FT/P6 : 革新的概念

FT/P6-38 : Vertical CT Injection into the STOR-M Tokamak

カナダのサスカチュワン大では、コンパクトトロイド (CT) 入射装置 USCTI を STOR-M トカマクに垂直入射が可能になるよう改良を施した。今回の改良では CT 輸送管を 90° に曲げるとともに、コーン型の CT 縮小器を取り付けた。STOR-M トカマクへの初期入射実験では、この 90° 屈曲部とコーン型の縮小器を通して CT が正常にプラズマに入射されていることを確認した。CT の入射による電子密度と軟 X 線放射強度の急激な上昇を観測した。CT 入射によるプラズマへの影響の詳細については現在研究中である。

7.6 ポスターセッション FT/P7 : 核融合工学、電力プラント設計 2

FT/P7-1: Fusion/Transmutation Reactor Studies Based on the Spherical Torus Concept

核融合は、高性能のプラズマが要求される発電炉を直接目指すよりも、それほどでもないプラズマでも炉として成立する核変換用核融合炉を経由した方が却って近道となる可能性が高い。核変換用核融合炉とは核融合の中性子を用いて核分裂炉の高レベル廃棄物の毒性を減じるもので、核分裂反応も伴うことから従来から提案されている所謂ハイブリッド炉の側面をも有する。より低コストで実現させるために炉型は球状トーラスを用いることとする。プラズマの主半径、副半径はそれぞれ 0.91m, 0.7m と極めてコンパクトであり、ハイブリッド方式であることから核融合出力もわずか 67MW で自立した運転が可能である。中性子壁負荷は、 $P_n=0.8\text{MW/m}^2$ であり、マイナーアクチナイドの核変換層、 LiAlO_2 のトリチウム増殖層をそれぞれ 20cm 厚としたブランケット

では、トリチウム増殖比1.54、核変換率は ^{237}Np 380kg/年、 ^{241}Am 264kg/年であり、臨界度 (k_{eff}) は0.84であることが示された。

FT/P7-2: Stationary Compact VNS Tokamak for Transmutation

装置ミッションは上記 FT/P7-1 とほぼ同じである。ただし物理仮定が現状から僅かに延長した程度であること、および中心ソレノイドコイルを設置している等の保守的な設計思想のため、プラズマの主半径、副半径はそれぞれ 2m, 1m とやや大きめとなっている。核融合出力は、 $P_f=50\sim 60\text{MW}$ であり、中性子壁負荷は、 $P_n=0.3\text{MW/m}^2$ である。

FT/P7-3: Status of a Mirror Type 14 MeV Neutron Source Project in Novosibirsk

ロシアのブドゥカー研究所が開発してきた軸対象磁場・高ミラー比のミラーマシンをスケールアップして14 MeV体積中性子源とする計画である。直線部の低温・高密度プラズマに重水素およびトリチウムビームを斜入射することにより、ミラー部に高イオン温度領域を生成して、 $1\sim 2\text{ m}^2$ のテスト領域に 2 MW/m^2 以上の中性子照射を可能とする。現状、 $0.45\sim 0.5\text{MW/m}^2$ の中性子発生に相当する電子温度300 eVのプラズマ生成を目指している。発電炉等将来に向けた材料開発には、巨費が必要なIFMIFだけでなく中規模中性子源が必要であり、容易かつフレキシブルな運転の可能な体積中性子源が最適として設計検討を進めているが、本装置の建設コストは約3億ドルと見積もっている。

FT/P7-4: Conceptual design of a demonstration reactor for electric power generation

装置ミッションは ITER の直後に発電を実証することである。装置サイズは、ITER の物理、工学の諸条件を踏襲して決定されており、プラズマの主半径、副半径はそれぞれ 7.25m, 2.13m とかなり大きめとなっている。核融合出力は、規格化ベータ、グリーンワールド係数の進展によって、 $P_f=1260\text{MW}$ から $P_f=3160\text{MW}$ までの幅を有する可能性が指摘されている。それぞれの核融合出力に応じて、ブランケットが構想されている。

FT/P7-7: Critical beta analyses with ferromagnetic and plasma rotation effects and wall geometry for a high beta steady state tokamak

標準的なアスペクト比のトカマクに対して、比透磁率が2程度の強磁性体壁の効果によって限界ベータは約8%減少することが示された。高アスペクト比トカマクでは観測されなかったトロイダルプラズマ回転とプラズマ散逸の両方の効果によって開かれる安定窓の存在がアスペクト比3のトカマクで示された。それらに対する強磁性体壁の効果も調べられた。NCT (国内重点化トカマク) プラズマの有限抵抗を持った安定化板と真空容器の形状の効果を含んだVALEN コードによる限界ベータ解析を始めた。安定化板の受動的安定化効果を調べ安定化板に計測ポート穴や、切り込みがあった場合、それらが無い場合に比べて限界ベータは約8%減少することが示された。また、安定化板に加えて真空容器の安定化効果と能動的フィードバック制御の効果を含めたシミュレーションを行い、現状の設計のNCTプラズマの限界規格化ベータとして、 $C_\beta=0.37$ 、 $C_\beta=(\beta_N^{\text{critical}}-\beta_N^{\text{no-wall}})/(\beta_N^{\text{ideal-wall}}-\beta_N^{\text{no-wall}})$ 、が得られた。

FT/P7-8: Design study of National Centralized Tokamak facility for the demonstration of steady state high beta plasma operation

JT-60 を超伝導化し、定常高ベータプラズマの運転制御を実証するトカマク国内重点化装置の設計の現状を報告している。前回の IAEA からの大きな変更点は、取り得るプラズマアスペクト比、およびプラズマ形状の自由度を大きく拡張したことであり、この結果、ダイバータ排気性能を確保しつつ、高ベータプラズマへのアクセスを容易にすると考えられるプラズマ形状因子を高くすることが可能となっている。本装置計画は、設計検討段階からの共同実施等、大学等の研究者との連携を一層深めた全日本的な体制で進めていることも、大きな特色である。

