



**IAEA主催第21回核融合エネルギー会議概要報告
(2006年10月16日～10月21日、成都、中国)**

Summary Report of the 21st IAEA Fusion Energy Conference
(October 16-21, Chengdu, China)

(編) 先進プラズマ研究開発ユニット
(Ed.) Division of Advanced Plasma Research

核融合研究開発部門
Fusion Research and Development Directorate

February 2008

Japan Atomic Energy Agency

日本原子力研究開発機構

本レポートは独立行政法人日本原子力研究開発機構が不定期に発行する成果報告書です。
本レポートの入手並びに著作権利用に関するお問い合わせは、下記あてにお問い合わせ下さい。
なお、本レポートの全文は日本原子力研究開発機構ホームページ (<http://www.jaea.go.jp>)
より発信されています。

独立行政法人日本原子力研究開発機構 研究技術情報部 研究技術情報課
〒319-1195 茨城県那珂郡東海村白方白根2番地4
電話 029-282-6387, Fax 029-282-5920, E-mail:ird-support@jaea.go.jp

This report is issued irregularly by Japan Atomic Energy Agency
Inquiries about availability and/or copyright of this report should be addressed to
Intellectual Resources Section, Intellectual Resources Department,
Japan Atomic Energy Agency
2-4 Shirakata Shirane, Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken 319-1195 Japan
Tel +81-29-282-6387, Fax +81-29-282-5920, E-mail:ird-support@jaea.go.jp

© Japan Atomic Energy Agency, 2008

IAEA 主催第21回核融合エネルギー会議概要報告 (2006年10月16日～10月21日、成都、中国)

日本原子力研究開発機構 核融合研究開発部門
(編) 先進プラズマ研究開発ユニット

(2007年12月25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21回核融合エネルギー会議は、2006年10月16日から11月21日にかけて、中国の成都で開催され、50カ国より800余名が参加した。

本報告書は、同会議に参加した原子力機構の研究者(36名)が、同会議における様々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。「原子力機構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 21st IAEA Fusion Energy Conference (October 16-21, Chengdu, China)

(Ed.) Division of Advanced Plasma Research

Fusion Research and Development Directorate
Japan Atomic Energy Agency
Naka-shi, Ibaraki-ken

(Received December 25, 2007)

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 21st Fusion Energy Conference was held at Chengdu in China on October 16th through 21st in 2006, and 800 researchers or more participated in the conference from 50 countries. This report is a summary of the conference that the JAEA researchers who participated in this conference (36 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 JAEA. 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, JAEA, Contributed Papers

目次

1. メモリアルセッション [坂本宜]	1
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 [竹永]	1
2. 2 セッション OV/2: 磁場閉じ込め核融合総合講演 2 [仲野]	2
2. 3 セッション OV/3: 磁場閉じ込め核融合総合講演 3 [井手]	3
2. 4 セッション OV/4: 磁場閉じ込め核融合総合講演 4 [朝倉]	3
2. 5 セッション OV/5: 慣性核融合炉工学 [大山、谷川]	5
2. 6 セッション OV/6: 慣性核融合 [星野]	5
2. 7 ポスターセッション OV/P: 総合講演 [飛田]	6
3. 実験	
3. 1 セッション EX/1: 先進運転シナリオ [大山]	6
3. 2 セッション EX/2: 揺動 [星野]	8
3. 3 セッション EX/3: プラズマ壁相互作用 [久保]	8
3. 4 セッション EX/4: 新古典テアリングモード / ディスラプション [諫山]	9
3. 5 セッション EX/5: 輸送への 3 次元効果 [浦野]	10
3. 6 セッション EX/6: 高エネルギー粒子 [鈴木、石川]	12
3. 7 セッション EX/7: MHD 不安定性 [武智、相羽]	13
3. 8 セッション EX/8: 粒子および熱輸送 [竹永]	15
3. 9 セッション EX/9: ELMs [朝倉、星野]	16
3. 10 ポスターセッション EX/P1: 先進運転シナリオ [井手、鎌田、坂本宜]	17
3. 11 ポスターセッション EX/P3: 粒子及び熱輸送 [坂本宜、井手、浦野]	17
3. 12 ポスターセッション EX/P4: プラズマ壁相互作用、 輸送に関する揺動および実験 [久保、正木、仲野]	19
3. 13 ポスターセッション EX/P6: 高エネルギー粒子、 電流駆動と波動 [武智、鈴木、林、坂本宜、石川]	21
3. 14 ポスターセッション EX/P7: 輸送への 3 次元効果、 代替閉じ込めシステム [篠原、鈴木]	22
3. 15 ポスターセッション EX/P8: ELMs, MHD 実験 [相羽、大山、浦野、松本、諫山]	24
4. 理論	
4. 1 セッション TH/1: 揺動 [松本]	25
4. 2 セッション TH/2: 輸送理論 [宮戸]	26
4. 3 セッション TH/3: 高エネルギー粒子 [鈴木、石川]	27
4. 4 セッション TH/4: ELMs [朝倉、星野]	28
4. 5 ポスターセッション TH/P2: 輸送理論 [松本、石井、宮戸]	28

4. 6	ポスターセッションTH/P3 : MHD理論 [石井、林、相羽]	30
4. 7	ポスターセッションTH/P6 : 周辺プラズマ理論 [武智、鈴木、林、坂本宜、石川]	32
4. 8	ポスターセッションTH/P7 : 輸送への3次元効果 [篠原、鈴木]	35
4. 9	ポスターセッションTH/P8 : ELMに関する理論 [相羽、大山、浦野、松本、諫山]	35
5. ITER		
5. 1	セッション IT/1 : ITER [嶋田、西谷、鎌田]	36
5. 2	セッション IT/2 : ITER システム [坂本慶、奥野、花田]	37
5. 3	セッションIT/E : ITER Evening [嶋田]	40
5. 4	ポスターセッション IT/P1 : ITER 1 [小林、嶋田、及川、武智、土谷、西谷、石川]	40
5. 5	ポスターセッションIT/P2 : ITER 2 [佐藤、榎枝、江里、土谷、坂本慶、及川、小林、篠原]	47
6. 慣性核融合		
6. 1	セッションIF/1 : 慣性核融合 [星野]	50
7. 核融合工学、新装置設計		
7. 1	セッション FT/1 : 核融合工学 [谷川、飛田、江里、坂本慶]	50
7. 2	セッション FT/2 : 新装置 [藤田]	52
7. 3	ポスターセッション FT/P5 : 核融合炉工学1 [榎枝、土谷、 佐藤、江里、小林、谷川、花田、奥野、西谷、飛田、篠原]	53
7. 4	ポスターセッション FT/P7 : 核融合炉工学2 [松川、藤田、奥野、花田、江里]	60
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/P7 革新的概念 [朝倉、星野]	62
8. 2	ポスターセッション SE/P2 安全性、環境、経済性 [飛田]	63
9.	ポストデットライン PD [井手]	63
10.	サマリー S/1 [坂本宜]	64

Contents

1. Memorial Session [Y. Sakamoto]	1
2. Overviews	
2. 1 Session OV/1 : Overview Magnetic Fusion 1 [Takenaga]	1
2. 2 Session OV/2 : Overview Magnetic Fusion 2 [Nakano]	2
2. 3 Session OV/3 : Overview Magnetic Fusion 3 [Ide]	3
2. 4 Session OV/4 : Overview Magnetic Fusion 4 [Asakura]	3
2. 5 Session OV/5 : Overview Inertial Fusion Reactors and Technology [Oyama, Tanigawa]	5
2. 6 Session OV/6 : Inertial Fusion [Hoshino]	5
2. 7 Poster Session OV/P : Overview [Tobita]	6
3. Experiments	
3. 1 Session EX/1 : Advanced Scenarios 1 [Oyama]	6
3. 2 Session EX/2 : Fluctuations [Hoshino]	8
3. 3 Session EX/3 : Plasma Wall Interaction [Kubo]	8
3. 4 Session EX/4 : NTM/ Disruption [Isayama]	9
3. 5 Session EX/5 : 3D Effects on Transport [Urano]	10
3. 6 Session EX/6 : Energetic Particles [Suzuki, Ishikawa]	12
3. 7 Session EX/7 : MHD Stability [Takechi, Aiba]	13
3. 8 Session EX/8 : Particle and Energy Transport [Takenaga]	15
3. 9 Session EX/9 : ELMs [Asakura, Hoshino]	16
3. 10 Poster Session EX/P1 : Advanced Scenarios [Ide, Kamada, Y. Sakamoto]	17
3. 11 Poster Session EX/P3 : Particle and Energy Transport [Y. Sakamoto, Ide, Urano]	17
3. 12 Poster Session EX/P4 : Plasma Wall Interaction Fluctuations and Experiments on Transport [Kubo, Masaki, Nakano]	19
3. 13 Poster Session EX/P6 : Energetic Particles Current Drive and Waves [Takechi, Suzuki, Hayashi, Y. Sakamoto, Ishikawa]	21
3. 14 Poster Session EX/P7 : 3D Effects on Transport Alternative Confinement Systems [Shinohara, Suzuki]	22
3. 15 Poster Session EX/P8 : ELMs, MHD Experiments [Aiba, Oyama, Urano, Matsumoto, Isayama]	24
4. Theory	
4. 1 Session TH/1 : Fluctuations [Matsumoto]	25
4. 2 Session TH/2 : Transport Theory [Miyato]	26
4. 3 Session TH/3 : Energetic Particles [Suzuki, Ishikawa]	27

4. 4	Session TH/4:ELMs [Asakura, Hoshino]	28
4. 5	Poster Session TH/P2 : Transport Theory [Matsumoto, Ishii, Miyato]	28
4. 6	Poster Session TH/P3 : MHD Theory [Ishii, Hayashi, Aiba]	30
4. 7	Poster Session TH/P6 : Edge Theory [Takechi, Suzuki, Hayashi, Y.Sakamoto, Ishikawa]	32
4. 8	Poster Session TH/P7 : 3D Effects on Transport [Shinohara, Suzuki]	35
4. 9	Poster Session TH/P8 : ELM Theory [Aiba, Oyama, Urano, Matsumoto, Isayama]	35
5.	ITER	
5. 1	Session IT/1 : ITER [Shimada, Nishitani, Kamada]	36
5. 2	Session IT/2 : ITER システム [K. Sakamoto, Okuno, Hanada]	37
5. 3	Session IT/E : ITER Evening [Shimada]	40
5. 4	Poster Session IT/P1 : ITER 1 [Kobayashi, Shimada, Oikawa, Takechi, Tsuchiya, Nishitani, Ishikawa]	40
5. 5	Poster Session IT/P2 : ITER 2 [Sato, Enoeda, Ezato, Tsuchiya, K. Sakamoto, Oikawa, Kobayashi, Shinohara]	47
6.	Inertial Fusion	
6. 1	Session IF/1 : Inertial Fusion [Hoshino]	50
7.	Fusion Technology and Power Plant Design	
7. 1	Session FT/1 : Fusion Technology [Tanigawa, Tobita, Ezato, K. Sakamoto]	50
7. 2	Session FT/2 : New Machines [Fujita]	52
7. 3	Poster Session FT/P5 : Fusion Technology 1 [Enoeda, Tsuchiya, Sato, Ezato, Kobayashi, Tanigawa, Hanada, Okuno, Nishitani, Tobita, Shinohara]	53
7. 4	Poster Session FT/P7 : Fusion Technology 2 [Matsukawa, Fujita, Okuno, Hanada, Ezato]	60
8.	Innovative Concepts, Safety, Environmental and Economic Aspects of Fusion	
8. 1	Poster Session IC/P7 Innovative Concepts [Asakura, Hoshino]	62
8. 2	Poster Session SE/P2 Safety, Environmental and Economic Aspects of Fusion [Tobita]	63
9.	Post-Deadline PD [Ide]	63
10.	Summary S/1 [Y. Sakamoto]	64

執筆者一覧

相羽信行⁺¹、朝倉伸幸⁺²、諫山明彦⁺²、石井康友⁺³、石川正男⁺⁴、井手俊介⁺⁵、浦野創⁺⁶、江里幸一郎⁺⁷、榎枝幹男⁺⁷、及川聡洋⁺⁸、大山直幸⁺²、奥野清⁺⁹、鎌田裕⁺⁶、久保博孝⁺¹⁰、小林和容⁺¹¹、坂本慶司⁺⁹、坂本宜照⁺²、佐藤聡⁺¹²、篠原孝司⁺²、嶋田道也⁺⁹、鈴木隆博⁺²、武智学⁺¹³、竹永秀信⁺⁶、谷川博康⁺¹⁴、土谷邦彦⁺¹⁵、飛田健次⁺¹⁶、仲野友英⁺²、西谷健夫⁺⁹、花田磨砂也⁺¹⁷、林伸彦⁺¹、藤田隆明⁺⁹、星野克道⁺⁵、正木圭⁺¹³、松川誠⁺¹⁸、松本太郎⁺³、宮戸直亮⁺³

- +1 先進プラズマ研究開発ユニット トカマク解析グループ
- +2 先進プラズマ研究開発ユニット トカマク実験グループ
- +3 先進プラズマ研究開発ユニット プラズマ理論シミュレーショングループ
- +4 ITER プロジェクトユニット ITER 計測開発グループ
- +5 先進プラズマ研究開発ユニット トカマク共同実験研究グループ
- +6 先進プラズマ研究開発ユニット 定常高ベータ化計画調整グループ
- +7 核融合エネルギー工学研究開発ユニット ブランケット工学研究グループ
- +8 ITER プロジェクトユニット ITER 協力調整グループ
- +9 核融合研究開発部門
- +10 経営企画部
- +11 核融合エネルギー工学研究開発ユニット トリチウム工学研究グループ
- +12 核融合エネルギー工学研究開発ユニット 核融合中性子工学研究グループ
- +13 先進プラズマ研究開発ユニット JT-60SA トーラス開発グループ
- +14 核融合エネルギー工学研究開発ユニット 核融合炉構造材料開発グループ
- +15 核融合エネルギー工学研究開発ユニット ブランケット照射開発グループ
- +16 先進プラズマ研究開発ユニット 核融合炉システム研究グループ
- +17 トカマクシステム技術開発ユニット
粒子ビーム加熱システム開発グループ
- +18 先進プラズマ研究開発ユニット JT-60SA 設計統合グループ

List of Authors

N. Aiba⁺¹, N. Asakura⁺², A. Isayama⁺², Y. Ishii⁺³, M. Ishikawa⁺⁴, S. Ide⁺⁵, H. Urano⁺⁶, K. Ezato⁺⁷, M. Enoeda⁺⁷, T. Oikawa⁺⁸, N. Oyama⁺², K. Okuno⁺⁹, Y. Kamada⁺⁶, H. Kubo⁺¹⁰, K. Kobayashi⁺¹¹, K. Sakamoto⁺⁹, Y. Sakamoto⁺², S. Sato⁺¹², K. Shinohara⁺², M. Shimada⁺⁹, T. Suzuki⁺², M. Takechi⁺¹³, H. Takenaga⁺⁶, H. Tanigawa⁺¹⁴, K. Tsuchiya⁺¹⁵, K. Tobita⁺¹⁶, T. Nakano⁺², T. Nishitani⁺⁹, M. Hanada⁺¹⁷, N. Hayashi⁺¹, T. Fujita⁺⁹, K. Hoshino⁺⁵, K. Masaki⁺¹³, M. Matsukawa⁺¹⁸, T. Matsumoto⁺³, N. Miyato⁺³

- +1 Division of Advanced Plasma Research, Tokamak Analysis Group
- +2 Division of Advanced Plasma Research, Tokamak Experimental Group
- +3 Division of Advanced Plasma Research, Plasma Theory & Simulation Group
- +4 Division of ITER Project, ITER Diagnostics Group
- +5 Division of Advanced Plasma Research, Collaborative Research Group
- +6 Division of Advanced Plasma Research, JT-60 Advanced Program Group
- +7 Division of Fusion Energy Technology, Blanket Technology Group
- +8 Division of ITER Project, ITER International Coordination Group
- +9 Fusion Research and Development Directorate
- +10 Policy Planning and Administration Department
- +11 Division of Fusion Energy Technology, Tritium Technology Group
- +12 Division of Fusion Energy Technology, Fusion Neutronics Group
- +13 Division of Advanced Plasma Research, JT-60SA Torus Development Group
- +14 Division of Fusion Energy Technology, Fusion Structure Materials Development Group
- +15 Division of Fusion Energy Technology, Blanket Irradiation and Analysis Group
- +16 Division of Advanced Plasma Research, Fusion Reactor Design Group
- +17 Division of Tokamak System Technology, NBI Heating Group
- +18 Division of Advanced Plasma Research, JT-60SA Design Integration Group

1. メモリアルセッション

FPM/1: Status of ITER

機構長予定者の池田要氏から ITER 計画の現状が報告された。ITER はラテン語で「道」の意味であり、核融合開発において不可欠な次のステップである。ITER は、フランスのカダラッシュに建設されることが決定された。現在、ITER 協定は進行中であり、11月21日に協定書に署名が行われ、ITER 機構が正式に発足する見通しである。現在、各参加極において予算と人員確保の準備が進められ、カダラッシュにプロジェクトチームを立ち上げている。各国の極内機関とプロジェクトチームによる設計レビューが9月から開始された。建設計画における全てのタスクを効率良く実行するために、ITER 機構と各国の極内機関をできるだけ早く設立させる必要がある。

FPM/2: Controlled Fusion and Energy; Yesterday, Today, Tomorrow

ITER の成功は、磁場核融合の物理と技術の世界的な統合の成果であり、IAEA 賛助によるアプローチは次の未来に核融合炉を実現できると信じている。核融合炉への道のりには、物理、技術、政治的な問題が入り組んでいるが解決できるだろう。ITER の歴史が DEMO 炉や核融合発電炉へと導くだろう。核融合が今世紀の一次エネルギー資源の一つとなる良い展望が得られるだろう。我々は、制御された核融合を実用的にするために、迅速な行動と懸命な努力をしなければならない。

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 Progress and Future Plan of EAST project

1998 年から開始した EAST 装置の建設は、物理・工学設計、工学 R&D、超伝導コイルの試験等を経て、2005 年の終わりに完了した。全てのコイルを超伝導化したことが EAST 装置の特徴である。4.5-5 K まで全ての超伝導コイルを安定に冷却できることを実証し、トロイダルコイルに関しては 8200 A (2.0 T) を 5000 s 間流すことに成功した。装置システムが設計要求を満足していることを確認し、ファーストプラズマの生成に成功した。今後は長時間放電を用いたダイバータ実験等を予定している。

OV/1-2: Overview of JT-60U Results for Development of Steady-State Advanced Tokamak Scenario

トロイダルリップル低減を目的にフェライト鋼タイルを真空容器内に設置した。その結果、高速イオン損失が低減し、従来リップルが大きかった壁に近い大体積配位でも高ベータ実験が可能となった。それにより、壁安定化効果を利用して壁無しのベータ限界を超える $\beta_N=4.2$ を得た。RWM の安定化に必要なプラズマ回転を調べた結果、従来考えられていた値より小さいプラズマ回転でも安定化できることを明らかにした。さらに、 $\beta_N=2.3$ を高い閉じ込め性能 (HH \sim 1) で、電流拡散時間の 12 倍に相当する 23.1 秒間維持することに成功した。その他、高い自発電流割合 (\sim 70-100%) を持つ負磁気シアプラズマの開発や実時間電流分布制御に関する研究成果について報告した。

OV/1-3: Overview of JET Results

ITER での運転シナリオの開発を目指した研究を進めた。閉じ込め特性の v^* 、 β 依存性に対して新しいスケーリングを導出した。密度分布の実効的衝突周波数依存性を調べ、ITER での密度ピーキング度は 1.3 程度であると予測した。温度分布は限界勾配長で制限されると考えられる。新たな計測器を用いた詳細実験により、ITER でのアルフ

ベン不安定の閾値やそれに伴う高速イオンの再分配、MHD、揺動の安定化及び壁への負荷について知見を得た。ITB形成に対する有理面やExBシア流の影響、小振幅ELM化や詳細計測及びモデリングによるELM研究、プラズマ対向壁に炭素材を用いた場合の燃料粒子リテンション等に関する研究の進展を報告した。

OV/1-4: Development in the DIII-D Tokamak of Advanced Operating Scenarios and Associated Control Techniques for ITER

プラズマ制御手法を開発し、それを用いて定常トカマク運転領域を拡大した。ITERで懸念されている種々の不安定性 (ELM、NTM、RWM) に対して、非対称コイルやECCDを用いて緩和・抑制できることを示した。NB入射方向の変更によるプラズマ回転の制御、及びECCDによる電流分布制御を実証した。これらの制御を用いて壁無しの場合のベータ限界より50%高い $\beta_N=4$ を2秒間維持することに成功した。また、完全非誘導電流駆動状態で $\beta=3.5\%$ を得た。広い空間スケールでの揺動特性、高速イオンに起因した不安定性とその高速イオン密度に対する影響、炭素不純物の長距離輸送とそれに伴うプラズマ対向壁表面でのトリチウム共堆積に関する研究について報告した。

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: Extended Steady-State and High-Beta Regimes of Net-Current Free Heliotron Plasmas in the Large Helical Device

LHDでは加熱パワーを中性粒子ビーム15MW、イオンサイクロトロン共鳴加熱2.9MWおよび電子サイクロトロン2.1MWに増強し、粒子供給および粒子排気設備を増強した。これらを用いて体積平均ベータ値4.5%をもつプラズマをアスペクト比6.6および磁場0.425Tでエネルギー閉じ込め時間の10倍の間、維持することに成功した。また、ダイバータへの熱負荷を動的に制御することにより54分間の放電(加熱エネルギー入力1.6GJ)を達成した。内部拡散障壁により中心プラズマ密度 $5 \times 10^{20} \text{ m}^{-3}$ を達成し、線平均密度 $2 \times 10^{20} \text{ m}^{-3}$ をもつプラズマを準定常的に維持した。

OV/2-2: Overview of ASDEX Upgrade Results

中性粒子ビームによる加熱パワーがある値を超えると、それに駆動される電流の分布が予想外に広がるのが観測された。これは小規模な乱れに駆動される高速粒子の拡散で説明される。改善Hモードプラズマに対して非常に局所的にDC方式の電子サイクロトロン電流駆動を行うと、新古典ティアリングモードを完全に安定化することができた。第一壁の85%をタングステンで覆ったところ、最も損耗が大きい部位は外側ポロイダルリミターであることが分かった。タングステンの蓄積量は周辺局在モードの周波数を固体燃料入射によって制御した場合や中心加熱のパワーを調整した場合には許容できる範囲以下に維持することができた。

OV/2-3: Overview of Physics Results from MAST

Hモードプラズマに固体燃料を入射したところ、入射後も粒子損失は少なかった。内部輸送障壁における電子とイオンの熱拡散は新古典理論で予想されるイオンの拡散に近かった。誤差磁場補正コイルを使ってロックモードの発生閾値のスケールリングを定めた結果、普通のアスペクト比のトカマクと同等であった。順方向および逆方向へ入射する中性粒子ビームを用いて鋸歯状振動に対するプラズマ回転の影響を調べ、MISHKA-Fコードを用いて解析を行った。周辺局在モードによって発生するフィラメントは約200 μs 間、持続し、その間にトロイダル方向の回転速度が低下する一方で径方向には加速される様子が観測された。

OV/2-4: Recent Physics Results from the National Spherical Torus Experiment

新しく利用可能になった動的シュタルク効果を利用した電流分布測定により、電子のエネルギー閉じ込めの改善と磁気シアの反転の強い相関が観測された。容器外側の水平面に6つの半径方向磁場コイルを設置して誤差磁場を補正し、ロックトモード発生の閾値を調べた。最適な周辺局在モードは下側ダイバータ配位で得られる。一方、両側ダイバータ配位を電流上昇期間中維持するとペデスタルの温度が通常のHモードの2倍程度になり、プラズマ中心で電流がほとんど流れなくなることが観測された。また、誘導電流なしで同軸ヘリシティー入射により60 kAの持続性のある電流の生成に成功した。

2. 3 セッション OV/3 : 磁場閉じ込め核融合総合講演 3

OV/3-1: Integration of High Power, Long Pulse Operation in Tore Supra in Preparation for ITER

Tore Supra (仏) 実験のオーバービュー論文: 5-10 MWの入射パワーで数十秒の放電を日常的に行い実験を進めている。これは十分に冷却能力の範囲であり、これにより高加熱長時間放電の研究領域を広げている。LHCDとICRHの組み合わせにより、グリーンワールド密度近くでTiとTeに近い状態を τ_r の数倍の間維持した。 $q(0) \sim 1.5$ での閉じ込め改善状態を20秒まで維持した。7MWの入射パワーレベルでMHD的に安定な状態を60秒間維持した。LHアンテナの熱負荷のモニターによる実時間制御や電流分布の実時間制御等を行った。反射計による粒子/エネルギー輸送研究を行った。重水素蓄積や、SOLプラズマの研究を進めた。

OV/3-2: Overview of Alcator C-Mod Research Program

Alcator C-MOD (米) 実験のオーバービュー論文: 完全金属壁でのHモード特性を調べた。LHCD初期実験の成果を確認した。ガスジェットによるディスラプション緩和実験を行いITERに対して好ましい結果を得た。SOL領域の輸送について「ブロブ」やELMの特性に関して研究を進めた。

OV/3-3: Overview of TCV Results

TCV (スイス) 実験のオーバービュー論文: 粒子/エネルギー輸送に関する研究では、中心粒子補給なしでの密度分布のピーキング、三角度の輸送への影響、プラズマの自発的回転等について調べた。周辺プラズマ物理では、SOL領域での以上輸送について調べた。電子サイクロトロン加熱を用いて、強電子加熱での高 β_N 定常ELMフリープラズマ、電子バーンシュタイン波加熱、電子系内部輸送障壁とq分布の影響等について研究を進めた。

2. 4 セッション OV/4 : 磁場閉じ込め核融合総合講演 4

OV/4-1: Overview of HL-2A Experiment Results

HL-2A トカマク実験のレビュー発表 ($I_p=0.4\text{MA}/B_t=2.7\text{T}/$ 放電時間 3s/NB, EC, LH 加熱): (1) 液体窒素を使用した超音速ガス(1MPa)入射実験により、プラズマ中へ $r=a/2$ 程度の中心部まで粒子補給を行った。(2) プラズマ揺動については、静電プローブによる測定信号をバイコヒーレンス解析を行い、トロイダル対称($n \sim 0$) GAM流を測定した。(3) 弱磁気シアプラズマへペレット入射を行った際、 n_e は $2.5 \times 10^{19} \text{m}^{-3}$ から $5 \times 10^{19} \text{m}^{-3}$ へ増加し $T_e/T_i=1$ から1.5へ変化した。同時に、エネルギー閉じ込め性能の改善(χ_e は $8 \text{m}^2/\text{s}$ から $2 \text{m}^2/\text{s}$ へ低下)が観測された。(4) 金属ターゲット(Al, Ti)

へのレーザーブローオフ実験を行い不純物の輸送係数測定 ($D=0.5-1\text{m}^2/\text{s}$, $V=1-10\text{m/s}$) を測定した。(5) Ne/Ar 入射によるディスラプションの緩和実験を行い、電流消滅時間を 5ms から 20ms へ緩和した。(6) MHD 不安定性発生としては、EC 入射中に $m=1$ と 2 の ST 振動が発生した。一方、ペレット入射後に $m=1$ (snake) が発生するが、その後電流分布の変化により $m=2$ も周辺部で発生した。(7) 中程度の密度領域 ($2-3 \times 10^{19}\text{m}^{-3}$) で非接触ダイバータプラズマが発生してしまう。これは、ダイバータのレッグが長くダイバータ開口部が狭すぎることが原因と報告。

OV/4-2: Overview of TJ-II experiments

TJ-II ステラレータ実験のレビュー発表 ($B(0) < 1.2\text{T}$, $R(0) = 1.5\text{m}$, $\langle a \rangle < 0.22\text{m}$, 加熱は ECH と NBI) : (1) HIBP によりプラズマ電位分布の測定が可能になり、加熱装置の組合わせで正負に変化する。また、密度の増加に伴い周辺部の電場シアが増加することがわかった。(2) 閉じ込め性能に関しては、 ν (ヨータ) が特に $\nu=3/2$ および $4/3$ に下がると、急に T_i , T_e に増加する現象を発見。EC 入射中のため局所電流が変化するためと推測される。(3) また、トロイダル回転方向が閉じ込めに寄与する結果を得た: 周辺部での粒子束は外側へ排出されるが、密度増加に伴い粒子束が内側へ向かう現象が現れた。揺動輸送の方向(磁力線方向と横切る方向)が変化するモデルにより説明が可能と報告。(4) He ビーム計測により周辺部の T_e , n_e を測定した結果を報告。

(5) 炭素不純物イオンの輸送研究として、炭素フィルムをリミターに取り付けプラズマ近づけるとプラズマ中の炭素イオン増加するが、その際、窒素ガスパフを行うと炭素の再堆積を低減できた。

OV/4-3: Overview of T-10 Results

T-10 トカマク実験のレビュー発表 ($I_p=0.4\text{MA}$ / $B_t=2.8\text{T}$ / $R=1.5\text{m}$ / $a=0.3\text{m}$ /加熱 ECH<3MW) : (1) 低-中密度領域 ($n_e/n_{GW} < 0.6$) では、ECH パワー増加とともに閉じ込め時間が増加(高密度では一定)。その理由として電子衝突周波数の増加に伴い密度ピークが発生し、ITG および TEM 安定領域にあると考えられるため。一方、高密度では TEM 不安定の発生する領域に達するためと報告。密度揺動計測によるスペクトラム解析で低密度では低周波 (<100kHz) でコヒーレントモードの存在するがプラズマ閉じ込め性能に影響しない。一方、高密度では高周波コヒーレントモードが顕著になり、揺動輸送により閉じ込め性能が劣化すると報告。EC パワー増加により低磁場側での揺動が増加することも観測。(2) 重水素ペレット (5 ペレット) 入射により $HH=1.3$ へ改善。閉じ込め性能の改善にペレットサイズによる閾値がある。(3) プラズマ電流の立ち上げ時に ECH 入射で中心電子加熱を行い、負磁気シアとすることにより ITB 生成が可能となった。その後、 q_{\min} がなくなると ITB も消滅することも観測した。(4) $q=1$ 付近に Co-ECCD を行い ST 制御に成功した。入射トロイダル角度が 4-8 度の範囲で j_{cd} が最大にできることを観測。

OV/4-4: Experimental Progress on Zonal Flow Physics in Toroidal Plasmas

各所トカマクやヘリカル装置で発見された Zhonal flow の実験レビュー。Zhonal flow とはポロイダルおよびトロイダル対称 ($n=m=0$) の流れを指すが、定常 Zhonal flow と周期をもつ GAM (geodesic acoustic modes) に区別される。その特徴としてはプラズマ揺動と非線形結合し、揺動構造を変化させることが観測されている。この結果、輸送特性の改善に係る可能性がある。多くのステラレータおよびトカマクで各種の計測装置 (HIBP, 静電プローブ, BES, 反射計) により測定されている。各装置の実験データから GAM の周波数スケールは $f \propto C_s/R$ と考えられる。CHS では流れのシアがない

のに揺動輸送が低減して ITB が発生しているため、定常 ZF が閉じ込め性能へ影響した初めての観測例であると考えられる。

2. 5 セッション OV/5 : 慣性核融合炉工学

OV/5-1: Recent progress on FIREX project and related fusion researches at ILE, Osaka

