

NATIONAL INSTITUTE FOR FUSION SCIENCE

核融合科学研究所共同研究

プラズマと壁との相互作用に関する研究会

核融合科学研究所

平成7年9月12日-9月13日

田辺哲朗、森田健治 編集

(Received - Nov. 15, 1995)

NIFS-MEMO-18

Dec. 1995

RESEARCH REPORT NIFS-MEMO Series

This report was prepared as a preprint of work performed as a collaboration research of the National Institute for Fusion Science (NIFS) of Japan. This document is intended for information only and for future publication in a journal after some rearrangements of its contents.

Inquiries about copyright and reproduction should be addressed to the Research Information Center, National Institute for Fusion Science, Nagoya 464-01, Japan.

NAGOYA, JAPAN

核融合科学研究所共同研究

研究会

プラズマと壁との相互作用

核融合科学研究所

平成 7 年 9 月 12 日 - 9 月 13 日

要旨

本報告書は平成7年9月12/13日に核融合研究所において、同研究所共同専門研究委員会と原子力学会核融合燃料材料相関基礎（FFMI）研究専門委員会との共催で開催された「プラズマと壁との相互作用」に関する研究会の報告書である。

研究会では、12件の招待講演とそれに対する3件のコメント、公募された3件の一般講演、そして総括議論が行われた。招待講演をはじめいずれの講演も、周到に準備されたすばらしいもので出席者に感銘を与えただけでなく、活発な議論を巻き起こし、きわめて有用な研究会とすることが出来た。今後の研究方向についても積極的な意見が多数出され、それぞれの研究者に新たな取り組みへの意欲を与えてくれた。

本報告書は研究会で得られたこの成果を、研究会に出席出来なかつた人々だけではなく、核融合研究に携わる多くの研究者に知っていただくため、講演要旨と各講演者が当日使われたOHPをどなたにでも理解していただけるよう編集収録したのである。

**Proceedings of the Symposium on
Plasma-Materials Interaction**

NIFS

September 12-13, 1995

Edited by

T. Tanabe and K. Morita

Abstract

This is a summary report on the symposium on Plasma-Materials Interactions held at National Institute for Fusion Science on Sep.12-13, 1995. The symposium was very successful with 12 invited papers, 3 comments and 3 talks followed general discussion for future work on PMI. In this summary the abstract and OHP copies of all presentations were collected with some editorial work for easy understanding. This report will give readers not only general and new information on PMI but also new idea for future work.

Key Words :

**plasma-materials-interactions, divertor, tokamak, boundary plasma,
hydrogen recycling, impurity control, high-Z materials, tritium**

目 次

	頁
1. 緒言 研究会主査 名古屋大学工学部 森田健治	1
2. 講演概要	2
3. JT-60Uにおけるプラズマ壁相互作用研究の現状 日本原子力研究所 東島 智	4
4. Reversed Field Pinch(TPE-1RM15)のPWI 電子技術総合研究所 平野洋一	11
5. JFT-2Mにおける金属閉ダイバータ実験 日本原子力研究所 仙石盛夫	23
6. CHSにおけるPWI 核融合科学研究所 松岡啓介	33
7. Heliotron E, Alcator C-Modにおけるプラズマ対向壁の 材質と不純物挙動 京都大学ヘリオトロン研究センター 近藤克己	41
8. ガンマ10タンデムミラーにおけるPWI研究 筑波大学プラズマ研究センター 中嶋洋輔	55
9. TRIAM-1Mにおける長時間放電下のプラズマ・壁相互作用 九州大学応用力学研究所 吉田直亮	66
10. 高熱流プラズマと固体表面あるいはガスとの相互作用 名古屋大学工学部 高村秀一	74
11. TEXTORにおける高Zリミッタ実験 名大理工科学総合研究センター 田辺哲朗	89
12. コメント「計測から見てどのようなPWI研究が必要か」 核融合科学研究所 森田 繁	99
13. コメント「理論から見てどのようなPWI研究が必要か」 核融合科学研究所 伊藤公孝	107
14. コメント「材料からみてプラズマ研究者に何を望むか」 東京大学原子力施設 山口憲司	114
15. 民間から見たPWI研究へのコメント 日立製作所 後藤純考	118
16. 原研における高Z材（特にCVD-W）の開発状況 日本原子力研究所 中村和幸	119
17. トリチウムトラッキング 日本原子力研究所 奥野健二	126
18. 水素リサイクリング 東京工業大学原子炉研 飯尾俊二	135
19. B2.5コードによるダイバータプラズマモデリング 東京大学工学部 大津繁樹	145
20. 磁力線が斜めに入射する固体表面におけるプラズマ-表面 相互作用のシミュレーション 徳島大学工学部 大宅 薫	150
21. JFT-2Mにおける捕集プローブ実験と実機試料分析 神戸商船大学 北村 晃	157
22. _____	
23. 研究会プログラム	162
24. 研究会参加者名簿	164

1. 緒 言

黒鉛等低Z材の導入が導いたプラズマ閉じ込めの改善が、プラズマの高温化を呼び、結果として材料とプラズマの相互作用（PWI）がより強まり、とどのつまりはプラズマは材料によってかわるという認識が一般的なものになりつつある。しかし実際には実験室レベルでのPWI研究と実機におけるそれとのギャップは大きい。例えば、カーボンブルーム現象一つ取り上げてみても、JETでは出現しているが、JT-60Uではそれほどでもない。基礎実験によれば照射誘起蒸発（RES）現象が存在する事に疑念の余地はないが、実機でのカーボンブルームとの関連は明らかではない。また水素リサイクリングが重要であるといわれたひるが、基礎実験における再放出や反射現象と、プラズマ実験における水素リサイクリングとの間の関連は、定性的には理解できても定量的な比較はおぼつかない。

本研究会は、DT燃焼が可能な段階になり、かつITERの設計が進んだ今、実機のPWI研究者と実験室レベルでの研究者が集い、両者のギャップを埋める、あるいは両者の交流により、プラズマ核融合のさらなる研究の進展のために、今後何をしていけばよいか検討するために核融合科学研究所共同専門研究委員会と核融合燃料材料相関基礎（FFMI）研究専門委員会との共催で開催したものである。

研究会は、12件の招待講演とそれに対する3件のコメントを中心に行った。さらに共同研究会として、PWIに関連する幅広い研究分野の多くの研究者に参加していただくために一般講演を公募し、3件の講演を採択し発表していただいた。招待講演をはじめいずれの講演も、周到に準備されたすばらしいもので出席者に感銘を与えただけでなく、活発な議論を巻き起こし、きわめて有用な研究会とすることが出来た。今後の研究方向についても積極的な意見が多数出され、それぞれの研究者に新たな取り組みへの意欲を与えてくれた。

本報告書は研究会で得られたこの成果を、研究会に出席出来なかつた人々だけではなく、核融合研究に携わる多くの研究者に知っていただくため、講演要旨と各講演者が当日使われたOHPを収録編集したものである。きっとお役に立てていただけるものと信ずる。

研究会を成功裏に終えることが出来たのはひとえに各講演者並びに研究会出席者のおかげでありここに深く感謝の意を表する。

研究会主査　名古屋大学工学部　教授　森田健治

2. 講演概要

- (3) J T - 6 0 Uにおけるプラズマ壁相互作用研究の現状 (原研・東島)
標記について、壁調整法、ボロニゼーション等が、不純物の発生と輸送にどのような影響を及ぼしているかを説明。ITERのダイバータでは壁への熱負荷を低減することが最大の課題で、不純物の放射損失を逆用して遠隔放射冷却概念が有効であると説明し、ネオンを使った実験結果について説明。
- (4) Reversed Field Pinch(TPE-1RM15)の PW I (電総研・平野)
R F P プラズマ装置で ステンレス、黒鉛、モリブデンの 3 者をリミッタとして使用したときの挙動を詳細に比較し、モリブデンの場合にプラズマがよくなつたことを示した。炭素の場合 1700 度以上で、モリブデンの場合 2400 度以上で、不純物が多量に発生しプラズマが悪くなる。また R F P ではリミッタに 100mW/m^2 を越す高い熱負荷が発生するため、モリブデンといえども、溶解する事を示した。
- (5) J F T - 2 Mにおける金属閉ダイバータ実験 (原研・仙石)
最近行われた JFT-2M 装置の改良特に金属閉ダイバータ化について紹介。また低温高密度ダイバータを実現するための実験として、UEDA コードによる解析に基づいて、H モード時にダイバータ部に水素を導入しプラズマに影響を与えることなくダイバータ部を高圧に出来たことを紹介。
- (6) C H Sにおける PW I (核融合研・松岡)
C H S における壁コンディショニングの歴史、チタンゲッタ、ボロニゼーション等の方法と、その結果プラズマがどうなつたかを比較、ボロニゼーションがあまりうまくいっておらず、当初期待したほどのプラズマの改良が出来ていないと報告。LHD をにらんだアイランドダイバータの計画が進んでいると説明。
- (7) Heliotron E, Alcator C-Modにおけるプラズマ対向壁の材質と不純物挙動 (京大ヘリオトロン・近藤)
ヘリオトロンにおけるカーボニゼーションおよびボロニゼーションがプラズマ中の不純物（特に分光から見た）にどのような影響を与えるかを紹介。カーボニゼーションによって金属不純物が激減するが、酸素はあまりかわらないため、プラズマ性能は良くはなるものの、格段ではない。ボロニゼーションによりやや酸素が減少する。最近アルカトールがモリブデンダイバータを採用し実験を行い、非常に高密度プラズマの生成に成功していること、またモリブデンのプラズマ中心への蓄積も少ない事を紹介。
- (8) ガンマ 1 0 タンデムミラーにおける PW I 研究 (筑波大・中嶋)
タンデムミラー装置「ガンマ 1 0」において行われてきた壁コンディショニングの方法と、その結果並びに壁状態の評価法として開発されてきたプラズマ放電時の脱離ガス分析、真空容器内の圧力バランスにもとづいた水素リサイクリングの定量評価法そしてリサイクリングを評価する上で重要な研究テーマであるモンテカルロを用いた中性粒子輸送シュミレーションの結果について紹介。
- (9) TRIAM-1 Mにおける長時間放電下のプラズマ・壁相互作用 (九大応力研・吉田直亮)
TRIAM-1 M 内に挿入されたコレクタープローブ実験の概要、プラズマからの粒子衝撃により引き起こされる材料内部に発生する損傷、不純物挙動などを説明。特に 2 keV 以上のエネルギーを持つ荷電交換粒子による損傷が起こることから、ITER 等に於けるヘリウムによる損傷により材料が著しく損傷されること懸念がある事を示唆。
- (10) 高熱流プラズマと固体表面あるいはガスとの相互作用 (名大・高村秀一)
プラズマ熱流・粒子制御に対する基本的な考え方、材料表面へのプラズマ熱流・粒子負荷を如何に軽減する方策を提言した後、それらの基礎的な研究のための装置として直線形プラズマ装置 NAGDIS 及びその up-grade を紹介。
- (11) TEXTORにおける高 Z リミッタ実験 (名大理工総・田辺哲朗)
TEXTOR (ドイツ) において行われている日欧協力による高リミッタ試験について紹介、特にリミッタ表面で、酸素や炭素などの軽元素不純物によるスパッタリング、あるいは蒸発により発生した高 Z 不純物が、周辺プラズマでどのように輸送されるか、あるいは主プラズマにどのような影響を与えるかについて詳述。

- (12) 計測から見てどのような PWI 研究が必要か (核融合研・森田繁氏)
CHS のリサイクリング計測の観点から、ガスパフと壁からのリサイクリングの違い、特に中性粒子の分布の違いを紹介し、低エネルギーの粒子排気の必要性を強調
- (13) 理論から見てどのような PWI 研究が必要か (核融合研・伊藤公孝)
プラズマからの壁への相互作用ではなく、壁からプラズマへの相互作用であるとの認識が重要である。長期的にみて、学問としてのプラズマ壁相互作用を構築する必要があること、まその方策について提言。
- (14) 材料からみてプラズマ研究者に何を望むか (東大原子力施設・山口憲司)
プラズマ壁相互作用というよりプラズマ研究者と壁研究者の相互作用が今以上に要求されていること。その方策についてコメント。
- (15) 民間から見た PWI 研究へのコメント (日立・後藤純考)
壁材料の製造とエンジニアリング的な立場から見ると、短中期的には炭素材をはずせない事、高 Z 材は難しいことをコメント。
- (16) 原研における高 Z 材 (特に CVD-W) の開発状況 (原研・中村和幸)
ITER ではタンクステンのダイバータが予定されている事を受けて、原研で開発中の高 Z 材特に CVD-タングステンの熱的な性質について紹介、CVD-W は結晶粒子が細かいので割れに強いこと、またそれ故非常に高い熱衝撃試験でも、従来の焼結 W やモノクリスタル W よりも損耗が少なかったと報告。
- (17) トリチウムトラッキング (原研・奥野健二)
トリチウムトラッキングとはなにか、またなぜ重要なのかを解説。第一壁でのトリチウムのインベントリーが最大でありかつ最も不確定要素であること。それ故早急に評価する方法を開発する必要があるが、固体の中のトリチウムの計測が難しいので難航している事を示した。
- (18) 素リサイクリング (東工大・飯尾俊二)
JT-60 の 1991 年及び 1992 年のデータにもとづいて、水素リサイクリングを様々な角度から解析、粒子排気あるいは低リサイクリングを実現することが重要である事を示した。DT 燃焼の結果生じるヘリウムが DT 燃焼プラズマのオペレーション領域を狭めるため、その排気が非常に重要であること。特に D-³He 核融合ではさらに重要性が増す事を紹介。
- (19) B2.5 コードによるダイバータプラズマモデリング (東大・大津繁樹)
2 次元多流体プラズマ輸送コード (B2.5) を用いて、ダイバータ部の private region と First Wall 側で不純物注入 (ネオン) および粒子排気を行った時のプラズマの状態を数値解析した結果を紹介。粒子排気により注入したネオン不純物による冷却効果を制御できることを示すなどコードの有効性を例示。
- (20) 磁力線が斜めに入射する固体表面におけるプラズマ表面相互作用のシュミレーション (徳島大・大宅薰)
実機の不純物挙動のうちリミッタあるいはダイバータ近傍に於ける、不純物の局所遮蔽効果解明するための、シュミレーション研究を紹介。タンクステンと炭素についての結果を照会。またベリリウムからの 2 次電子放出等についても紹介。
- (21) JFT-2M における捕集プローブ実験と実機試料分析 (神船大・北村晃)
標記実験のうち重水素フラックスの測定と、ダイバータタイル上のボロン、酸素、鉄の分析結果を紹介。周辺プラズマの挙動を従来より詳細かつ広範囲に議論可能となつたと説明。
- (22) Possibilities of Application of Super-permeable Membranes in Fusion Devices (ロシア Livshitz)
高エネルギー水素の材料中の超透過を利用した排気系を ITER に採用することを提言、そのデモンストレーションとして核融合研で行われたニオブ膜による原子状水素による超透過現象の具体例を紹介。

JT-60Uにおけるプラズマ壁相互作用研究の現状

日本原子力研究所 那珂研究所
東島 智、JT-60チーム

1. はじめに

真空容器内壁一面に炭素タイルを貼っているため、JT-60Uの主な不純物は炭素である。本講演では、JT-60Uにおけるプラズマ壁相互作用研究の内、ボロナイゼーションを用いた壁調整法、炭素不純物発生機構、ダイバータ部における遠隔放射冷却、ダイバータ改造計画について報告する。

2. ボロナイゼーションを用いた壁調整

JT-60Uでは、取扱の容易さからデカボラン($B_{10}H_{14}$)を使用している。ボロナイゼーションを実施することで、低粒子サイクリング状態を長く維持でき、酸素不純物を低減することができた。また、結果的に良好な閉じ込めを得ることができた。

3. 炭素不純物発生機構

JT-60Uではこれまで炭素不純物の発生に関する研究を進めてきた。不純物輸送計算コード(IMPIC code)による解析[1, 2]は、高密度ダイバータプラズマの炭素発生が物理スパッタリングのみでは説明できず、化学スパッタリングを考慮する必要があることを指摘した。

化学スパッタリングは温度の関数である[3]ことから、ダイバータ板を冷却することで(a)炭化水素(CHバンド光)が減少すること、その際(b)主プラズマ中の炭素が減少することを確認し、高密度プラズマにおける化学スパッタリングの重要性を実験的に示した。

4. 遠隔放射冷却

遠隔放射冷却の利点は、ダイバータ板への熱負荷を低減し、損傷を低減できることである。しかし、ITER等で必要とされる放射損失を水素のみで実現するのは難しいため、現在JT-60Uではネオン等の不純物ガスをパフし、放射損失を増大させる試みを行っている。

だが、現在のJT-60Uダイバータ形状(開ダイバータ)では粒子の逆流が発生し、良好な閉じ込めと遠隔放射冷却を両立させることは難しい。→ダイバータ改造

5. ダイバータ改造

JT-60Uダイバータ改造の目標は、以下の通りである。

- (1) 热制御：制御制のある低温・高密度ダイバータの確立
- (2) 粒子制御：He灰排気と热制御の両立
- (3) 不純物制御：不純物の抑制
- (4) 閉じ込め性能とのダイバータとの両立

参考文献

- [1] K. Shimizu et. al., J. Nucl. Mater. 220-222 (1995) 410.
- [2] K. Shimizu et. al., IAEA Seville 1994, IAEA-CN-60/D-P-I-2.
- [3] J. Roth et. al., Suppl. Nucl. Fusion (1991) 64.

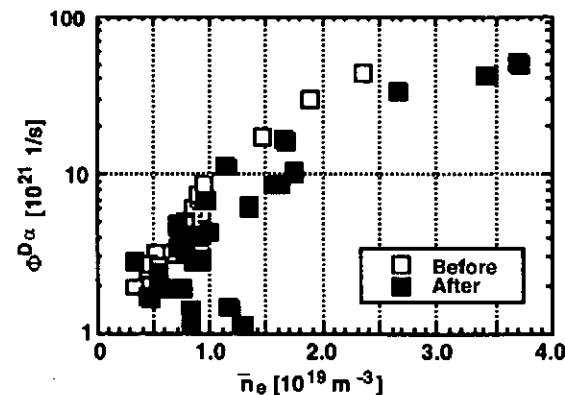


図1.ボロナイゼーション前後の粒子リサイクリングの変化(前後100放電)

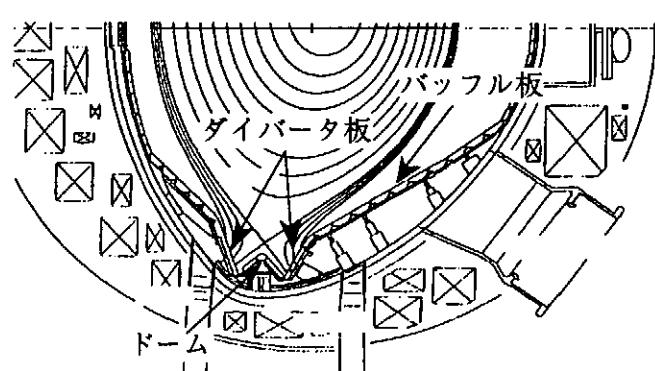


図2.改造後のダイバータ形状

JT-60Uにおける プラズマ壁相互作用研究の現状



日本原子力研究所
那珂研究所

東島 智, JT-60チーム

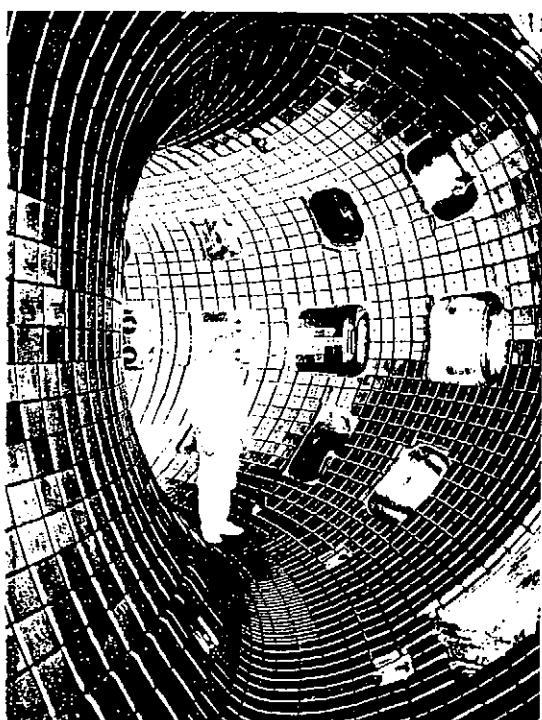
内容

1. JT-60Uの概要
2. 壁調整法
3. ボロナイゼーション
4. 不純物発生
5. 遠隔放射冷却(ネオンバフ実験)
6. ダイバータ改造計画

JAERI

JT-60U

JT-60U真空容器

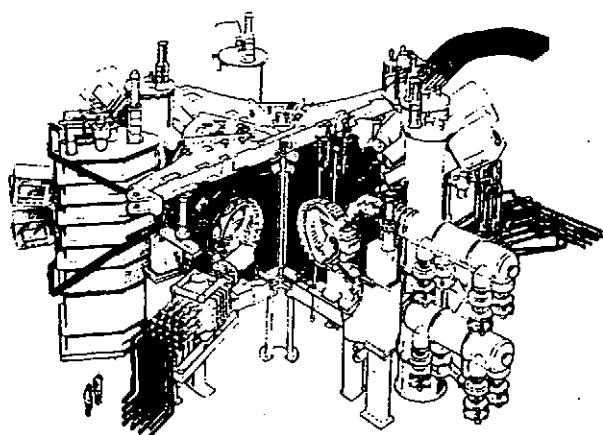


JT-60U真空容器内部

(約1万枚の炭素カーバイドにより、高温の
プラズマから保護している。)

JAERI

臨界プラズマ試験装置JT-60U



臨界プラズマ試験装置JT-60

プラズマ電流	5MA
トロイダル磁場	4T
プラズマ大半径	3m
プラズマ小半径	1m
最高イオン温度	38keV
プラズマ密度	$<1 \times 10^{20} m^{-3}$
中性粒子加熱入力	36MW
LHRF加熱入力	10MW
ICRF加熱入力	5MW

JAERI

JT-60U

JT-60Uにおける壁調整法

JT-60Uでは以下の手法を組み合わせ、壁調整を行っている。

1. 300°C Baking
常時300°Cベーキング
2. GDC (Glow Discharge Cleaning)
Gas : He
頻度：昼食・夕食休憩時、夜間
所要時間：1～数時間程度
3. TDC (Taylor Discharge Cleaning)
Gas : He, D₂(H₂)
頻度：Disruptionの後などに適宜
所要時間：3～10分程度
4. Tokamak Discharge Cleaning
頻度：必要に応じて適宜
5. Boronization
Decaborane (B₁₀H₁₄)
頻度：年1～2回
所要時間：50時間程度

ここでは、壁調整のうちボロナイゼーションについて取り上げる。

JAERI

ボロナイゼーション

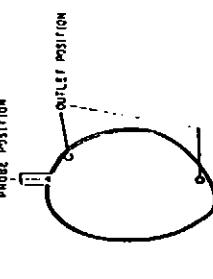
目的：
不純物の低減
粒子リサイクリングの低減
→閉じ込めの改善

デカボラン($B_{10}H_{14}$)を使用
室温で固体
ジボランより取扱が容易

(1) 第4回ボロナイゼーション
・他の壁調整法なしで、低粒子リサイクリング
状態を長く維持
・酸素不純物の低減

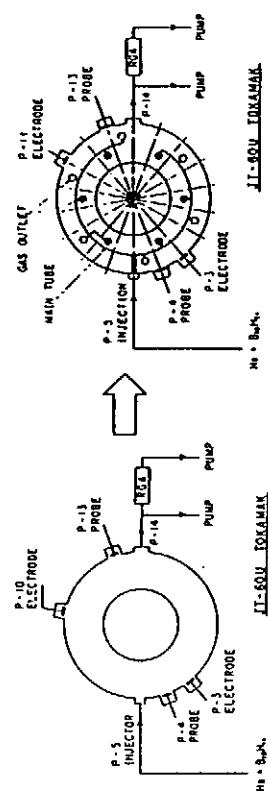
(2) 第5回ボロナイゼーション
・STB(Solid Target Boronization)の効果
・酸素不純物の低減

(3) 第6回ボロナイゼーション
・ $He+D_2$ 希釈ボロナイゼーション
・低粒子リサイクリングと低H/D比の両立

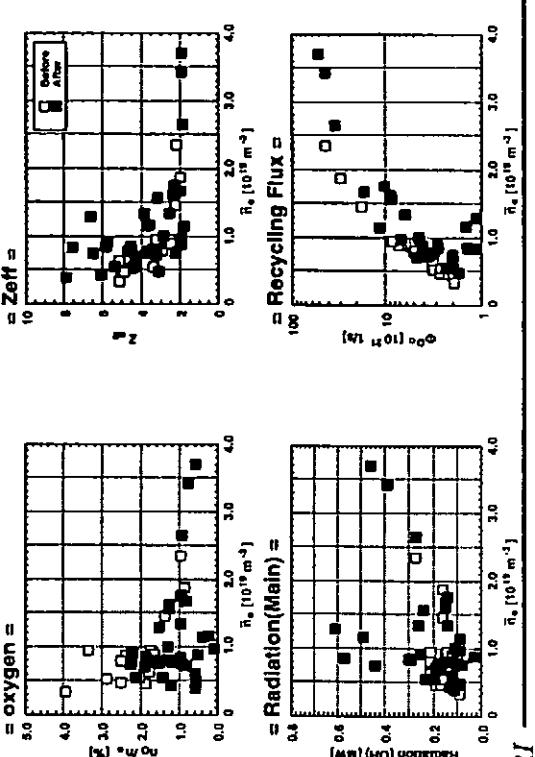


ボロナイゼーション装置

第3回ボロナイゼーション以降
ス流入口の数を増やした。
(生成膜のトロイダル方向分布を
一様にするため)

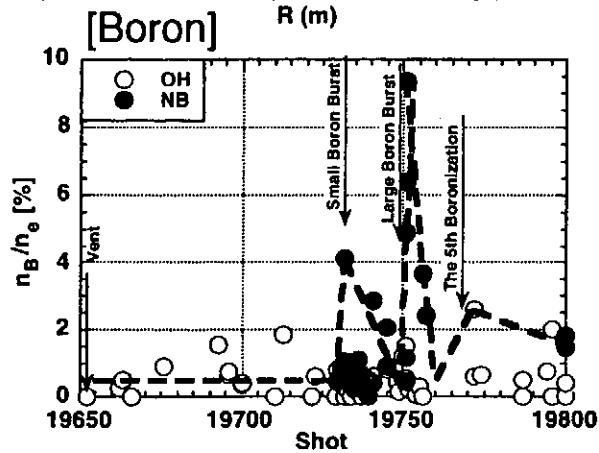
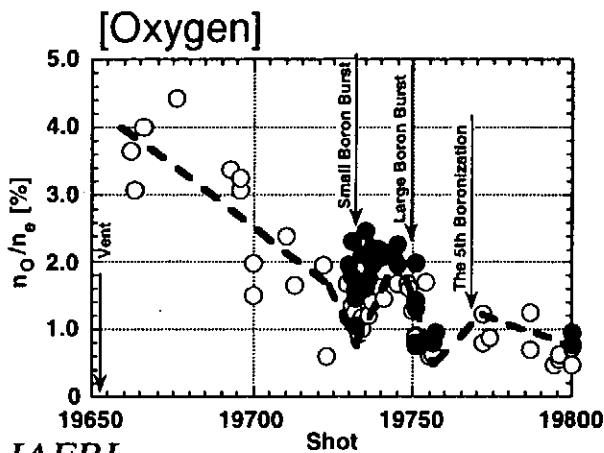
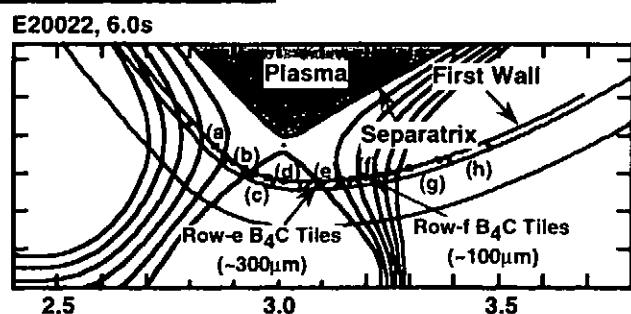


典型的な結果(OH放電)(第4回ボロナイゼーション)



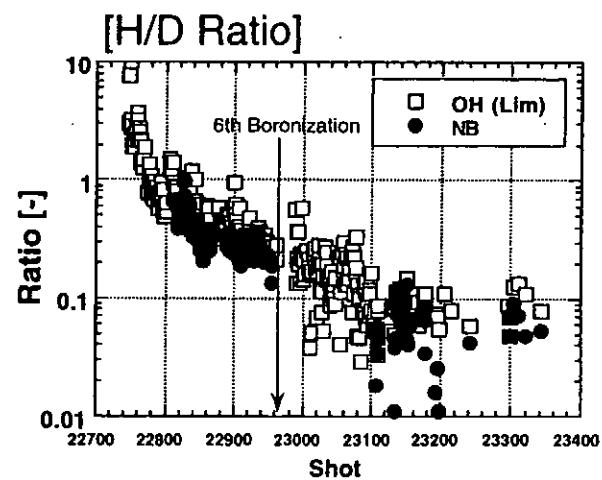
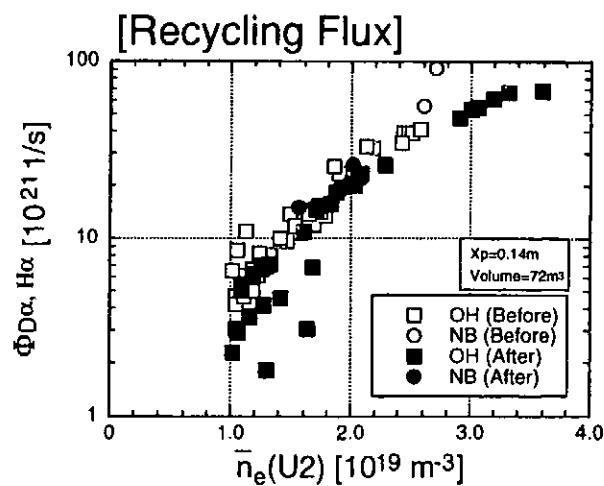
STBによる効果(第5回ボロナイゼーション)

B_4C を被覆したCFCタイル(B_4C 層の厚さ:~300 μm)から発生したボロンが第一壁上にコーティングされ、ボロナイゼーションと同様に、酸素不純物の減少が見られた。



He+D₂希釈ボロナイゼーション(第6回ボロナイゼーション)

粒子リサイクリングを増加させることなく、プラズマ中のH(水素)/D(重水素)比を下げる事ができた。だが、生成膜中の水素同位体量は、約10%(第4回)から約35%(第6回)と増加している。



(第5回ボロナイゼーション迄は、直後にH/D比が~10となり、その後~0.1迄減少するのに約150ショットのトカマク放電を必要とした。)

JT-60Uにおける不純物発生に関する研究

JT-60Uの主な不純物種：

ボロン、炭素、酸素
(RF実験時に：鉄、銅、ニッケル)

<JT-60Uにおけるこれまでの研究>

- ・炭素に関して研究
- ・低密度プラズマでは、物理スパッタリングが炭素の主な発生機構であり、化学スパッタリングの寄与は小さい。また、25MW程度のNB加熱を行っても炭素の主プラズマへの急激な混入は見られていない。

しかし、

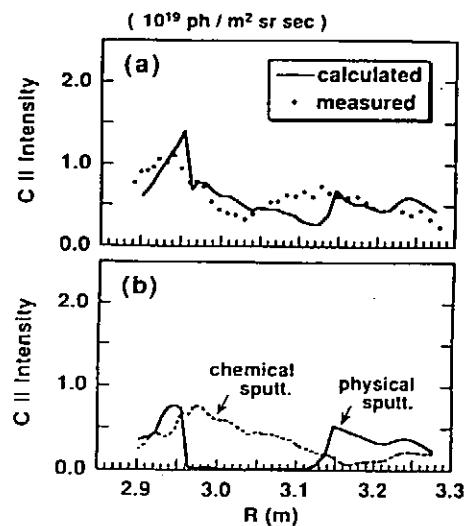
- ・不純物輸送コードによる解析[1,2]では、高密度ダイバータプラズマの炭素発生が物理スパッタリングのみでは説明できず、化学スパッタリングを考慮する必要があることを示した。

- [1] K. Shimizu et al., J. Nucl. Mater. 220-222 (1995) 410.
[2] K. Shimizu et al., IAEA Seville 1994, IAEA-CN-60/D-P-I-2.

JAERI

高密度プラズマにおけるCII分布

計算されたCII強度分布と計測された強度分布はよく一致する。X点近傍のCII強度は物理スパッタリングのみでは説明できない。



JAERI

炭素の発生分布(不純物輸送コード)

(a) 低密度ダイバータプラズマ

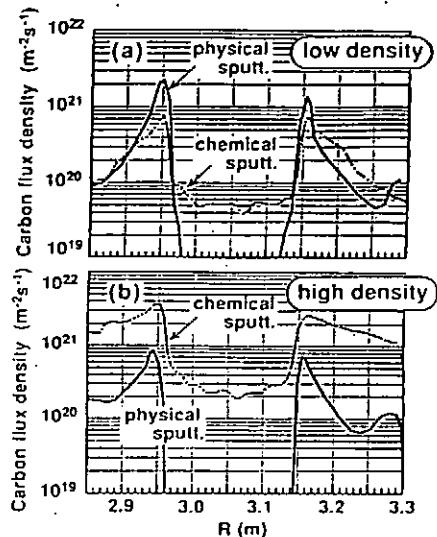
低リサイクリング、温度：高

→物理スパッタリング：大、化学スパッタリング：小

(b) 高密度ダイバータプラズマ

高リサイクリング、温度：

→物理スパッタリング：小、化学スパッタリング：大



JAERI

炭化水素発生場所とプラズマへの侵入

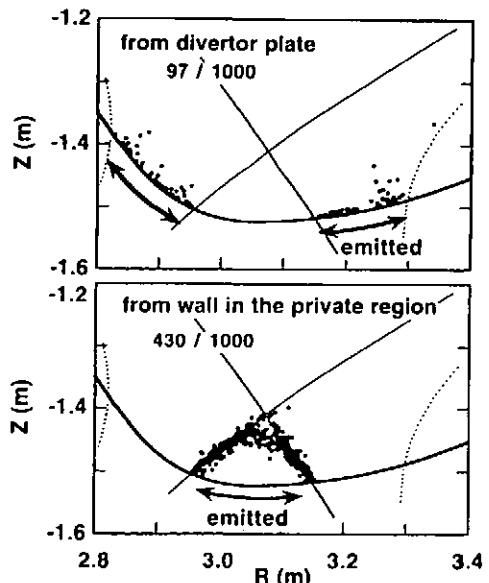
[高密度ダイバータプラズマ]

(a) ダイバータプラズマで発生した炭化水素

大部分はイオン化後直ぐに、ダイバータ板に戻る。C⁺として存在するのは、発生したうちの約10%。

(b) プライベート領域で発生した炭化水素

発生した炭化水素のうち、約半分がC⁺になる。



JAERI

ダイバータ部水冷却

不純物輸送コードの解析結果に基づき、
ダイバータ板温度を低下させる。

→ダイバータ部水冷却

これにより、
不純物は減少する?
化学スパッタリングは減少する?
→ダイバータ水冷却によりCH(炭化水素)は減少。

JT-60Uダイバータ部冷却

- 通常：窒素ガスによる冷却
- 冷却材温度

窒素ガス：40~50°C

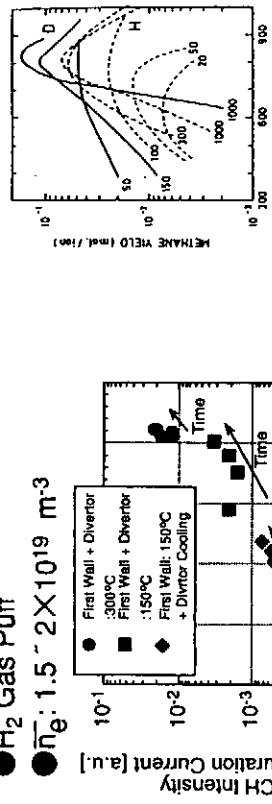
水：23~28°C

- 熱コンダクタンス

窒素ガス：30W/m²K (設計値)
水：400W/m²K (設計値)

CH Band光の変化

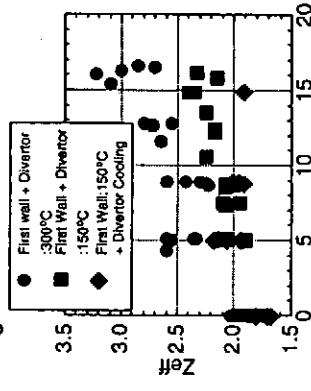
- I_p/B_t=2MA/4T
- NB Power: 7MW, NB: H⁰ Beam
- H₂ Gas Puff
- $\bar{n}_e: 1.5 \sim 2 \times 10^{19} m^{-3}$



→ダイバータ水冷却によりCH(炭化水素)は減少。

主プラスマのZeff値及び炭素不純物 (Power Scan)

- I_p/B_t=2MA/4T
- NB: H⁰ Beam
- H₂ Gas Puff
- $\bar{n}_e: 1.5 \sim 2 \times 10^{19} m^{-3}$

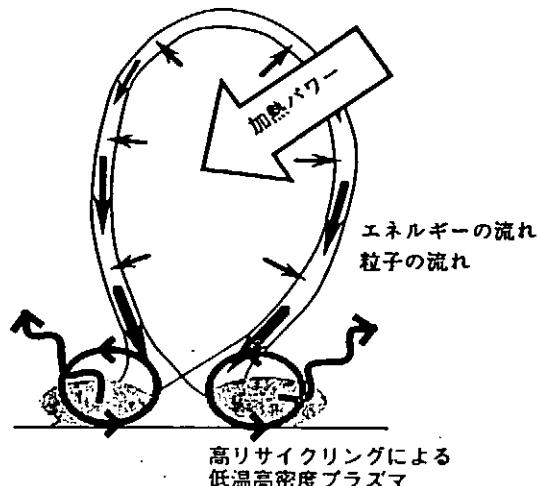


→Zeff値、炭素不純物量は減少。
JAERI

遠隔放射冷却

利点：

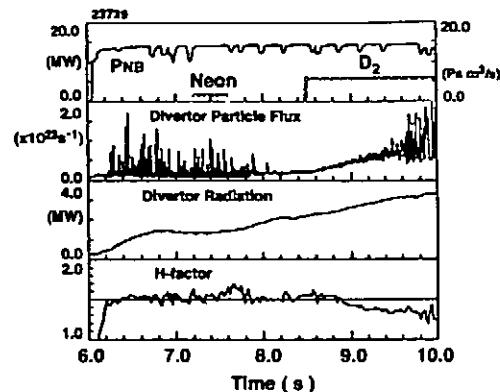
ダイバータ板への熱負荷を低減し、損傷を低減する。



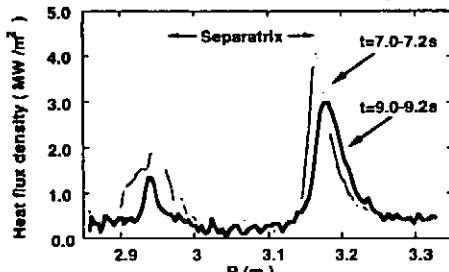
ITER等で必要とされる放射損失を水素のみで達成するのは難しいため、不純物ガスをダイバータ部へバフし、放射損失を増大させる等の手段をとる。そこで、壁への影響の少ないネオンガスをバフして放射損失を増大させる試みを行っている。

JAERI

ネオンバフ実験



[ダイバータ板上の熱流束分布]



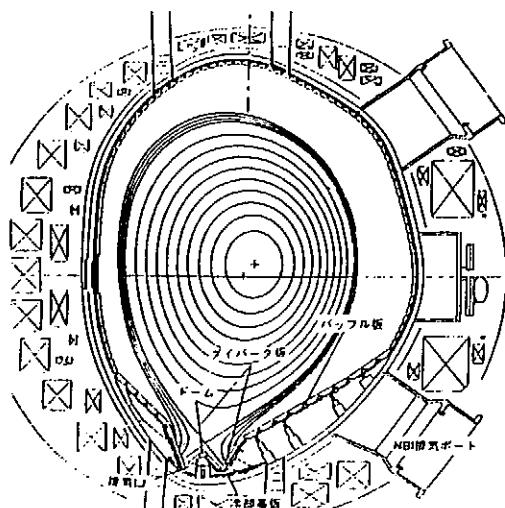
しかし、開ダイバータでは粒子の逆流が避けられないため、遠隔放射ダイバータと高閉じ込めの両立は難しい。→ダイバータ改造計画

JAERI

ダイバータ改造計画

目標

- 熱制御：制御性のある低温・高密度ダイバータの確立
- 粒子制御：He灰排気と熱制御の両立
- 不純物制御：不純物の抑制
- 閉じ込め性能との両立



改造後のダイバータ形状

JAERI

まとめ

☆壁調整法

- デカボランを用いたボロナイゼーション
→ 粒子リサイクリングの低減
- 閉じ込め改善に寄与
- B_4C 被覆されたCFCタイルによるSTB
→ 真に「in situ」なボロナイゼーションの可能性
- He+D₂混合ガス希釈ボロナイゼーション
→ 低H/D比と低粒子リサイクリングの両立

☆不純物発生

- 化学スパッタリング
→ 低温・高密度ダイバータで問題
→ ダイバータ板の低温化が有効

☆遠隔放射冷却

- 放射損失の増大
→ ネオンバフ実験
→ 閉じ込めとの両立が課題

☆ダイバータ改造計画

- 平成8年11~12月改造予定

JAERI

Reversed Field Pinch (TPE-1RM15) におけるPWI

1995-9-12 電子技術総合研究所 エネルギー基礎部 プラズマ研究室
TPE-1 実験 Group 発表者 平野洋一

1. はじめに

Reversed Field Pinch (RFP) 実験装置 TPE-1RM15 ではリミター材料として、ステンレス鋼 (SUS316L)、グラファイト (POCOPDBP 3-2)、モリブデン (E/B 真空溶解) の三種類の材料を順次取り替えた実験が行われた。講演では、モリブデンリミターの採用によるプラズマパラメーターの向上とその原因、プラズマに挿入した可動リミターの損傷について報告する。

2. TPE-1RM15 装置

TPE-1RM15 (大半径／小半径 ; 0.7 / 0.135m) は、現在稼働中の TPE-1RM20 装置の一つ前の装置であり、プラズマ電流 $I_p = 50\text{-}250\text{kA}$ 、トロイダル周回電圧 $V_l = 30\text{-}50\text{V}$ 、放電時間 10ms程度、の条件で運転された。RFP の加熱入力はプラズマ電流による加熱だけなので、加熱入力密度は $10\text{-}50\text{MW/m}^3$ 、平均壁熱負荷は $0.6\text{-}3\text{MW/m}^2$ 程度である。RFP の特徴は比較的小型の装置で高温と高ベータを実現できるところにあり、TPE-1RM15 でも 800eV の高い電子温度と 10% のプロイダルベータを実現した。

3. モリブデンリミターの採用によるプラズマパラメーターの向上

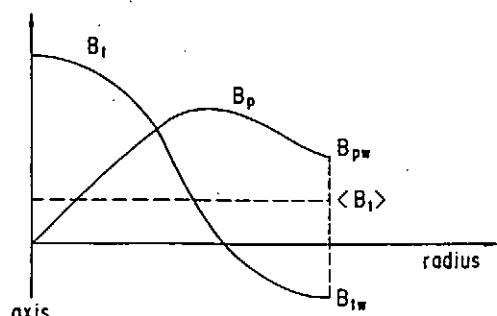
三種類のリミターの中ではモリブデンリミターが最も良い結果を与えた。ステンレス製のリミターでは、高プラズマ電流領域 ($I_p > 160\text{kA}$) で急激なプラズマ電流の遮断が観測された。グラファイトではプラズマ電流の急激な遮断は見られなかったが、低プラズマ電流領域でも V_l が高く、さらに $I_p > 170\text{kA}$ のところから V_l の急激な増加が観測された。また、得られた電子温度はステンレスの場合より低かった。モリブデンではこのような急激な V_l の増大は見られず、 $I_p = 200\text{kA}$ まではほぼ一定であり、先に示した高い電子温度と良好なプラズマ特性を実現することが可能となった。ただし、 $I_p > 200\text{kA}$ の所では V_l は次第に増大する傾向を示した。

4. プラズマパラメータ向上の理由

主に熱伝導特性の違いから同じ熱パルスに対して、グラファイトはモリブデンの 1.4 倍の表面温度上昇となることが計算から示される。実験では同じ放電条件に対して 2400 度 C と 1700 度 C の表面温度上昇が観測されており、ほぼ計算と一致している。一方、実験で観測された不純物のブルーミングが起こる表面温度は、グラファイトでは 1700 度 C 程度、モリブデンでは 2400 度 C 程度である。従って、ブルーミングを起こすまでには、モリブデンはグラファイトの 2 倍の熱パルスが可能であり、これが上記の特性向上の理由であると考えられる。ただし、挿入型リミターで調べた過大な熱パルスに対する表面の損傷は、モリブデンの方がはるかに大きく（溶融、ひび割れが見られた）、この点は今後問題となる可能性があると考えられる。

内容

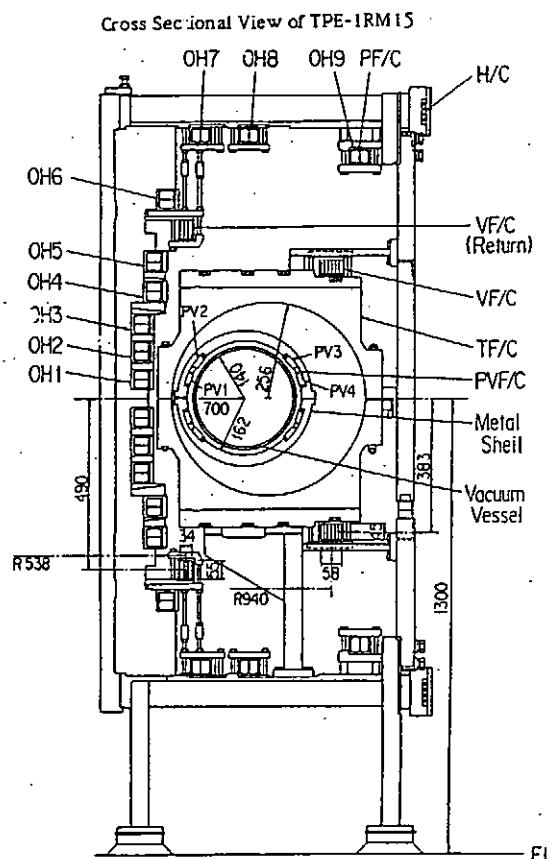
1. 逆磁場ピンチ (RFP) と TPE-1RM15 装置の紹介
2. モリブデンリミターの使用によるプラズマパラメータの向上
3. リミターへの熱流束の評価
4. 可動リミターの表面損傷
5. リミター表面からの不純物発生
6. まとめ



Schematic Drawing of Magnetic Filed Profile of Reversed Field Pinch.

Table Machine Parameters of TPE-1RM15 (Mo limiter)

major radius	0.7 m
minor radius plasma	0.137 m (at fixed limiter surface)
vacuum vessel	0.152 m
shell (inner)	0.162 m
materials of	
vacuum vessel/limiters	SUS316L/Molybdenum (thickness ; 0.8 mm for bellows and 2 mm for port section) (SUS316L/SUS316 INCONEL625/graphite(POCO-DBP-3-2) (thickness ; same above))
shell	copper (thickness ; 25 mm)
penetration time of shell	= 100 ms



2. モリブデンリミターの使用によるプラズマパラメータの向上

リミター材料として SUS、グラファイト、モリブデンを用いた場合の比較

SUS、グラファイト

低 I_P 領域

T_e、n_e ほぼ I_P に比例

V_{loop} I_P と共にゆっくり減少

高 I_P 領域

T_e、n_e 減少

V_{loop} 増加

=> エネルギー閉じ込め時間、ベータ値の劣化

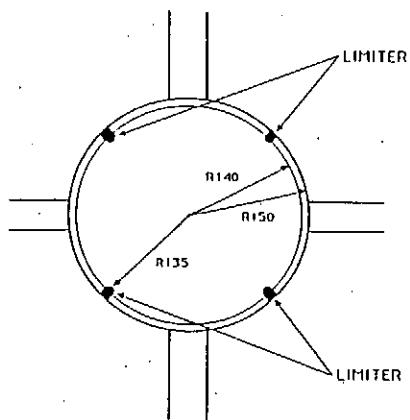
原因 ==> プラズマ／壁 相互作用と思われる

リミター表面温度 ==> 2600 度C

SUS 表面の溶融／蒸発 ==> 金属不純物の増加

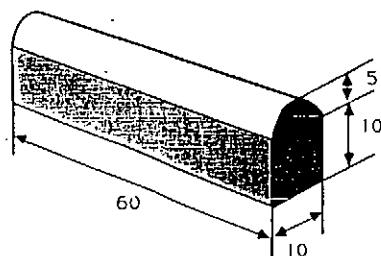
グラファイト 表面からの大量のガス放出 ==> エッチの冷却
=> 不安定性

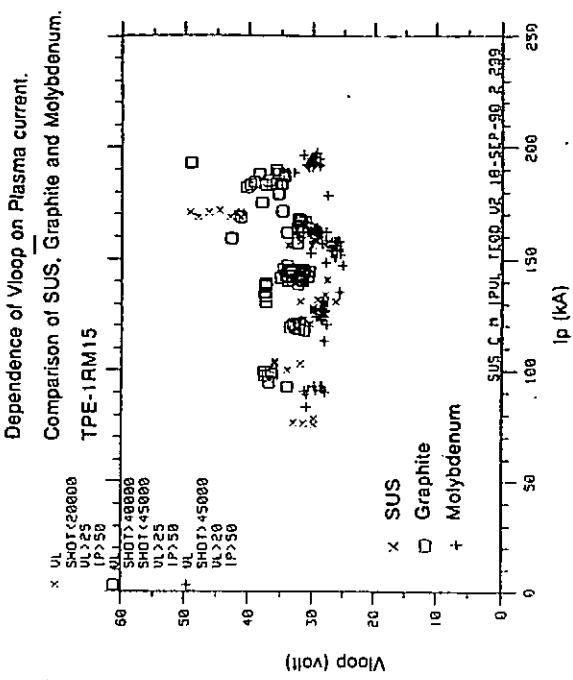
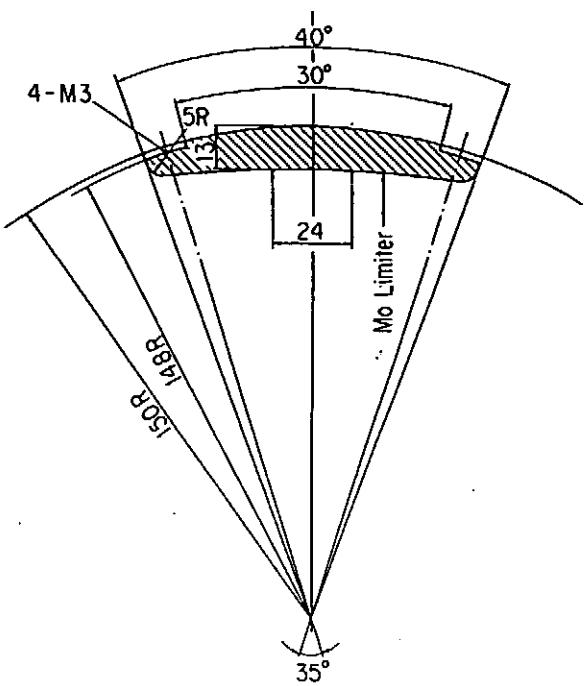
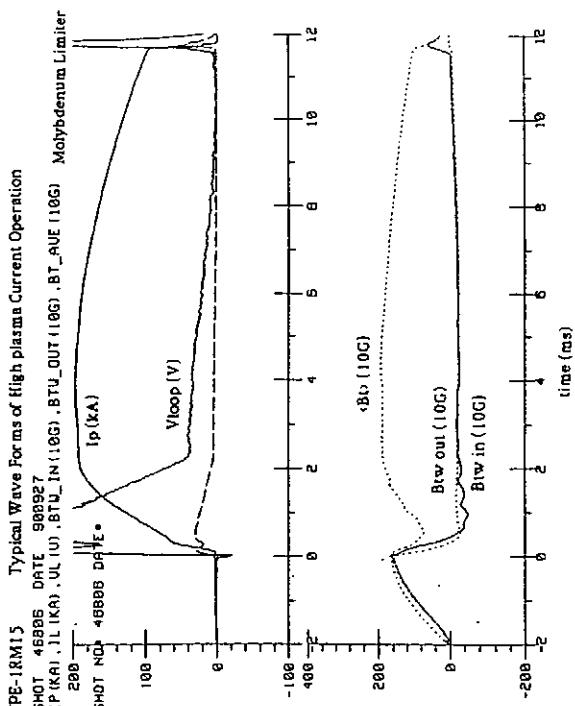
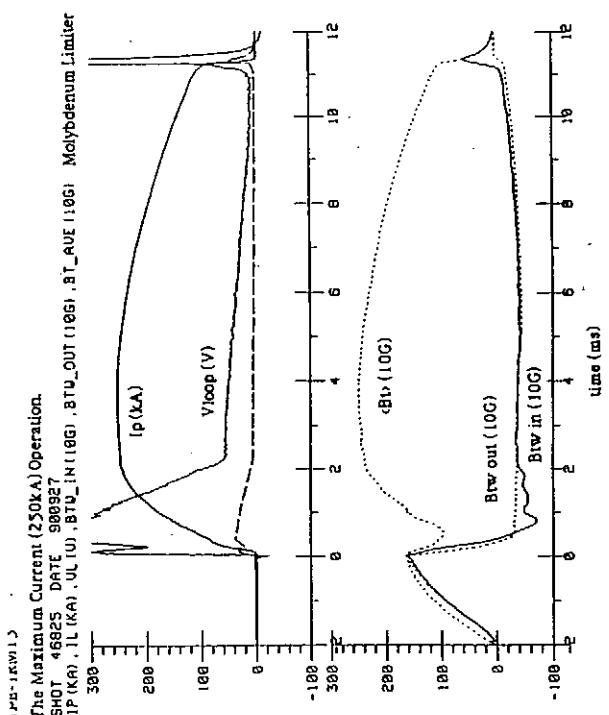
POLOIDAL CROSS SECTION OF LINER
AT PORT SECTION
TPE-1BM15



TPE-1BM15

GRAPHITE LIMITER
(POCO-DGP-3-2)

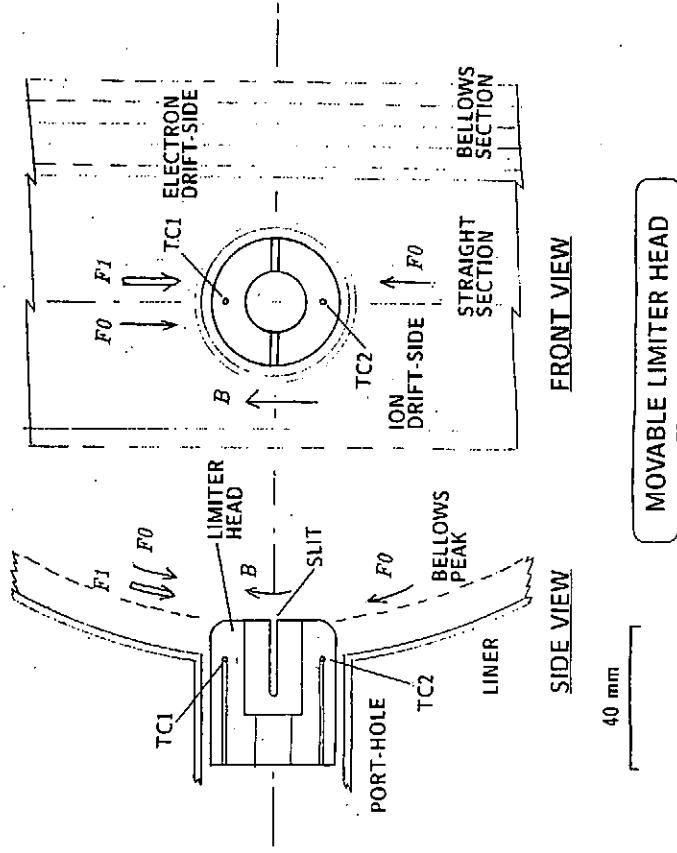
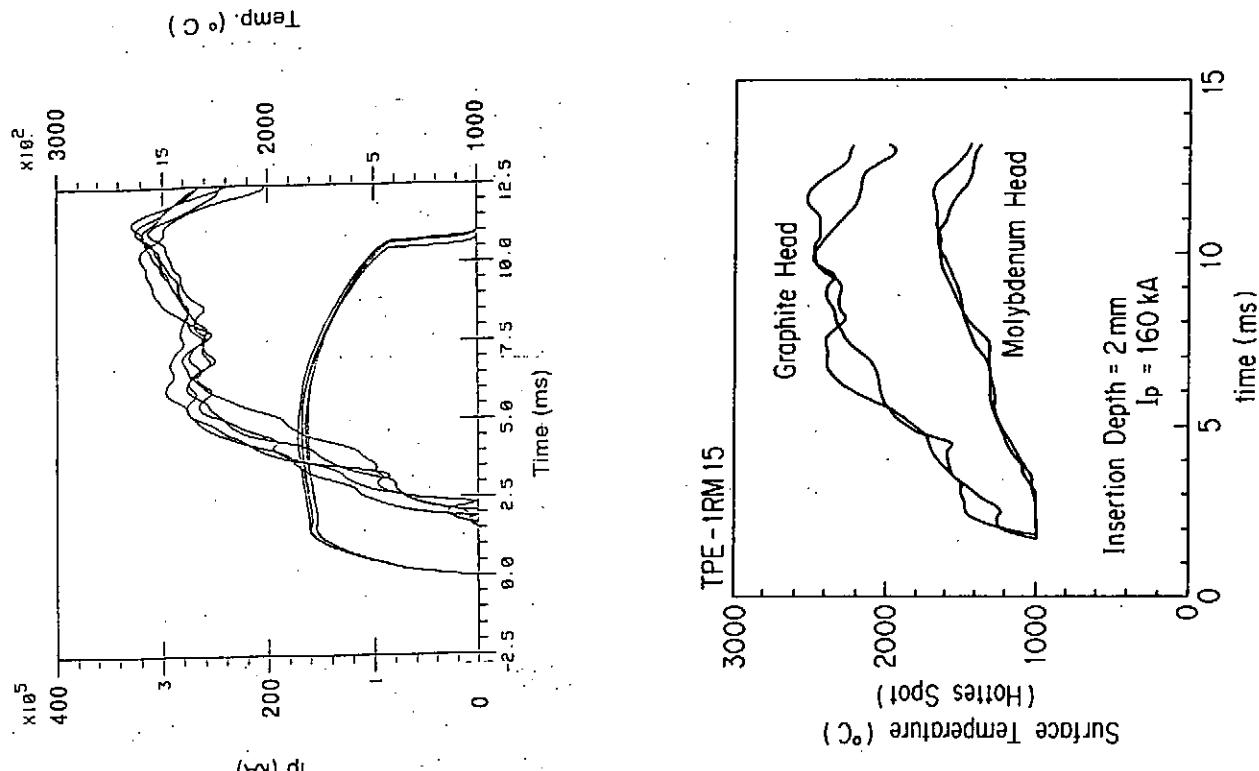


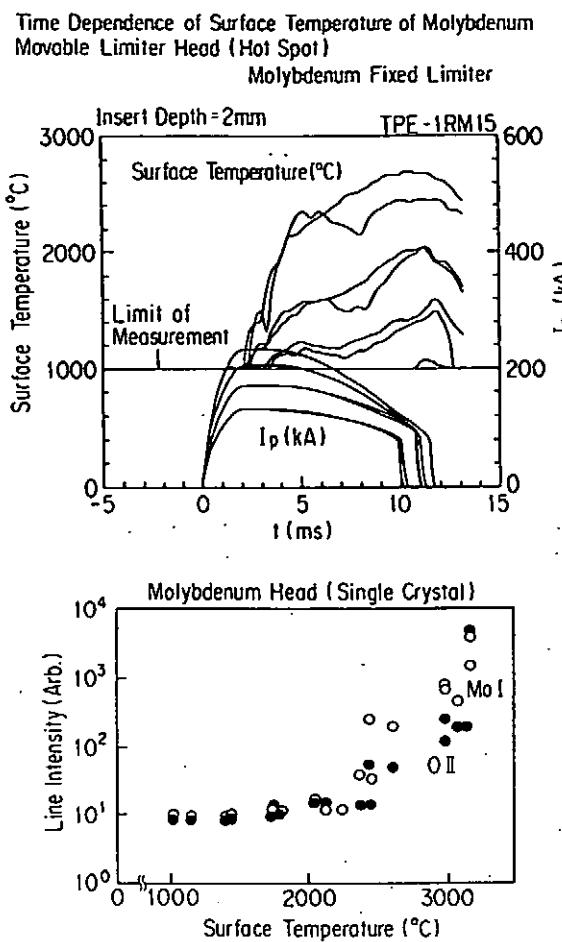


モリブデンリミター
最大表面温度～1700度C (Ip～165kA)。
ガス放出も小さいことを期待。

実験結果
 T_e, n_e Ip～200kAまでIpと共に増加
Vloop一定 (~30V)に保たれる (ほとんど増加しない)
ただし、Ip>200kAでは閉じ込めは劣化
最大表面温度～2600度C (Ip～225kA)
大量の不純物発生

Surface Temperature of Graphite Movable Limiter. Measured by Infrared Temperature Monitor.