FT/P7-9: RFX: new tools for real-time MHD control

RFXは、最近早い帰還制御された増幅器、あちこちに配置された径方向磁場誘導子によって異なったMHD現象を制御できるように改良された。即ち、古い厚いシェルはより薄いシェルに取り替えられてシェルの電磁時間定数はプラズマのパルス時間よりずっと短くなり、またトーラス表面の殆どをカバーする192の径方向磁場センサーコイルが取り付けられた。これらの改良により、非線形結合、または異なった回転の誘起による各々のヘリシティを持った磁場の直接作用によるMHDモードの強制回転、RWMのフィードバック安定化、平衡、ヘリカル磁場と $m=0$ の摂動回転の同時制御、等の実験を行うことができる。これらの研究は、RFPのみではなく、先進閉じ込めシナリオで運転されるトカマクに対しても役立つ。

FT/P7-10: Integrated Plasma Control for High-Performance Tokamaks

トカマクの高性能を維持するためには、いろいろなMHD不安定性を抑制しながら、高精度と高い信頼性で多くの平衡形状、分布性能を同時に制御することが要求される。統合プラズマ制御、確認された系の応答モデルに基づいた高性能トカマク制御系の設計と詳細なシミュレーションによってそれらの出来ばえを確認する過程は、良い制御の実行と確認のための系統的な手段を提供する。今日の装置ではこのアプローチは、伝統的に制御の最適化のために取られていたマシンタイムの必要性を大幅に減少させ、かつて実験で目標の平衡を作っていたよりも早く高い信頼性を持った制御系を決定することができる。このアプローチのために必要なすべての手段が最近完成し、DIII-D、NSTX、MASTを含む今日の装置に応用され、また、KSTAR、EAST、JT-60SC、ITERを含む次世代の装置の設計に非常に重要であることは明らかである。ここでは、DIII-Dにおける設計とシミュレーションコード開発の方法と結果、平衡とMHD制御のための新しいアプローチを産み出した最近の研究について述べる。

FT/P7-11: Development and reactor integration of helium cooled in-vessel components for DEMO

EUにおけるヘリウム冷却ペブルベッド(HCPB)ブラケットの概念設計をまとめた論文である。ダイバータは上部から交換、ブランケットの赤道面ポートからの迅速な交換、同一の遠隔操作ツールによる全炉内機器の修理など、全体的に整合のとれた設計となっている。今後の課題は、機械的接合、遠隔操作の詳細設計を行うとともに、統合化されたヘリウム冷却ダイバータの概念設計を行うことである。

FT/P7-12: Helium Loop Karlsruhe (HELOKA) - large experimental facility for the in-vessel ITER and DEMO components

ITERを始め核融合炉に設置する炉内機器の試験を行うヘリウムループ試験装置HELOKA(ドイツ・カールスルーエ研)の設計についての論文である。各種の炉内機器は構造が非常に複雑であるため、実機に取り付ける前に単体での試験が不可欠である。HELOKAはITER用の試験モジュールやIFMIF、DEMOブランケットなど、温度、圧力、熱負荷など使用条件の異なる様々な機器について適用できるように設計されている。最初に完成するITERテストブランケットモジュール用HELOKA-HPは、2005年に建設開始、2008年に供用開始の予定である。

FT/P7-13: The European Development of Helium-cooled Divertors for DEMO

EUチームによるヘリウム冷却ダイバータの概念設計について、熱伝達機構の異なる数例について紹介されている。設計条件は、熱流束 $\leq 10 \text{ MW/m}^2$ 、ヘリウム圧 10 MPa とし、ダイバータカセット内に納められた各機器について、CFDと熱応力解析を行って、その成立性を確認した。更に確認試験のため、ヘリウムループを用いた高熱流束ダイバータ試験用モックアップであるEFREMOVを現在建設中であり、最初の試験結果は2005年に得られる予定である。

FT/P7-14: Fabrication of the KSTAR Toroidal Field Coil Structure

KSTARのマグネットは、16個のTFコイル、4ペア（8個）のCSコイル、3ペア（6個）のPFコイルで構成され、全て超電導導体を使用している。TFコイルの構造材は、高さ4.2 m、幅3.5 mで、上部でCSコイルの構造材に15 MNの垂直方向の圧縮力を加える構造となっている。TFコイルの構造材は、真空容器等の4つの異なる支持構造により、4つのタイプがある。構造材は、ベースメタルとしてSS316LN、キーにインコネル718、冷却管にSS316Lを用いている。SS316LNの耐力の仕様は750 MPaであるのに対して、測定値は約860 MPaとなった。

TFプロト・コイル (TF00) は、1) ケースとカバーの製作、2) コイルの挿入、3) ケースの溶接（狭開先TIG）、4) 真空含浸、5) 表面加工の順で組み立てた。コイルを挿入した後、容器とのスペースにG10を詰めた。ケースの溶接時に、このガラス樹脂が溶けたが、絶縁性能は良好であった。真空含浸は、40℃で12 h で70 lのエポキシを流し込み、90℃8 h、120℃15 hでキュアした。2004年5月にTF00の組込み試験を行い、組込み治具の妥当性を実証した。

最初のTFコイルは、2005年1月に組込み予定。2006年2月にはTFコイルの組立て完了予定。TFコイル構造材は、Doosan Heavy Industry & Construction Coで製作しており、現在、20%の製作を完了している。

FT/P7-15: Recent Advances in the Long Pulse Heating and Current Drive Systems for KSTAR

KSTARでの長パルス、高 β 等の先進プラズマ物理実験をサポートするために、加熱／電流駆動システムが開発されている。特に大電力／長パルスに関連した主要技術が開発され、イオン源、RFランチャー、ICRFのスタブチューナー、高電圧電源の分野で重要な進展があった。論文ではこれらKSTARの加熱／電流駆動システムについて紹介している。2008年からNBシステムが、2009年からICRFシステムが、2010年からLHCDシステムが、2011年からECCDがKSTARに導入される予定である。

FT/P7-16: Status of the KSTAR Superconducting Magnet System Development

KSTARの主半径は1.8 m、副半径は0.5 mで、第一段階としては、PFコイル・システムの17 Vsの誘導で誘起される20 sのパルスを狙っている。第二段階では、ECHにより、300 sのパルスを目指す。TFコイルの最大磁場は7.2 T、定格電流は35.2 kA、蓄積エネルギー470 MJである。Nb₃Sn導体にはインコロイ908コンジットを、NbTi導体にはSS316LNよりN量を2倍に増やしたSTS316LN+を使用している。Nb₃Sn線の仕様は、臨界電流密度 750 A/mm² at 12 T, 4.2 K、ヒステリシス損失 250 mJ/cc ±3 Tである。