FIREX-I 用の高出力レーザーの開発が順調に進んでおり、2006 年 5 月に 14.4kJ の出力を得た。2008 年から FIREX-I の実験を開始し、2010 年に $Q=0.1$ を目標とした DT 実験を行うべくターゲット（燃料ペレット）の開発を継続する。ターゲットの開発は、実験とシミュレーションの両方のアプローチで進めている。特に、これまで開発してきた 3 つのコードを統合したシミュレーションコード (FI³) を整備し、FIREX-I において $Q=0.1$, $T=5\text{keV}$ のプラズマが得られることが予測された。

OV/5-2: Overview of inertial fusion research in the United States

NIF では、2010 年の点火実験に向けて各コンポーネントの開発を進めている。2008 年から LLE の OMEGA EP を用いたターゲット物理実験を開始予定。また、改造中の Z/Z ビームレットでの運転を 2007 年から予定している。これらのレーザーを用いて、間接照射用 Hohlraum や直接照射用燃料カプセルの性能試験を行う。LLE で開発した燃料カプセル内部の固体水素の平坦度は点火実験に必要な精度が出ていることを確認した。NIF においても、慣性核融合炉の低コスト化と直接照射による点火実験の代替案として高速点火方式の検討も進めている。

OV/5-3: Theory of Alfvén waves and energetic particle physics in burning plasmas

線形、非線形の体系のいずれにおいても、連続スペクトル中のモード、離散固有値のモードの理論、及び、数値計算の精度が向上した。その結果、実験との比較が進んだり、不安定性の駆動・減衰機構、不安定性と高エネルギー粒子の相互作用機構の概要を説明できるようになってきたりしているが、プラズマの形状効果や詳細な実験現象の説明は今後の課題である。

OV/5-4: Status of R&D activities on materials for fusion power reactors

核融合炉構造材料の開発状況について、特に第一候補材料である低放射化フェライト鋼を中心に俯瞰的報告がされた。低放射化フェライト鋼においては、工業的背景が成熟しておおり、最も実現性の高い材料であるものの、400 度以下での硬化・脆化の問題、核変換生成物 (He, H) の問題、リサイクルの問題といった課題が存在すること、核融合環境の影響を明らかにするには IFMIF が必要であることが指摘された。まとめとして、材料の進歩のみで設計上の問題が解決できることはなく、設計と材料開発のこれまで以上の議論・協力が必要であることが指摘された。なお、ポスターでは個々の構造材料についての幾分詳細な状況について説明がされていたが、EUROFER97 の溶接割れの様子が示されていたことが興味深かった。

2. 6 セッション OV/6 : 慣性核融合

OV/6-1: Status of Inertial Fusion Energy Program in China

中国は西暦 2020 年頃に慣性核融合による自己点火をめざし、開発を続けている。レーザ・ドライバとしては、現在の SG-II を SG-IIU, SG-III, SG-IV へと増力していく予定である。また、LARED という 3 次元の統合シミュレーションコードを開発している。ターゲット物理では、SG-II と LARED シミュレーションで爆縮過程や不安定性を明らかにした。また、爆縮させたターゲットを更にレーザー加熱する fast ignition

研究では、生成された電子ジェットをシミュレーションで解析した。

2. 7 ポスターセッション OV/P : 総合講演

OV/P-1: Recent experiments in the HT-7 Superconducting Tokamak

EAST 計画を支援するため長パルス運転に焦点を当てて研究。LHCD 入射により 6 分間の長パルス放電 ($I_p \sim 60$ kA, $n_e(0) \sim 0.8-1 \times 10^{19} \text{ m}^{-3}$) に成功した。AC 連続運転では、ジュール加熱で 53 s、LHCD プラズマで 30 s の運転に成功 ($I_p \sim 100-120$ kA, $n_e(0) \sim 1.5-2.5 \times 10^{19} \text{ m}^{-3}$)。

OV/P-2: Overview of Recent Experimental Studies on TRIAM-1M

長パルス運転における PWI (粒子吸蔵、共堆積、不純物挙動) を中心に研究。一回の超長パルス運転と、積算放電時間を同じにした複数回の長パルス運転とでは、不純物挙動が異なる。LHRF と ECRF の同時入射電流駆動実験では、0 モード入射ではバルク電子加熱による LHCD 効率の改善を、一方、X モード入射では高速電子との結合による ECCD 効率の改善を確認した。

OV/P-3: Overview of the Globus-M Spherical Tokamak Results

球状トカマク Globus-M の課題であった不純物の低減化に成功し、ガスパフのみで平均密度が $1.1 \times 10^{20} \text{ m}^{-3}$ (ほぼ Greenwald 密度限界) に到達した。このほか、NBI イオンの古典的減速、ICRF 基本波による効果的な少数 H イオン加熱 (プラズマは D) を観測。

3. 実験

3. 1 セッション EX/1 : 先進運転シナリオ

EX/1-1: The performance of improved H-modes at ASDEX Upgrade and projection to ITER

ASDEX Upgrade (AUG) では、中心の磁気シアが小さな H モードで $H_{H98(y,2)} > 1$ かつ $\beta_N = 2-3$ という放電を得ている。これらの放電では、中心部のタンゲステン濃度は 10^{-4} 以下と許容範囲以下である。低 q_{95} ($=3.1$) の改善 H モード開発では、fishbone 不安定性の発生によって中心部の q 分布を一定に保ちつつ、 $H_{H98(y,2)} = 1.4$ かつ $\beta_N = 2.9$ を達成した。また、平均密度 $1.1 \times 10^{20} \text{ m}^{-3}$ ($\langle n_e \rangle / n_{GW} = 0.85-0.9$) という高密度領域でも改善 H モード ($H_{H98(y,2)} = 1.2$) が得られたが、閉じ込め性能は ITER 程度の低規格化衝突周波数領域の方が高い。平均密度が $0.85 n_{GW}$ かつ thermal 成分の β_N を固定して、ASTRA コードを用いて AUG の改善 H モードで得られた温度・密度分布を ITER プラズマへスケールすると、核融合出力 1070 MW で $Q = \infty$ のプラズマが予測された。

EX/1-2: Progress toward high performance steady-state operation in DIII-D

DIII-D の先進トカマク開発では、イオン系 ITB のあるプラズマを用いて、 $\beta_N \sim 61_i$ ~ 4 かつ G ファクタ < 0.7 を 2 秒間維持した。この放電では、プラズマ電流をランプアップし、トロイダル磁場をランプダウンする手法を用いて β 限界を高めた結果、 $n=1$ のキルクモードの理想壁安定限界は 111_i と評価された。一方、定常運転シナリオ開発では、完全非誘導電流駆動プラズマで $\beta_N \leq 3.5$ かつ G ファクタ ≤ 0.3 を得た。さらに、新しいダイバータを用いて高い三角度とダイバータ排気を両立し、 $\beta_N \leq 4$ かつ G ファクタ ≤ 0.4 を得た。プラズマの安定性限界のプラズマ形状依存性を調べ、三角度と非円形度を固定して四角度をスキャンした結果、 0.33 付近の四角度が最も高い β_N が得られることがわかった。統合輸送モデルによって $Q = 5$ の ITER 定常運転が達成できる

見通しを示した。

EX/1-3: Improved performance in long-pulse ELMy H-mode plasmas with internal transport barrier in JT-60U

フェライト鋼を設置しトロイダル磁場リップルを低減した JT-60U において、長時間の ELMy H モード放電の閉じ込め性能を改善することができた。加熱用中性粒子ビームの損失低減による実効的な加熱パワーの増加とトロイダル回転の変化に伴う閉じ込め性能改善の結果、高い規格化ベータ値 (β_N) と高い $H_{H98(y,2)}$ の維持時間を伸張することができた。 $H_{H98(y,2)}$ が 1 程度で β_N が 2.3 以上の放電を q_{95} が 3.3 程度のプラズマにおいて 23.1 秒間 (電流拡散時間の 1.2 倍程度) 維持した。このとき達成した $\beta_N H_{H98(y,2)}$ は 2.2 以上であり、ITER の標準運転シナリオでの値である 1.8 を上回っている。これらの放電は、ITER の長時間運転モードとして提案されているハイブリッド運転モードとして適用することが可能である。

EX/1-4: Evolution of bootstrap-sustained discharge in JT-60U

高い閉じ込め性能の負磁気シア放電をもとに、自発電流割合がほぼ 100 パーセントのプラズマ (プラズマ電流 ≥ 0.5 MA) を約 1.3 秒間維持することに成功した。また、このようなプラズマにおいて、コラプスによる内部輸送障壁の一時的な崩壊と回復減少の繰り返しを観測した。CO 方向の NBI による電流駆動 ($\sim 10\% I_p$) を重畳することによりプラズマ電流が維持しやすくなることがわかった。さらに、外部からの磁束供給が無いような放電制御を行った放電において、プラズマ電流が上昇する (10kA/s, 0.5 秒間) ことを確認した。この結果は、自発電流割合が 100 パーセントを上回ることを示している。

EX/1-5 : Maintaining the quasi-steady state central current density profile in hybrid discharges

いくつかのトカマク装置におけるハイブリッド領域では、回転する磁気島の存在により据歯状振動が抑制されている。この実験的観測は回転する磁気島がプラズマ中心部で逆方向に電流駆動していることを示唆するため、逆電流駆動に関する 3 つの物理機構について研究した。反磁性ドリフトと局率ドリフトを通じた静電的なサイドバンド励起により発生した径方向電場が逆電流駆動する機構と、分極ドリフトを通じて運動論的アルヴェン波がプラズマ中心で励起されることによる径方向電場が逆電流駆動する機構のふたつについては、電流分布を変える程度の電流駆動を行えることがわかった。一方、磁気島による高速粒子の分布関数の変形については、影響が小さく、実験を説明できないことがわかった。

EX/1-6: Physics and operational integrated controls for steady state scenario

トールスーパーでは、80%以上の非誘導電流駆動で維持する放電を 60 秒以上維持する定常運転シナリオの開発を行ってきた。そのため、新しい実時間センサーと制御ロジックを実装した。硬 X 線カメラを用いて低域混成波 (LH) の吸収分布を計測し、LH 波の並行方向の屈折率とパワーを制御するロジックと、中心ソレノイドの電圧制御によるループ電圧制御ロジックを組み合わせることで電流分布制御を実現した。また、ECE 計測を用いた温度勾配制御も可能である。長時間運転に伴う熱負荷の集中を回避するため、7 台の赤外カメラで 5 つのアンテナとリミタをモニタし、ある部分の温度が設定値を超えそうになった時、問題箇所の温度上昇に起因する加熱装置のパワーを低減する回避システムを確立した。この回避ロジックは、電流分布制御ロジックと併用可能である。

3. 2 セッション EX/2 : 揺動

EX/2-1: Study of Turbulence and Radial Electric Field Transitions in ASDEX Upgrade using Doppler Reflectometry

ドイツの ASDEX Upgrade 装置において径電場分布の直接計測を目的としたドップラー・マイクロ波反射計が開発され、従来よりも高精度で径電場分布や径電場勾配を計測した。その結果、GAM(測地的音波モード)周波数の非円形度や安全係数に対する依存性を明らかにした。また、衝突が増加すると流速が反転することを測定し、コードとの比較から乱流を支配するモードが捕捉電子モードからイオン温度勾配駆動モードに遷移する際に、径電場が正から負に反転することを明らかにした。さらに、GAMによるコヒーレントな径電場揺動が計測され、この揺動領域は強い径電場シア領域と一致していることが示された。

EX/2-2: Measurement and Analysis of the Fluctuations and Poloidal Flow on JFT-2M Tokamak

JFT-2M 装置において、重イオンビームプローブや高速駆動静電プローブで、プラズマのコア部周辺のポテンシャル揺動や密度揺動を計測し、その特徴を明らかにした。そして揺動の高次相関統計解析を行うことにより、ジュール加熱時のみでなく L モードにおいても背景乱流と GAM(約 10kHz), および背景乱流と低周波静電モード(約 1kHz)の非線形 3 波相互作用があることを示し、その相互作用強度と周波数領域を明らかにした。また、H モード時の負径電場による E×B 定常ポロイダル流速は GAM による振動 E×B ポロイダル流速の約 20 倍であることを定量的に明らかにした。

EX/2-3: Characterization of Zonal Flows and Their Dynamics in the DIII-D Tokamak, Laboratory Plasmas, and Simulation

DIII-D 装置のコア部で定常帯状流と思われる低周波揺動が観測され、コア部周辺では GAM が観測されて、それらの特性が明らかにされた。定常帯状流は、長い間理論的に予測されていたが、今回、密度揺動及びその速度場の二次元ビーム放射分光(BES)計測を用いてトカマクのコア領域で初めて計測がなされた。測定されたゼロ平均周波数帯状流は長いポロイダル波長と数 cm の短い径方向波長を持ち、その周波数スペクトルは広帯域であることを示し、シミュレーションとの比較から定常帯状流に極めて近い性質を持つことを明らかにした。一方、GAM は背景乱流との非線形相互作用で低周波数から高周波数へのエネルギー変換をもたらすことを示し、GAM が周辺領域における乱流の飽和機構の一端を担っていることを明らかにした。

3. 3 セッション EX/3 : プラズマ壁相互作用

EX/3-1: ELM transport in the JET scrape-off layer

本発表では、JETにおけるSOLでのELMの輸送に関する実験研究、モデル研究がまとめて報告された。イオンの $B \times \text{grad } B$ ドリフトの方向がダイバータに向いている場合には外側ダイバータより内側ダイバータに熱が多く届くこと、Particle-in-Cellの計算によって電子が30%のエネルギーを運ぶこと、ELM フィラメントの理論によって高いイオン・エネルギーやリミターへの熱負荷が説明できること、ELMではホット・イオン束、プラズマ束、電子温度にコヒーレントなスパイクがみられること、フィラメントが観測されたことなどが報告された。

EX/3-2: Density Regime of Complete Detachment and Operational Density Limit in LHD

LHDでは、ペレット入射によって中心部で $5 \times 10^{20} \text{ m}^{-3}$ という高密度が得られた。ガスパフでは、最外殻磁気面の電子温度が100 eV程度になると完全非接触になり、この時の密度はSudo scalingの0.8倍で表現できた。粒子供給とリサイクリングの制御により、体積平均密度がSudo scalingの2.2倍のプラズマも得られた。

EX/3-3Ra: Tungsten as First Wall Material in ASDEX Upgrade

ASDEX Upgradeでは、下ダイバータのストライク点付近以外のプラズマ対向面はW被膜されている。ICRF実験では、低磁場側のポロイダル・ガード・リミターからWが発生した。Type-1 ELMを伴うHモード・プラズマでは、リミター中央でのWの発生量の70%はELMによる。プラズマ対向面のWの面積が増えCの面積が減少するに従って、プラズマ中のWの量が増えCの量は減少した。

EX/3-3Rb: The Implications of High-Z First Wall Materials on Noble Gas Wall Recycling

ASDEXでは、W材第一壁の割合が85%に増えて以来、炭素材第一壁の時にはなかった高い濃度のプラズマ中へのHeの混入が観測されるようになった。Heビーム入射実験を行い、その結果を解析した結果に基づく、このHeの混入はHeグローでW材に蓄積されるHeの量がC材に比べて10倍多いことが原因であると考えられる。

EX/3-4: Operation of Alcator C-Mod with High-Z Plasma Facing Components with and without Boronization

Alcator C-Modではプラズマ対向面にMoを使っているが、そのままではICRF加熱が高い時にプラズマ中心で放射損失が大きく、閉じ込め改善度も高くない。ボロン化によって、この影響を軽減できる。ボロン膜には、高熱負荷のダイバータ領域の外側において局所的な損耗がみられる。これは、磁力線で繋がっているRFによって増大したシースが原因でスパッタリングされたと考えられる。

EX/3-5 : Material erosion and redeposition during the JET MkIIIGB-SRP divertor campaign

JETのMKIIIGB-SRPダイバータ（2002-2004年）におけるプラズマ対向材の損耗、堆積についてまとめた。内側ダイバータは堆積が、外側ダイバータは損耗が主であった。内側ダイバータのルーバ領域での堆積速度は、内側ストライク点の位置に依存し、水平ベース板上にある場合には特に大きい。その場合、HモードではLモードより約20倍大きかった。内側ストライク点が垂直のターゲット板にある場合には、HモードとLモードで差はみられなかった。外側ダイバータから $^{12}\text{CH}_4$ を入射した実験では、 ^{13}C の75%は外側ダイバータに堆積したが、内側ダイバータ、主プラズマ周りの第一壁にも堆積が見られた。

EX/3-6: Gas Balance and Fuel Retention in Fusion Devices

ASDEX-Upgrade, JET, TEXTOR, Tore Supraにおいてガスバランスと燃料蓄積について調べた。粒子バランスによると10-20%が蓄積されるという結果が、材料分析からは3-4%が蓄積されるという結果が得られた。ITERは約100放電でトリチウム蓄積が許容値に達する可能性がある。

3. 4 セッション EX/4 : 新古典テアリングモード/ディスラプション

EX/4-1Ra: Active Control of Neoclassical Tearing Modes toward Stationary High-Beta Plasmas in JT-60U

JT-60U では、プラズマ中心部($\rho \sim 0.1$)に e_0 方向の ECCD を行うことにより、 $m/r=3/2$ ($\rho_{q=1.5} \sim 0.4$) の NTM の成長を抑制できることを実験的に明らかにした。また、磁気島中心部への ECCD により $m/r=2/1$ の NTM を完全に安定化することに成功するとともに、磁気島

幅程度 ECCD 位置がずれたときには NTM が不安定化されることを明らかにした。さらに、TOPICS コードを用いて $m/r=2/1$ の NTM のシミュレーションを行った結果、上記の NTM の安定化や不安定化がよく再現できることが明らかになった。

EX/4-1Rb: Control of MHD Instabilities by ECCD: ASDEX Upgrade Results and Implications for ITER

ASDEX-U では、ECCD 分布の幅を狭くすることにより、同じ EC 波パワーでも鋸歯状振動の制御や NTM の安定化が効果的に行えることを明らかにした。また、磁気島の 0 点にのみ ECCD を行うよう約 15 kHz で EC 波を変調した結果、無変調の場合より効果的に安定化できることを明らかにした。

EX/4-2: Prevention of the 2/1 Neoclassical Tearing Mode in DIII-D

DIII-D では、実時間で平衡計算を行い $q=2$ で ECCD が行われるようにトロイダル磁場を実時間で最適化するシステムを開発した。このシステムを用い NTM 発生前に $q=2$ 面に ECCD を行うことにより、NTM の発生を抑制し $\beta_N=3.2$ (導体壁がないときの理想 MHD 限界とほぼ一致) を 1 秒間以上維持することに成功した。

EX/4-3: Gas Jet Disruption Mitigation Studies on Alcator C-Mod and DIII-D

Alcator C-Mod および DIII-D では、ディスラプション直前に高圧ガスを高速度で入射(“ガスジェット”)することにより、短時間にかつ確実にプラズマを消滅させることに成功した。また、ガスジェット後のプラズマの消滅過程は両装置で非常によく似ているが明らかになった。さらに、ガスジェットにおいては、ガス種およびプラズマ端に到達する中性粒子の割合が重要であることも明らかになった。

EX/4-4: Influence of Plasma Opacity on Current Decay after Disruptions in Tokamaks

ディスラプション時のプラズマ電流の減衰過程を DIMRUN および DINA コードにより解析した。その結果、不純物からの放射の光学的厚さを考慮することが重要であることが明らかになった。また、このシミュレーションの結果は JET での実験結果をよく説明することも明らかになった。

EX/4-5Ra: Study of Erosion Products in Experiments Simulating ELMs and Disruptions in ITER on Plasma Gun QSPA-Facility

EX/4-5Rc: Modelling of Material Damage of CFC and W Macro-Brush Divertor Targets under ELMs and Disruptions in Plasma Gun Facilities and Prediction for ITER

EX/4-5Rd: Modelling of ITER Edge Plasma Dynamics Following Type I ELMs and Consequences for Tokamak Operation

タイプ I ELM やディスラプション時におけるプラズマ対向材(CFC, W)の損傷の度合いを、プラズマ銃による実験およびシミュレーションにより明らかにした。実験においては、粒子状物質の数は粒子半径の約 2 乗に反比例することが明らかになった。また、実験データを用いて ITER 対向材の損傷に関するシミュレーションを行った結果、1 MJ/m² 前後の負荷で対向材の溶融が現れることも明らかになった。

3. 5 セッション EX/5 : 輸送への 3 次元効果

EX/5-1: Enhanced H-mode pedestal and energy confinement by reduction of toroidal field ripple in JT-60U

JT-60Uでは、HモードプラズマのペDESTAL圧力とエネルギー閉じ込め性能がフェライト鉄鋼タイル(FST)の導入によって改善された。トロイダル回転分布はFST導入によって、特にNBIの順方向入射時に大体積配位で逆方向回転が減少した。プラズマ圧

力も径方向全域にわたって増加した。特にペデスタル温度の増加はペデスタル幅の増大を伴うことが分かった。しかし、FSTの効果は小体積配位では大きくなかった。逆方向トロイダル回転が増加すると、ELM周波数が増加し、ELMエネルギーが減少した。このとき、ペデスタル圧力は緩やかに減少した。ペデスタル圧力は小体積配位ではFST導入によって大きな変化が見られなかったが、大体積配位では一定のトロイダル回転の下で増加した。TFリップルの減少がペデスタル圧力を増加させる役割を果たすことを示した。エネルギー閉じ込め性能は配位によらず順方向のトロイダル回転の増加とともに向上した。

EX/5-2: Reduction of Neoclassical Transport and Observation of a Fast Electron Driven Instability with Quasisymmetry in HSX

HSXは、新古典輸送が低衝突周波数領域において、従来のステラレーターと比べて、大きく減少する最初の準軸対称ステラレーターである。準ヘリカル対称(QHS)の配位と非対称な配位を比較すると、密度分布と温度分布に相違が観測される。QHS配位における中心電子温度は非対称配位よりかなり高い。QHS配位の密度分布は、加熱位置に関らず中心でピークするが、非対称配位ではコア密度分布が中心加熱でフラットとなる。輸送解析によると、このフラット化は新古典熱拡散のためであり、この熱拡散はQHS配位で減少することが分かった。

EX/5-3: Core Electron-Root Confinement (CERC) in Helical Plasmas

CHS、LHD、TJ-II、W7-ASなどのヘリカル装置において、コア部の電子閉じ込めの改善が実現された。強くピークした電子温度分布とコア部で大きな正の径電場が観測されることが、この改善閉じ込めプラズマの共通点である。この結果は非軸対称配位特有である新古典輸送における径電場の両極性条件の「電子ルート」への遷移と一致する。このことから、この改善閉じ込めは「コア電子ルート閉じ込め」(CERC)と呼ばれる。磁場配位はこの遷移に対して重要な役割を果たし、遷移閾値は衝突周波数とECHパワーに依存することが分かった。

EX/5-4: Gyrokinetic Theory and Simulation of Zonal Flows and Turbulence in Helical Systems

ヘリカル系におけるゾーナル流とITG乱流の解析をジャイロ運動論的理論とシミュレーションを用いて行った。あるソース項へのゾーナル流の無衝突応答を解析的に導出し、その妥当性を位相空間で高分解能を持つEulerianジャイロ運動論シミュレーションコード(GKVコード)によって検証した。理論解析による予測では、ヘリカルリップル捕捉イオンの径方向ドリフト速度の減少によって、より高いレベルのゾーナル流を維持することができる。また、標準及び内側シフトの配位において、GKVコードをITG乱流の非線形シミュレーションへ拡張した。後者の配位では、ヘリカルリップル捕捉イオンの径方向ドリフト速度がより遅いとき、ITGモードはより不安定になる。内側シフトの配位において、GKVシミュレーションで観測されたITG乱流輸送はゾーナル流によって、より効果的に抑圧され、線形にそれほど不安定でないITGモードを伴った標準配位のケースに同等なレベルまで減少する。

EX/5-5Ra: Configuration Control Studies of Heliotron J

Heliotron Jにおいて閉じ込め改善に着目した配位制御研究を行った。最近の国際ステラレータースケーリング則(ISS04)に基づいてエネルギー閉じ込め改善度の測定を0.3MW、70ギガヘルツのon-axis ECHプラズマで行った。解析結果から、「実効的なヘリカルリップル」の減少が閉じ込め改善に効果的であり、これはLモードだけでは

なく、Hモードの過渡フェーズでも効くことがわかった。

EX/5-5Rb: Progress of Confinement Physics Study in Compact Helical System

CHSにおいては、ETBを伴ったITBプラズマ及びHモード放電についての閉じ込め改善研究の大きな進展があった。ITBに関しては、イオン温度勾配分布の正確な測定と乱流粒子束の直接測定を行った。ETB研究において、周辺揺動を4つの異なる計測器で測定し、乱流がETB形成によって抑圧されることが分かった。ポロイダル流も測定し、Hモード放電では強い電場形成があることが分かった。再加熱の制御技術によって、高密度のHモード放電に成功した。

EX/5-6: Impact of Nonlocal Electron Heat Transport on the High Temperature Plasmas of LHD

LHDにおいて、ペレット入射による周辺冷却実験を行い、中心電子温度が大きく上昇することが分かった。この実験結果は異常輸送の原因としての乱れが支配されるプラズマにおける電子熱輸送の非局所性の可能性を示している。LHDにおける非局所的な電子温度上昇はトカマクと同様なパラメータ領域で起こる。ペレット貫通時間に対するコアの電子温度の非局所的な上昇の時間遅れは、コア部及びプラズマ周辺部の電子温度勾配スケール長の衝突周波数の増加とともに増加することが分かった。

3. 6 セッション EX/6 : 高エネルギー粒子

EX/6-1: Fast Particle Physics on ASDEX Upgrade – Interaction of Energetic Particles with Large and Small Scale instabilities

ある加熱パワー以上ではNB駆動電流分布の測定と計算に違いが生じ、高速粒子の適切な拡散を仮定すると説明しうる。静電揺動のある乱流場中でのテスト粒子の軌道をシミュレートすると、無理の無いパラメータに対して高速粒子と熱粒子の拡散は同程度になる。ASDEX Upgradeのプラズマエッジ部の高精度な分布計測のデータで線形ジャイロ運動論的巨視安定性コードLIGKAを走らせた結果は、新規増設した反射計により測定した固有関数と非常に良く一致する。1MHzの時間分解能を持つ新しい高速イオン損失検出器により測定した低周波の磁場揺動により、NBIあるいはICRF中のヘリカル揺動による高速粒子の損失機構という新しい知見が得られた。

EX/6-2: Confinement Degradation of Energetic Ions due to Alfvén Eigenmodes in JT-60U Negative-Ion-Based Neutral Beam Injection Plasmas

JT-60Uの弱磁気シアプラズマでは、負イオン源中性粒子ビーム入射中に、安全計数分布の変化とともに、Reversed Shear induced Alfvén Eigenmode (RSAE)やTroidicity-induced Alfvén Eigenmode (TAE)を観測している。しかし、これらのAEが高エネルギーイオンの閉じ込めにどのような影響を与えるかは観測されていなかった。本研究では、RSAEおよびTAE発生中の中性子発生量を、輸送コードOFMCを用いて不安定性がないとした時に計算される中性子発生量と比較することで、不安定性発生中の高エネルギーイオンの閉じ込め劣化を定量的に示した。さらに、中性子発生分布計測、中性粒子計測を行うことにより、不安定性発生時、不安定性との共鳴相互作用を満たす高エネルギーイオンがプラズマ周辺部へ輸送されていることを初めて突き止めた。

EX/6-3: Alfvén Instabilities in DIII-D: Fluctuation Profiles, Thermal-Ion Excitation, and Fast-Ion Transport

DIII-Dでは、高速イオン不安定性に対して、新しい揺動計測および高速イオン計

測装置を開発してきた。中性粒子ビーム入射中に、Troidicity-induced Alfvén Eigenmode (TAE)や Reversed Shear induced Alfvén Eigenmode (RSAE)を観測している。負磁気シアプラズマにおいて、電子温度揺動および電子密度揺動の分布は、TAE や RSAE に対して行った線形電磁流体力学の予測と良い一致を示した。また、プラズマ回転によるドップラーシフトは観測される RSAE 周波数に強い影響を与える。ドップラーシフトをもとにした評価ではイオン温度の強い勾配をもつプラズマ中では、トロイダルモード数が40にまで達することがわかった。さらに、AEは高速イオンの閉じ込め劣化を招き、その劣化の割合は、ビームパワーが増加するにつれて大きくなることがわかった。

EX/6-4: Off-axis Current Drive and Current Profile Control in JT-60U

高 β プラズマでの電流分布の最適化を目指して、周辺電流駆動を用いた安全係数最小値 q_{min} の実時間制御システムを開発した。周辺電流駆動は中心部の安全係数を上昇させ、プラズマの性能を制限する MHD 不安定性を避けるのに役立つ。システムは q_{min} を制御するために LH パワー、従って LH 駆動電流を制御する。本システムを高 β プラズマに適用したところ、時間と共に変化する目標値に対して q_{min} は追従し制御を実証した。 $m/n=2/1$ NTM の存在する別の高 β プラズマに本システムを適用した所、 q_{min} は目標値の 1.7 をオーバーシュートして 2 を超えたが、そのことにより NTM は消滅し蓄積エネルギーは上昇し NTM 発生以前の値に回復した。周辺電流駆動源として、周辺部 NB 駆動電流分布を MSE を用いることで初めて実測した。NB 駆動電流分布は空間的に局在化しており、規格化小半径で 0.6-0.8 に観測された。この場所は多チャンネル中性子放出分布計測によっても確認される。全 NB 駆動電流は ACCOME コードを用いた計算結果と一致する一方で、駆動電流位置については計算は測定したよりプラズマ中心に寄っていることが明らかになった。

3. 7 セッション EX/7: MHD 不安定性

EX/7-1Ra: Active Control of Resistive Wall Modes in High Beta, Low Rotation DIII-D Plasmas

DIII-Dにおいて新たに可能となった中性粒子ビームのバランス入力の実験によって、誤差磁場を最小限に抑えた放電においては角運動量の入射を減らすことにより、アルフヴェン周波数の1%よりかなり小さなプラズマ回転においても抵抗性壁モード (RWM) は安定化されることが明らかになった。磁気ブレーキングを用いてプラズマ回転を小さくしていたこれまでのDIII-Dの実験ではRWM安定化にアルフヴェン周波数の数%が必要であった。

EX/7-1Ra: Plasma Rotation and Wall effects on Resistive Wall Mode in JT-60U

壁安定化効果により壁なしの理想MHD安定限界を超え $\beta_N \sim 4.2$ の高いベータ値のプラズマを得た。また、このプラズマは理想壁ありの理想MHD安定限界に達した。磁気ブレーキングを用いずに、接線中性粒子ビームの組み合わせを変えることによりプラズマ回転を変え、抵抗性壁モード (RWM) の安定化に必要なプラズマ回転を調べる実験を行った。得られたRWMの安定化に必要なプラズマ回転はアルフヴェン速度の0.3%程度でありこれまで磁気ブレーキングを用いた実験で得られた値より非常に小さかった。