Moリミターでプラズマパラメータが向上した理由

同じ熱負荷で表面の温度上昇 ΔT が違う

$$\Delta T = 2 \Gamma_L \{ \tau_{\text{dis}} / (\pi \rho c k) \}^{1/2}$$

τ_{dis} : 加熱時間(10ms)、 Γ_L : 熱流束、 ρ : 密度、 c : 比熱、
 k : 热伝導率

モリブデン、

$k \sim 120 \text{ W m}^{-1} \text{ K}^{-1}$ 、 $c \sim 300 \text{ J kg}^{-1} \text{ K}^{-1}$ 、
 $\rho \sim 1.0 \times 10^4 \text{ kg cm}^{-3}$ 、 $(\rho c k)^{-1/2} \sim 5.3 \times 10^{-5}$
 $\Gamma_L = 280 \text{ MW/m}^2$ の時 $\Delta T = 1700$ 度C

グラファイト (IG-110)、

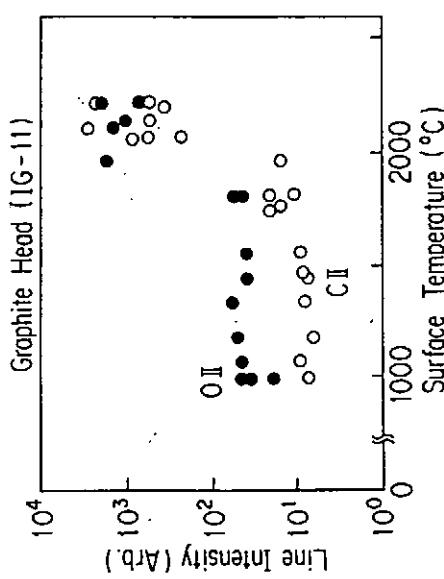
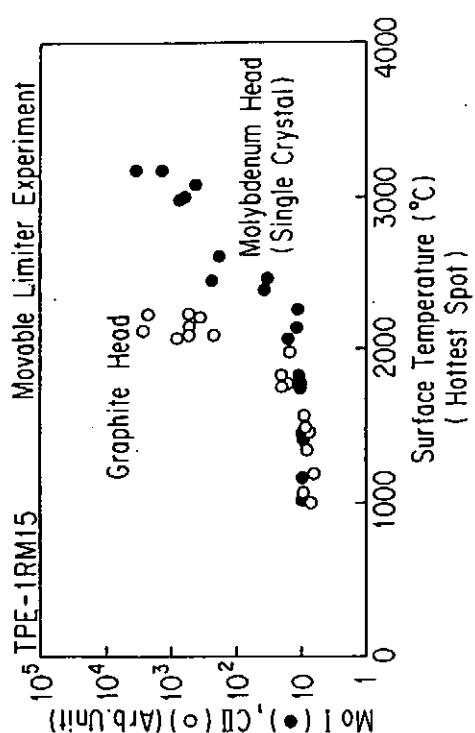
$k \sim 50 \text{ W m}^{-1} \text{ K}^{-1}$ 、 $c \sim 2000 \text{ J kg}^{-1} \text{ K}^{-1}$ 、
 $\rho \sim 1.8 \times 10^3 \text{ kg cm}^{-3}$ 、 $(\rho c k)^{-1/2} \sim 7.5 \times 10^{-5}$
 $\Gamma_L = 280 \text{ MW/m}^2$ の時 $\Delta T = 2400$ 度C

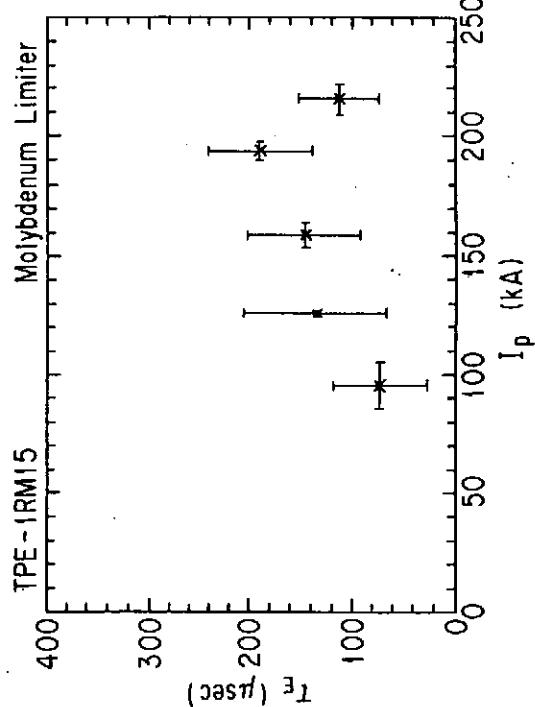
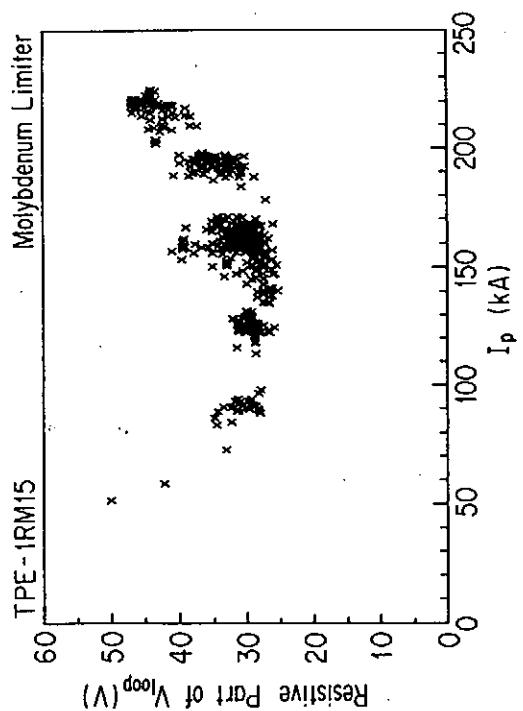
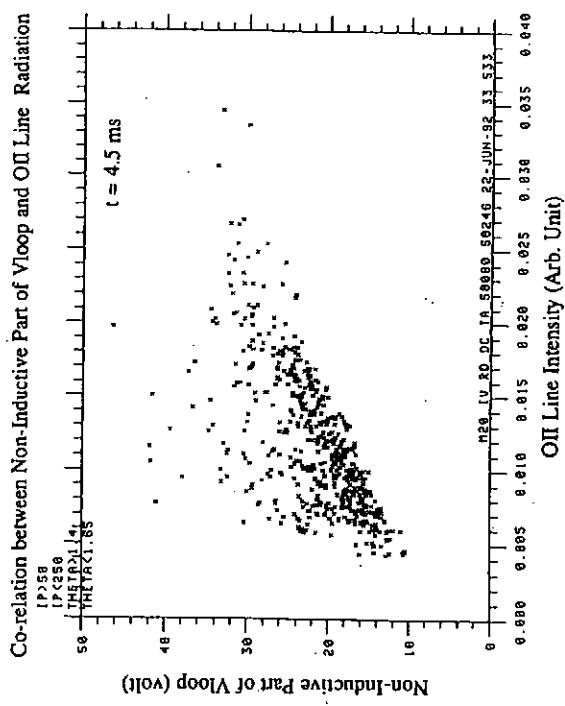
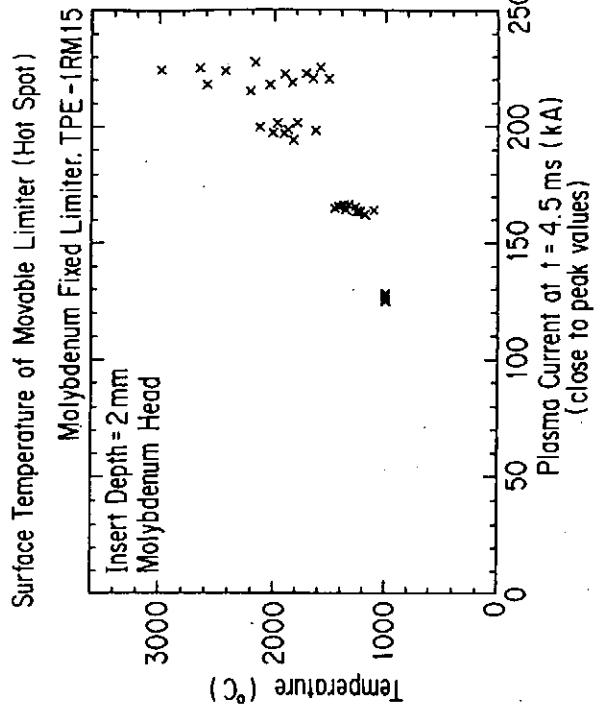
ブルーミング温度の違い

グラファイトは低い温度(約1700度C)で起こる
モリブデンは高い温度(約2300度C)で起こる

結論

ブルーミングの起こる熱負荷がグラファイトは小さい





3. リミターへの熱流束の評価

RFPでは高エネルギーの電子流がエッチ付近に存在
(Kinetic Dynamo Theory?)

グラファイトとモリブデンの可動リミターをエッチに挿入
高速DVカメラ等で電子電流が流れ込む面が激しく加熱される。
表面温度の変化(赤外線温度計)、時間変化、空間分布
高温スパート \Rightarrow グラファイト 2600度C、数値計算と一致
モリブデン 1600度C、数値計算と一致

全体の温度変化(サーモカップル)

$$\text{エネルギーインプット} = > 2 \cdot 2 \text{ MJ/m}^2$$

$$=> \text{熱流束} = 400 - 600 \text{ MW/m}^2 \quad 1 \text{ P} \sim 150 \text{ kA}$$

金属性ターダクトのエッチへの挿入
軟X線のエネルギー解析(高エネルギー電子流のエネルギー分布)
 $= > 10 \text{ keV}$ までに及ぶプロードな分布

4. 可動リミターの表面損傷

モリブデン(電子ビーム溶解法、多結晶)、
モリブデン(電子ビーム溶解法、単結晶)、
規結モリブデン
グラファイト、
の比較

表面温度の測定(分布と時間変化)

モリブデン可動リミターの表面温度は
モリブデン可動リミターの表面温度は
プラズマ電流 $\sim 165 \text{ kA}$ で 1600度C。

電流を増やすと上昇。> 2600度C (1P $\sim 225 \text{ kA}$)

グラファイト可動リミターの表面温度は
モリブデン可動リミターの表面温度は
プラズマ電流 $\sim 165 \text{ kA}$ で 2600度C。

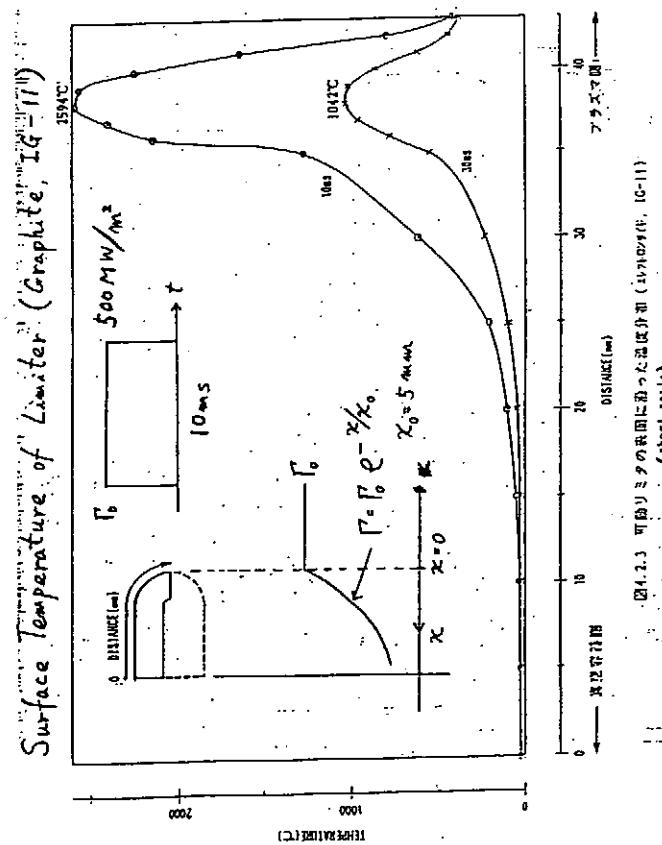


図4.3.3 可動リミターの表面に沿った温度分布 (1000度C, 10-11) (short scale)

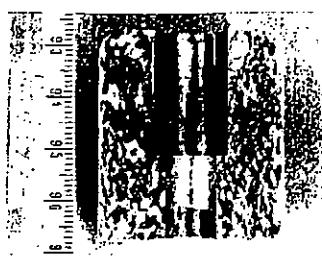


写真2 リミッター断面のマクロ組織

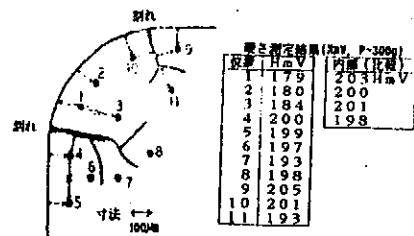


写真1 リミッター断面の埋込分布 (Ωm)

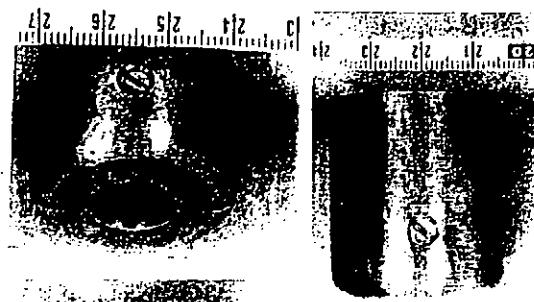
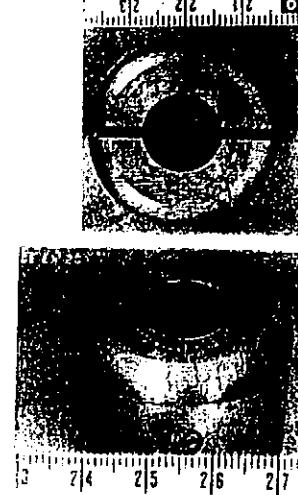
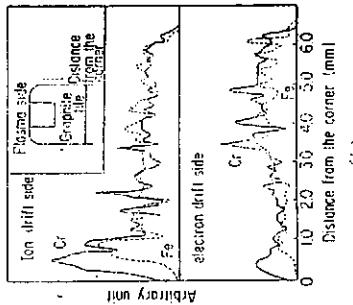
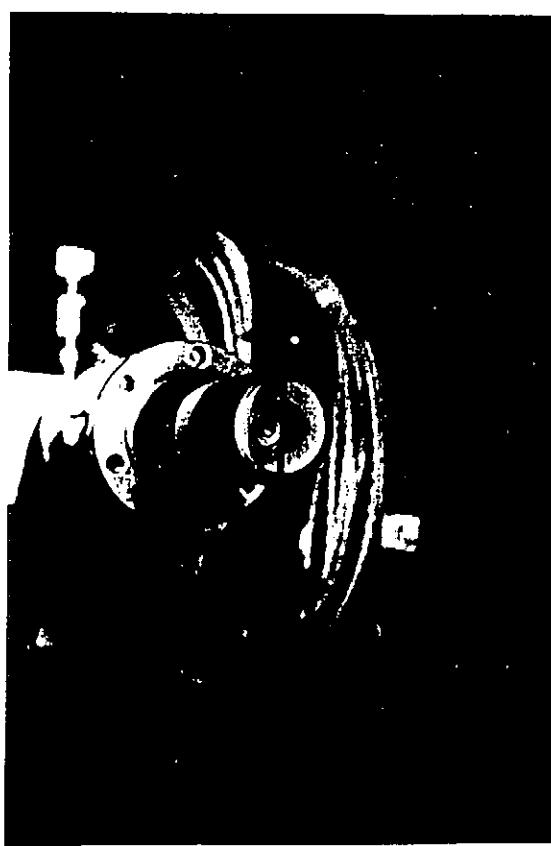


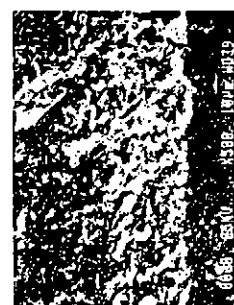
写真1 E-B-Mのリミッタ外観



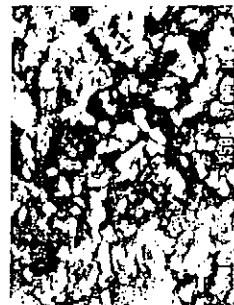
(テ스트使用後)



(a)



electron drift site
ion drift site



electron drift site
ion drift site

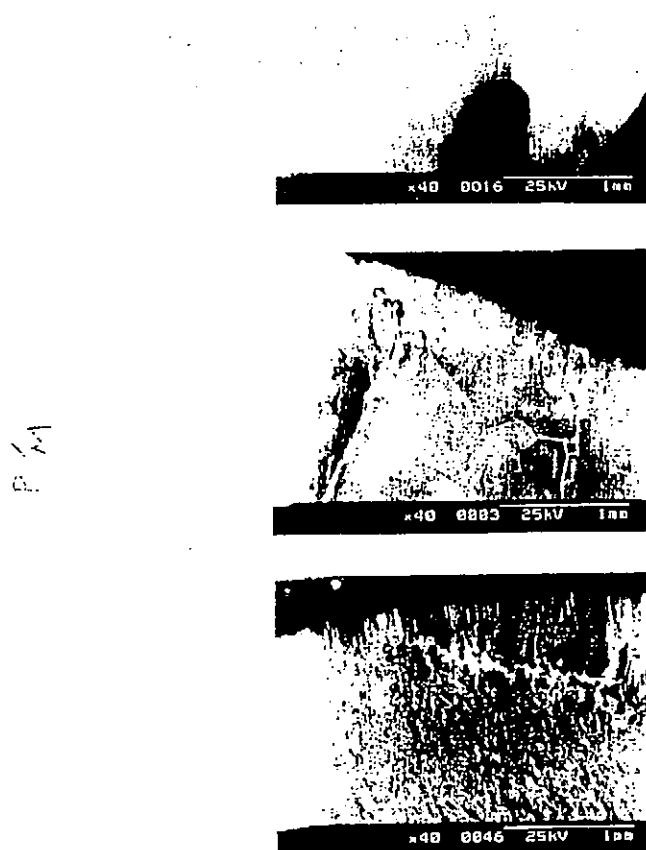
Fig. 9 Pattern of the erosion band seen from electron drift site in the reference center of Cr and Fe measured by EPMA along the side surface of the limiter.

two limiters
is fixed to X
of the latter
is unchanged
however, the
in by fixing
d. scan [Fig.
or deviation,
to the plasma
ter position,
be magnetic
de configuration



6.まとめ

- a. 高アラズマ電流領域でのRF Pプラズマの閉じ込めはリミターの材料、形状に大きく依存している(プラズマ/壁相互作用が閉じ込めを支配)。SUS、グラファイト、モリブデンではモリブデンが最も良い結果を与える。約1keVの電子温度とV100Pa~30Vの達成。
- b. プラズマ電流~165kAで表面温度は
グラファイトリミター~2600度C
モリブデンリミター~1600度C
電子の流れに向いた面だけが選択的に加熱される。
ただし、電流を増やすと上昇、>2600度C (I_P>225kA)。



- d. リミター表面からの不純物の放出
- E/B 溶解モリブデン(単結晶)
- | | |
|-----------------------------|-------------|
| 表面温度>2400度C | モリブデン、酸素が増加 |
| 表面温度~3000度C | では通常の100倍 |
| (モリブデンの融点=2610度C、沸点=4804度C) | |
- グラファイト
- | | |
|----------------|-----------------------------|
| 表面温度>1800度C | で炭素、酸素が増加 |
| 表面温度~2500度C | では炭素は通常の1000倍
酸素は通常の100倍 |
| (炭素の沸点=4918度C) | |
- e. 中性粒子(重水素)の放出量の増加はそれほど大きくない
通常の~3倍

表 Z-1 TPE-RX 装置のスケールと予想されるパラメータ

大半径	R_m	1.7 m
小半径	a	0.45 m
中心鉄心半径		0.64 m
プラズマ電流	I_p	1 MA
放電持続時間	τ_{dis}	100 ms
鉄心磁束変化		4 VS
周回電圧 (合計)	V_l	9.4 V
(異常成分)	V_d	5 V
(抵抗性分)	V_{sp}	4.4 V
平均電子温度	T_e	1 keV
中心電子温度	T_{e0}	2 keV
平均イオン温度	T_i	$T_e / 2 \sim 0.5 \text{ keV}$
平均電子密度	$\langle n_e \rangle$	$3.1 \times 10^{19} \text{ m}^{-3}$
I_p / N		$5 \times 10^{14} \text{ Am}$
ボロイダルベータ	β_p	0.1
エネルギー閉じ込め時間	τ_e	8.5 ms
実効イオン荷電数	Z_{eff}	3
ヘリカルファクター	H	3.5
クーロン対数	$\ln \Lambda$	15
抵抗率	η	$7.5 \times 10^4 \Omega \text{m}$
リミターへの熱集中度	p	100
(受熱面積 / プラズマ表面積)		
平均熱負荷	$\Gamma_w = \Gamma_t / p$	0.31 MW / m ²
リミター表面温度上昇	ΔT	630 度C / shot

目的

T P E - R X 装置建設の目的

~MA領域でのR F P閉じ込めの最適化・高性能化によるR F P炉への原理検証のために必要な課題の解決を目指す。物理実験装置

最適化のポイント：

精密平衡制御、近接シェル、不整磁場極小化

高性能化のポイント：

電流分布制御（電流駆動、周辺加熱）

高熱負荷・不純物対策（ダイバーター等）

TPE-RXのMo リミターの表面温度上昇と受熱面積

表面の温度上昇

$$\Delta T = 2 \Gamma_L \{ \tau_{dis} / (\pi \rho c k) \}^{1/2}$$

τ_{dis} ; 加熱時間、 Γ_L ; 热流束、 ρ ; 密度、 c ; 比熱、
 k ; 热伝導率

モリブデン、
 $k \sim 120 \text{ Wm}^{-1}\text{K}^{-1}$ 、 $c \sim 300 \text{ J kg}^{-1} \text{ K}^{-1}$ 、
 $\rho \sim 1.0 \times 10^4 \text{ kg cm}^{-3}$ 、 $(\rho c k)^{-1/2} \sim 5.3 \times 10^{-5}$

$\tau_{dis} \sim 100 \text{ ms}$ 、

$\Delta T = 700 \text{ 度C}$ (表面温度1000度C以下)

$$\Rightarrow \Gamma_L \sim 35 \text{ MW / m}^2$$

プラズマへの入力 $I_p V_l \sim 10 \text{ MW}$

$$\Rightarrow \text{受熱面積 } S_c \sim 0.3 \text{ m}^2$$

プラズマ表面積の1/100が必要

リミターの形状と個数

円形のマッシュルーム型

直径 150mm、厚み 10mm

二段テーパー付き

16箇所の厚肉トーラス部分に取り付け

(必要な場合はポートを挟んで両側に)

トロイダル方向に 16 (32) 箇所

ボロイダル断面には 10 個

トーラス外側部に重点的に配置

シェルギャップの直下は熱負荷が集中しやすい
40個のリミターを重点配置

全体のリミターの個数は 200 (360) 個、

熱を主に受ける外側リミターの数は 100 (180) 個

リミターは表面を磁力線と平行に近い状態でプラズマに接触させる

中心の円形の部分だけで受熱すると考えると

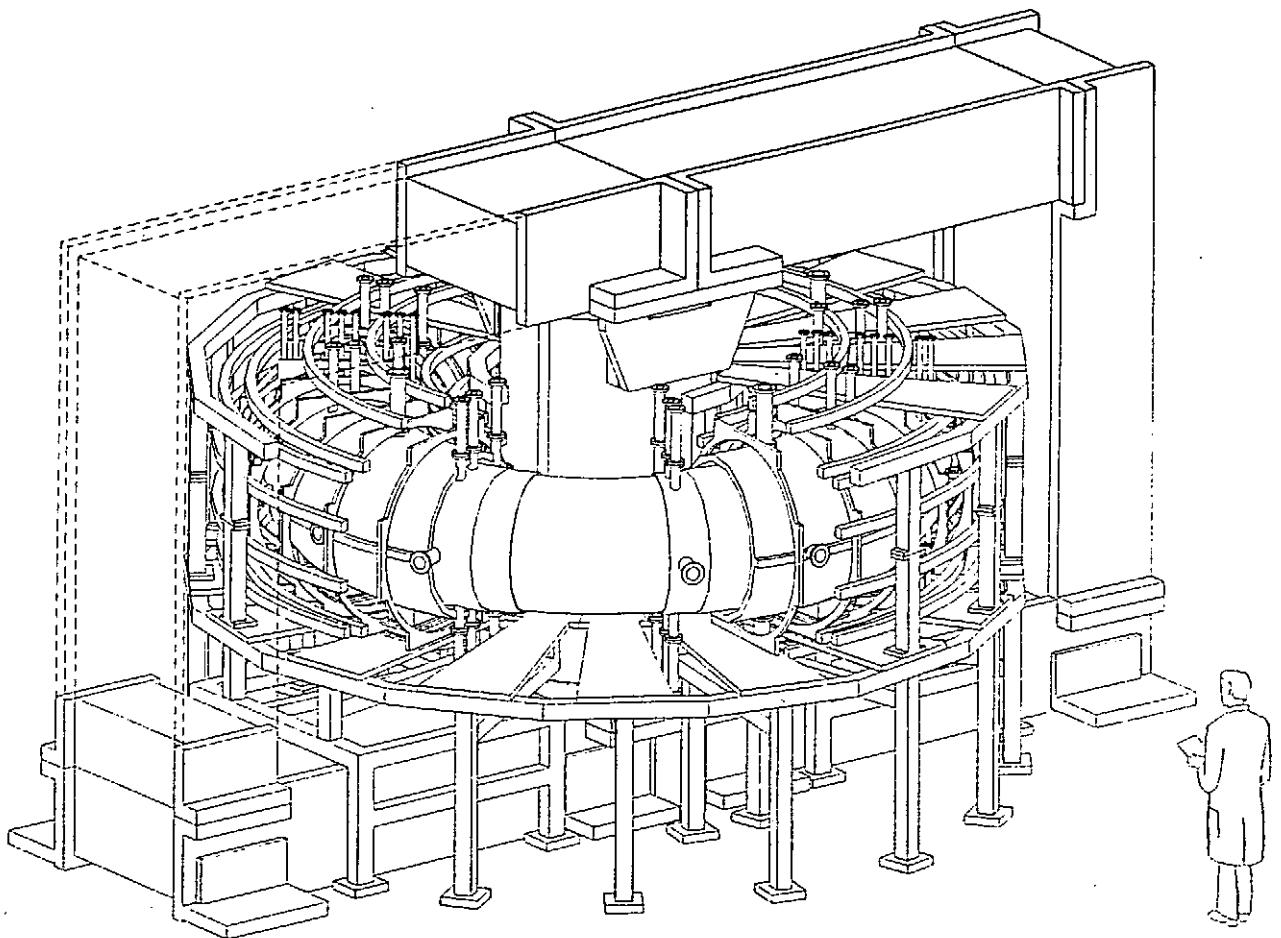
(磁力線に直角方向の熱流束のディケイ長を2mmとした)

総計の受熱面積は約 0.6 (1.1) m²

プラズマ表面積のほぼ 1 / 50

熱損失が方向性を持ちリミターの片側だけで受熱

プラズマ表面積の 1 / 100 の受熱面積は可能



JFT-2Mにおける金属閉ダイバータ実験

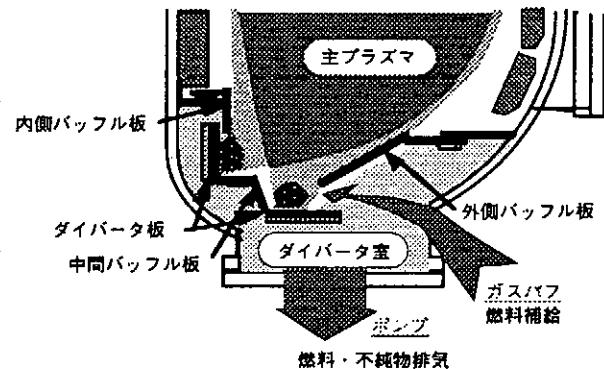
日本原子力研究所、那珂研究所
仙石盛夫、JFT-2Mグループ

I. 背景

中性粒子制御に関するJFT-2Mでの実験より、主プラズマ周辺部で燃料ガスが強くビルドアップすると、閉じ込め特性が劣化することが分かっている。このビルドアップが無い状態で、H-モード時の低温高密度ダイバータの実現領域を拡張する必要がある。

II. JFT-2Mダイバータ改造の概要

上部は従来の不連続炭素ダイバータ板のオーブンダイバータに、下部をトーラス一周する金属ダイバータ板(SUS-304)の、排気付きクローズドダイバータに改造(右図)。従来のダイバータバイアスに加え、パッフル板も独立にバイアス印加が可能。(トーラス方向90°毎に4分割)



III. UEDA-codeによる解析

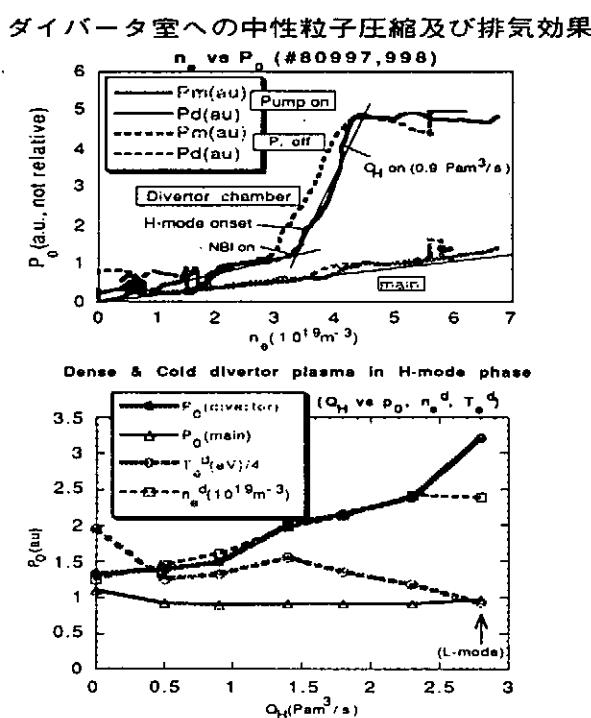
初期解析(ダイバータ給排気無し)では、低温高密度ダイバータへの移行には1MW以上の流入パワーが必要。実験でダイバータ給排気によりH-モード時のより低い流入パワーで低温高密度ダイバータの実現を目指す。

IV. 改造後の実験結果と今後の改造計画

H-モード遷移後ダイバータ室からガス補給して低温高密度ダイバータプラズマを制御したところ、H-モードの間、主プラズマ部の中性ガス圧力及び電子密度を変えずに、ダイバータ室の中性ガス圧力及び電子密度・温度を独立制御できた(下図)。今後短期にダイバータ形状を交換、排気速度を2倍にして給・排気制御性の最適化を進め、モデルを構築する。

V. まとめ

1. 主プラズマ領域とダイバータ部の中性粒子制御を独立に行い、低温高密度ダイバータ及びH-モード実現の密度領域を拡張するためにクローズドダイバータに改造。所期目標を達成しつつある。
2. UEDA-codeによる初期解析(ダイバータ給排気なし)で低温高密度ダイバータ生成に移行確認。今後形状を精度良く合わせる必要あり。
3. 今後短期にダイバータ形状を交換して給・排気制御性の最適化を進め、モデリングを確立していくと共に、JT-60U等のダイバータ設計へ反映。



JFT-2Mにおける金属閉ダイバータ実験

Closed Metal Divertor Experiment on JFT-2M

日本原子力研究所、那珂研究所
仙石盛夫、JFT-2Mグループ

I. 背景

【中性粒子制御に関するJFT-2Mでの実験】より

II. JFT-2Mダイバータ改造の概要

III. UEDA-codeによる解析

IV. 改造後の実験結果と今後の改造計画

V. まとめ

I. 背景

1. 熱制御に関する工学的要請(熱負荷の低減)

→遠隔放射冷却／低温高密度ダイバータ

2. 高閉込めと低温高密度ダイバータの両立困難

高閉込め：

主プラズマ周辺で低中性粒子密度環境が必要

低温高密度ダイバータ：

中性粒子ビルドアップ領域付近でのみ実現

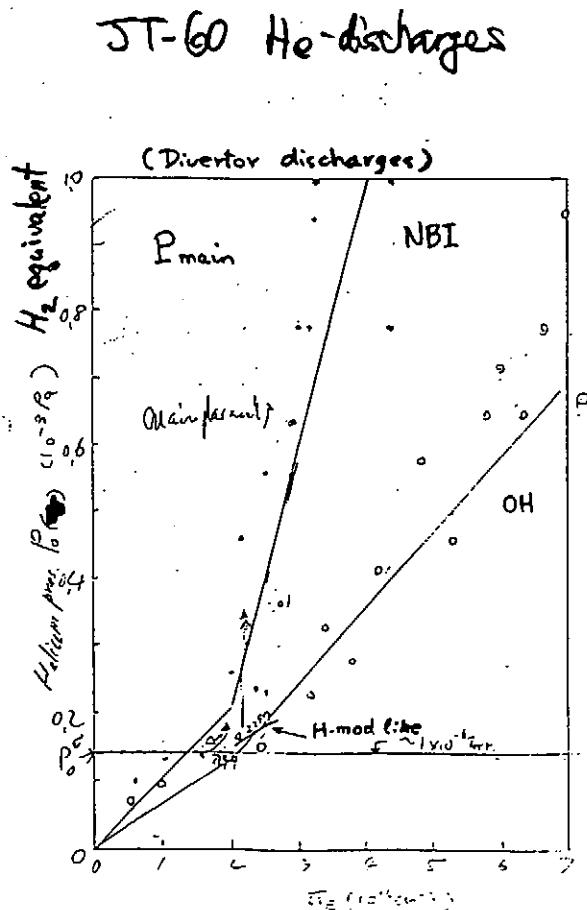
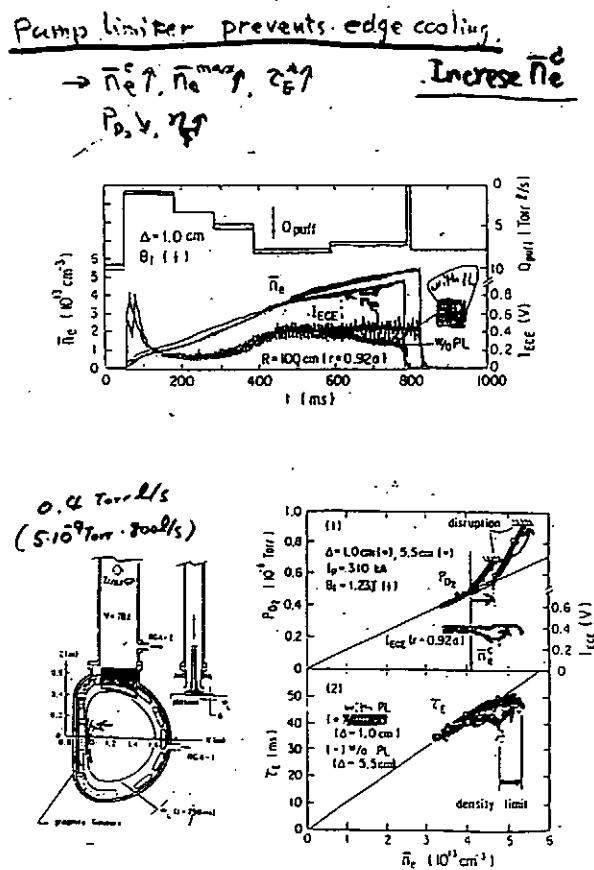
→閉込め劣化、 P_{th} (H-mode)増大

3. 両立のために：

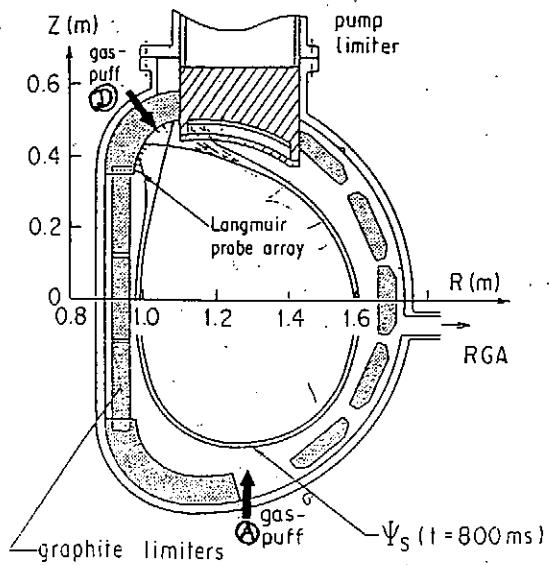
主プラズマ周辺部とダイバータ室の中性粒子を独立制御可能。

クローズドダイバータ配位にして、
燃料給・排気の制御性を向上

→→ ダイバータモデリングを通してJT-60U, ITER等の将来のダイバータ設計に寄与

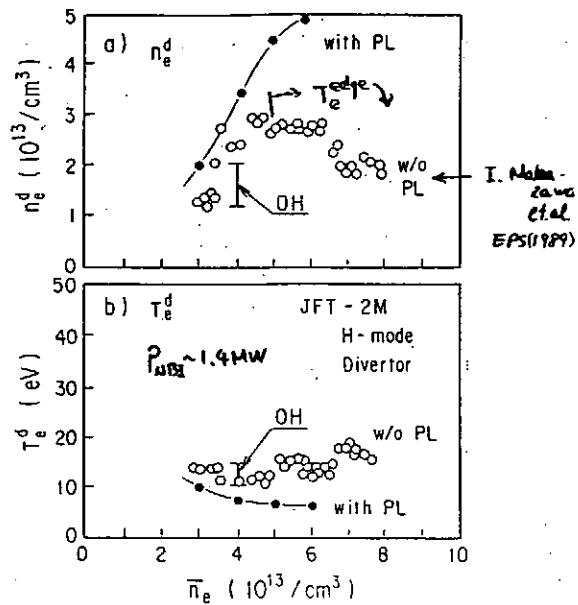


Cross-sectional view of JFT-2M
divertor + pump limiter



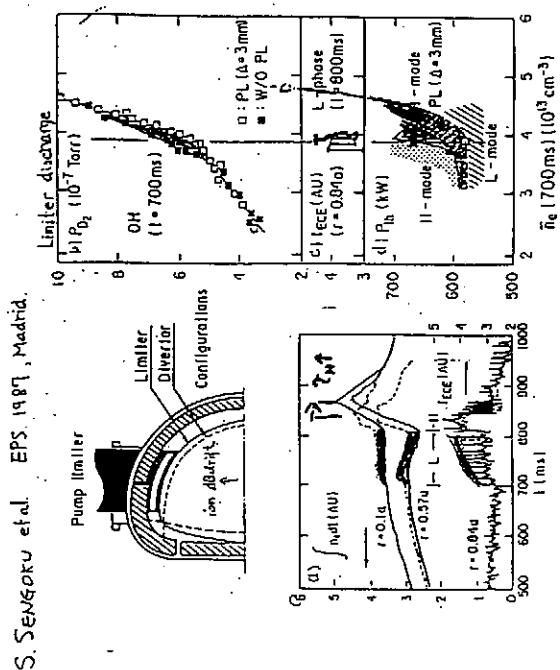
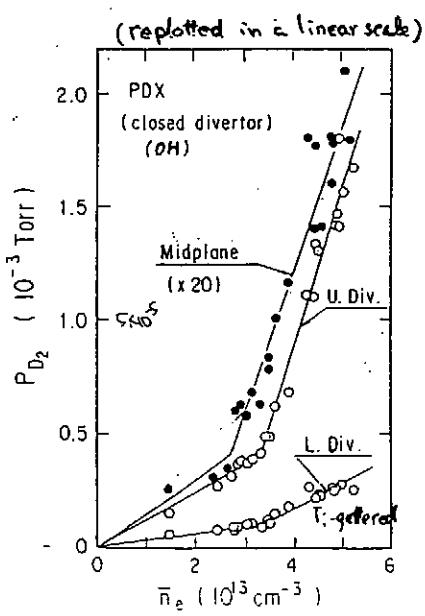
Formation of a dense & cold divertor plasma
in H-mode discharges with PL

S. SENGOKU et al., Vol. 13B, Part II,
EPS (1989)



6. R.J. Fonck et al., J.N.M. 128/129 (1984) 334.

Neutral buildup in PDX



II.JFT-2Mダイバータ改造の概要

1. 上部は従来の不連続炭素ダイバータ板のオープンダイバータ
2. 下部をトーラス一周する金属ダイバータ板(SUS-304)の、排気付きクローズドダイバータに改造
3. 従来のダイバータバイアスに加え、バッフル板も独立にバイアス印加可(トーラス方向は90°毎に4分割)

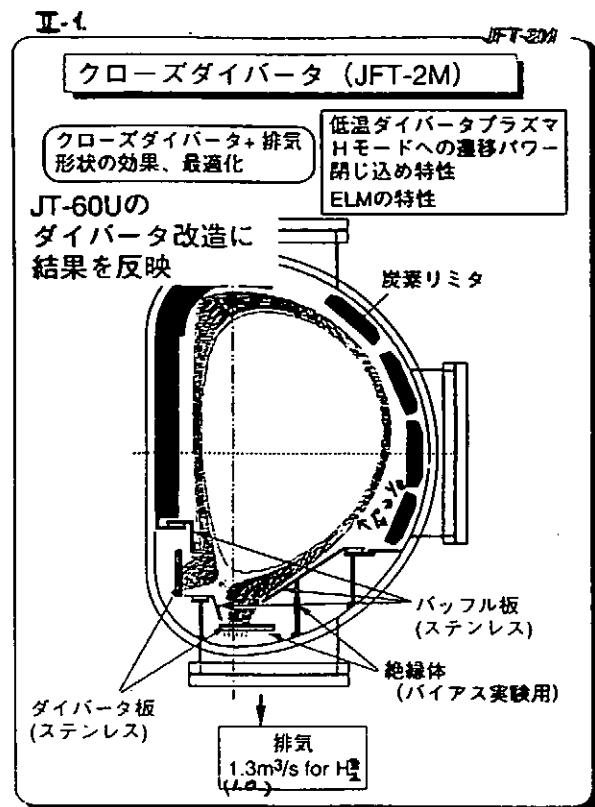


図2.ダイバータ部計測系

- Langmuir Probe array (32 channels)
- Scannable Mach Probe
- T/C
- IRTV
- $\text{H}_\alpha/\text{D}_\alpha$ Array
- Visible Spectrometer (Planned)
- Bolometer Array
- Penning Gauges

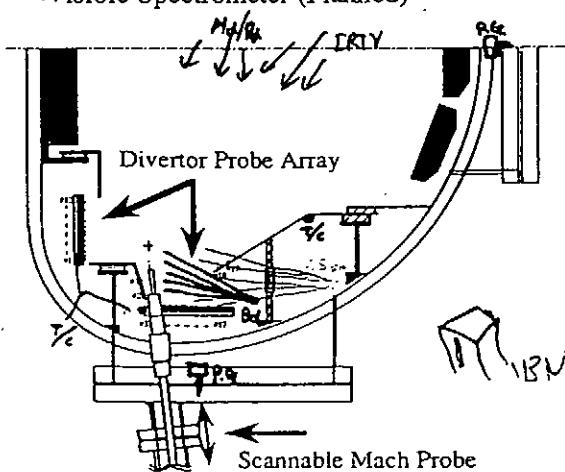
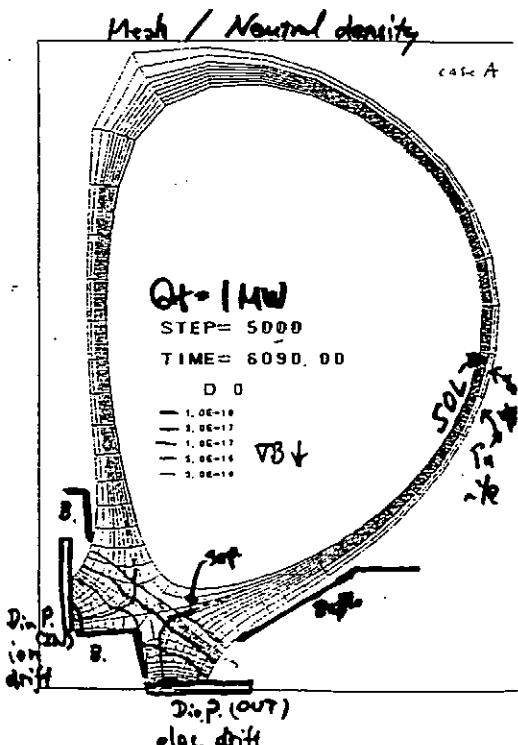
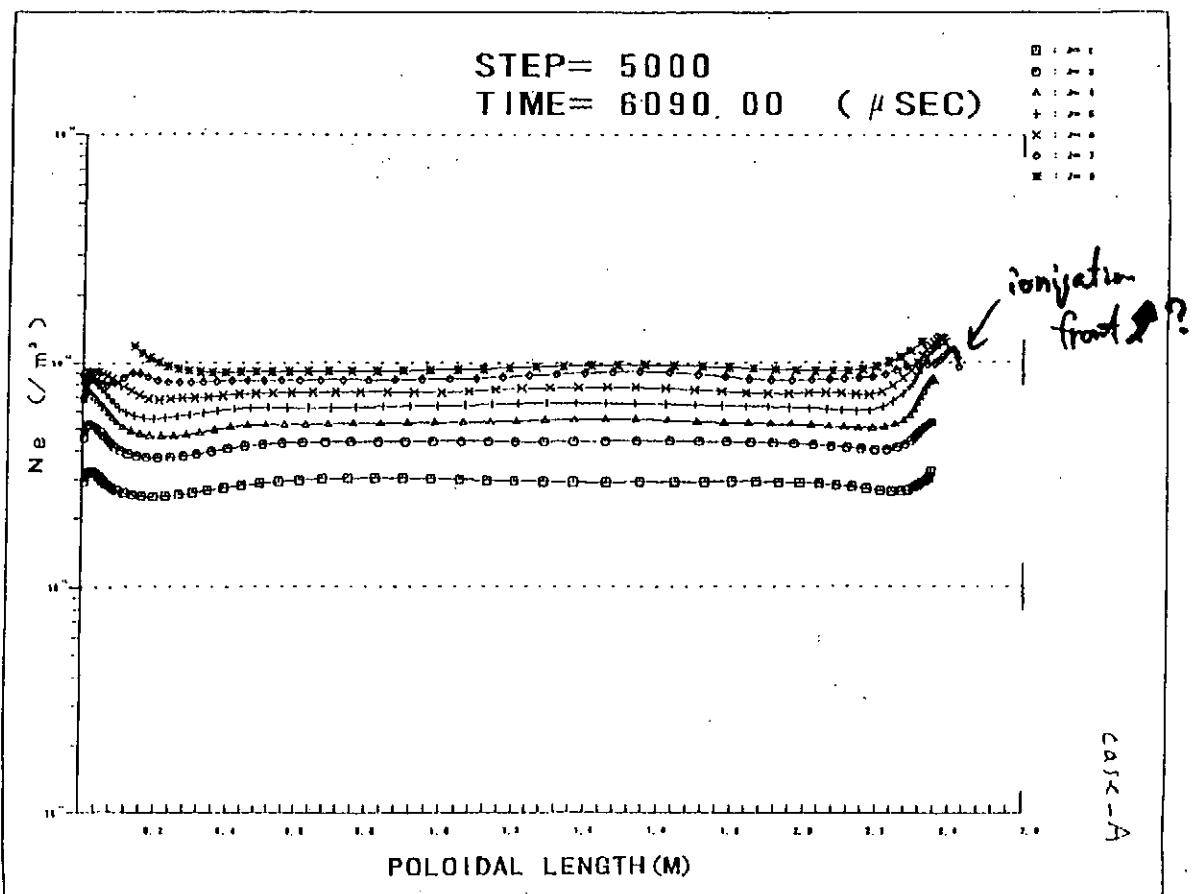
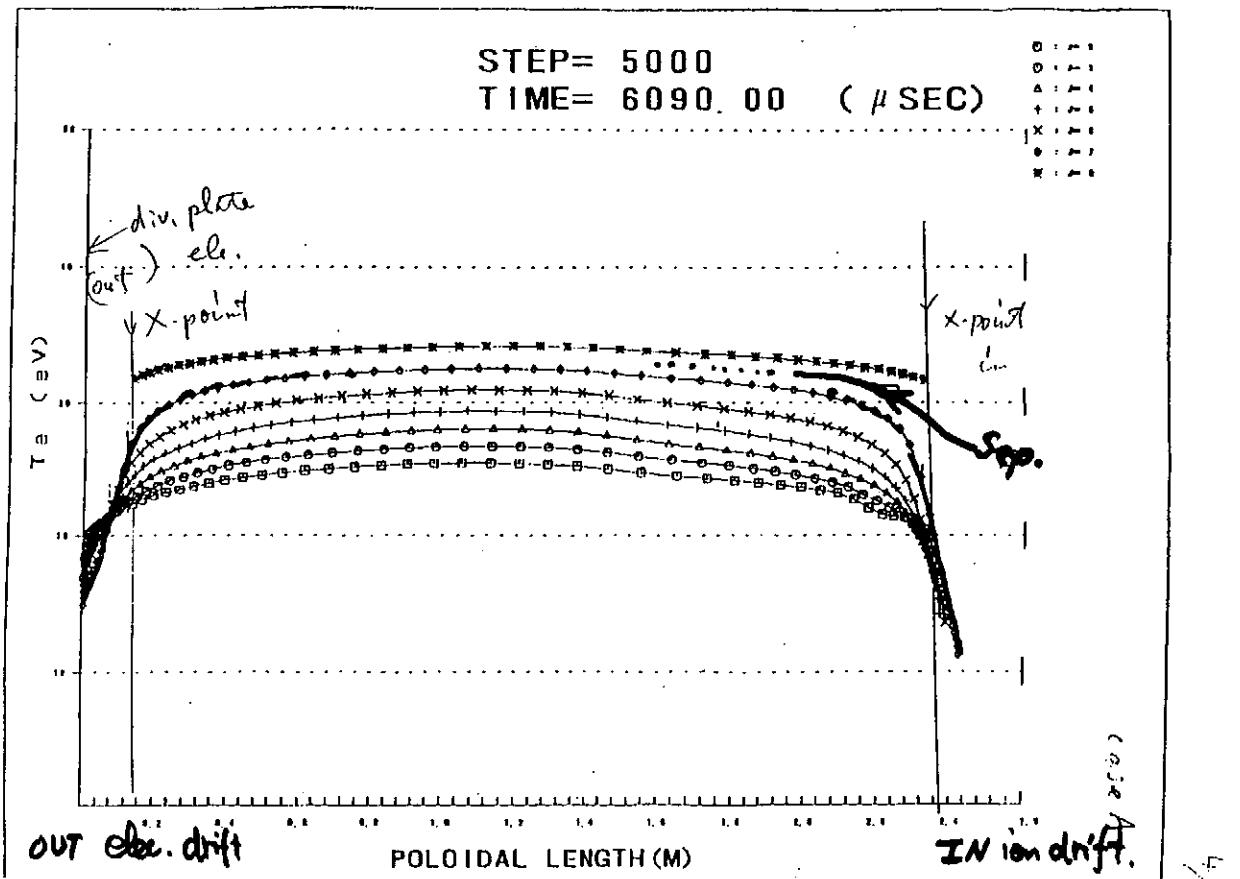


図3.UEDA-codeによる解析





IV. 改造後の実験結果と今後の改造計画

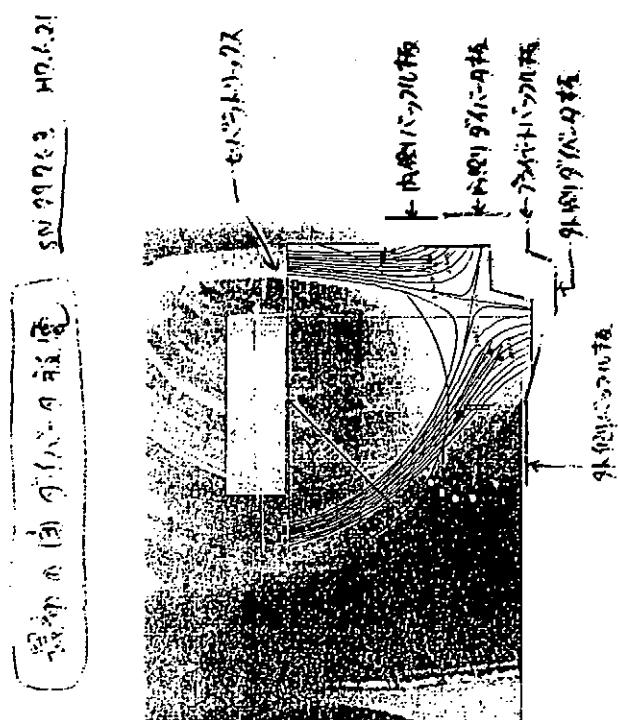
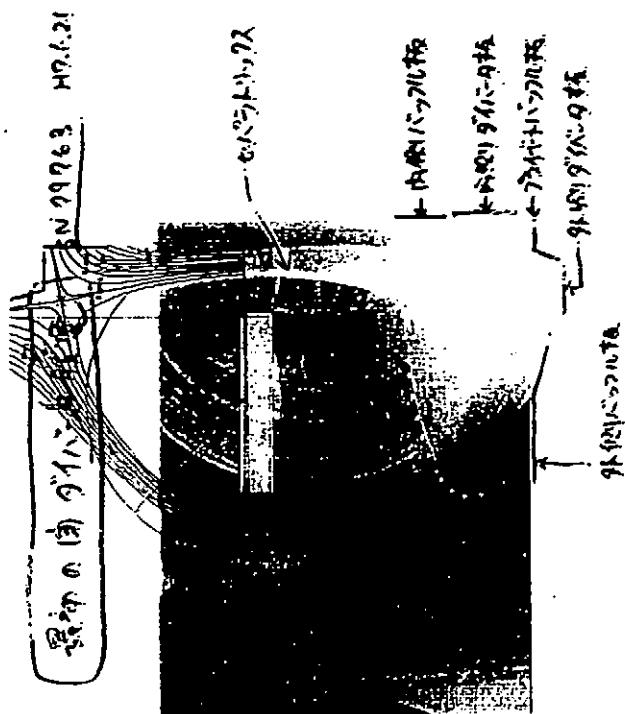
1. 改造後の実験結果

a) 設計形状と実際のプラズマ配位との整合性の確認

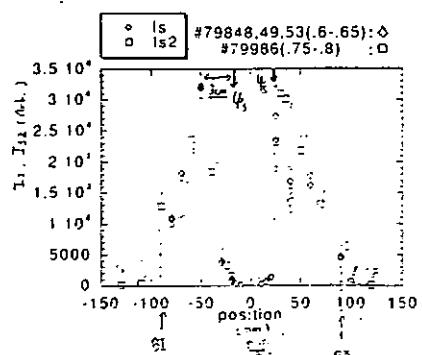
b) H-mode遷移後ダイバータ室からガス補給して低温高密度ダイバータプラズマを制御したところ、