Tcsマージンは、TFで2 K、CSでは結合時定数60 msを仮定すると約4 Kとなる。

KSTARの超電導コイルでは、PFコイルに1つだけ内部ジョイントがあるが、他はターミナル・ジョイントしかない。ジョイントは、3つのタイプがある。TFコイルでは、Nb₃Sn線とNbTi線を半田接続する方法を採用する。CSは、コイル内部から導体をコイル上下に引出して、コイル間を接続する。ラップ・ジョイントとバット・ジョイントのオプションがある。2005年の始め頃に最初のCSコイルの熱処理が予定されているので、それまでにどちらにするか決める。

14本のTF導体（各640 m）、2本のCSMC用導体（各900 m）、2本のPF3導体（各280 m）、2本のPF4導体（各410 m）、2本のPF6導体（NbTi、各1300 m）、2本のPF7導体（NbTi、各1700 m）が完成している。また、TF00、CSMC、5個のTFコイル、PF7L、PF7U、PF6L、PF6Uの製作が完了し、5個のTFコイル、PF3が製作中である。2007年中にKSTARの製作を完了する予定である。

FT/P7-17: Progress in the Assembly of the KSTAR Tokamak

中型トカマク KSTAR では主要機器製作とサイト搬入が進展し、2004年初めから組み

立て作業が開始された。現在までに、クライオスタット基礎・底板、及びコイル支持脚の据え付けが完了した。3分割構造の真空容器は現地溶接により 337.5° セクターが完成し、現在、熱シールドと磁気計測センサーの取り付けを行っている。また TF コイル組立用ツールシステムの建設を終了した。これまでのところ、当初計画通りに組立作業が進展しており、寸法測定、リーク試験により要求仕様を満足することを確認した。真空容器は 11 月には据え付けられる予定であり、今後 2006 年春までに TF コイルの据え付けを完了する予定である。その後 1 年間で各種トカマク機器を据え付けた後、2007 年春の竣工とファーストプラズマを目指している。

FT/P7-18: Recent developments in ICRF antenna modeling

ITERのICRFのために開発されたアンテナは、多くの放射ストラップのアレイ構造をしている。最近開発された市販ソフト (Microwave Studio) は、システムに要求される最適化や結合度の解析を十分進めることができる。論文では実際のプラズマの物理量を模擬し、ITER及びJETのICRFアンテナの解析を行った結果について示した。さらに、このソフトをJETのICRFアンテナに適用し、構造と電磁界を解析した結果が報告された。

FT/P7-19: Research and Development of Steady-State EC/ICRF Heating in LHD and an Optimal Remote Steering Antenna

論文では、LHDにおけるECHと ICRFによる実験の結果と遠隔駆動型ECHランチャーの検討結果が示されている。実験結果では、ECRFで72kW/756秒、ICRFで0.5MW/150秒の定常加熱が実現し、ECHによって240 eV / $1 \times 10^{18} \text{ m}^3$ のプラズマが、ICRFによって2 keV / $6 \times 10^{18} \text{ m}^3$ のプラズマが維持されたことが報告された。また、遠隔駆動型アンテナの放射特性はブランチ構造を持つことが明らかとなり、適切な長さが入射角度を与えることにより、放射角を25度程度まで広げることが可能であることを示した。

FT/P7-21: MAGNUM-PSI, a Plasma Generator for Plasma-Surface Interaction Research in ITER-like Conditions

オランダFOM-Instituteにおけるカスケードプラズマアーク型ジェネレータをもつプラズマ照射試験装置 (Magnum-psi) の設計および小型プラズマ試験装置における予備実験の結果が報告された。現在設計中のプラズマ照射試験装置では $10^{24} \text{ ions/m}^2/\text{s}@3\text{eV}$ 、 $P=10\text{Pa}$ 、超伝導コイル、照射エリア $\phi 10\text{cm}$ 、熱負荷 10MW/m^2 を目標としている。また、小型試験装置では照射エリア $\phi 1\text{cm}$ において $10^{22} \sim 10^{23} \text{ ions/m}^2/\text{s}@1\text{eV}$ を達成している。Magnum-psiではプラズマアークを利用する照射装置で問題となるテストセクションへの中性ガスの流入を抑制し、10Pa以下の真空度を達成するために、真空容器内にサブチェンバーを2個連結した構造を採用し、それぞれ差動排気を行って真空度を上げる工夫がなされている。

FT/P7-22: Component manufacturing Development for the National Compact Stellarator experiment (NCSX)

NCSXはコンパクトステラレーターと呼ばれる新しいコンセプトに基づく装置である。その特徴はトカマクのような低アスペクト比、準軸対称磁場を持ち、定常運転可能なことである。多くは従来からの設計で対応できるものの、真空容器とモジュラーコイルは、その形状の複雑さと要求される製作精度から工学的に非常にチャレンジングなものとなっている。そのため3つのフェーズに分けた開発が進められている。1つめは製作を可能にする概念的な検討、2つめは実規模モジュラーコイルのプロトタイプと20度セクターの真空容器の製作であり、そして2004年9月から3つ目のフェーズである実際の製作が始まっていることが報告された。

FT/P7-23: High-Beta Steady-State Advanced Tokamak Regimes for ITER and FIRE

魅力的なトカマク型核融合発電プラントを指向した実験炉として、高ベータ定常性

能 ($\beta_N=4.1$, $f_{bs}=77\%$) を実証する FIRE-AT の設計を報告している。この先進運転モードのシナリオを評価するために、電流駆動、MHD 安定性、RWM 帰還制御等について、各国の様々な解析コードを用いて検討を行った。また、タングステンを用いたダイバータターゲットを採用するとともに、ベリリウム-銅タイルを第一壁に採用した熱解析を行う等、ITER との相似性、相補性を強く意識した装置設計となっている。

FT/P7-24: The IFMIF Test Cell - Design and Neutronics Overview

最近開発した核データライブラリーと先進的な中性子輸送計算を基に、IFMIFの照射シミュレーション計算を行い、照射条件や試験装置の改善を行っている。高フラックステストモジュールの設計進捗により以下の点が改善されている。(i)高フラックス試験領域の体積が20%増加、(ii)フラックス変化が10%減少、(iii)試験片用の有効空間が30%増加。