EX/7-2Ra: MHD Studies in MAST

引き締まったアスペクト比を持つトカマクは高ベータ化が可能であることからアスペクト比に対する影響のみならずMHD安定性の理解を深めることが可能である。MASTトカマクは中性粒子ビーム、様々なすばらしい計測器および $n=1$ を主要な成分とする非対称磁場を無くすことが可能な外部誤差磁場補正コイルが整備された。Co方向およびcounter方向の中性粒子ビームを用いた場合の鋸歯動振動の振る舞いの研究、高速イオン励起不安定性の観測およびロックドモードに対する誤差磁場の閾値の研究が行われた。

EX/7-2Rb: Investigation of Resistive Wall Mode Stabilization Physics in High Beta Plasmas Using Applied Non-axisymmetric Fields in NSTX

NSTXでは高いベータ ($\beta_t=39\%$, $\beta_N>7$, $\beta_N/\beta_N^{\text{no-wall}}>1.5$) および低いアスペクト比 ($A>1.27$) の領域においてITERへの外挿の信頼性をより確かにするためのRWMの安定化とプラズマ回転の減衰に対するプラズマパラメータの依存性を調べている。

EX/7-3: Overview of RFX-mod results with active MHD control

RFX-mod 装置において、フィードバック制御と導体シェルにより、RFP において不安定化しやすいテアリングモードや、ダイナモモードと呼ばれるプラズマ中心部において磁場がストキャスティックになってしまうMHDモードの不安定化による影響を半分程度に抑えることに成功し、期待通り粒子・エネルギー閉じ込めは改善した。このフィードバック制御はこれら以外の様々な MHD モードの制御に応用可能であり、RFX-mod ではすでに、理論的には不安定化することが示される状況において抵抗性壁モードを安定化することに成功している。

EX/7-4Ra: Integrated modeling of sawtooth oscillations in tokamak plasmas

Sawtooth 現象を予測する物理モデルには、輸送、加熱、電流駆動、MHD 安定性、運動論効果、および高速粒子の効果などのさまざまなトカマクプラズマに関する物理を含む必要がある。また、非線形発展を明らかにする場合には、最も不安定な sawtooth 崩壊によって磁気再結合が引き起こされる際に、崩壊によって新たに不安定化される MHD モードによって再結合が制限される効果を考慮する必要がある。本研究では、XTOR コードおよび NIMROD コードを用いて、sawtooth 崩壊後に現れるバルーニング不安定性について解析を行い、実験計測データと定量的に良く一致した結果を得られた。

EX/7-4Rb: Nonlinear Simulations of Fishbone Instability and Sawteeth in Tokamaks and Spherical Torus

M3D コードを用いた fishbone および sawtooth 現象に関する非線形シミュレーションにより、fishbone 不安定性により高速粒子の分布がプラズマ内部で一様に近づき、fishbone モードの周波数が小さくなることを明らかにした。また、CDX-U 球状トカマクにおける抵抗性 MHD シミュレーションを行い、sawtooth 現象が繰り返し起こることを再現し実験計測結果と矛盾ない計算結果を得た。さらに、流れのシアがあるプラズマにおいて2流体シミュレーションを行うことにより、1流体 MHD シミュレーションで見られるような“磁気島がストキャスティックな領域を超えて広がっていく”現象が起こらず、磁気島の幅がより狭い状態で飽和することを明らかにした。

EX/7-5: Stability in High-Beta Plasmas in LHD

LHD において、磁場の構造を最適化することにより体積平均の β 値が 4.5%という、heliotron/stellarator としては最も高いベータ値を持つ放電を達成した。この放電における β 値が 4%を超えた場合の MHD 現象の性質や、その性質の磁場構造に対する依存性を調べた。その結果、 β 値が高くなるにつれて MHD 現象が起こる領域がプラズ

マ内部から外側に移り、4%を越えるころには最外郭磁気面に近い位置で MHD モードの不安定化が確認された。また、磁気シアが小さくなるにつれてプラズマは $(m, n) = (1, 1)$ の理想 MHD モードの安定限界に近づき、ある閾値を超えると不安定化して中心領域におけるマイナーコラプスを引き起こすことがわかった。

3. 8 セッション EX/8 : 粒子および熱輸送

EX/8-1: Super Dense Core Plasma due to Internal Diffusion Barrier in LHD

SDC (Super Dense Core) プラズマを LID (Local Island Divertor) 配位にて実現した。同プラズマは連続ペレット入射により自発的に得られ、IDB (Internal Diffusion Barrier) の形成により中心部で電子密度 $4.5 \times 10^{20} \text{ m}^{-3}$ 、電子温度 0.85 keV が維持されている。IDBでの密度勾配は大きく、コア密度減衰の時定数は1秒程度である。IDBの外側では、LIDによるリサイクリング抑制により低密度が維持されており、温度勾配は同様なプラズマ条件においてSDCプラズマとnon-SDCプラズマで同程度である。SDCの大きさは b と Rax とともに増加する。最大達成蓄積エネルギーは 1.1 MJ (NB10 MW加熱時) であり、核融合三重積は $\sim 4.6 \times 10^{19} \text{ keV m}^{-3} \text{ s}$ に達した。

EX/8-2: Overview of Results in the MST Reversed-Field Pinch Experiment

プラズマ電流 500 kA において改善閉じ込め状態を維持した。このとき、電子系エネルギーの10-20%を担う高速電子と 1 keV 以上のイオン温度が観測されている。ペレット入射による改善閉じ込めプラズマの密度上昇、磁場摂動による電流駆動割合10%の維持、電子バーシュタイン波及びLH波による 100 kW の入射に成功した。磁気リコネクションに関して、1) ストキャスティック磁場でも高速イオンが閉じ込められること、2) 磁気リコネクション中のイオン加熱はリコネクション層に局在すること、3) 自発型及び駆動型リコネクションが同時に起こるときに、磁気エネルギー、プラズマモーメントム、イオン温度の急激な変化が観測されることを明らかにした。

EX/8-3: Progress in understanding of impurity transport at JET

ICRFのマイナー加熱からモード変換加熱へ切り替えたときに、Ni不純物の逆ピンチが観測された。逆ピンチは定性的にITGとTEMの枠組みで考えることが可能である。Ni輸送を支配する不安定性、特に不純物の磁力線方向の運動に関連したピンチを支配する不安定性の変化により説明できると思われる。 $r/a=0.2$ 以内の中心領域及び $r/a=0.5$ 近傍では不純物輸送は異常輸送で支配されており、荷電数依存性は中心領域の方が強い。 $r/a=0.5$ 近傍での密度ピーキング度は、新古典理論より乱流輸送理論値に近い。線形ジャイロ運動論的計算で予測される様にNe、Ar、Niのピーキング度は正であり、荷電数依存性は無い。Cは予測に反して負のピーキング度を示す。

EX/8-4: Peaked Density Profiles in Low Collisionality H-modes in JET, ASDEX Upgrade and TCV

JETとAUGのHモードでの密度分布のデータベースから、密度ピーキング度 ($n_{e0}/\langle n_e \rangle$) が実効的衝突周波数に依存することを明らかにした。それをもとに、ITERでのピーキング度は1.5と予測した。個々の装置のデータベースでは、密度ピーキング度はグリーンワルド規格化密度や粒子供給分布にも強く依存している様に見える。しかしながら、JETとTCVでのRF加熱Hモードプラズマは、中性粒子ビームによる粒子供給が密度分布に対して支配的な影響を与えるものではないことを示している。また、多装置データベースの回帰解析により、衝突周波数が最も密度ピーキング度に影響を与えるパラメータであることを明らかにした。

EX/8-5Ra: Microturbulence in Magnetic Fusion Devices: New Insights from Gyrokinetic Simulation and Theory

ジャイロ運動論的乱流コードGENEのシミュレーション結果とそれらの理論的解釈をもとに、トカマクとステラレーターにおける微視的乱流の物理を調べた。1) 無衝突領域での捕捉電子揺動の特徴、非線形飽和、パラメータ依存性、2) 異常粒子ピンチ効果の原因及び特徴、3) トカマクとステラレーターでの微視的不安定性とそれに関連した乱流輸送の相似点と異質点に関する理解が進展した。

EX/8-5Rb: Theoretical Understanding of Core Transport Phenomena in ASDEX Upgrade

新古典理論とは逆に、乱流輸送理論は中心領域への強い不純物蓄積を誘起しない。これは、中心加熱の増加により中心への不純物蓄積が抑制される実験結果と一致する。TEMによる揺動の2つの主な性質である衝突による閾値の存在と安定化を実験的に実証した。イオン系の熱輸送と運動量輸送の強い相関を実験的に明らかにした。この結果は、ITGモードのジャイロ運動論的計算と一致する。電子加熱をイオン主体加熱に重畳したときに、強い閉じ込め劣化が低密度領域で観測された。関連したイオン温度の低下は、電子とイオン温度の比の増加とトロイダル回転の低下の複合効果によるITGモード閾値の低減と矛盾しない。

EX/8-6: Confinement and Transport in the National Spherical Torus Experiment (NSTX)

閉じ込め特性は、強い B_T 依存性と高アスペクト装置より弱い I_p 依存性を示した。無次元パラメータへの依存性に関しては、衝突周波数の低下にしたがって閉じ込め特性が大きく増加すること、ベータによる弱い閉じ込め劣化が存在することを示した。 B_T による閉じ込め向上は電子系の輸送低下に起因し、 I_p による改善は新古典輸送の低下に関連したイオン系輸送の低減に起因する。強負磁気シア配位にて、電子系ITBによる閉じ込め改善が観測された。電子系ITBを有する負磁気シアLモードプラズマでは、ペレット入射後に緩やかな L_{Te} の変化を観測したが、正磁気シアHモードでは変化がなかった。このことは、 q 分布に関連した限界勾配長の存在を示唆している。

3. 9 セッション EX/9 : ELMs

EX/9-1: Evolution of the pedestal on MAST and the implication for ELM power loadings

スフェリカルトカマク MAST における ELM ダイナミクス研究のまとめ。ボロン化などによりペDESTAL温度が高温化(低衝突係数 ~ 0.08)でき、ELMの発生によるエネルギー損失はペDESTALエネルギーの12%程度に増加した。一方、以前から測定されているELMに伴うフィラメント構造はあまり変化しなかった。温度・密度分布計測から各フィラメントは損失エネルギー全体の2.5%程度のエネルギーを含んでいることが明らかとなった。高速カメラによる測定で、フィラメントがトロイダル方向に回転している。同時に、半径方向には外側へ向かい伝搬速度は増加するため、今後、フィラメントが時間発展して変化するエネルギー損失モデルを検討する。

EX/9-2: ELM propagation and fluctuation characteristics in H- and L-mode SOL Plasmas on JT-60U

JT-60Uの低磁場側だけでなく高磁場側 SOL における ELM プラズマ輸送のまとめ。ELM直後(0.02-0.09ms)に低磁場側の第一壁へ向かう複数の ELM 粒子束ピークを測定し、測定位置までの平均速度(0.4-3km/s)を評価した結果、第一壁近くで速度が増加し、他のトカマクと比較して速い。同時に大きな揺動が浮遊電位に現れることから、高温プラズマ(数100eV)が輸送されていると考えられる。また、高速TV画像からバッフ

ル板へプラズマ(フィラメント)が接触することを裏付けた。高磁場側 SOL における ELM 粒子束の計測結果では、ELM 後に conduction や高速電子の照射で内側ダイバータ板から放出された中性粒子が増加し、プラズマの逆流が発生することを初めて明らかにした。粒子や不純物の再堆積に影響すると思われる。HモードとLモードにおける SOL プラズマ揺動特性に大きな違いがあることも統計手法(PDF)より明らかにした。

3. 10 ポスターセッション EX/P1 : 先進運転シナリオ

EX/P1-1: JET Hybrid Scenarios with Improved Core Confinement

JET のハイブリッド放電において、閉じ込め特性を調べた。温度分布の特性長を多くの放電に関して調べたところ、これらの放電では内部輸送障壁が形成されていることがわかった。

EX/P1-3: Progress towards Steady State at Low Aspect Ratio on the National Spherical Torus Experiment (NSTX)

NSTX において、プラズマ形状制御の改善により、形状ファクター $S=41$ 、非円形度 $\kappa=3$ まで得られた。これにより、トロイダル圧力約 20%を 1.2 秒(約 25 倍のエネルギー閉じ込め時間、約 3 倍の電流緩和時間に相当)維持することができた。このとき非誘導電流駆動割合は約 50% (自発電流割合が約 40%、ビーム駆動電流割合が約 10%) である。

EX/P1-4: Feedback Control of the Safety Factor Profile in DIII-D Advanced Tokamak Discharges

DIII-D において、安全係数分布のフィードバック制御を行った。プラズマ電流立ち上げ時あるいは立ち上げ直後に、電子サイクロトロン波の入射パラメータを制御することにより、中心での安全係数あるいは安全係数の最小値を制御することに成功した。これにより、プラズマの閉じ込め特性をかえた。

EX/P1-5: Studies on Impact of Electron Cyclotron Wave Injection on the Internal Transport Barriers on JT-60U

JT-60U において、弱磁気シアプラズマの内部輸送障壁(ITB)に電子サイクロトロン波を入射しその応答を調べた。パワーやターゲットプラズマのプラズマ電流、トロイダル回転分布等による違いを明らかにした。弱磁気シア ITB の非局所性を明らかにした。

EX/P1-10: Controllability of Large Bootstrap Current Fraction Plasmas in JT-60U

JT-60U では、安全係数の極小値を実時間で計算し、それが整数値になる直前にトロイダル回転分布制御による圧力勾配制御を行う実時間制御システムを構築し、高自発電流割合 $\sim 70\%$ を持つプラズマを 8 秒間維持することに成功した。

EX/P1-11: The Physics of Electron Internal Transport Barriers in the TCV Tokamak

TCV において、電子サイクロトロン波を用いて電子系の内部輸送障壁(ITB)の形成や特性について調べた。特に電子サイクロトロン波電流駆動による電流分布の変化と電子系 ITB の特性について調べた。

EX/P1-14: Steady-State Operation of ICRF Heated Plasma in the Large Helical Device

LHD において、イオンサイクロトロン波を用いて高温度(1-2 keV)プラズマの定常維持に成功した。高温プラズマを 54 分維持し、総入射エネルギーは 1.6 GJ に達した。

3. 11 ポスターセッション EX/P3 : 粒子及び熱輸送

EX/P3-1: Transport improvement near low order rational q surface in DIII-D

DIII-D の負磁気シアプラズマにおいて、 q_{\min} が整数値を横切るときに乱流レベルと温度分布の過渡的な変化が観測された。特に、 $q_{\min} - 2$ での電子温度勾配変化の大きさと変化のタイミングが、非線形ジャイロシミュレーションから得られた帯状流の温度成分の予測と良く一致している。また、観測された揺動レベルの減少とポロイダル方向の乱流速度の増加が、モデルと良く一致した。内部輸送障壁形成のための閾パワーの説明として、帯状流が引き起こす $E \times B$ 回転シアと釣合の回転による $E \times B$ 回転の相互作用があげられる。

EX/P3-2: Experimental tests of paleoclassical transport

電子の径方向熱輸送の減少できない最小レベルに対する新しいモデルである Paleoclassical 輸送モデルを、種々のトロイダルプラズマの実験結果と比較した。その結果、Paleoclassical 輸送モデルで予測される径方向の電子熱輸送が、2倍のファクターの範囲内で多種多様なオーミックプラズマの実験結果と一致することが分かった。

EX/P3-3: Modulated ECCD experiments on TCV

TCV において ECCD を on/off させることにより、加熱パワーとプラズマ電流をほぼ一定にした状態で、局所的に磁気シアを $\pm 55\%$ の振幅でモジュレーションさせた。その結果、磁気シアが低い時に熱輸送が低減することの実験的な強い証拠を示した。

EX/P3-5: Multi-machine dimensionless transport experiments

JET, C-Mod, JT-60U, DIII-D, Tore Spura 装置において、統合した無次元閉じ込め研究を実施した。JET と C-Mod における ELMy H モード比較実験の解析から、密度がグリーンワルド限界に近づいたときに閉じ込めが劣化するにもかかわらず、グリーンワルド割合ではなく、衝突度が閉じ込めスケーリングの適切な要因である。JT-60U の ELMy H モードでは、DIII-D や JET とは対照的に、ベータ上昇に伴い閉じ込めが劣化する。多装置データベース解析から、この異なる結果がプラズマ形状によるベータ依存性に起因していることが分かった。

EX/P3-7: Particle and impurity transport in electron-heated discharges in TCV

電子加熱された様々な閉じ込めモードにおける粒子と不純物密度分布の振る舞いを調べた。L モードでは、密度ピーキングが主に境界での安全係数に依存しているが、電子加熱を加えると、一般的に平坦化する。密度分布の安全係数依存性は、乱流の存在によって内向きの対流を示す理論を支持する。他方で、ITB プラズマにおける電子温度勾配と密度ピーキングの相関は、熱拡散タイプの乱流が支配的である。

EX/P3-12: Inter-machine comparison of intrinsic toroidal rotation

外部トルク入力小さな将来の核融合炉でのトロイダル回転を外挿するために、多数のトカマク装置で観測されている自発的トロイダル回転のスケーリングを構築した。自発的トロイダル回転が、プラズマ蓄積エネルギーとともに増大し、プラズマ電流の増大にともない減少することを見出した。無次元量を用いると、マッハ数が規格化ベータ値に比例し、規格化ラーモア半径や規格化衝突度には依存しない。このスケーリングから、ITER のアルフベンマッハ数が ~ 0.02 と予想され、外部運動量入射なしに RWM の安定化が期待される。

EX/P3-16: Overview of toroidal and poloidal momentum transport studies in JET

本論文は、JET における最近のトロイダルおよびポロイダル運動量の輸送をまとめている。グローバル運動量閉じ込め時間は、低密度放電を除いて、エネルギー閉じ

込め時間とほぼ等しい。他方で、局所的な実効運動量拡散係数は、イオンの熱拡散係数よりも数倍大きく、このことはペデスタル部の運動量の拡散が大きいことに起因していると考えられる。また、新古典理論値よりも10倍大きなポロイダル回転が観測されており、これは乱流によって駆動されていると考えている。

EX/P3-22: Driving mechanism of toroidal rotation and momentum transport in JT-60U

JT-60Uでは、多様な入射角度を有するNBIシステムを用いて、トロイダル回転の駆動機構と運動量輸送を調べている。リップル損失に起因する高速イオン損失は、周辺部にCTR回転を駆動する。運動量源モジュレーションを用いた過渡輸送解析によって、運動量輸送の拡散項と非拡散項をLモードとHモードプラズマにおいて系統的に評価した。

3. 1 2 ポスターセッション EX/P4: プラズマ壁相互作用、輸送に関する揺動および実験

EX/P4-1: Transport and Deposition of ^{13}C from Methane Injection into L- and H-mode Plasmas in DIII-D

DIII-Dでは、 $^{13}\text{CH}_4$ ガスを用いて炭素不純物の輸送およびプラズマ対向壁への付着分布を、LモードおよびHモードプラズマについて調べた。 $^{13}\text{CH}_4$ ガスをトロイダル方向に一樣に真空容器上部から下シングルヌルプラズマにパフした後、プラズマ対向壁を取り出して核反応法(NRA)によって ^{13}C の堆積分布を調べた結果、Lモードプラズマでは、内側ダイバータに多くの ^{13}C が堆積したが、Hモードプラズマでは内側ダイバータばかりでなくプライベート領域にまで ^{13}C が堆積していることが分かった。これらの結果と炭素の分光計測結果とを比較することによって、プライベート領域の ^{13}C の堆積はELMが深く関わっていることを明らかにした。

EX/P4-2: Particle and Energy Transport in the SOL of DIII-D and NSTX

スクレイプ・オフ層における半径方向の輸送は間欠的な輸送とELMによる輸送の2種類あり、両者ともペデスタルからの高密度高温プラズマ(電子密度 $1 \times 10^{19} \text{ m}^{-3}$, 電子温度100 eV)のフィラメントからなる。また、この両者によって輸送される熱は磁力線に沿った輸送によりただちに失われるため半径方向の温度の減衰長が約1 - 2 cmと短く、一方で粒子はそうではなく、密度の減衰長は約13 cmとかなり長い。第一壁への粒子束は低密度プラズマ(グリーンワールド密度の40%)の場合、約90%がELMによるが、高密度プラズマ(同100%)の場合では、その割合は約30%に減少する。

EX/P4-7 Radial Propagation of Eruptive Turbulent Transport Events in the Scrape-Off Layer of Alcator C-Mod

本論文では、Alcator C-Modにおける揺動の半径方向の伝搬について報告された。Blobに対応する正の揺動が観測されたが、負の揺動は観測されなかった。Blobの大きさは1.2-2 cm程度で、大きなblobほど早く伝搬することが観測された。この伝搬速度についての傾向は、インターチェンジ・モードに基づいて提案されたスケーリングと一致した。

EX/P4-11 Particle Control under Wall Saturation in Long-pulse High-density H-mode Plasmas of JT-60U

JT-60Uでは、電子密度がグリーンワールド密度の約65%の長時間Hモード放電では、ダイバータ板の温度が上昇し粒子が放出される状態でも、ダイバータ排気によって密度制御、Hモードの維持が可能であることが実証された。電子密度がグリーンワールド密

度の約80%の放電では、X点MARFE、非接触ダイバータ・プラズマが発生するが、その場合には壁の粒子吸収が20秒間以上続いた。また、ダイバータ排気によってX点MARFEを制御できることが実証された。更に、壁の粒子吸収量が壁への粒子入射と壁からの粒子放出の動的な平衡によって決まるため、密度を制御して変化させようとする密度を維持しようと壁の吸収量が変わることが指摘された。

EX/P4-12: Surface Analysis for the TFTR Armor Tile exposed to D-T Plasmas using Nuclear Technique

DT放電実験で使用したTFTRプラズマ対向壁を、イオンビーム核反応分析法、イメージングプレート法、燃焼法および放射化分析法により分析した。その結果、燃料粒子である重水素やトリチウムについては、両者の深さ分布は、DTプラズマ実験終了後の除染処理の影響を反映して表面付近は少なくなっており、より深部では異なっていることが明らかとなり、また、対向壁のプラズマ対向面よりも側面にトリチウムが多く保持されていることを示した。リチウムの保持量は、重水素保持量と同程度であり、リチウムペレットとしてプラズマに入射されたリチウムが重水素化リチウムとして残留していることを示唆している。

EX/P4-14: Hydrogen Retention and Carbon Deposition in Plasma Facing Wall and Shadowed Area of JT-60U

JT-60Uでは、プラズマ対向壁ばかりでなく、プラズマから影の領域における炭素の堆積分布およびそれに含まれる水素の蓄積量を調べた。その結果、炭素堆積層に含まれる水素の蓄積量が、その堆積層が生成される表面の温度に強く依存する（温度が低いと水素蓄積量が高くなる）ことを明確にした。また、JT-60Uではダイバータ・ドームの下の領域には炭素が堆積するが、それよりも広い領域（それより排気側の外バツフル板の下等）にはほとんど堆積しないことがわかった。

EX/P4-19: Radiation processes of impurities and hydrogen in detached divertor plasmas of JT-60U

JT-60UのMARFEをともなう非接触プラズマにおいて4価の炭素イオンと電子の体積再結合を初めて観測した。この体積再結合が発生するのはX点の直上で、そこではC IVラインの放射が集中する。電子温度はその放射領域の中心部で極小(1eV)になるように分布し、逆に電子密度は中心部で極大($5 \times 10^{21} \text{ m}^{-3}$)になる分布をもつ。また、その領域における放射パワーの約2割がこの体積再結合にともなう放射であることを明らかにした。

EX/P4-24: Co-deposition and Fuel Inventory in Castellated Plasma-facing Components at JET

JETにおけるタイル間ギャップに注目して燃料粒子である重水素のプラズマ対向壁への蓄積状況を調べた結果、CFCタイル間のギャップに蓄積した重水素量は、タイル表面の約2倍であり、内側ダイバータとベルトリミターに設置されたベリリウムタイルのギャップ間にはタイル表面の約30%の重水素が蓄積されていたことが明らかとなった。このベリリウムタイルギャップの重水素の蓄積は、炭素との共堆積によるものであり、さらにベリリウムタイルの溝にはそのタイル表面に蓄積された重水素の3%しか残留していなかったことから、炭素をプラズマ対向壁として使用しない装置では水素の蓄積量を減らせることがわかった。

EX/P4-28: Divertor Heat Flux Reduction and Detachment in NSTX

高三角度 (~0.75) かつ高楕円度 (~2.4) のプラズマ形状では、外側ストライク点

付近でのポロイダルフラックスが約 20 倍に広がるので、自然にそこへの熱負荷を減少させることが可能である。一方、低三角度 (~ 0.45) かつ低楕円度 (~ 1.8) のプラズマ形状では、重水素をプラズマ水平面へ $3\text{--}7 \times 10^{21}/\text{s}$ で入射した場合には、外側ストライク点付近の熱負荷は $1/2\text{--}1/4$ に減少したが、水素の体積再結合は見られなかった。下ダイバータ領域へ水素を入射した場合には、主プラズマは H モードのまま外側ダイバータは部分非接触状態となり、外側ストライク点付近の熱負荷は 20% に減少した。

EX/P4-36: Major progress in high spatial and spectral resolution of reflectometry in Tore Supra: density peaking and fluctuation measurements

反射計を用いた測定から、密度のピーキングは、新古典理論による計算値に近い $q=1$ 面内部の粒子のピンチ、密度揺動に一致した小さい乱流拡散によることがわかった。また、 β スケーリングの実験では、揺動レベルは変化しなかった。

EX/P4-39: Dynamic Transport Study of the Plasmas with Transport Improvement in LHD and JT-60U

Lモードプラズマから内部輸送障壁をもつプラズマへの遷移は、内部輸送障壁の「肩」の場所での電子温度の時間微分が時間的に突然に変化することによって明確に示される。弱い内部輸送障壁から、強く狭い内部輸送障壁をもったプラズマへの遷移は一定のパワーで加熱を行っている間に自発的に起こる：内部輸送障壁が弱いときは電子の熱拡散は規格化小半径が 0.45 の位置と 0.65 の位置で同一であったが、強くなった後では 0.45 の位置では電子の熱拡散が大きくなり 0.65 の位置では小さくなる。この振る舞いはプラズマ輸送には複数の準安定的な状態が存在し、それらの間の遷移はある時定数で定まることを示唆する。

3. 1.3 ポスターセッション EX/P6：高エネルギー粒子、電流駆動と波動

EX/P6-4: Evidence for Anomalous Effects on the Current Evolution in Tokamak Operating Scenarios

異常な電流の拡散あるいは自己組織化が必要と考えられる DIII-D の二つの運転モードについて解析をした。すなわち、Hモード様の条件から作られるハイブリッドモードと凹状の電流分布を持つ高閉じ込め放電である。平衡を通して異なる小半径位置を結びつける” hyper resistivity” 電流拡散モデルを用いて、電流分布発展への異常効果がハイブリッドモードの電流分布発展と最終的に到達する電流分布を説明しえることを示した。磁気軸近くの q 分布は NTM 磁気島により修正される。シミュレーションで評価した MSE 計測に相当する磁場のピッチ角は MSE 計測と矛盾しない。電流ホール形成時には負磁気シア配位に起因する高速イオン不安定性により中心部での NB 駆動電流が減少する一方で、内部輸送障壁によりバリアー周辺部にピークした電流分布が形成されるという自己組織化が起こる。これらをモデル化すると、実験の MSE 計測による平衡再構築と矛盾しない。

EX/P6-8: Fast-Ion-Driven MHD Instabilities and Consequent Fast Ion Losses in the Compact Helical System

ヘリカル装置 CHS にて、LIP、DLP、NPA 等の複数の高速イオン計測を駆使して、EPM や TAE により誘起される高速イオン輸送について詳細な実験研究を行った。EPM の発生直後に、高速イオン輸送が始まり、輸送とともに周波数のダウンシフトが進行

することが示された。また、揺動磁場振幅の増加とともに損失高速イオン束が増加する。摂動磁場を取り込んだ形の粒子軌道計算は、実験観測結果を定性的に再現する。

EX/P6-9: Recent progress in JET on Heating and Current Drive studies in view of ITER

イオンサイクロトロン波電流駆動の鋸歯状振動の不安定化(周期の短縮)への利用を調べる実験を行った。高速イオンの駆動電流と圧力をシミュレートする本解析手法は $q=1$ 面近くでの電流駆動する場合に一般に使用できる。ITER の水素プラズマフェーズで使われる” inverted” ICRF 加熱シナリオの研究によると、このシナリオは重水素と同じ電荷質量比の不純物のわずかな蓄積にも敏感であることがわかった。これらの不純物があると重水素の少数加熱を起こりにくくし、速波がイオンサイクロトロン共鳴領域に到達できなくなるために、ITER の水素プラズマフェーズでの ICRF 加熱シナリオの選択と密接に関わる。また、高パワーLH 運転中にカップリングを改善するために強いガスパフを行った際の SOL の密度変化に関して理解が進んだ。SOL での LH パワーの損失がイオン化を増加させると仮定することで実験と一致することがわかった。

EX/P6-13: Investigation of Collective Fast Ion Instability-induced Redistribution or Loss in the National Spherical Torus Experiment

MSE とシンチレータ高速損失イオンプローブ (sFLIP) が設置され、高速イオンの輸送の理解が進んだ。中心部の高速イオンの輸送に伴うビーム電流駆動分布の変化や、NB 入射エネルギー近辺の非捕捉イオンの損失を観測した。これを TRANSP コードによる解析とともに報告する。

EX/P6-16: Experimental Studies and Analysis of Alfvén Eigenmodes in Alcator C-Mod

Alcator C-Mod ではプラズマ電流立ち上げ中に、ICRF 加熱によって生成された energetic minority tails により Reversed-Shear Alfvén Eigenmodes (RSAEs) もしくは Alfvén Cascades (ACs) が励起されている。これらの実験は ITER と同等の密度および磁場で行われている。最新バージョンの NOVA-K MHD コードを使用した数値計算は、周波数の最小値を含めて実験計測の結果を再現している。Phase contrast imaging (PCI) は AE のモード構造を測定するために用いられており、今後、NOVA-K を用いてえら得た計算結果と比較できるようさらに開発を進めている。

EX/P6-19: Development Alfvén Spectroscopy in Advanced Scenario on JET

JET では、電子密度揺動から AE を検出するための干渉計および反射計技術の統計的な研究が行われている。X-mode 反射計だけでなく、O-mode 反射計や FIR 干渉計が AE を検出するための密度揺動計測に使用することができることが証明された。一方で、トリチウム NBI blip を利用した JET の放電において観測される NBI 駆動型 Alfvén Cascade が高速イオンの閉じ込めに与える影響が小さいことが、DT 中性子発生分布や全中性子発生量が古典的な閉じ込めを仮定した TRANSP コードの計算結果とよく一致していることから示された。

3. 1 4 ポスターセッション EX/P7: 輸送への3次元効果、代替閉じ込めシステム **EX/P7-6: Transitions to improved core electron heat confinement triggered by low order rational magnetic surfaces in the Stellarator TJ-II**

コアの電子ルート閉じ込め (CERC) 形成への磁気島の影響を調べるために、低次の有理面 ($m/n=2/3$) を一定にした上でオーミック電流により磁気シアを変化させる実験を行った結果、変化させた磁気シアの範囲内ではあるが、有理面 $m/n=2/3$ は閉じ込め遷