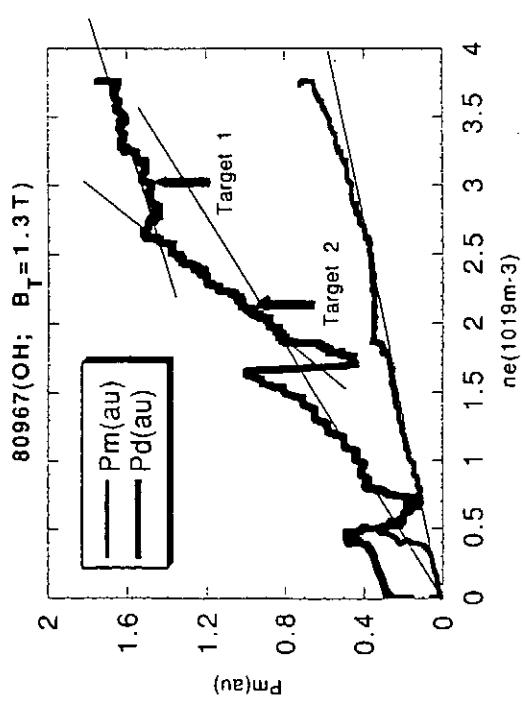
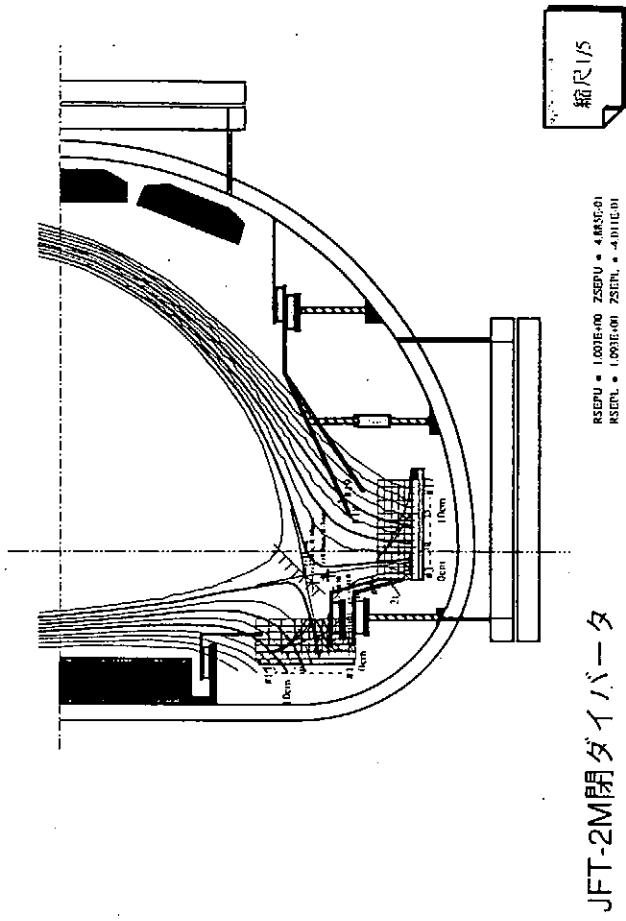
H-modeの間、主プラズマ部の中性ガス圧力及び電子密度を変えずに、ダイバータ室の中性ガス圧力及び電子密度・温度を独立制御できた。 $\textcircled{a} P_{\text{heat}} \approx 1 \text{MW}$

c) 現在解析を進めており、今後詳細な実験研究に移行する。

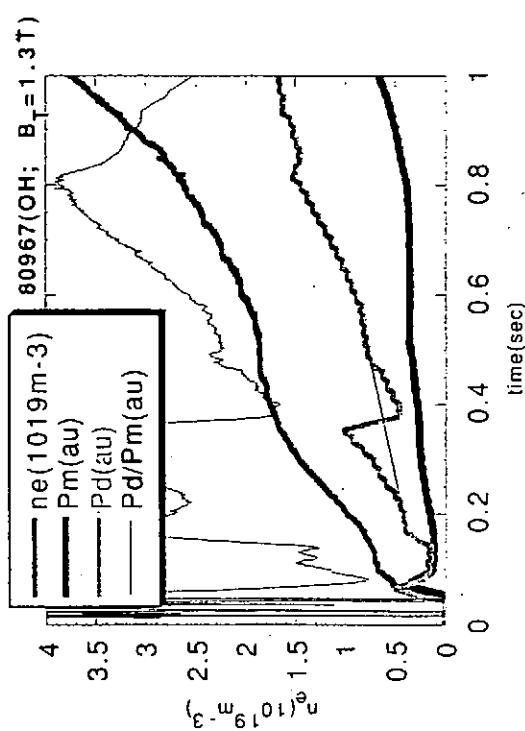


a) ダイバータ 実験(2)-79763

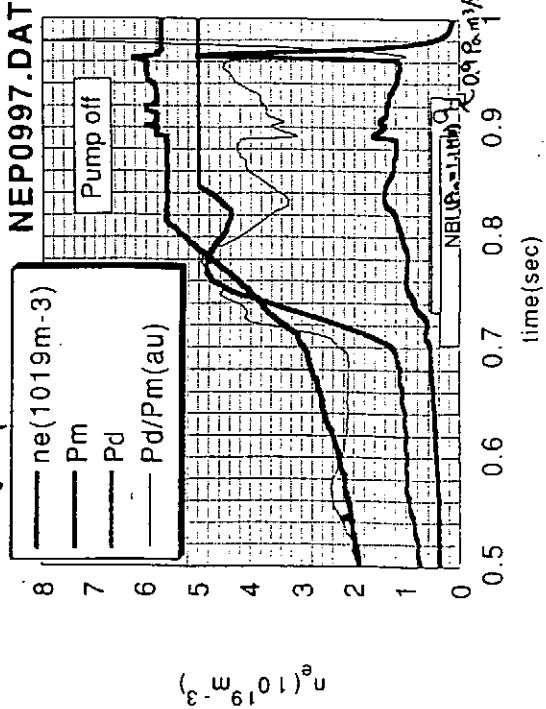


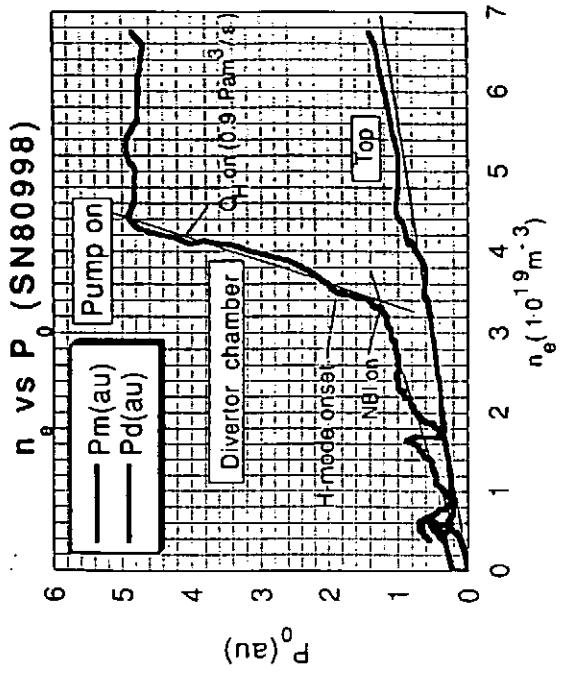
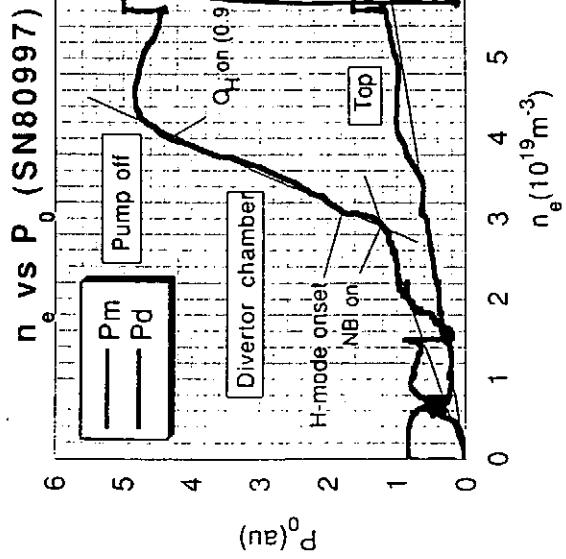


b) OH $\theta \approx 1^\circ$ の場合の等温子圧力

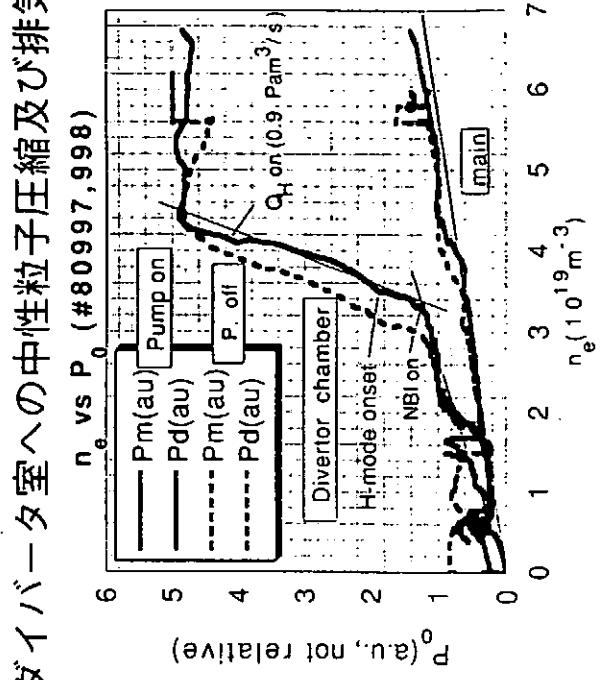
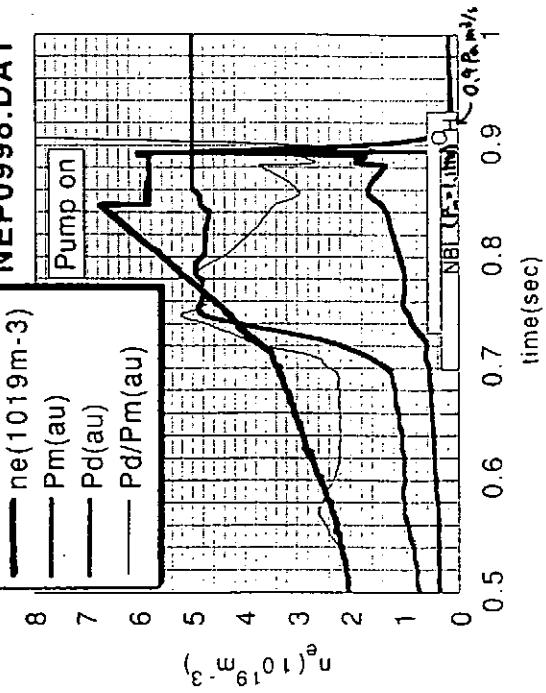


Target plasma 1

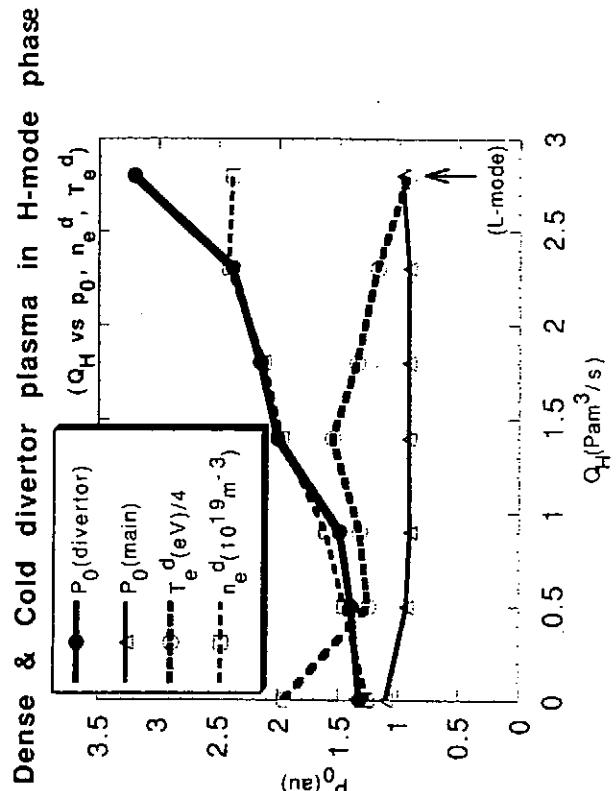
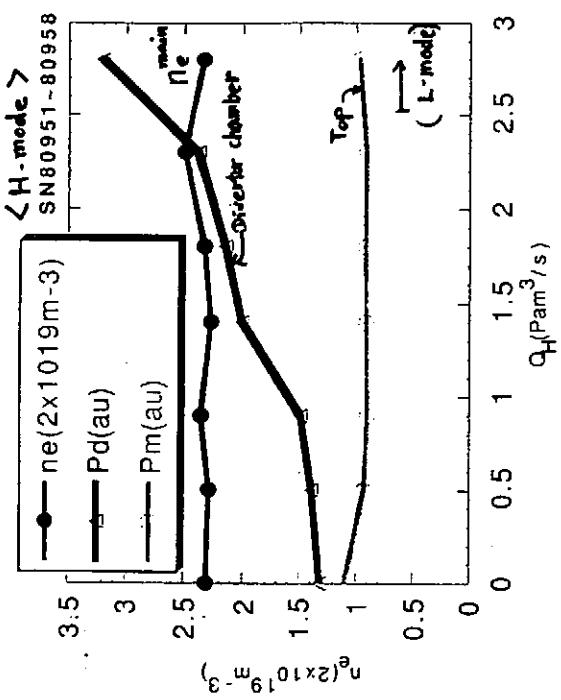
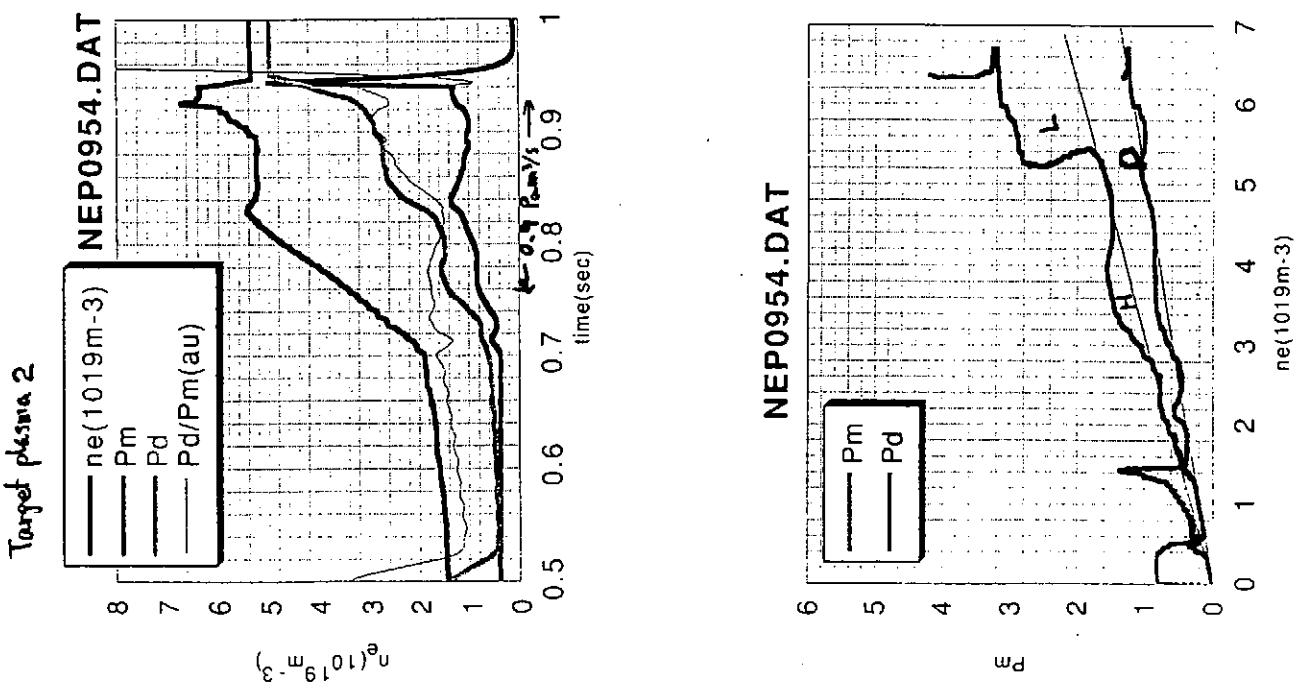
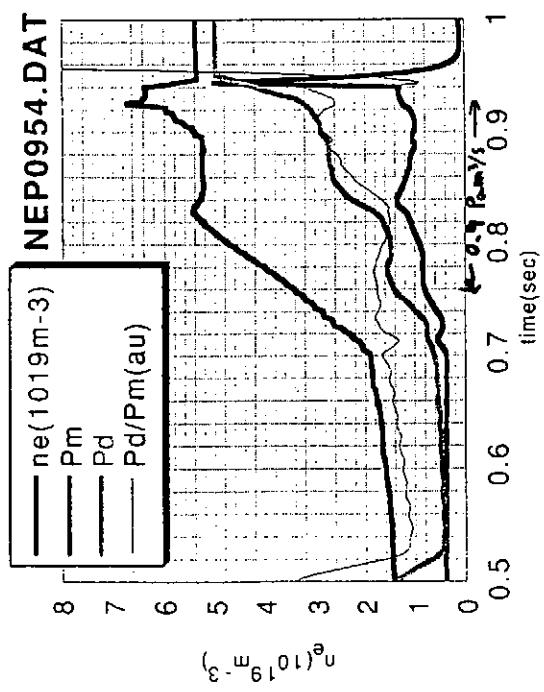


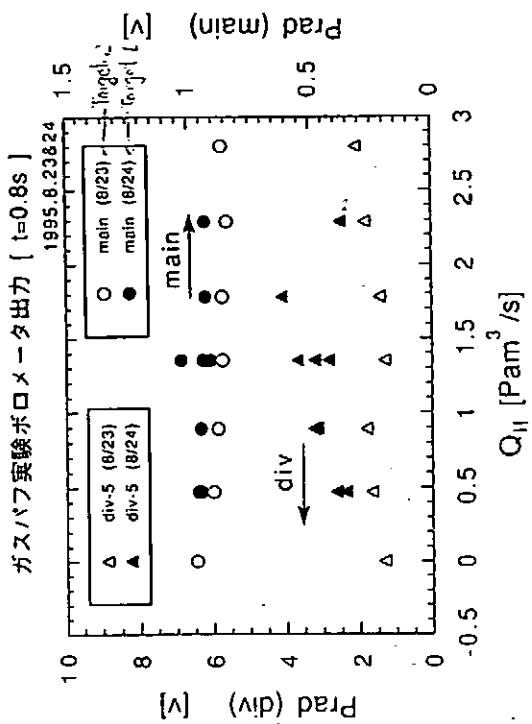
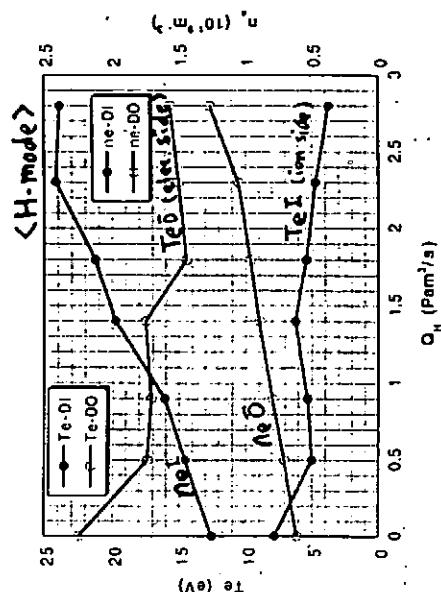


ダイバータ室への中性粒子圧縮及び排気効果



Target plasma 2





V.まとめ

- 主プラズマ領域とダイバータ部の中性粒子制御を独立に行い、低温高密度ダイバータ及びH-mode実現の密度領域を拡張するためにクローズドダイバータに改造。所期目標を達成しつつある。
- UEDA-codeによる初期解析（ダイバータ給排気なし）でも低温高密度ダイバータ生成に移行確認。今後形状を精度良く合わせる必要あり。
- 今後短期に（約半年毎）ダイバータ形状を交換して給・排気制御性の最適化を進め、モデリングを確立していくと共に、JT-60U等のダイバータ設計へ反映。

2.今後の改造計画

短期に（次回は12月）ダイバータ形状を交換し、排気速度を2倍にして給・排気制御性の最適化を進め、モデルを構築

その過程の中で、系統的に

1. ダイバータ/SOLプラズマ特性の把握
2. 不純物制御/熱・粒子バランス
3. ダイバータ/バッフルバイアス実験
(SOL電流・電場の制御)
4. 金属系材料試験

等を更に進める。

CHSにおけるPWI

核融合科学研究所
松岡啓介

要旨：CHSにおいてはその時々の実験テーマを成功裏に遂行するために真空容器のコンディショニングに努めている。プラズマのパラメータは次のようにある。即ち、電子密度が $1 \times 10^{13} \text{ cm}^{-3}$ 近辺のECHプラズマでは電子温度が2keV弱、 10^{13} cm^{-3} 台のNBIプラズマでは電子温度、イオン温度ともに最高500eV程である。このため、金属不純物のプラズマ性能に及ぼす影響は概して小さく、軽元素（特に酸素）の低減がコンディショニングの主目的となっている。また、水素リサイクリングの低減も良いプラズマ性能を得るために欠かせない。

マシンタイム中に行うコンディショニングとしてチタンゲッターとボロンコーティングが主要なものである。NBI加熱プラズマでは、両者の間に大した差は無く、チタンゲッターによってヘリカル系での高ベータプラズマが実現出来た。一方、ICRFプラズマでは、ヘリウムグロー中にデカボラン蒸気を導入するボロンコーティングによって、良好な加熱が実現出来た。CHSにおけるPWIの経験から言えることは、実機でのPWI現象とテストスタンドにおけるPWI現象とではPWIを取り巻く環境がかなり違つており、テストスタンドでの結果をそのまま実機に適用しがたいように思われるこことである。

1995年9月12,13日
「プラズマと壁との相互作用に
関する研究会」
核融合科学研究所
新館8F 大会議室

CHSにおけるPWI

核融合科学研究所
松岡 啓介

Major Parameters of CHS

Machine

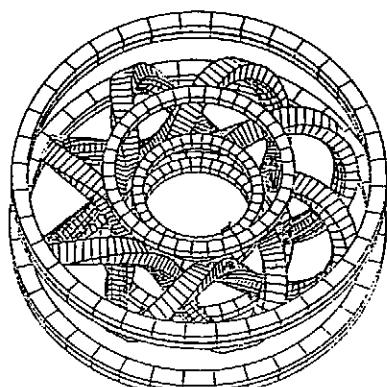
$R_0 / a_p = 1 \text{ m} / 0.2 \text{ m}$
 $I = 2, m = 8$ heliotron / torsatron type
 $B_i = 2 \text{ Tesla}$
 $\iota(0) = 0.3, \iota(a_p) = 1.0$

Heating Device

ECH 53.2 GHz, 200 kW, 100 msec
 53.2 GHz, 500 kW, 100 msec

NBI #1 40 kV, 1.0 MW, 1 sec (port-through)
#2 36 kV, 0.7 MW, 200 msec (port-through)

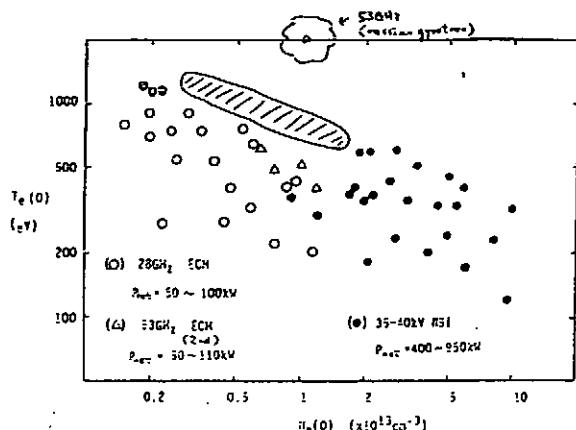
ICRF 20 - 40 MHz, 1.5 MW, 100 msec (ICRF)
 7.5-13 MHz, 250 kW, 30 msec (target plasma production)



- 壁コンディショニング方法
- (1) ベーキング (100°Cまで)
 - (2) 水素 ECR DC
 - (3) ヘリウム グロー
 - (4) チタンゲッター { 連続
 ショット間 }
 - (5) ボロンコーティング

Plasma Parameter Range

Higher T_e at low n_e --- 53 GHz fundamental ECH
 $T_e(0) = 1.2 \text{ keV}$ at $n_e = 0.5 \times 10^{13} \text{ cm}^{-3}$ and at $B_t = 1.8 \text{ Tesla}$
 High T_e , High n_e --- not tried yet
 Higher T_e at relatively low n_e --- NBI
 $T_e(0) = 430 \text{ eV}$ at $n_e = 2 \times 10^{13} \text{ cm}^{-3}$ and at $B_t = 1.8 \text{ Tesla}$



過去のPWIの経緯
1993年2月7日 Boronization 2.9-1

5月
high β 実験
Ti-gitter

9月
NBI T_e^* 実験=34.33 Boronization の結果
{ 不純物の吸収
operation のやりやすさ

1993年 11月 ICRF 2.9-1
Ti-gitter

1994年 4月 boronization

5月 ICRF 良好な加热 ICRF T_e^* 実験
Ti-gitter の結果

6月 boronization直後に air leak

-15-18-

電子計数

電圧測定
堆積物測定

1995年 4月 ICRF 5.5-3

Ti-gitter

電子計数

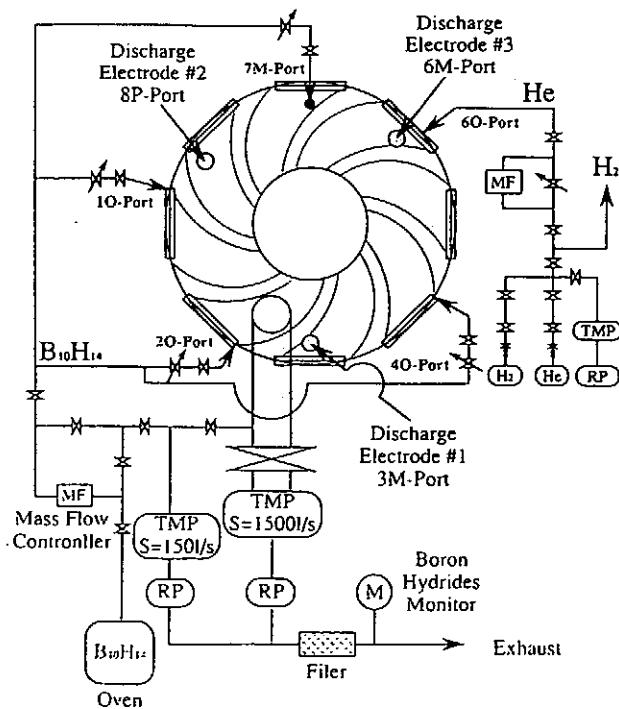
9月

ガスポン gas puff
LED 実験

Boronization System in CHS

1993年

Boronization in CHS



Decaborane $B_{10}H_{14} \rightarrow$ helium glow discharge

(less toxic than diborane)

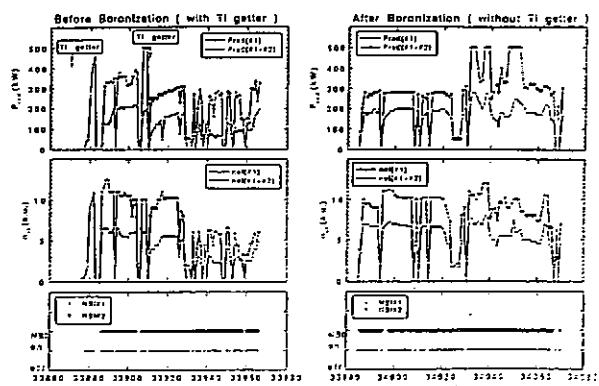
Comparison with Ti-gettering

1) total radiation loss decreases by less than 10 %

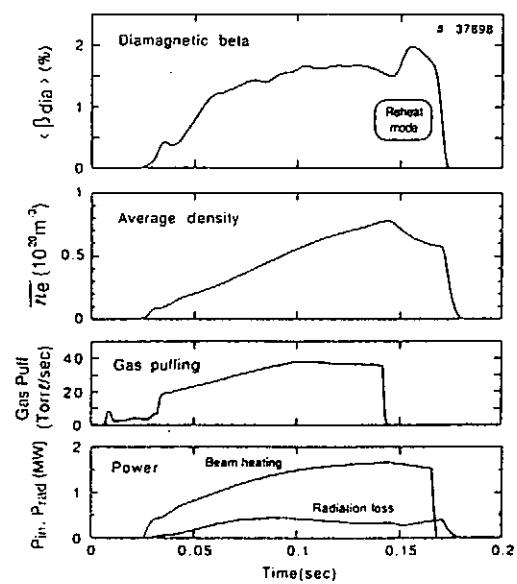
2) oxygen does not change essentially

3) titanium vanishes

4) operation becomes easy; discharges with good reproducibility last for several hundred shots

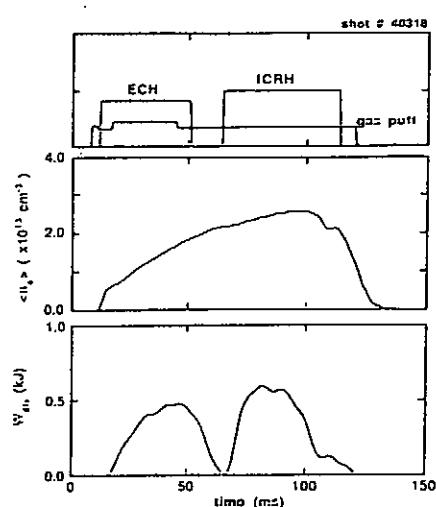


High-beta discharge with
volume-averaged equilibrium beta 2.1 %
(including beam contribution)



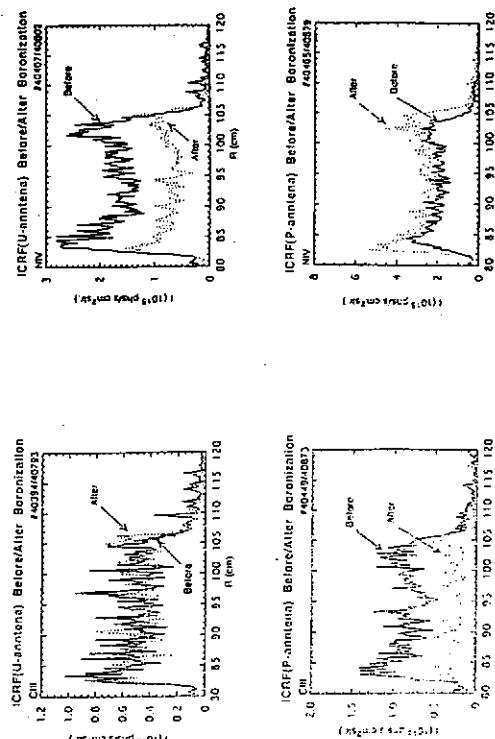
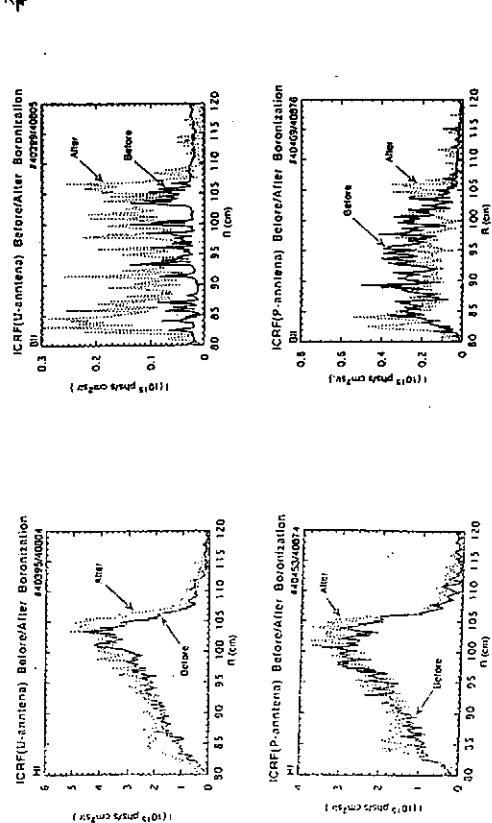
ICRF with Ti-gitter

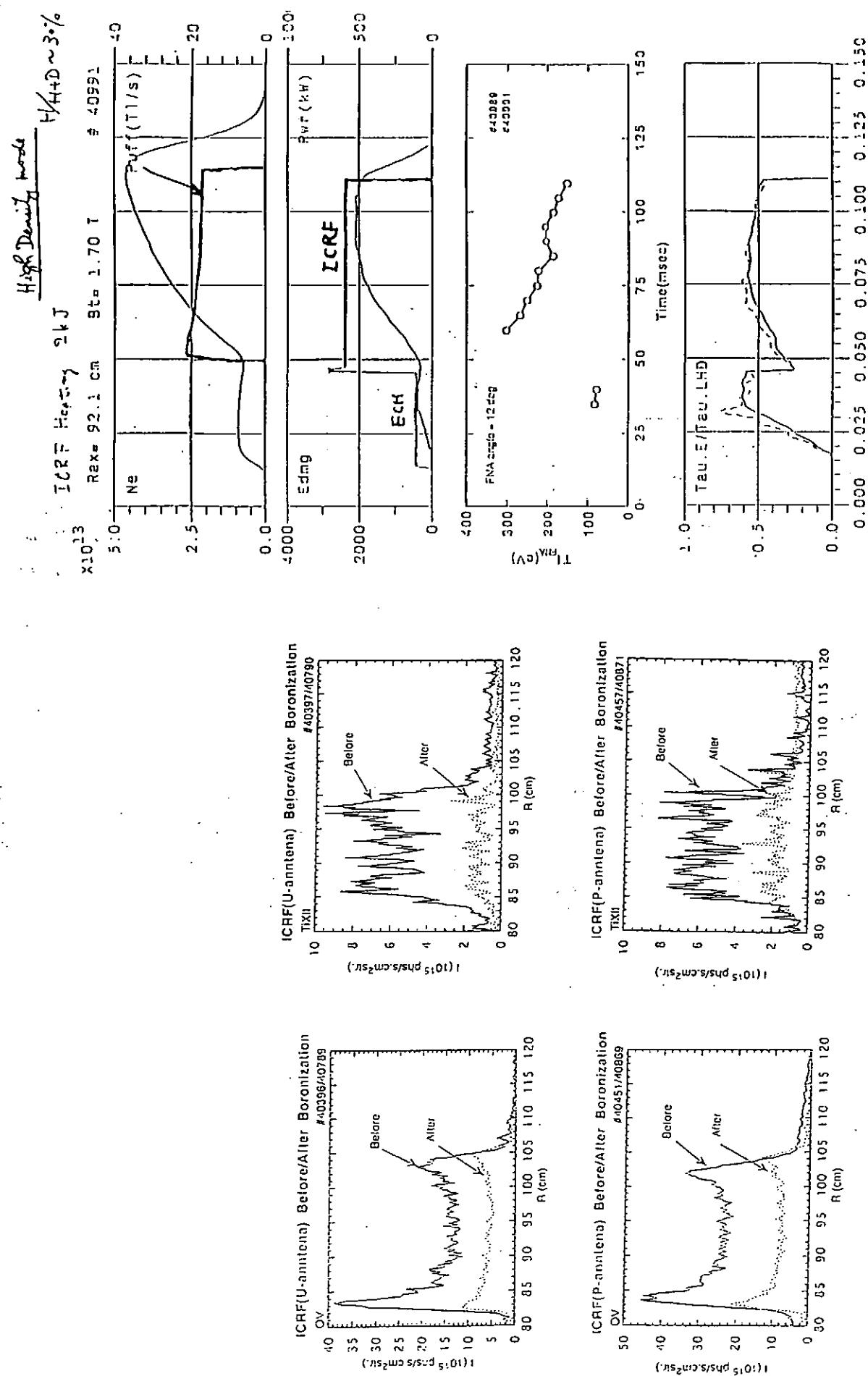
1994年2~3月



Ti gittering
Before Boronization
 $P_{in} \sim 250\text{ kW}$

ICRF Ti⁴⁺ Before/After Boronization & Ti-gitter





CHS

The high-density regime was due to the low cut-off density of ECRH plasma production which also uses $T_e = 300 eV$

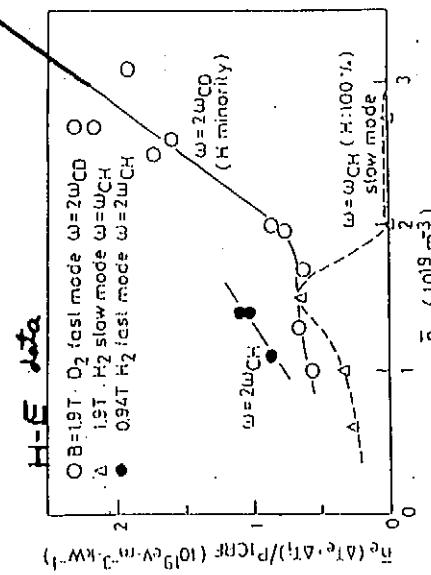
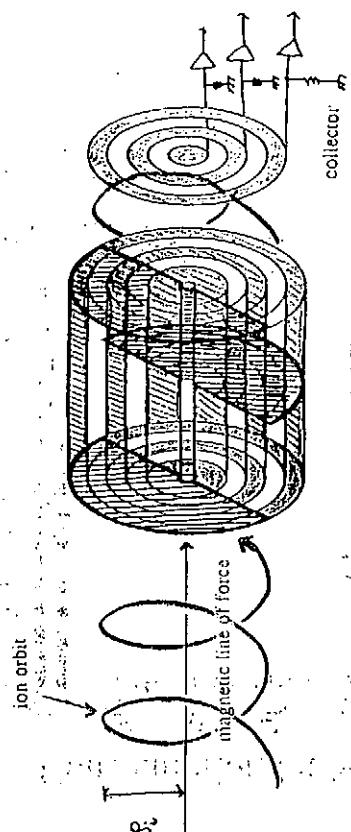


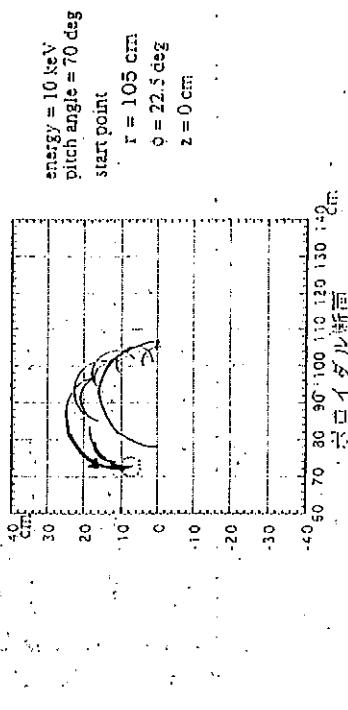
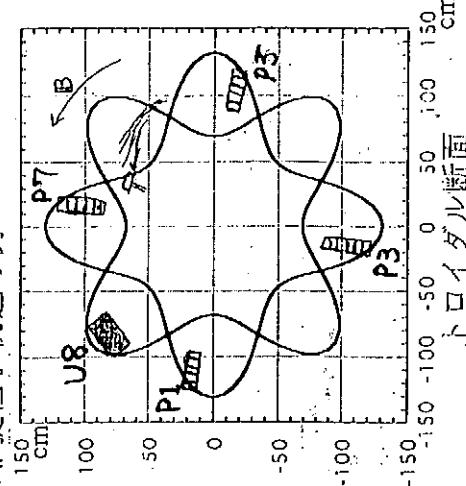
FIG. 4. Dependence of energy increments, normalized by RF power, on line-averaged density. The data of minority heating, second-harmonic heating and slow-mode ion cyclotron wave heating are shown. Frequency = 26.7 MHz, minority heating: $|B|_{r=0} = 1.9 T$, $\eta_H \equiv n_H / (n_H + n_D) = 0.02$, second-harmonic heating: $|B|_{r=0} = 0.94 T$, $\eta_H = 1.0$, slow-mode heating: $|B|_{r=0} = 1.9 T$, $\eta_H = 1.0$.

T. Muder et al.
Nucl. Fusion 24 (1984) 1007

ヘリカルリラクル捕捉粒子の制定器

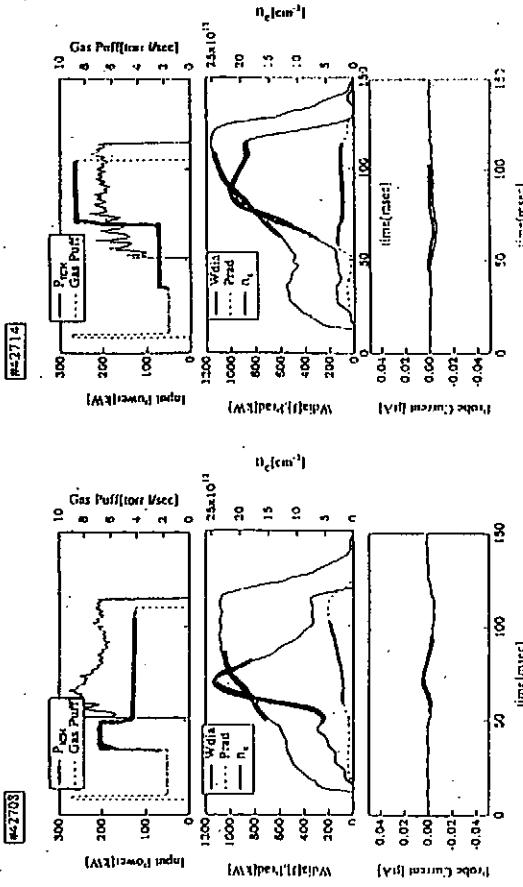
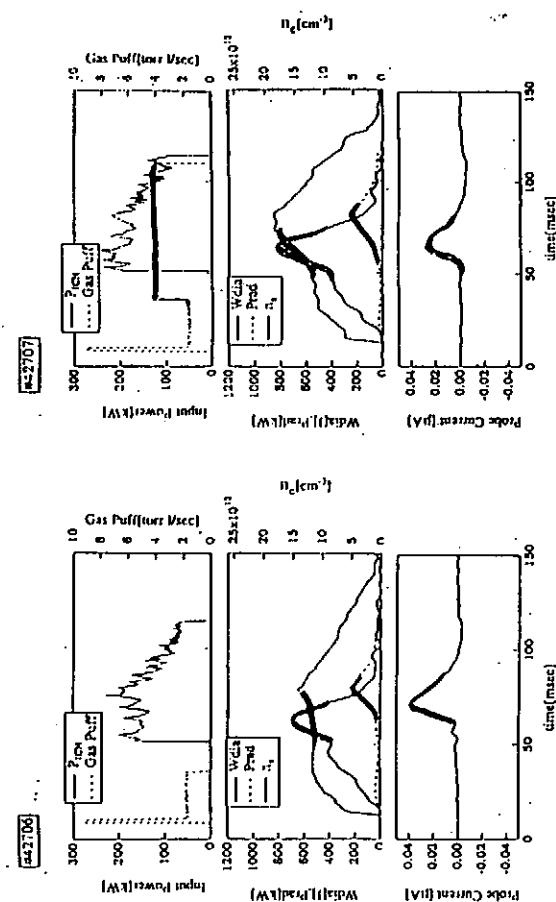


捕獲粒子軌道の例

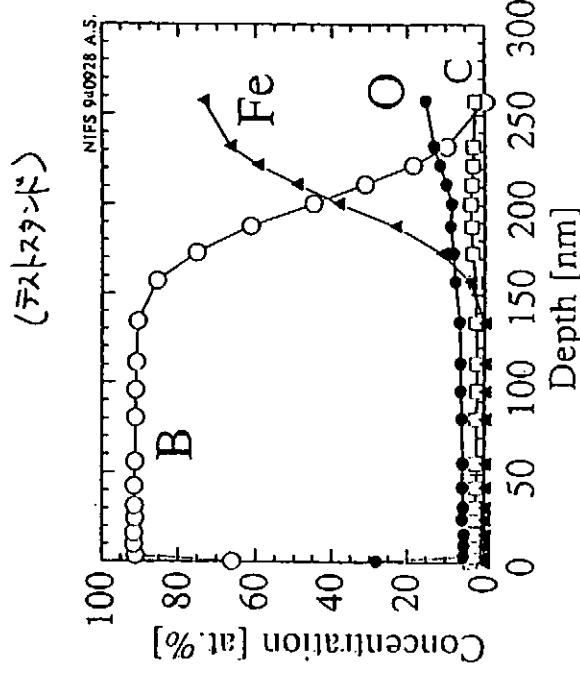
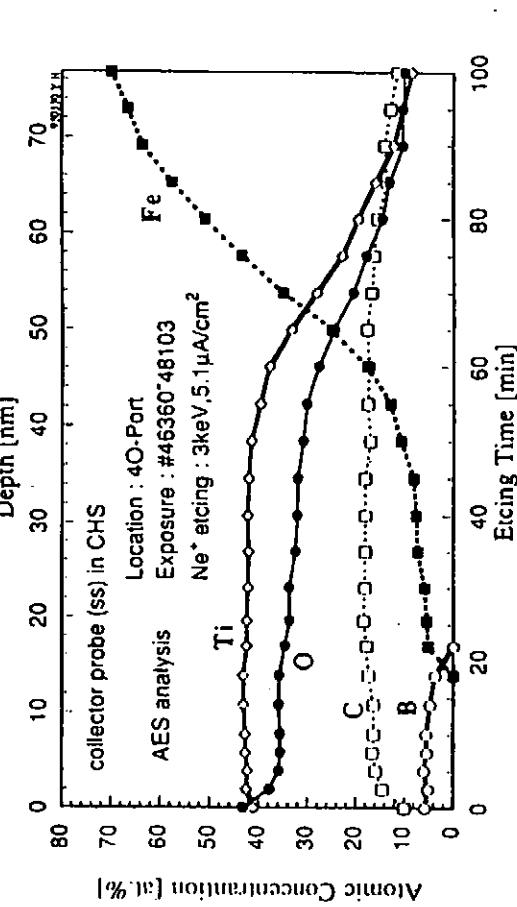


ボロイダル断面

ICRF 7°アズモリ性能と捕捉粒子信号との関係



ナノメートルスケールの構造形成過程



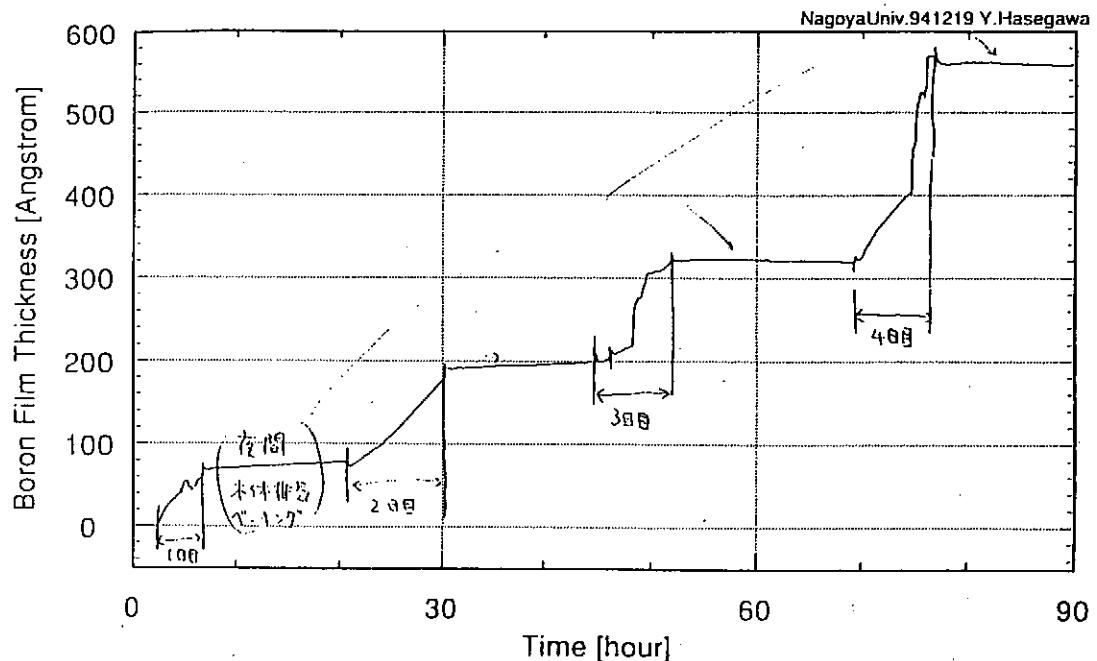
(アズモリ)

ナノメートルスケールの構造形成過程

（アズモリ）

水晶振動子によるボロン膜厚測定
(in situ)

長谷川, 相良

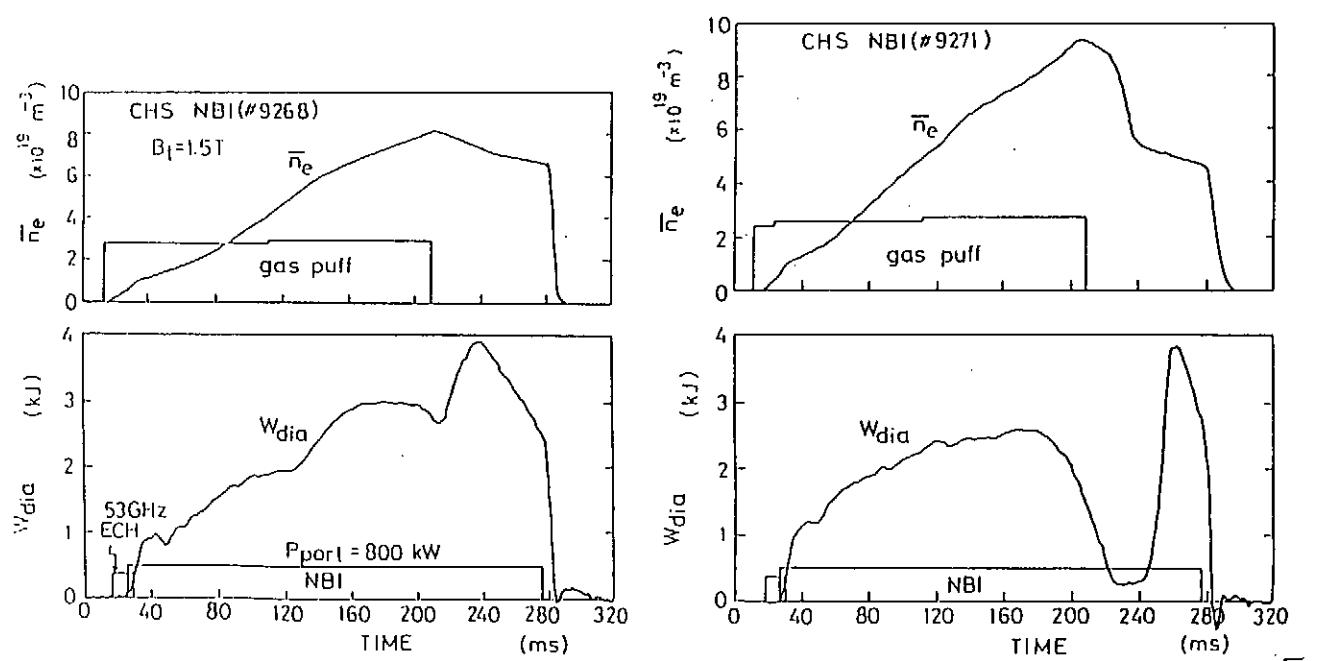


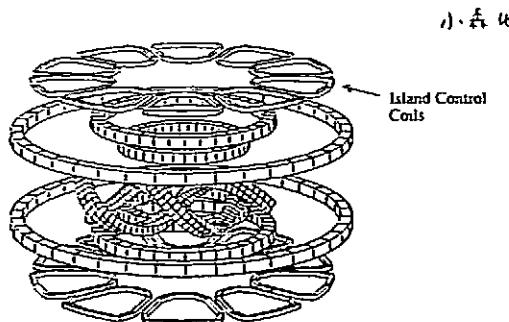
Plasma reheat

After turn-off of strong gas-puff W_{dia} jumps

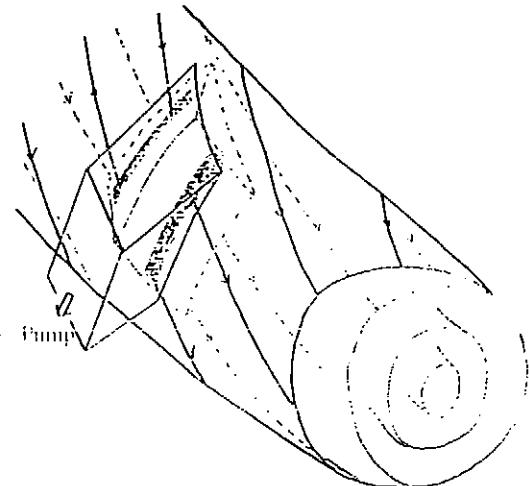
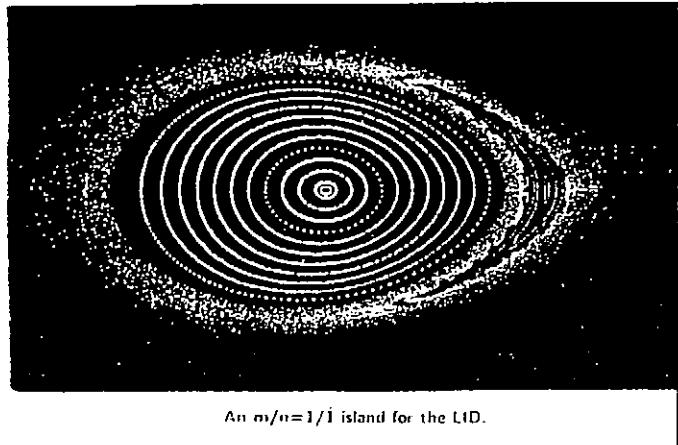
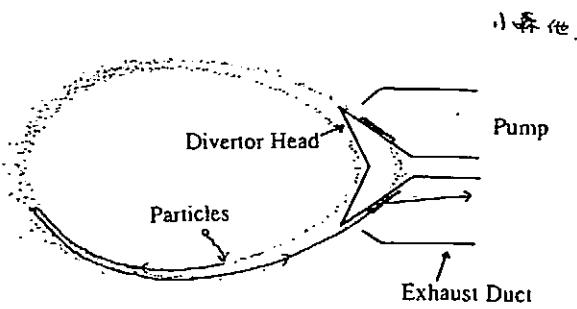
Transition from degraded state to normal or a little bit improved state

Important to study confinement improvement from edge recycling





Principle of LID



問題点・疑問点

2/E

(1) viewing damp と C₂の黒化処理(カーボン粒子+溶解)

ヤグラストが He⁺-で sputter され.

汚染の例: カーボンカーフィルム がたて電極から
遠くはなれ ion gauge に付着。電極への

カーボンの付着。

(2) YAG-Laser 駆動の為、水素ガスによるラン放熱。

0.5 気圧の水素を詰めた袋の水素リサイクリングは?

(3) デカボランを用いた boronization の後、活性の高い

デカボラン奥のすみ物質がアラズとの直接さらなる

真空容器内にへばりついていふ。

水素を含む水素リサイクリングを enhance する

源にならでいふのではないか?