FT/P7-25: Advanced Computational Tools and Methods for Nuclear Analyses of Fusion Technology Systems

ITERやIFMIFの核設計計算のための計算ツールや手法を、開発、整備している。開発、整備しているツールや手法は以下の通りである。(1)停止後崩壊ガンマ線線量率評価のための3次元モンテカルロ計算手法、(2)CADデータをモンテカルロコードMCNPの入力データに変換させるインターフェイスプログラム、(3)感度、誤差解析に基づいたモンテカルロ計算手法、(4)IFMIF放射化評価のための計算手法。停止後崩壊ガンマ線線量率評価のための3次元モンテカルロ計算手法を、ベンチマーク実験結果と比較した結果、25%以内の誤差で、またJETでの測定結果と比較した結果、2~3倍以内で一致している。

FT/P7-35: Technological and environmental Prospects of Low Aspect Ratio Tokamak Reactor "VECTOR"

極低アスペクト比球状トカマクの実現のためトロイダルコイルには常伝導を導入する考えがある。しかしこれは常伝導部でのエネルギー損失が低アスペクト比プラズマの性能卓越性を凌駕してしまい、魅力有る発電炉の構築は困難である。本論文は、アスペクト比2.3の低アスペクト比トカマク炉VECTORの概念設計報告である。CSコイルを排除し、超伝導のトロイダルコイルを用いることで比較的厚い遮蔽体を甘受しても充分魅力的な炉概念が構築し得ることが述べられている。ここでは魅力の程度、則ち発電炉の評価指標として炉本体の重量出力密度が導入されている。従来の発電炉の設計例と比較して、重量出力密度は2~3倍向上している。小型軽量化が達成されているので、CO₂排出および放射性廃棄物の観点から見ても大幅な改善がなされている。さらに、中性子遮蔽材として水素化バナジウム、トリチウム増殖材としてLiPbをブランケットに採用することにより、超伝導トロイダル磁場コイルの遮蔽とトリチウム増殖比1.05~1.1を達成できる見通しを示した。

8. 革新的概念、安全性、環境、経済性

8.1 ポスターセッション IC/P6: 革新的概念

IC/P6-6: Sustainment and Additional Heating of High-Beta Field-Reversed Configuration Plasmas

NB ($E_0=10\text{keV}$) 追加熱実験において、電子だけが加熱されていることが観測され、FRCプラズマとしては初めて電子温度とイオン温度が独立に制御された。この追加熱実験のデータから、FRCプラズマの閉じ込め時間は電子温度にはほとんど依存しないというこれまでの知見を確認した。また回転磁場を加えることにより4ミリ秒以上の維持に成功した。

IC/P6-16: Potential Control and Flow Generation in a Toroidal Internal-Coil System - a New Approach to High-beta Equilibrium -

準定常磁場を生成する内部導体を持つ Proto-RT 装置において、電位制御とフロー生成の研究を行った。内部導体表面にバイアスを印加することによって径電場を制御し、負にバイアスした場合に、超音速フローが生成された。フロー速度がアルベーン速度程度になると "Double Beltrami state" と呼ばれる新しいタイプの高ベータ平衡が形成される。

IC/P6-33: Identification of the Sequence of Steps Intrinsic to Spheromak Formation

平坦同軸な静電ヘリシティ源を用いて、スフェロマック形成に本質的な緩和過程を研究した。スフェロマック形成では、ガスノズルからそれに接続されている磁束管へプラズマが移送される。この過程を測定するためにガスパフシステムを壁と繋がっている磁束管の両端に異なるガス種を同時に入射できるように改造し、狭いバンドの光学フィルターを持っている CCD カメラでプラズマ流を測定した。

IC/P6-34: Numerical Study of the Formation, Ion Spin-up and Nonlinear Stability Properties of Field-Reversed Configurations

FRC プラズマにおける MHD 不安定性の非線形発展および反ヘリシティを持つスフェロマック合体による新しい FRC プラズマ形成法を調べるために FRC プラズマの三次元数値シミュレーションを行った。 $n=1$ のチルト不安定性は非線形飽和し、その間にトロイダル方向のイオンのスピナップのために $n=2, 3$ の回転するモードが出現した。反ヘリシティを持つスフェロマック合体による新しい FRC プラズマ形成においては SSX-FRC 実験結果と良く一致した。

IC/P6-35: Solenoid-Free Toroidal Plasma Start-Up Concept Utilizing Only the Outer Poloidal Field Coils and a Conducting Center-post

センターソレノイドコイルなしでの 2 つの補足的なプラズマ立ち上げ方法について検討した。一つは、十分なポロイダル磁束を維持しながら比較的高品質のヌル点を作るために外側のポロイダルコイルを使う方法、他方は、従来のセンターソレノイドと似た方法で、立ち上げ条件を作るためにセンターポストに蓄積されたポロイダル磁束を利用する方法である。これらの方法は、プラズマ立ち上げに十分なポロイダル磁束を発生し、より高磁場で大型装置に容易に適用できることが分かった。

IC/P6-36: Present Status of Operation of the ETE Spherical Tokamak

ETE 装置では 2000 年後半でのファーストプラズマ生成以来、第一運転期の装置性能 ($I_p=220\text{kA}$, $B=0.4\text{T}$, $\text{duration}=15\text{ms}$) を達成するために運転および改良を行った。現在、プラズマ電流は 40-60kA (維持時間 6-12ms) が得られ、電子温度は 160eV、電子密度は $3.0 \times 10^{19}\text{m}^{-3}$ に到達した。

IC/P6-37: Steady Supersonic Rotation in the Maryland Centrifugal Experiment

直線型装置 MCX では、超音速回転シアーによる閉じ込め改善と安定性について調べている。内側の電極と壁との間に電圧を印加することで方位各方向の回転を駆動した。その結果、8 ミリ秒以上の間、100km/秒で回転する高密度完全電離プラズマを達成した。

IC/P6-40: High Frequency Way of Helium Ash Removal from Stellarator-Reactor

ステラレータにおける LH 加熱によるヘリウム灰の選択的排気を提案した。適切な条件 (周波数、アンテナ位置、スペクトラム) を選択すると、LH 波により α 粒子のみを加熱することが可能である。LHD の内寄せ配位を用いてストキャスティック加熱理論をあわせて 100 keV 以上のエネルギーを持つ粒子の軌道を計算した結果、初期に閉じ込められていた粒子が LH 波との作用で排出されることが示された。この時、500keV