移を引き起こすことがわかった。この実験では、CERCのあるプラズマの輸送特性を調べるためにECHパワーは変調した。電子の熱閉じ込めの改善は熱パルス伝搬の遅延により明らかとなった。熱輸送の改善は磁気シアとは独立であった。 $m/n=2/4$ 有理面によりトリガーされた遷移では電子温度の増加と共にイオン温度の増加も観測された。このイオン温度の変化は比較的妥当である(10-15%)が、これまでTJ-IIおよび他のヘリカル装置では観測されていない。イオン温度の変化の説明は径電場と関係しているかもしれない。

EX/P7-7: Formation of Radial Electric Field Shear at Boundary of Magnetic Island in LHD

LHDで行われた外部摂動磁場コイルによって励起された磁気島とペレットを用いて径電場シアの能動制御を行った実験である。径電場シアは磁気島の境界において 0.3 MV/m^2 に達し、連続ペレットによって維持された。さらに磁気島の境界付近でイオン輸送の改善が観測された。

EX/P7-8: Studies of Plasma Confinement in GOL-3 Multi Mirror Trap

最高のエネルギー閉じ込め時間($\sim 1\text{ms}$)は理論と同程度であるが、予測より低い密度で達成された。これは、本タイプの装置にとっては利点となる。核融合三重積は、同規模の他の閉じ込め装置と同程度である。

EX/P7-9: Modern Magnetic Mirror Systems. Status and Perspectives

軸対称ミラーは工学的観点からシンプルなシステムであり、また、このことは、プラズマの性能向上に伴い、なんら阻害されていない。現在の多重ミラーシステムGOL-3の拡張はITERの壁相互作用のモデル実験に有望である。

EX/P7-10: Mirror stabilization experiments in the Hanbit mirror device

タンデムミラー装置であるHanbitでは、主閉じ込め領域のセントラルセルの片側端のコイルをダイバータコイルとして励起することを試みた。左右非対称のミラー磁場形状になってしまい、このような磁場配位では、ICRF加熱プラズマを生成・維持することが困難であった。また、装置端部のカスプタンクに 2.45GHz のマイクロ波でプラズマを加熱することで、Kinetic Stabilizer(KS)として作用するプラズマを維持することも試みた。その結果、低密度プラズマではKSの効果は小さいが、高密度プラズマでは放電初期の $m=+1$ の不安定性を抑制することに成功した。ただし、 $m=-1$ の不安定性の無い放電をつくることはできなかった。

EX/P7-11: Confinement Studies in High Temperature Spheromak Plasmas

SSPX スフェロマック 300eV 以上の電子温度を達成し、NBIが使用できるレベルになった。そこで、NBIの詳細設計のためにCORSICA輸送コードにてプラズマ性能を計算した。結果、 1.8MW 入射で中心電子温度と圧力が2倍となることが予想される。

EX/P7-12: Transient and Intermittent Magnetic Reconnection in TS-3/UTST Merging Startup Experiments

TS-3合体実験において高パワー磁気再結合加熱手法を開発し、新しい高 β 球状トカマク形成をすることができた。2つあるいは4つのポロイダル磁場コイルによる誘導電流により二つのSTプラズマを生成し、MW-GW磁気再結合加熱により合体させる。磁気再結合は磁場のエネルギーを外向きの運動エネルギーを通してイオンの熱エネルギーに変換する。STの β 値は50%にまで増加する。新しい知見は、電流シートの排出が高パワー加熱と同時に高速の合体・再結合を引き起こすことである。高 q のSTの合体ではシートの電気抵抗はほぼ古典的である。大きな内向きの流束と小さな電流の

散逸により磁束はパイルアップし、磁束のパイルアップが限界を超えると電流シートは機械的に X 点領域から排出される。パイルアップ中は再結合速度は遅いが、排出中は速く、間欠的な再結合は太陽のフレアと類似であることが示唆される。

EX/P7-14: Progress in Potential Formation and Radial-Transport-Barrier Production for Turbulence Suppression and Improved Confinement in GAMMA 10

非軸 EC 加熱により磁力線方向のエネルギー輸送障壁を外部から初めて制御した。そして、ポテンシャルで閉じ込められたイオンの閉じ込めエネルギーが、初めて、セントラルセルで磁場補足されているイオンの閉じ込めエネルギーを超えた。

3. 15 ポスターセッション EX/P8 : ELMs, MHD 実験

EX/P8-3: Pedestal Performance Dependence Upon Plasma Shape in DIII-D

DIII-D での実験において、ペDESTALの圧力や ELM の性質に三角度よりも高次のモーメントの形状効果、すなわち四角度が大きな影響を与えることが明らかになった。ダイバータ構造や加熱、粒子補給の条件を固定したままわずかにプラズマ形状を変えることで、40%近い範囲でのペDESTAL圧力の制御が可能である。また、Hybrid 運転において、四角度が小さい場合は高いペDESTAL圧力と間欠的なエネルギー放出量の大きい ELM が観測され、その不安定化が $(m, n) = (2, 1)$ のテアリングモードの不安定化を引き起こし、その結果ディスラプションにいたる。一方四角度が大きい場合はペDESTAL圧力が下がり、観測される ELM の振幅は小さくその周波数は高くなることがわかった。

EX/P8-4: Characteristic features of edge localized mode under the presence of edge ergodic magnetic field layer in LHD

LHD の外寄せ配位において H モードに似た放電を得た。この配位では、コアプラズマの外に厚いエルゴディック層が形成されており、 $\iota/2\pi=1$ 面がエルゴディック層の中間に位置する。H モードに遷移に伴い密度の上昇と磁場揺動の減少が観測される。また、ELM のようなスパイクとその伝播が密度計測の信号で観測される。このとき $\iota/2\pi=1$ 面の内側では密度が減少し、 $\iota/2\pi=1$ 面の外側では密度が上昇する。加熱パワーに対する ELM 周波数依存性はトカマクプラズマの type I ELM に近いが、ELM が発生するパワーに上限がある点は type III ELM に近い。

EX/P8-6: Automatic Detection and Control of MHD Activity in FTU Tokamak by ECE and ECH/ECCD

FTU では、ミルノフコイルと ECE のデータから実時間で磁気島位置、鋸歯状振動反転半径、EC 波吸収位置を自動的に同定するシステムを開発した。このシステムを用い、ジャイロトロン列のうち EC 波吸収位置が磁気島中心に最も近いジャイロトロンから EC 波入射することによりテアリングモードを抑制することに成功した。また、パルス EC 波入射時の電子温度分布の時間変化をこのシステムで測定し、ECH の吸収位置を実験的に同定することができた。

EX/P8-8: Density Limit in Discharges with High Internal Inductance on JT-60U

JT-60U において、電流を減少させて過渡的に内部インダクタンス l_i を高く (~ 2.8) することにより、グリーンワルド密度の 1.7 倍という高い密度のプラズマが得られた。また、同様の高密度放電においては、高い閉じ込め状態 ($H_{99PL} \sim 1.5$) を維持することもできた。過去の高 l_i 実験では中心部のポロイダル磁場の増加によりプラズマ中心部の閉じ込めが改善されると考えられてきたが、今回の実験では周辺部の温度も密度限界

に関連しているという結果が得られた。

EX/P8-12: Evaluating Electron Cyclotron Current Drive Stabilization of Neoclassical Tearing Modes in ITER: Implications of Experiments in ASDEX Upgrade, DIII-D, JET, and JT-60U

NTMは磁気島幅がある程度小さくなると自発的に縮小するが、このときの磁気島幅は、(a) ASDEX-U, DIII-D, JETにおいてベータ値を徐々に下げた実験、および(b) ASDEX-U, DIII-D, JT-60UにおいてECCDによりNTMを安定化した実験の両方で、イオンバナナ幅の2倍程度であることが明らかになった。この実験結果を反映してITERにおけるNTM安定化の予測計算を行った。その結果、前面ミラー駆動方式のECアンテナでは狭いECCD分布が可能であり、高い確度でNTM安定化が行えることが明らかになった。

EX/P8-16: Plasma Start-up In NSTX Using Transient CHI

NSTXでは、同軸ヘリシティ入射(Coaxial Helicity Injection, CHI)を用いてプラズマ立ち上げを行った結果、160 kAのプラズマ電流を得ることができた。中心電子温度は20eVで、温度・密度分布は時間とともに凹状から平坦となり、CHIによる立ち上げで予想される挙動を示した。また、プラズマ維持時間が400 msの放電も得ることができた。さらに、高速可視カメラで立ち上げ時のプラズマ全体像の撮影を行った結果、入射装置から分離しNSTXの磁場と再結合する像を測定することができた。

EX/P8-17: Imaging and manipulation of sawteeth and tearing modes in TEXTOR

TEXTORでは、ダイナミック・エルゴディック・ダイバータ(DED)を用いてテアリングモードの不安定化・安定化実験を行った。DEDで $m/n=3/1$ の磁場を発生させると、大きな $2/1$ のサイドバンドによってテアリングモードが不安定になる。 Co と ctr のNB Iを組み合わせてトロイダル回転を変化させ、 $2/1$ のテアリングモードが発生する際のDED印加電流値を測定した結果、DEDによる外部磁場の回転周波数とプラズマの回転周波数の差が電子反磁性ドリフト周波数と等しくなるところで $2/1$ モードが不安定になることが明らかになった。DEDによって不安定化したテアリングモードをECHにより安定化する実験も行い、磁気島の内側にEC波を入射することによって効率的に安定化できること、EC波のトロイダル入射角を変化させても安定化効率に大きな変化がないことを示した。

4. 理論

4. 1 セッションTH/1: 揺動

TH/1-1: Study of the Tokamak Edge with Self Consistent Turbulence, Equilibrium, and Flows

トカマクの周辺領域における乱流に関して、ジャイロ流体モデルおよびジャイロ運動論モデルを用いた理論及び数値計算が報告された。周辺領域の乱流の基本的な性質は、イオン温度勾配が駆動する電磁モードにより支配されること示すとともに、 $E \times B$ 流のトロイダル圧縮性による幾何曲率の効果が、帯状流のエネルギーをポロイダル方向に非対称な圧力成分に変換することを明らかにした。また、フロー、熱流束、電流等に関して、自己無矛盾な平衡を用いた乱流計算により、巨視的なバースト現象が生じることを示した。

TH/1-2: A Comprehensive Theory-Based Transport Model

トカマクの輸送計算に関して、これまでの GLF23 コードを包含する新たな統合輸送モデル(TGFL)の開発が報告された。この中で、捕捉イオン/電子モード、イオン/電子温度勾配駆動モード等の幅広い時空間スケールのモードを、単一の捕捉ランダウジャイロ流体方程式系により取り扱うことが可能となった。これにより、モード間の相互作用をより正確に取り扱うことが可能となり、特に電子温度勾配駆動モードスペクトル、及び捕捉電子モードの温度勾配依存性が、第一原理計算と良く一致することが示された。

TH/1-3: Identification of TEM Turbulence through Direct Comparison of Nonlinear Gyrokinetic Simulations with Phase Contrast Imaging Density Fluctuation Measurements

捕捉電子モードの非線形ジャイロ運動論的シミュレーションにより、米国の Alcator C-Mode 装置において計測された粒子束及び熱エネルギー束を再現した結果が報告された。内部輸送障壁の制御を目的として軸上の ICRH 加熱を行う際に、位相コントラストイメージング(PCI)計測により強い密度揺動が観測される。この揺動を同定するため、GS2 コードに仮想的な PCI 計測を導入し、捕捉電子モードのシミュレーションを行い、得られる密度揺動を実験の観測結果と比較したところ、波数スペクトルが良く一致することを明らかにした。

4. 2 セッションTH/2 : 輸送理論

TH/2-1: Coupled ITG/TEM-ETG Gyrokinetic Simulations

ETG 乱流シミュレーションにおいて断熱イオンを仮定したとき、乱流が物理的に飽和しない場合があるが、非断熱的(ジャイロ運動論的)イオンを使えば飽和する。ETG-ITG 乱流シミュレーションにおいて、ITG 乱流が電子温度勾配を変化させ ETG 乱流を飽和させる一方、ETG 乱流が ITG 乱流に及ぼす影響は小さい。E×B シア流がない場合、ETG 乱流による電子輸送への寄与は 10%から 20%ぐらいで、長波長の ITG/TEM 乱流による寄与が大半である。

TH/2-2: Beyond scale separation in gyrokinetic turbulence

半ラグランジュ法に基づいたジャイロ運動論コードを開発した。3D のドリフト運動論モデルと流体モデルにおいてインターチェンジ乱流のシミュレーションを行い、運動論と流体で異なる結果を与えるのは帯状流の違いだけではなく、分布関数がマックスウェル分布からほど遠いことも原因であることを明らかにした。スラブ ITG 乱流のシミュレーションを行い、密度勾配が大きいと帯状流がより生成され輸送障壁が形成されることがわかった。

TH/2-3: Simulations on the nonlinear mode coupling in multiple-scale drift-type turbulence with coherent flow structures

ETG 乱流のシミュレーションを行い、KH モードの励起により慣性領域のスペクトルがべき乗則から指数則に変化することを発見した。ETG および ITG 乱流において帯状流の生成でもスペクトルが指数則になることを明らかにした。また、長波長モードを介した不安定モードと安定モードの結合が ETG 乱流を飽和させることを明らかにした。

TH/2-4: Progress in Understanding Multi-Scale Dynamics of Drift Wave Turbulence

低次の q (安全係数) 共鳴面での内部輸送障壁形成メカニズムとして2つのメカニズムを調べた。1つはドリフト波乱流によるポロイダルモード数の低い2次的な渦セルの形成によるもので、これは特に弱磁気シア領域で有効である。もうひとつは、多数のモードが同じ低次の共鳴面で強く非線形結合し、つまりシングルヘリシティの構

造を作り、それがシア流を作るというものである。どちらのメカニズムが支配的かは場合によるが、これらは互いに排他的なものではなく、相乗的に働くだろう。

TH/2-5: Linear and Nonlinear Aspects of Edge Turbulence and Transport in Tokamaks

外部磁場揺動の存在下での理想バルーニングピーリングモードの安定性解析を行い、外部磁場揺動が MHD モードの安定限界を増加させることを明らかにした。ELM と帯状磁場・帯状流との相互作用を簡単な理論モデルで解析し、ベータが臨界値を超え、エッジペデスタルが理想モードに対して不安定になるとき、帯状流は ELM の緩和に重要でないことを明らかにした。また、弱衝突性のエッジプラズマにおける非理想的な局率駆動不安定性の線形解析を行い、電子慣性や捕捉電子効果がある場合でも、この不安定性は強いままであることを明らかにした。

TH/2-6Ra: Gyrokinetic Studies of Nonlocal Properties of Turbulence-driven and Neoclassical Transport

ジャイロ運動論シミュレーションにより、乱流輸送および新古典輸送に関する非局所的物理について調べた。E×B 流シアが乱流の広がる速度、広がる幅を減少させることを明らかにした。NSTX プラズマの新古典物理の解析では、イオンのドリフト軌道による非局所性のため、磁気軸近傍において、イオンの熱流束が局所的な温度勾配に依存せず、Fick 型の勾配一流束関係が破れることを明らかにした。

TH/2-6Rb: Long Time Simulations of Microturbulence in Fusion Plasmas

ジャイロ運動論粒子コードで、これまでにない多くの粒子を用いて、離散粒子ノイズが乱流輸送に及ぼす影響を調べた。ITG 乱流では、イオンの乱流輸送は低いままで、数値ノイズはほとんど問題にならない。このノイズが存在したとしても、それは定常状態の輸送を大きくする傾向があり、別の論文で主張されているように輸送を減らす傾向はない。ETG 乱流においても粒子数を十分多くすれば、ノイズは問題にならない。

4. 3 セッションTH/3：高エネルギー粒子

TH/3-1: Interpretation of Mode Frequency Sweeping in JET and NSTX

多くのトカマク装置でミリ秒スケールの高速の周波数掃引モードが観測されている。この原因は、hole & clump の位相空間構造を形成する不安定性を駆動する高エネルギー粒子によるものと考えられている。過去数年間のうちに、JET において geodesic acoustic mode の励起中に周波数掃引が観測されており、NSTX では compressional AE (CAE) 発生中に観測されている。さらに、NSTX では RF 加熱を加えることにより観測された掃引の性質を変えようと試みられ、それによって観測される掃引現象が位相空間構造の形成と関連しているかのテストを行った。これらの結果から、NSTX での周波数掃引モード (CAE) はイオンサイクロトロン共鳴の励起によるものであり、前述の掃引の理論で説明される。JET における GAM 振動は、放電全般にわたって発生する $n=0$ の周波数掃引の振る舞いを明らかにした。

TH/3-2: Electron fishbones: theory and experimental evidence

ECRH および LHCD によって生成された高速電子により励起されるフィッシュボーン不安定性様の内部キック不安定性の励起に付いて議論を行い、線形成長過程から、非線形状態でのモード強度までを扱っている。また、FTU 装置で LH 入射時に観測される定常非線形振動間の遷移とバースト的な間欠減少についても説明を行っている。ここで示される電子フィッシュボーン不安定性に対して導出された結果は燃焼プラズマにおいて低周波 MHD モードと相互作用をしている捕捉アルファ粒子の解析

と関係していることが議論されている。

4. 4 セッションTH/4 : ELMs

TH/4-1Ra: Stability and Dynamics of the Edge Pedestal in the Low Collisionality Regime: Physics Mechanisms for Steady-State ELM-Free Operation

TH/4-1Rb: ELM crash theory: Relaxation, filamentation, explosions and implosions

ELM発生とその発展に関する理論モデルの発表。Peeling-Ballooningモデルにより、ペDESTALの形状、ELM オンセット、ELM 局所性やモードなどの特徴が説明可能になった。非線形 ballooning 理論モデルから、ELM が発生する圧力限界が高く、かつフィラメントの電流密度が高い場合、低磁場側へドリフトすると考えられる。このモデルにより MAST の実験結果を説明できる。

QH モードの発生に関する理論モデルのまとめ。発生機構は、低密度、低衝突係数および高逆方向回転の場合において低 n キンク・ピーリングモードの限界と考えられる。さらに高三角度化により高密度および高電流密度で発生できる。このモデルから ITER で ELM の発生するペDESTAL密度は、Type-I (high- n ballooning 限界)で $7 \times 10^{19} \text{m}^{-3}$ 、QH モードは $4 \times 10^{19} \text{m}^{-3}$ に相当する。また、トロイダル回転が速いほど high- n ballooning を安定化するが、QH モードは逆に不安定化する実験結果も定性的に説明できる。

TH/4-2: Integrated Simulation of ELM Energy loss Determined by Pedestal MHD and SOL Transport

プラズマ性能に対する ELM と SOL の自己矛盾のない効果を明らかにするために、1.5次元輸送コード TOPICS に基づき、ピーリングバルーニングモード安定性コードと SOL モデルを統合化したシミュレーションコード TOPICS-IB (TOPICS extended to Integrated simulation for Burning plasma)を開発した。実験で観測されている ELM にエネルギー損失の衝突周波数依存性が、ブートストラップ電流と SOL 輸送の両方に起因することを明らかにし、その物理機構を解明した。

4. 5 ポスターセッションTH/P2 : 輸送理論

TH/P2-2: Turbulent Transport in Spherical Tokamaks with Transport Barriers

MAST 装置における L モード及び H モードプラズマの微視的不安定性の解明を目的として、内部輸送障壁の急峻な勾配と回転シアの効果に関する簡単なモデルを支持的に用い、電磁的 GS2 コードによる非線形シミュレーションを行った。微視的テアリングモード、イオン/電子温度勾配駆動モード、捕捉電子モードの特性が示されるとともに、電子温度勾配駆動型モードの電子熱輸送係数は、MAST における実験計測結果と一致することが明らかとなった。

TH/P2-3: Gyrokinetic Simulations of ETG and ITG Turbulence

電子温度勾配駆動不安定性による電子熱輸送係数に関して、ジャイロ運動論的連続流体モデルと PIC 粒子モデルが与える差異の解明を目的として、複数のコードのベンチマークを行った。離散的な粒子の数値ノイズに起因して、PIC モデルはより低い輸送レベルを示すことを明らかにした。

TH/P2-8: Electron Transport Driven by Short Wavelength Trapped Electron Mode Turbulence

トカマクプラズマの内部輸送障壁における電子熱輸送の解明を目的として、巨視的粒子コード (GTC) を用いて、捕捉電子モード (TEM) のシミュレーションを行った。短波

長の TEM が大きな電子熱流束の原因であることを示すと共に、長波長の TEM が大きなイオンの熱及び粒子輸送を引き起こすことを明らかにした。また、捕捉電子は ITG 揺動とその輸送レベルを増加させることを示した。

TH/P2-9: Statistical Characteristics of Turbulent Transport Dominated by Zonal Flow Dynamics

帯状流に支配される乱流揺動の統計的特性の解明を目的として、ジャイロ流体モデルを用いた電子温度勾配駆動乱流の長時間シミュレーションを行った。帯状流の向きに依存して、微視的乱流が顕著な領域と帯状流から生成される三次モードが顕著な領域が半径方向に交互に存在し、それぞれの領域の輸送低減の素過程が異なることを明らかにした。また、揺動のカオス時系列解析により、揺動の持つフラクタル次元が帯状流の支配性を示す指標となることを見出した。

TH/P2-11: Interplay between zonal flows/GAMs and ITG turbulence in tokamak plasmas

正磁気シアトカマクにおいて GAM が同一の周波数を持つ径方向の幅がプラズマ小半径とイオンのラーマー半径の幾何平均に比例することを発見した。その GAM の非局所的な振る舞いは乱流輸送にも影響を与える。反転磁気シアトカマクにおいて、高安全係数では安全係数最小面でも乱流輸送は大きい、安全係数の最小値が、GAM が減衰するほど小さな値になると、安全係数が最小となる付近で乱流輸送が減少することを明らかにした。

TH/P2-12: Thermal Diffusion by Stochastic Electromagnetic Fluctuations

一様にストカスティックな電磁場揺動によって運ばれる案内中心テスト粒子の熱輸送係数を解析的に評価する新しい方法を開発した。最も簡単な場合として、大アスペクト比トカマクでジャイロ半径が小さく、また磁気シアと平衡の ExB フローシアが無視できる場合の電子とイオンの熱輸送係数を得た。

TH/P2-13: Gyrokinetic Full f Modelling of Plasma Turbulence in Tokamaks

分布関数全体を解く非線形ジャイロ運動論シミュレーションコード ELMFIRE を開発した。GAM 周波数や残存帯状流など新古典理論とのベンチマークテストを行い、良好な結果を得た。

TH/P2-15: Global simulation of the GAM oscillation and damping in a drift kinetic model

ドリフト運動論シミュレーションを行い、GAM の無衝突減衰に磁場配位およびイオンのドリフト運動の有限軌道幅が及ぼす影響を調べた。典型的なバナナ幅が大きくなると無衝突減衰が速くなることを明らかにした。ヘリカル磁場配位において、磁気軸を内寄せにしたときに現れる磁場成分が GAM の減衰を速めることを発見した。

TH/P2-16: Nonlinear Inward Particle Flux in Trapped Electron Turbulence

低衝突性補足電子モード (TEM) 乱流において、不安定な TEM モードからのスペクトルエネルギー輸送によって非線形的に励起される線形安定な固有モードが関係する内向きの粒子フラックスがある。準線形的なフラックスは外向きで、正味のフラックスも外向きであるが、内向きフラックスによりかなり減らされる。フラックスは拡散的でも対流的でもないが、温度勾配により駆動され、フラットかほぼフラットな密度勾配により強められる。不安定境界付近では内向き成分は特に強い。

TH/P2-18: Test Particle Statistics and Turbulence in Magnetically Confined Plasmas

乱流プラズマのテスト粒子統計を、輸送を乱流特性の実験計測に基づいて研究するための手法として提案した。乱流プラズマにおける ExB ストカスティック運動に現れる捕捉あるいは渦巻きは軌道の非標準的な統計的振る舞い、すなわち、メモリー効果、

非ガウスの確率、コヒーレンスを生み出す。メモリー効果は弱い揺動の存在下で異常拡散領域を生み出す。また、軌道の準コヒーレント構造が現れる。これらはドリフト乱流での逆カスケードの物理機構を提供する。

TH/P2-19 Interaction of Drift-Tearing (Mesoscopic) Modes with Coherent and Turbulent Microscopic Structures

高温プラズマにおける磁気再結合の理解を目的として、微視的モード存在下での磁気再結合を引き起こすメゾスコピックモードの励起を含むより先進的な理論的定式化を行った。電子温度勾配が存在する場合に大きな磁気島を生成し得る“新ドリフトティアリング”モードに対する乱雑磁場の電子輸送の増大と反射の効果、及びティアリング不安定性に対するドリフト波乱流の逆エネルギーカスケード効果を明らかにした。

TH/P2-20 Effects of Magnetic Island Induced Symmetry Breaking on Plasma Confinement and Island Evolution in Tokamaks

磁気島近傍でのプラズマ閉じ込めの解明を目的として、粒子や熱輸送の他に、運動量輸送とブーツストラップ電流を含む重要な閉じ込め特性を、磁気島によるプラズマ粘性から導出した。運動量輸送過程により、 $m=1$ 磁気島近傍でプラズマ流と径方向電場が修正され、スネーク現象におけるプラズマ閉じ込めの改善を示した。また、高ベータにおいて、磁気島により駆動されたブーツストラップ電流が $m>1$ の磁気島挙動に対して安定化効果を持つことを明らかにした。

TH/P2-21 Multi-Scale-Nonlinear Interactions among Micro-Turbulence, Magnetic Islands, and Zonal Flows

簡約化 2 流体方程式系を用いて、微視的不安定性、巨視的ティアリング不安定性、zonal flow 間の多階層非線形相互作用を調べた。マイクロ乱流と zonal flow の釣合いで平衡が形成された後、これらの不安定性の非線形相互作用がマクロスケール MHD を駆動することを見出すと共に、この MHD 現象により磁気面が破壊され、マイクロ乱流がプラズマ全体に広がることを示した。

4. 6 ポスターセッション TH/P3 : MHD 理論

TH/P3-3 High- m Multiple Tearing Modes in Tokamaks: MHD Turbulence Generation, Interaction with the Internal Kink and Sheared Flows

多重ティアリングモード (MTMs) の線形不安定性及び非線形挙動を、零圧力極限において、大アスペクト比トカマクプラズマに対する簡約化電磁流体モデル (RMHD) を用いて調べた。低次の共鳴面 (q を安全係数として、 $q=1$ また 2) が近接している場合、これらの共鳴面上のティアリングモードは強く結合し、 $m_{\text{peak}} \sim 10$ の付近に支配的なモード数を持つ正の成長率の広がったスペクトルを示す。速く成長する高 m MTMs に関する非線形挙動が低 m モードの成長に影響する可能性を示した。

TH/P3-5 Explosive Growth and Nonlinear Dynamics of the Forced Magnetic Island

プラズマ回転により抑制された強制磁気島の爆発的な成長と非線形挙動に関する新しい性質を非線形 MHD シミュレーションにより調べ、外部駆動磁気島の爆発的な成長領域を見出した。このような爆発的な成長は磁気島構造の変化と X 点近傍における局在化電流の形成を伴う。このような局在化電流の存在により、電流シートにおける 2 次的不安定性により、磁気再結合が増大することを見出した。その結果、新古典ティアリングモードに対する種磁気島のような強制磁気島の長時間成長が、抵抗値が小さくなるに連れて、2 次的磁気再結合で支配される。

TH/P3-6 MHD simulation on ablation cloud in tokamak and heliotron

溶解雲がトカマクプラズマの低磁場側にドリフトし、トカマクプラズマに対する効率的な燃料供給をもたらすことは良く知られている。しかしながら、大型ヘリカル装置(LHD)の様な平面磁気軸ヘリオトンでは、ペレットを高磁場側から入射しても、このような良いパフォーマンスは得られていない。本研究の目的は、溶解過程を含むMHDシミュレーションを用いて、トカマクとLHDにおける溶解雲の運動の違いを明らかにする事である。直線ヘリカル及びLHDプラズマにおけるプラズモイドの運動に関する初めてのシミュレーションにより、トカマクと同様に低磁場側にプラズモイドがドリフトする事が分かった。また、ヘリカルプラズマでは、高磁場側からと低磁場側からのペレット入射の差が小さくなる可能性を示した。

TH/P3-9: Computation of Toroidal-Current Reversal Equilibria for the JT60-U Tokamak

極端な反転磁気シア放電で、中心領域においてMSEで測定されたポロイダル磁場とトロイダル磁場の比には有意の相対誤差があり、誤差は小さい正值から小さい負値にわたる。従って、トロイダル電流が反転したMHD平衡の存在を除外できない。本研究では、グラッドシャフラノフ方程式を解くため摂動近似に従った、実験データで束縛条件を課した反転トロイダル電流平衡を得られる新しい数値計算手法を提案する。JT-60Uの典型的な電流ホールシナリオの利用できる測定データでテストした。

TH/P3-10: Stabilization and Control of Neoclassical Tearing Modes in Burning Plasmas

燃焼プラズマで問題となるのは、新古典テアリングモード(NTM)を不安定化するトリガーとなる物理機構があるか、モードを制御するか回避する方法があるかの2つである。後者は、Q値を最大化することだけでなく、運転シナリオにおける制御性を考えねばならない。本研究では、上記問題の様々な側面、特に、NTMの部分安定化及び、少ない電子サイクロトロン波パワーによる小さい磁気島幅での制御可能性、有理面でのNTM制御と鋸歯状振動等の主なトリガーの制御の差を提示する。

TH/P3-13: Theoretical Studies on the Physics of Magnetic Islands

磁気島物理の以下の3つの点について調べた。(a)磁気島発生のしきい値：高温プラズマでは、主に電子反磁性ドリフト周波数 ω_{*e} と熱拡散係数で小さい磁気島の安定性が決まる。 ω_{*e} の値がある領域に入ると不安定になる。非線形過程では、十分に大きい ω_{*e} で、飽和磁気島が減少する。(b)乱雑な磁場を横切る熱拡散：垂直方向より平行方向の熱拡散が大きくなると、個々の磁気島の付加的な効果と場のエルゴード性により、平行方向輸送で径方向の熱拡散係数が増幅される。(c)RF電流駆動による安定化：RF駆動電流幅が磁気島幅より広い場合、RF変調は効果がある。大きな磁気島に対しては、RF電流駆動と共鳴ヘリカル場の両方を使うのが効果的である。

TH/P3-14: Plasma Rotation Braking and Driving in Tokamaks

プラズマ回転は、抵抗性壁モード等のMHDモードを安定化し異常拡散を抑制し、トカマク閉じ込めに重要である。本研究では以下の3点を報告する。(1)静的エラー磁場の共鳴が、先に予測された抵抗性壁モード安定限界ではなく、壁無し安定限界で起きる。この新しい結果は、実験と矛盾しない。ITERでエラー磁場で誘起されるトルクを計算した。(2)液体金属壁が、共鳴増幅を消し、回転制動の自己増幅性を反転するために、エラー磁場の効果を遮へいできる。(3)イオンと電子サイクロトロン加熱中に観測された自発回転に対する一つの解釈を提案する。この解釈は、トロイダル歳差ドリフトを介した捕捉少数テイル粒子の加速に基づく。この理論予測は実験結果とよく一致する。

TH/P3-18 Two fluid dynamo and edge-resonant $m=0$ tearing instability in reversed field pinch