(4) デカボランによる (907)⁹のメタルコニタクト箇所の
損傷。

Heliotron E, Alcator C-Modにおける プラズマ対向壁の材質と不純物挙動

京都大学ヘリオトロン核融合研究センター
近藤克己

1.はじめに

プラズマ核融合の実験において、不純物を制御することは重要な課題である。放電管壁に付着する軽元素、放電管壁を構成している金属元素は、プラズマから放出される中性粒子や荷電粒子との衝突によって、脱離、スペッタリング等のプロセスを経てプラズマ中に不純物として侵入する。プラズマ中では、高Z不純物による放射損失が、大きな影響を持つことから放電管壁を低Z材でコーティングする方法が開発された。ここではヘリオトロンE装置で行われたチタン蒸着、カーボナイゼーション、ボロニゼーションの結果を分光的な測定を通して紹介する。他方高融点の高Z材、タンゲステン、モリブデン等は、大きな熱負荷が予想されるダイバータ材として重要である。高Z材が放電管壁に使われた時、低Z材に比べてどのような影響があるかも興味深い課題である。この例としてAlcator C-Modにおけるモリブデンの挙動について紹介する。

2.ヘリオトロンE装置

ヘリオトロンE装置では、発振周波数 53GHz, 106GHz のgyrotronを用いてプラズマを生成しイオン加熱には、最大4MWの中性粒子ビーム入射を行う。平均電子密度 $2 \times 10^{13} \text{ cm}^{-3}$ でイオン温度は、約 1keVである。不純物計測には、波長域 50~400 Å の領域を時間分解能 10 ms でスペクトルを調べている。可視領域では波長域 2000~8000 Å のスペクトルを測定している。

3.ヘリオトロンE装置における不純物

ヘリオトロンE装置の放電管壁は、厚さ3 cmのステンレスでつくられている。初期の実験では、チタン蒸着によって不純物および水素リサイクリング制御を行っていた。この時期のプラズマでは、炭素、酸素等の軽不純物から放電管の構成元素であるクロム、鉄、ニッケル等の金属不純物が観測された。

放電管壁からの金属不純物の発生を抑制するためにCH4+H2のグロー放電を用いてカーボナイゼーションを試みた。この場合クロム、鉄、ニッケル等の金属不純物は、殆ど識別できないほどに減少した。ただし炭素膜中の水素が放電中に放出され電子密度制御が困難になり、放電領域が高電子密度領域に限られた。

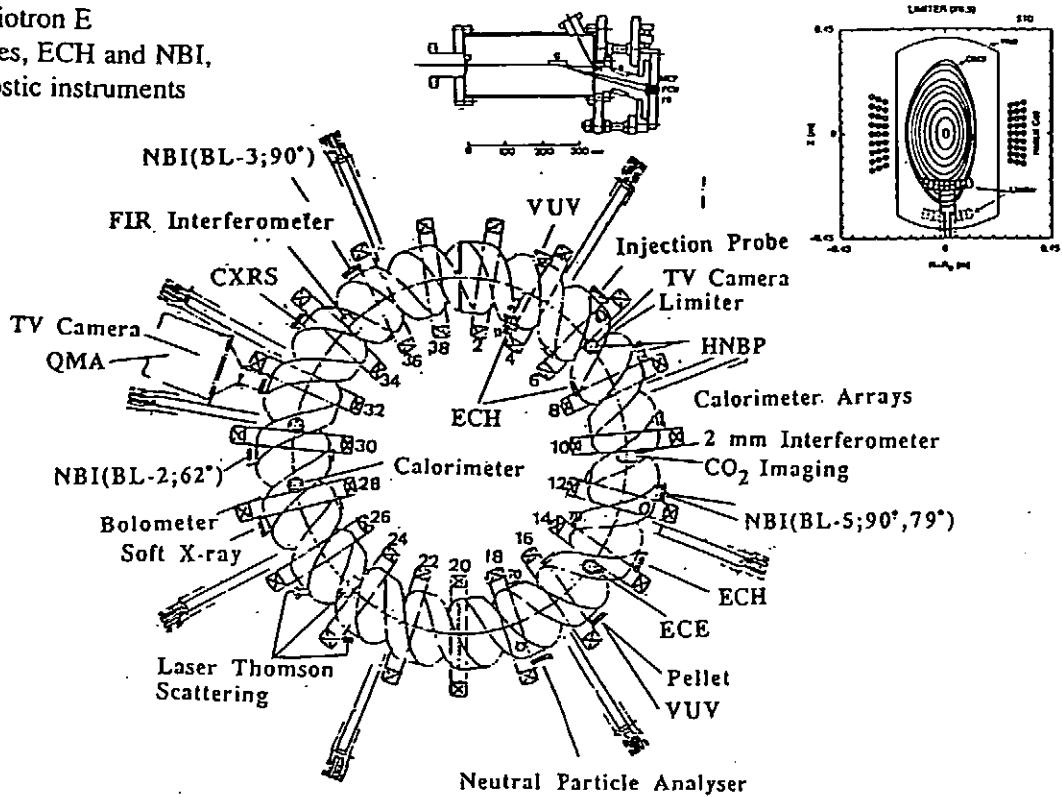
炭素より原子番号の小さいボロンを放電管壁にコーティングをした場合は、軽不純物の減少は認められたが金属不純物に関しては大きな変化がなかった。ただしボロン膜中の水素の比率は小さく低電子密度から高電子密度まで電子密度制御性が著しく向上した。

4.Alcator C-Modにおけるモリブデンの挙動^①

Alcator C-Modは、プラズマ対向壁がモリブデンタイルで覆われている。主放電のためのwall conditioning は、ECH放電洗浄である。おもな不純物は、炭素、酸素の軽不純物と金属ではモリブデンである。ここでは可視分光による壁からの放出量と真空紫外分光による中心部の高電離モリブデンの量との関連が調べられており、不純物のスクリーニング率の電子密度依存性が認められている。

^① All responsibility for this presentation is attributed to the author.

Heliotron E
Heating devices, ECH and NBI,
and Diagnostic instruments



プラズマ対向壁の材質

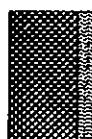
Heliotron E

Stainless Steel



チタン蒸着

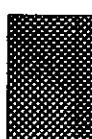
Titanium



カーボニゼーション

$\text{CH}_4\text{-H}_2$ グロー放電

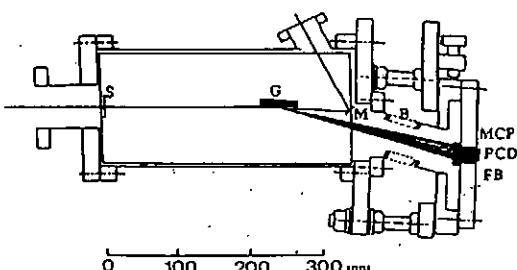
Carbon



ボロニゼーション

$\text{B}_{10}\text{H}_{12}+\text{He}$ ECH放電

Boron

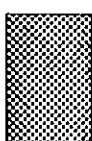


S:Entrance Slit, G:Grating, M:Mirror, B:Bellows
MCP:Micro-channel Plate, PCD:Plasma Coupled Device

マルチチャンネル真空紫外分光器の構造

Aleator C-Mod

Molybdenum



モリブデンタイル

Grating:	Hitachi .001-0437
Detector:	MCP (Hamamatsu Photonics , F120B-21PX) + PCD (Hamamatsu Photonics , S2304-1024FH)
Wavelength:	45-400 Å
Dispersion:	0.23 Å/ch. (at 400 Å) 0.15 Å/ch. (at 150 Å)
Time Resolution:	10 msec

マルチチャンネル真空紫外分光器の性能

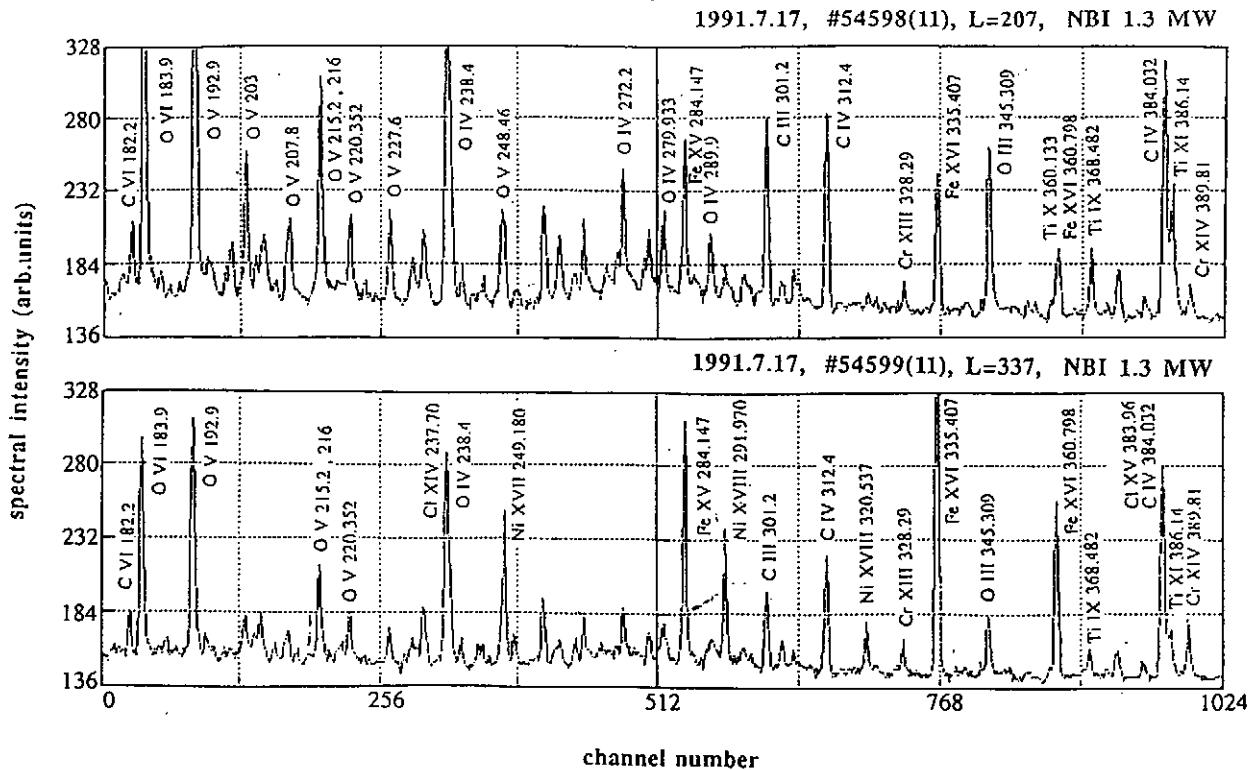


Fig. 1

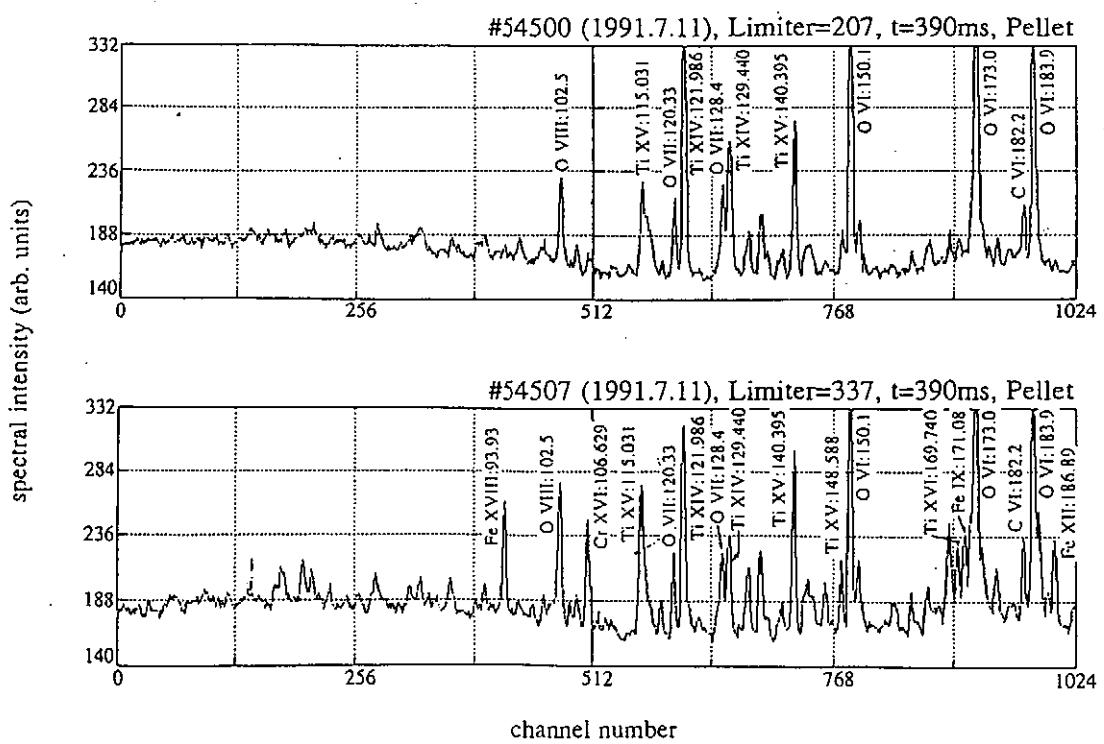
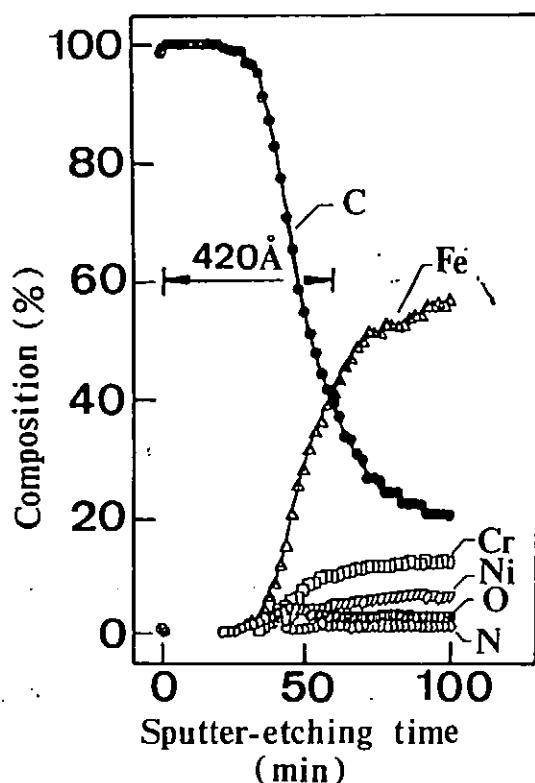


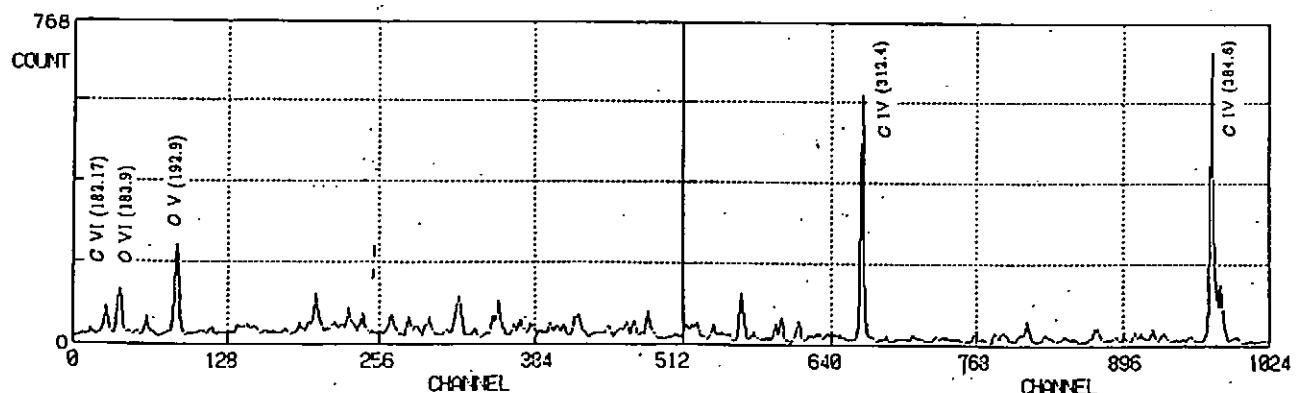
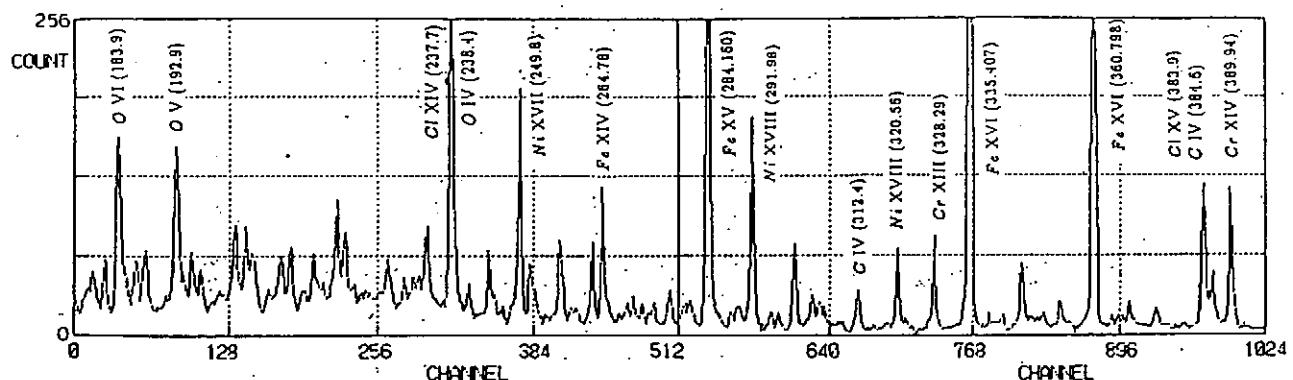
Fig. 2

Carbonization

gas; $\text{CH}_4 + \text{H}_2$
 放電形式; glow-discharge
 電圧; 300~380 V
 電流; 1~2 A
 電流密度; $6 \mu \text{A}/\text{cm}^2$
 電子密度; $10^8 \sim 10^9 \text{ cm}^{-3}$
 電子温度; 0.2~1 eV
 成膜速度; 20 nm/hour



before Carbonization



after Carbonization

Boronization

gas; $\text{B}_{10}\text{H}_{14} + \text{He}$

4回目 (s5 / Si 基板)

放電形式; 2.45GHz ECH放電

磁場強度; 0.05T

電子密度; $4 \times 10^{10} \text{ cm}^{-3}$

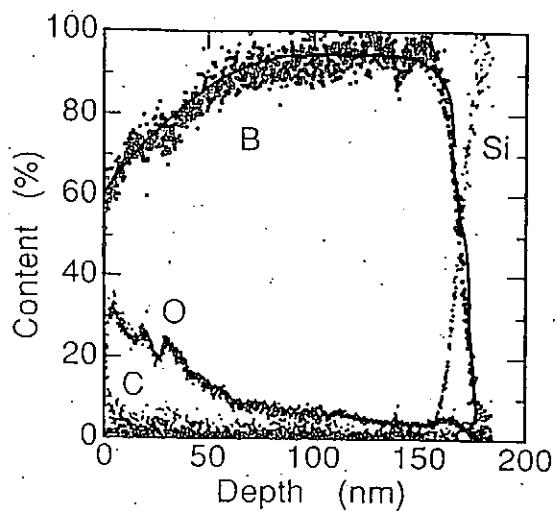
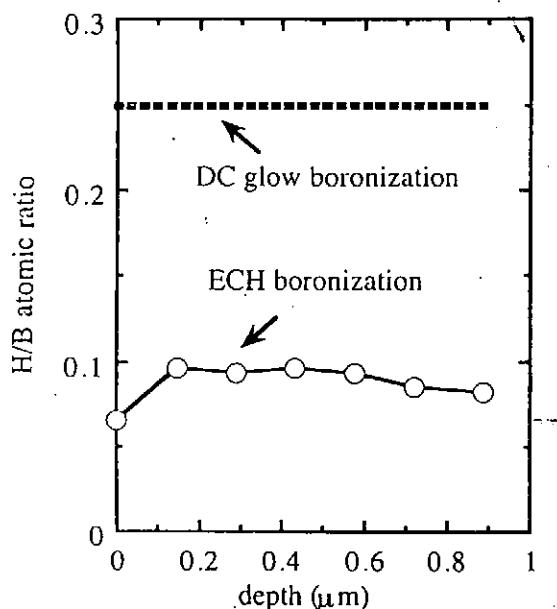
電子温度; 4 eV

成膜速度; 50 nm/hour

Typical H/B atomic ratio in 2.45 GHz ECH

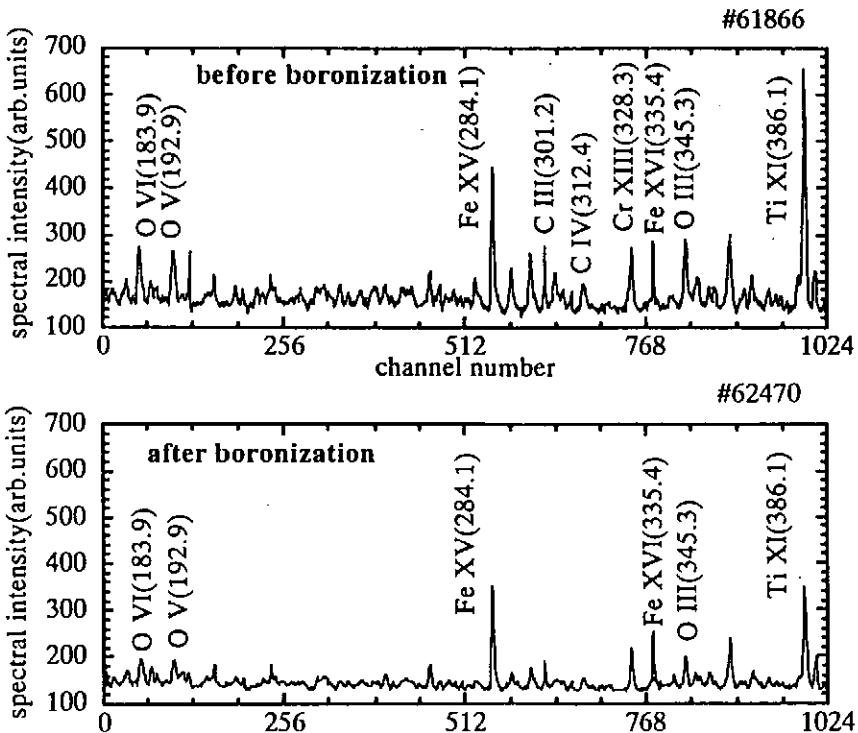
boronization with He and $\text{B}_{10}\text{H}_{14}$.

For comparison the H/B ratio in DC-glow
boronization is shown.

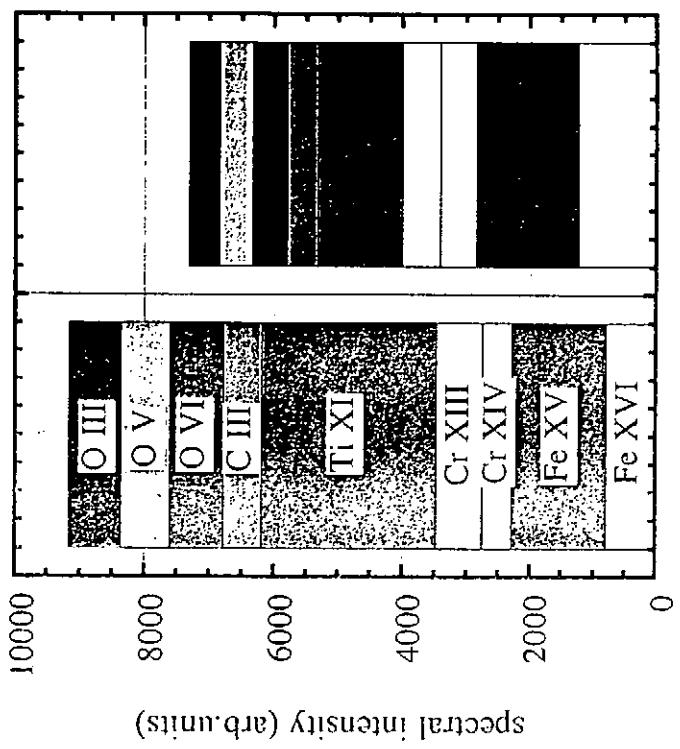


4回目	s1	$1330 \pm 30 \text{ nm}$
	s2	1460 ± 60
	s3	$<2500 \pm 60$
	s4	610 ± 20
	s5	170 ± 20
	s6	470 ± 20

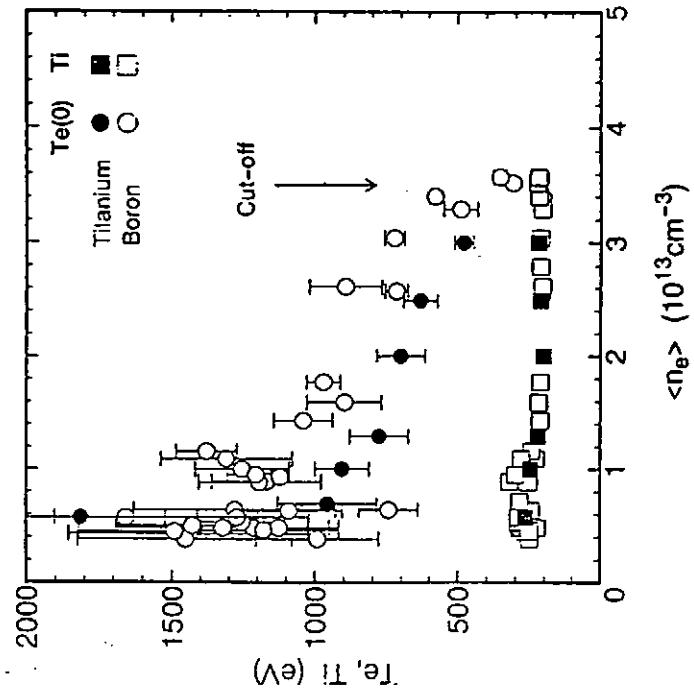
(s3のみ特に膜が厚い
: ガス導入部側?
: 内容物?
磁力線に平行な面の方
が膜が厚い)



Impurities before and after boronization



53GHz ECH 400kW 1993/9/17
53GHz ECH 480kW 1988



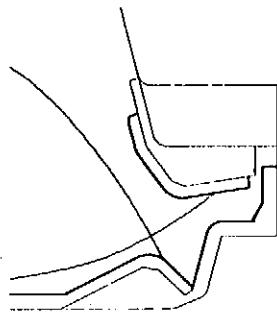
After boronization, a plasma with a high density,
up to cut-off density, was attainable using only
400 kW of ECH power

Reduction in light impurities, oxygen and carbon
is remarkable, but metallic impurities
except titanium is not decreased.

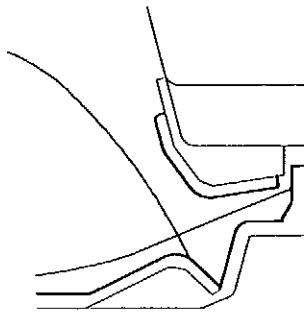
Available Divertor Configurations
on Alcator C-Mod

Closed divertor

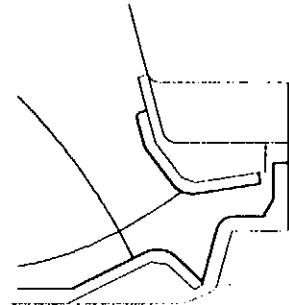
Note "vertical"
orientation
of target plates



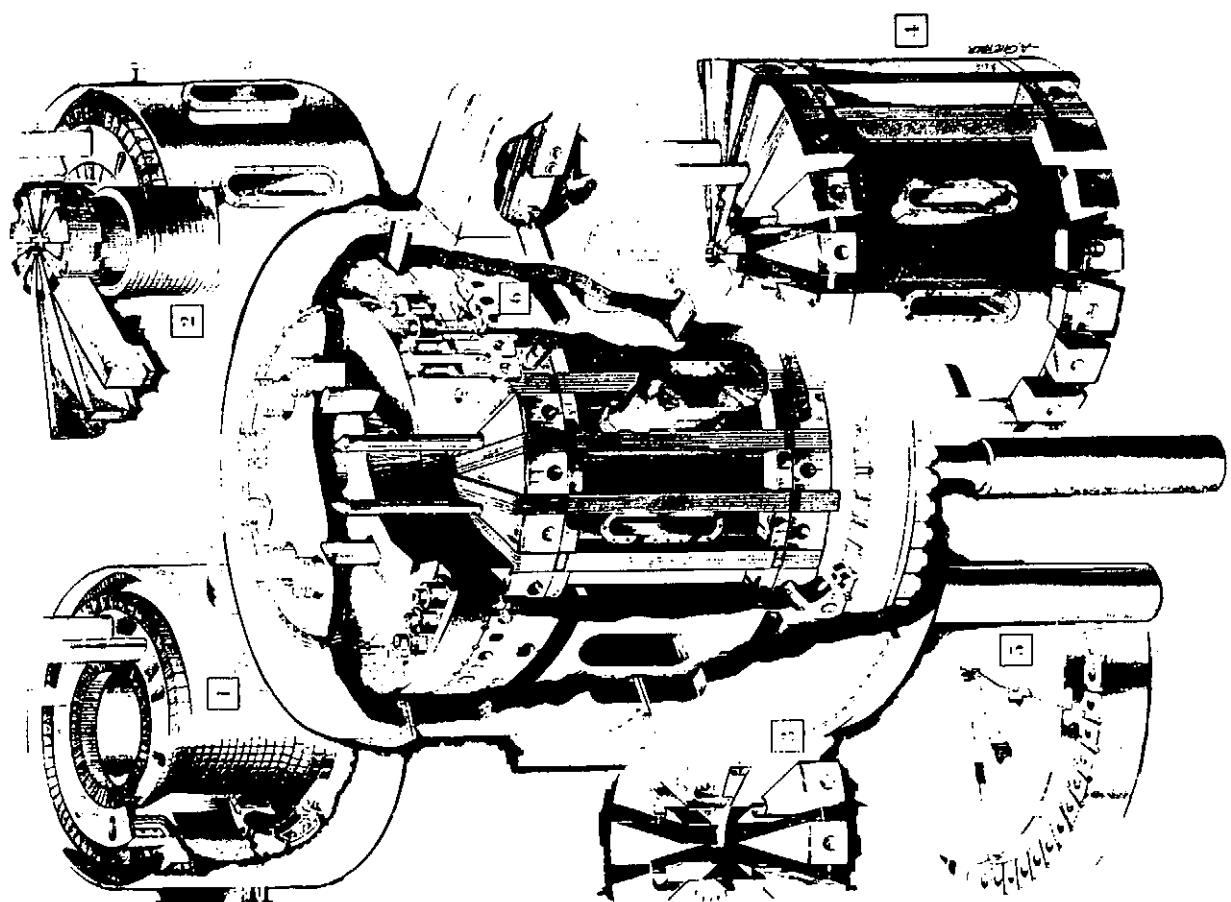
Slot divertor

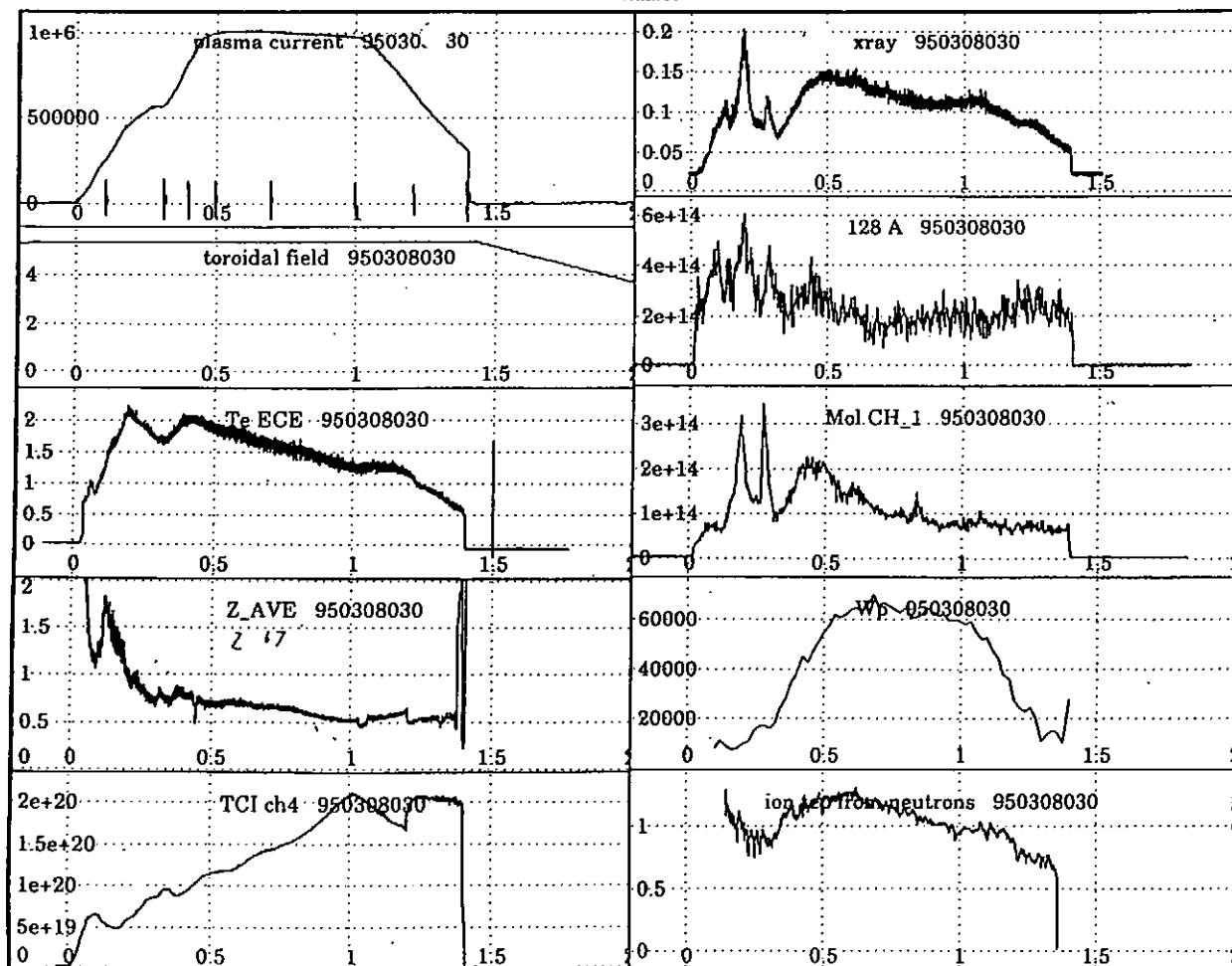
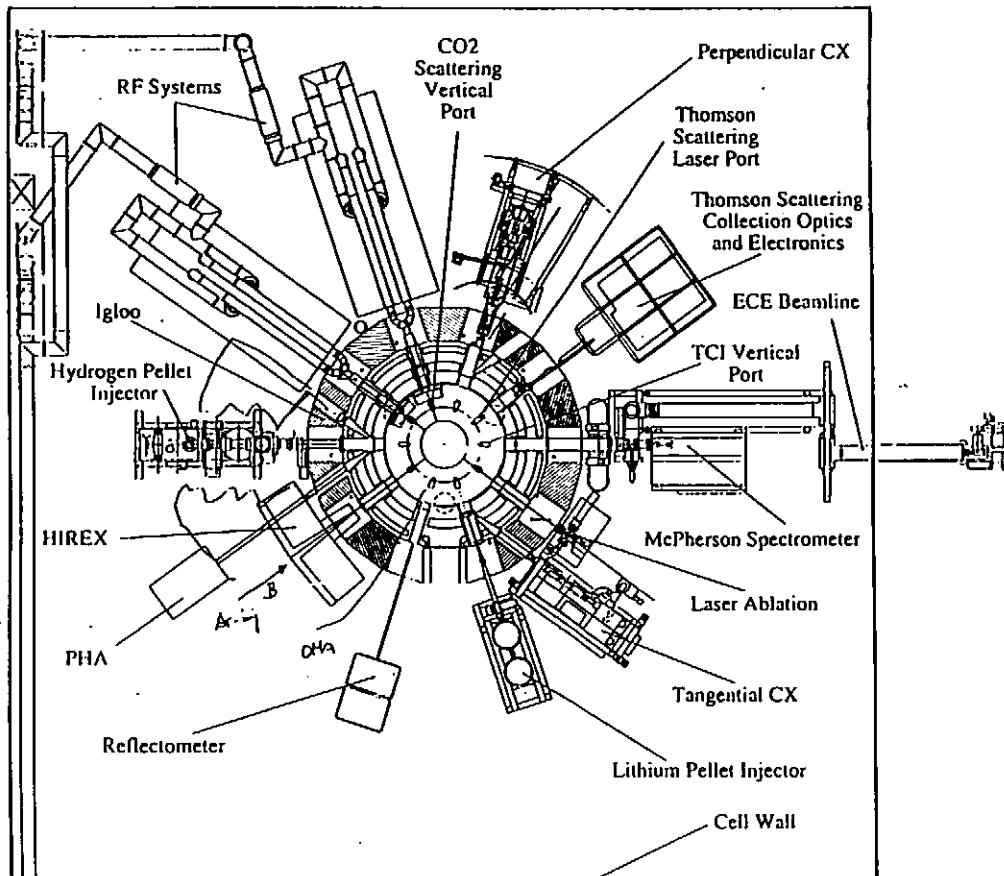


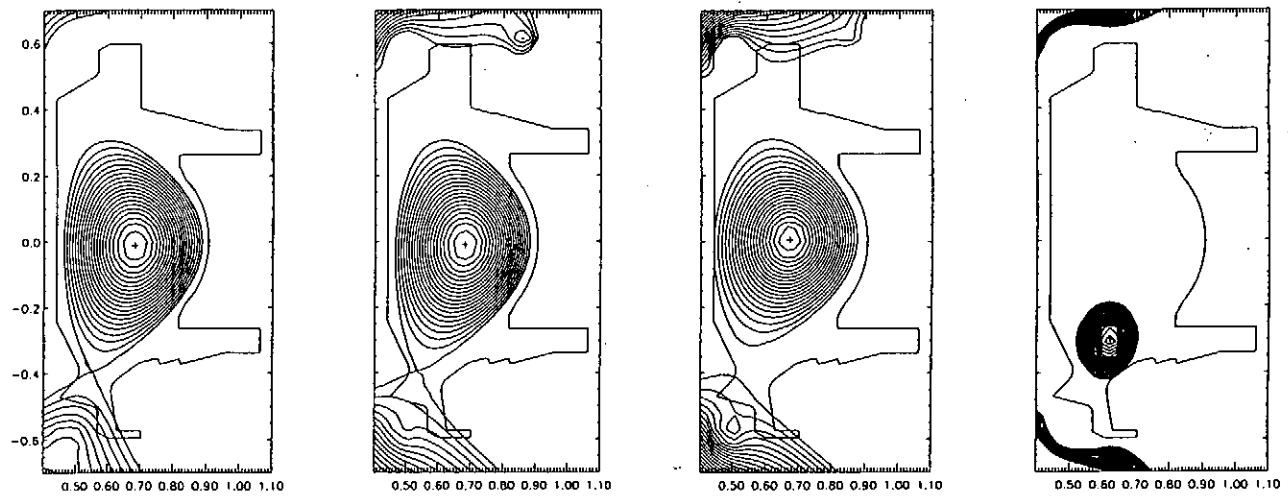
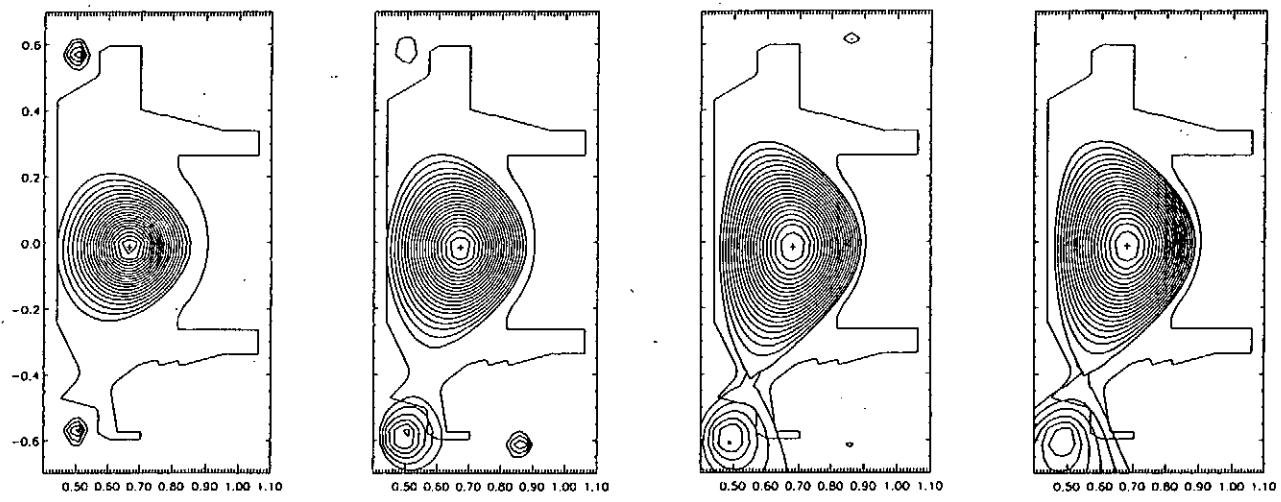
Open
divertor



"THE MACHINE"
An Insider's View of Alcator C-Mod







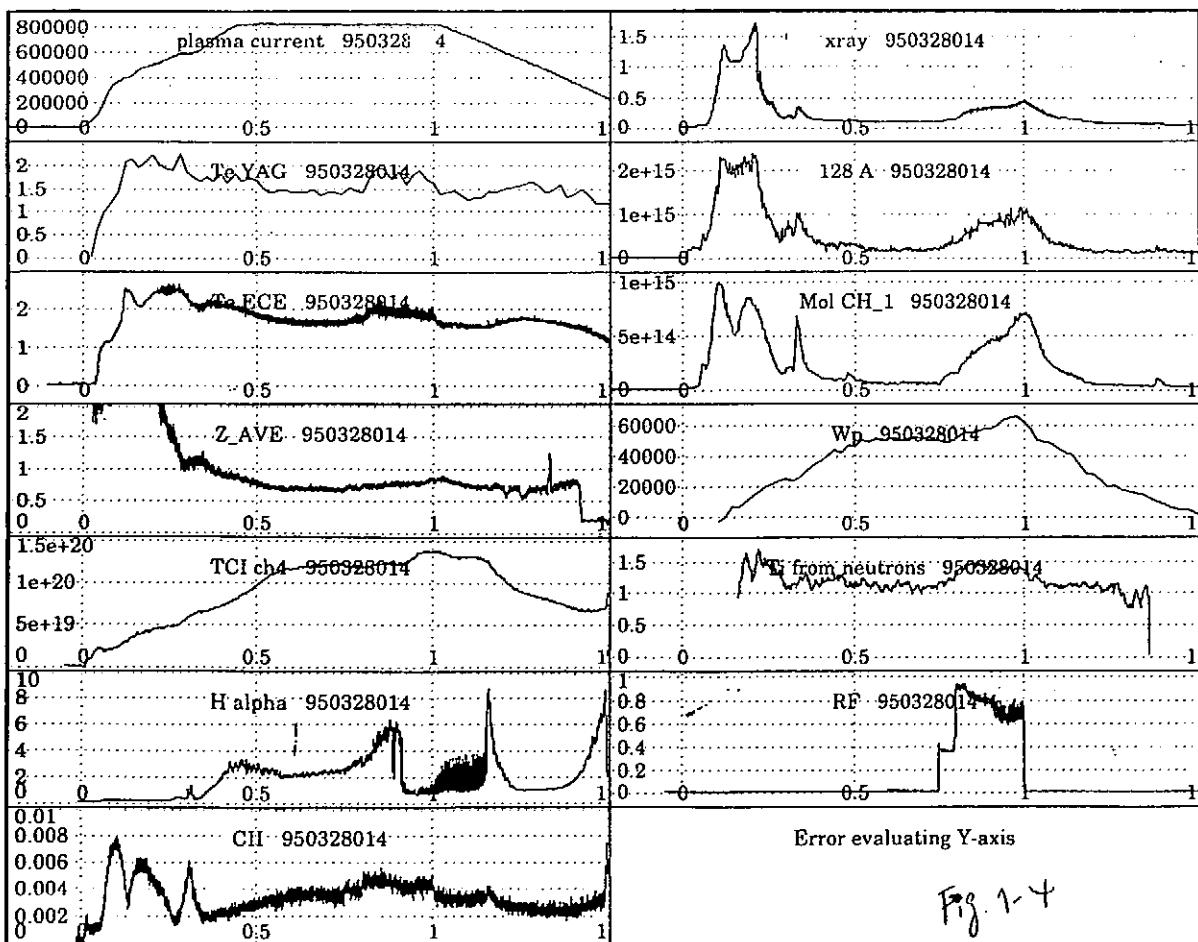
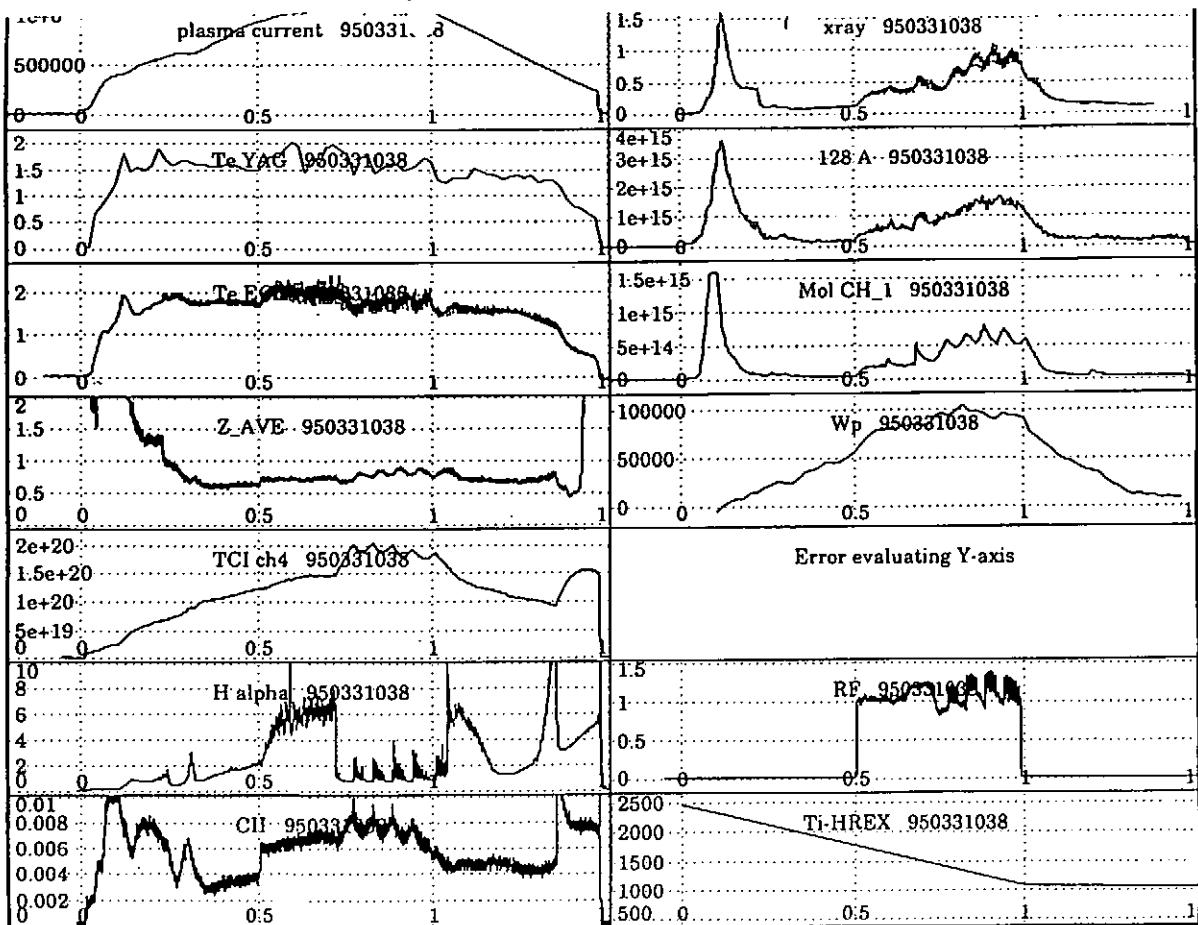
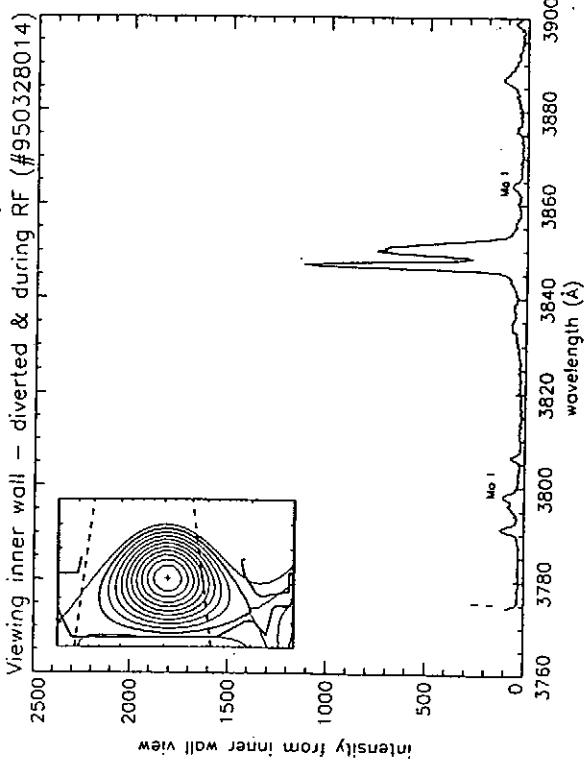
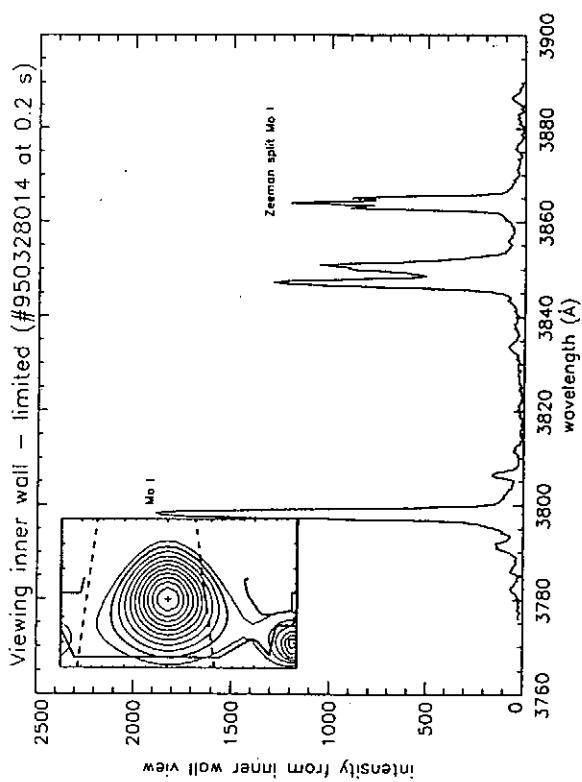
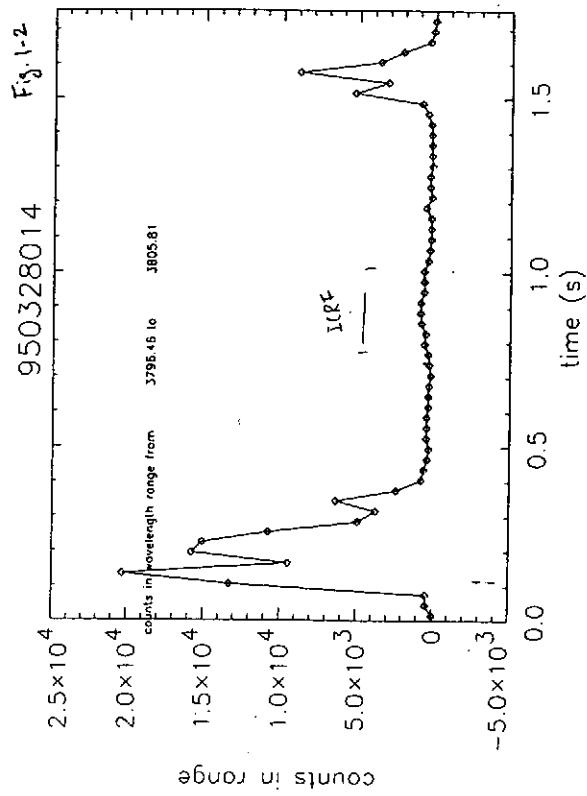
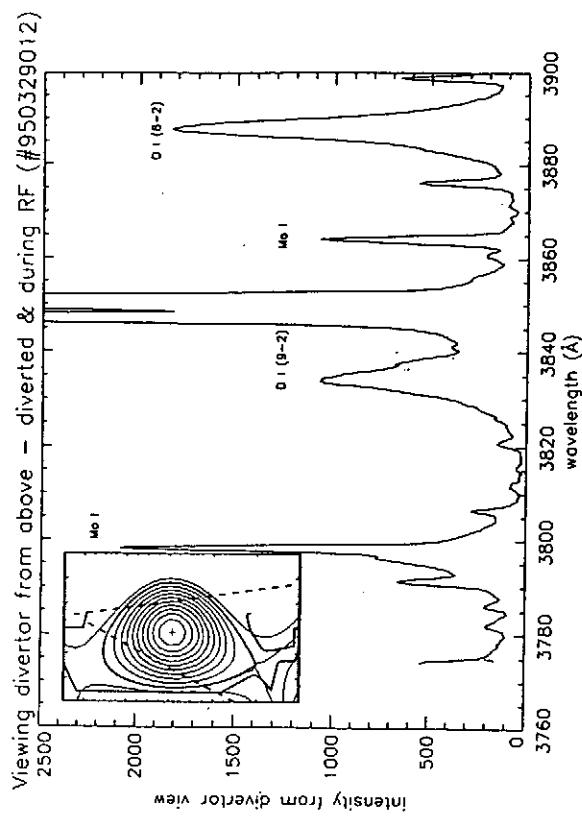


Fig. 1-4



Te at various electron densities
 $(1 \times 10^{19} - 1.8 \times 10^{20} \text{ m}^{-2})$
 and ICRF Powers (0~1.5 MW)

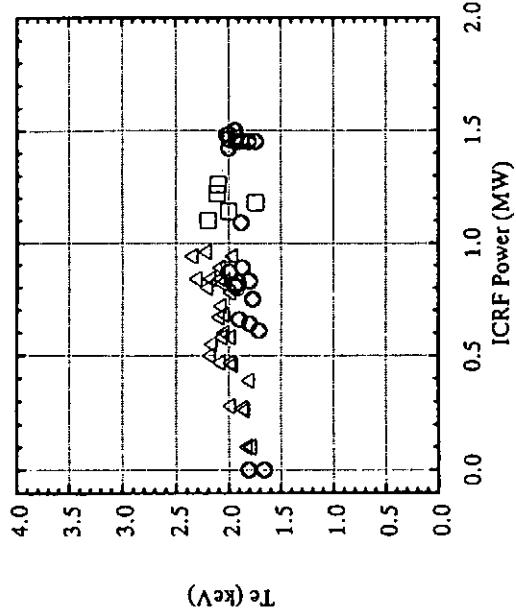
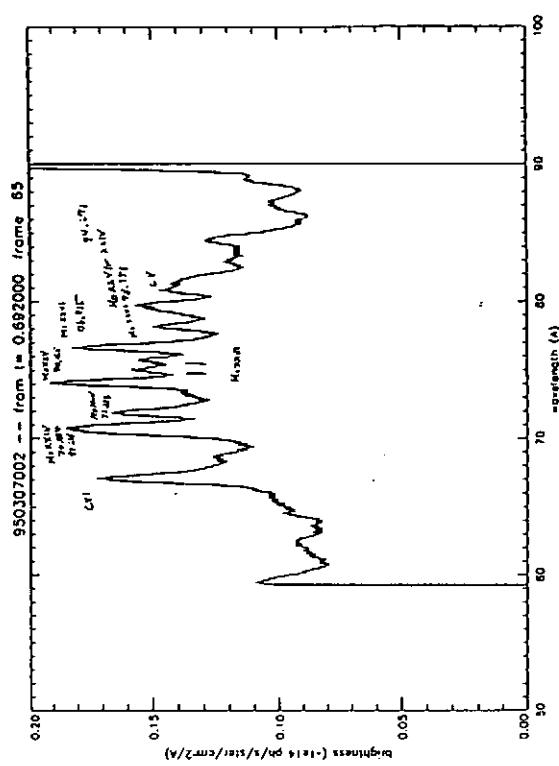
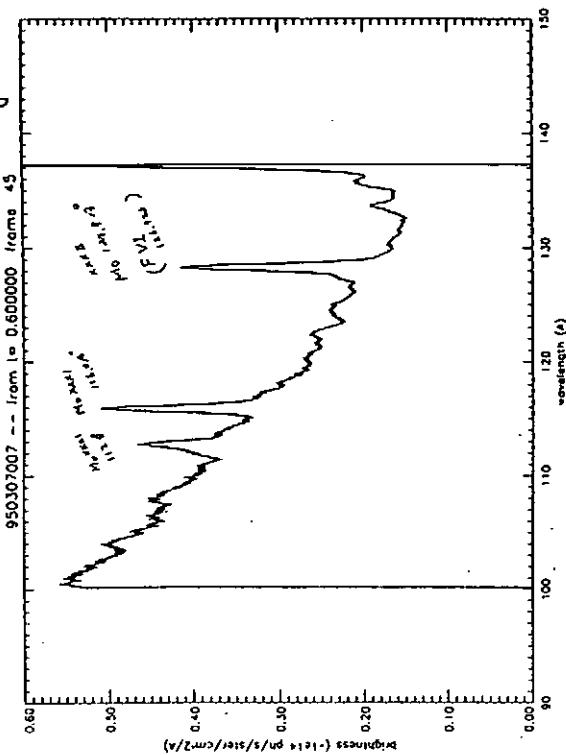
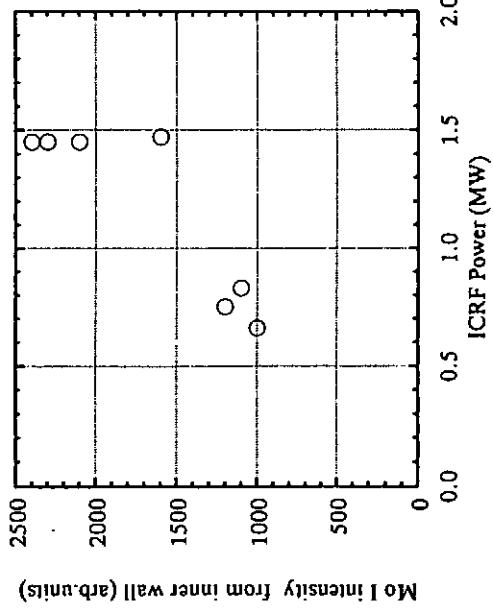