以上の粒子は排出されていない。必要とされる LH パワーは 10 MW の桁である。

IC/P6-41: Long Pulse FRC Sustainment with Enhanced Edge Driven Rotating Magnetic Field Current Drive

FRC は回転磁場を印加すること (RMF) により長時間の維持が可能になる。不均一な抵抗を持ち RMF により駆動される FRC の現実的なモデルのために、電子の回転速度と抵抗を内部と外部領域で分ける double rigid rotor モデルが発展した。その結果、RMF 駆動は狭い周辺層に非常に大きな抵抗をもたらすことを示唆するとともに、高性能モードは FRC のバルクにおいて急激な抵抗の減少によって特徴づけられることが分かった。

IC/P6-42: Recent Results from the HIT-II and HIT-SI Helicity Injection Current Drive Experiments

HIT-II スフェリカルトラス装置では、ポロイダルコイルを全く用いずに、CHI により 100KA のプラズマ電流の立ち上げに成功した。定常誘導ヘリシティ入射スフェロマック実験では、6 ミリ秒の間 5kHz で運転した。また HIT-SI 実験を開始し、シミュレーションによりスフェロマックの成長を確認した。

IC/P6-44: Direct Access to Burning Spherical Tokamak Experiment by Pulsed High-Power Heating of Magnetic Reconnection

TS-3/4 における高・ST の合体・リコネクションスタートアップ実験を基に、燃焼プラズマ形成のためのパルス的な高パワー加熱について検討した。CS コイルを使わずに PF コイルを用いて立ち上げた 2 つの ST を、高パワー加熱のため合体させる。磁気エネルギーはバルクイオンのエネルギーへと変換され (アルフベン速度で)、結果としてイオン温度がリコネクションの磁場強度の 2 乗に比例して高くなる。加熱時間は、エネルギー閉じ込め時間や電子イオン衝突時間より短い。ITER クラスの ST 形成のためには、 $B=1-3$ T、 $n=10^{20}$ m⁻³ の 2 つの ST を合体させる必要がある。

IC/P6-45: Plasma Control for NCSX and Development of Equilibrium Reconstruction for Stellarators

NCSX 放電全体のシミュレーション、プラズマ制御、及び制御に必要な電磁気計測設計について議論した。TRANSP にて計算された圧力及びポロイダルフラックスの 2D 分布を、コイル電流、3次元平衡、及びプラズマパラメータを求めるため STELLOPT に入力する。また、ステラレータ平衡計算のために、VMEC をもとにした V3FIT を開発している。さらに、電磁気計測設計のため、V3RFUN と V3POST が開発中である。

IC/P6-46: Interaction of Ambipolar Plasma Flow with Magnetic Islands in a Quasi-Axisymmetric Stellarator

準対称ステラレータにおけるフローシールド効果について調べた。十分な準対称性のため、粘性減衰がほとんど無くトロイダル方向のプラズマフローが生成されるが、準対称性からの十分大きな逸脱を持つために、非両極性はプラズマフローによる磁気揺動のシールド効果に影響を与える。共鳴磁場揺動の存在によって、非両極性輸送は径方向電流を生成し、その結果、 $j \times B$ 力は両極性流からの逸脱に抵抗し、シールド効果を強めることが分かった。

IC/P6-47: Evolution of Plasma Flow Shear and Stability in the ZaP Flow Z-Pinch

ワシントン大学の ZaP フロー Z ピンチ実験において、キンク不安定性に対する軸方向のシアーフローの安定化効果について調べた。不安定性の成長時間の 2000 倍に相当する期間において静かな期間が観測された。この静かな期間において大きなシアーフローが形成されていることが、多チャンネルの不純物ラインドップラーシフト測定により観測された。観測されたシアーフローの値は理論的に予測される閾値を満足していることが分かった。

IC/P6-48: Liner Compression of a Self-organized MAGO/inverse-pinch Configuration

磁化プラズマを高密度に圧縮する磁化標的核融合 (Magnetized Target Fusion : MTF) の可能性について検討した。MAGO と同軸加速器での経験より、必要な性能のプラズマ入射装置は開発可能と思われる。安定化された hard-core Z ピンチは MTF にむけて興味深い特性を示している。

IC/P6-49: Experimental Study on a New Spherical Tokamak Configuration Scheme Employing by means of Spherical Snow-Plough

球状トカマク STPC-EX (トルコ共和国) において、コンパクトトロイド (CT) 入射による自己組織化機構を研究した論文である。CT により CS なしの球状トカマクを形成するとともに、自己磁場ピンチと 2 軸 Z ピンチによりプラズマの加熱が行われる。以上により達成されたプラズマパラメータは $A=1.2-1.6$ 、平均 β 値 $=0.46-0.62$ 、 $\kappa=4-6$ 、 $\delta=0.42-0.58$ 、維持時間 $4.3-6.5$ s、 $\tau_E=45-136$ ms、 $T_e=118-177$ eV、 $n_e=10^{20}-10^{22}$ m⁻³ であった。

IC/P6-50: Research on the Enhancement of the Thermonuclear Component of the Neutron Yield in Pinch Plasma Focus Devices

最大蓄積エネルギーとピーク電流の異なる 4 種類のプラズマフォーカス装置 PF-50J、PF-400J、SPEED2、および SPEED4 (チリ共和国) における、ビーム生成と中性子発生率に関する論文である。これらの Z ピンチ型のプラズマフォーカス装置を用いて、これまで余り調べられていなかった中性子発生率の系統的な解析を行った。中性子発生率は、最も大型の SPEED2 において 2×10^{10} s⁻¹ に達した。ピーク電流に比例する Drive parameter をサーベイした結果、サーマル成分とビーム成分の中性子発生率として $Y_{TH} \propto I^8 a^4$ 、 $Y_{BT} \propto I^3 a^{3/2}$ を得た。