RFP プラズマにおける周辺共鳴 $m=0$ テアリングモードの自発的（線形）不安定性の問題と、2流体ダイナモに関する理論・数値解析の結果について報告する。本研究の重要な点は、（1）2流体効果は揺動間の位相に影響を与えるためダイナモの解析には本質的に重要であること、（2）NIMROD コードによるシミュレーションで非線形発展していく過程でHallダイナモ分布が広がっていくことが明らかになったこと、（3）force-free RFP 平衡のモデルを発展させることで、幅広いパラメータ領域でMST実験装置で観測されている結果と矛盾ない“ $m=0$ テアリングモードが不安定である平衡”が存在することを予測したことである。

4. 7 ポスターセッションTH/P6：周辺プラズマ理論

TH/P6-4: Particle Simulation Analysis of Energetic-Particle and Alfvén-Mode Dynamics in JT-60U Discharges

JT-60UのNNBをもちいたAE実験に対するHMGC particle-in-cellコードを用いた粒子数値計算である。ALEと呼ばれている不安定性について、非線形過程では高エネルギーイオンの輸送が観測され、時間スケールも含め、実験データを再現している。

TH/P6-9: Simulation of burning plasma dynamics by ICRH accelerated minority ions

磁気面座標で波とフォッカープランク式を同時に解いた、ICRHとプラズマ相互作用物理の詳細な解析を報告する。ICRHは、少数イオン(H or ^3He)への集束及び、RFパワー、プラズマ密度・温度の適切な選択により、ITERでの α 粒子を特徴づける無次元パラメータ（高速イオン半径、ベータ値）をもつ高速イオンを生成できる。従って、ITERにできるだけ近い無次元パラメータで重水素運転し、ICRHを主要な加熱としてもつ装置は、 α 加熱プラズマの最も重要な特性を再現でき、ITERで実験する前に適切なシナリオを調べることができる。

TH/P6-11: Electron Bernstein Wave Studies: Current Drive; Emission and Absorption with Nonthermal Distributions; Delta-F Particle in Cell Simulations

電子バーンシュタイン波(EBW)は電子のプラズマ振動数がサイクロトロン周波数より高い高密度プラズマでの加熱、電流駆動、放射温度測定に適している。NSTXでは斜視EBW放射計測とその計算結果との比較結果が、数MWクラスのEBW電流駆動システムの設計を支持している。16.5GHzで $80 \pm 20\%$ という良好なカップリングが得られ計算と一致する。計算による大河EBWCDはoff-axisに40-50kA/MW程度流れる。Delta-f PICコードによるスラブモデルでのEBWの初めてのシミュレーション結果を示す。高パワー入射時には基本波EBWの高調波が非線形過程で生成し、より高い周波数の二つのEBWに分かれることがわかった。

TH/P6-13: 6D Particle Simulation of Ion Cyclotron Resonance Heating in a Toroidal Plasma and Development of a New 5-1/2D ICRH Gyrokinetic ICRH Particle Simulation Technique

実際のトロイダル磁場と空間的に不均一な大きさの波を考慮したICRH物理を調べるために、6次元のテスト粒子シミュレーションを行った。より正確なICRH効率を評価するためには、準線形よりもより一般的な非線形的な解析が必要である。多スケール近似を用い、5-1/2次元物理モデルを導入した。そのモデルは、従来の5次元旋回中心物理に波の大きさの不均一性と波-粒子旋回位相非線形性を導入して、正確に6

次元物理を再現できる。

TH/P6-15: Critical Issues Identified by the Comparison between Experiment and SOLPS Modeling on the ASDEX Upgrade

AUG実験データとSOLPS 2次元コード結果との詳細な比較により、コードがダイバータの電子温度を過小評価し、密度を過大評価する傾向のあることがわかった。コードと実験の不一致の原因を明らかにするために、プラズマと中性粒子モデル両方の様々な仮定に対するSOLPS結果の依存性を調べた。Eirene（中性粒子コード）の不正確な実行か、ダイバータにおける中性粒子バランスの不正確な扱いの可能性はほぼ除外できた。不一致の最もあり得る原因は、SOLとダイバータプラズマにおける高い割合の高速電子の存在である。例えば、それは平行方向の熱伝導を増加させる。しかし、ダイバータの高温状態を得るには、平行方向電子熱伝導を4倍以上増加しなければならない。一方、イオンの熱伝導の増加は、ほとんどダイバータの状態に影響しない。AUGのSOLPS結果は、JETのEDGE2D結果と同様に、SOLでの平行方向のイオン流速を過小評価する。2つの未解決問題、速い平行方向イオン流速の予測失敗と電子温度の過小評価は互いに関係がある。SOLPSの結果で、ダイバータ板でピークをもつ電子温度の高温ダイバータ状態では、正の径電場がありPfirsch-Schluter流が増加する。逆に、低温ダイバータでは、平行方向イオン流速が最大となる場所で、電子温度は径方向に増加する。その結果、負の径電場が形成され、イオン流速が減少する。

TH/P6-16: Emerging Chaos in Rotation Velocity Profile in Collisional Tokamak Edge Layer

Stringerがトカマクプラズマの任意の径方向位置で径方向電場の増加に伴う自発的なポロイダル回転が起きやすいこと示したように、トロイダル平衡と輸送の安定化にプラズマ回転と径方向電場は重要な要素である。最近の研究が示すように、GAMや帯状流による乱流不安定性は、回転速度と径方向電場の摂動のある同様の機構をもつ。一方、プラズマの衝突がその不安定性を抑制する、例えば、急勾配のある高衝突プラズマでは、回転乱流は起きなくなる。急勾配のある高衝突プラズマにおける回転と電場の新古典理論の現在の拡張において、径方向のある間隔でポロイダル（ある程度トロイダルにも）回転速度はカオス的な振舞いをするということが分かった。

TH/P6-18: Modeling of Dust-Particle Dynamics, Transport, and Impact on Tokamak Plasma Performance

ダスト-プラズマ相互作用によるダスト粒子の成長と消失の力学、ダスト-固体表面衝突の力学、ダスト回転の機構の、最近の理論構築について議論する。ダスト粒子の運動と輸送を、ダスト輸送コードDUSTTでシミュレーションした。DUSTTは、UEDGEで計算したプラズマと中性粒子パラメータに基づいた力とプラズマ粒子とエネルギー流を用いて、3次元のトカマク配位でダスト粒子を追跡する。NSTX、DIII-DとITERで計算した結果を報告する。ダスト粒子の炉心プラズマ深部への混入が予測された。境界プラズマ性能へのダスト粒子の影響を議論した。

TH/P6-19: Improvement of plasma confinement due to ion and electron heating at the edge of tokamak

2流体非線形MHD方程式の4場近似を用いて、壁近くの有理面近傍での乱流輸送を数値的に調べた。プラズマ境界のイオンと電子への加熱に対する乱流輸送の依存性を調べた。イオン加熱した場合は、ExBドリフト速度シアによる安定化により閉じ込めが改善される。この結果は、L-H遷移の様に見える。一方、電子加熱の場合、電子温度増加による平行方向電流増加のために、閉じ込めが改善される。その結果、散逸パ

ワーが増え、乱流輸送が低減する。

TH/P6-20: Nonlinear Simulation of Edge-Localized Mode in Spherical Tokamak

3次元非線形MHDシミュレーションによるバルーニングモードの自発成長に始まって続いて起こる、スフェリカルトカマクにおけるELM崩壊ダイナミクスの数値モデルを示した。中位の n のバルーニングモードで誘起され、 $m/n=1/1$ の内部キックモードが続けて起こる2段階の緩和過程がある。実験との比較から、シミュレーションは、いわゆるType-I ELMの次に挙げる数々の特性を再現できた。(1)バルーニング不安定性との関係、(2)中位 n の前兆現象、(3)崩壊の低 n 構造、(4)フィラメント構造の形成と分離、(5)大きなプラズマ損失。さらに、反磁性安定化効果を調べ、ピーリングモードの非線形発展と比較し、モデルを検証した。イオンの反磁性項は、いくつかの特定の成分を線形的に安定化するが、フィラメント形成や損失量等の非線形過程では重要ではない。ピーリングモードの場合、顕著なフィラメント構造は現れない。

TH/P6-21: Blob Transport Models, Experiments, and the Accretion Theory of Spontaneous Rotation

径方向の対流輸送は、古典的な磁力線方向輸送に匹敵し、トカマクのスクレイプオフ層への径方向輸送を決め、リサイクリングと壁損耗に影響する。本研究では、Blob速度のスケーリング則の理論モデルと実験での検証を議論する。これとは別に、トカマクの自発回転の加速理論の最近の進展とBlob物理との関係も考える。

TH/P6-22: Turbulence Modeling of JET SOL Plasma

2次元境界SOL静電的乱流コードESELを用いて、JETのSOLでの垂直方向輸送現象のダイナミクスと、水平面外側でのSOL分布形成を調べた。シミュレーション結果を、プローブ計測結果と比較した。特に分布と磁場方向依存性のない平行方向流、平行方向と垂直方向の速度擾動の相関に、定性的な一致が見られた。シミュレーションでは、イオン音速の20%の速度をもつ磁場依存性のない平行方向流が予測された。ITERで行ったシミュレーション結果についても報告する。

TH/P6-23: Continuum Edge Gyrokinetic Theory and Simulations

完全非線形(full-f) 5次元(3d2v) ジャイロ運動論的連続性境界コードTEMPESTの開発と利用から、以下の結果を報告する。(1)衝突と平行方向流の相互作用のテストのために、静電的・磁氣的井戸に閉じ込められる粒子の端損失の解析的・数値的結果と比較した。衝突度と閉じ込め電位、ミラー比の広いパラメータ領域で良く一致し、必要とされる速度空間分解能は適度にあった。(2)大アスペクト比円形配位で、温度勾配のないバナナ領域の平行方向イオン流のある新古典的平衡は良く一致した。(3)コードの4次元版(2d2v)は、full-fコードを使った電子ボルツマン分布で、GAMと帯状流の無衝突減衰に対する初めて自己矛盾のない結果を示した。ダイバータ配位では、粒子と熱の損失が、セパトリックス内側にペデスタル状の密度・温度分布と、炉心での新古典理論で予測されるよりも強い流れを誘起することが分かった。(4)我々の5次元運動論的形式は、新古典・乱流シミュレーションに使える非線形静電的運動論的方程式を導く。

TH/P6-25: Fluid Simulations and Theory of Boundary Plasma Fluctuations

ダイバータ配位トカマクの重要な形状効果を考慮した境界プラズマ微視的乱流を、計算機的・理論的に調べた。Alcator C-Modに対してBOUTの計算を行い、実験結果と比較した。すなわち、BOUTとUEDGEを用い境界乱流と輸送の自己矛盾のない計算を行った。ダイバータ足部に限定される不安定性の解析的理論を構築しシミュレーション

で確認した。X点の磁気シアがあるSOL・ダイバータ領域でのBlobを解析的に調べた。

4. 8 ポスターセッションTH/P7：輸送への3次元効果

TH/P7-1: Analysis of Net Plasma Currents in Non-Axisymmetric Plasmas

非軸対象プラズマにおける正味のプラズマ電流とその時間発展を数値的に解析した。また、新古典理論に基づき、トロイダル磁場コイルリップルに起因する非軸対称性の効果が自発電流に与える影響を調べた。リップルのある場合には、リップル率の0.5乗に比例して自発電流が減少することがわかった。この減少は、トロイダルリップルのトロイダル依存性を考慮することで小さくできることがわかった。ヘリカルプラズマ用プラズマ電流シミュレーションコードを開発し、LHDプラズマに適用した。非誘導電流はコアでの回転変換を変えるには十分大きい、プラズマ境界での回転変換を変える程には大きくはないことがわかった。特にビーム駆動電流を考慮するときには、誘導電流の効果がプラズマ電流の見積りに重要である。

TH/P7-2: Shear Flow Generation in Stellarators – Configurational Variations

ステラレータで新古典自己生成プラズマ流の変化を評価する手法を開発した。この手法を用いた解析から、流れの方向やシア率が磁気構造に強く依存すること、中性粒子ビームのような外部モーメント源や分布に敏感であることがわかった。

TH/P7-3: Localized Breaking of Flux Surfaces and the Equilibrium β Limit in the W7AS Stellarator

W7ASにおいてダイバータコイルの電流値だけが異なる二つの放電で到達ベータ値が2.7%と1.8%と大きく異なった。これらの放電で平衡を正確にとり、磁場のストキャスティによる輸送などを評価した結果、この二つの放電の到達ベータの違いが妥当なものであることがわかった。

4. 9 ポスターセッションTH/P8：ELMに関する理論

TH/P8-1: Effect of “Sharpness” of the Plasma Cross-Section on the Stability of Peeling-Ballooning Modes in Tokamaks

プラズマ周辺部で不安定化する理想MHDモードの安定性は、楕円度、三角度、四角度などで表されるプラズマ形状に強く依存している。本研究では理想MHDモードの安定性に影響を与える新たな形状パラメータとして“尖り度”を定義し、MARG2Dコードを用いて安定性に対する影響を数値的に明らかにした。なお、尖り度はプラズマの最外郭磁気面の上部あるいは下部における曲率を用いて定義される。この尖り度の変化はピーリングモードやキックモードといった電流駆動型不安定性への影響は小さいが、尖り度が大きくなることでピーリング・バルーニングモードの安定性で制限されるプラズマの最大圧力勾配は大きく上昇することが明らかになった。

TH/P8-3: Extended Magnetohydrodynamic Simulations of Edge Localized Modes in Existing and Future Tokamak Devices

非線形初期値問題コードNIMRODを用いたELMの研究について報告する。まず、ELMの線形安定性に対して拡散の効果（抵抗や粘性など）は定性的に大きな影響を与えないことを確認した。一方、2流体効果はトロイダルモード数の高いMHDモードを安定化することを示した。次に非線形シミュレーションにより、プラズマと壁の相互作用によってELMの性質が大きく影響を受けることを明らかにした。線形モードの非線形発展により、60msの間に閉じこめエネルギーのうちのおよそ10%に相当する70kJ程

度の熱量が放出されることがわかった。また、このエネルギーの放出は主に拡散ではなく移流によって引き起こされていることを明らかにした。

TH/P8-6: ELM Simulations with M3D

拡張MHDシミュレーションにより、DIII-DおよびITERの形状・初期分布を用いてELM崩壊およびその後のプラズマの緩和について調べた。その結果、比較的長波長のモードが支配的なELMに対してはジャイロ粘性による安定化の影響は小さいことがわかった。また、XGCコードを用いて外部摂動磁場を印可した平衡の周辺部の電流分布を温度・密度分布と運動論的に矛盾なく求めることで、外部摂動磁場の印可によりプラズマが安定になることを明らかにした。この結果はDIII-DにおけるRMP印可実験の結果と定性的によくあったものである。

5. ITER

5. 1 セッションIT/1 : ITER

IT/1-1 : The Engineering Challenges of ITER

ITERは、核融合炉相当のプラズマと最新の技術を統合する最初の装置であり、核融合炉の成立性を実証することが目標。技術上の最大の課題は、計画通りのスケジュールと予算で建設し、しかも運転中に得られる知見に基づいて改造できる可能性を確保することである。現在設計のレビューを国際チームと参加極の専門家の協力のもとで進めている。また機器調達の手順書が完成間近である。

IT/1-2 : Review of ITER Physics Issues and Possible Approaches to their Solution

プラズマのトロイダル回転または、サドルコイルを用いて抵抗性壁モードを安定化できる。新古典テアリングモードは、磁気島にECCDを入射するか、最低の安全係数が2以上、あるいは1.5以上に保持することにより安定化する必要がある。ディスプレイの軽減法として大量の不純物ガス入射が有望であるが、不純物プラズマ塊がプラズマ中に進入するプロセスは未解明。ELMを安定化するためにはプラズマ近傍のサドルコイルが有効であるが、ITERに設置するのは困難。ITERではアルヴェンモードの研究が進展することが期待されており、そのためには、アルファ粒子の損失測定が不可欠である。ITERは低 ρ^* 、低 ν^* 領域の輸送物理が研究できる唯一の装置。このため乱流測定のための計測を増強することが必要。プラズマ対向機器に用いる材料の性能予測は困難であるため、実験の進展に応じて迅速に材料を変更できることが望ましい。燃料補給には高磁場側からのペレット入射が有望であるが、プラズマの外から半径の三分の一程度までしか進入できないので改善策が必要。IC及びLHのプラズマとのカップリングの研究が重要。大規模なシミュレーションコードを開発し、有効性を確認することがこれから重要であり、この分野におけるITERの指導力に期待。

IT/1-3 : Edge pedestal physics and its implications for ITER

ペDESTALにおける圧力勾配はpeeling-ballooningモードで決定されるが、ペDESTALの幅を決める物理機構は未解明。ペDESTALの幅がITERにおいて小半径の3%であると仮定すると、ペDESTALの密度が $7 \times 10^{19} \text{m}^{-3}$ の場合、ペDESTAL温度は5keVと予測され、 $Q > 10$ が期待できる。磁場リップルを低減すると、トロイダル速度が順方向に増加し、ペDESTAL幅及びペDESTAL圧力が増加した。またトロイダル回転速度が順方向に増加するとELMの周波数が低減した。ELMの振幅を低減する方法として、ペレット入射によりELMの頻度を増加させる方法、サドルコイルを用いてペDESTAL

領域の圧力を低減させる方法が検討されている。炉心、ペDESTAL及びダイバータを統一的に扱うコードの開発も進展した。

IT/1-4 : Plasma-surface interaction, scrape-off layer and divertor physics: Implications for ITER

セパトトリックス付近のスクレイプオフ層の圧力勾配に関するデータベースから外挿すると、熱流束の減衰長は ITER で5-7mm と予測される。スクレイプオフ層のプラズマは、1に達するマッハ数で磁力線方向に流れている。ELM に伴って損失するエネルギーの20%は、トロイダルモード数4-20のフィラメントの形で流出する。ディストラクションの熱クエンチで損失するエネルギーは、損失エネルギーが大きいほどダイバータに到達する割合が減少する。入射された燃料粒子がプラズマ対向機器に吸蔵される割合は3-30%であり、不確定性が大きい。その上 ITER では、Be, C, W の3種類の材料をプラズマ対向機器に用いるため、ITERにおける燃料吸蔵の割合を精度よく予測することは不可能。表面温度が200度C以上の条件では、燃料吸蔵の割合は一桁低減。CFCは多孔質であるので深さ方向に水素が拡散する可能性がある。JT-60Uのように壁が飽和すると吸蔵量は抑制される。プラズマ対向機器の材料にタングステンやモリブデンを用いた実験では、ボロンコーティングが不純物低減に不可欠となっているが、数十ショットで損耗してしまう。ICRF加熱ではボロン膜及び金属材の損耗が顕著に増加する。中性粒子の粘性、中性粒子とイオンの衝突及びライマンアルファの再吸収を考慮したダイバータ輸送計算は実験結果をよく再現する。ダイバータ輸送コードのベンチマーク作業も進行している。

IT/1-5 : The Design and Implementation of Diagnostic Systems on ITER

ITER計測システムは、制限されたアクセス、中性子線、ガンマ線などの過酷な環境に適合する必要があるため、設計及び製作には課題が多い。設計とR&Dの結果、計測器の支持と中性子遮蔽の両方の機能を備えたプラグなどが考案された。製作の課題と、解決法、および計測システムの性能と性能目標の比較を行った。装置保護及び基礎的制御に係わる計測器のほとんどは目標を満足することができる。先進的制御及び物理研究に必要な計測器、たとえばアルファ粒子損失などは性能目標を満たすことが困難なものがある。

IT/1-6 : European Contribution to the Design and R&D Activities in View of the Start of the ITER Construction Phase

ITERのサイトが決定しITERチームが発足してすぐに建設を開始できるよう、過去4年間、欧州はITER設計及びR&Dの支援に向けて多大な貢献を行ってきた。とくに遠隔操作、テストブランケット、計測器、加熱電流駆動装置の分野では引き続きR&Dを継続させることが必要である。また欧州が担当する機器の製作のために必要なR&D及びカダラッシュサイト整備や建設許可のための準備も進めてきた。バルセロナにEUホームチームが結成されれば、ITER機器の準備態勢が整う。

5. 2 セッションIT/2 : ITERシステム

IT/2-1Ra: New results and remaining issues in superconducting magnets for ITER and associated R&D in Europe

欧州では、CEAやEFDAが中心となってITER超伝導マグネットの開発を行っている。Nb₃Sn 導体では、モデルコイルで観測された歪による超伝導性能の低下が大きな課題である。欧州で最近 ITER 用に開発された高性能 Nb₃Sn 素線を使って実規模相当の導

体サンプルを製作し性能評価試験を行ったところ、期待された設計裕度が得られず、さらなる設計調整が必要となった。NbTi 超伝導体については、試験コイルの製作が完了し最終試験を待つのみである。TF コイルに使用される絶縁物として、耐放射線特性に優れた樹脂 (cyanate ester と epoxy resin の混合) が開発された。

IT/2-1Rb: Technology Development for the Construction of ITER Superconducting Magnet System

原子力機構は産業界との協力の下、超伝導マグネットの技術開発を実施し ITER 建設開始に備えている。Nb₃Sn 超伝導超伝導体技術では、マグネットの設計変更により Nb₃Sn 素線の臨界電流値に関する要求値が引き上げられたが、変更後の目標値をクリアする素線の量産技術に見通しが得られた。さらに、TF コイルが所定の性能 (68kA、12T) を得られるよう、高精度巻線の検討、コイル容器用の高強度低温構造材を数十トンレベルで量産する技術の実証、及び機械加工・溶接の併用による大型コイル容器の製作技術の開発などを実施し、他の ITER 参加極に先駆け、多くの技術的成果が得られている。

IT/2-2: High Temperature Superconductors for Future Fusion Magnet Systems – Status, Prospects and Challenges

カールスルーエ研究所 (FZK) では、高温超伝導 (HTS) を核融合炉へ応用する検討を行っている。現状では、HTS を使用した電流リードが開発されているだけであるが、Demo 炉やそれ以降での使用可能性は高い。HTS を使うメリットは、20T 程度の強磁場が発生できる、あるいはコイル運転温度が 50~60K と高くできる、ことにあり非常に魅力的な炉設計が可能となる。候補超伝導体としては Bi-2223 や YBCO がある。

IT/2-3Ra: Production of high power and large-area negative ion beams for ITER

原子力機構で実施している ITER 中性粒子入射装置用の負イオン源及び大型アルミナセラミックの開発の成果について報告した。ITER と同等の大きさを有する JT-60U 負イオン源の長パルス化を図り、イオン源 2 台を用いて、3.2MW 重水素中性粒子ビームを、従来より 1 桁長いパルス幅 (21 秒) で、入射することに成功した。また、ITER 用負イオン加速器として設計されている多孔、多段負イオン加速器を用いて、146A/m²、840keV の水素負イオンビームの生成に成功しており、ITER の設計値 (1MeV、200A/m²) を満足する見通しを得た。さらに、電源から負イオン源に電力を供給するための高電圧ブッシングの実現を目指し、同ブッシングの鍵を握る世界最大のアルミナ絶縁管の製作を (株) 京セラと共同で実施した。新たに、内圧式冷間加圧法を開発し、従来技術では不可能であった ITER 用実サイズアルミナ絶縁管の開発に成功した。

IT/2-3Rb: Technological aspects of the different schemes for accelerator and ion source of the ITER neutral beam injector

本論では、RFX で実施している ITER NBI の設計の更新、及び代替案である高周波負イオン源及び一孔単段 (SINGAP) 負イオン加速器を用いた設計について報告している。SINGAP 加速器を用いた場合、単一の加速ギャップ内で発生した電子がイオンとともにフル加速され、その一部が中性化セル入り口の端部に集中し、そこでの熱負荷が 20MW/m² 超える。このため、SIGAP 加速器を ITER で実現するためには、電子加速の抑制が不可欠であることを指摘している。

IT/2-3Rc: Progress of the development of the IPP RF negative ion source for the ITER neutral beam system

本論文では、IPP-Garching で実施している ITER 用負イオン源の代替案である高周

波(RF)負イオン源の開発状況を報告している。すでに、ビーム電流密度は ITER の要求値 (200A/m² D⁻イオン) を満足しており、現在、負イオン源の長パルス化が図られ多。その結果、電流密度 160A/m² の水素負イオンビームを 600 秒間生成することに成功している。加えて、ITER の半分の大きさを有するイオン源の建設を終了し、ソースプラズマや負イオンの一様性の研究を進めている。

IT/2-3Rd: Review of the EU activities in preparation of ITER

本論文では、ヨーロッパで実施している ITER NBI の開発結果を報告している。IPP-Garching では、ITER 用負イオン源の代替案として設計されている高周波(RF)負イオン源を開発している。また、CEA-cadarache では、ITER 用負イオン加速器の代替案として設計されている単一孔単段(SINGAP)加速器を開発している。RF 負イオン源及び SINGAP 加速器で得られた性能は実験装置の限界に近づいており、今後 ITER NBI の実現に向けては、フルスペックテストスタンドの建設が必要であることを報告している。

IT/2-4Ra: 170GHz,2MW, CW Coaxial Cavity Gyrotron for ITER-status and experimental results

EUにおける ITER の ECH システム用ジャイロトロン開発の現状を述べたものである。EU では、単管 2 MW 出力の同軸型ジャイロトロンを 4 本 ITER に調達する計画である。140GHz ジャイロトロン開発の経験を基に、長パルス同軸ジャイロトロンの製作を完了した。現在、スイスローザンヌ工科大学で建設中のテストスタンドで実験を行う予定であるが、現在超電導コイルの完成を待っている状態である。

IT/2-4Rb: Development in Russia of High Power Gyrotrons for Fusion

ロシアにおけるジャイロトロン開発の現状を述べたもので、ITER 用 170GHz ジャイロトロンでは、0.6MW で 300 秒の発振に成功したとの報告があった。ASDEX 用に開発した 105GHz と 140GHz の 2 周波数ジャイロトロンでは、10 秒レベルのパルス幅で、それぞれ 0.9MW、0.7MW の出力に成功し、ASDEX に送った。

IT/2-4Rc: Development of the 170GHz Gyrotron and Equatorial Launcher for ITER

原子力機構の ITER 用 ECH 技術開発の成果を述べたもので、170GHz ジャイロトロン開発では、0.6MW で 1 時間 (2.1GJ 出力) や、0.8MW で 10 分 (効率 56%) などの世界最高の成果を上げ、ITER ジャイロトロンに大きな見通しを与えた。また、日本が調達予定の水平ポート用ランチャー開発では、ランチャー内に準光学伝送を用い、可動ミラーの熱負荷を 1/3 以下に低減させる設計結果や、可動ミラーの R&D 結果などを発表した。

IT/2-4Rd: The 140GHz, 10MW, CW ECRH Plant for W7-X: A Training Field for ITER

ベンデルシュタイン 7-X では、パルス幅 30 分の 140GHz ジャイロトロン 10 本を用いた ECH システムを建設中で、ITER の ECH システムと多くの共通点があり、多くの情報を提供できると考えている。0.9MW レベルの RF 伝送実験を行い、7 個のミラーを用いた準光学伝送システムで 30 分間の安定な電力伝送に成功した。また、先端駆動型ミラーの試験を行い、最初の繰り返し試験に成功し、設計の正しさを実証した。

IT/2-4Re: Experimental Results of the 1MW, 140 GHz, CW Gyrotron for W7-X

ベンデルシュタイン 7-X において 10MW の ECH システムの建設を予定している。このため、140GHz ジャイロトロンが必要で、ドイツの FZK, IPP ガルヒング、IPP グライスバルド、シュトットガルト大、スイス CRPP ローザンヌ、CEA カダラッシュ、フランスのターレス社の協同で開発を進めている。グライスバルドにて試験を行い、これまでに 0.9MW で 30 分の安定発振に成功した。効率は 43% である。

IT/2-5: Progress Towards Steady State Systems For Fusion Devices

EUにおけるCW加熱技術の進展をまとめたものである。トールスプラ用には、Lower Hybrid, ICRF, ECRF の3種類の加熱電流駆動装置があり、最大投入エネルギーは470MJである。(ICRFの4MWとLHCDの3MWを65秒間同時入射)。この時の駆動電流は全体の80%で、残りの20%はブートストラップ電流である。今後1000秒に向けた改造を計画している。

5. 3 セッションIT/E : ITER Evening

IT/E-1: ITER Site Preparation in Cadarache, Pascal Garin

2006年の1月から5月にかけてPublic Debateの会合を18回開催した。2500人が参加。230件の質問に答えた。ITER建設許可のためにPreliminary Safety Reportを準備中。サイトでは、電力、水、及び下水の設備を整備している。2008年の初頭に放射性物質を取り扱わない建物、2009年初頭には放射性物質を取り扱える建物を完成する予定。Welcome OfficeはITERの職員及び短期訪問者の生活上の便宜を図っている。

IT/E-2: Broader Approach toward Fusion Demo Reactors

2005年6月にモスクワでITERサイトが決定されたが、その共同宣言の付帯文書として欧州と日本の共同文書が合意された。これは、欧州と日本がそれぞれ460億円、339百万ユーロの貢献を行ってBA事業を開始する、というもの。提案された候補の事業について技術的会合及び交渉のための会合を数回開催した。2006年10月に協定を締結。1) IFMIFの工学的確証及び工学設計(EVEDA)、2) 国際核融合エネルギー研究センター(IFERC) (Demo炉設計及びR&D調整センター、シミュレーションセンター、ITER遠隔実験センター)、3) サテライトトカマクの3つのプロジェクトからなる。期間は10年間。他の極の参加も受け入れる。

IT/E-D: ITER Design Review

ITER Councilにおける合意の下、Design Reviewが先月(2006年9月)発足。2, 3年間かけて行う。当初は、早期に発注する機器、及びもともと他に影響があるテーマについて、つぎの7つのワーキンググループに分かれて進める。

1. Design Requirements and Physics Objectives
2. Safety Issues and Licensing
3. Buildings, especially the Tokamak building
4. Magnet system
5. Vacuum Vessel and its interfaces
6. Neutral Beams
7. Tritium Plant

最初のワーキンググループは、設計の要求がITERの目的に適合しているかどうかを審査する。ITPAからの積極的な参加を期待する。

5. 4 ポスターセッションIT/P1 : ITER 1

IT/P1-1: ITER Safety and Licensing – One year after site decision

2005年6月にフランスカダラッシュにITER建設が決定され、それを受け、現在これまでITER設計活動でまとめられてきたFDR2001を基にフランスのレギュレーションに対応した安全性及び様々な機器の設計の見直しが必要であり、それに対応した活

動が行われていると報告がなされた。その活動内容は大きく 3 つの項目に分けられ、その項目ごとに活動が開始されていることが紹介された。

主項目は以下である。

- 1) 安全性の見直し及び、安全性に関連した機器の設計の見直しと機器の品質保証
- 2) コードと標準化
- 3) フランスサイト依存に関連する安全性やレギュレーションへの対応

以上の項目に関しての現在の作業状況や早急に対応しなければならない分野に関して報告された。

IT/P1-2 : Benchmarking of Lower Hybrid Current Drive Codes with Application to ITER-Relevant Regimes

ITER 定常運転プラズマを対象として、複数の低域混成波 (LH) 電流駆動計算コードのベンチマークを行った。2次元 Fokker-Planck 方程式を採用したコードは1次元 Fokker-Planck 方程式を用いたコードに比べてより適切な取り扱いをしていると考えられ、2次元コードは1次元コードよりも40%程度大きいLH駆動電流を与えることが分かった。捕捉粒子効果を考慮する為にバウンス平均したオペレータを使う必要があることを明らかにした。また、 α 粒子の異常輸送によりLH波吸収領域での α 粒子密度が増加する場合でも、LH波周波数3.7GHzにおいて α 粒子により吸収されてしまうLHパワーは7.7%と小さく、LH機器の設計値である5GHzに対して周波数選択の余地があることを示した。