Fig. 3-1



950307002 -- from te 0.692000 frame 63



950329012

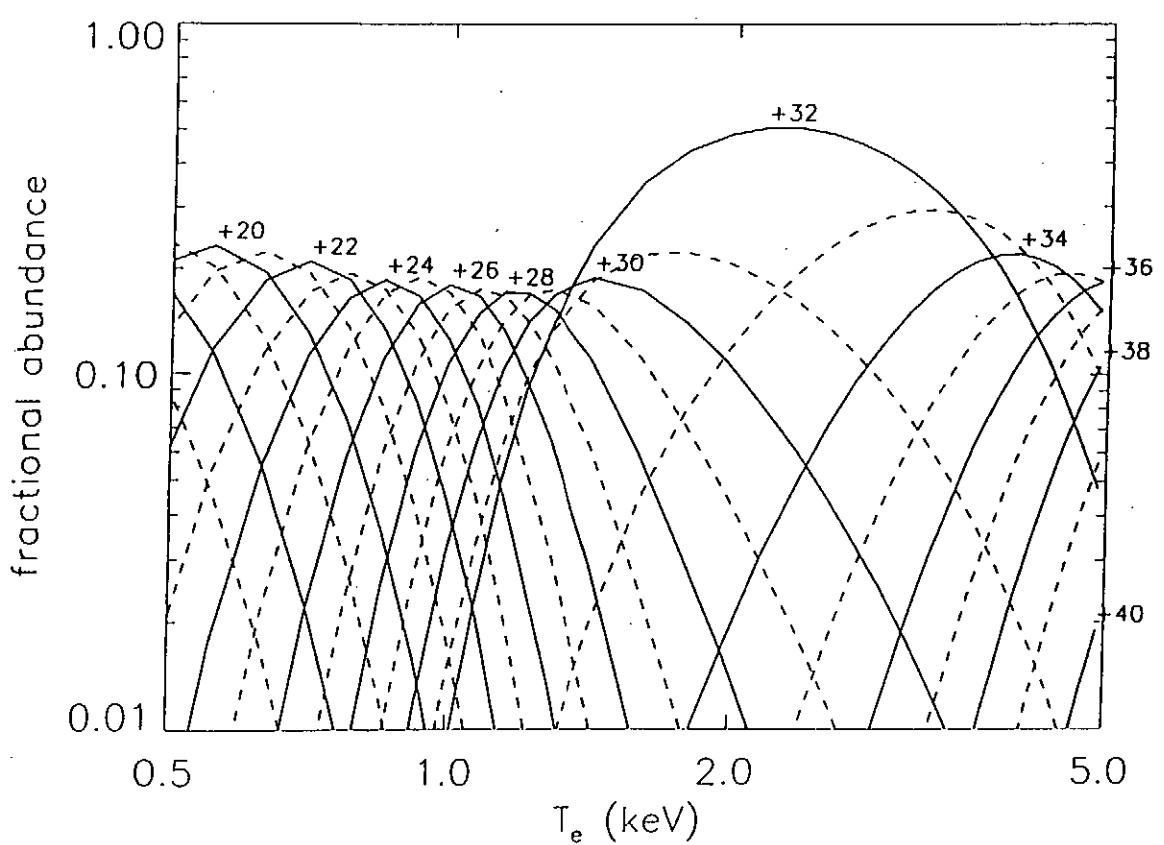
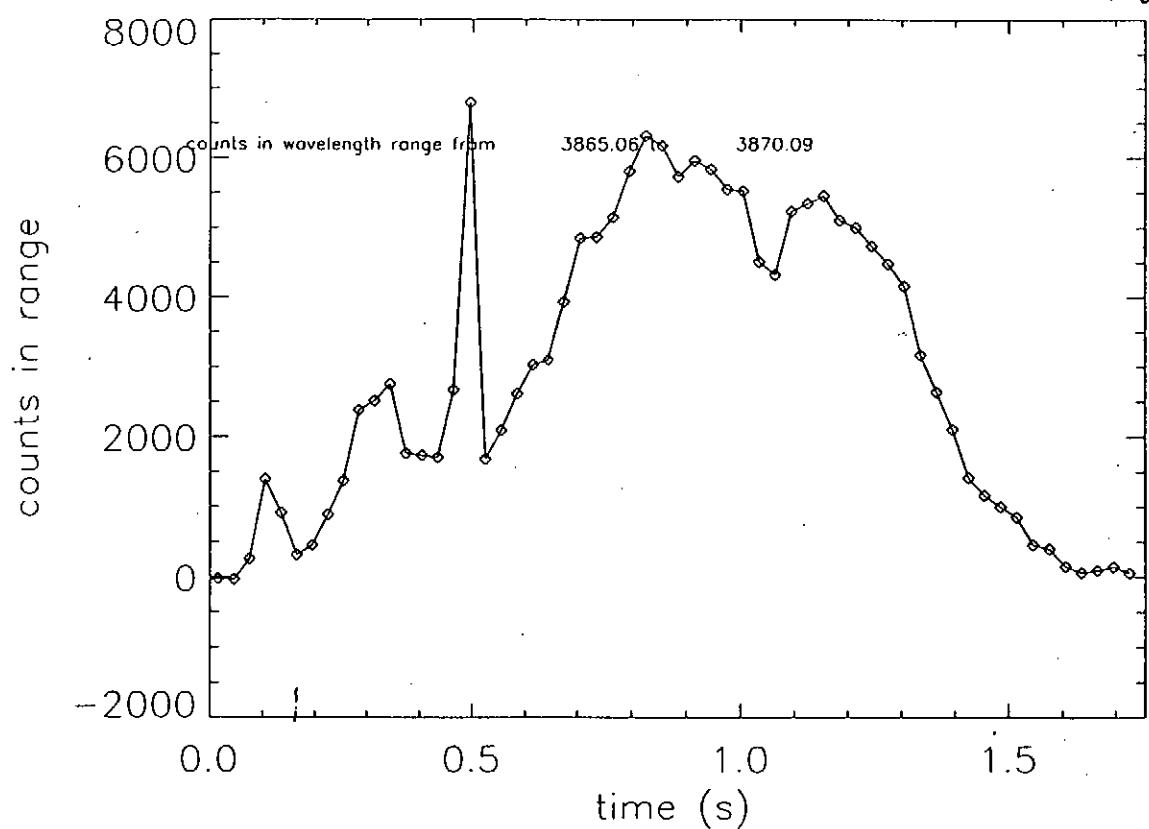
^{R-top} Fig 2-1

Fig. 3-2

Fig. 3-3

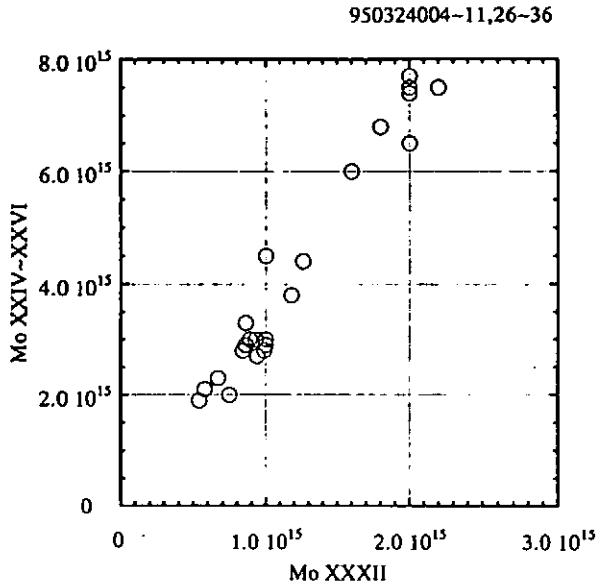
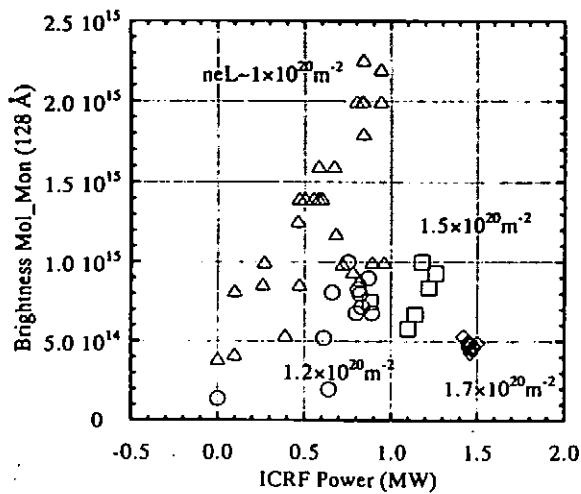
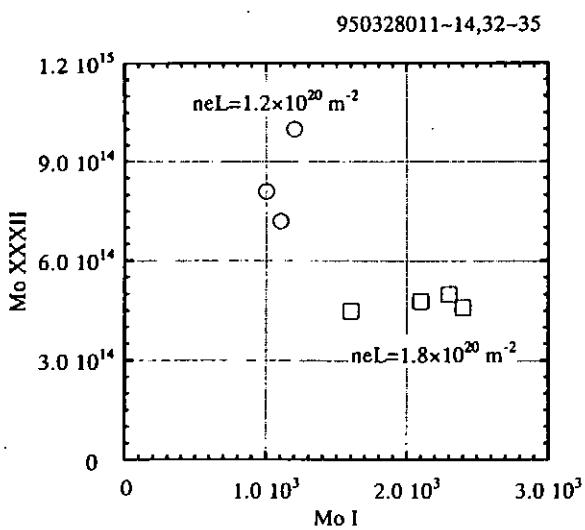


Fig. 4-1



ガンマ10タンデムミラーにおけるPWI研究

筑波大学プラズマ研究センター
中嶋洋輔, ガンマ10グループ

開放端型プラズマ閉じ込め装置において、プラズマ壁相互作用は重要な研究課題である。特にタンデムミラーでは、サーマルバリア等のプラズマ電位を形成・維持する上で不純物の低減及び水素リサイクリングの制御は不可欠の課題である。すなわち、プラズマから放出される荷電交換中性粒子等が壁を衝撃して生成されるWall Reflux の内、水素リサイクリング成分はプラズマ中に侵入して電離され、低温のイオンとなってサーマルバリア電位に捕捉され電子の維持時間を著しく短縮させる。また、不純物成分はプラグ／バリア部の高温電子の加熱を妨げ、高い閉じ込め電位の形成に悪影響を及ぼす恐れがある。従って、タンデムミラーにおけるプラズマ・壁相互作用で急務の課題として、リサイクリング及び不純物生成の低減をめざす壁コンディショニング法の確立と、リサイクリングの原因となる荷電交換中性粒子の挙動の解明が挙げられる。

ガンマ10は全長約27mの実効的に軸対称化されたサーマルバリア付きタンデムミラーである。ガンマ10の真空容器は昨今のプラズマ閉じ込め装置に見られるようなカーボニゼイションやボロニゼイション等の表面改質を施していないステンレスを用いており、主プラズマの存在するセントラル部、MHD安定性を保つアンカー部、軸方向閉じ込めを実現するプラグ／バリア部そして軸方向に排出されたプラズマを処理するエンド部から構成される。

ここで、開放端系のプラズマにおける粒子の流れ（輸送）について簡単に触れておく。タンデムミラーのような直線型のプラズマの場合、リサイクルする粒子の大部分は、プラズマポンピング作用で、両端部へ運ばれる。特にタンデムミラーにおいては、軸方向閉じ込め電位の形成されていない周辺プラズマ領域において顕著に現れる。この配位は、トーラス系におけるダイバータの配位に対応している。ガンマ10においては、両端部に大排気量のヘリウムクライオポンプを設置しているので、クローズド型のポンプトダイバータと言える。

本研究会では、タンデムミラー装置「ガンマ10」において行われてきた壁コンディショニング法とその結果、並びに壁状態の評価法として開発されてきたプラズマ放電時の脱離ガス分析、真空容器内の圧力バランスに基づいた水素リサイクリングの定量評価法そしてリサイクリングを評価する上で重要な研究テーマであるモンテカルロ法を用いた中性粒子輸送シミュレーションの結果について述べる。

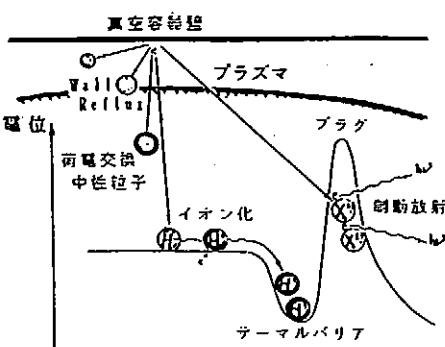
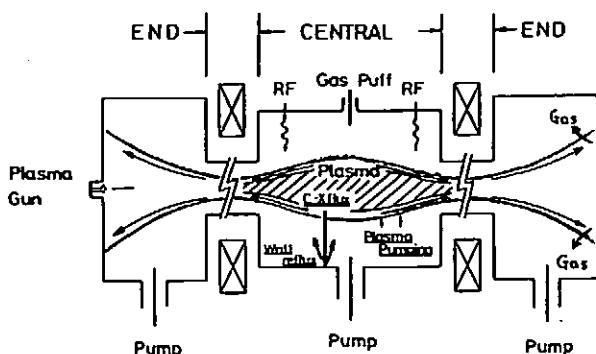
ガンマ10におけるPW1研究

筑波大学プラズマ研究センター、
中嶋洋輔、ガンマ10グループ

<< アウトライン >>

1. タンデムミラーにおけるPW1研究の課題とガンマ10における位置づけ
2. ガンマ10装置と壁コンディショニング
3. ガンマ10におけるPW1研究
 - 3-1. プラズマ放電時の脱離ガス分析
 - 3-2. リサイクリング定量評価と制御
 - 3-3. モンテカルロコードによる中性粒子輸送シミュレーション
4. まとめ

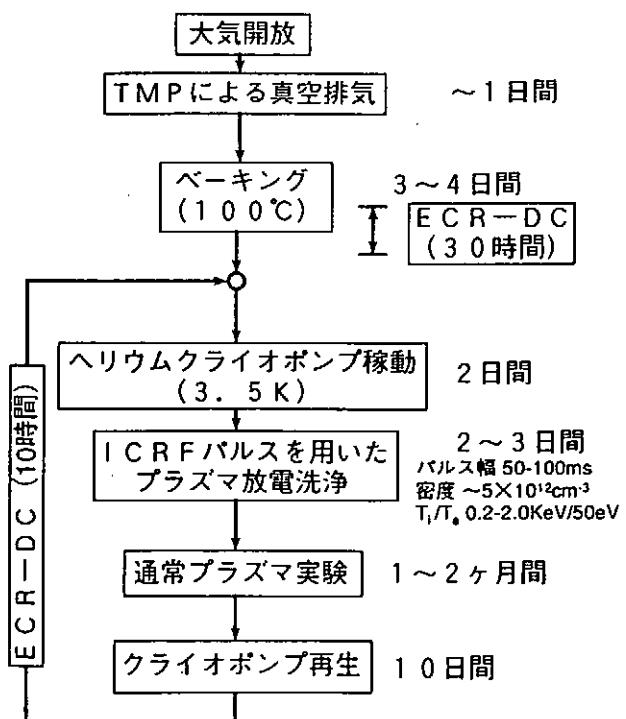
タンデムミラーにおけるプラズマ・壁相互作用



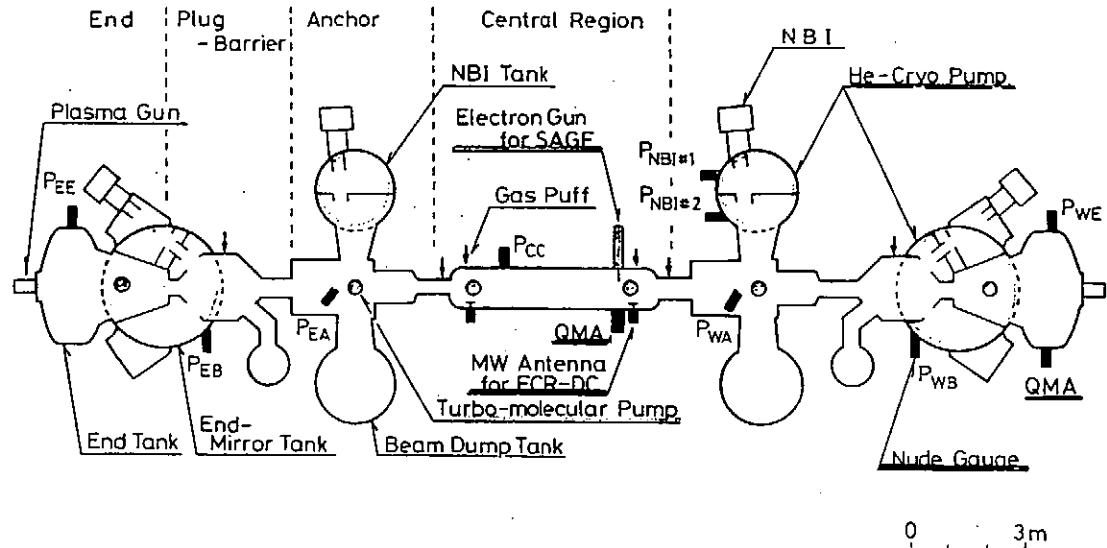
タンデムミラーにおけるPW1研究の課題

- 全体：
 - ◇ 壁コンディショニング／粒子排気
 - ECR放電洗浄十プラズマ放電洗浄
 - 大容量クライオポンプによる排気
(ポンプトダイバータ配位)
- セントラル部：
 - ◇ 水素リサイクリング制御
 - 荷電交換損失の低減によるイオンエネルギー閉じ込めの改善
 - 高エネルギー荷電交換中性粒子束の壁面への入射に起因する不純物生成の低減
 - プラズマ密度制御
 - ◇ 不純物の抑制
 - 電子エネルギー閉じ込めの改善
- プラグ／バリア部：
 - ◇ 水素リサイクリング制御
 - 低温イオン捕捉による電位低下の抑制
(サーマルバリア電位の維持)
 - ◇ 不純物生成の抑制
 - プラグ部電子の効率的加熱
(プラグ部電位形成)
- エンド部：
 - ◇ エンドプレートからの2次電子抑制
 - プラグ部電子加熱の改善
 - 電位形成機構の解明

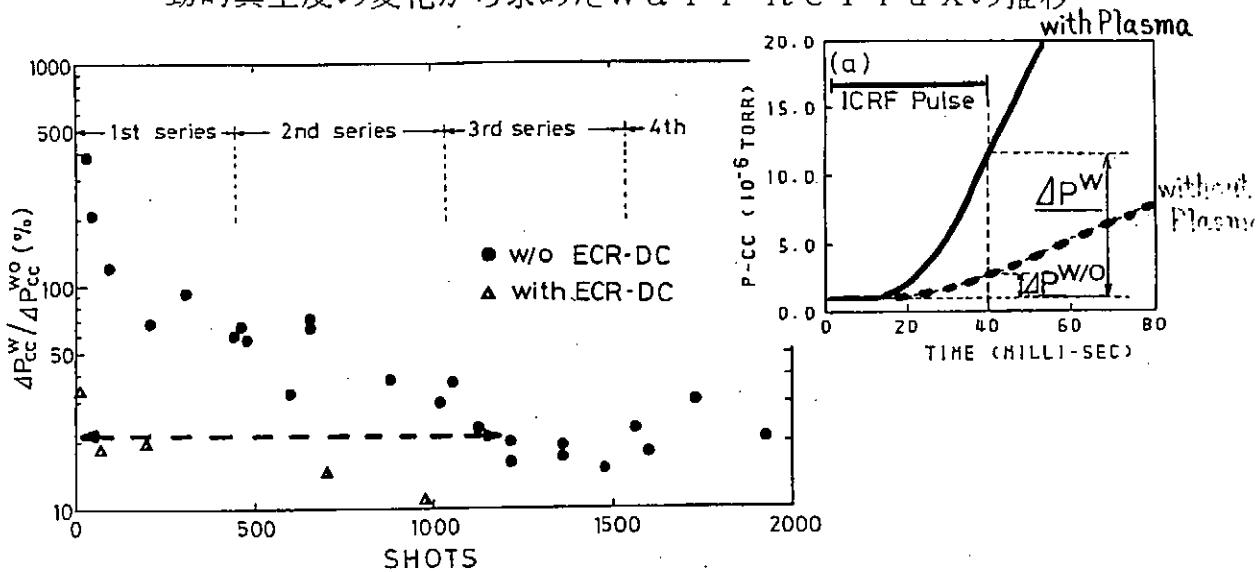
ガンマ10装置における壁コンディショニング手順



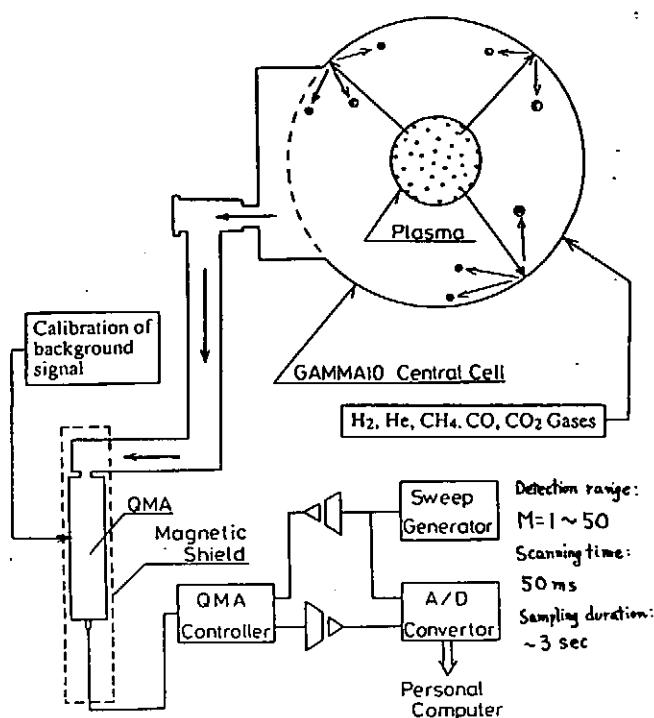
ガンマ10とPWIに関連する装置の概略図



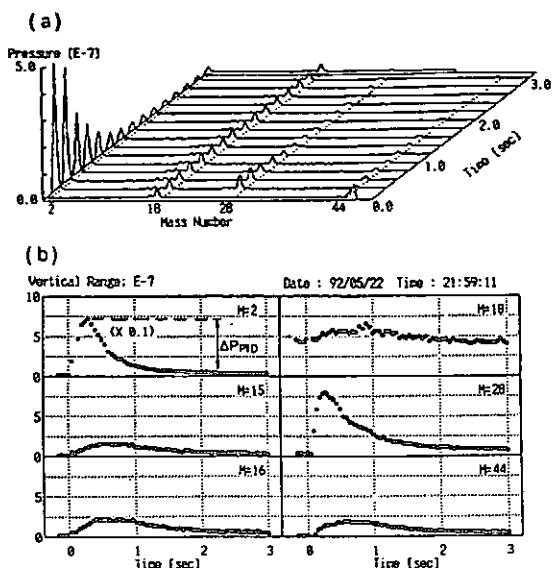
動的真空度の変化から求めたWall Reflectanceの推移



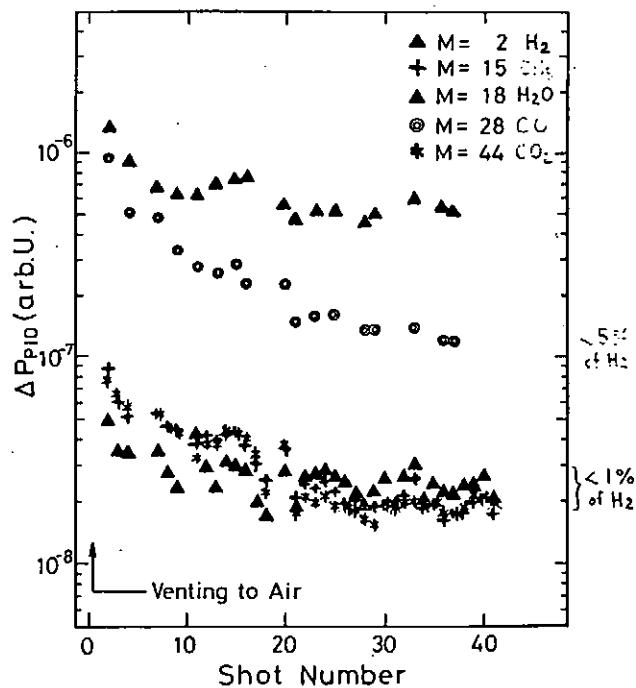
Schematic Diagram of PID Diagnostics



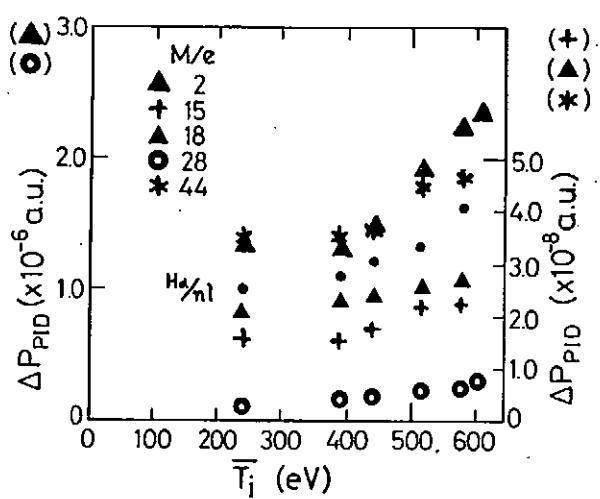
プラズマ放電時のマススペクトル
及び各種分圧の時間変化



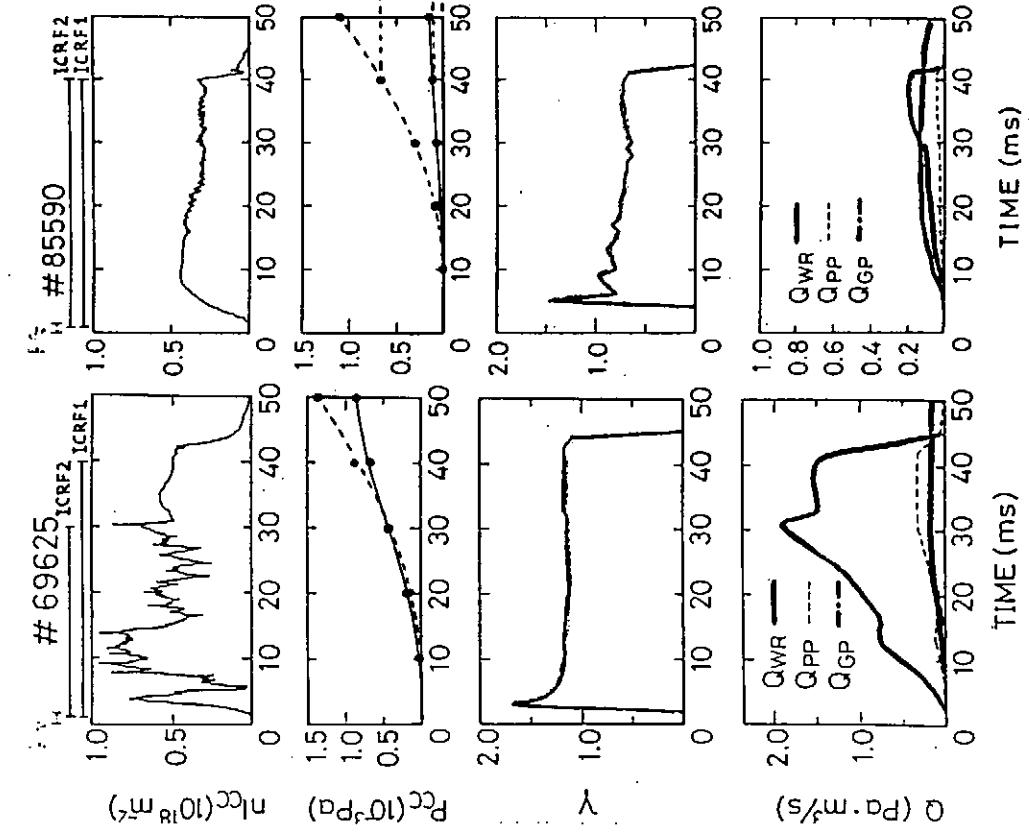
Trend of ΔP_{PID} in Wall Conditioning Period



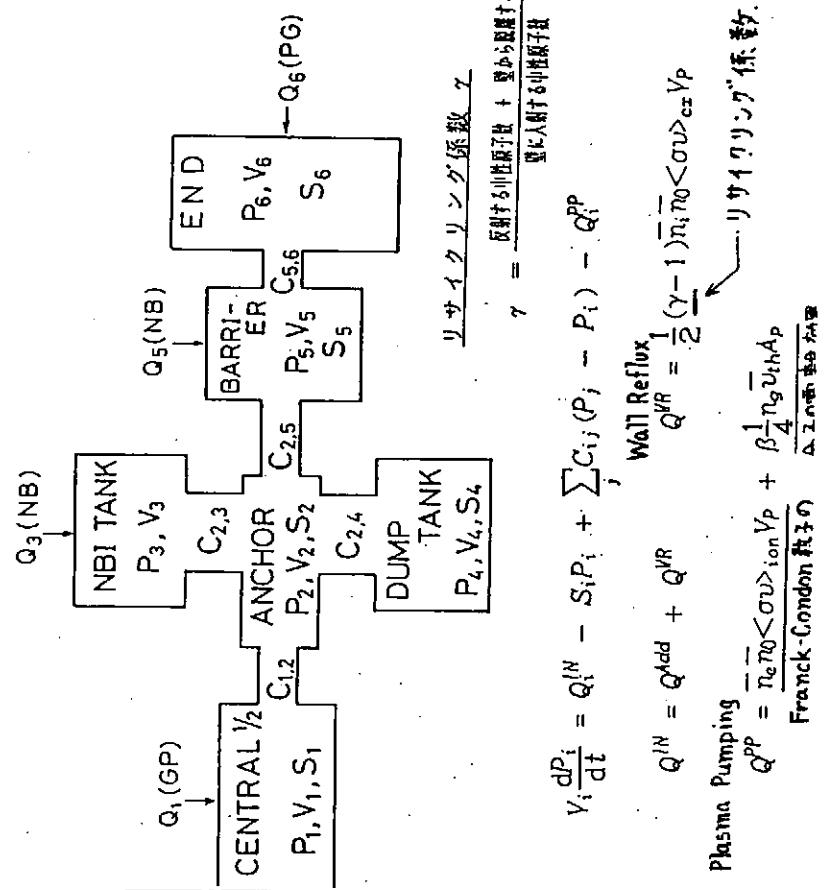
Partial Pressure of Desorbed Gases during the Plasma Shot as a Function of T_i



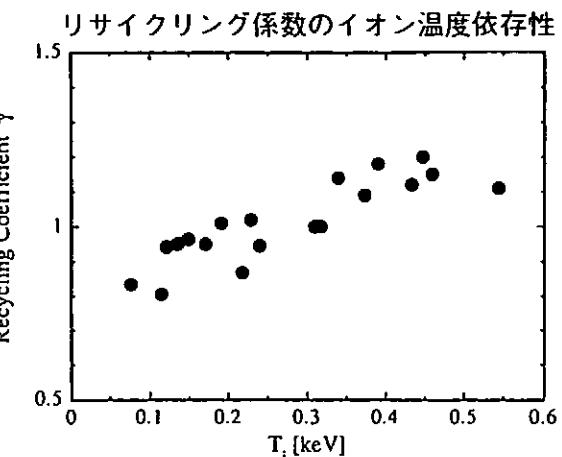
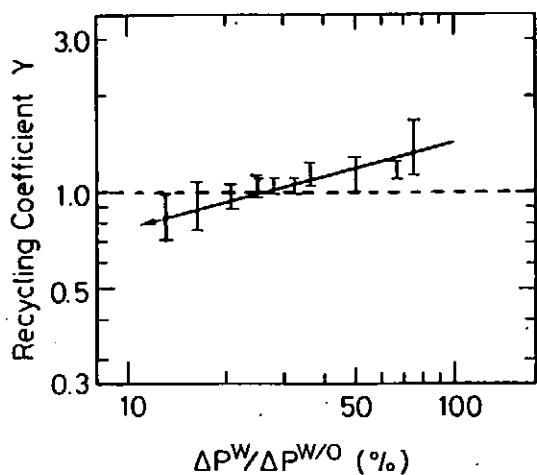
リサイクлинク係数 γ の数値計算結果
— 実験データとのフィッティング例 —



ガス輸送の数値計算コードのモデルング



リサイクリング係数 (γ) と圧力上昇率
 $(\Delta P^W / \Delta P^{W/O})$ との相関



ガンマ10における中性粒子の挙動研究

プラズマ内のエネルギー収支やリサイクリングの機構を解明する為に、プラズマ中や周辺の中性粒子の挙動を調べる。

<実験>

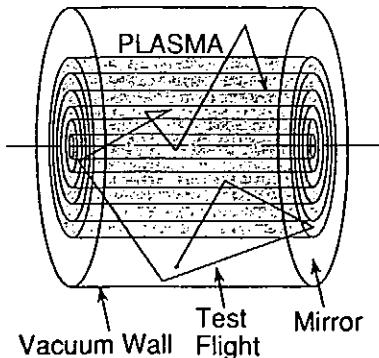
- [1] プラズマ放電時のヌード・ゲージによる圧力測定、QMAによる分圧測定
- [2] 可視分光器及びフォトダイオードアレイによるH α 線強度計測

<計算>

- [1] 圧力バランスに基づくリサイクリングの数値計算
- [2] DEGASコードによる中性粒子輸送シミュレーション

中性粒子輸送コード(DEGAS)*

DEGASは任意の三次元のプラズマ中の中性粒子密度・温度分布などをモンテカルロ法によって求めるシミュレーションコードである。



ガンマ10のプラズマに適用したDEGASのプラズマ・メッシュモデル

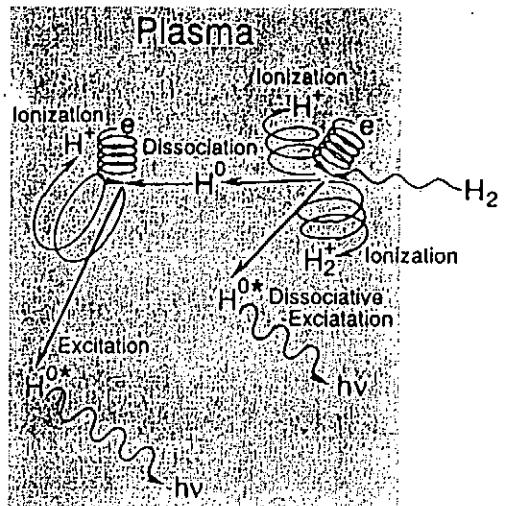
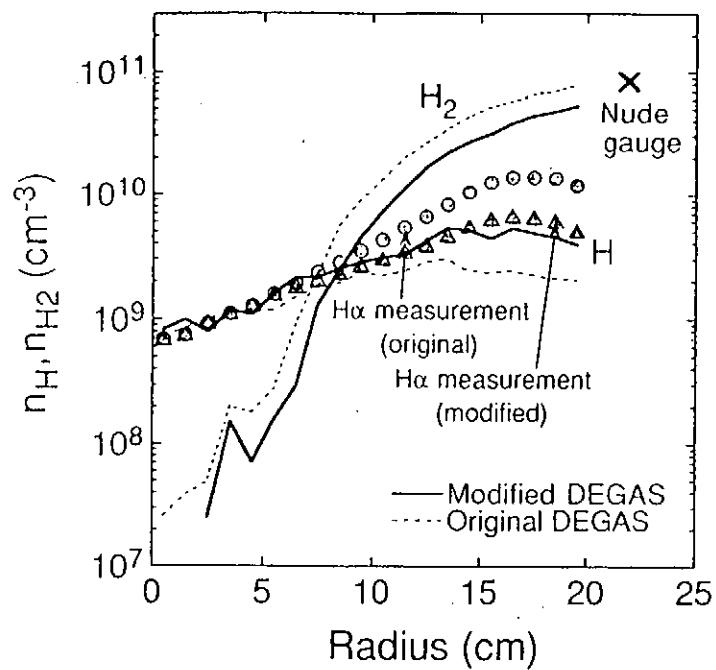
- DEGASコードの問題点**
低密度($n_e \leq 1 \times 10^{13} \text{ cm}^{-3}$)プラズマにおける実測結果との不一致
- DEGASコードの改良***
水素分子の解離・励起過程の考慮
- 改良されたDEGASコードの妥当性の確認
スラブモデルに基づく数値計算結果との比較

*Heifetz,D.B.,Post,D.,Petravic,M.,Weisheit,J.,Bateman,G.,
J.Comput.Phys. 46 (1982) 309.

**K.Muraoka, et al., J. Nucl. Mater. 176&177 (1990) 231.

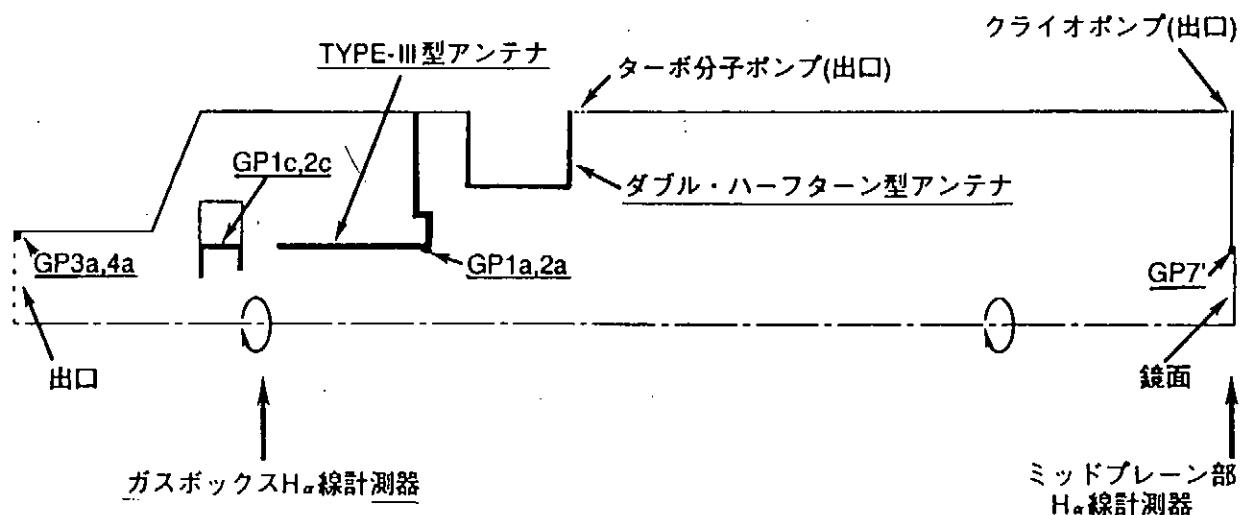
***庄司 主他 プラズマ・核融合学会 第8回秋季講演会 3aB8

プラズマ中の中性粒子密度の径方向分布



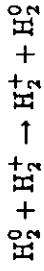
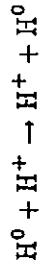
*中嶋洋輔、庄司 主他 プラズマ・核融合学会 第10回年会 26aD8

DEGASコードで用いたセントラル部真空容器モデル

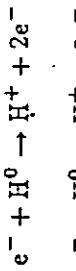


The Dominant Neutral/Plasma Reactions
Included in the DEGAS Code

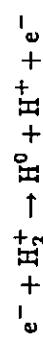
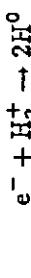
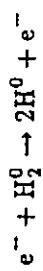
Charge-exchange (H is any hydrogenic species):



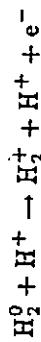
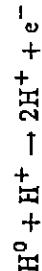
Electron-impact ionization:



Electron dissociation:



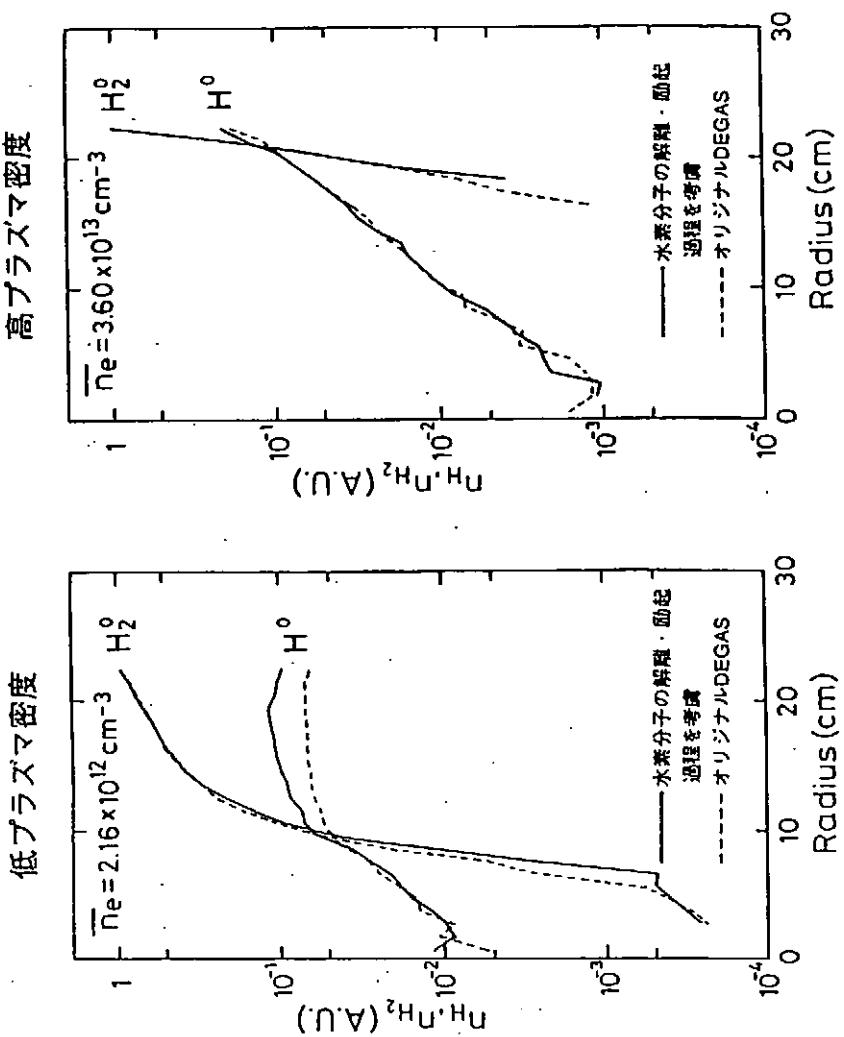
Ion-impact ionization:



DEGASコードに新たに水素原子の励起過程の反応を含ませるように改良した。

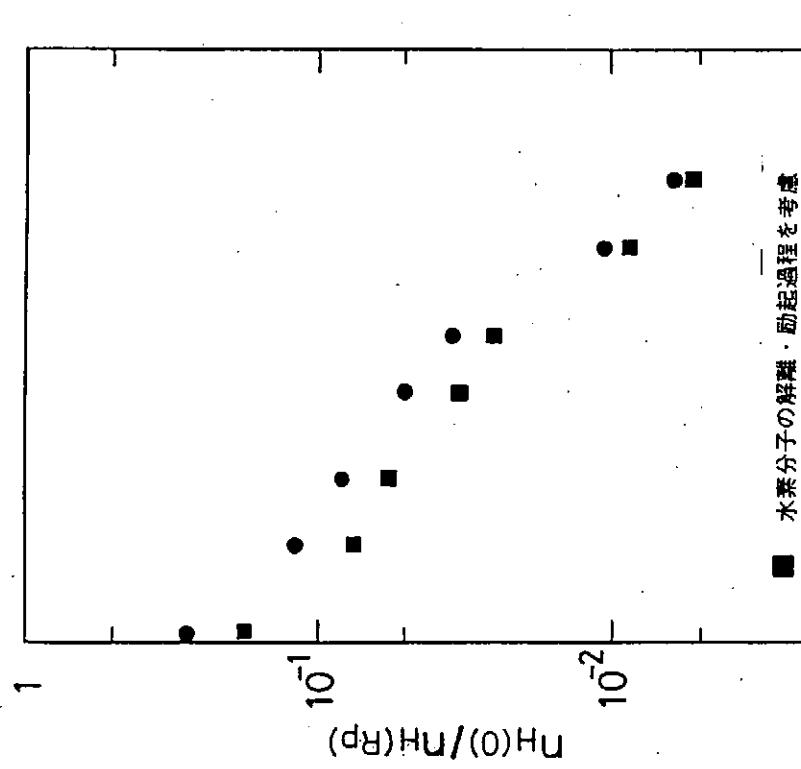
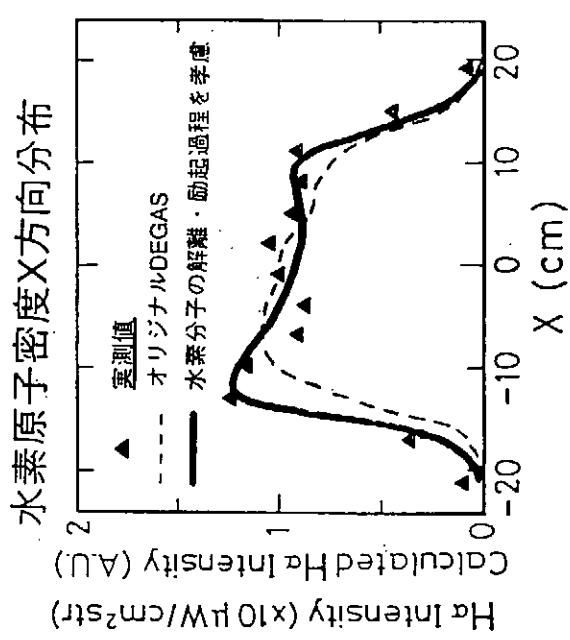
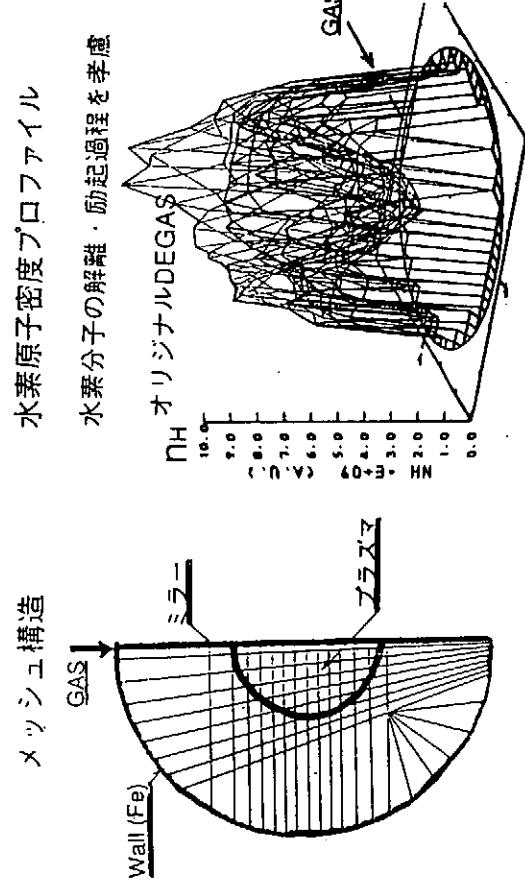
$e^- + H_2 \rightarrow e^- + H^* + H$	(0.3, 2.5 eV)
$e^- + H_2 \rightarrow e^- + H^* + H^*$	(4.85 eV)
$e^- + H_2^+ \rightarrow e^- + H^+ + H^*$	(1.5 eV)

DEGASコードによるシミュレーション結果

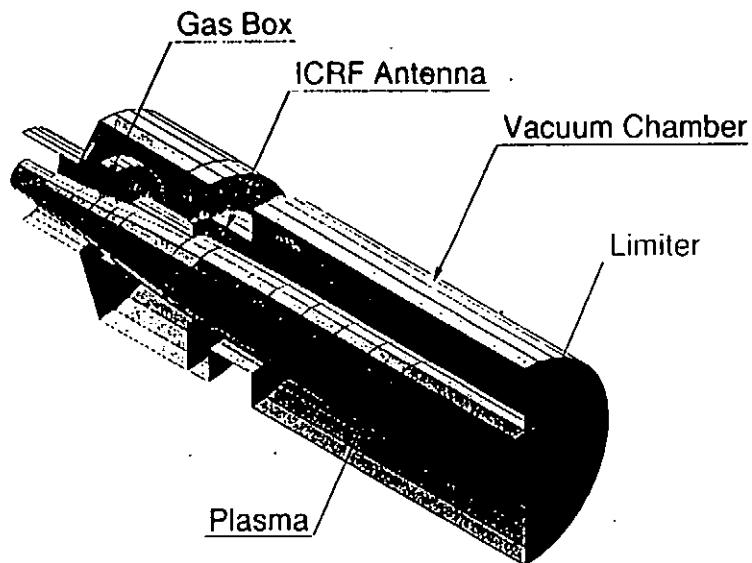


中性原子密度の減衰率 $\eta_H(0)/\eta_H(R_p)$ の密度依存性

非軸対称ガスパフ実験に於ける
DEGASシミュレーション結果

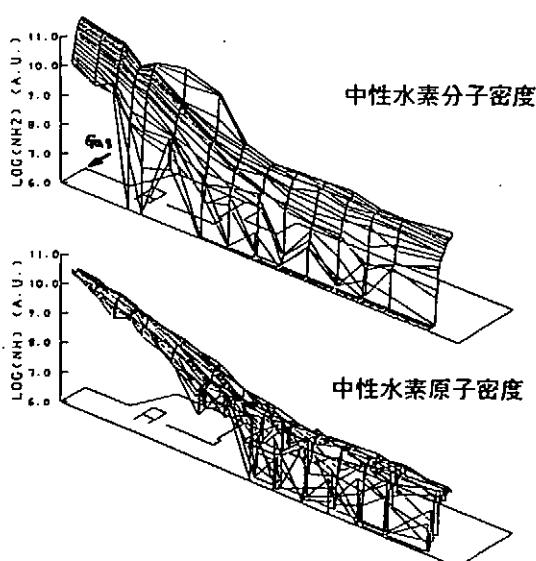


DEGASに用いたセントラル部メッシュの3-D模式図



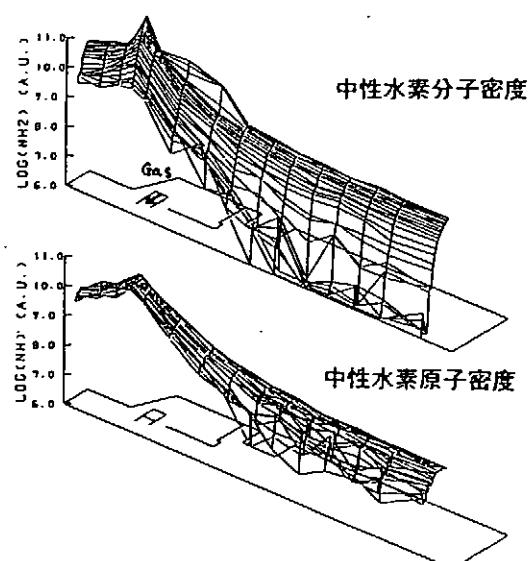
D E G A Sによる中性粒子密度の 3次元シミュレーション結果

— スロート部ガス入射 (#3a,#4a) —



D E G A Sによる中性粒子密度の 3次元シミュレーション結果

— GasBox部ガス入射 (#1c,#2c) —



まとめ

ガンマ10では、プラズマ対向壁面として表面処理の施していないステンレスを用いているが、高温イオンの存在するセントラル部においては、高エネルギー荷電交換中性粒子に起因すると考えられる強いプラズマ壁相互作用が観測されており、それに伴う水素リサイクリング及び不純物生成の低減が重要な研究課題となっている。

1. プラズマ放電時に壁から脱離するガスの分析を行い、その大部分は水素であるが、酸素・炭素等の軽不純物から構成されるガスが生成される。それらは、 plasmaマイオンの温度上昇によって生じる高エネルギー荷電交換中性粒子束の増加に伴って増加することが明らかになった。
2. 水素ガスの圧力バランスに基づく数値計算により、セントラル部における水素リサイクリングの定量分析を行った。その結果、
 - ・水素リサイクリングは、壁コンディショニングの進行に伴い減少すること

まとめ(続き)

・壁状態が安定した状態においてもイオン温度上昇による荷電交換中性粒子強度の増加がリサイクリングの上昇を引き起こすこと

が明らかになった。

3. モンテカルロコードを用いた中性粒子輸送シミュレーションの結果から、
 - ・低密度領域では水素分子の解離・励起過程が重要な役割を果たしていること
 - ・ガスパフより入射される粒子は入射地点近傍に局在化している可能性のあること

が明らかになった。

今後の展望

現状の壁状態においても、高イオン加熱時(Hot Ion Mode)には、セントラル部で相当量のリサイクリングが存在している為、これを更に低減しプラズマパラメータの向上を図る。

1. 放電洗浄法の更なる強化と最適化
2. 放電のパルス幅の延長($\rightarrow 0.5\text{ sec}$)
3. カーボンシートポンプの適用
4. ブラグ/バリア部におけるリサイクリング等 PWI の影響の評価

TRIAM-1M における長時間放電下のプラズマ・壁相互作用

九州大学応用力学研究所 吉田直亮

九州大学応用力学研究所に設置されている TRIAM-1M では低域混成波による電流駆動法を用いて放電持続時間が 2 時間を越える連続運転が行われている。プラズマ密度は $2 \times 10^{18} / \text{m}^3$ と比較的低いものの、長時間の放電によりプラズマ対向面に対する 1 放電当たりのプラズマ粒子負荷や熱負荷の積算値は大型装置よりむしろ大きい。当研究所の核融合材料グループではこの特徴を生かし高温プラズマ閉じこめ装置におけるプラズマ・壁相互作用の実体を明らかにすることを目的としたコレクタープローブ実験を行ってきた。本講演では最近行った実験結果をもとに、(1) プラズマ粒子による材料の照射損傷、および(2) 再付着不純物層について議論する。

(1) プラズマ粒子による材料の照射損傷

プラズマ対向材料は数 100eV 以下の比較的エネルギーの低い周辺プラズマに曝されスパッタリング等の影響を受けることが良く知られている。一方、高エネルギーの炉心プラズマも荷電交換により中性化されると磁場による閉じこめを逃れ高いエネルギーを持ったままプラズマ対向面に到達するが、このような粒子によって材料が受けける影響についてはほとんど調べられたことは無かった。TRIAM-1M では超高真空試料搬送装置を用いてトーラス内に Al, Cu, SUS304L, Mo, W などの金属薄膜試料を挿入し、長パルス放電によって材料の受けける影響とそれを引き起こしたプラズマ粒子を特定することを目的とした「材料照射実験」が行われた。いずれの試料においても格子間原子型の転位ループの形成が観察され、プラズマ対向材料の表面直下では原子のはじき出しを伴った照射損傷が起こっていることがわかった。欠陥が形成される位置が比較的深いことから損傷を引き起こした粒子は飛程の大きい水素粒子と推定される。W の場合、水素照射により原子のはじき出し損傷を起こすためには約 2000eV 以上のエネルギーが必要であることから、試料にはこれ以上のエネルギーを持った水素粒子も相当量飛来していることがわかる。損傷はスクレイプ・オフ層内に限らずイオン流の陰になるポート内に置いた試料にも同程度観察された。このことは損傷を引き起こした粒子はイオンではなく中性粒子であることを物語っている。

TRIAM 照射で Mo と Al 中に発生した転位ループの密度とサイズ*を種々のエネルギーの水素イオン照射のデータと比較することにより、TRIAM 照射で損傷を引き起こした粒子の大体のエネルギーとフラックスを評価した。その結果、TRIAM-1M における LHCD 長時間放電においては、0.5-3keV の荷電交換中性水素粒子が $1.5-3 \times 10^{18} \text{H/m}^2\text{s}$ 程度真空容器壁に向けて飛来し、材料損傷を引き起こしていることがわかった。この量は粒子閉じこめ時間から求めた TRIAM-1M における粒子損失の約 1/3 に当たる。多くの金属においては室温付近では $1 \times 10^{22} \text{H/m}^2$ 程度の照射で表面近傍は高密度の転位ループで覆い尽くされ、水素の吸収も極限に達することから、TRIAM-1M 程度の中規模装置でも僅か 1-2 時間程度の放電でプラズマ対向面がこのような状態になることが予測される。本研究では炉心より放出される高エネルギーの荷電交換中性水素粒子がプラズマ対向材料に重大な損傷を与えることを示したが、このような損傷が長期間蓄積された場合、材料のマクロな特性にどのような影響が現れるかを明らかにすることが今後の課題である。

(2) 再付着不純物層

プラズマに曝した試料上には不純物が再付着する。特に磁力線を横切るように配置した試料へはイオン化された不純物元素の付着が顕著である。TRIAM-1M の付着層は真空容器及びリミターに用いられている Fe, Cr, Ni, Mo の金属元素と C および O が主な構成元素であり、非晶質に近い FCC 構造の粒径 1nm 程度の微結晶体であることがわかった。この結果は、真空容器やリミターの表面のかなりの部分は組成的にも構造的にも本来の材料表面とは全く異なる物質で覆われていることを示すもので、水素のリテンションやリサイクリングはこの新しい物質の性質で左右されることになる。TRIAM-1M で形成される再付着層における水素の挙動について目下研究を進めている。