IC/P6-51: Recent Advances in Quasi-Poloidal Stellarator Physics Issues

低アスペクト比化 ($A=2.7$) を図った準ポロイダルステラレータ (QPS) における、プラズマの輸送を取り扱った理論研究の論文である。新古典輸送解析コード PENTA を用いて軸方向の force balance を解き、自発電流、ポロイダル及びトロイダル方向の flow velocity を評価した。解析は ICH と ECH の 2 つのケースについて行い、いずれの場合も電場と温度勾配に起因した比較的大きな parallel flow が存在することが示された。

IC/P6-53: FRC Plasma Studies on the FRX-L Plasma Injector for MTF

高エネルギー密度の逆転磁場配位実験装置である FRX-L (ロスアラモス研) における、プラズマ生成と圧縮に関する実験研究の論文である。FRX-L は逆転磁場を生成するカスプコイルとコンデンサーバンクで形成され、体積平均密度 $\sim 4 \times 10^{16}$ cm⁻³、Te+Ti ~ 500 eV のプラズマが生成され、次に外部磁場コイルの変調によって圧縮される。現在、到達温度は設計目標に達したが、プラズマの維持時間は目標の半分程度となっており、今後、外部磁場の変動を抑制するとともに初期印加磁場を増やすことにより、ポロイダルフラックスの捕捉時間の伸長を目指している。

IC/P6-54: Research and Development of a Compact Fusion Neutron Source for Humanitarian Landmine Detection

世界の紛争地域など現在 60 カ国以上で数億個が放置されている地雷を除去するための、遠隔操縦型のピークルに搭載する地雷検知システムの開発について報告された。これは、熱中性子を地雷の爆薬中に含まれる水素や窒素原子等と反応させて、生ずる γ 線放出エネルギーを同定することにより検出するものである。このため、中性子発生率が 10^8 n/s 程度の携帯可能な慣性-静電型中性子源の開発を行い、陰極電圧、放電電流の最適化により、必要な中性子発生率を達成できる見通しが得られている。

8.2 ポスターセッション SE/P3: 安全性、環境、経済性

SE/P3-15: Benchmark calculation for spills of cryogenic He into the ITER VV used as basis for an experimental campaign by means of EVITA facility

ITERの健全性を検証する一環として、低温液体ヘリウムが真空容器内に浸入する事象を模擬した実験をEVITA装置(仏国カダラッシュ)で実施した。実験の目的は、ITERの安全解析コードの認定候補とされているCONSEN, MAGS およびMELCORのベンチマークテストである。併せてITERに特化した解析モデルの適用性についても調べた。実験条件はベンチレーション領域の広さ、ベンチレーションダクトの長さ、ベンチレーションダクトの表面粗さ、ヘリウムダクトの幾何形状等を種々変化させた。ベンチマークテストの結果は、全てのコードの間で概ね一致した。

SE/P3-39: Nuclear Fusion as New Energy Option in a Global Single-Regional Energy System Model

核融合は将来のエネルギー市場に参入できるのか否か? もし出来ないならばどのような条件下で参入できるのか? このような問いに応えるべく本研究はなされた。解析に用いたエネルギーモデルは「Global Single-Regional Energy System Model」であり、所謂地球全体が共通の市場メカニズムでエネルギーの需給が決定される、としている。解析結果は、この種の他のシミュレーション結果と大同小異である。則ち、CO₂規制がなければ石炭火力発電に太刀打ちできず、2100年まで市場参入の可能性は殆どない。CO₂規制があれば高速炉と競合するかたちで市場参入への道が開ける。太陽光発電、風力発電等再生可能エネルギーの有無が核融合の市場参入に影響を及ぼすことはない。

SE/P3-40: Introduction condition of a tokamak fusion power plant as an advanced technology in world energy scenario

核融合が将来のエネルギー市場に参入できるようになるためには克服すべき2つの課題がある。まず最初に、可及的速やかに正味の電気出力が可能であることを実証することである。その際、プラズマ性能を規格化ベータ(β_N)、エネルギー閉じ込め改善係数(HH_{y_2})およびグリーンワールド密度限界比(f_{NG})で表すとき、 $1.2 < \beta_N < 2.7$ 、 $HH_{y_2} > 0.8$ および $0.3 < f_{NG} < 1.1$ の同時達成が要求される。前提条件としては、トロイダルコイルの最大磁場は16T、熱効率は30%および電流駆動パワーは200MW未満、が課せられている。ITERでの基本運転条件が、 $\beta_N \sim 1.8$ 、 $HH_{y_2} \sim 1.0$ および $f_{NG} \sim 0.9$ と設定されていることに思いを致すとき、正味の電気出力の実証は充分可能と考えられる。2番目の課題は経済競合性を有することを示すことである。大気中のCO₂濃度を550ppm以下の抑えると云う政策のもとで2050年に参入するための条件は、発電原価が65mil/kWhから135mil/kWhの間としている。トロイダルコイルの最大磁場は16T、熱効率は40%、稼働率は60%とした場合、135mil/kWhは $\beta_N \sim 2.5$ に65mil/kWhは $\beta_N \sim 6$ にそれぞれ対応している。

SE/P3-41: Socio-economics Aspects of Fusion

核融合が今世紀の後半に然るべきエネルギー供給を担うことを想定して考察を行った。核融合の実用化にとって最重要課題として以下の2点が想起される。ひとつは、然るべき数量の核融合プラントを建設するのに必要な資材が調達できるか否かであり、他のひとつは核融合炉の運転、解体に伴って生じる放射性廃棄物の問題である。前者については、埋蔵量が懸念される材料は特になんもないことがARIESプロジェクトの一環として確認がなされている。後者については、大部分の廃棄物が浅地埋設可能な低レベル放射性廃棄物となるような材料選択で充分設計が可能であることが明らかにされている。

9. ポストデットライン PD/1

PD/1-1 Nonlinear Stability of Tearing Mode Island

抵抗性 MHD 安定性の理論研究を進め、飽和磁気島中の解析的標識の導出を行った。これは、共鳴面に対して非対称な磁気島構造に対しても正しい解を与えるものである。これを一般化したラザフォードの式に用いることで、新古典テアリングモードの種磁気島の計算や飽和磁気島の評価に貢献すると考えられる。

PD/1-2 Fundamental X-mode Electron Cycrotron Current Drive using Remote-Steering Symmetric Direction Antenna at Larger Steering Angles