IT/P1-4 : Study on Current Drive Capability of Lower Hybrid Waves and Neutral Beam in an ITER Steady State Scenario

ITER 用低域混成波 (LH) ランチャー設計に基づいて定常運転参照プラズマにおけるLH電流駆動性能を1次元 Fokker-Planck コードを用いて評価したところ、LH機器に割当可能な最大入射電力40MWに対して1.2MAの電流駆動となる。近接条件により $n_{//}$ の下限値が決まるので $n_{//}=1.9$ でLH電流駆動は最大となり、標準設計に対して10%改善する。LH周波数と導波管構造の最適化を行うことにより更に20%程度の改善が見込まれる。また、中性粒子ビーム電流駆動の理論コード間のベンチマークとして、2次元 Fokker-Planck コード ACCOME と粒子追跡モンテカルロコード OFMC を比較した。ACCOMME ではバウンス平均したオペレータを導入しており非捕捉粒子のバウンス運動と捕捉粒子効果を正確に取り入れていることを明らかにした。しかし、有限バナナ幅効果と速度空間における拡散においてOFMCとの差が見られる。

IT/P1-5 : Transport Physics of Hybrid Scenario Plasmas in the International Multi-Tokamak Database and Implications for ITER

ITPA データベースに登録されたITERハイブリッドシナリオを模擬したプラズマのデータをGLF23, MMM95, GYROコードを取り入れて輸送コードTRANSPで解析した。シミュレーション予測と実験結果は一致しないこともある。ITERハイブリッドシナリオのシミュレーションにおいてNBIの入射角スキャンしたところ、磁気軸よりも下に向ければ $q(0)>1$ を維持出来ることが分かった。従って、 $q(0)>1$ を保つために”無害な”NTM (DIII-Dハイブリッドプラズマでは適度なNTMが中心逆電流駆動を引き起こし $q(0)>1$ を維持しているとの報告がある)、ECCD, LHCDに頼る必要がない。

IT/P1-6 : Characteristics of the H-mode Pedestal in Improved Confinement Scenarios in ASDEX Upgrade, DIII-D, JET and JT-60U

AUG, DIII-D, JET, JT-60UのELMy Hモード放電において加熱パワーと電流分布を

変えた時のペデスタルとグローバルプラズマパラメータを比較した。加熱パワーの増加と共にペデスタル圧力は連続的に変化し、標準Hモードから改善モードへの連続的遷移を示している。AUG ではペデスタル圧力の増加は密度と温度の増加に因るが、DIII-D ではペデスタル温度の増加に起因する。AUG では高加熱パワー時の閉じ込め改善はコアとペデスタル双方の改善に因るが、DIII-D ハイブリッド放電ではコア閉じ込め改善に因るものである。JT-60U では、高 β_p Hモードの閉じ込め改善はペデスタルに因るものであるが、負磁気シア Hモードではコア閉じ込め改善に起因する。上記全てのトカマクにおいて、周辺部安定性の改善は β_p の増加と相関しており、H98(y, 2)はペデスタル β_p と共に改善する。

IT/P1-7: Simulation of the Hybrid and Steady State Advanced Operating Modes in ITER

ITPA定常運転グループでは統合シミュレーションコードのベンチマークを始めており、CRONOS、ONETWO、TRANSP、TOPICS、ASTRAといった複数の1.5次元輸送コードを用いてITERハイブリッド運転のシミュレーションを行った。平衡配位、加熱電流駆動機器のジオメトリ、熱・粒子輸送モデル等について共通ガイドラインを設けて極力同じ計算条件となるようにしている。世界的に利用されている輸送コードのほとんどが参加したベンチマークは初めてであり、結果の違いについて結論出来る段階には至っていないが、各コードにおいて改良すべき点を客観的に評価、判断できる機会として有意義である。

IT/P1-8: EC Radiation Transport in Fusion Reactor-Grade Tokamaks: Parameterization of Power Loss Density Profile, Non-Thermal Profile Effects under ECCD/ECRH conditions

ITER 定常運転シナリオのプラズマコアでは電子サイクロトロン放射(ECR)が局所エネルギーバランスに大きく影響を及ぼし、40keV以上では電子冷却に最も寄与する物理機構である。CYTRAN及びCYNEQコードの比較からマクスウェル分布プラズマに対してECR損失分布を近似的に与える解析式を求め、輸送コードと連携して利用することを可能にした。ECCD/ECRHにより生成された非熱化電子によるECR損失分布への影響は高い電子速度における吸収に対してより強くなる。ITERの誘導運転シナリオでは20MWのECCD入射パワーに対してECR損失が同程度となり、ECRによるECCDへの影響を更に検討する必要がある。

IT/P1-9: Simulation of Impurity Behaviour for Basic ITER Scenarios

ITERシナリオにおいて様々な不純物イオンの分布と放射損失についてシミュレーションを行った。不純物がプラズマコアで過剰に蓄積することなく、周辺部での放射損失を高めることが可能である。放電初期のリミターフェーズでは再放射損失を大きく取ることができリミターへの熱負荷を抑えられる。ベリリウム及びタングステンリミタの場合、加熱パワーのそれぞれ半分及び全てを放射損失とすることが可能であるが、放電初期における不純物蓄積量があるレベルを超えると放射コラプスが起きる。また、プラズマ対向面にタングステンのような高Z不純物を使っても大きく不利となる様子は見られなかった。

IT/P1-10: The Tortuous Route of Confinement Prediction near Operational Boundary Improvement of Analysis based on ITERH.DB4/L.DB3 Database

エネルギー閉じ込め時間のITER Lモードスケーリング則及びHモードスケーリング則に基づいて運転可能領域近傍における閉じ込め予測を以下の観点から再検討し、改善を試みた。(A) Lモード則及びHモード則ではアスペクト比に対する依存性が有意に異なるので、球状トカマクMAST、NSTXで得られたデータベースを基にアスペク

ト比依存性を再検討した。(B) スケーリング則を構築する際の計測誤差に起因する誤差伝播について、最近開発した SIMEX 法を適用して検討した。(C) Greenwald 密度限界に近い高密度プラズマに対して三角度依存性を検討した。

IT/P1-11: A Method for Error Field Detection in ITER

種々の誤差磁場計測の方法の議論を行い、ITER への適用の観点から比較を行っている。誤差磁場や、外部から励起したパルス磁場のような有限振幅の外部磁場摂動へのプラズマの動的応答性を用いて解析を行う。ITER においてはこれらのパルス磁場は静的な誤差磁場用補正コイルもしくは抵抗性壁モード安定化用のコイルを用いて印可可能である。

IT/P1-12: Dependence of the H-Mode Pedestal Structure on Aspect Ratio

異なるアスペクト比を有する DIII-D, MAST 及び NSTX 装置間でペデスタル特性の比較を行った。小半径及びペデスタル頂点の衝突度と規格化したイオンラマ半径は同じ値に統一。ペデスタル圧力の限界値は、三角形度がゼロの場合はアスペクト比に依存せず、三角形度が 0.3 の場合は低いアスペクト比において増大。DIII-D と MAST の場合は peeling-ballooning 不安定性の限界に近いが、NSTX はより精度の高い計測が必要。

IT/P1-13: Optimization of Sensor Signals for Resistive Wall Mode Control in ITER

水平面付近に設置した3個の径方向磁場センサーの信号を組み合わせることにより抵抗性壁モード制御を格段に改善でき、ほぼ理想壁ベータ付近まで到達させることができることを理論的に示した。

IT/P1-14: ELMs and disruptions in ITER : Expected Energy Fluxes on Plasma-Facing Components from Multi-machine Experimental Extrapolations and Consequences for ITER Operation

ELM によるペデスタル温度の変化と ELM によって損失するエネルギーは比例する。ITER の衝突度付近においても、ELM によって損失するエネルギーが十分小さい対流的 ELM のデータもあるが、この ELM がどのような条件で発生するかは不明。ELM はフィラメント構造を持つが、フィラメント自身がトロイダル方向に回転するため、ダイバータ板の熱負荷はトロイダル方向に一様。天井の第二セパトリス付近でも ELM 熱負荷ではベリリウム壁は溶融しない。ダイバータ板の損耗を低減するためには ELM 熱負荷は 3.5MJ 以下に抑制する必要がある、これは対流的 ELM によってのみ実現可能。ディスラプションによるダイバータ板の損耗を低減して十分な寿命を確保するためには熱負荷は 6MJ/m² 以下である必要がある、これは実験データベースの外挿の範囲である。天井のベリリウム壁はディスラプションによって溶融すると予測される。

IT/P1-15: Laser Methods Development for In-situ ITER Walls Detritiation and Deposition Layers Characterization

トカマク表面 (グラフィット及び堆積層) のトリチウム除去やキャラクタリゼーションに関して、LILM 研究所において、様々なレーザー法 (レーザーアブレーション法、パルスレーザー加熱法) を用い実験的、理論的に検討を進めた。その結果 グラフィットと堆積層の間にはアブレーションのしきい値にかなりの差があるので、グラフィットに影響を与えずに堆積層を除去し、クリーンアップできることが明らかになった。また、レーザー法は、非常にフレキシビリティがあり、遠隔操作用のロボットに組み込むことによって、in-situ でのトリチウムの除去やキャラクタリゼーションが可能となることから、菅家以久科蹴ればならない問題はあつたものの、有効な方法として

期待できる。

IT/P1-16: Effect of Pumped Gas Reflux on Divertor Operation in ITER

ダイバータ・カセットの間隙からのガス漏洩を考慮したダイバータ輸送計算を行った。ダイバータ・カセットの間隙からのガス漏洩があってもダイバータ性能にはほとんど影響はない。ダイバータ形状の影響もほとんどない。これらは中性粒子同士の衝突によってダイバータ性能が決定されていることが原因。しかしながらヘリウム排気の効率はガス漏洩があると劣化する。将来はドームにおけるガス漏洩の効果及び不純物の効果を検討する。

IT/P1-17: Methane Formation under Charcoal Interaction with Atomic Hydrogen and Deuterium at 77 K

ITERの排気系に用いるチャーコールの水素原子及び分子の吸着特性を調べた。77Kにおいてはチャーコールは入射してくる水素原子のほとんどを吸着しメタンに変換する。メタンはチャーコールに吸着し160-170Kで脱離。チャーコールにあらかじめメタンを吸着させておいても、重水素原子の吸着特性に変化はなかった。

IT/P1-18: Studies on Behavior of Tritium in Components and Structure Materials of Tritium Confinement and Detritiation Systems of ITER

トリチウムの閉じ込め除去は、ITERの安全性の観点から非常に重要である。特に、メンテナンス時や異常時にトリチウムに曝される可能性のある最終閉じ込め系である建屋構成材料（コンクリート）中の挙動、放出されたトリチウムを除去する除去設備の異常時（SF₆放出時）健全性、更に、トリチウム除去設備により生成したトリチウム水の処理を行う水処理設備のキーとなる電解セルに用いられるナフィオン膜のトリチウムのβ線に対する耐久性に関し検討を行った。これらの検討の結果、コンクリートは非常にトリチウムを取り込みやすくコンクリート表面にライニングを施すことによりトリチウムの取り込みを防ぐ必要があること、SF₆は、トリチウム除去設備の除去性能を低下させる可能性があること、更に、ナフィオン膜に関しては、ITER条件下で3年間運転にうける線量に相当する580Gy（γ線）以上でも十分な耐久性があることが明らかになった。

IT/P1-19: Disruption Scenarios, their Mitigation and Operation Window in ITER

ディスラプションに伴う電磁力及び熱負荷の評価を行った。真空容器内の機器及び真空容器が受ける電磁力は設計目標の範囲であるが、裕度が小さい。また熱負荷によってディスラプション一回当たり30μm程度ベリリウム第一壁が溶融する可能性がある。デモ炉においては、ディスラプションの影響はさらに増大することが予測されるため、ディスラプションはほとんど起きないことを想定している。したがってディスラプション対策を確立し、ITERにおいて実証することが不可欠である。

IT/P1-20: Beryllium containing plasma interactions with ITER materials

US-EU共同研究の一環として、ITERダイバータ材料の浸食及び再堆積特性について、PISCES-B装置を用いて研究された。ベリリウムを含んだプラズマに関して、第1壁の材料浸食と炭素ダイバータ方向の流れが模擬されている。実験はBe/C及びBe/W混合表面を形成するプラズマの特性を定量的に評価され、これらの表面特性の理解によりITER真空容器内のトリチウム蓄積割合を予想できることが分かった。さまざまな混合表面のプラズマ相互作用の評価は表面で起こるメカニズムの解明やITERダイバータで期待される状態を試験された。また、新しい周期的熱パルス堆積システムがPISCES-B装置に設置され、ELMや他の状態でのダイバータで起こりえる表面での一時

的温度変位を模擬できた。これにより、混合材料表面での形成状態、安定性及びトリチウム量に関する効果が分かった。

IT/P1-21: Disruption Characterization and Database Activities for ITER

国際トカマク物理活動 MHD トピカルグループにおいては、国際ディスラプション・データベース (IDDB)・ワーキング・グループを結成し、8 台の非円形トカマクからデータを収集・整理し、電流クエンチ時間に関する新しい指針 ($1.7\text{ms}/\text{m}^2$) をまとめた。

IT/P1-22: First Mirrors for Diagnostic Systems of ITER

ITER 計測用のプラズマ対向ミラーに対する、損耗・堆積の対策に関する R&D の成果が報告された。炭素の再堆積に関しては、金属ミラーを加熱 (実験では 175°C) して使用することにより軽減できることを明らかにした。金属材料として反射率の観点から Rh が優れており、SUS または Ni 等の基盤上の Rh を蒸着したミラーが設計されている。Be 等の金属不純物の再堆積に対しては、レーザー等を利用したその場洗浄機構を ITER 計測において導入する必要性を指摘した。

IT/P1-23: Progress in Diagnostic ITER-relevant Technologies at JET

JET では ITER への適用を念頭において各種計測器の開発と JET における実証試験が行われている。中性子計測では、反跳陽子磁気スペクトロメータの荷電粒子検出器に 2 種類のシンチレータを層状に組合わせたいわゆるホスウィッチ型を用いることにより、中性子、ガンマ線のノイズ低減に成功した。ガンマ線計測では高速応答の無機シンチレータを採用することにより高係数率化を図った。また CVD 人工ダイヤモンドの表面に ${}^6\text{LiF}$ を蒸着して低エネルギー中性子を測定できるようにし、全中性子の測定を試み、フィッションバーによる測定結果と一致することを確認した。

IT/P1-24: High Priority R&D Topics in Support of ITER Diagnostic Development

ITPA の計測グループ活動として、ITER のための主要 R&D 課題について報告された。水平方向中性子カメラについてはこれまでの水平ポートの外に扇状に並べた検出器アレイに加えて水平ポート内にプラズマ周辺部を見る検出器を組み込む。垂直方向中性子カメラはダイバータ排気ポートに設置し、ブランケットのギャップを通して測定する。磁気計測については放射線誘起熱起電力等の放射線照射効果の課題があり、R&Dg が必要である。磁気コイルに代わる磁気センサーとして、自己較正機構付のホールプローブが提案された。その他アルファ粒子計測やダストモニター、損耗モニター等の第 1 壁計測の開発の現状が報告された。

IT/P1-25: Progress in Development of Thomson Scattering System for ITER

電子温度および電子密度は輸送解析をする上での鍵となるだけでなく、プラズマ性能を示す重要な指標である。そのため、ITER において高空間分解能、高時間分解能で計測することが重要である。実際に要求される分解能や精度は計測するプラズマ領域や運転シナリオで変わる。現在は、概念的に、core、edge、X 点近傍の SOL、ダイバータ外足領域で 4 つのトムソン散乱計測が設計されている。それぞれの計測に対する目標に向けて開発が進められているが、現在の実験装置に比べて極めて厳しい環境にさらされることが大きな問題であり、それを克服するための開発の検討を進めている。

IT/P1-26: Review of Beam Aided Diagnostics for ITER

中性粒子ビームを利用したプラズマ計測の設計、開発は、現在、荷電交換再結合分光計測 (CXRS) とビーム発生分光計測 (BES) に対して精力的に行っており、大きな進展がみられた。Core CXRS システム (EU が調達) は、プラズマの内側半分領域をカバーする。また、edge CXRS システム (ロシアが調達) はプラズマの外側半分領域を高空

間分解能で計測する。これらの設計、開発の結果、イオン温度、プラズマ回転およびイオン密度の空間分布の測定は現実的な信頼性を持ち、期待される誤差は ITER の「measurement requirement table」の記載されている事柄と矛盾しないと結論づけることができる。さらに、S/N は計測対象の主要部分で 10 を超えた状態で計測ができる期待される。

IT/P1-27: Requirements for Fast Particle Measurements on ITER and Candidate Measurement Techniques

ITER においては、アルファ粒子だけでなく、重水素や三重水素といった高速イオンも計測する必要がある。アルファ粒子の計測に要求されるのは、空間分解能 $\Delta r \sim a/10$ (a はプラズマ小半径)、時間分解能 $\Delta t \sim 100\text{ms}$ 、測定精度 10~30% であるのに対し、その他の高速イオンに対しては空間分解能 $\Delta r \sim a/20$ (10cm 程度)、時間分解能 $\Delta t \sim 100\mu\text{s}$ となっている。これを実現するために検討されている計測装置が、ガンマ線スペクトロメータ、高速イオン共同トムソン散乱計測(CTS)、荷電交換再結合分光計測(CXRS)であり、特に電磁流体力学的(MHD)不安定性発生中の高速イオンの挙動理解へ向けて、それぞれ設計検討が進められている。

IT/P1-28: Studies on the Characteristic of Titanium-Tritium Reaction

Ti は、トリチウム吸蔵容量が高く、吸蔵金属として非常に重要な材料の一つである。熱力学の観点から Ti とトリチウムの反応性(吸着・脱離挙動)が検討された。Ti に対するトリチウムの吸着・脱離の p - c T 曲線を測定したところ、300°C 以下で 1 つのプラトー曲線、300°C 以上で 2 つのプラトー曲線を持つことが明らかになった。また、300°C 以上では、エンタルピー及びエントロピーの変化はトリチウム化チタンの相変化により起こることが明らかになった。エンタルピーの変化は、1 つめのプラトーで、 -101.5kJ/mol 、2 つ目のプラトーで -179.6kJ/mol 、エントロピーの変化は、1 つめのプラトーで、 $-165.3\text{J}\cdot\text{K}^{-1}\cdot\text{mol}^{-1}$ 、2 つ目のプラトーで、 $-290.3\text{J}\cdot\text{K}^{-1}\cdot\text{mol}^{-1}$ であった。また、Ti に対するトリチウムの吸着・脱離時の活性化エネルギーは、 155.5kJ/mol (550~750°C)、 62.1kJ/mol (350~550°C) であり、吸着・脱離課程は、Ti 中のトリチウムの拡散により制御されていることが明らかになった。

IT/P1-29: Modelling of Edge Control by Ergodic Fields in DIII-D, JET and ITER

ITER と JET において共鳴磁場摂動(RMP)及び境界エルゴード化のためのコイルを設置する検討をおこなった。DIII-D においては同じ方式を用いて高閉じ込めを維持しながらタイプ I の ELM を完全に抑制できている。真空容器内にコイルを設置することは ITER や JET においては技術的制約が大きい。一方で、真空容器外にコイルを設置すると必要となるコイル電流が ITER の $q_{95}=3$ の放電において 600 kA となり、 $q_{95}>4$ の放電ではさらに増大する。ブランケットにコイルを設置できれば、ITER の全ての放電シナリオにおいて 25 kA 程度の電流で済む。自己無撞着な非線形 MHD モデルを用いて ExB ドリフトによる粒子輸送を実証した。トロイダル方向のプラズマ回転による RMP の遮蔽効果によって摂動はプラズマ中心では強く減衰するが、ペデスタルにおいては遮蔽効果は小さい。

IT/P1-30: Radiation Damage Modeling of Fused Silica in Fusion Systems

石英は、慣性核融合のレーザー導入用窓材、ITER などの磁場閉じ込め核融合の光学計測用窓材として用いられ、その中性子による透過損失は重要な課題である。分子動力学シミュレーションにより、生成される欠陥は酸素非架橋欠陥中心(NBOHC)と酸素空乏欠陥であり、第 1 散乱原子(PKA)のエネルギーが増加するにしたがって、そ

これらの欠陥の数も増加することを示した。

5. 5 ポスターセッションIT/P2 : ITER 2

IT/P2-1: System Engineering and ITER Integration of the EU HCPB Test Blanket Module System

ITER 運転初日からのテストブランケット試験実施をするべく、EU の原型炉ブランケット候補であるヘリウム冷却ペブル充填ブランケットのテストモジュールのシステム設計と ITER への統合設計を実施した。本報告では、これらの設計活動の成果を報告した。さらに、許認可に資するべく実施したヘリウム冷却システムに関する安全解析の結果 ITER 安全性に適合することを示した。

IT/P2-2: ITER Shield Blanket Design Activities At SWIP

中国南西物理研究所で行った ITER 遮蔽ブランケットの設計活動について報告した。NB ポートの周囲に位置する2つの遮蔽ブランケットモジュールを設計した。一つのモジュール（通常モジュール）は、そのほかのブランケットモジュールと同様の通常の構造である。もう一つのモジュール（特別モジュール）は、NB ポート開口部の直ぐ隣にあり、ドッグレッグ形状を有しており、NB ダクト側と真空容器側の2つのベリリウム面を有している。詳細な流動及び熱応力解析を行い、設計改善を行った。特別モジュールは四つの第1壁で形作られている。三つの第1壁はL型をしており、NB ダクト側に位置する。残りの一つの第1壁はフラットで、真空容器側に位置する。特別モジュールの全体の構造は、通常モジュールと同様である。

IT/P2-3: Hydraulic and Thermal Analysis of ITER Standard NB Blanket Module

ITER 遮蔽ブランケットの NB ポート付近の標準モジュールの冷却水の熱水力解析を実施した。冷却チャンネルはプラズマ半径方向に穿たれ、チャンネルに挿入した同軸管により流れを反転して、第一壁側に設けたヘッダで全体流路が構成されている。FDR2001 の構造では、圧損が過大であり、これを低減するとともに、ヘッダ内の流路分割壁を最適化して、各冷却チャンネルの流量が均一に分配するように構造を改善した。この解析の結果は、現在の簿ジュール構造設計に反映されている。

IT/P2-4: Tungsten and Beryllium Armor Development for the JET ITER-like Wall Project

JET における ITER 模擬壁計画に供するため、ダイバータ用タングステンターゲットおよびタングステン被覆(200 μm 厚)2次元 CFC タイル、第1壁用ベリリウム被覆(7-9 μm 厚)インコネルを開発した。電磁力を低減するため、タングステンターゲットは厚さ6mmのタングステン板をお互いに絶縁しつつトロイダル方向に積層したものである。加熱試験の結果、これらのアーマ材が設計熱負荷に耐えることを実証した。

IT/P2-5: Progress towards a Better Be/Cu Joining for ITER First Wall in China

中国における ITER 第1壁用ベリリウムと銅合金の HIP(熱間等方加圧法)による接合技術開発状況が報告された。Be と銅合金間の中間層として種々の金属の中から、接合試験によりチタンを選考した。接合強度を高めるため、接合部の脆い化合物形成を抑制するため、接合温度の低下と接合時間の短縮が有効であることを見出し、580°C/2時間の HIP 条件で第1壁試験体を製作した。

IT/P2-6: High heat flux tests of small-scale Be/Cu mock-ups for ITER

中国における ITER 第1壁試験体の加熱試験結果が報告された。本試験体ではベリリウムと銅合金は IT/P2-5 で開発された HIP により接合されている。ベイリベリリウム/銅合金間の接合強度は 60MPa 以上であり、電子ビームによる繰り返し熱負荷

(2.5MW/m²・16秒)1000 サイクルに耐えることを実証した。

IT/P2-7: Design Concept and Testing Strategy of a Dual Functional Lithium Lead Test Blanket Module for ITER and EAST

中国におけるリチウム鉛 (LiPb) のITER-TBM概念 (DFLL-TBM) と同国で開発している核融合実験炉 (EAST) 及びITERを用いたTBM試験計画についてまとめられている。DFLL-TBMの基本性能は、増殖材LiPb及び冷却材Heの入口/出口温度はそれぞれ480/700°C及び340/402°Cで設計されており、それぞれのシステムのレイアウトが示されている。また、ITER-TBM設計で要求されている核熱特性や熱機械的特性等の解析結果も示されている。今後、コーティング技術、SiC_f/SiC_fなどの材料開発や1/3スケールの小型炉外試験を行い、EASTを用いた1/2スケールの炉内試験やITERを用いた実機TBMの炉内試験を行う予定である。

IT/P2-8: Neutronics Analysis for the Test Blanket Modules proposed for EAST and ITER

中国で開発を進めている DFLL-TBM の核解析を、3次元モンテカルロコードと Sn コードとを連結させた MCSN コード、及び核データライブラリーFENDL2.1を用いて行った。放射化解析を、中国で開発した多機能核解析コードシステム VisualBUS 及び多群データライブラリーHENDLを用いて行った。EASTで試験する1/3スケールのTBM及びITERで試験するTBMの3次元核計算モデルを、中国で開発したCAD/MCNPインターフェイスコードMCAMを用いて作成した。核計算の結果、中性子スペクトル、中性子束分布、トリチウム生成量、核発熱、放射化量を求めた。

IT/P2-9: ITER limiters moveable during plasma discharge and optimization of ferromagnetic inserts to minimize toroidal field ripple

ITERのプラズマ起ち上げ、起ち下げ時にリミターを使用するが、ディスラプションやELM時の熱流速と粒子束の低減に有効な可動方式を提案する。また、これまで検討されていなかった赤道部への磁性体装着を検討し、リップル低減を確認した。

IT/P2-10: Design and Analysis of the ECH Upper Port Plug Structure at ITER

EUが調達予定の上側ポートランチャー設計の最近の進展を述べたのもで、RFビーム角度の制御方式として先端駆動ミラーを用いている。設計は、ランチャーのベーキング、保守、遠隔制御を考慮して行われた。中性子シールドは先端のブランケットモジュールと内部シールドでなされ、MCNPモンテカルロコードで計算し、5倍のマージンの範囲で遮蔽性能を満たしている。ランチャー壁は2重構造で熱機械特性はANSYSで行われた。

IT/P2-11: Assessment of the Mechanical Properties of ITER Magnet Insulation Candidate Systems before and after Neutron Irradiation

ITERマグネットのコイル絶縁材のための新規材料である先進シアン酸エステル/エポキシ複合材料に関する照射後特性を調べた。標記材料を $1 \times 10^{22} \text{m}^{-2}$ ($E > 0.1 \text{MeV}$) の照射量で照射した後、77Kの一定荷重下で機械的強度を評価した。また、ITERのパルス運転条件下での疲労測定も実施した。その結果、ITERでの照射量までは、標記材料の機械的特性の変化はなく、有望であることが分かった。このことから、引き続き、データベース構築のための研究を継続し、事業レベルでの大型モックアップに基づいた開発が推奨された。

IT/P2-12: Development of a Simulation Code for ITER Vacuum Flows

ITERの真空排気システムに対して提案されている設計変更の妥当性を評価するために真空システム解析コードITERVACを開発した。従来、粘性流及び分子流領域にお

いては理論コードのテストが十分に行われてきたが、ITER の真空システムの運転領域にあたる遷移流領域においてはほとんどテストがなされていない。そこで、運動理論の成果のコードへの取り込み、専用実験設備 TRANSFLOW での実験結果との比較を通じた ITERVAC コードのテストが本格的に始まった。

IT/P2-13: Assessment of Current Drive Efficiency and Synergy Effect for ECCD and LHCD in ITER Steady State and Hybrid Scenarios

電子サイクロトロン波 (EC) と低域混成波 (LH) による電流駆動を同時に使用した ITER 定常運転及びハイブリッド運転シナリオを検討した。電子の Fokker-Planck 方程式に EC と LH それぞれの擬線形拡散項を取り入れて EC 波と LH 波の相乗効果による電流駆動の改善効果を評価している。しかしながら、ITER の LH 及び EC 機器のパラメータでは、LH 波及び EC 波が相互作用する電子の速度空間における分布位置がほとんど重ならないため、相乗効果は小さいことが分かった。ITER で可能な入射パワーでは相乗効果による EC+LH 電流駆動の改善は最大で 10%程度である。

IT/P2-14: Design of the ITER Electron Cyclotron Wave Launcher For NTM Control

EU が調達予定の上側ポートランチャーについて、NTM 制御の観点から物理検討を行った発表である。EU では、RF ビーム入射角度の制御方式として、先端ミラー駆動型と後方ミラー駆動方式が提案されている。プラズマ中では、後方ミラー駆動型の RF ビーム特性では、ビームが広がってしまい、不安定領域に集光することができず、駆動電流密度が下がり、その結果 NTM 不安定性の抑制効率が低くなる。以上のように物理サイドからは、先端ミラー駆動方式を推奨している。

IT/P2-15: The ITER ECH FS Upper Launcher mm-wave Design based on a Synergy Study with the Equatorial Launcher

ITER の ECH/ECCD 用上側ランチャーと水平ポートランチャーの機能分担と共同効果を検討した論文である。まず、先端ミラー駆動機構について、加圧ヘリウムとピボットを組み合わせたバックラッシュや摩擦無しの機構を提案した。次いで、 $q=3/2$ の磁気面で発生する NTM についてその抑制性能を議論し、上側ランチャーの制御範囲が広がったことで、水平ランチャーと組み合わせてほとんどのプラズマ位置で加熱電流駆動が可能であることを示した。

IT/P2-16: Pellet Fueling Technology Development for Efficient Fueling of Burning Plasma in ITER

ガス燃料注入は、プラズマ燃焼に対して効率が悪く、ITER においては、真空容器内壁からのペレット注入システムが計画されている。内壁ガイドチューブの試験において、 $\sim 300\text{m/s}$ の速度で $5\text{mm}\phi$ のペレットが、最後まで残っていること、そして、必要な DT 燃料比を供給することが出来ることを示した。モデルと現在のより小さなトカマクからの燃料注入実験の結果による外挿からこの燃料注入システムが、効率的に燃料を供給できると予想できるようになった。

IT/P2-17: ORE Assessment in ITER: a Proposal for the Methodology Approach and an Example of Application

現在、フランスにて ITER のライセンス作業が実施されており、安全性報告書 (Preliminary Safety Report) における目的は職業上の放射線被ばく (ORE) 評価である。このため、ITER のポートシステム (中性粒子入射装置 (NBI)、電子サイクロトロン加熱電流駆動装置 (ECH&CD)、低域ハイブリッド加熱電流装置 (LHH&CD)、診断装置、テストブランケット・モジュール (TBM)) における従事者の線量評価を示してい

る。

6. 慣性核融合

6. 1 セッションIF/1：慣性核融合

IF/1-1: Compression and Fast Heating of Liquid Deuterium Targets in FIREX Program

阪大では、fast ignition をめざす FIREX (Fast Ignition Realization Experiment) 計画を進めている。FIREX-I では来年6月ころから1ビーム実験を開始し4ビームで温度5-10keVをめざし、FIREX-IIでfast ignitionにより自己点火と核燃焼を予定している。従来のプラスチック・ターゲットでは、炭素の放射損失が大きいことが判明したため、FIREXのために液体重水素を用いる新型のフォーム・金コーンD2ターゲットの開発を開始した。