TRIAM-1Mにおける長時間放電下の プラズマ・壁相互作用

九州大学応用力学研究所

徳永和俊、渡辺英雄、

藤原 正、荒木邦明

吉田直亮、

TRIAM グループ

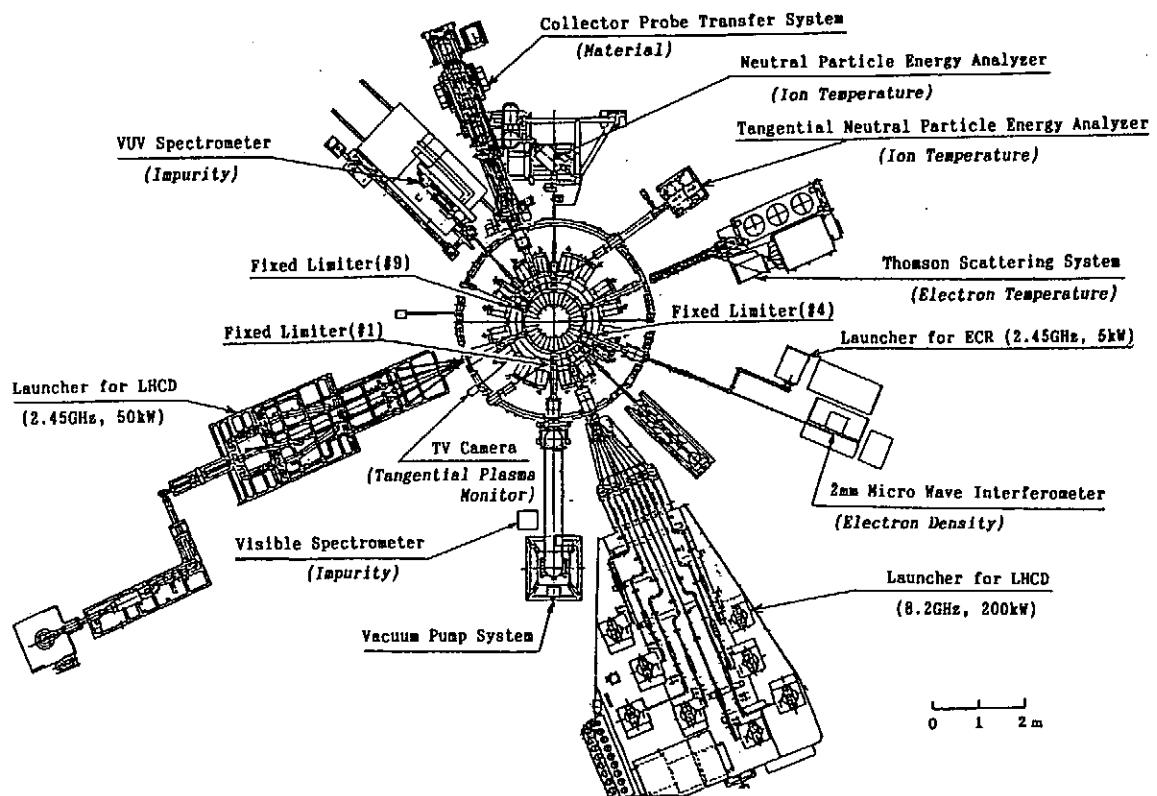
九州大学総合理工学研究科

平井武志、坂本隆一

内 容

- (1) コレクタープローブ実験の概要
- (2) 材料の内部に発生する損傷……中性粒子照射効果
- (3) 不純物の挙動……体積層の形成とプラズマへの影響
- (4) まとめ

TRIAM-1M 構成図



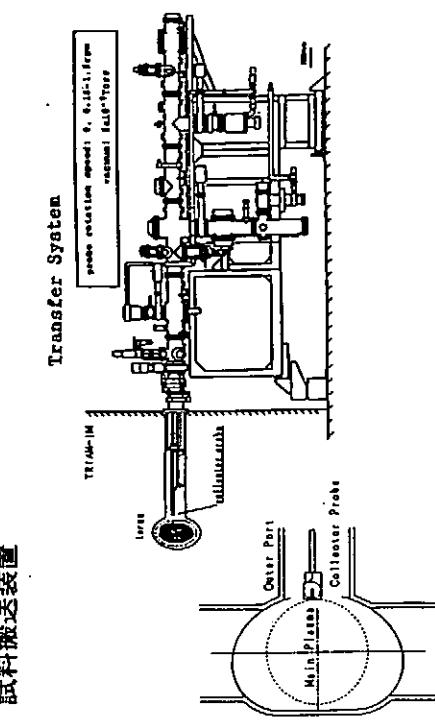
トライアムプラズマ照射実験条件(TR-10)

プラズマ (LHCD 放電)
 イオン電流: 20kA 程度
 電子密度: $2 \times 10^{11} / \text{cm}^3$ 程度
 放電回数: 5 回
 放電時間: 合計 78.4 分 (18.1 分、3.3 分、22.8 分、3.8 分、30.3 分)

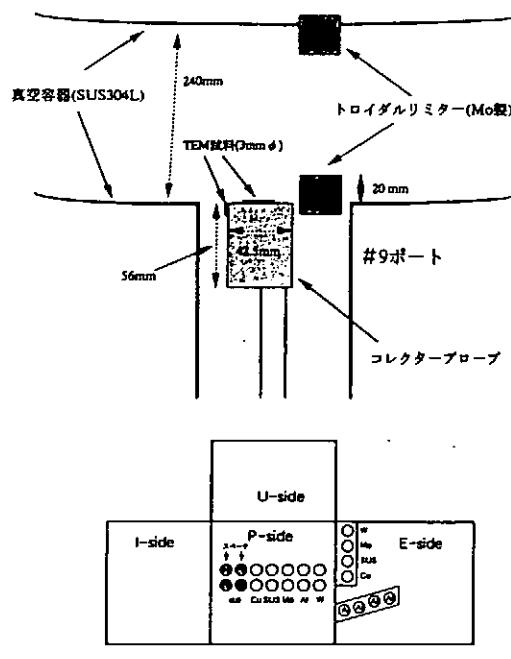
試料
 Al, Cu, SUS304L, Mo, W
 (電子顕微鏡用標本用)
 (電子顕微鏡用標本用)

照射後試験
 透過電顕による組織観察およびEDS組成分析
 オーバージェ電子分光

TRIAM-1 Mにおける材料照射実験

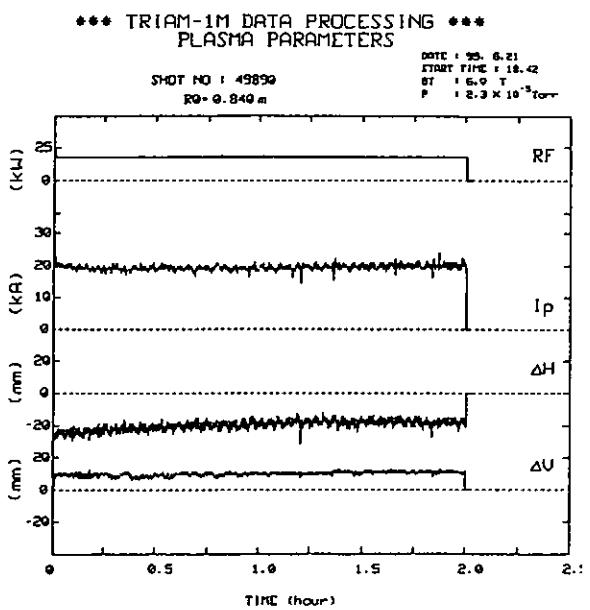


コレクタープローブ及び試料配置図

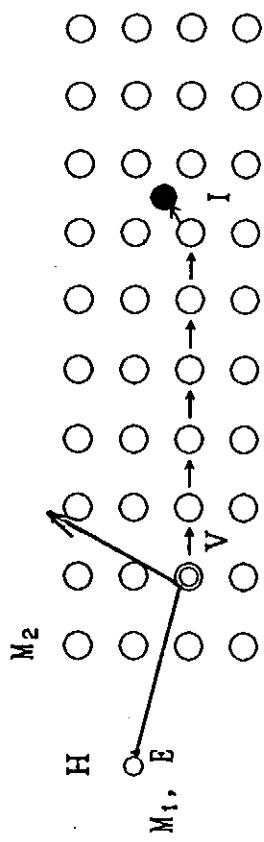


TEM試料の位置 (TR-10)

TRIAM-1M 2時間放電



原子はじき出し損傷による点欠陥の生成



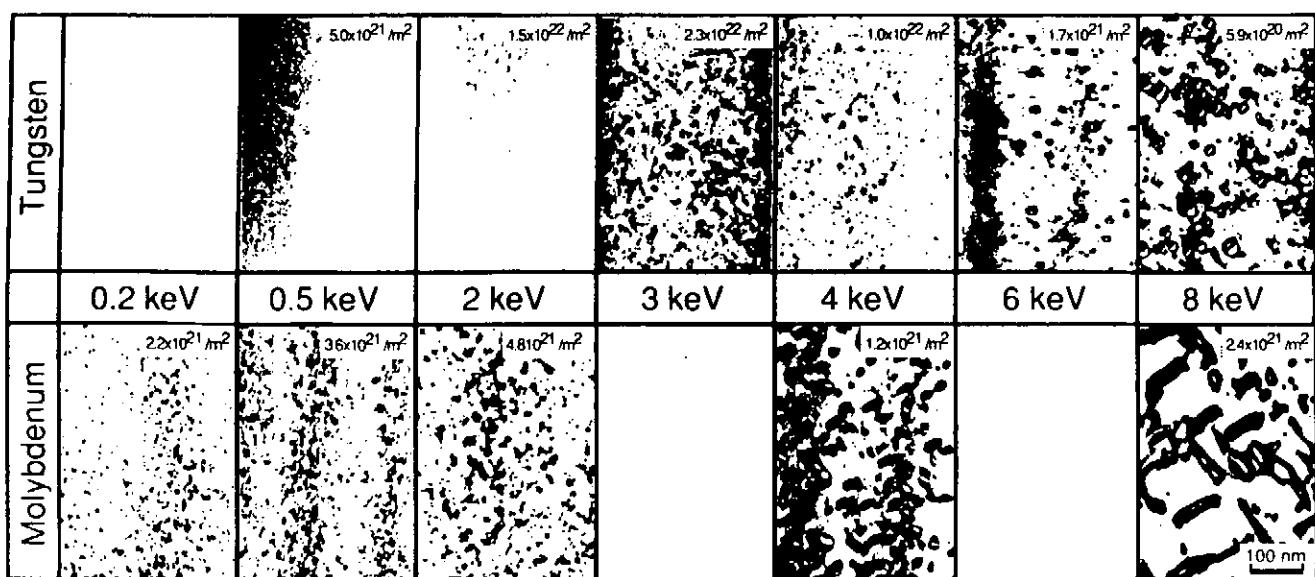
$$T_{\max} = \frac{4 M_1 M_2}{(M_1 + M_2)^2} E \geq E_d$$

はじき出しのしきいエネルギー (E_d) と
それに必要な水素イオンのエネルギー (E)

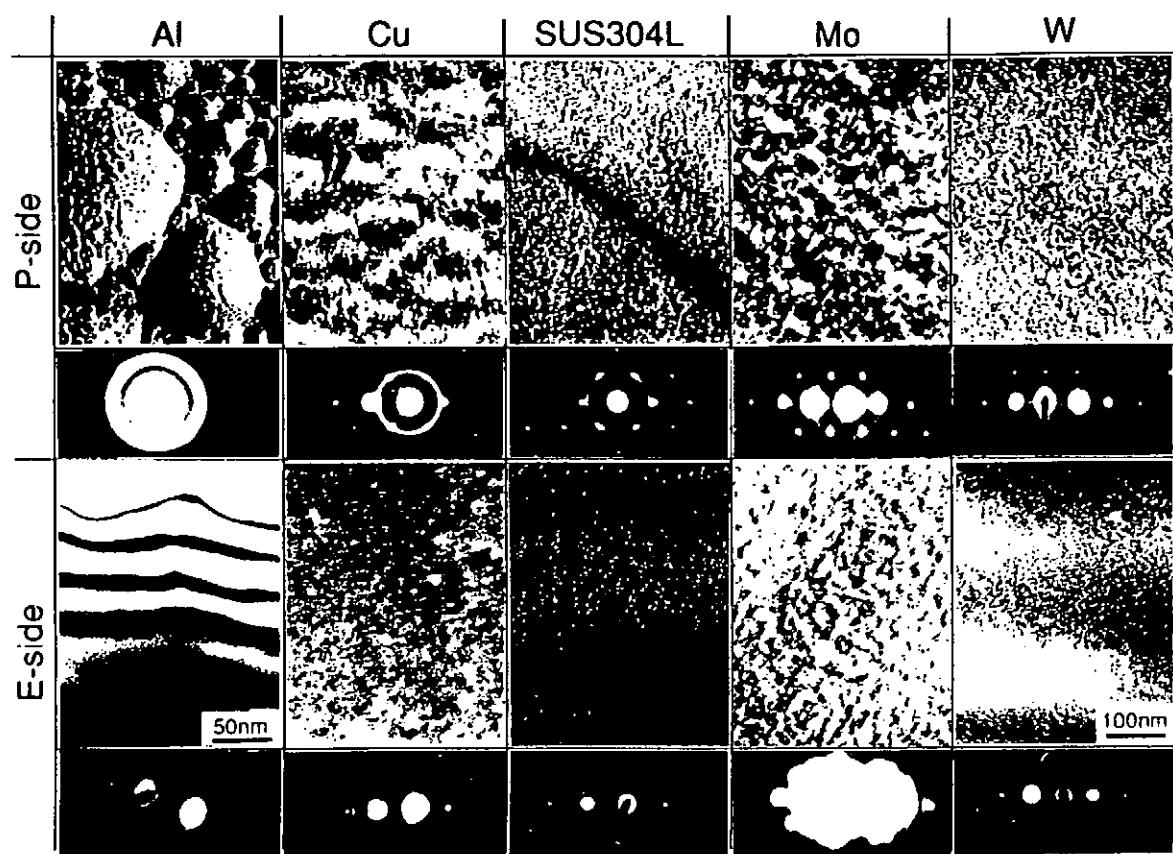
材 料	E_d (eV)	E (eV)
Al	16	116
Cu	25	406
Mo	35	858
W	40	1860

WおよびMoにおける水素イオン照射損傷組織の イオンエネルギー依存性

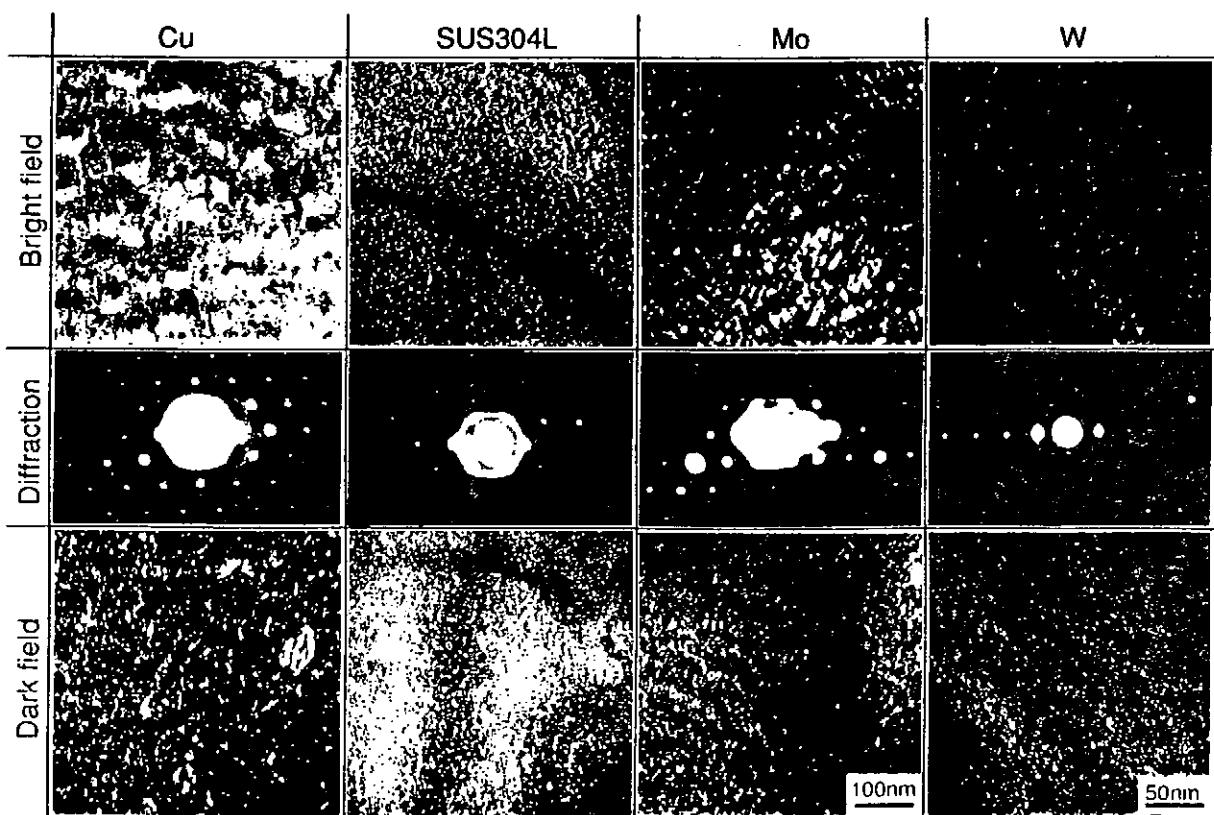
試料温度：室温



Plasma-sideおよびElectron-side Al,Cu,SUS304L,Mo,Wの明視野像(TR-10)



Plasma-side Cu,SUS304L,Mo,Wの明視野像,回折图形および暗視野像(TR-10)

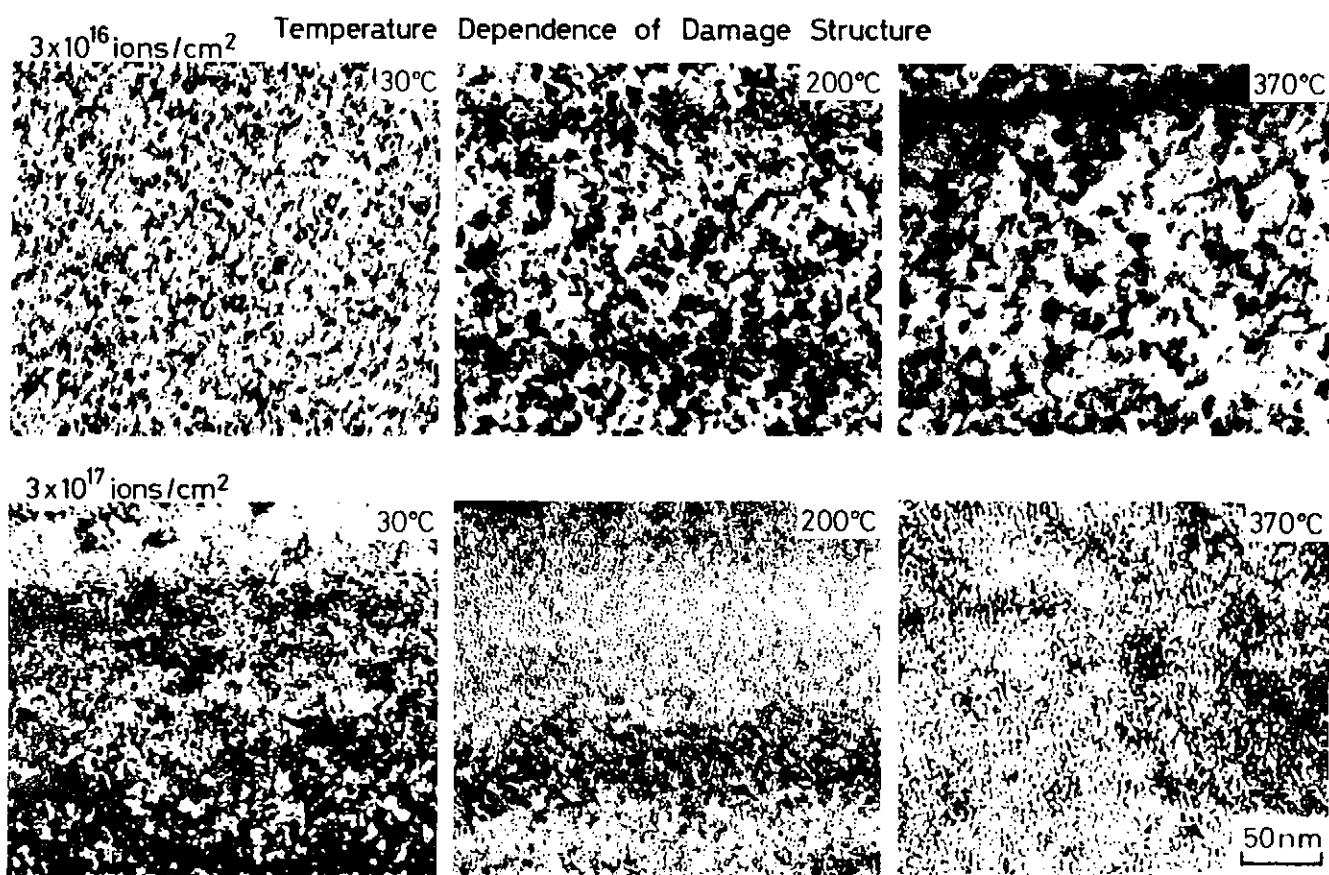
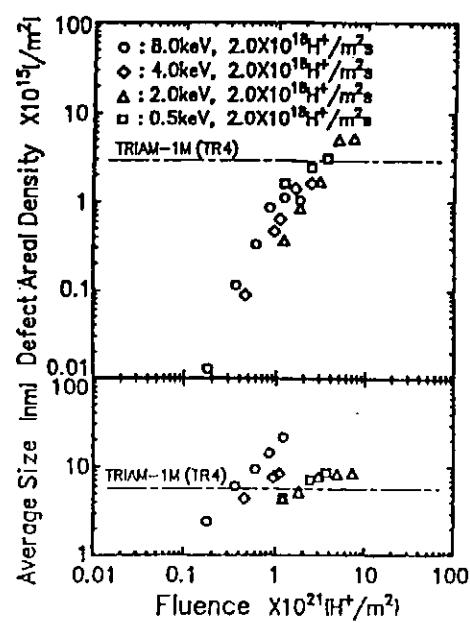
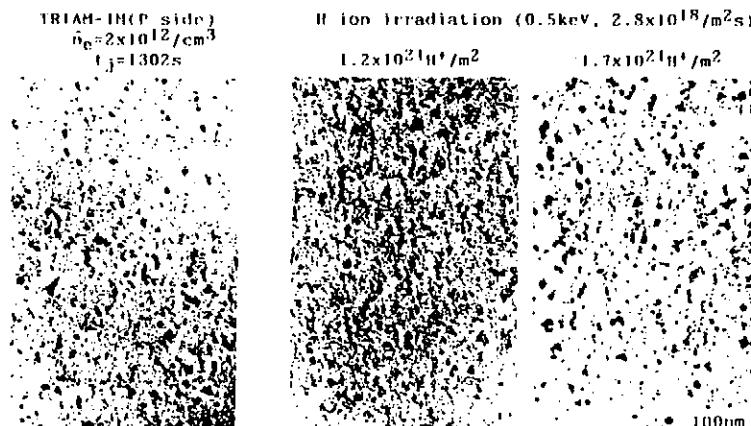


TRIAM-1Mと水素イオン照射の比較

TRIAM-1Mにおける中性水素粒子の壁負荷

エネルギー : 0.5-2keV
フラックス : $1.5-3 \times 10^{18} H^+ / m^2 s$

*表面層の照射劣化が懸念される。



不純物堆積層のプリスタリング

放電条件 : LHCD、78.4分、下地試料 : Al (P-side)



不純物堆積層のプリスタリング

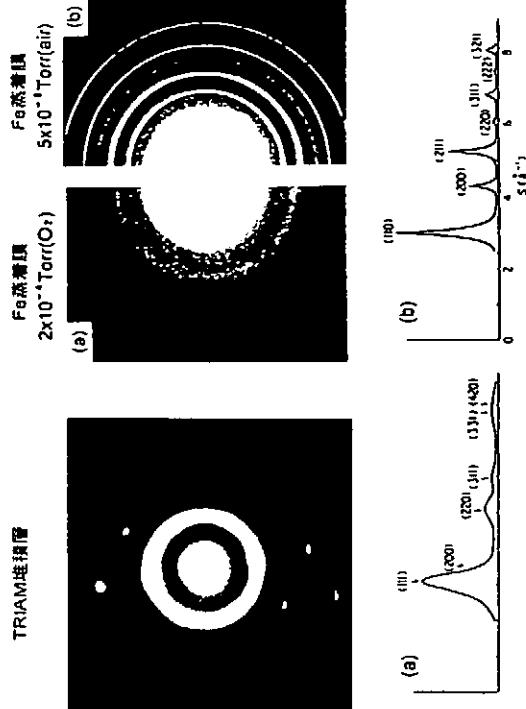
放電条件 : LHCD、78.4分、下地試料 : Al (P-side)



Plasma-side Cu の edge 部分の暗視野像および回折図形

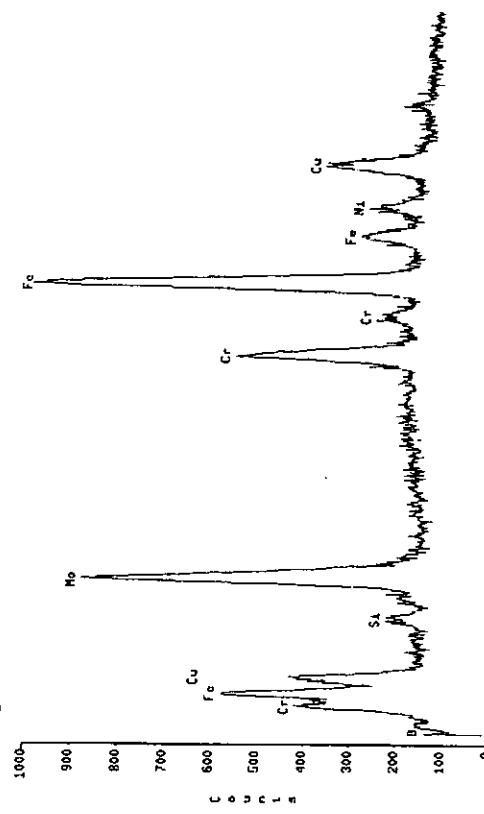


堆積層の結晶構造（電子線回折写真）



TR-10照射実験 Plasma-side Al試料の堆積層のEDS分析

Edge部分のEDS分析

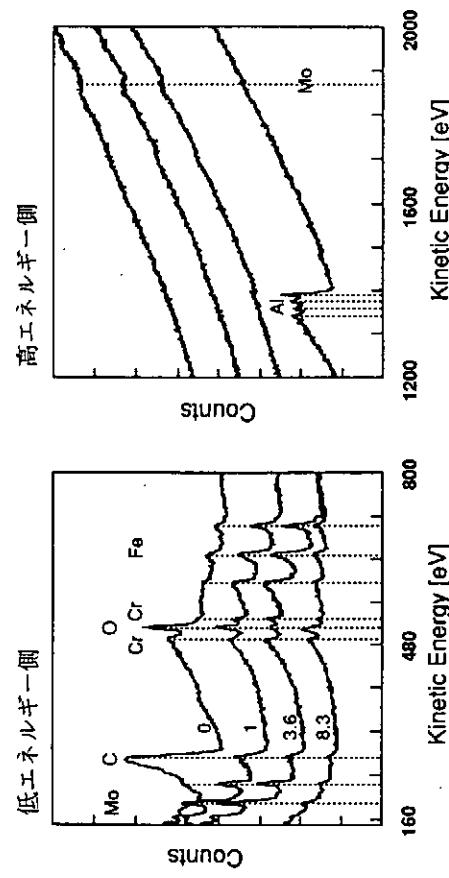


EDS定量分析

	A	B
Cr	14.8 (16.4)	2.30 (15.9)
Fe	35.0 (38.8)	6.15 (42.5)
Ni	3.41 (3.31)	0.06 (0.00)
Mo	37.4 (41.5)	6.02 (41.7)
Cu	9.41	85.5

at%, ()内はCuを除いた場合の割合

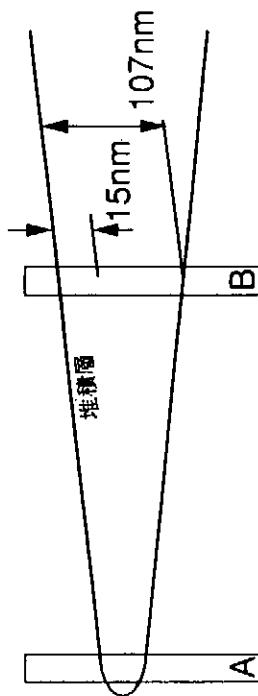
TR-10照射実験 Plasma-side Al試料のAES分析



まとめ

TRIM-1Mの長時間放電にさらした金属試料の損傷と不純物の堆積状況を調べ、以下のことが明らかとなった。

- (1) 2keV以上のエネルギーを持つ荷電交換中性水素粒子による損傷が確認された。
- (2) 本実験の結果は、荷電交換粒子、特に材料との相互作用の大きさが融解反応で発生するHeによる損傷について再度検討する必要があることを示している。
- (3) スレイブ・オフ層においてMo, Fe, Cr, Ni, C, Oが不純物層を形成する。
- (4) これらの不純物は直径1nm程度のFCC構造に近い微結晶を形成する。
- (5) Alに堆積した不純物層はプリスタリングを起こしている。



照射試料の断面の模式図

高熱流プラズマと固体表面あるいはガスとの相互作用

高村 秀一
(名古屋大学大学院工学研究科)

プラズマ対向壁、特にダイバータ板へのプラズマ熱流と粒子束は現在想定されている核融合実験炉では極めて深刻な量に達する。この研究会の主旨であるプラズマ側の研究者と材料側の研究者とのより一層の協力によって問題の解決にあたってゆかなければならぬ。

本稿ではプラズマ側の研究者として、(1) プラズマ熱流・粒子制御に対する基本的な考え方、(2) 材料表面へのプラズマ熱流・粒子負荷を如何に軽減するか、(3) これらの基礎研究のために我々の研究室にある実験装置あるいは新規建設中の装置の紹介、そして(4) 以上の観点から行なっている研究例の4項目について議論したい。

まず(1)のプラズマ熱流・粒子制御に対してはプラズマ側でどこまでやれるか可能な限りの知恵を出すべきであることを強調したい。また PWI を材料表面への熱と粒子の照射という単純な図式で捕らえるのではなく、プラズマ物性が PWI に深く関わっていることを再認識しなければならない。再堆積に対するプラズマフローやイオンのラーマー半径の効果やイオンの衝撃エネルギーを決定するシース電圧には材料表面からの二次電子、熱電子が重要な働きをし、これらは非線形的にプラズマ熱流にまた依存すること、などを知らなければならない。

一方材料の側でこれまであまり十分に考えられてこなかった観点の一つとして私は「時間」をキーワードに挙げたい。これまでのプラズマ実験では高々数秒程度の時間にわたる放電であったこと、またイオンビームを用いた基礎実験では照射量が対象物の物性を変えるほどの域に達しないので時間を意識する必要がなかったからである。長時間放電運転が想定されるこれからは定常負荷と、その長時間の中で ELM 等の短いパルスにおいてもたらされる動的負荷やスタートアップ時の問題そして極めて短い時間スケールであるプラズマディスラプション等異なった「時間」スケール現象を十分意識して損耗や不純物発生量、水素リサイクリングを考えなければならないと考える。

次に(2)の熱流・粒子負荷の軽減のための具体的な方法として、プラズマと材料の直接接触をさける、ガスターゲット・ダイバータあるいは Detachment、及び plasma を受け持つ材料の面積を大きくする Dynamic Ergodic Divertor のコンセプトの二つを紹介する。後者は Ergodic Divertor の欠点である不均一熱負荷、特に高温輝点発生を抑制する点、プラズマ回転と Vent Limiter の組み合わせによる能動的粒子制御、プラズマ周辺部におけるシアー・フロー誘起による閉じ込め改善の3点を同時に満たすものとして注目したい。

大学における核融合研究としては特にこれまで述べてきた観点からの基礎研究が重要である。このための実験装置として、我々はまず沿磁力線輸送、PWI の基礎過程、材料試験等の観点から直線型高熱流プラズマ発生装置(NAGDIS-I, TPD-I)の重要性を述べる。核融合炉の熱流・粒子束に近い値を持つ NAGDIS-MOD 計画についても触れる。また、磁力線を横切り異なった磁束線に粒子・熱が輸送されることが重要な現象、例えば、ダイバータ板の高温輝点発生という熱的不安定性、水素リサイクリングや Detachment の研究には核融合炉ダイバータ板におけるトーラス状の磁力線の長い接続長の効果が重要である。このための基礎実験研究用の単純トーラス型高熱流プラズマ発生装置の開発設計計画についても紹介する。

時間が限られているのでここで紹介する研究課題例は次の三点である。まず Dynamic Ergodic Divertor の基礎研究として位置づけられ、我々が先駆的に行った回転ヘリカル磁場による壁への熱負荷均一化の実験、二点目はダイバータ板材料の再堆積過程を特にラーマー運動に基づく prompt deposition に注目して行ったシミュレーション研究、そして最後にガスターゲットダイバータ基礎実験における Detachment の実験である。

最後に前述したことであるが、以上の基礎研究が従前にも増して重要であることを結論づける。

高熱流プラズマと固体表面あるいはガスとの相互作用

高村 秀一
(名古屋大学大学院工学研究科)

- # プラズマ熱流・粒子制御に対する考え方
- # 材料表面へのプラズマ熱流、粒子負荷を如何に軽減するか。
- # これらの研究のための実験装置
- # 我々の行ってきてている研究の例

プラズマ熱流・粒子の制御に対する考え方

- # プラズマ側の役割
 プラズマ側の知恵でどこまでやれるか。
- # PWI 自身もプラズマ物性が深く関わる。
 - \$ 再堆積
 プラズマのフロー
 - \$ シース電圧 (二次電子、熱電子)
- # 材料の側で考えること ----- 時間
 - \$ 定常負荷
 - \$ ELM等の動的負荷
 - \$ Disruption 時

start up 时

材料表面へのプラズマ熱流、 粒子負荷を如何に軽減するか

- (1) プラズマと材料の直接接触を避ける。
 ガス・ターゲット・ダイバータ
- (2) プラズマを受け持つ材料の面積を大きくする。
 Dynamic Ergodic Divertor
 - 1) Ergodic Divertor の欠点である高温輝点を消す。
 - 2) プラズマ回転とVent Limiter の組合せによる
 粒子制御
 - 3) シアー・フロー誘起による閉じ込め改善

磁力線方向の熱流束密度 (高リサイクリングの場合)

$$\begin{aligned} \sigma_t &= T_D \left[(\gamma + M_D^2) T_D + E_H + \frac{\xi - E_H}{2} \right] \\ &= \frac{M_d}{2m_i^{1/2}} P_D \left[(\gamma + M_D^2) T_D^{1/2} + (E_H + \frac{\xi - E_H}{2}) T_D^{-1/2} \right] \\ &\approx P_D m_i^{1/2} \left[(\gamma + M_D) (E_H + \frac{\xi - E_H}{2}) \right]^{1/2} \end{aligned}$$

$$T_D = \frac{E_H + (\xi - E_H)/2}{\gamma + M_D^2}$$

$T_D = M_b n_b C_s$: ターゲットへの粒子束密度

$E_H = 13.6 \text{ eV}$: 再結合エネルギー

C_s : 音速 M_D : ターゲット板でのマッハ数

ξ : 1回の電離に必要とする全エネルギー

(放射 + 電離 ~ 30 eV)

γ : シースのエネルギー伝達係数 ~ 7

$$P_D = P_{mid-plane} / (1 + M_D^2) \quad N_0 \gg 1 \quad ?$$

$$\nabla_1 (nm_i v^2 + p) \\ = -m_i n_i \{ (v - V_0) \times \nabla \} \times \nabla \cdot B_0 + V \times \nabla \times \nabla \cdot B_0$$

運動量損失

ITER A new Physics Concept is needed The Dynamic Gas Target

=> Momentum transfer by CX neutrals to the divertor walls permit to radiate ~90% of the SOL power

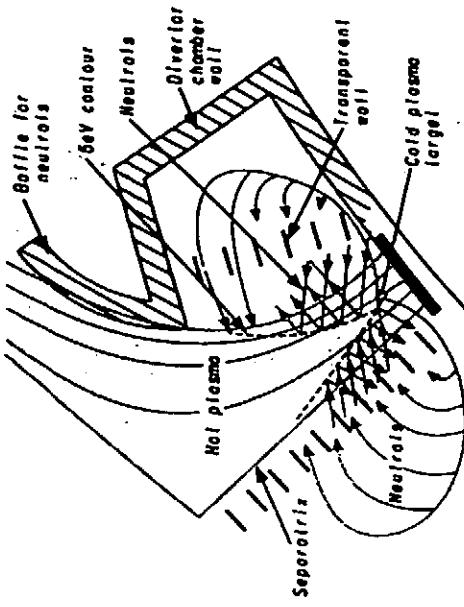
=> The neutral pressure is < than the plasma pressure typically 1 to 10 mTorr = $n_n \sim 10^{19} \text{ to } 10^{20} \text{ m}^{-3}$

=> Cold neutrals must penetrate divertor plasma => $T_e < 5 \text{ eV}$

=> For $n_n \sim 10^{19} \text{ m}^{-3}$, $\lambda_{i,n} \sim 0.2 \text{ m}$, $M \sim 0.25$. Factor 10 pressure drop => 2 m length along field lines is needed in each fluxtube, ~ 0.5 m for $M > 1$

=> 2D structure of the SOL (T and n profiles) causes a flame-like envelope of the ionisation front ($T_e \sim 5 \text{ eV}$) => ~20 m along fieldlines required

=> Neutrals must recirculate in the whole divertor chamber



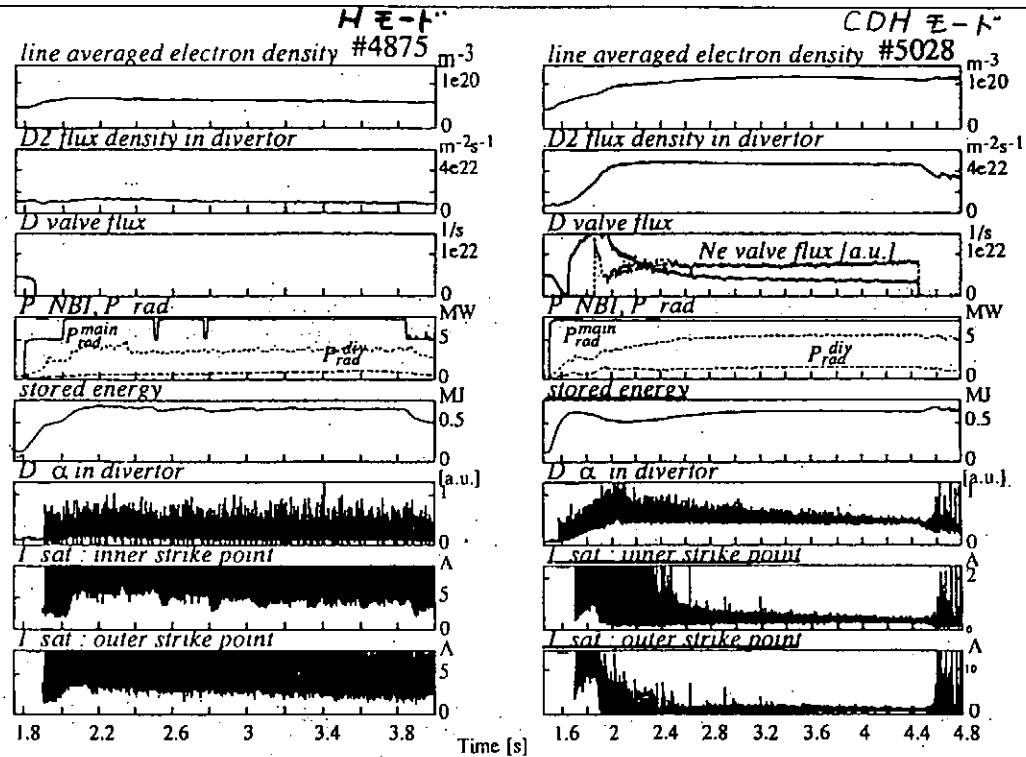


FIG. 2. Characteristic discharge parameters for a standard H -mode (4875) and for a CDH-mode discharge (5028) with neon and D_2 puffing and simultaneous feedback control of divertor neutral density and radiation power. The radiation signals give separately the radiation losses from above (P_{rad}^{main}) and below (P_{rad}^{dyn}) the stagnation point resulting from the after-shot analysis ($I_p = 1.0$ MA, $B_t = -2.5$ T).

これらの基礎研究を実施するための実験装置

直線型高熱流プラズマ発生装置

NAGDIS-MODE [NAGDIS-MODE] **TPD-I**

- \$ プラズマ-ガス相互作用、Detachment
- \$ 沿磁力線輸送
- \$ Dynamic Response of PWI
- \$ 再堆積、複合材料試験

単純トーラス型高熱流プラズマ発生装置

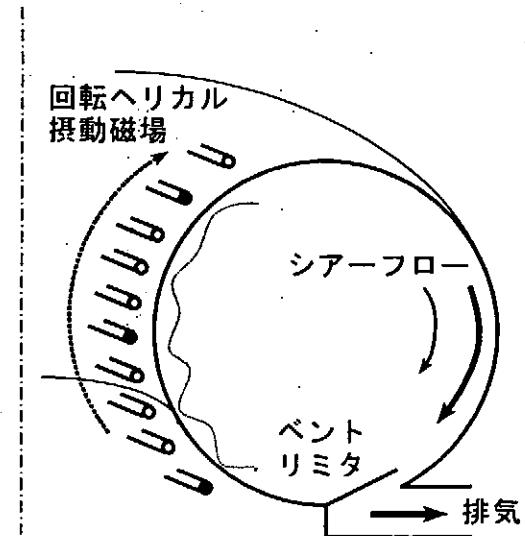
CSTN-DC

- \$ プラズマ-ガス相互作用、 Detachment
- \$ 磁力線を横切る輸送
- \$ 高温輝点発生の物理
- \$ 水素リサイクリング

完全交流トカマク装置 **CSTN-AC**

- \$ 準定常トカマクの実証
- \$ トカマク基礎物理 **(HYBTOK-II)**
- \$ Dynamic Ergodic Divertor
- \$ 水素リサイクリングのDynamics
- \$ 低ガス圧・高密度・準定常プラズマの応用

Dynamic Ergodic Divertor



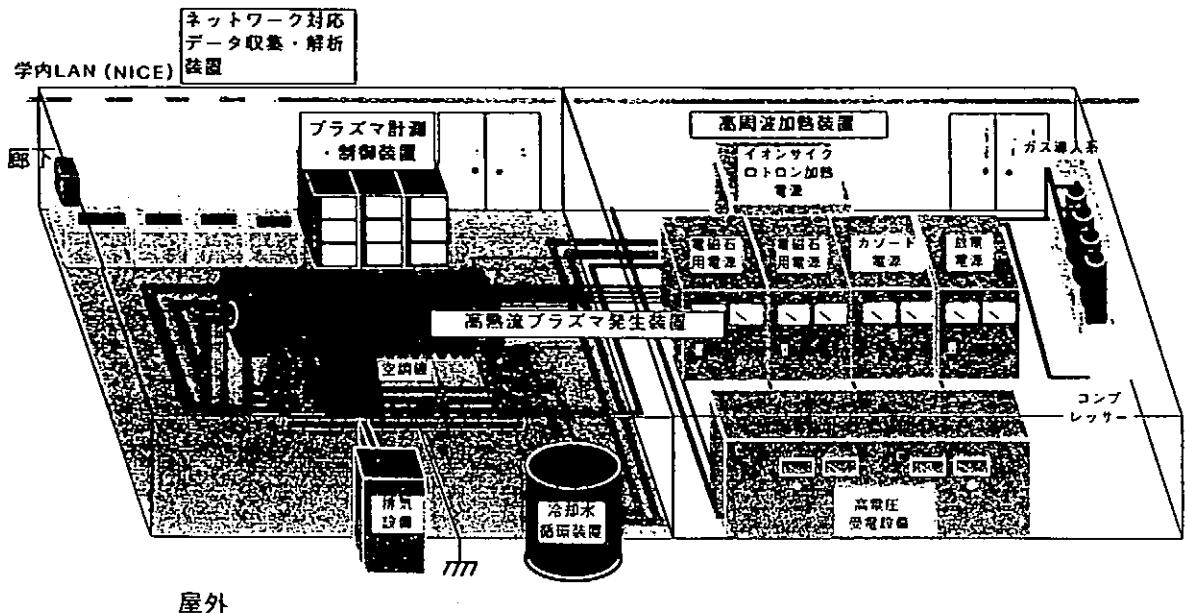


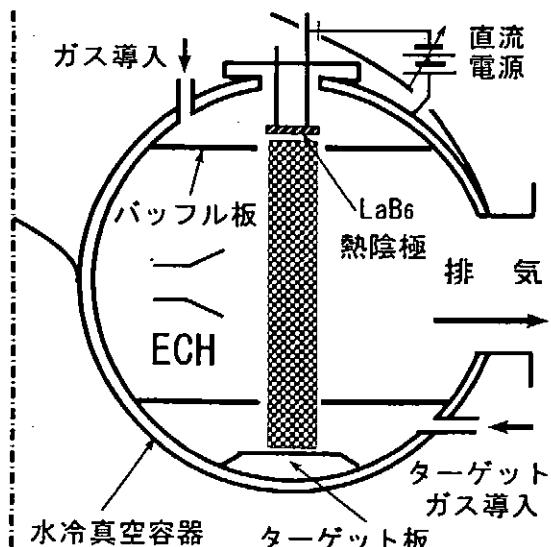
図1 高熱流ダイバータプラズマ発生・制御システム構成図

NAGDIS-MOD

トーラス型高熱流プラズマ発生装置

NAGDIS-MOD

(予定仕様)



CSTN-DC

プラズマ長	2 m
プラズマ径	~5 cm ^φ
定常磁場	≤ 0.3 T
中心プラズマ密度	≥ 5 × 10 ¹⁸ m ⁻³
中心電子温度	≥ 20 eV
中心イオン温度	≥ 5 eV
プラズマ持続時間	連続
粒子束	≥ 10 ²⁴ m ⁻² s ⁻¹
熱流束	≥ 10 MW/m ²
プラズマ生成	TPD型直流放電 300V × 200A
	イオンサイクリックロトロン 共鳴加熱 : 0.5 ~ 1.5 MHz 50 kW in CW, 70 kW in 10 ms Pulse
排気	2000 l/s × 2

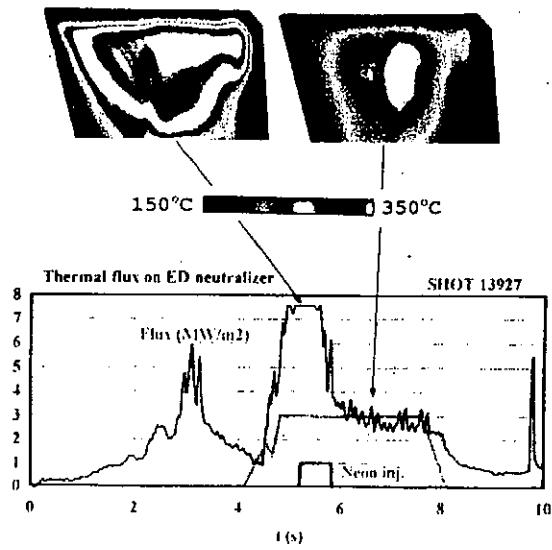
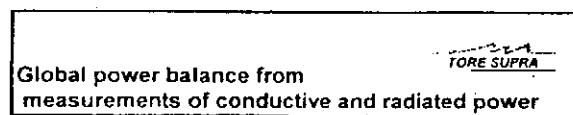
研究課題例



- (1) 回転ヘリカル磁界による熱負荷均一化
Dynamic Ergodic Divertor

- (2) ダイバータ板材料の再堆積過程
Prompt Deposition by Larmor Motion

- (3) ガスターゲットダイバータ基礎実験
Physics of Plasma Detachment



Asymmetries prevents the achievement of accurate radiation losses measurements from the bolometers,
IR thermography unfolding allows to deduce conducted-convection thermal flux

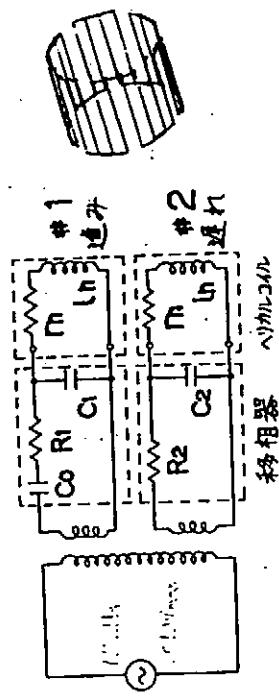


by D. Guilhem

by D. Guilhem

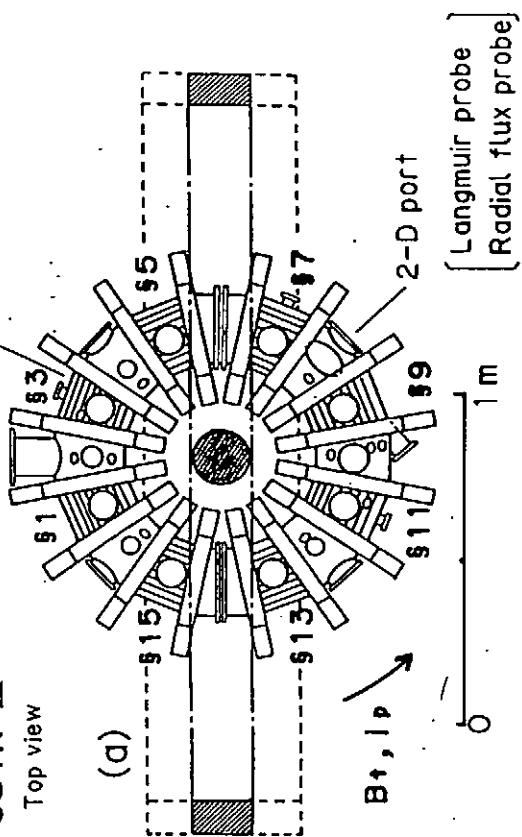
電磁場
II II-L 磁場

90°位相差のある電流



High repetition rate Tokamak 10 discharges/s

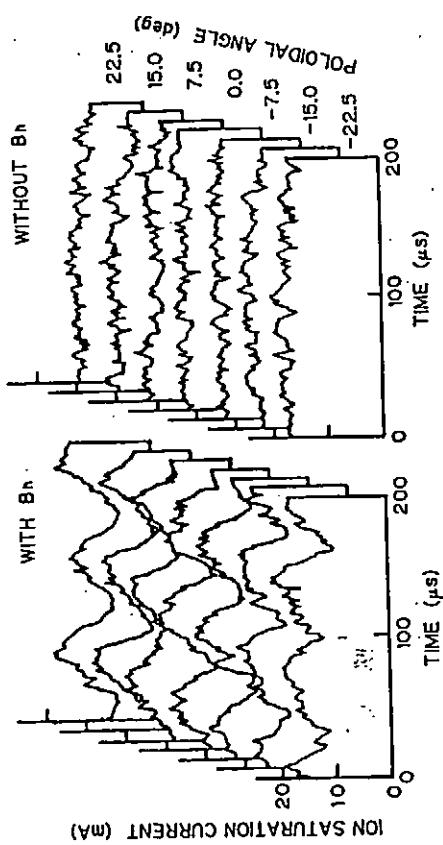
CSTN-III
Top view



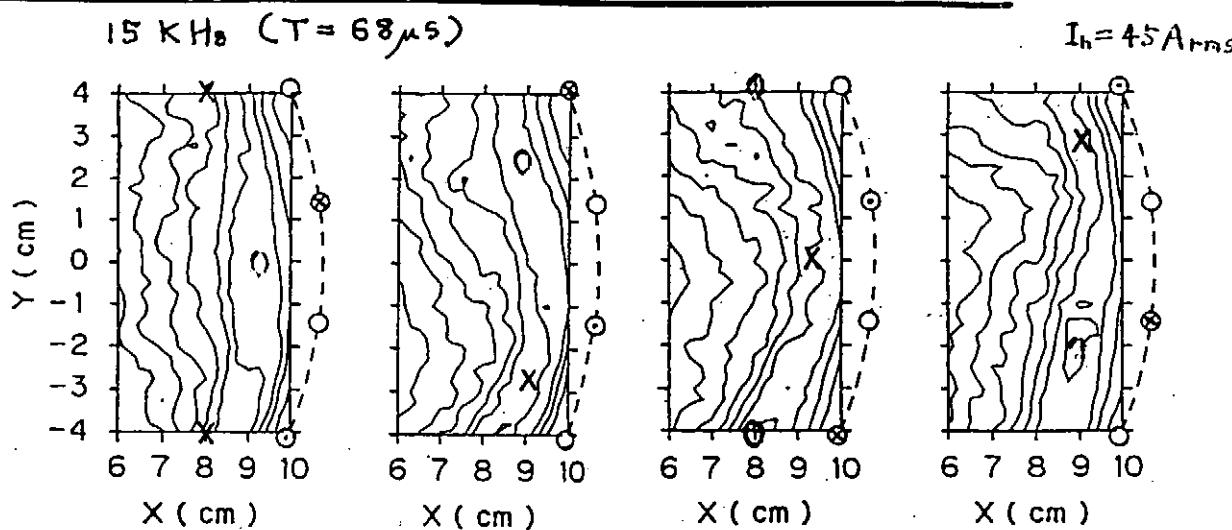
Major Radius	$R_0 = 0.40\text{ m}$
Minor Limiter	$a_w = 0.10\text{ m}$
Torsional Field	$a_L = 0.09\text{ m}$
Plasma Current	$B_t \approx 0.085\text{ T}$
Helical Coil	$I_p \leq 1.1\text{ kA}$
Helical Current	$I_h \leq 100\text{ A}$
◎ Mode	$m/n = 6/1$

Electron Density $n_e \sim 10^{18}\text{ m}^{-3}$
Temperature $T_e \sim 10\text{ eV}$

時間平均すると一様になつた!