ECH/ECCD 用の等方遠隔可動アンテナを開発し、TRIAM-1M で評価を行ない、十分な性能が得られることを確認した。伝達効率 η は 0.95 と高く、回転角は 8-19 度 (精度 0.3 度) であり、入射ビームは正しくガウス分布をしている。TRIAM-1M の ECCD (X モード入射) の実験では、Co 及び Counter 入射の両者とも、回転角が大きい場合、硬 X 線強度の増加と駆動電流の増加に違いがみられた。ECCD の電流駆動効率は、LHCD の約 1/10 であった。

10. サマリー

Session S/1-3: Theory Summary

講演者: Dr. J. W. Connor (Culham Science Centre, UK)

本講演では 91 件の論文と Diamond による zonal flow (ZF) に関するオーバービュー講演がまとめられており、以下のような中心課題に基づいて核融合理論研究の現状が網羅されていた。

Confinement: scalings, improved confinement (transport barriers)

Stability: pressure limits, loss of control (disruptions), fast particle MHD

Exhaust: divertor heat loads, ELM transients

Steady State: simultaneous achievement of plasma performance, exhaust, and current drive

これらのテーマは、更に、シミュレーションに関する論文とシミュレーションや実験の理解・解釈に関する論文という位置づけで整理され、シミュレーション結果を比較的大きく取り上げる傾向にあった。近年のシミュレーションコード開発の進展は目覚ましく、より現実的かつ複雑なシミュレーションが行われるようになってきており、各課題で本当に最先端の結果を出すコードは 2~3 に集約されつつあるという印象を受けた。

Core transport に関しては、主に、ジャイロ運動論的シミュレーションに関する論文が目され、GYRO (GA) による DIII-D の ρ^* スケーリングシミュレーション、GTC (PPPL) による ITG 乱流の turbulence spreading シミュレーションおよび ETG 乱流シミュレーション、GT3D (原研) による反転磁気シア配位の ETG 乱流の輸送障壁形成シミュレーションが大きく取り上げられた。また、このほかにもジャイロ流体シミュレーション、新古典輸送シミュレーション、輸送モデリングおよび Omniclassical、Paleoclassical といった新しい輸送理論が報告された。

Edge transport については抵抗性バレーニングモード、ドリフト波、geodesic acoustic mode (GAM)、ZF、neoclassical 等、様々な効果をベースにした議論が行われているが、議論は収束しておらず今後の研究の発展が望まれる。

Current hole (CH) に関しては CH プラズマにおける α 粒子速度分布緩和シミュレーション、

vortex pair 形成による CH 定常解の存在、輸送コードによる CH シミュレーションが注目された。

MHD に関しては、NTM に関連して行われた HAGIS (IPP) によるブートストラップ電流・分極電流評価の運動論的シミュレーション、MARS (Chalmers Univ.) による ITER における RWM 安定化の解析、NIMROD (LLNL) による壁の熱負荷分布解析を目的としたディスラプションシミュレーションが大きく取り上げられた。この他にも NTM に関する理論の修正やトリガーの問題、RWM と関連した外部キンクモードの解析、ディスラプションに関連したハロー電流、逃走電子の解析、ステラレータにおける圧力駆動モードの解析・シミュレーションが報告された。

Energetic particle mode (EPM) に関しては Hybrid MHD-GK code (Frascati) による臨界安定付近の EPM シミュレーションにおける雪崩的な α 粒子輸送、MEGA (NIFS) による非局所的 EPM、M3D (PPPL) による NSTX における TAE モードの非線形シミュレーションが大きく取り上げられた。

Edge localized mode (ELM) に関しては密度による抵抗性 X 点モードから抵抗性バルーニングモード (blob) への遷移を示した BOUT (LLNL) シミュレーション、このような blob あるいはフィラメント形成に関する非線形バルーニング理論、SOL における間歇的な輸送を示した抵抗性インターチェンジモードのシミュレーション、TELM (Cadarache) による DIII-D の I-coil を用いた ELM 抑制のシミュレーションが大きく取り上げられた。

This is a blank page.

国際単位系 (SI) と換算表

表1 SI基本単位および補助単位

| 量 | 名称 | 記号 |
|-------|--------|-----|
| 長さ | メートル | m |
| 質量 | キログラム | kg |
| 時間 | 秒 | s |
| 電流 | アンペア | A |
| 熱力学温度 | ケルビン | K |
| 物質質量 | モル | mol |
| 光度 | カンデラ | cd |
| 平面角 | ラジアン | rad |
| 立体角 | ステラジアン | sr |

表3 固有の名称をもつSI組立単位

| 量 | 名称 | 記号 | 他のSI単位による表現 |
|---------------|--------|----|---------------------|
| 周波数 | ヘルツ | Hz | s ⁻¹ |
| 力 | ニュートン | N | m·kg/s ² |
| 圧力, 応力 | パスカル | Pa | N/m ² |
| エネルギー, 仕事, 熱量 | ジュール | J | N·m |
| 工率, 放射束 | ワット | W | J/s |
| 電気量, 電荷 | クーロン | C | A·s |
| 電位, 電圧, 起電力 | ボルト | V | W/A |
| 静電容量 | ファラド | F | C/V |
| 電気抵抗 | オーム | Ω | V/A |
| コンダクタンス | ジーメンズ | S | A/V |
| 磁束 | ウェーバ | Wb | V·s |
| 磁束密度 | テスラ | T | Wb/m ² |
| インダクタンス | ヘンリー | H | Wb/A |
| セルシウス温度 | セルシウス度 | °C | |
| 光強度 | ルーメン | lm | cd·sr |
| 照射度 | ルクス | lx | lm/m ² |
| 放射能 | ベクレル | Bq | s ⁻¹ |
| 吸収線量 | グレイ | Gy | J/kg |
| 線量当量 | シーベルト | Sv | J/kg |

表2 SIと併用される単位

| 名称 | 記号 |
|---------|-----------|
| 分, 時, 日 | min, h, d |
| 度, 分, 秒 | °, ', " |
| リットル | l, L |
| トン | t |
| 電子ボルト | eV |
| 原子質量単位 | u |

1 eV = 1.60218 × 10⁻¹⁹ J
 1 u = 1.66054 × 10⁻²⁷ kg

表4 SIと共に暫定的に維持される単位

| 名称 | 記号 |
|----------|-----|
| オングストローム | Å |
| バ | b |
| バール | bar |
| ガリ | Gal |
| キュリー | Ci |
| レントゲン | R |
| ラド | rad |
| レム | rem |