IF/1-2Ra: Studies of Electron and Proton Isochoric Heating for Fast Ignition

レーザーにより生成した MeV 級の電子や陽子による慣性核融合プラズマの等積(isochoric)加熱は、fast ignitionのために注目されている。レーザーにより加速された電子や陽子の振る舞いを明らかにし、計算モデル(PICモデル)を改良した。等積加熱の解明とモデル化は、イグナイターの必要エネルギーの低減化のためのターゲット・デザインに役立つことを明らかにした。

IF/1-2Rb: Plasma Photonic Devices for Fast Ignition Concept in Laser Fusion Research

燃料ターゲットのコーンなどのプラズマフォトリック素子(PPD)がどのようにfast ignitionに影響するかを調べた。コーンは、レーザー光を集光するだけでなく、高エネルギー電子も収束させることを明らかにした。

IF/1-2Rc: Relativistic Electron Generation and Its Behaviors Relevant to Fast Ignition

コア・プラズマへのレーザーエネルギー付与を増加させるために、コーン・イン・シェルターゲットの改良型であるフォーム・コーン・イン・シェルターゲットを設計した。レゾルシン・ホルムアルデヒド(RFと略)の泡ターゲットである。このターゲットはfast ignitionに有効である。また、レーザーにより生成された高速電子の空間分布を測定し、ターゲット表面での磁場生成があること、およびレーザーの相対論的自己収束効果は表面電流を強めることを明らかにした。

IF/1-3: Radiating Z-Pinch Investigation and “Baikal” Project for ICF

ロシアでは、ワイヤ・アレイZピンチをX線源とする慣性核融合装置”BAIKAL”を設計している。タングステン製のワイヤー数千本(径約5 μ m)に大電流(50MA)を流すことによりピンチさせて、500TW, 10nsのX線源となる。Angara-5-1という現有の装置で、100nsという早い立ち上がりをもつ電流5MAの実験が行われ7TWが発生した。ストリークカメラなどにより、径変化を調べた。その結果、シェルが形成される雪かきモデルと異なり、シェルは形成されずに径方向に引き伸ばされた(prolong)プラズマが形成されつつ圧縮されることを明らかにした。

7. 核融合工学、新装置設計

7. 1 セッション FT/1：核融合工学

FT/1-1: Critical Physics Issues for Tokamak Power Plants

EUの動力炉概念PPCSに基づき、原型炉における物理課題を抽出。定常運転の確立へ向けて重要な課題は、適切な運転シナリオの探求、電流分布制御法の確立、高Z壁

における高密度／高放射／低希釈の共存シナリオの実現、能動制御による高 β 維持、 α 粒子閉じ込めの実証。

FT/1-2: Power Plant Conceptual Studies in Europe

150万kWの電気出力を発生する5つの動力炉概念を提示(PPCS Model-A, B, AB, C, D)。それぞれ、プラズマ物理に対する要請、構成材料が異なる。主案とするHeガス冷却にてダイバータモックアップ試験を実施し、10 MW/m²の熱流束を除熱できることを実証。Fast Track路線にマッチする原型炉としては、PPCSのnear-termモデルであるModel-A, B, ABが妥当。

FT/1-3 Next Phase Activity of the International Fusion Materials Irradiation Facility under a New Framework

IFMIF-EVEDAがBAで進められるにあたり、IFMIFの必要性、設計の概説、EVEDAタスクでおこなう内容について、説明された。IFMIF開発における難しい課題として、高性能CW重陽子加速器の開発、Liターゲット開発、試験片照射キャプセル、SSTT技術開発があげられたが、これらは、IFMIFの全システムそのものであり、改めてIFMIF開発の難しさを結果として示すこととなった。

FT/1-4a Mechanical Properties of Reduced Activation Ferritic/Martensitic Steels after European Reactor Irradiations

欧州での構造材料開発(EUROFE97、EUROER97-ODS)のHFR、BOA60照射結果について報告がなされた。10dpaまではF82H-IEA材にくらべて、照射脆化の小さかったEUROFE97も、30dpaでは、その差が全くなくなることがしめされた。また、照射脆化は温度依存性があり400度以上では問題ないこと、一様延性が喪失すること、さらに、照射後熱処理(550度×3hr)により、材料強度、および衝撃特性が、照射前の状態にほぼ戻ることが示された。EUROFE97-ODSは、325度照射によって著しい脆化・硬化を示したが、同様に熱処理によって、ある程度回復することがしめされた。いずれも強度試験のみであり、微細組織観察に基づく機構論的解釈は与えられていなかった。

FT/1-4b Status and Key Issues of Reduced Activation Martensitic Steels as the Structural Materials of ITER Test Blanket Module and Beyond

日本における構造材料開発を低放射化フェライト鋼(F82H, JLF-1)を中心に報告をおこなった。F82HはTBMにむけたデータベース整備、工学基盤実証は、ほぼ終了していること、一方でDEMOに向けたデータベース整備は進行中であり、また照射脆化、He, H硬化などの問題が未解決であることが示された。一方、熱処理によって照射効果を抑制できる可能性がしめされた。またさらに、低放射化フェライト鋼で使われているTaが、工業的には実績がなく、多くの情報が不足していること、溶接性能に影響を与えていることが示された。なお、ITERレギュレーション担当より、TBM材料は一括してライセンスを取得していることが望ましい旨が伝えられた。

FT/1-5: Advanced Qualification Methodology for Actively Cooled High Heat Flux Plasma Facing Components

カダラッシュ研究所で進められている、強制冷却型プラズマ対向機器(PFC)の非破壊検査技術開発に関する報告である。温冷水を使用した赤外熱画像法やその検知限界並びにTora SupraやW7-XPFC受け入れ検査を通して改善が紹介された。赤外ランプによる周期加熱を用いたLOCKIN法の開発や同方法を用いたTora Supra PFCの運転期間中における検査方法の開発が進められている。

FT/1-6: Alcator C-Mod Ion Cyclotron Antenna Performance

ICRF は ITER でも追加熱として期待されているが、アンテナの性能が重要である。MIT の ALCATOR C-Mod で、全金属保護タイルを持つ ICRF アンテナの特性試験を行った。また、ファラデーシールドなしのアンテナで試験を行い、電圧や入射パワーに変化は見られなかったものの、加熱効果は 15-20% 低下した。これは、ファラデーシールドを取り去った結果、銅のフラックスがプラズマ中に流れ込んだためのものである。プラズマの高密度運転では、中性粒子圧が高く放電の原因となっている。また、マルチパクタ放電が中性粒子密度を上昇させ、グロー放電の発生原因となっている。2 次電子放出率が 1 以下の材料で構成されるアンテナに改良する予定である。

7. 2 セッション FT/2 : 新装置

FT/2-1: SST-1 Commissioning and First Plasma Results

SST-1 トカマク (インド) の製作、組立は 2005 年に完了し、現在は機器の調整を行っている。超伝導トロイダル磁場コイルのための 10kA 直流電源が設置され試験された。プラズマ真空容器においてベーキングなしで 8×10^{-7} mbar の真空度が得られた。超伝導コイルは 4.5K まで冷却された。トロイダル磁場コイル電源の制御系およびクエンチ検出回路が調整中である。

FT/2-2: KSTAR Assembly

KSTAR (韓国) はプラズマ電流 2MA、トロイダル磁場 3.5T、プラズマ大半径 1.8m、プラズマ小半径 0.5m の先進超伝導トカマクである。ダブルヌル及びシングルヌル配位が可能で、重水素ガスを使用し、パルス幅は 20-300 秒である。2004 に開始された組立は順調に進行しており、2007 年半ばに完了する見込みである。クライオスタットベース、重力支持脚、真空容器の 337.5° 部分は 2004 年夏までに設置された。2004 年 10 月から 2006 年 9 月の間に、真空容器の熱しゃへい、全てのトロイダル磁場コイル、1 つを除くポロイダル磁場コイルが設置され、真空容器の全周が完成し真空リークもなかった。トロイダル磁場コイルに要求された組み立て精度はほぼ満足された。

FT/2-3: Experience gained during fabrication and construction of Wendelstein 7-X

Wendelstein 7-X (ドイツ) はニオブチタン超伝導コイル (50 個の非平面コイルと 20 個の平面コイル) を用いたステラレータである。改訂された有限要素解析により、中心支持リングを含むいくつかの構造物に補強が必要であることが分かった。超伝導コイルの引き渡しは、支持ブロックの補強、コールドリーク、電気絶縁などの様々な問題のため遅れている。ラインを増やして組み立てを加速することで遅れの一部は回復できる見込みである。

FT/2-4: Progress in the Construction of NCSX

NCSX (米国) は 18 個の銅製モジュラーコイルを用いたコンパクトなステラレータである。現在、モジュラーコイルとトロイダル磁場コイルは製作中、真空容器は製作完了、革新的な磁束ループの配置は初期段階である。五つのモジュラーコイルは ± 0.5 mm の精度で製作を完了した。計画は予定通り進行しており、2009 年 7 月に完成予定である。

FT/2-5: Overview of Modification of JT-60U for the Satellite Tokamak Program

JT-60SA (日本、欧州) はプラズマ電流 5.5MA、トロイダル磁場 2.7T、プラズマ大半径 3.06m、プラズマ小半径 1.15m の大型超伝導トカマクである。ダブルヌル及びシングルヌル配位が可能で、重水素ガスを使用し、パルス幅は 100 秒である。ITER を支援し、かつ原型炉に向けて ITER を補完するために、設計が最適化された。ITER 相似

配位および低アスペクト比 ($A \sim 2.6$) の高非円形度・高三角度の配位の双方が可能である。加熱・電流駆動システムが強化され、100 秒間の 41MW 加熱が可能となった。加熱の強化に対応して、中性子および放射線の遮へいの観点から真空容器およびクライオスタットの構造が最適化された。概念設計は進行中であり、幅広いアプローチ協定の開始までに完了する予定である。

7. 3 ポスターセッション FT/P5: 核融合炉工学 1

FT/P5-1: Recent Results from Real Time Active Control of MHD Modes in RFX-mod

RFX-mod における MHD モードの実時間コントロールシステムに関する発表である。このシステムにより顕著な放電時間の伸張とプラズマの高性能化そして磁気摂動の大幅な減少をもたらした。このシステムは抵抗性壁モードの安定化だけに限らず、高ベータのトカマクで問題になる MHD 不安定性のコントロールに対する知見を得るためにも利用されている。

FT/P5-2: Development of strongly focused high-current-density ion beam system and its application for the alpha particle measurement in ITER

本論文では、ITER 用アルファ粒子計測を目指した高輝度イオン源の開発結果を報告している。高輝度イオンビームを生成するために、円形多孔電極から引き出されたビームを幾何学的に収束している。直径 345mm の電極で引き出されたイオンビームの直径は、焦点の位置で、約 36mm であり、ビーム全体の発散角度は 1.6 度であった。また、アルファ粒子計測のための 1 次イオンとして考えられている HeH⁺イオンの電流密度は 130A/m² であり、ITER で使用するには十分なレベルに達している。

FT/P5-3: Achievement of High Availability in Long-term Operation and Upgrading Plan of the LHD Superconducting System

核融合科学研究所のヘリカル装置 LHD の超伝導コイル (NbTi コイル) は、1998 年のファーストプラズマ達成以来、8 年間にわたる合計 9 サイクルのプラズマ実験において、大きな不具合も無く信頼性高く運転された。この間の冷凍機や電源システムを含めた超伝導システムの平均稼働率は 98% に達している。一方、ヘリカルコイルの性能としては、超伝導安定性の不足のため僅かながら定格 3T (プラズマ主半径上) にとどいていない。今後、ヘリカルコイルの運転温度を 4.4K から 3.5K に下げ定格磁場の発生を目指す。

FT/P5-4: High performance operation of negative-ion-based neutral beam injection system for the large helical device

本論文では、NIFS 用の負イオン NBI システムの性能向上について報告されている。同装置の性能は 2004 年にマルチスロット電極を用いたことによって飛躍的に向上した。現在、10-13MW の高出力重水素中性粒子ビームを安定にプラズマに入射しており、プラズマ性能の向上に大きく寄与している。負イオン NBI の更なる性能向上を目指し、現在マルチスロット電極を用いたことによって生じたビーム発散角度増大に関する研究を行っており、電極形状に起因した加速電界の不均一性によって、ビームの発散角度が増大することを明らかにしている。

FT/P5-5: Tokamak Fusion Neutron Source Requirements for Nuclear Applications

使用済み核燃料の超ウラン元素 (TRU) の消滅処理を目的とした主半径 3.74m のトカマク炉の概念設計が報告された。真空容器の水平面の低磁場側に消滅処理ブランケットを配置し、さらにその外側をトリチウム増殖ブランケットが囲む構造で、ITER

程度のプラズマ性能でも 1GW 電気出力の核分裂動力炉 (PWR) 3 基分の TRU を処理することができる。また熱出力は 3GW である。

FT/P5-6: Innovation in Design and Fabrication of Compact Stellarators

準ポロイダルステラレータ (QPS) のプロトタイプを製作中。複雑な 3 次元構造を低コストかつ低リスクで実現するという要請が技術革新をもたらした。SUS モジュラーコイルケースの加工技術、ケース上への直接コイル巻き、真空気密性のあるコイルカバーの溶接などがその例。

FT/P5-7: Recent Neutronics Analysis for a China ITER HCSB NT-TBM

中国で開発を進めている HCSB-TBM を ITER の全体モデルに組み込んで核解析を行った。ベリリウムタイルでのピーク中性子束は $2.28 \times 10^{14} \text{ n/s. cm}^2$ 、核発熱量は 0.705MW、ピーク核発熱率は 5.85MW/m³、トリチウム生成率は 0.0127g/d であった。

FT/P5-8: Thermal Hydraulic and Mechanical Analysis of CH HCSB TBM

中国のヘリウム冷却固体増殖 (HCSB) テストブランケットの熱水力・応力解析を、ITER の DT フェーズでの通常運転状態と極限状態について実施した。解析は ANSYS コードを用いて実施し、設計の妥当性を示した。

FT/P5-9: Neutronics and Nuclear Data for Fusion Technology – Recent Achievements in the EU Programme

ITER 及び IFMIF にむけて EU で行っているニュートロニクス及び核データの四つの研究に関して報告した。1) 182, 183, 184, 186W 及び 181Ta の断面積を 150MeV の中性子エネルギーまで整備した。2) 3次元 CAD データをモンテカルロ計算コード MCNP に変換する McCAD コードを開発した。本コードを JET 及び ITER の 40 度セクターモデル、ECRH の計算に適用し、有効性を実証した。3) TBM のトリチウム生成率をモンテカルロ計算により求める際の誤差評価コード MCSSEN を開発した。その結果、トリチウム生成率の計算誤差は 8~10% と評価した。4) フラスカッティ研究所の DT 中性子発生装置 (FNG) を用いて、EU で開発を進めている HCPB/TBM の核特性実験を行った。トリチウム生成率の計算結果は、5~10% 過小評価することがわかった。

FT/P5-10: Development of Advanced Tritium Breeders and Neutron Multipliers for DEMO Solid Breeder Blankets

原型炉用増殖ブランケットに必要な「高温・高照射環境に耐えうる先進トリチウム増殖材料及び中性子増倍材料の開発」の現状と成果についてまとめられていた。トリチウム増殖材料に関しては、Li₂TiO₃ に酸化物を添加した材料の開発を行い、少量 (約 1mol%) の酸化物 (CaO 等) を添加することで、水素を添加したスイープガス中でも Ti の還元を抑制することができる材料開発に成功した。中性子増倍材料に関しては、ベリリウム金属間化合物である Be-Ti 合金に着目し、各種特性を定量的に評価し、比強度が高いこと、耐酸化特性を有していること、1%水蒸気を含んだアルゴンガス雰囲気中における水素生成速度が 1/1000 以下になること等を明らかにした。以上の知見から、原型炉用増殖ブランケットの開発に明るい見通しが得られた。

FT/P5-11: High Availability Remote Maintenance Approach for the European DEMO Breeder Blanket options

EU の原型炉増殖ブランケット用に、高い利用率を確保するための、先進的遠隔保守方式についての概念検討を報告した。本方式では、ブランケットはプラットフォーム上に複数のモジュールを一括してバックプレートに設置する MMS 方式を採用し、一括で交換する。交換は真空容器上部から容器内アクセスでの交換を提案している。本方

式から2種類のオプションを提案し、ヘリウム冷却ペブル充填ブランケット、ヘリウム冷却トリチウム鉛ブランケット及び、二重冷却トリチウム鉛ブランケットの双方に利用可能である方式を提案した。

FT/P5-12: Neutronics Investigation of Advanced Self-Cooled Liquid Blanket Systems in Helical Reactor

ヘリカル型核融合炉 FFHR2 の設計活動として、自己冷却液体金属ブランケットの核特性を評価した。ヘリカル型核融合炉への適用を目的として、3次元核計算システムを新たに開発した。本システムを用いて、FFHR2 に対して提案している Flibe 冷却及びトリチウム冷却の液体金属ブランケットの評価を行い、トリチウム増殖や遮蔽性能を向上させるための設計課題を明らかにした。計算結果に基づき、ブランケット寸法や形状を修正し、ヘリカル炉でのトリチウム増殖性能や遮蔽性能の向上を試みた。トリチウム増殖率は十分な値が得られた。中性子遮蔽性能の課題を、ヘリカルブランケットシステムや支持構造、PF コイル等の3次元形状を用いて、定量的に評価した。プラズマからの中性子に対するヘリカルコイルの遮蔽性能は、遮蔽材の最適化により、設計目標値を達成した。

FT/P5-13: Experimental study on nuclear properties of water cooled pebble bed blanket

水冷却ペブル充填テストブランケットモジュールを模擬した2つの部分モックアップ体系（多層構造ブランケットモックアップ、ペブル充填層モックアップ）を用いて、DT 中性子照射による核特性実験を実施し、トリチウム生成率設計精度の基礎的な検証を行なった。（1）多層構造ブランケットモックアップ核特性実験から、計算結果の実験結果に対する比（C/E）の平均値は、増殖材第一層で 0.99、第二層で 1.04 であり、非常に高精度にトリチウム生成量を予測できることを明らかにした。（2）世界で初めて、ペブル充填層核特性実験を行った。六方最密充填非均質モデルを用いたモンテカルロ計算により、実験解析を行った。ペブル充填層に対しても、トリチウム生成率分布を高精度で計算可能なことを明らかにした。

FT/P5-14: He-cooled Divertor Development: Technological Studies and HHF Experiments for Design Verification

カールスルーエ工学研究所(独国)で進められている DEMO 用高温高圧 He 噴流冷却ダイバータの研究開発の報告である。今回初めて試験体の電子ビーム照射による加熱試験を行い、設計熱負荷条件 10MW/m² の除熱が可能であることが紹介された。このダイバータは衝突噴流で冷却される六角形のタイル上の要素で構成されており、今回の試験は直径 16mm のタイル 1 個分の加熱試験結果である。

FT/P5-15: Assessment of the Shielding Efficiency of the HCLL Blanket for a DEMO-type Fusion Reactor

DEMO 炉の HCLL ブランケットの核特性を、3次元モンテカルロ計算コード MCNP4C を用いて行った。超伝導 TF コイルへの放射線負荷に対する遮蔽性能、ブランケットの配管溶接部のヘリウムや水素ガスの生成量を評価した。3次元の9度セクターモデルを用いて、解析を行った。Eurofer と WC、冷却材（ヘリウム或いは水）から成る遮蔽構造に対して、3種類の構造を解析した。いずれの構造も、設計基準値を満足して

いる。ヘリウム生成量は、65cm以上の深さのところ、再溶接の基準値を満足している。

FT/P5-16: An Innovative Concept of High Temperature Liquid Blanket for Hydrogen Fusion Reactor

水素をエネルギー輸送の最適な媒体と捉え、革新的な高温リチウム鉛ブランケットを提案した。構造として、多層挿入流路方式を採用し、低放射化フェライト鋼の最高使用温度 550°C以下を維持しつつ、リチウム鉛の最高出口温度 1000°Cを達成できる可能性を示した。今後、トリチウム透過、腐食などの決定的課題を評価し、このコンセプトの改良を行う。

FT/P5-17: Influence of High Magnetic Field on Fusion Reactor Blanket Processes

ブランケットは高場環境で使用されるため、本報告では、中性子照射で固体増殖材内部に生成したトリチウムの放出挙動が、高い磁場によって受ける影響について報告した。実験研究によると、磁場、温度、中性子照射の複合した効果によって、生成トリチウムの放出挙動は影響を受け、磁場を考慮しない放出挙動の予測値と異なる挙動を示すことが明らかとなった。今後定量化とメカニズムの解明をするために更に研究が必要である。

FT/P5-18: Preliminary Design of China ITER TBM with Helium-Cooled and Solid Breeder Concept Breeder Concept

中国が提案するヘリウム冷却固体増殖テストブランケットの設計として、モジュール構造設計と性能の解析、補機系設計を実施し、その結果を報告した。構造設計はチューブ外増殖材構造 (BOT) を採用しており、構造材に低放射化フェライト鋼を採用している。熱応力解析などの性能解析により、設計の妥当性を示すとともに、補機系の設計も明らかにし、しずむとしての成立性を示した。

FT/P5-19: Test Strategy and Development Achievements of ITER Solid Breeder Test Blanket Modules in Japan

日本は、原型炉ブランケット候補として、除熱性能と発電効率の観点から、水冷却 (WCSB) を主案に、開発を進めている。モジュール設計に関しては、独自のサブモジュール構造を採用した。また、具体的な製作工程を想定した詳細構造を含む構造設計を実施した。モジュール性能の解析を行い、熱機械挙動、安全性評価、トリチウム生産機能についての性能を確認した。ITER での安全性予備解析では、仮想的な最大想定事象に対して、プラズマ停止をすることで、安全性が確保されることを示した。R&Dとしては、アウトパイル R&D とトリチウム回収技術開発について進展を報告し、2016年の ITER 運転開始時点でテストブランケット試験を開始を目標に、順調に開発が進んでいることが報告された。

FT/P5-20: Progress in the Design of a Tritium Breeding Blankets for Testing in ITER

韓国が提案している 2 種類の ITER 用テストブランケット・モジュール (TBM) の概要がまとめられていた。He 冷却固体増殖ブランケット (HCSB) は、増殖材として Li₄SiO₄ 微小球 (6Li 濃縮度: ~40%、密度: 97% T.D.、充填率: 62%)、増倍材として Be 微小球 (密度: 95% T.D.、充填率: 80%) を用いていた。He 冷却液体リチウムブランケット (HCLM) は、増殖材として液体 Li を用いていた。両方の TBM の構造材はフェライト/

マルテンサイト鋼 (FMS) であり、反射体として黒鉛を用いていることが特徴づけられる。関しては、中性子壁負荷 0.78MW/m^2 のときの HCSB-TBM の TBR は 1.10 (Local)、HCLM-TBM の TBR は 0.36 (Local) である。今後、核解析、熱機械解析等により設計の最適化を進める。

FT/P5-21: Tritium Well Depth and Tritium Well Time

核融合炉において「Tritium Well Depth and Tritium Well Time」という新しいコンセプトを紹介した。極力少ないトリチウム量で核融合炉運転を開始し、その後どのくらいの運転時間で必要十分なトリチウムを核融合炉運転において生成できるかをトリチウム増殖、増殖エリアの構成、トリチウム回収システムの構成等を考慮し、検討している。その結果、2つの計算コードにより、同様な結果が得られ、核融合炉運転初期に 317~319g のトリチウムで開始すること、240 日間フル運転することが必要であることが明らかになった。その後、このような条件で核融合炉を 3 台運転することにより 1 年間で生成するトリチウム量は 1.18kg まで達すると報告された。

FT/P5-22: Concept of Compact Low Aspect Ratio Demo Reactor, SlimCS

中心ソレノイドを合理化したコンパクトな低アスペクト比炉概念を提案。1) トロイダルコイルの軽量化による炉本体重量の低減、2) 低アスペクト比由来の高グリーンワールド密度および高ベータ限界による炉心プラズマに対する要請の緩和、3) アウトボード側での低磁場化によるブランケット設計難易度の緩和がメリット。

FT/P5-23: Transport and Stability Study of a Fusion Power Plant Scenario

比例則に基づいた原型炉設計の信頼性を調べるため、GLF 輸送モデルを組み込んだ ASTRA コードによる炉心プラズマ解析を実施。単調 q 分布をとるパルス運転シナリオでは原型炉 PPCS の目標性能に届かない。原型炉パラメータを満たす運転として、非誘導定常シナリオ (ブートストラップ電流割合 ~55%) を提案。

FT/P5-24: Minimization of the external heating power by long fusion power rise-up time for self-ignition access in the helical reactor FFHR2m

FFHT2m ヘリカル核融合炉で外部加熱パワーを最小としながら、自己点火へいたるための限界マージンの影響を調べ、300 秒以上の長い核融合パワー増加時間を実証した。また、より大きい加熱パワーが使えるならば、どのような核融合パワー増加時間も可能であることを示した。

FT/P5-25: Engineering Design of Demo-CREST and Analysis on Critical Development Issues toward Advanced Tokamak Power Plant CREST

ITER と経済的商用炉 CREST 間の技術的ギャップを埋めるため、原型炉 Demo-CREST の運転を発電実証フェーズ (熱効率 ~30%、ITER にリンクした物理パラメータの改善、電気出力 50 万 kW) および改良フェーズ (熱効率 ~40%、ITER を超える物理パラメータ、電気出力 100 万 kW) の 2 段階に分けることを提案。このための技術課題を整理。

FT/P5-26: The ARIES-CS - A Compact Stellarator Power Plant

プラズマ-ヘリカルコイル間距離に応じて、1) 遮蔽ゾーン、2) ブランケット・遮蔽領域ゾーン、3) 中間ゾーンの 3 種類を使い分けるラジアルビルド構造を採用し、ステラレータ炉のコンパクト化を図った。これにより、通常のトカマク炉程度 ($\langle R \rangle = 7\text{--}8\text{m}$) のヘリカル炉を構想可能。

FT/P5-27: Highlights of the Physics and Technology for the Ignitor Experiment

最近の Ignitor プログラム物理および工学の進展を示す。準定常で点火領域および最近のスケーリングを用いた H モードでの点火実験について調査している。調査項目は加熱、コントロールシステム、遠隔操作、高速ペレット、磁気プレート建設手法、容器、第一壁、計測器の詳細設計である。

FT/P5-28: Component Testing and Materials Development for Fusion Applications using Materials Test Reactors

HFR/Petten を利用した照射結果、および 2015 年に稼働予定の HFR 後継炉 (Pallas) について報告されていた。主たる結果としては、(1) B 添加 SUS316 の照射後溶接を行い、溶接割れ有無について調べたところ、1ppmHe 以下では問題なく、10appmHe に近づくとつれて、低入熱量でなければ溶接割れが発生し、これ以上だと必ず溶接割れが発生する傾向が示された。この他、HFR を利用した、ITER 第一壁 (CuCrZr) の照射下熱疲労挙動実験 (実験中)、増殖材のトリチウム放出挙動に対する照射効果調査実験 (照射中) について紹介されていた。

FT/P5-29: Helium Permeability of SiC/SiC Composite Used for Blanket First Wall

高温固体増殖ブランケットの構造材候補である SiC/SiC 複合材料の問題点である冷却管からプラズマ中へのヘリウムガス透過に関する報告である。幾つかの材料で透過量を測定した結果、NITE 工程で製作された SiC/SiC 複合材の透過量は 10-11m²/s と非常に低いことを明らかにした。また、10K/s で 1400K まで加熱する熱処理を 120 回繰り返しても、その透過量に変化は観察されなかった。

FT/P5-30: Interaction of Beryllium Oxide with Hydrogen Plasma

ベリリウムが酸素吸着材であることに着目して、水素プラズマ放電中での酸化ベリリウム層生成に関する報告である。放電中、酸化ベリリウム層厚さは平衡状態になるまで成長し、その厚さは酸素濃度が増すにつれ増加することを明らかにした。

FT/P5-31: Tokamak KTM Complex for Material investigation

小型トカマク装置底部に、差し替え可能な板を挿入できるようにして、ダイバーター試験を行う装置についての報告である。報告にある装置は、トロイダル磁場を変えることにより、底部に水平に置かれた試験体に対して様々な角度で排気された He が当たるようにコントロール出来ること、試験体を簡単に交換できることを特徴とする。未稼働で、来年度に稼働予定。ただし、様々な材料をテストする意義については不明。

FT/P5-32: Ferritic Insertion for Reduction of Toroidal Magnetic Field Ripple on JT-60U

フェライト鋼の導入にあたって、フェライトによる複雑磁場を考慮した粒子起動追跡モンテカルロ数値計算により装置としてもっとも有効な配置を求め、また、フェライト鋼による磁場を考慮した実時間制御コードを開発した。結果、大型トカマクではじめてフェライト鋼の有効性を実証した。

FT/P5-33: Radiation Damage in Reduced Activation Ferritic/Martensitic Steels for Fusion Reactors : a Simulation Point of View

核融合炉環境において低放射化フェライト鋼で問題となる He 効果について基礎的情報を得るべく、純 Fe について MD 法により He の Fe 中欠陥生成に与える影響について検討を行った結果の報告である。その結果、He が空孔欠陥と結合した欠陥が転位運動障害として機能する度合いは、He が空孔に対して一定以上の量 (5 個) が入って、初めて空孔単体のレベルを上回ることが計算により示された。ただし、このような計算結果は Fe-He のポテンシャルの設定に依存し、且つ実験による検証を要することか

ら、注意を要する。

FT/P5-34: Development of V-Cr-Ti Type Alloys with Small Additives for Advanced Fusion Application

日本の大学で進められている V 合金開発についての紹介であった。イットリアを添加することにより合金中の酸素量を 100ppm 程度に低下できること、酸素量を低下させることによって、初期性能の向上、照射硬化量を抑制できることを示していた。ただし、酸素がどのような働きによって V 合金の性質を変えているのかについての検討が全くなされておらず、N や Si の影響も考えられることから、結果の解釈については疑問が残る。

FT/P5-35: Free-Surface Fluctuation at High Speed Lithium Flow for IFMIF

阪大で進められている、IFMIF ターゲットの Li 流体表面の乱れと、流速の関係についておこなった実験の報告である。流速依存性について示されていたが、結局ノズル部分が汚染されているために、どの条件でも綺麗な流体表面を得られておらず、それを平均化するなどして結果を解釈していることから、有効な情報が提供されているとは考えられなかった。ノズルの汚染は、未特定の Li 化合物（発表者は Li 窒化物と予想）の付着堆積による。

FT/P5-36: IFMIF Target and Test Cell – Towards Design Integration

現在欧州より提案されている IFMIF テストセル設計についての紹介である。HFTM については、He の除熱挙動が、一つのモデルでは表すことができず、難しい課題であることが示されていた。MFTM については、提案されている照射下クリープ・クリープ疲労試験モジュールについては、試験片を中空円筒型にし、その中に挿入した円筒から冷却 He を吹き付けることによりゲージ部を一様温度にコントロールする方法について説明があった。ただし、円筒試験片を作成した場合には、組織が板材とかなり異なること、In-situ での温度計測がチャック部の温度測定からの推定に頼らざるを得ない問題点について指摘したが、回答は得られなかった。