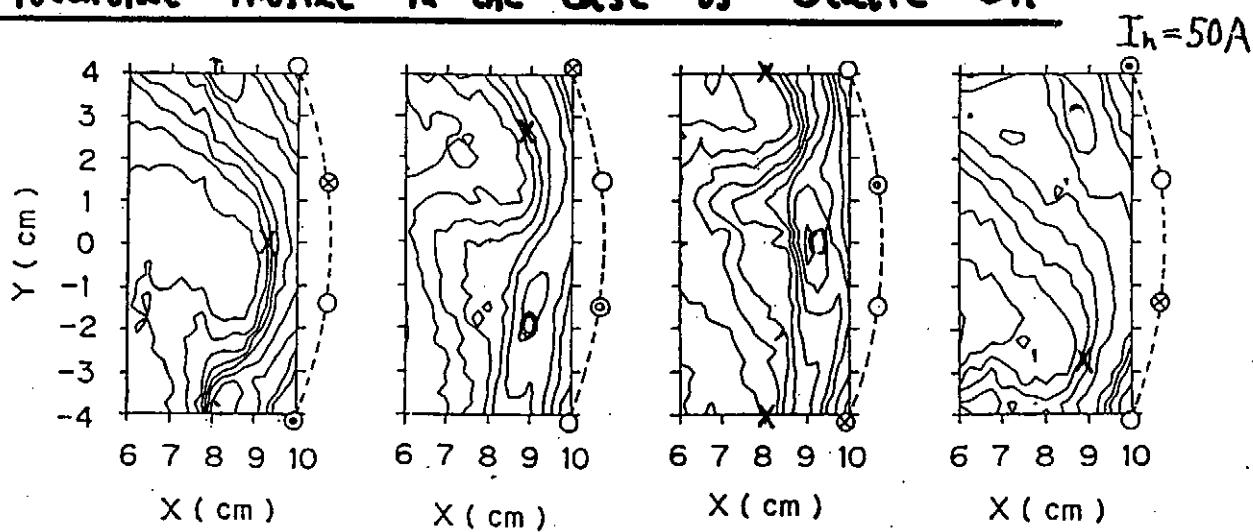


Potential Profile in the case of Rotating Bh



磁場に追従してプラスマの形が変化している

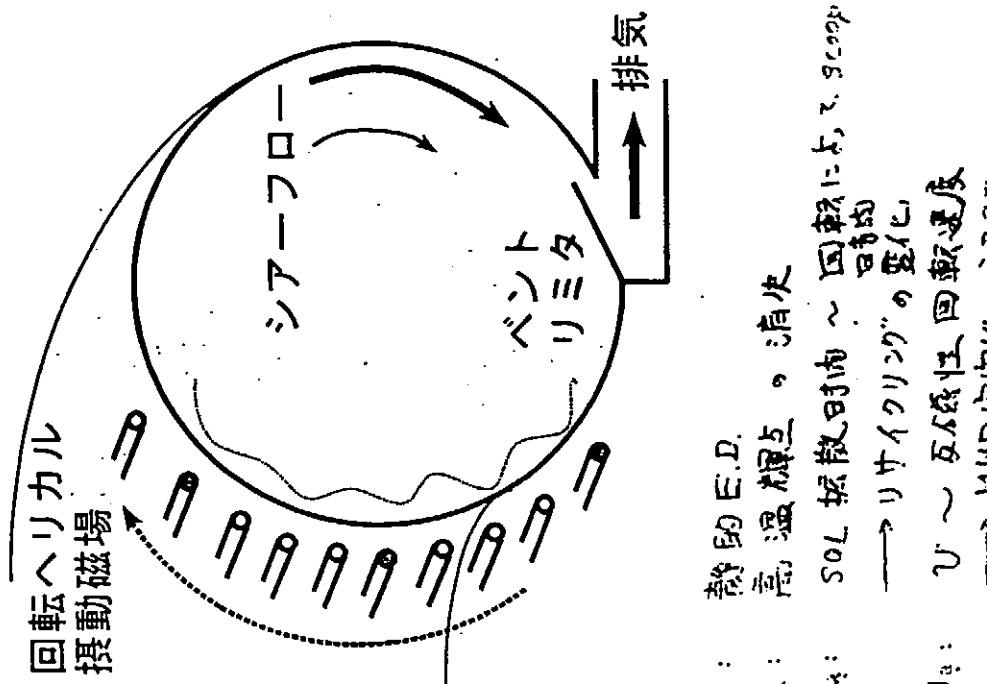
Potential Profile in the case of Static Bh



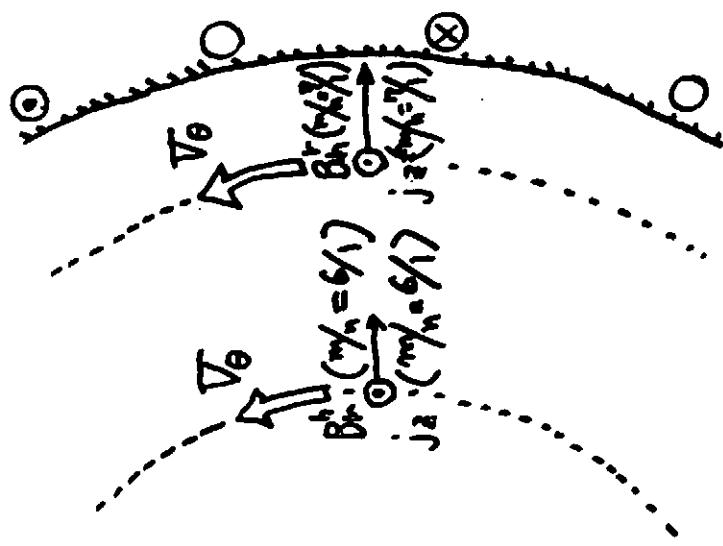
Response of Potential Formation
is delayed by $30 \sim 35 \mu s$!

$$\oint \frac{\partial V}{\partial t} = \vec{B} \times \vec{V} - \nabla P - \rho \nabla \phi \\ E + V \times B = \gamma \beta + \frac{1}{e \pi} \nabla P_i$$

Dynamic Ergodic Divertor



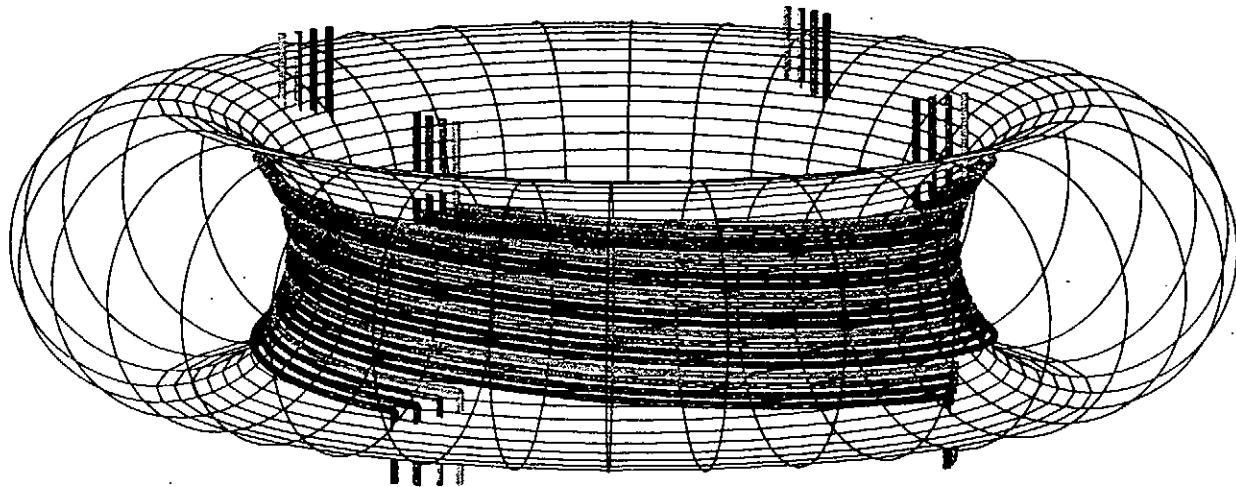
- 1) $10^4 H_{\alpha}$: 静的 E.D.
高温輝と消滅
- 2) $50 H_{\alpha}$: SOL拡散時間～回転率
- 3) $1K H_{\alpha}$: →リサイクリングの変化
- 4) $10 K H_{\alpha}$: $V \sim$ 反磁性、回転速度



On the resonance surface,
unidirectional resonant toroidal current
drives the poloidal rotation of plasma!

The Dynamic Ergodic Divertor

Schematic View of the Coils



Mario Häßler, 07/95



Fusionexperiment TEXTOR94

本研究の目的

対向壁より発生した
不純物粒子

↓

プラズマ対向壁へ再堆積

対向材の損耗軽減

不純物制御

↓

種々の衝突過程を考慮に入れた
3次元モンテカルロ粒子シミュレーション

↓

ダイバータ模擬実験装置による実験
(大型装置に比べて融通性に富み、
定常的にプラズマを照射可能)

比較

↓

対向材料粒子の再堆積過程の物理的解明

特に、対向材料粒子のラーメ運動が、
その再堆積過程に与える影響を解明

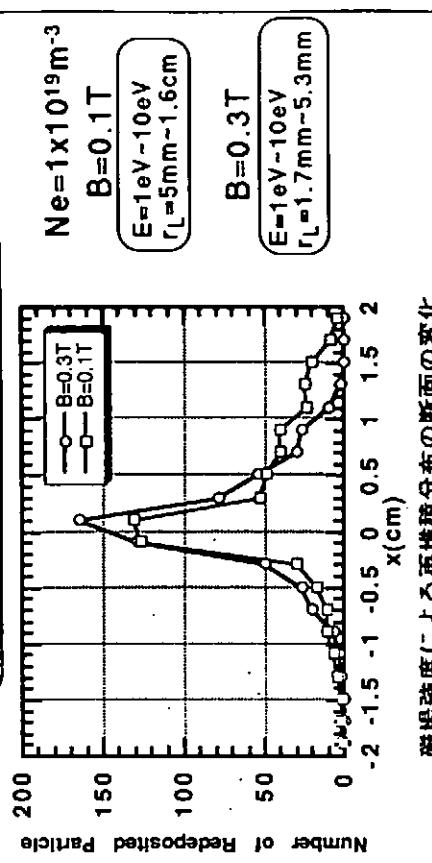
(材料粒子として、ダイバータ板として用いられている
現在、炭素、金属バーチャルスティックに注目)

磁場強度、プラズマ密度による再堆積粒子の分布の違い

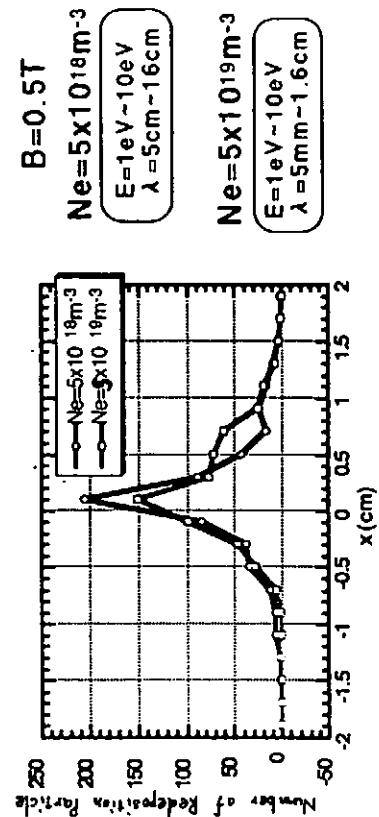
Carbon

$\delta = 45^\circ$, $T_e = 10\text{eV}$, $T_i = 2\text{eV}$
Number of sputtered particle 2500

再堆積粒子の分布に大きな影響
(ラーマ半径の違い)



磁場強度による再堆積分布の断面の変化

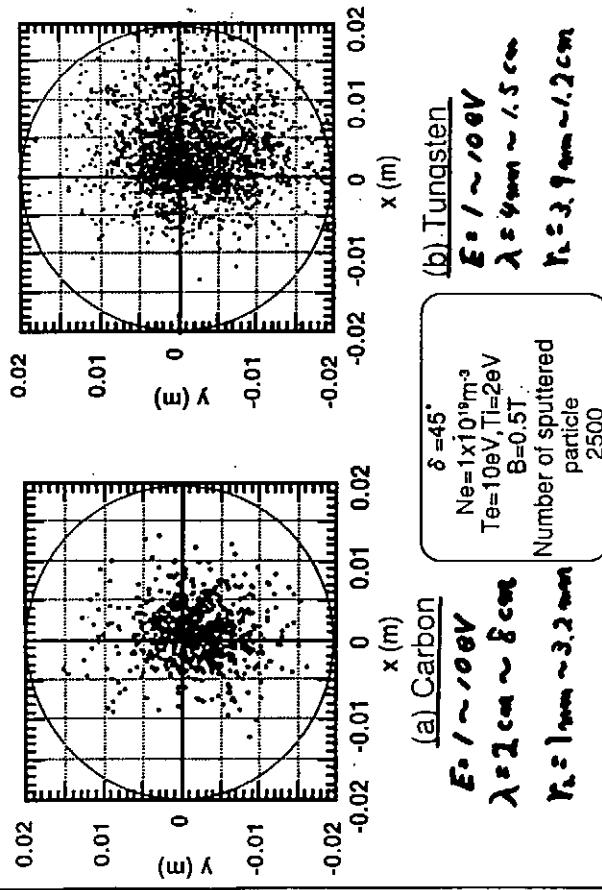


プラズマ密度による再堆積分布の断面の変化

再堆積粒子のターゲットにおける2次元分布

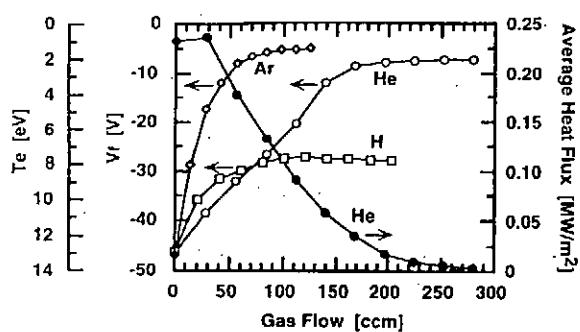


不純物イオンの
ラーマ運動の回転方向

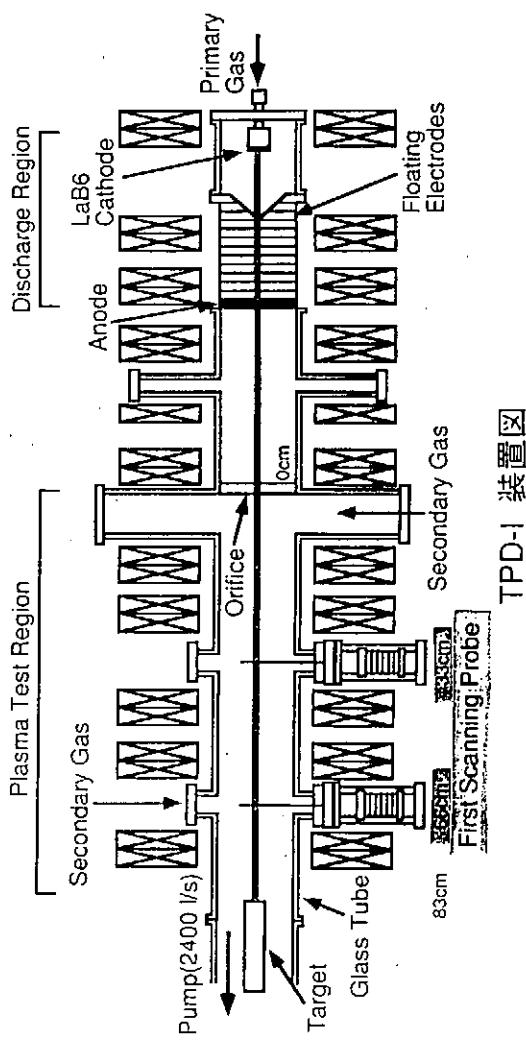
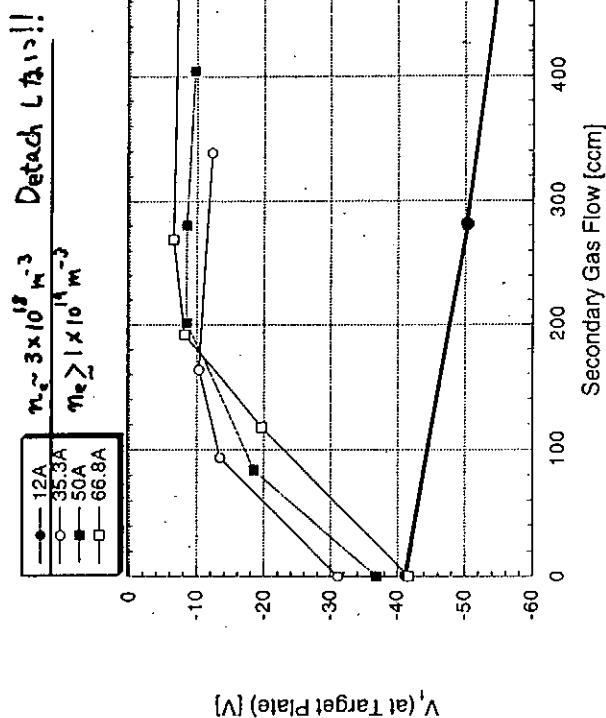


再堆積粒子の堆積分布の特徴

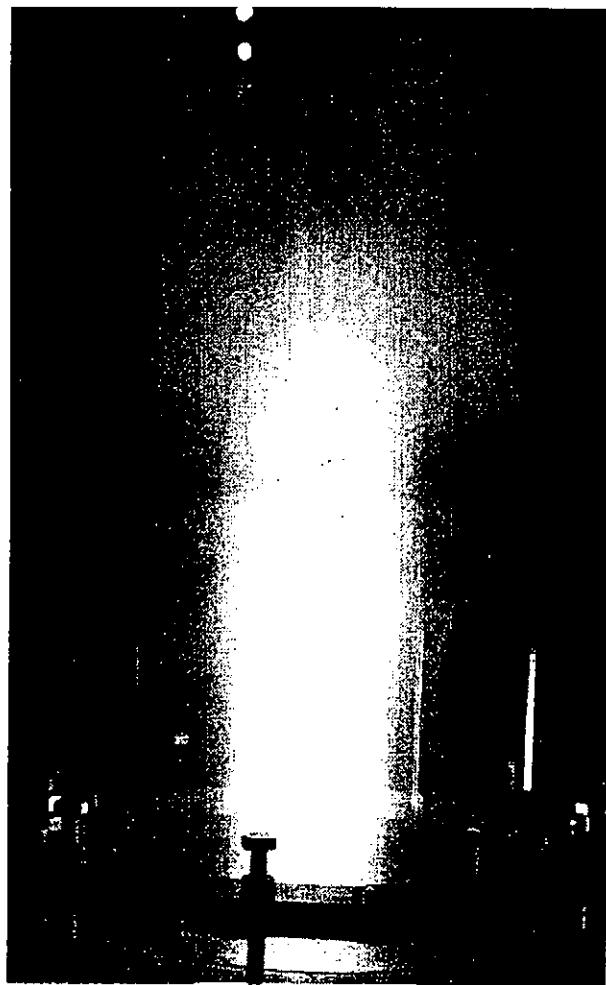
- 1、ターゲットを傾けた方向に、粒子が多く堆積している。
- 2、右側($x>0$)の領域に粒子が、多く存在している。
- 3、タンクステン粒子の方が、炭素粒子と比較して、広がりを持つて、堆積している。

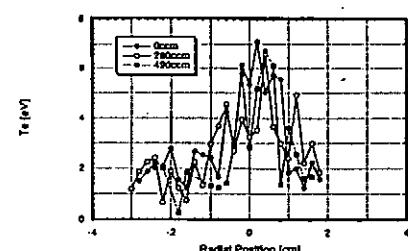
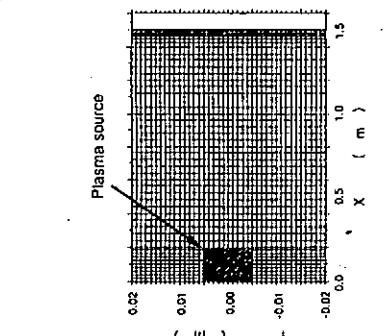
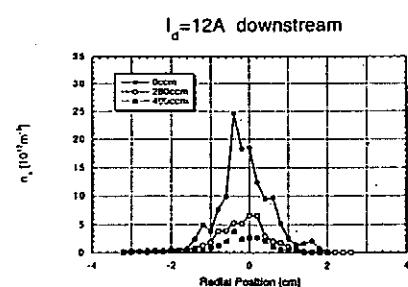
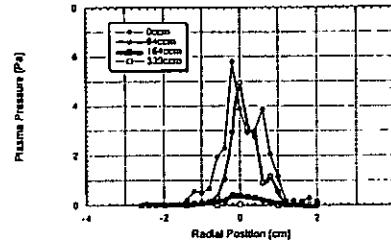
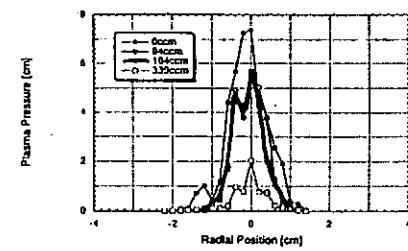
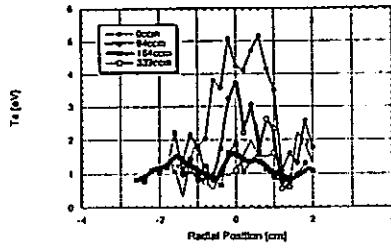
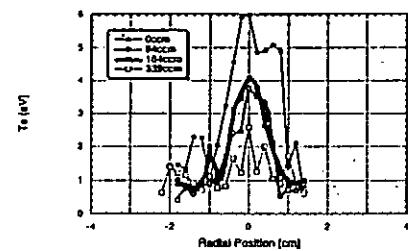
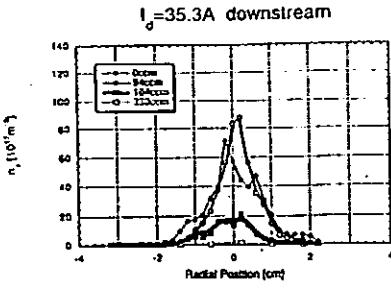
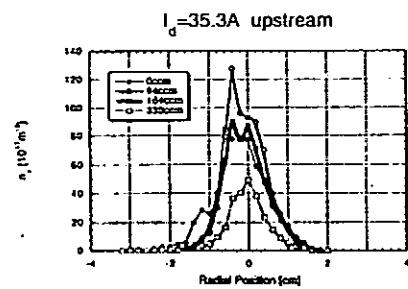


各種ターゲットガスによるヘリウム高熱流プラズマの冷却実験結果

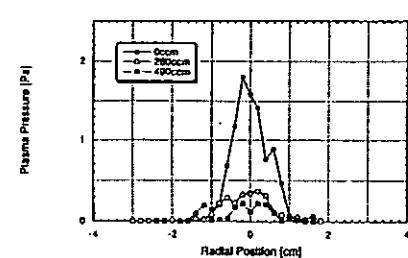


TPD-I 装置図

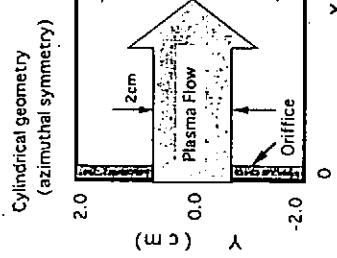


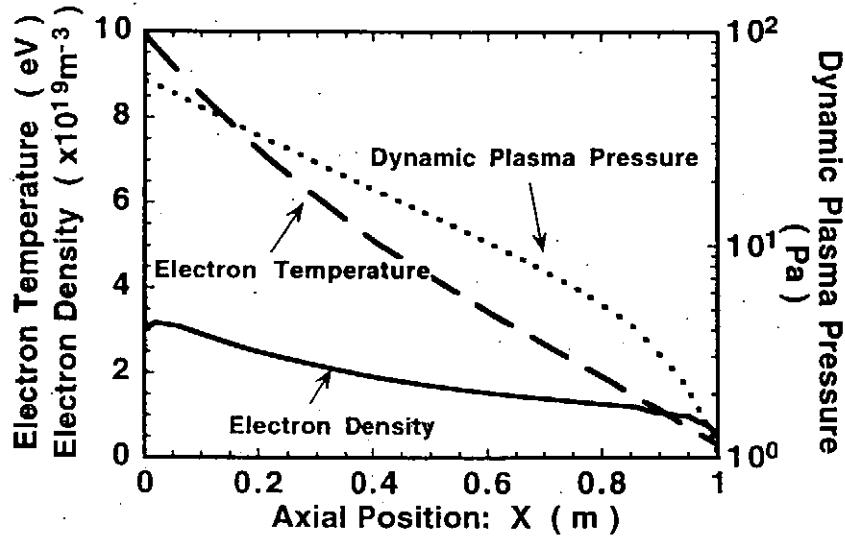


30m Torb
Te
下がる

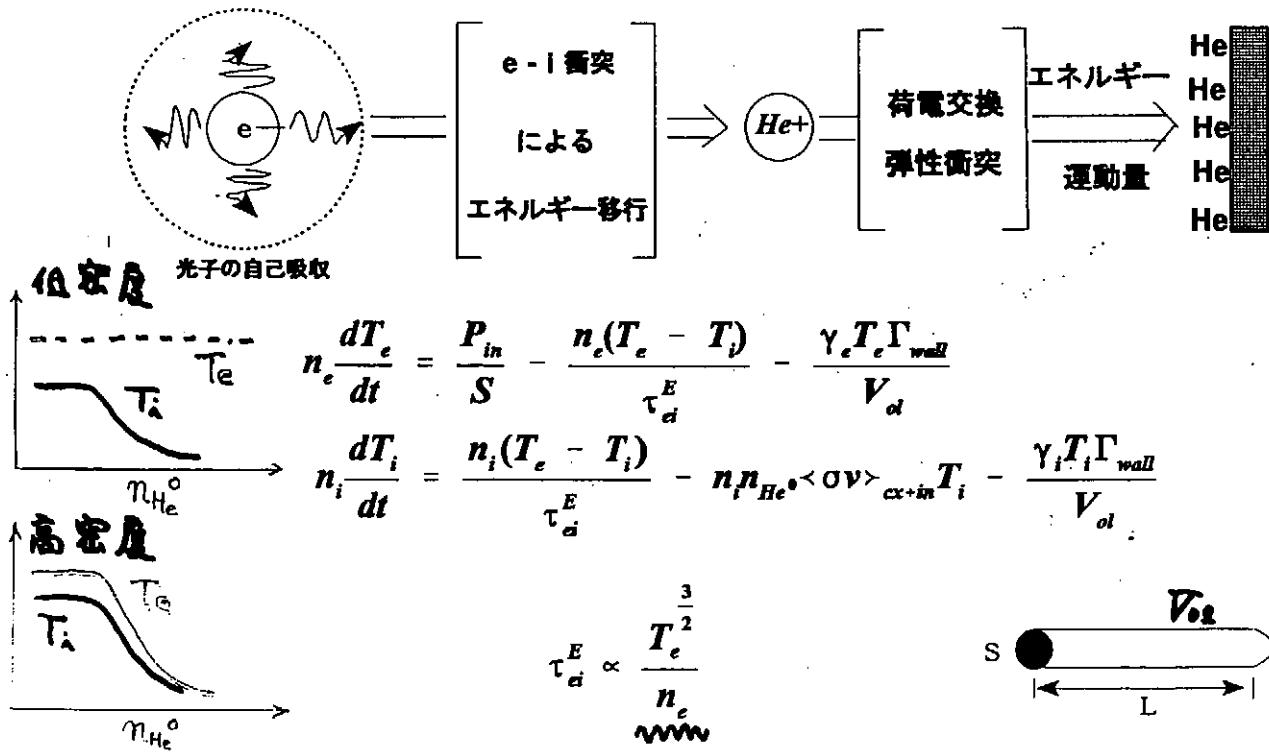


B2 Simulation





エネルギー平衡



今後の課題

[実験]

- 1) 電離および運動量除去領域における
Detached Plasma および中性ガスの2次元構造
- 2) 高熱流プラズマ中への中性粒子の浸透
- 3) 有効なプラズマ冷却のために注入した貴ガスイオンの、大きな ∇T 条件下での沿磁力線輸送
- 4) 電離・冷却領域における放射とPhoton Transport
- 5) 低温・高密度プラズマにおける再結合の寄与

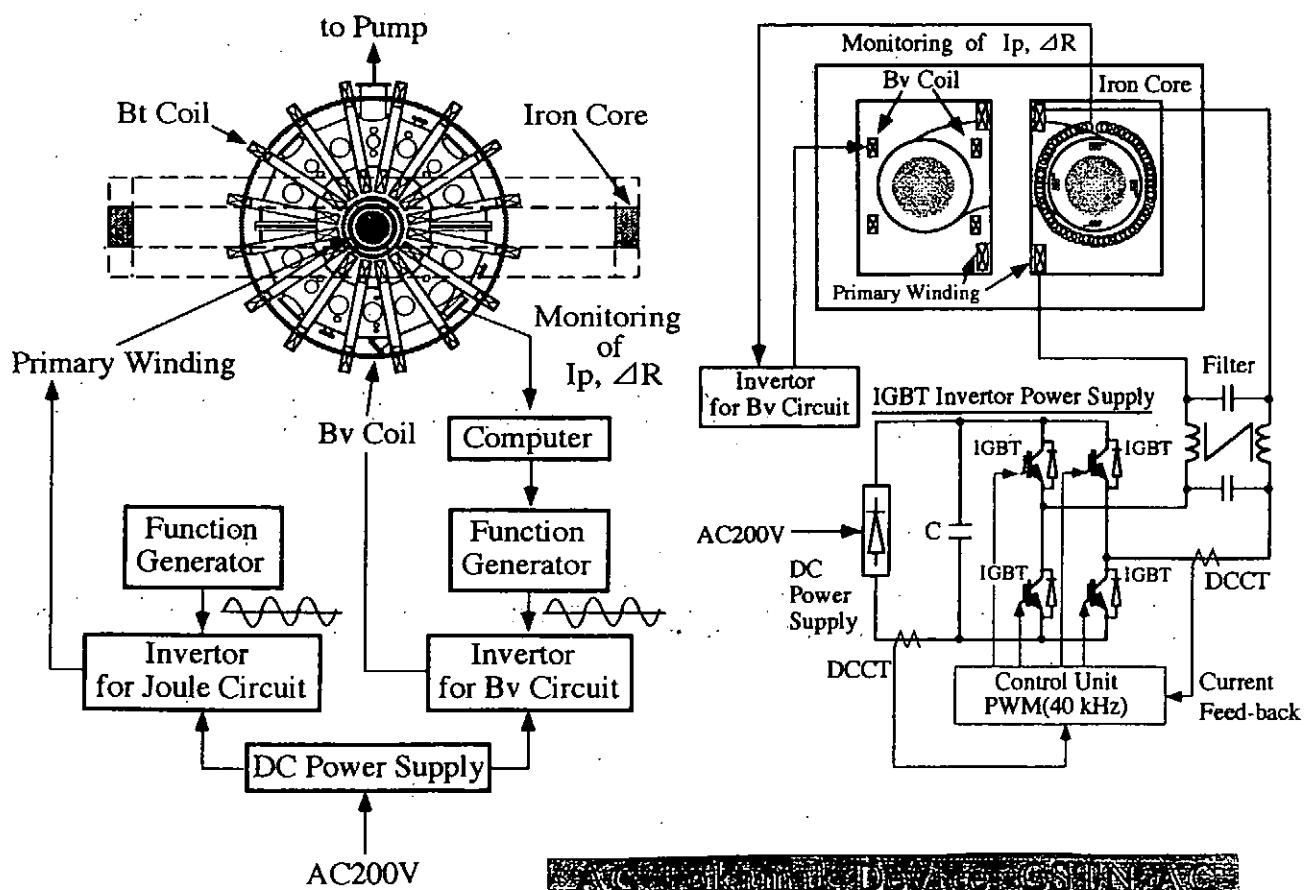
基礎研究

[モデリング]

- 1) 中性粒子の取り扱い
 - # Monte Carlo (DEGAS) の導入
 - # 中性粒子間衝突の考慮

プラズマ熱流・粒子の制御に対する考え方

- | | |
|-------------------|--------------------|
| # PWI 自身もプラズマ側の役割 | プラズマ側の知恵でどこまでやれるか。 |
| \$ 再堆積 | プラズマのプロセス |
| \$ 定常負荷 | シース電圧 (二次電子、熱電子) |
| \$ ELM等の動的負荷 | 時間 |
| \$ Disruption 時 | |



TEXTORにおける高Zリミッター試験

名古屋大学理工科学総合研究センター
田辺 哲朗

要旨

IEA協定に基づく日欧共同研究の一環としてTEXTORにおいて高Zリミッターを用いた実験を行っている。研究には国内では上田良夫（阪大工）、和田 元（同志社大工）、大宅 薫（徳島大工）の各先生と、JulichのTEXTORチーム、スウェーデンのRoyal Institute of Physics、ベルギーのLaboratoire de Physique des Plasmas、英国のCulham Laboratoryの研究者が参加している。

最初になぜ高Z材料なのか、特に高Z材は、重くて脆くて加工しにくい（又かなり高価である）材料であるので、誰もが低Z材に勝るのかという疑問を持つであろう。炭素材の場合プラズマによる損耗、冷却、中性子照射効果等が最大の制約であるが、これとて高材に比べて著しく劣るわけではない。

むしろプラズマ核融合を推進していく上で高Z材を対向壁とする実験がどうしても必要であるという視点を重視したい。では何を研究しなければならないのか？最近の研究でPWIの観点から明らかになって来たことは、壁材料が変わればプラズマはかわるということである。即ち原子番号によってプラズマがかわるのである。プラズマが変われば材料への影響も変わる。まさにプラズマ壁相互作用でありこれの理解のなくして核融合プラズマなど作れはずがない。

幸いというべきか、日本にないことを憂うべきか、TEXTORは世界ではプラズマ壁相互作用を観測する手段を最も豊富に備えている装置なので、ここで高Zリミッタ実験をさせていただくことを提案した。数年前であったので、プラズマ研究者から高Z材をプラズマに持ち込むことにかなりの抵抗があったが、幸いにして受け入れられたので、水素リサイクリング、シース形成、2次電子放出、反射率、ホットスポットの形成、熱衝撃、熱負荷、表面の損耗と不純物の発生といった観点から研究を続けてきた。

現在までに得られている成果あるいは研究結果をまとめるとつぎのようになる。

1. 抵抗加熱プラズマ中心での高Z不純物の集積とそれに伴う放射損失
2. 鋸歯状振動による不純物の吐き出し効果
3. ICRH加熱による不純物の吐き出し効果の可能性
4. 高Zリミッターの軽元素不純物(B, C, O)によるスパッタリング
5. スパッターリングにより放出された原子の、磁場による歳差運動にもとづく再付着あるいは局所遮蔽効果(Local Shielding)
6. 蒸発による大量の不純物発生はプラズマセンターに大きな影響は与えず

当面の研究課題（予定）は次のとおりである。

1. 高Z不純物の集積による放射損失に関して、(1) N_e および T_e にしきい値が存在することの確認、(2) プラズマ中心への不純物集積の機構解明、(3) 集積に対するNBIやICRHの効果の解明、(4) 改良閉じこめ(NBI+ICRH)において集積がどうなるかを観察する。
2. プラズマ中心からの放射損失が高Z不純物からであることの確認をVUV斜入射分光、結晶分光による軟線先分光、Si検出器によるX線の分光、レーザー誘起蛍光法などを用いて行う。
3. 不純物の発生と局所遮蔽効果を、スクレープオフ層での輸送、再堆積または局所遮蔽効果の確認、ネオン注入の効果などを調べることによって確認する。
4. リミッターへのエネルギー賦与について (1) Z番号の違いによる、反射係数の違いの効果、(2) NBIとICRHのエネルギー賦与の差の原因、(3) ホットスポットの有無およびその効果を追求する。

長期的にはTEXTORの主リミッターの高Z化を念頭においている。

最後に本共同研究は、核融合研の黒田、野田両先生を窓口とする開かれた研究であるので、ご関心のある方々の積極的な参加、あるいは研究遂行上へのご意見等いただくことを期待している。

なぜ高Z材料なのか

炭素材ではダメなのか。
損耗、冷却、中性子照射
高Zなんか使いにくい
重い、脆い、加工しにくい

何を研究しなければならないのか

PW Iの観点から、見れば壁材料が変わればプラズマはかわる。
原子番号によってプラズマがかわる。
原子（従って材料）の性質もかわる。
炭素と酸素 ($\Delta Z = 2$)
ネオジウムとカリウム、
ジルコニウムとモリブデン

ネオジウム冷却とシリコニゼーション ($\Delta Z = 4$) をどうとらえるか

不純物の導入の仕方

ガスで入れる（プラズマ中心に入らない、一気に沢山入らない）
ペレット注入、レーザアブレーション（一気に沢山入る）

PP研究会、於核融合研(9/12-13)

TEXTORにおける高Zリミッター試験 現在までの成果と今後の研究予定

名古屋大学理工科大学院研究センター
田辺 哲朗

IEA協定に基づく日欧共同研究

TEXTOR国内委員会 委員長 核融合研 馬田教授
委員会代理 核融合研 野田助教授

高Zリミッタ試験共同研究者

大阪大学工学部 上田良夫

同志社大学工学部 和田 元

徳島大学工学部 大宅 薫

Julich Research Center, Germany

V. Philipp, A. Pospieszczyk, B. Schweer, B. Unterberg,
P. Wienhold, M. Z. Tokar, L. Konen, and TEXTOR team

Royal Institute of Physics, Sweden (collector probe)

M. Rubel, B. Emoth

Laboratoire de Physique des Plasmas, Belgium (ICH)

G. Van Oost, R. Koch, A. M. Messien and others

Culham Laboratory (VUV spectrometer)

N. C. Hawkes

11.11 THE PERIODIC TABLE AND THE AUF

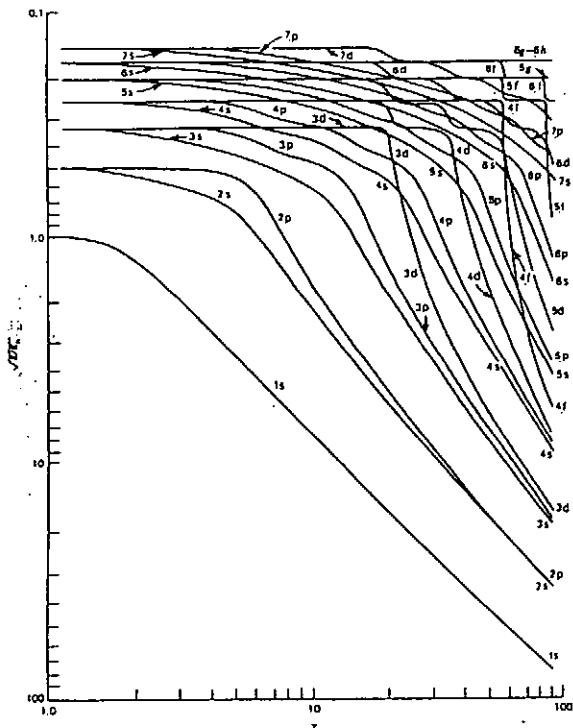
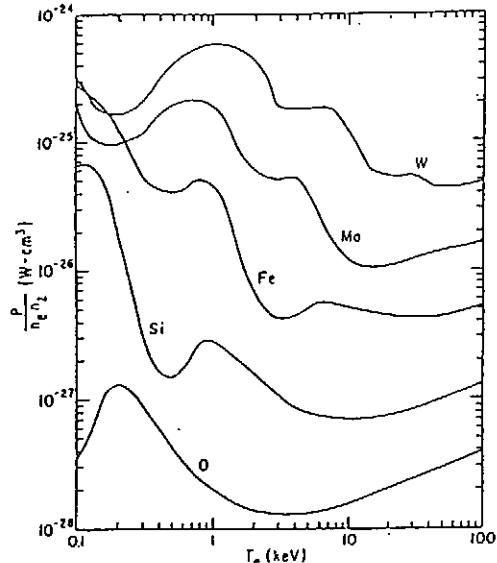


Figure 11.11 Approximate orbital energies in units of E_h , as a function of atomic number Z . (From R. Latter, *Phys. Rev.* 99:510 (1955).)



第1図 各種不純物イオンの放射冷却率(コロナ平衡)

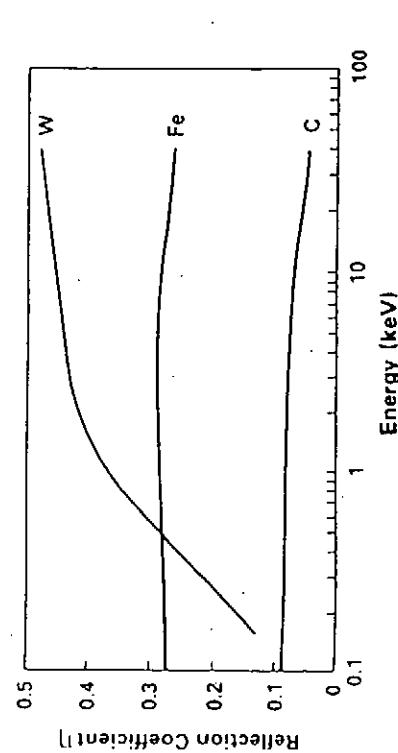


FIG. 3. Reflection coefficient as a function of incident electron energy. Composite of data from Hunger and Kruehler [15], Sternglass [19] and Bronstein and Segal [11].

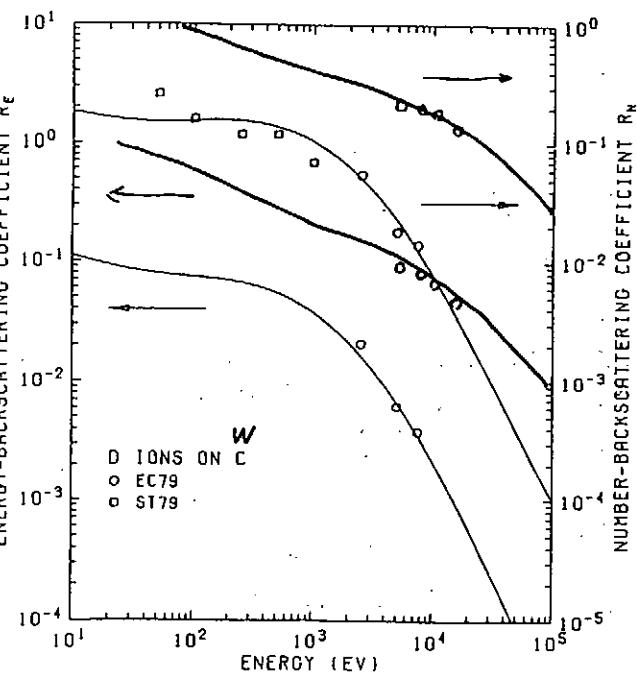


Fig. 16. R_N and R_E of D ions on ^{6}C .

DATA ON THE BACKSCATTERING COEFFICIENTS
OF LIGHT IONS FROM SOLIDS

IPPI-AM-18

Tatsu TABATA, Rinsuke ITO, Yukikazu ITIKAWA
Norizuki ITOH and Kenji MORITA

- 壁から見れば
- 水素リサイクリング
- シース形成、2次電子放出、反射率（イオン率）
- ホットスポット
- 熱衝撃
- 表面の損耗と不純物の発生
- 中性子照射損傷

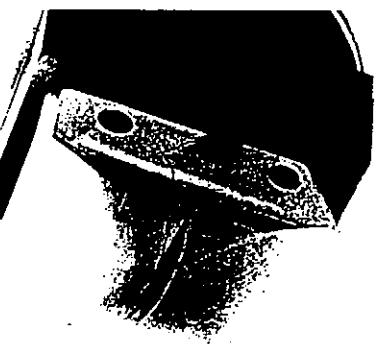
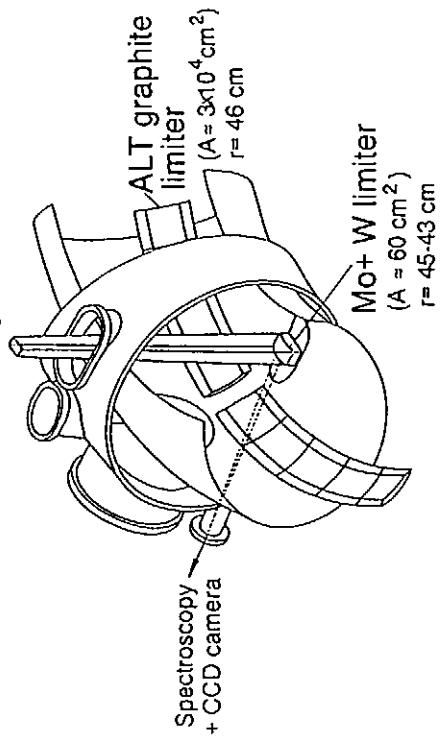
今まで得られた成果のまとめ

1. 抵抗加熱プラズマ中心での高Z不純物の集積とそれに伴う放射損失
2. 鋸歎状擾動による不純物の吐き出し効果
3. ICRH加熱による不純物の吐き出し効果の可能性
4. 高Zリミッターの軽元素不純物（B、C、O）によるスパッタリング
5. スパッタリングにより放出された原子の、磁場による歳差運動にもとづく再付着あるいは局所遮蔽効果（Local Shielding）蒸発による大量の不純物発生もプラズマセンターへの影響なし

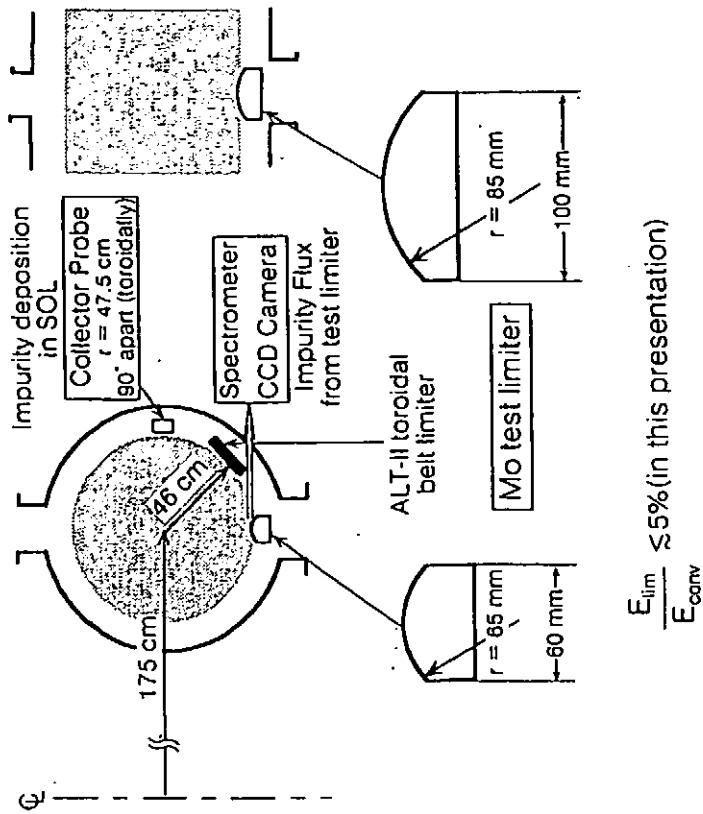
その他

Experimental set-up

Thermografie



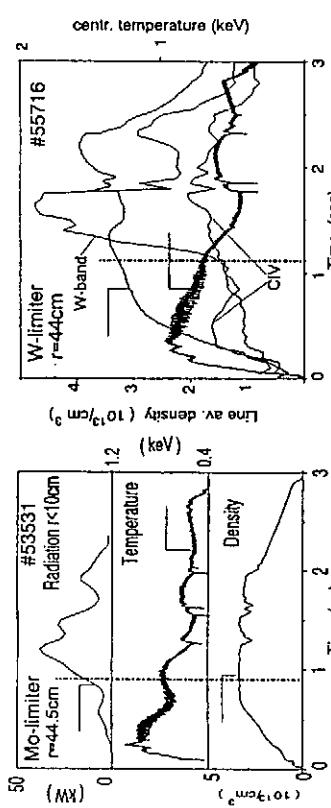
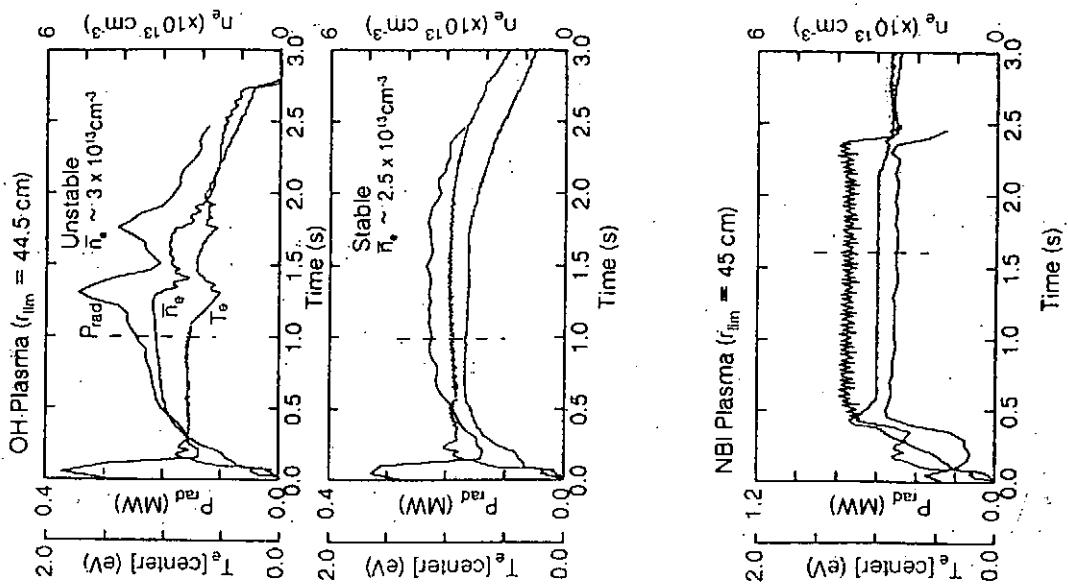
Experimental setup in TEXTOR



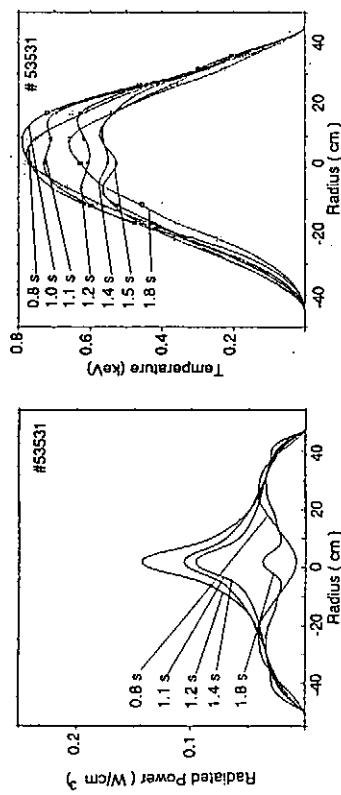
E_{lim} : Deposition energy to the test limiter
 E_{conv} : Total convective energy

$$E_{\text{conv}} = \int (P_{\text{heat}} - P_{\text{rad}}) dt$$

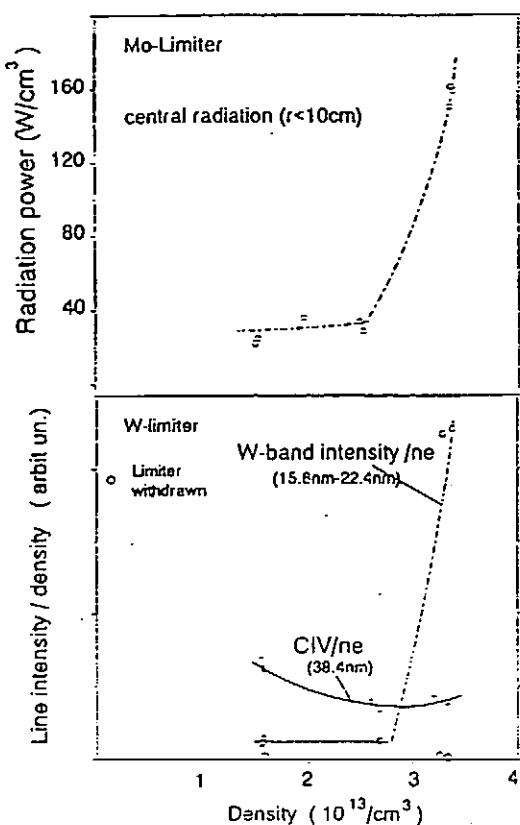
Evolution of T_e , \bar{n}_e and P_{rad}
for OH and NBI plasmas



Examples of ohmic discharges with Mo (left) and W (right)
accumulation in the plasma center. Accumulation of Mo occurs near
0.9 and of W at ≈ 1.1 sec. It falls together with a reduction of sawtooth
activities. Later an internal disruption occurs ($t=1.3$ sec, $t=1.8$ sec.).



Evolution of profiles of radiated power (left) and temperature (right) during
discharge (53531) with Mo accumulation in the plasma center. Strong central
radiation results in hollow temperature profiles. Similar behaviour is observed
for W limiter under high density ohmic conditions.



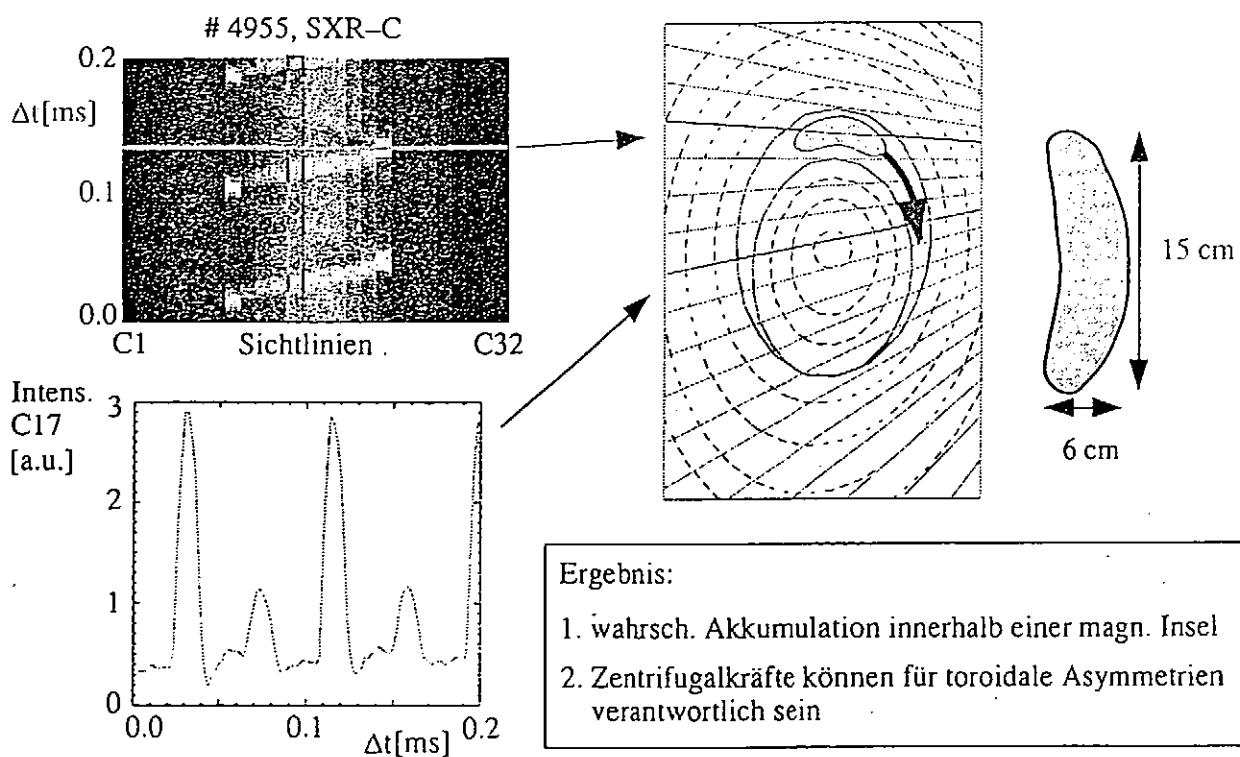
Demonstration of Mo and W accumulation in the plasma center under ohmic heating conditions:

Mo-case: Radiated power from plasma center

W-case: normalized intensity of brilliance of W-band together with CIV line intensity

(no indication for accumulation of low Z)

Analyse der räumlichen Struktur der Wolfram-Akkumulation

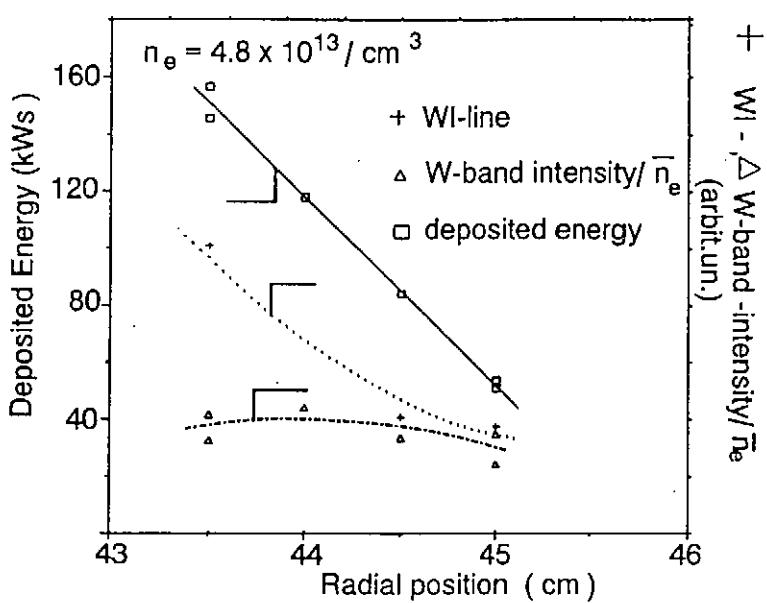
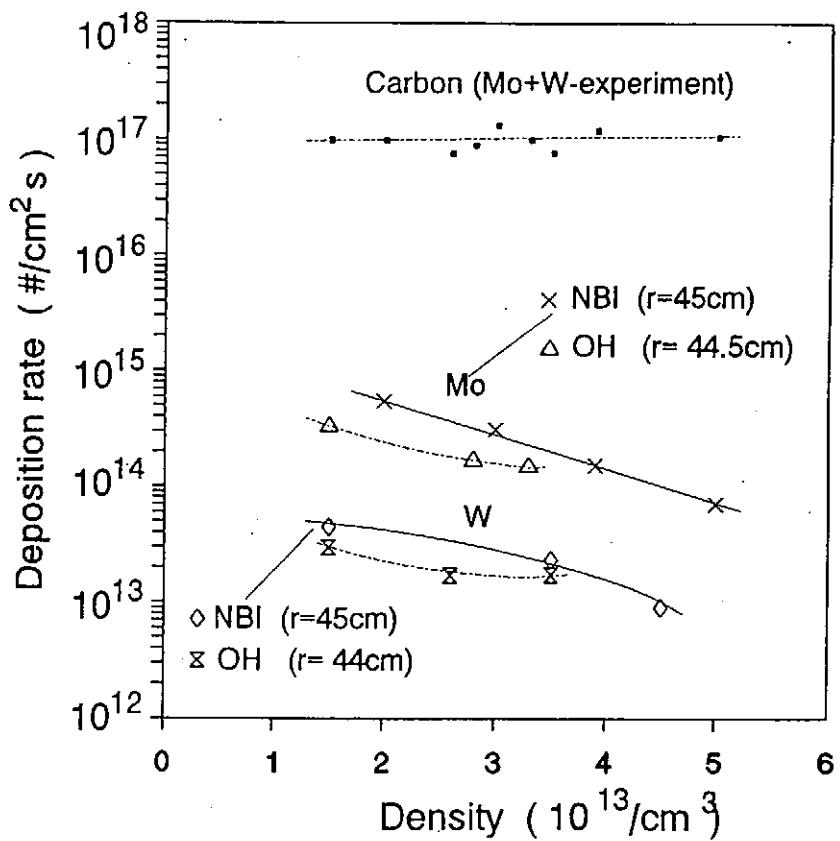


Deposition rates of carbon, Mo and W on probes positioned at $r = 47.5$ cm in the SOL during ohmic and NBI density scans.

ratios:

$$\text{Mo/C} = 0.1 - 1 \times 10^{-2}$$

$$\text{Mo/W} \approx 10$$



Demonstration of local screening of released W from W limiter at high dense NBI heating conditions:
the deposited energy (squares) and the local W release (cross) increase by about a factor of two by inserting the W limiter from $r = 45\text{cm}$ to $r = 43.5\text{ cm}$.
W-spectroscopy (open triangles) and bolometrie (not shown) show no increase of W-concentration in the plasma.