1 Å = 0.1 nm = 10⁻¹⁰ m
 1 b = 100 fm = 10⁻²⁸ m²
 1 bar = 0.1 MPa = 10⁵ Pa
 1 Gal = 1 cm/s² = 10⁻² m/s²
 1 Ci = 3.7 × 10¹⁰ Bq
 1 R = 2.58 × 10⁻⁴ C/kg
 1 rad = 1 cGy = 10⁻² Gy
 1 rem = 1 cSv = 10⁻² Sv

表5 SI接頭語

| 倍数 | 接頭語 | 記号 |
|-------------------|------|----|
| 10 ¹⁸ | エクサ | E |
| 10 ¹⁵ | ペタ | P |
| 10 ¹² | テラ | T |
| 10 ⁹ | ギガ | G |
| 10 ⁶ | メガ | M |
| 10 ³ | キロ | k |
| 10 ² | ヘクト | h |
| 10 ¹ | デカ | da |
| 10 ⁻¹ | デシ | d |
| 10 ⁻² | センチ | c |
| 10 ⁻³ | ミリ | m |
| 10 ⁻⁶ | マイクロ | μ |
| 10 ⁻⁹ | ナノ | n |
| 10 ⁻¹² | ピコ | p |
| 10 ⁻¹⁵ | フェムト | f |
| 10 ⁻¹⁸ | アト | a |

(注)

- 表1-5は「国際単位系」第5版, 国際度量衡局 1985年刊行による。ただし, 1 eV および 1 uの値はCODATAの1986年推奨値によった。
- 表4には海里, ノット, アール, ヘクタールも含まれているが日常の単位なのでここでは省略した。
- barは, JISでは流体の圧力を表わす場合に限り表2のカテゴリーに分類されている。
- EC閣僚理事会指令ではbar, barnおよび「血圧の単位」mmHgを表2のカテゴリーに入れている。

換 算 表

| 力 | N (=10 ⁵ dyn) | kgf | lbf |
|---|--------------------------|----------|----------|
| | 1 | 0.101972 | 0.224809 |
| | 9.80665 | 1 | 2.20462 |
| | 4.44822 | 0.453592 | 1 |

粘 度 1 Pa·s (=N·s/m²) = 10 P (ポアズ) (g/(cm·s))

動粘度 1 m²/s = 10⁴ St (ストークス) (cm²/s)

| 圧 | MPa (=10 bar) | kgf/cm ² | atm | mmHg (Torr) | lbf/in ² (psi) |
|---|----------------------------|----------------------------|----------------------------|---------------------------|----------------------------|
| | 1 | 10.1972 | 9.86923 | 7.50062 × 10 ³ | 145.038 |
| 力 | 0.0980665 | 1 | 0.967841 | 735.559 | 14.2233 |
| | 0.101325 | 1.03323 | 1 | 760 | 14.6959 |
| | 1.33322 × 10 ⁻⁴ | 1.35951 × 10 ⁻³ | 1.31579 × 10 ⁻³ | 1 | 1.93368 × 10 ⁻² |
| | 6.89476 × 10 ⁻³ | 7.03070 × 10 ⁻² | 6.80460 × 10 ⁻² | 51.7149 | 1 |

| エネルギー・仕事・熱量 | J (=10 ⁷ erg) | kgf·m | kW·h | cal (計量法) | Btu | ft·lbf | eV |
|-------------|-----------------------------|-----------------------------|-----------------------------|-----------------------------|-----------------------------|-----------------------------|----------------------------|
| | 1 | 0.101972 | 2.77778 × 10 ⁻⁷ | 0.238889 | 9.47813 × 10 ⁻⁴ | 0.737562 | 6.24150 × 10 ¹⁸ |
| | 9.80665 | 1 | 2.72407 × 10 ⁻⁶ | 2.34270 | 9.29487 × 10 ⁻³ | 7.23301 | 6.12082 × 10 ¹⁹ |
| | 3.6 × 10 ⁶ | 3.67098 × 10 ⁵ | 1 | 8.59999 × 10 ⁵ | 3412.13 | 2.65522 × 10 ⁶ | 2.24694 × 10 ²⁵ |
| | 4.18605 | 0.426858 | 1.16279 × 10 ⁻⁶ | 1 | 3.96759 × 10 ⁻³ | 3.08747 | 2.61272 × 10 ¹⁹ |
| | 1055.06 | 107.586 | 2.93072 × 10 ⁻⁴ | 252.042 | 1 | 778.172 | 6.58515 × 10 ²¹ |
| | 1.35582 | 0.138255 | 3.76616 × 10 ⁻⁷ | 0.323890 | 1.28506 × 10 ⁻³ | 1 | 8.46233 × 10 ¹⁸ |
| | 1.60218 × 10 ⁻¹⁹ | 1.63377 × 10 ⁻²⁰ | 4.45050 × 10 ⁻²⁶ | 3.82743 × 10 ⁻²⁰ | 1.51857 × 10 ⁻²² | 1.18171 × 10 ⁻¹⁹ | 1 |

1 cal = 4.18605 J (計量法)
 = 4.184 J (熱化学)
 = 4.1855 J (15 °C)
 = 4.1868 J (国際蒸気表)
 仕事率 1 PS (仏馬力)
 = 75 kgf·m/s
 = 735.499 W

| 放射能 | Bq | Ci |
|-----|------------------------|-----------------------------|
| | 1 | 2.70270 × 10 ⁻¹¹ |
| | 3.7 × 10 ¹⁰ | 1 |

| 吸収線量 | Gy | rad |
|------|------|-----|
| | 1 | 100 |
| | 0.01 | 1 |

| 照射線量 | C/kg | R |
|------|-------------------------|------|
| | 1 | 3876 |
| | 2.58 × 10 ⁻⁴ | 1 |

| 線量当量 | Sv | rem |
|------|------|-----|
| | 1 | 100 |
| | 0.01 | 1 |

IAEA主催第20回核融合エネルギー会議概要報告（2004年11月1日～11月6日、ウイラモウラ、ポルトガル）

R100

古紙配合率100%
白色度70%再生紙を使用しています