FT/P5-37: Development of DEMO divertor with Reduced Activation Ferritic/ Martensitic Steel (F82H) in JAEA

原子力機構で進められている原型炉用水冷却ダイバータに関する高性能冷却管開発、支持構造開発、タングステンアーマ材接合技術開発に関する報告である。低放射化フェライト鋼製スクリュウ管の限界熱流束が設計熱負荷条件 10MW/m² 以上の除熱性能を有していることを実験的に示した。

FT/P5-38: Structural Materials for Fusion Power Reactors – the RF R&D Activities

ロシアにおける構造材料開発についての報告であった。材料は、ロシアの低放射化フェライト鋼 (12Cr-1.2W-0.4Si-0.3V-0.1Ta)、およびバナジウム合金についての報告であった。ロシアの低放射化フェライト鋼は、325 度 15dpa の照射で DBTT が 200 度まで上昇していた。発表者は、それでも 100 度の衝撃値が上棚エネルギーの 10% 程度あるので問題ないとしていたが、問題外であり、使用に耐えないことは明らかである。おそらく、有効な TBM 材料仕様を提出することは不可能であり、EU か日本のフェライト鋼を使うことになるかと予想される。なお、欧州が重照射実験に用いている BOA60 は、最近 2 年間とくに出力が不安定になる傾向にあり、低温照射の温度制御は、±50 度ぐらいではないか、との見解を得た。

FT/P5-39: Conceptual Design of Laser Fusion Reactor KOYO-F Based on Fast Ignition Scheme

冷却 Yb:YAG セラミックレーザを高速点火方式に採用することで、1 MJ 級のコンパクトなレーザによる炉が可能となる。この炉では冷却のための電力を考慮しても効率の良いシステムが構築できる。また、液体壁を用いた炉システムについても議論している。

FT/P5-40: New Concept of Laser Fusion Energy Driver using Cryogenic Yb:YAG Ceramics

冷却 Yb:YAG セラミックレーザを従来の Nd:ガラスの代替レーザ材料として提案する。冷却 Yb:YAG セラミックレーザにより 1.1MJ の圧縮レーザと 0.1MJ の加熱レーザを 16Hz で運転でき、このときの電力-光変換効率は 12% と高く取れることが数値計算でわかった。

FT/P5-41: Integrated Modelling of DEMO Scenarios by the CRONOS Suite of Codes

1. 5D 解析コード群 CRONOS を開発し原型炉 PPCS の解析を実施。シンクロトロン放射分布の正確な計算を実施した結果、通常利用される Trubnikov の式では中心領域でのシンクロトロン放射を過小評価、この放射パワーの周辺部での再吸収が考慮されない。この結果、従来の評価では、電子温度については中心部で過大評価、周辺部でやや過小評価になる傾向がある。

FT/P5-42: Modelling of DEMO Core Plasma Consistent with SOL/Divertor Simulations for Long Pulse Scenarios

コアペデスタル-SOL の統合モデルを原型炉 PPCS での ELMy H モードシミュレーションに適用。ダイバータ条件(最大熱負荷 $\leq 7\text{MW/m}^2$)を満たすため不純物注入(Ne, Ar, Fe, Xe)を行う場合、ダイバータと炉心プラズマパラメータの間には強いカップリングがある。

7. 4 ポスターセッション FT/P7: 核融合炉工学 2

FT/P7-1: Development Progress of the KSTAR Superconducting Magnet and Magnet Interfaces

韓国 NFRC の超伝導トカマク KSTAR では、18 個(うち 2 個は予備)の TF コイル(Nb3Sn コイル)、3 対の PF コイル(NbTi コイル)、4 対の CS コイル(Nb3Sn コイル)の製作が完了し、TF コイルのトカマクへの組み立ても完了した。ヘリウム冷凍機(9kW)は現在メーカーで製作中で 2007 年中頃には完成予定である。電流リードや電流リード・ボックスの製作も完了し、これら給電システムの装置への据付けも 2006 年末までには完了する予定である。コイルのクールダウンは 2007 年 10 月頃、ファーストプラズマ達成は 2008 年中頃の予定である。

FT/P7-2: Progress in the heating system development towards a long pulse operation in KSTAR

本論分では、2007 年の完成を目指している韓国の超伝導トカマク装置(KSTAR)の加熱装置の開発状況を報告している。現在、KSTAR では、プラズマの加熱装置として、イオンサイクロトロン加熱装置および中性粒子入射装置が建設されている。イオンサイクロトロン加熱装置においては、最大パルス幅が 300 秒の 4 ストラップアンテナが採用されており、これまでに、真空中において同アンテナに 41kV 電圧を印加することに成功している。今後、2006-2007 年に ASDEX-U において、プラズマ中での試験を計画している。また、NBI 装置においては、120keV, 65A の重水素正イオンビームが設計されており、これまでに、100keV, 24A の水素正ビームを 3 秒間生成するとともに、

1MW ビームを 200 秒間生成することに成功している。

FT/P7-5: Engineering Feature in the Design of JT-60SA

JT-60SA の装置本体を含む、プラズマ加熱・電流駆動および電源などの概要を述べてある。超伝導トロイダル磁場コイルは、磁場強度 (2.7T@R=3m) のニオブチタン導体であり、ITER 模擬配位 (プラズマ電流 3.5MA、グリーンワルド密度 0.85) で 100 秒間のフラットトップ期間を維持できる。プラズマ追加熱の増大 (41MW-100 秒) に伴い 1 放電当たりの中性子発生量が 2×10^{19} 個に増加したため、真空容器とクライオスタットの遮蔽設計構造を強化して、トロイダル磁場コイルの核発熱をインボード側で 0.23mW/cc、アウトボード側で 0.15mW/cc に抑制している。

FT/P7-7: Design, Analyses and R&D for EAST In-vessel Components

中国 EAST における真空容器内機器 (PFC、クライオポンプ、容器内コイルなど) の開発成果に関する報告である。特にダイバータはダブルヌルおよびシングルヌルモードでの運転が可能であり、プラズマ電流 1 MA 運転時のディスラプション (3ms) での電磁力にも耐える設計である。また、黒鉛アーマタイルは CuCrZr 製熱シンクにボルト締結され、2MW/m²・60 秒の熱負荷に対し表面温度が 1500 度以下になることを実験的に示した。

FT/P7-8: Design, Analyses and R&D for EAST In-vessel Components

中国 EAST におけるトロイダル磁場コイル電源のシステム構成、通電試験結果などについての発表である。トロイダル磁場コイル電源は、単純なシステム構成であり、ポスター発表では、サイリスター電源の通電試験結果などが示してあった。しかし、新規性は極めて乏しく、本会議が中国でなかったら採用されたかどうか疑問に思う内容であった。

FT/P7-9: Design, fabrication and testing results of vacuum vessel, thermal shield and Cryostat of EAST

中国 EAST に関連した発表の中では、写真を多く使用した発表であった。真空容器はガスだしのための 250 度 C のベーキングが可能で、プラズマ放電中は 100 度 C である。80K シールドは、真空容器と TF コイルの間に設置されるが、真空容器と同じ二重壁構造なのが特徴である。容器内の写真は、ほとんどがステンレス剥き出しの状態であった。表面は、JT-60U のインコネルなどに比べ鏡面に近い印象を受けた。

FT/P7-10: Superconducting Toroidal Field Magnet System for EAST Device

中国 EAST のトロイダル磁場コイルに関する発表である。コイルは、縦約 3.5m、横約 2.5m、厚さ 0.37m の D 型をしている。導体は、ロシア製の NbTi 素線を採用したケーブルインコンジットである。EAST のファーストプラズマは、定格以下で得られたが、誇らしげにデータが示されていた。驚いたのは、He 冷却温度を下げて定格以上の磁場 (~3.8T) を得ようとしていることである。KSTAR には、大きなプレッシャーになるであろう。

FT/P7-11: The Engineering commissioning of EAST Superconducting Tokamak

中国 EAST の組み立ておよび運転に関する発表である。真空容器の最高到達真空度は 3.8×10^{-5} Pa である。2kW/4.5K の He 冷凍機は期待通りの性能が確認され、コイルは 4.5K にまで冷却された。全部で 260 回の通電試験を行い、特に TF コイルは 5000 秒の連続励磁を達成して、第 I 期のコミッショニングは成功裏に終了した。続く 2006 年秋の第 II 期のコミッショニングで、首尾良くファーストプラズマが得られたという経緯が見て取れた。

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/P7 革新的概念

IC/P7-1: Project EPSILON – the Way to Steady State High β Fusion Reactor

ロシア Kurchatov 研究所の EPSILON は、故 Kadomtsev 氏の発案によるミラーを二つ以上環状につなげた高 β 装置で、最終的に先進燃料(D-D あるいは D-³He)の定常燃焼をめざす。原理実証のために磁場 1T、プラズマ体積 1.2m³の小型装置を計画している。

IC/P7-2: Experimental Studies in a Gas Imbedded Z-pinch Operating at Mega Amperes Currents

チリでは、Z ピンチで、0.4m 秒の立ち上がりの SPEED2(マルクスジェネレーター)を用いて、電流約 2.4MA、重水素中心密度 10²⁴m⁻³を得た。中性子を検出した。

IC/P7-5: Cross-Field Resistivity Scaling with Density and Temperature for Steady-State FRCs under Rotating Magnetic Field Current Drive

米国ワシントン大学の FRC(field reversed configuration)では回転磁場(RMF, rotating magnetic field)を用いて定常プラズマを研究している。得られた密度(約 1.7x10¹⁸m⁻³)は、RMF 強度に比例し、プラズマ抵抗に反比例することを明らかにした。FRC 電流を保つに必要な RMF パワーはトロイダル電流の 2 乗と抵抗の積に比例している。

IC/P7-6: Spheromak Formation by Steady Inductive Helicity Injection

米国ワシントン大学では誘導ヘリシティ入射により 4ms 間定常スフェロマックを生成し、12kA のトロイダル電流を得た。プラズマは Taylor 状態にある。

IC/P7-7: First Experiments to Test Plasma Confinement by a Magnetic Dipole

米国 MIT 大学の LDX(levitated dipole experiment)装置では、超電導双極子場と ECH により高 β プラズマ(max β =21%)を 14s 生成した。ガス圧力を増加させると高速電子交換不安定性(HEI)がおさえられて高速電子圧力が 1 桁改善した。

IC/P7-9: Spatial Distribution of D-D/D³He Advanced Fuels Fusion Reactions in an Inertial Electrostatic Confinement Device

京大の慣性静電閉じ込め(IEC, inertial electrostatic confinement)装置では、重水素とヘリウム燃料の核融合を研究している。核融合反応による陽子(14.7MeV)を検出した。燃料比率の違いによる反応率を測定し反応断面積による解析とほぼ整合した。

IC/P7-10: Improved Stability and Confinement in a Self-Organized High- β Spherical-Torus-Like Field-Reversed Configuration

米国ワシントン大学では、スフェロマック様プラズモイド(FRC-ST)で 85%の β 値を得た。これは、高非円形度と低アスペクト比により安全係数はほぼ 1 で、周辺の磁気シアを大きくすることにより得られた。Taylor 状態ではない二流体最小エネルギー緩和状態と考えられる。

IC/P7-11: Equilibrium Evolution in the ZaP Flow Z-Pinch

米国ワシントン大学では、シア流により安定なプラズマを研究している。Z ピンチの軸方向流速は、m=1 キンクモードを安定化する。安定化のための流れのしきい値は、理論と整合した。

IC/P7-12: On Heat Loading, Divertors and Reactors

米国テキサス大学では、X-ダイバーターの設計 (CREST 用) をしている。これは、新たにモジュラーコイルをダイバーターに設置することにより、磁力線を広げることによりダイバーターの熱除去能力を増加させるものである。

IC/P7-13: Studies of Free-Boundary Field Reversed Configurations with Improved Stability in the Magnetic Reconnection Experiment

プリンストンプラズマ物理研究所では、MRX (magnetic reconnection experiment) という磁気リコネクション装置で逆転磁場配位 (FRC) プラズマを研究している。n=1 モードは、形状制御と安定化板で安定化した。n が 2 以上のモードに対しては、三角度が 1 以下の非常に偏円 (oblate) のプラズマにすることにより、放電時間が伸びた。

IC/P7-14: Magnetosphere-like Plasma Produced by Ring Trap 1 (RT-1) – a new approach to high-beta confinement

東大の RT-1 (主半径 1m) では浮遊超電導リングを用い大きな径電場を生成して高速の流れのある平衡を作り出すことにより高 β のプラズマ実現をめざしている。2006 年 1 月には 8.2GHz の ECH を用いて 1 秒のプラズマ生成に成功した。

IC/P7-15: A Gyrotron-Powered Pellet Accelerator for ITER

米国 GA 社では、ジャイロトロンによるペレット加速器 (GPPA, gyrotron powered pellet accelerator) の設計の改良をいくつか行った。これらの改良により、ペレット速度設計値が約 10 倍 (3km/s) に向上した。

8. 2 ポスターセッション SE/P2 安全性、環境、経済性

SE/P2-1: Is Fusion Research Worth It?

核融合開発への投資価値を評価するため、1955 年以降のエネルギーコスト変動データを用い、Black-Scholes モデル (投資価値を評価するデリバティブ分析の一手法) による価値評価を実施。最も環境受容性の高い将来エネルギーより低コストになる見通しが数%以上あるなら、核融合への投資価値がある。

SE/P2-2: Safety and Economical Requirements of Conceptual Fusion Power Reactors in Co-existing Advanced Fission Plants

先進的核分裂炉との競合が考え得る将来エネルギー市場において、EFDA の核融合炉概念 PPCS (Model A-D) の競争力を評価した。低循環電力でメンテナンス性の良い Model C および D が開発の方向として望ましいが、一層の稼働率改善及び循環電力の低減が不可欠。

SE/P2-3: C-14 Production in CTR-Materials and Blanket

炉内構造材料から発生する ^{14}C の総量は軽水炉と同程度で、1-16 TBq/GWe \cdot a。 ^{14}C は材料中の N に由来するもので、廃棄物処理処分の観点から材料中 N 濃度を <100 ppm に管理すべき。

9. ポストデットライン

PD-1: Excitation of Alfvén eigenmodes with sub-Alfvénic neutral beam ions in JET and DIII-D plasmas

JET および DIII-D において、中性粒子ビーム (NB) によるアルフヴェン固有モードの励起について調べた。RSAE: 負磁気シア・アルフヴェン固有モードがビーム速度とアルフヴェン速度の比が約 0.17 という低い値で励起されることを JET で示した。また、アルフヴェン固有モードの励起には入射ビームの方向が重要であることを DIII-D

で示した。

PD-2: Turbulent transport associated with GAM dynamics near critical gradient regime

グローバル・ランダム流体イオン温度勾配摂動シミュレーションを行い、新しいタイプの間欠的振る舞いを限界温度勾配付近で見いだした。これはすなわち、GAM (Geodesic Acoustic mode) であり、空間的に伝搬する GAM の放射と減衰によるものであることを明らかにした。

PD-3: Dependence of Confinement and Stability on Variations in the External Torque in the DIII-D Tokamak

DIII-D において、従来すべて同一方向に入射されていた中性粒子ビーム (NB) ラインの一部を逆向きにし、入射トルクを変えられるようにした。入射トルクと、プラズマの閉じ込め性能の関連について調べた。プラズマの順方向の回転が減ると閉じ込め性能が劣化することを示した。

PD/P6-1: New Physics Paradigm for the $m/n=1/1$ mode ('Sawtooth Oscillation') Based on High Resolution 2-D Images of Te Fluctuations and Comparisons with Theoretical Models

電子サイクロトロン波放射計測を用いた電子温度揺動の2次元イメージングにより、鋸歯状振動について調べ、理論モデルとの比較を行った。

PD/P6-5: The First Plasma of EAST

EAST の初期結果に関するポスター。プラズマ電流 1 MA の放電を 4.5 秒維持した。

10. サマリー

S/1-1: Innovative Concepts, Confinement & performance

多くのトカマク装置では、種々のハードウェアの改良により多くの新しい成果が得られた。中国の超伝導トカマク装置がファーストプラズマに成功した。JT-60U では、フェライト鋼装着によりトロイダル磁場リップルを低減させた。AUG では、プラズマ対向壁の 85% をタングステンで覆った。JET では、ダイバータ形状の変更を行い高プラズマ電流領域で ITER プラズマ形状の実験を行った。DIII-D では、一部の NB 入射方向を変更しバランス入射が可能となった。プラズマ物理に関しては、(1) ITER で十分な密度ピーキング (尖塔度 1.4) が予想されているが、理論・モデリングでは説明できていない。(2) 閉じ込め特性のベータ依存性は弱く、ITER にとって好都合である。(3) ITB 形成に対する有理面の役割の理解が進展した。(4) プラズマ回転や回転シアの重要性が強く認識されるようになった。(5) 乱流 (TEM, ITG, ETG) 研究が大きく進展した。(6) ゾーナル流の物理と乱流との相互作用についてめざましい進展が得られた。プラズマ運転シナリオに関しては、ITER の運転シナリオに向けた開発が多く行われた。特に、(1) これまで以上に統合された実時間制御技術、(2) ITER に近い運転条件 (プラズマ回転、規格化衝突周波数、 T_e/T_i , n/n_G)、(3) ITB プラズマの進展、(4) ハイブリッド運転シナリオの急速な進展、等が挙げられる。

S/1-2: S(tability), D(ivertor, plasma wall interaction) and W(ave and fast particles)

ダイバータ・プラズマ壁相互作用のセッションでは、H, D, T のリテンションや突発的な SOL 輸送等の 39 論文が発表された。波動・高エネルギー粒子のセッションでは、新古典テアリングモードや電流駆動等の 26 論文が発表された。安定性のセッションでは、抵抗性壁モードや ELM 等の 27 論文が発表された。これらのセッション

ンの進展と今後の研究の方向性は以下のように纏められる。(1) 水素燃料のリテンションに関しては課題が明確になり、今後は代替壁材の評価が必要である。(2) 突発的な SOL 輸送に関しては優れた実験的な評価が行われ、今後は理論的な予測やモデリングが必要である。(3) 高エネルギー粒子に関しては、計測器の発展がこの分野を開拓しており、今後は ITER 状態での評価が必要である。(4) ECCD による制御が進展しており、今後は予測能力を高めるためにスクーリング構築を進める必要がある。(5) 抵抗性壁モードに関しては、驚きの成果が得られているが、ITER に向けて結論する前に低い回転速度閾値について理解しなくてはならない。

S/1-3: Summary of the Magnetic Confinement Theory and Modeling

30カ国から約100件の発表が行われた。内訳は、ELM やペデスタルが14件、高速イオンが7件、ジャイロキネティックモデリングが12件、加熱電流駆動が7件、統合モデリングが11件、MHD が24件、マルチスケール乱流が14件、その他が14件である。コア乱流のジャイロキネティックモデリングが多く報告され、解析的なモデルと実験データによって確かめられたコアプラズマ乱流の複雑な非線形物理の理解を進めている。周辺のジャイロキネティックコードにより、興味深い結果が得られている。ELM のモデリングが MHD と Braginskii コードによって進展した。自発的なコアプラズマ回転に関する理論がでてきた。統合コードが進展した。しかし、ITER におけるペデスタル高さや密度限界等に関する報告が、重要であるにも拘わらず無かったことは驚きであった。

S/1-4: Inertial Fusion advance towards ignition and gain

慣性核融合のセッションでは、24件の発表が行われ、内訳は、総合講演が3件、口頭発表が5件、ポスター発表が14件、核融合工学のポスター発表が2件である。直接加熱による自己点火が2010年にNIFで計画されている。ハイライトは、数年後の将来における自己点火の実証を目的とした高速点火の先進的な結果であった。レーザー以外の新しい点火装置概念が探究された。

S/1-5: Summary on ITER activities & Fusion Technology

ITER 設計と技術に関しては、全体で68件の発表があり、内訳は、全体の状況やスケジュールに関する発表が6件、中性粒子ビーム技術が4件、マグネットが4件、計測器が9件、容器内機器が4件、物理&制御が21件、RF 技術が9件、燃料供給&トリチウム工学が4件である。一方、核融合炉工学に関しては、全体で67件の発表があり、内訳は、新装置の状況が11件、核融合炉設計が11件、マグネットが5件、加熱が4件、制御が3件、ブランケットが14件、プラズマ対向材料が7件、材料&IFMIF が10件、ICF 工学が2件である。ITER 性能予測、技術 R&D、建設準備が着々と進展した。超伝導トカマク EAST が会議直前にファーストプラズマを達成した。将来の炉設計では、高ベータ、ダウンサイジング、定常運転アプローチが強調された。ブランケットや炉材料等の核融合炉工学において、R&D が進展した

This is a blank page.

国際単位系 (SI)

表 1. SI 基本単位

基本量	SI 基本単位	
	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

表 2. 基本単位を用いて表されるSI組立単位の例

組立量	SI 基本単位		
	名称	記号	
面積	平方メートル	m ²	
体積	立方メートル	m ³	
速度	メートル毎秒	m/s	
加速度	メートル毎秒毎秒	m/s ²	
波数	毎メートル	m ⁻¹	
密度 (質量密度)	キログラム毎立方メートル	kg/m ³	
質量体積 (比体積)	立法メートル毎キログラム	m ³ /kg	
電流密度	アンペア毎平方メートル	A/m ²	
磁界の強さ	アンペア毎メートル	A/m	
(物質質量の)濃度	モル毎立方メートル	mol/m ³	
輝度	カンデラ毎平方メートル	cd/m ²	
屈折率	(数の) 1	1	

表 5. SI 接頭語

乗数	接頭語	記号	乗数	接頭語	記号
10 ²⁴	ヨタ	Y	10 ⁻¹	デシ	d
10 ²¹	ゼタ	Z	10 ⁻²	センチ	c
10 ¹⁸	エクサ	E	10 ⁻³	ミリ	m
10 ¹⁵	ペタ	P	10 ⁻⁶	マイクロ	μ
10 ¹²	テラ	T	10 ⁻⁹	ナノ	n
10 ⁹	ギガ	G	10 ⁻¹²	ピコ	p
10 ⁶	メガ	M	10 ⁻¹⁵	フェムト	f
10 ³	キロ	k	10 ⁻¹⁸	アト	a
10 ²	ヘクト	h	10 ⁻²¹	ゼプト	z
10 ¹	デカ	da	10 ⁻²⁴	ヨクト	y

表 3. 固有の名称とその独自の記号で表されるSI組立単位

組立量	SI 組立単位			
	名称	記号	他のSI単位による表し方	SI基本単位による表し方
平面角	ラジアン ^(a)	rad		m ² ・m ⁻¹ =1 ^(b)
立体角	ステラジアン ^(a)	sr ^(c)		m ² ・m ⁻² =1 ^(b)
周波数	ヘルツ	Hz		s ⁻¹
力	ニュートン	N		m ² ・kg ² ・s ⁻²
圧力, 応力	パスカル	Pa	N/m ²	m ⁻¹ ・kg ² ・s ⁻²
エネルギー, 仕事, 熱量	ジュール	J	N・m	m ² ・kg ² ・s ⁻²
工率, 放射束	ワット	W	J/s	m ² ・kg ² ・s ⁻³
電荷, 電気量	クーロン	C		s ² ・A
電位差 (電圧), 起電力	ボルト	V	W/A	m ² ・kg ² ・s ⁻³ ・A ⁻¹
静電容量	ファラド	F	C/V	m ⁻² ・kg ⁻¹ ・s ⁴ ・A ²
電気抵抗	オーム	Ω	V/A	m ² ・kg ² ・s ⁻³ ・A ⁻²
コンダクタンス	ジーメン	S	A/V	m ² ・kg ⁻¹ ・s ³ ・A ²
磁束	ウェーバ	Wb	V・s	m ² ・kg ² ・s ⁻² ・A ⁻¹
磁束密度	テスラ	T	Wb/m ²	kg ² ・s ⁻² ・A ⁻¹
インダクタンス	ヘンリー	H	Wb/A	m ² ・kg ² ・s ⁻² ・A ⁻²
セルシウス温度	セルシウス度 ^(d)	°C		K
光束	ルーメン	lm	cd・sr ^(c)	m ² ・m ⁻² ・cd=cd
照射 (放射核種の) 放射能	ベクレル	Bq	lm/m ²	m ² ・m ⁻⁴ ・cd=m ⁻² ・cd
吸収線量, 質量エネルギー分与, カーマ線量当量, 周辺線量当量, 方向性線量当量, 個人線量当量, 組織線量当	グレイ	Gy	J/kg	m ² ・s ⁻²
	シーベルト	Sv	J/kg	m ² ・s ⁻²

- (a) ラジアン及びステラジアンの使用は、同じ次元であっても異なった性質をもった量を区別するときの組立単位の表し方として利点がある。組立単位を形作るときにいくつかの用例は表4に示されている。
- (b) 実際には、使用する時には記号rad及びsrが用いられるが、習慣として組立単位としての記号“1”は明示されない。
- (c) 測光学では、ステラジアンの名称と記号srを単位の表し方の中にそのまま維持している。
- (d) この単位は、例としてミリセルシウス度m°CのようにSI接頭語を伴って用いても良い。

表 4. 単位の中に固有の名称とその独自の記号を含むSI組立単位の例

組立量	SI 組立単位		
	名称	記号	SI 基本単位による表し方
粘力のモーメント	パスカル秒	Pa・s	m ⁻¹ ・kg ² ・s ⁻¹
表面張力	ニュートンメートル	N・m	m ² ・kg ² ・s ⁻²
角速度	ニュートン毎メートル	N/m	kg ² ・s ⁻²
角加速度	ラジアン毎秒	rad/s	m ² ・m ⁻¹ ・s ⁻¹ =s ⁻¹
熱流密度, 放射照度	ラジアン毎平方秒	rad/s ²	m ² ・m ⁻¹ ・s ⁻² =s ⁻²
熱容量, エントロピー	ワット毎平方メートル	W/m ²	kg ² ・s ⁻³
質量熱容量 (比熱容量), 質量エントロピー	ジュール毎ケルビン	J/K	m ² ・kg ² ・s ⁻² ・K ⁻¹
質量エネルギー (比エネルギー)	ジュール毎キログラム	J/(kg・K)	m ² ・s ⁻² ・K ⁻¹
熱伝導率	ジュール毎キログラム毎ケルビン	J/(kg・K)	m ² ・s ⁻² ・K ⁻¹
体積エネルギー	ワット毎メートル毎ケルビン	W/(m・K)	m ² ・kg ² ・s ⁻³ ・K ⁻¹
電界の強さ	ジュール毎立方メートル	J/m ³	m ⁻¹ ・kg ² ・s ⁻²
体積電荷	ボルト毎メートル	V/m	m ² ・kg ² ・s ⁻³ ・A ⁻¹
電気変位	クーロン毎立方メートル	C/m ³	m ⁻³ ・s ² ・A
誘電率	クーロン毎平方メートル	C/m ²	m ⁻² ・s ² ・A
透磁率	ファラド毎メートル	F/m	m ⁻³ ・kg ⁻¹ ・s ⁴ ・A ²
モルエネルギー	ヘンリー毎メートル	H/m	m ² ・kg ² ・s ⁻² ・A ⁻²
モルエントロピー, 熱容量	ジュール毎モル	J/mol	m ² ・kg ² ・s ⁻² ・mol ⁻¹
照射線量 (X線及びγ線)	ジュール毎モル毎ケルビン	J/(mol・K)	m ² ・kg ² ・s ⁻² ・K ⁻¹ ・mol ⁻¹
吸収線量	クーロン毎キログラム	C/kg	kg ⁻¹ ・s ² ・A
放射強度	グレイ毎秒	Gy/s	m ² ・s ⁻³
放射輝度	ワット毎ステラジアン	W/sr	m ⁴ ・m ⁻² ・kg ² ・s ⁻³ =m ² ・kg ² ・s ⁻³
	ワット毎平方メートル毎ステラジアン	W/(m ² ・sr)	m ² ・m ⁻² ・kg ² ・s ⁻³ =kg ² ・s ⁻³

表 6. 国際単位系と併用されるが国際単位系に属さない単位

名称	記号	SI 単位による値
分	min	1 min=60s
時	h	1h =60 min=3600 s
日	d	1 d=24 h=86400 s
度	°	1° = (π/180) rad
分	'	1' = (1/60)° = (π/10800) rad
秒	"	1" = (1/60)' = (π/648000) rad
リットル	l, L	1l=1 dm ³ =10 ⁻³ m ³
トン	t	1t=10 ³ kg
ネーパ	Np	1Np=1
ベル	B	1B=(1/2) ln10(Np)

表 7. 国際単位系と併用されこれに属さない単位でSI単位で表される数値が実験的に得られるもの

名称	記号	SI 単位であらわされる数値
電子ボルト	eV	1eV=1.60217733(49)×10 ⁻¹⁹ J
統一原子質量単位	u	1u=1.6605402(10)×10 ⁻²⁷ kg
天文単位	ua	1ua=1.49597870691(30)×10 ¹¹ m

表 8. 国際単位系に属さないが国際単位系と併用されるその他の単位

名称	記号	SI 単位であらわされる数値
海里		1海里=1852m
ノット		1ノット=1海里毎時=(1852/3600)m/s
アール	a	1a=1 dam ² =10 ² m ²
ヘクタール	ha	1ha=1 hm ² =10 ⁴ m ²
バール	bar	1bar=0.1MPa=100kPa=1000hPa=10 ⁵ Pa
オングストローム	Å	1Å=0.1nm=10 ⁻¹⁰ m
バイン	b	1b=100fm ² =10 ⁻²⁸ m ²

表 9. 固有の名称を含むCGS組立単位

名称	記号	SI 単位であらわされる数値
エルグ	erg	1 erg=10 ⁻⁷ J
ダイン	dyn	1 dyn=10 ⁻⁵ N
ポインズ	P	1 P=1 dyn・s/cm ² =0.1Pa・s
ストークス	St	1 St =1cm ² /s=10 ⁻⁴ m ² /s
ガウス	G	1 G ≐10 ⁻⁴ T
エルステッド	Oe	1 Oe ≐ (1000/4π) A/m
マクスウェル	Mx	1 Mx ≐10 ⁻⁸ Wb
スチルブ	sb	1 sb =1cd/cm ² =10 ⁴ cd/m ²
ホル	ph	1 ph=10 ⁴ lx
ガリ	Gal	1 Gal =1cm/s ² =10 ⁻² m/s ²

表 10. 国際単位に属さないその他の単位の例

名称	記号	SI 単位であらわされる数値
キュリー	Ci	1 Ci=3.7×10 ¹⁰ Bq
レントゲン	R	1 R = 2.58×10 ⁻⁴ C/kg
ラド	rad	1 rad=1cGy=10 ⁻² Gy
レム	rem	1 rem=1 cSv=10 ⁻² Sv
X線単位		1X unit=1.002×10 ⁻⁴ nm
ガンマ	γ	1γ=1 nT=10 ⁻⁹ T
ジャンスキー	Jy	1 Jy=10 ⁻²⁶ W・m ⁻² ・Hz ⁻¹
フェルミ		1 fermi=1 fm=10 ⁻¹⁵ m
メートル系カラット		1 metric carat = 200 mg = 2×10 ⁻⁴ kg
トル	Torr	1 Torr = (101 325/760) Pa
標準気圧	atm	1 atm = 101 325 Pa
カロリ	cal	
マイクロン	μ	1 μ = 1μm=10 ⁻⁶ m