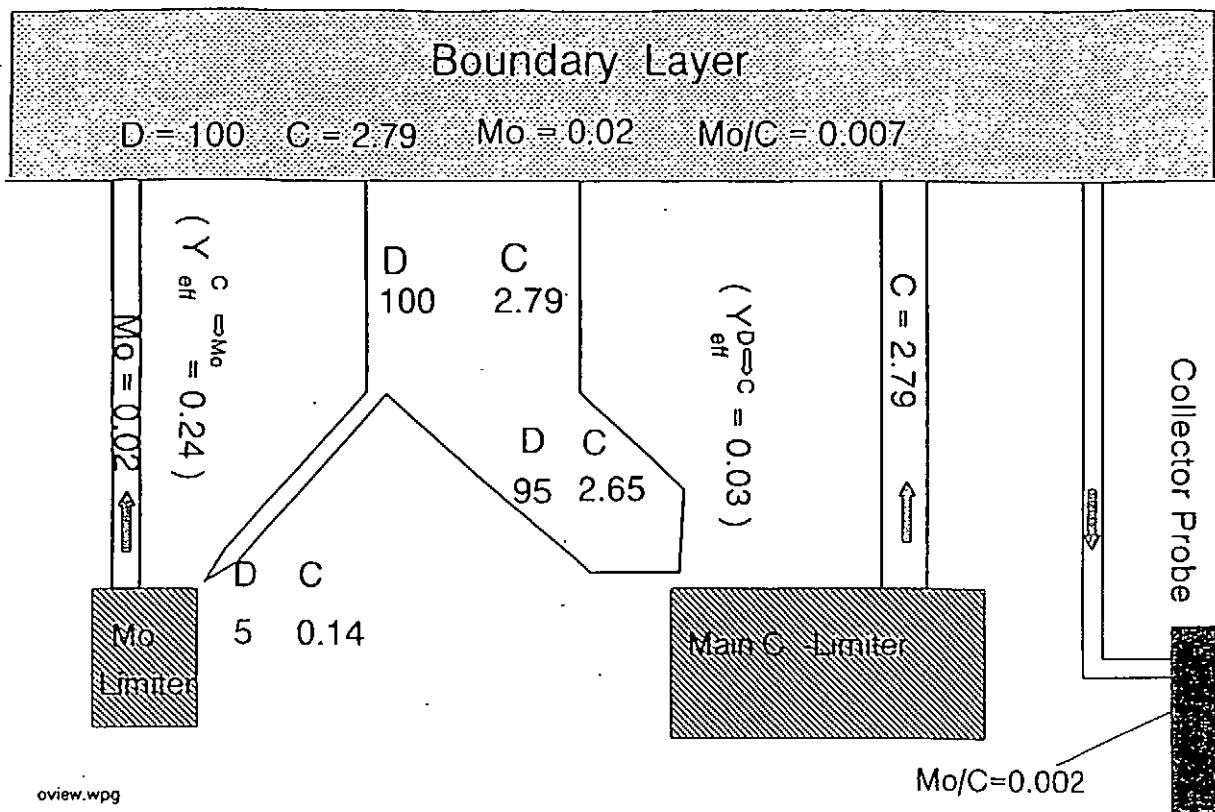
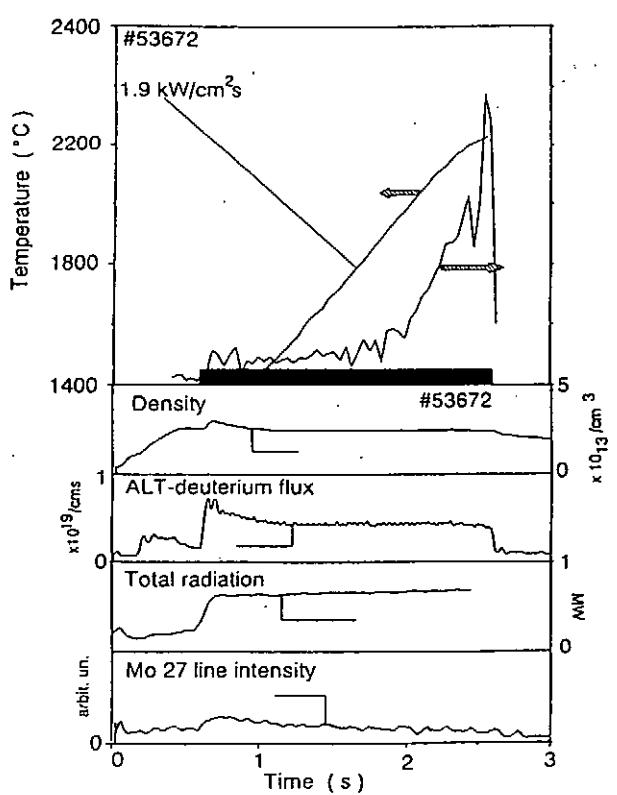
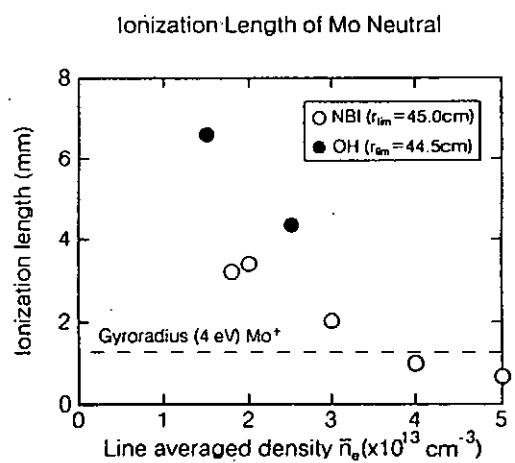


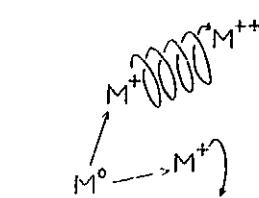
Fig. 11

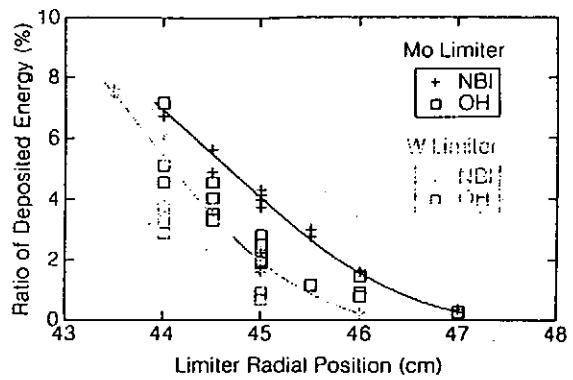


Effect of Mo melting on plasma parameters



In high density NBI plasma ($\bar{n}_e \geq 4 \times 10^{13} \text{ cm}^{-3}$, n_e [limiter surface] $\geq 1 \times 10^{13} \text{ cm}^{-3}$), ionization length of Mo is less than gyroradius of Mo^+ and probability of prompt deposition is much high.





Ratio of Deposited Energy : $E_{\text{Lim}}/E_{\text{conv}}$

Convective loss Energy : E_{conv}

$$E_{\text{conv}} = \int (P_{\text{OH}} + P_{\text{NBI}} - P_{\text{rad}}) dl$$

Ratio of Deposited Energy to Limiter vs Limiter Radial Position

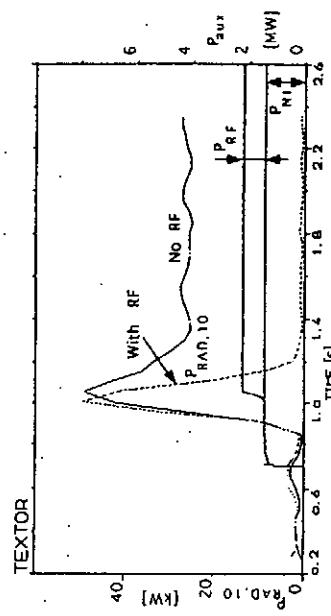


Fig. 1.4. Central radiated power (bottom entry, inside a minor radius $r = 10$ cm) for a shot with NBI coinjection alone (55815) and another one with combined NBI coinjection + r.f. (55816). Tungsten limiter at $r = 44.5$ cm.

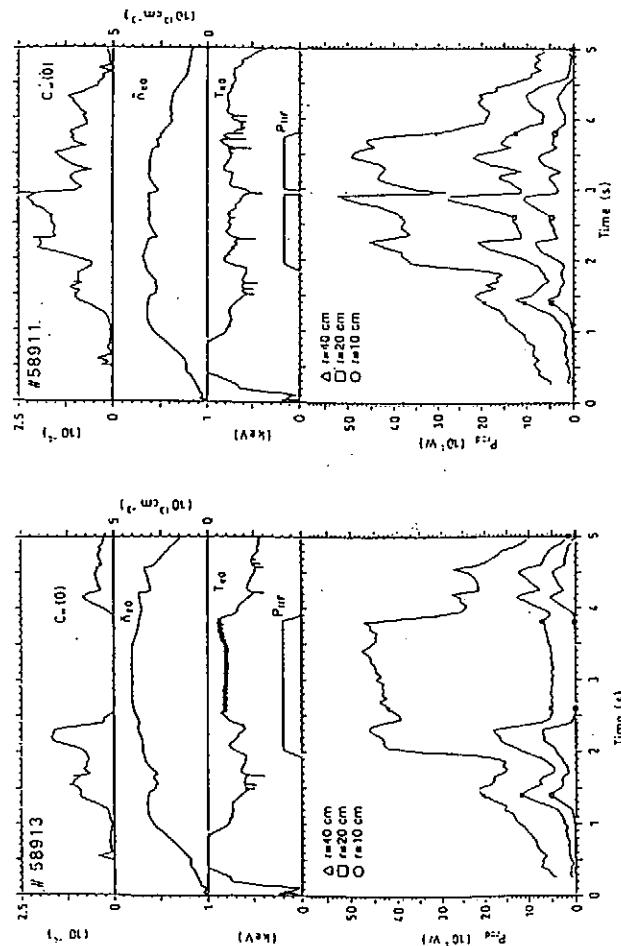


Fig. 1.2 Time evolution of central W-concentration, central line-average density, central electron temperature, RF-power, and radiated power (inside $r = 10$, 20 and 40 cm) (#58911 no W-accumulation, #58913 no W-accumulation)

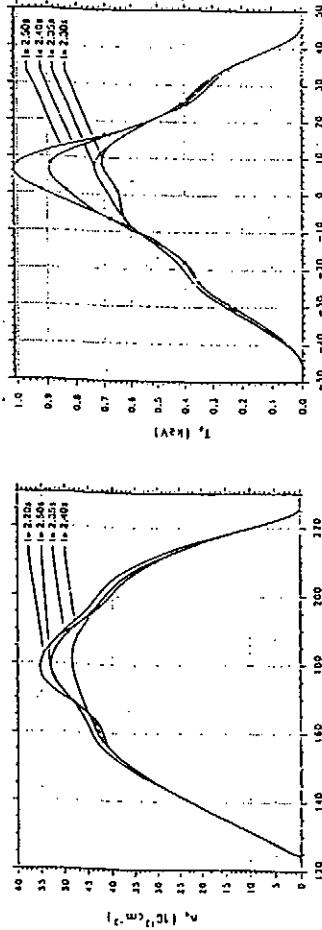


Fig. 3 Evolution of $J_c(r)$ and $T_e(r)$ profiles during ICRH stabilization of thermal instability (#50913)

[Ⅱ]当面の研究課題（承認済み）

1. 高Z不純物の集積による放射損失に関して

N_eおよびT_eにしきい値が存在することの確認

プラズマ中心への不純物集積の機構解明

集積に対するNBIやICRHの効果の解明

改良閉じこめ(NBI+ICRH)において集積がどうなるか

2. プラズマ中心からの放射損失が高Z不純物からであることの確認

VUV斜入射分光 (Koenen?たぶん難しい)

結晶分光による軟線先分光 (Rosmey or Bitter)

Si検出器によるX線の分光 (Graffmann)

レーザー誘起蛍光法 (Schweer and Merbens)

3. 不純物の発生と局所遮蔽効果

スクレーブオフ層での輸送

再堆積または局所遮蔽効果の確認

ネオン注入の効果

4. リミッターへのエネルギー賦与

Z番号の違いによる、反射係数の違いの効果

NBIとICRHでのエネルギー賦与の差の原因

ホットスポットの有無およびその効果

計測から見てどのようなPWI研究が必要か

—ヘリカル装置における密度分布とリサイクリング—

プラズマと壁との相互作用に関する研究会資料

平成7年9月12-13日

核融合科学研究所 新館8階大会議室

核融合科学研究所

森田繁

トカマクにおける電子密度分布は通常ベル型にピーキングした形をしている。しかしながら、ヘリカル装置はトカマクの様なピーキングした形から非常にホローな密度分布まで様々な形をとる事が出来る。トカマクでは粒子にある内向きの力が働き、密度がピーキングすると信じられている。すなわち、トロイダル電流を誘起する為のトロイダル電場とポロイダル磁場によって粒子が内向きにドリフトする力 (E_ϕ / B_p) を受けるというものである。

これに対してヘリカル装置では上述したような力は粒子には働くかない。しかしながら、結果として密度分布は様々な形状をとっている。まず、CHSの場合、真空容器に対して大半径方向に内寄せ（例えば $R_{ax}=88.8\text{cm}$ もしくは 92.1cm ）にプラズマを生成した時には密度分布はピーキングする。また、外寄せ（ $R_{ax}=99.5\text{cm}$ もしくは 101.6cm ）にプラズマを生成した時にはプラズマの密度分布はホローの形状を有する。NBIのトロイダル磁場に対する方向性を変えても（co-及びcounter-injection）この傾向は変化しない。また、リミターを挿入していくと、それまでホローの密度分布であったものがピーキングした形へ変化していく。ところが壁のコンディショニングが異なる場合には同じ内寄せプラズマでも密度分布がホローになる例がある。放電の途中でガスパフを切ってリサイクリングが支配的なプラズマにしてやると密度分布はピーキングしていく。また、磁場を下げて行くと密度分布はほとんどの磁気軸の位置で（内寄せでも外寄せでも）密度分布はピーキングした非常に似たような形をとる。CHSでは磁場を下げて行くとNBIの軌道が磁気面から大きくずれ、リサイクリングが非常に顕著になる。

これらの実験結果から、ヘリカル系における密度分布とリサイクリング粒子とガスパフ粒子の割合とに大きな相関があることが理解される。水素原子の平均自由行程は $2 \times 10^{13} \text{ cm}^{-3}$ の平均密度の時 $5\text{-}10\text{eV}$ の入射エネルギーを仮定するとおおよそ $6\text{-}8\text{cm}$ である。実際に計測したXポイントでのH α のイオン温度は 6eV であり（実際に内壁とリサイクリングしている場所はもう少し温度は高いものと思われる），その時の中性水素の平均自由行程は内寄せプラズマの最外殻磁気面位置からプラズマ中心位置までの距離と一致する。高リサイクリング材料をヘリカルプラズマにうまく応用すると制御できる可能性がある。

半径方向電子密度

$$P = -D \frac{\partial n}{\partial r} + n \nabla$$

∇ : 内向電子速度

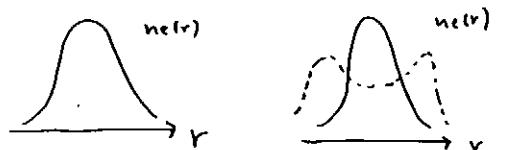
$$\frac{E_\phi}{B_p}$$

E_ϕ : 扭曲電場

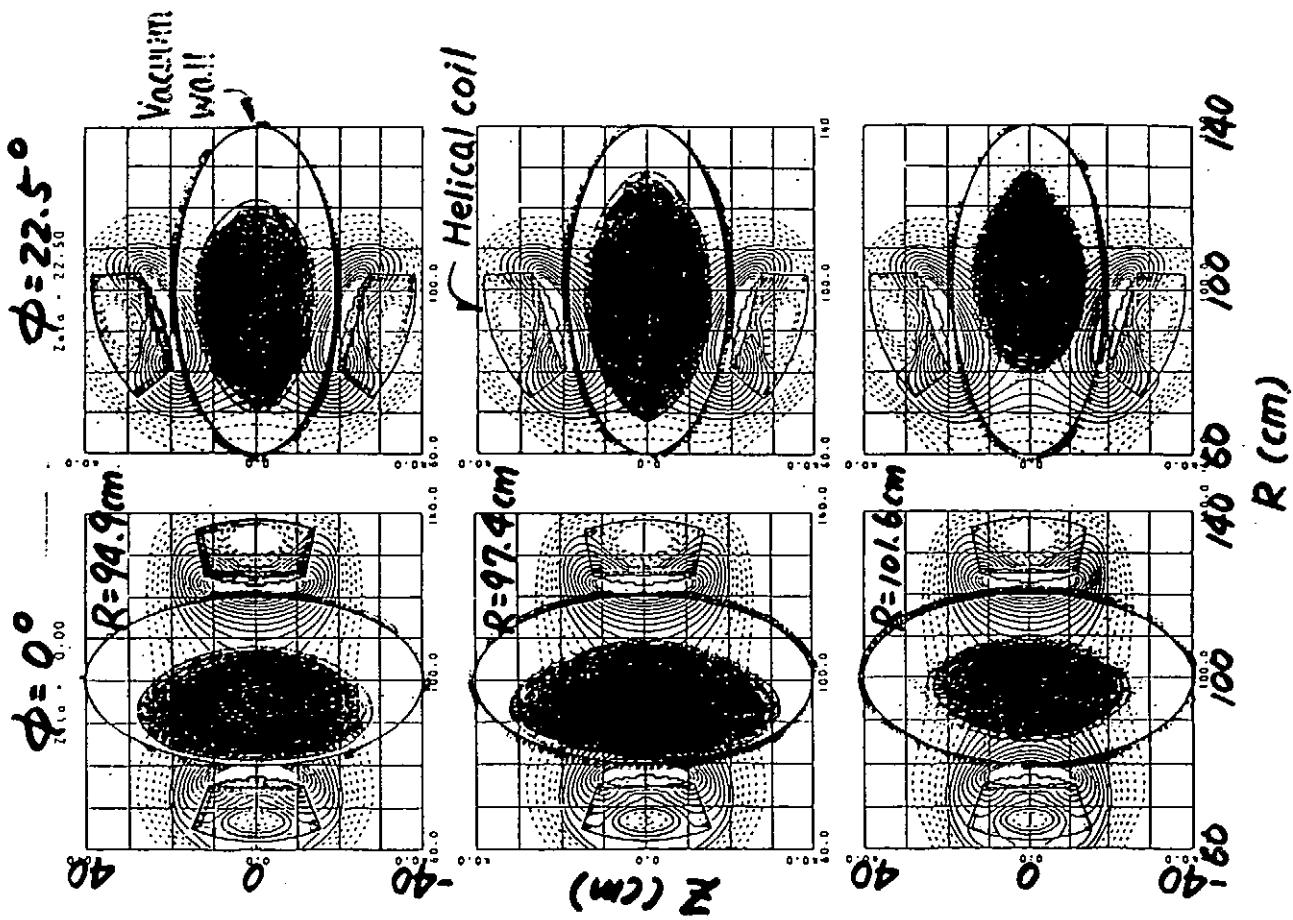
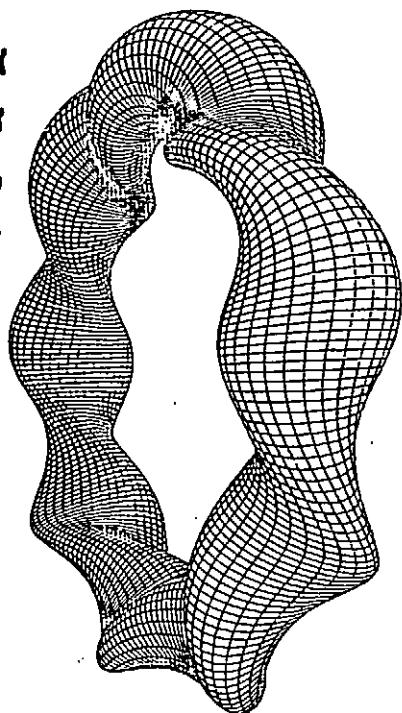
B_p : 周期電場

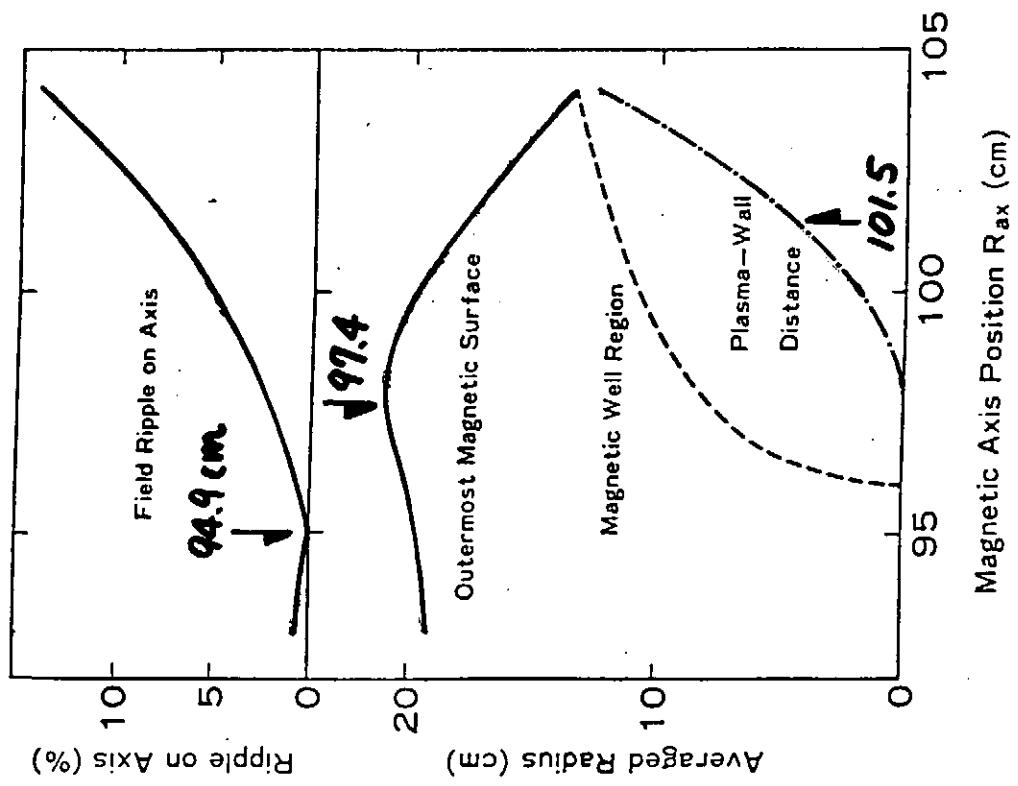
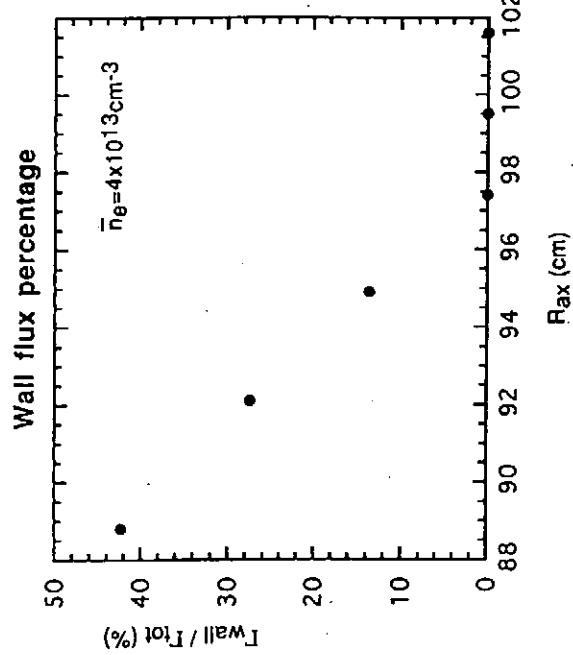
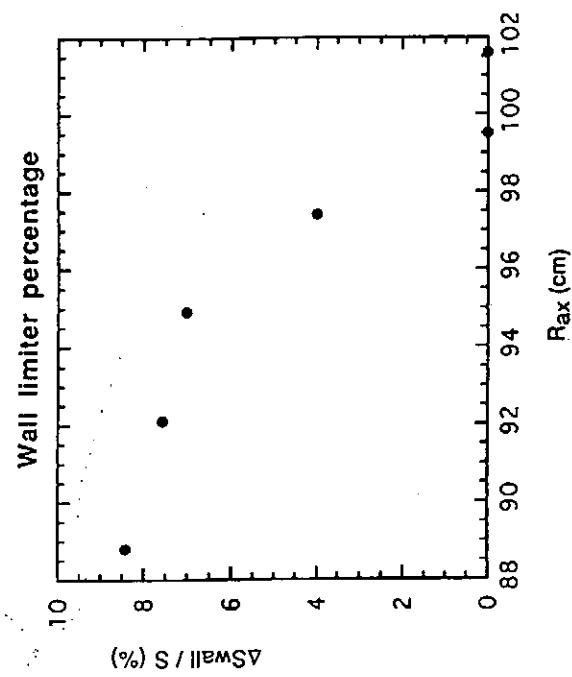
HFS

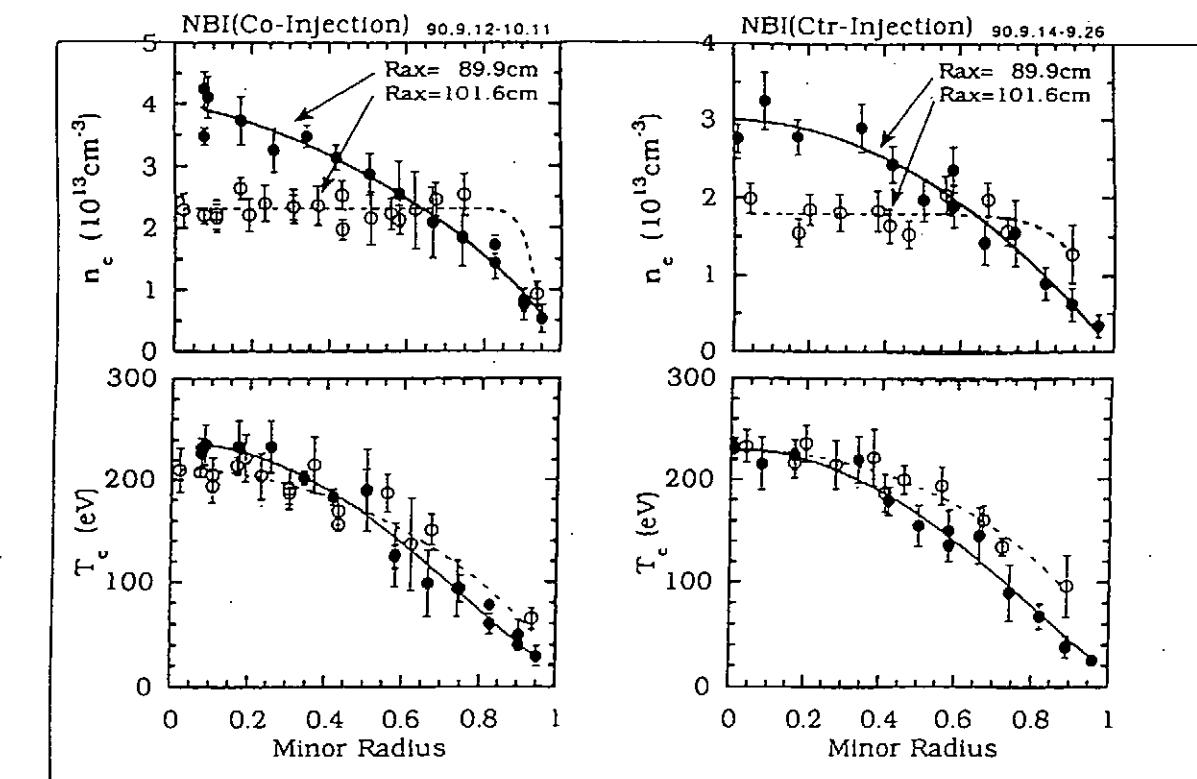
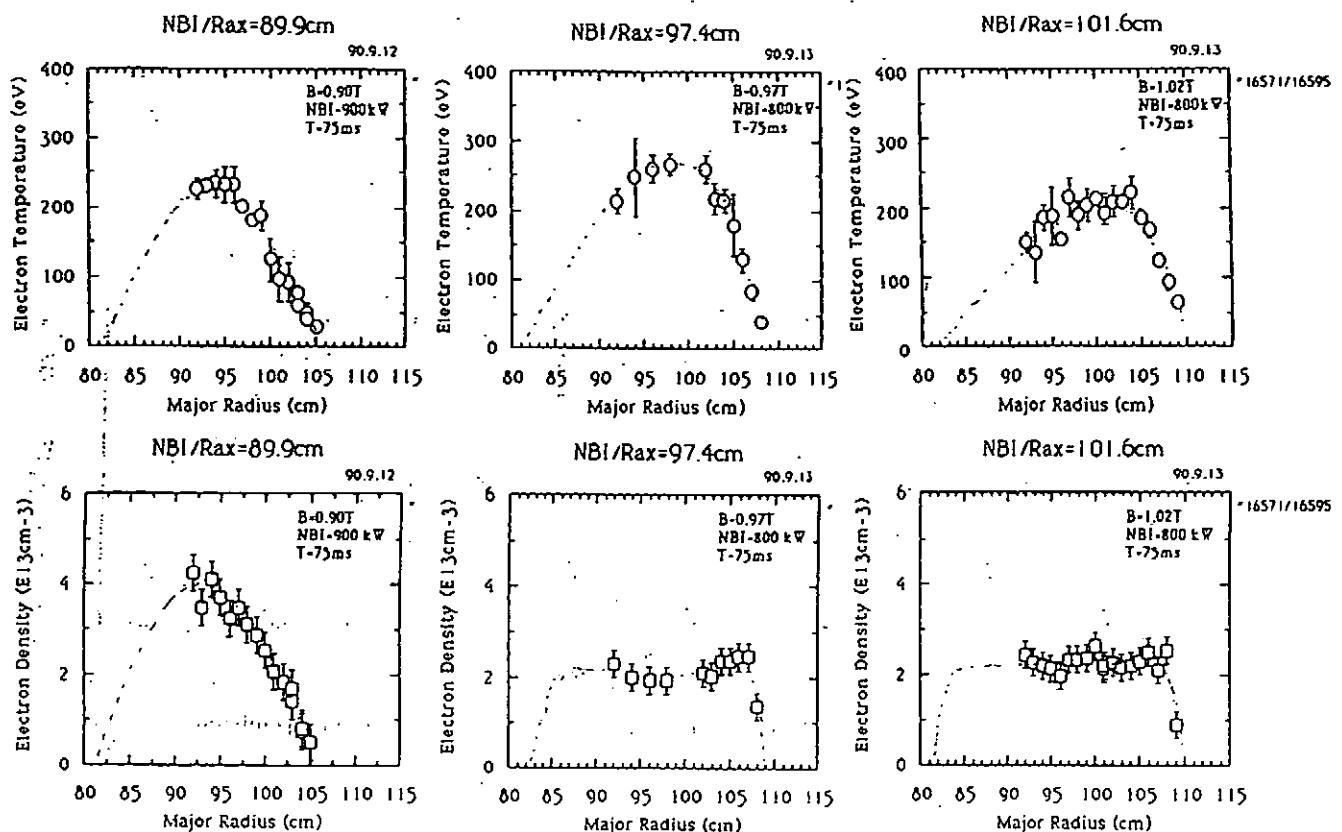
軸方向

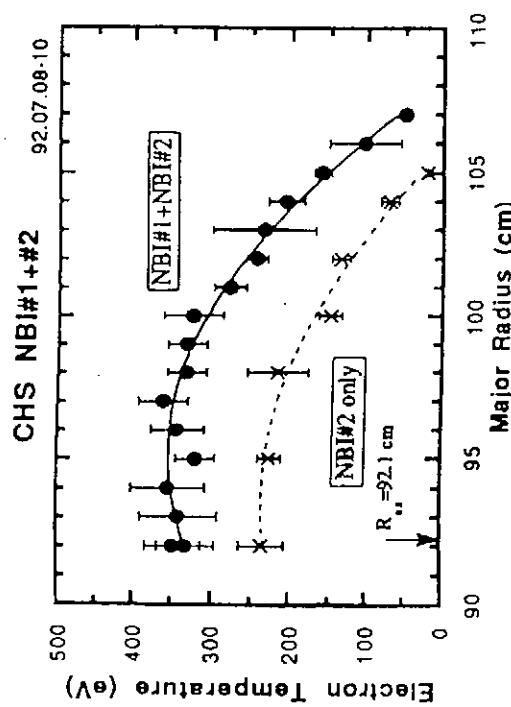
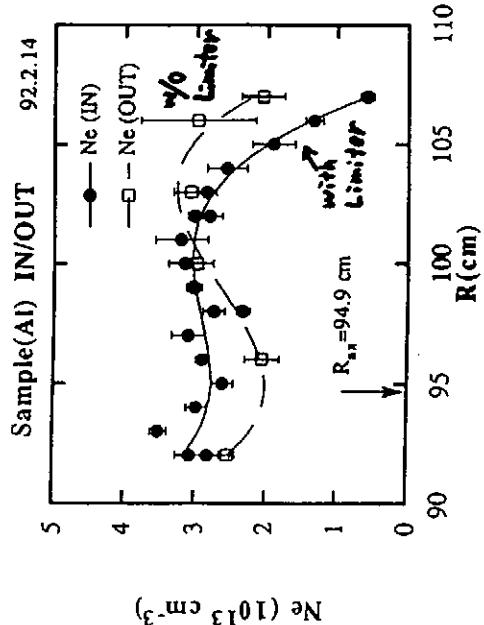
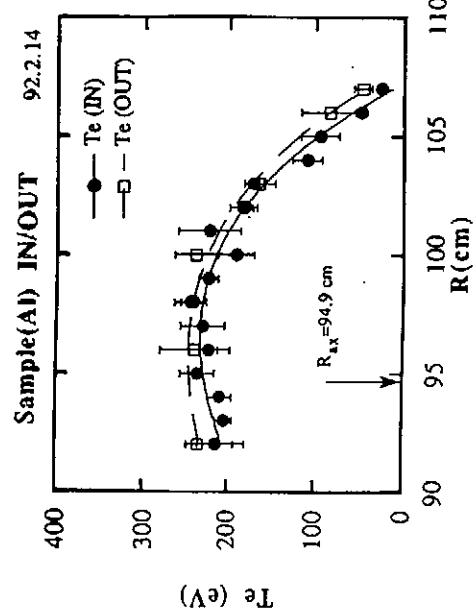


CHS
at NIFS
CHS Plasma ($R=1m, \langle a \rangle = 20cm$)
 $m=8, q=2$

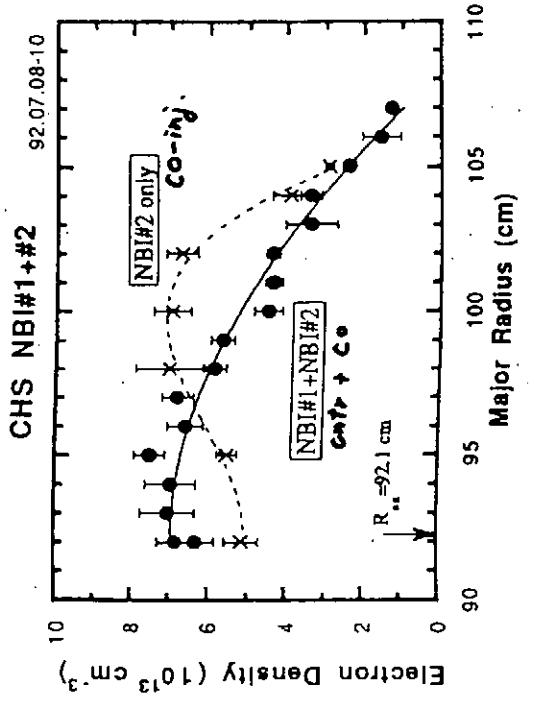






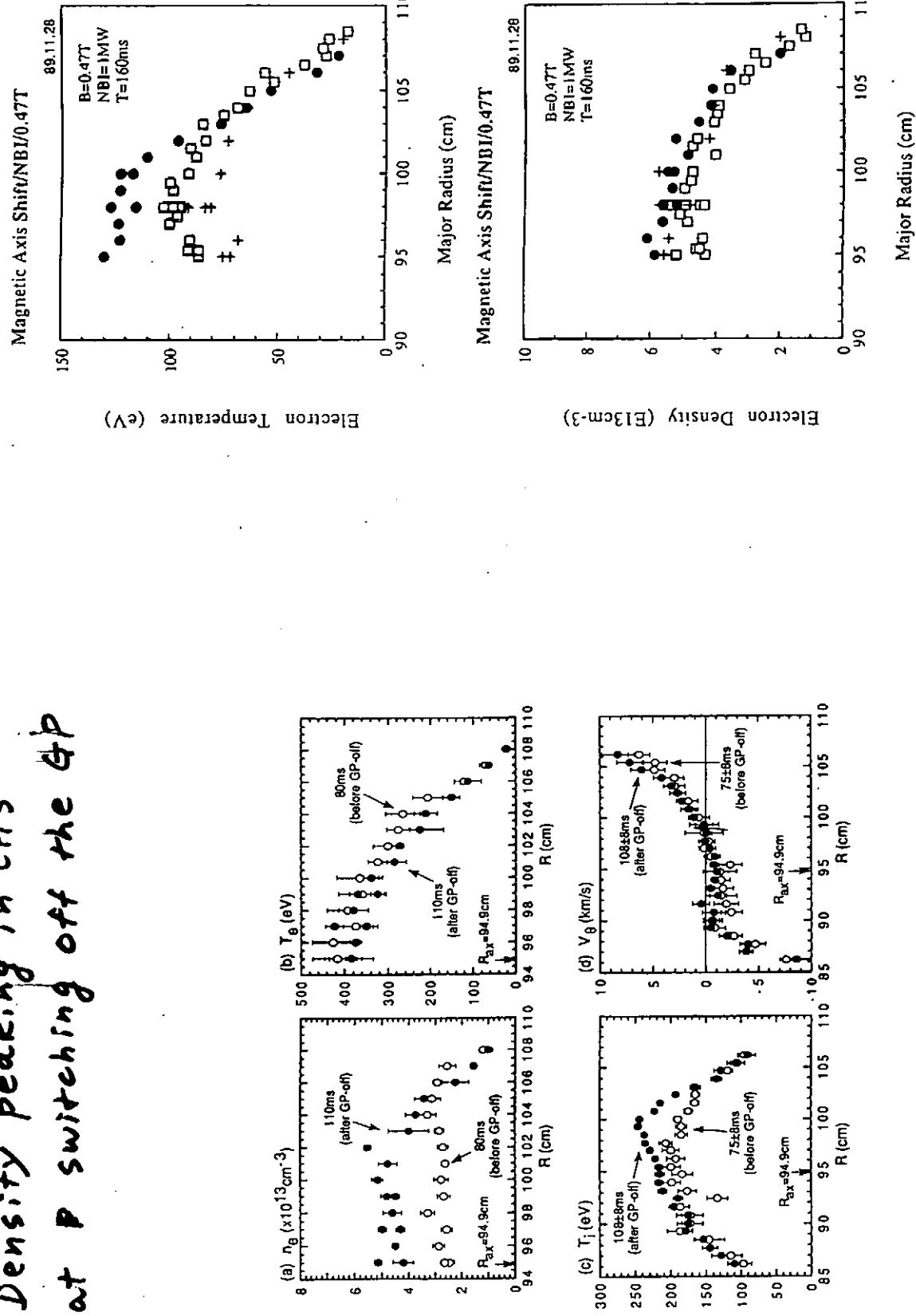


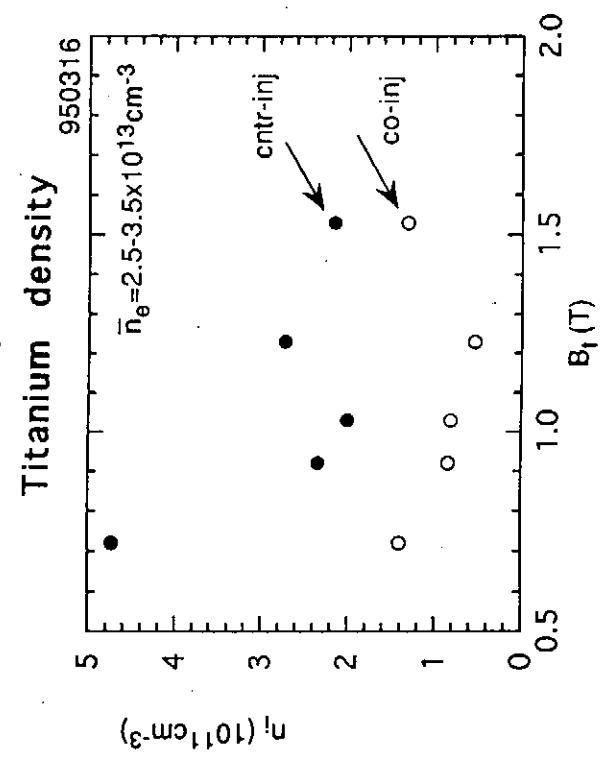
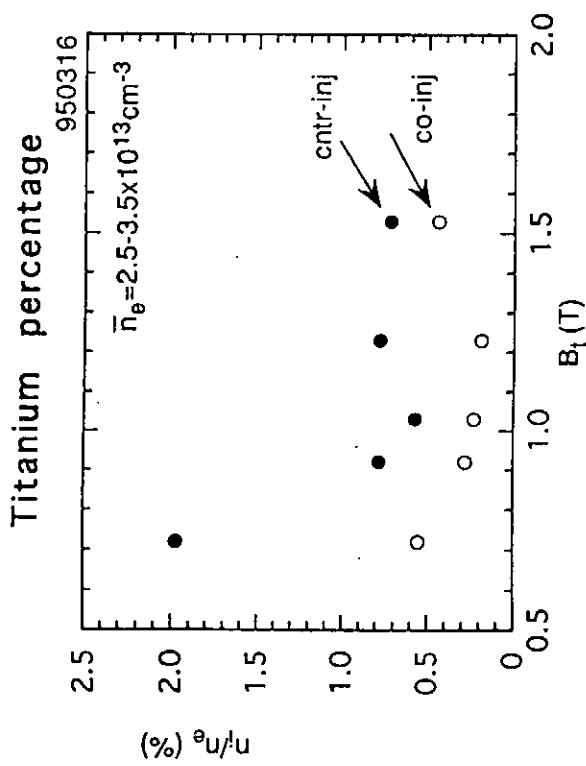
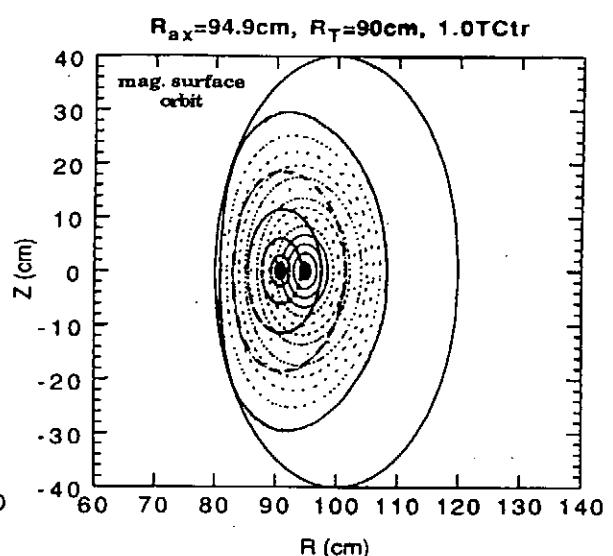
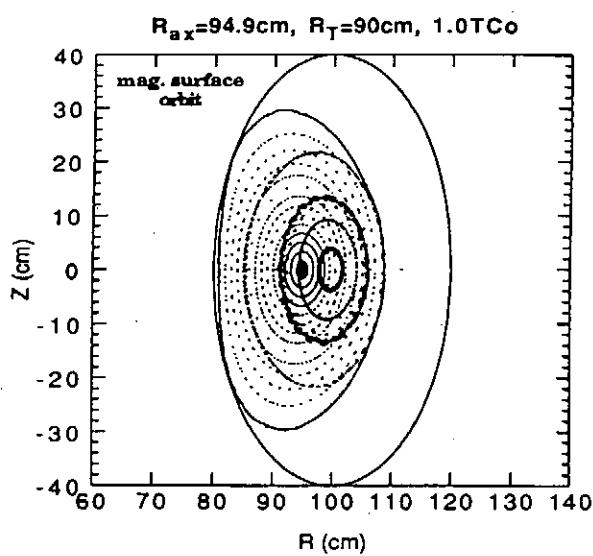
NBI 加熱プラズマの電子温度分布



電子密度分布

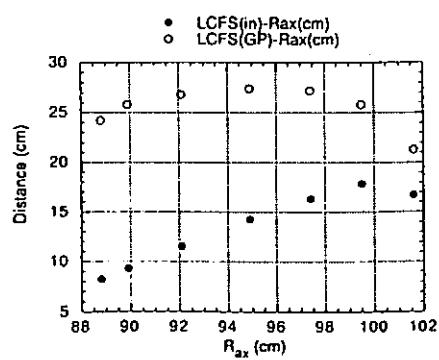
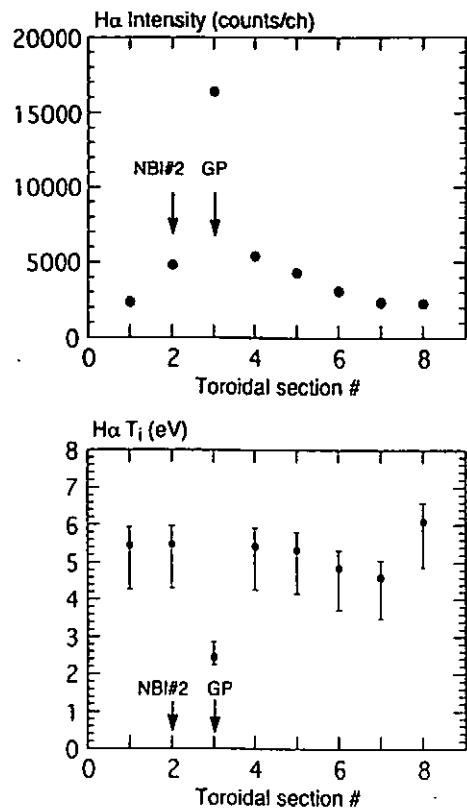
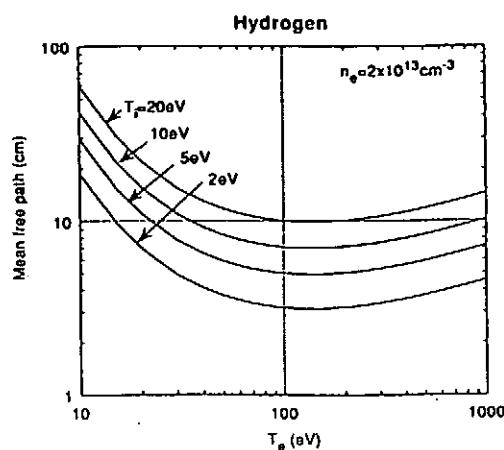
Density peaking in CHS at P switching off the &P





[Toroidal Distributions of H α Intensity and T_i(H α)]

* Gas puffing lowers T_i of toroidally located section.



High-recycling Material

を実用化

ハリカル装置の密度制御

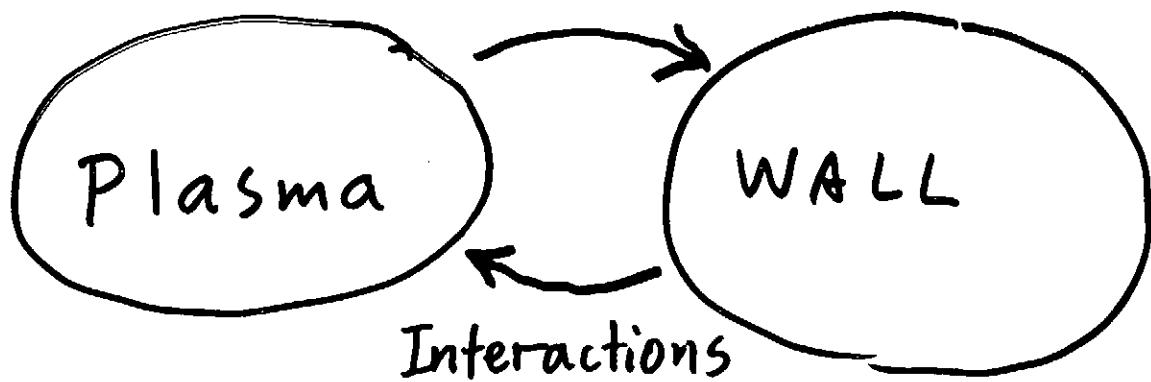
可能?

$$n_e(r) \propto f(P_e(E))$$

コメント

理論から見てどのような研究が必要か

核融合科学研究所 伊藤公孝



Influence on Plasma Structure

- ・ 全体のシステムのダイナミクス
- ・ (プラズマ) 物理学的奇点

改善開拓への影響

H-mode 遷移

"Pinch"

Disruptive Event

垂直PC界

ディスクラフション

実験によるH-mode

118 S.-I. Itoh et al. / Journal of Nuclear Materials 220–222 (1995) 117–131

相互作用の模式と neutrons との関係を示す。Fig. 1 は、熱輸送係数 X の增加とともに、熱輸送率 τ_{E} の減少する様子を示す。

2. Survey of enhanced confinement modes

The L-mode confinement is observed in all tokamaks. This discharge mode is characterized by the

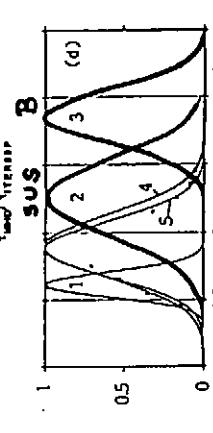
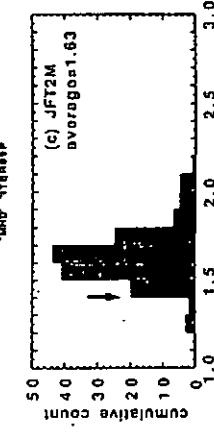
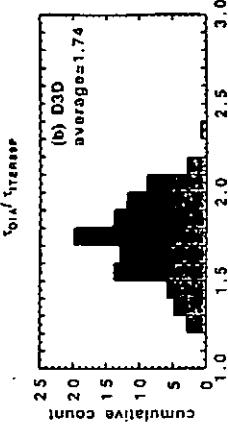
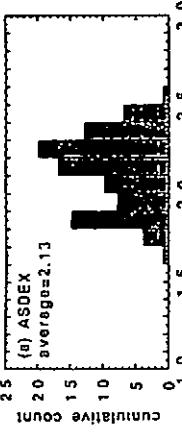
degradation of τ_{E} associated with the increment of heating power [7]. It is also noted that the thermal transport coefficient X (i.e., the ratio of the heat flux per particle to the temperature gradient) is larger toward the plasma edge, leading to profile resilience (consistency). The dependence of τ_{E} on plasma parameters has been studied and was summarized in a form of empirical scaling.

When the heating power is large enough, or proper

Table 1
Summary of various enhanced confinement mode. (Devices in the reference show typical example and are not exhaustive.)
Characteristics of the modes and roles of edge-SOI-PWI are illustrated

Mode	Phenomena	Possible Mechanism	Ref.	Operation Condition
(1) H-mode (H \pm)	Edge pedestals for $n(r)$ and $T(r)$ Sharp reduction of loss at LH transition Improvement propagates into core	edge $E_*(r)$, $V_A(r)$ ASDEX [1]		Found in divertor configuration Degradation by neutrals By limiter
	Associated with ELMs			Belt under low-Z wall, Location of X-point and threshold power
(2) VH-mode	Further improvement in the core Terminated by giant ELMs, MTE Peaked profile for $n(r)$ and $T(r)$	(1) + global $E_*(r)$ DIII-D [8]	DIII-D [8]	(1) and low-Z wall, high triangularity
(3) Supershot	Reduced profile for $n(r)$ and $T(r)$ Reduced thermal transport in core	TFR [4]		Needs strong degassing of the wall
(4) High- β_p mode	Peaked $T(r)$ and $n(r)$, for $\beta_p > 1$ Reduced X_i and μ in the Core	DIII-D,T-6U [6]	DIII-D,T-6U [6]	Needs particle control for peaked density
(5) High- β_p , H-mode	(1) + (4)	JET-6U [9]	JET-6U [9]	Needs wall conditioning Start with low I_p
(6) High T_e mode	T_e is enhanced but T_i is not clearly peaked	JET,LT-60 [10]	JET,LT-60 [10]	Preferrable for peaked density
(6') High T_e H-mode	(1) + (6)	ASDEX [5]	JET,DIII-D [11]	(1) + (4)
(7) IOC	Peaked $n(r)$ and T_e recovers the Alcator scaling			Initiated by reduction of gas input in controlled recycling (cf. Peaked in LOC, flat in SOC)
(8) Pellet mode	Peaked $n(r)$ and T_e recovers the Alcator scaling (OH) Peaked $n(r)$ and core improvement (NBI,...)	ALCATOR-C [3] DIII-D [12]		Deep fueling by pellet with low I_p
(9) PEP H-mode	(1) + (8)	JET,2M [13]		Shallow fueling gives QGP enhancement
(10) CTR-NBI mode	Peaked $n(r)$ and improvement of X_{eff} in core	ASDEX [14] [6]		(1) + (8) and needs (approx) neutral fueling
(10') II-mode	Peaked $n(r)$ and improvement of X_{eff} in core	JET-2M [16]		Coexist with peaked density profile as above
(10'') I-mode	Peaked $n(r)$ and large fraction of hot ions	TEXTOR [17]		Toroidal belt-limiter & B-znjection Enhanced by Ne or Si injections
(10''') Z-mode	Peaked $T_e(r)$ at center, impurity free	ISX-B [18]		Introduction of low-Z impurity
(11) L-Hybrid mode	$\eta(0) > 1$	Torsatrap, [19]		Induced by central deposition
(12) High- f_L mode	$r_B \cdot r_g(L)$ follows I_p when I_p is reduced	TFR...[20]		Edge/SOI control for proper penetration of reverse current near edge
(13) Core H-mode	Peaked $n(r)$ and lower X_{eff} in Core	PBX [21]		Ion Bernstein wave heating

H-mode ピーク改善方法とダイバート構造



ASDEX

図2-3 H-モード放電におけるダイバートの構造や時間の依存性に対する依存性。
H-モード放電におけるH-モードの結果である。(a) は「アーチベルト」
をもつクロースド・ダイバートである。(b) は「オーブン・ダイバート」である。
(c) は、他のものより、よい改善度を示している。(三浦田典也 他による)

(d) は、ASDEXにおいてダイバート配置や拘束材料の効果を調べたもの。2: 開ループ・フル版ではあるが、相手がいつか発生している場合。
3: SIS ではなくオーブン配置位に近いもの。2: 開ループ・フル版ではあるが、相手がいつか発生している場合。
4: 5: 開ループ・フル版ではあるが、相手がいつか発生している場合。
5: T. Stange, et al., IAEA-CN-53/A-4-2による利用)

H-mode plasma internal heat and particle transport

中性子の発生率と熱流束の分布

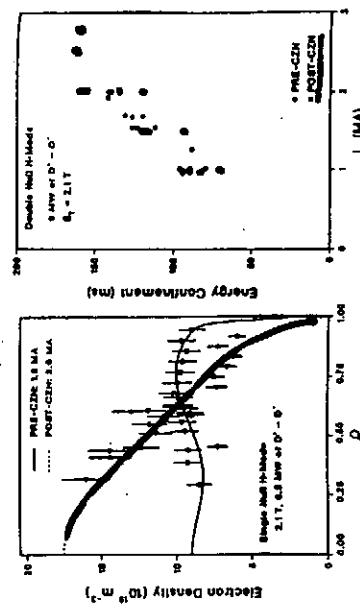
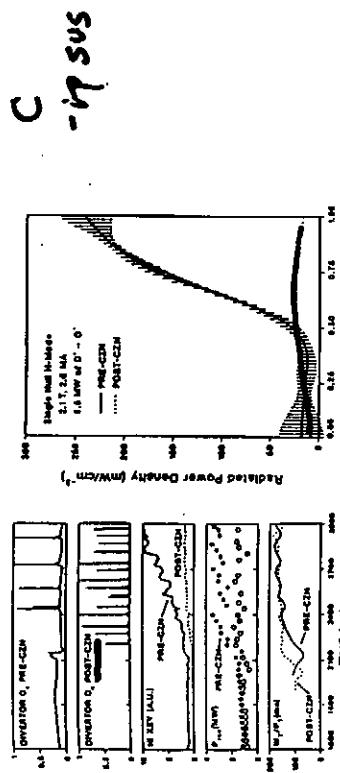


図2-12 カーボニゼイションによるHモードへの効果
D-TII-0では、第一壁に一部金屬がある(図にPRE-CZNと書かれたもの)と、全てカーボニゼイションした場合(図にPOST-CZNと書かれたもの)とを比較してある。加熱入力と保持エネルギーの比は両者で変わらないよう見えますが、プラズマの分布は異なったものになっている。

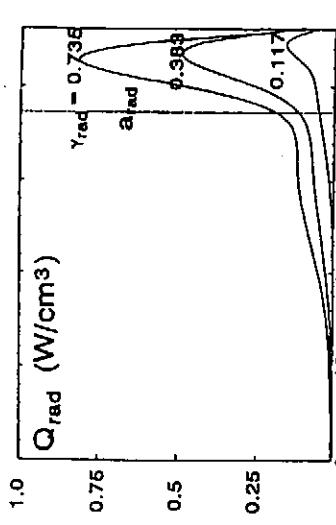


Figure 6. Steady-state radiation profiles in auxiliary heated discharges with neon.

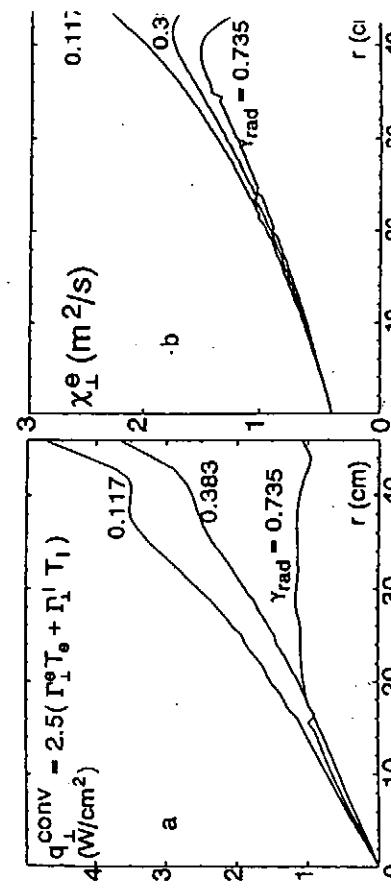
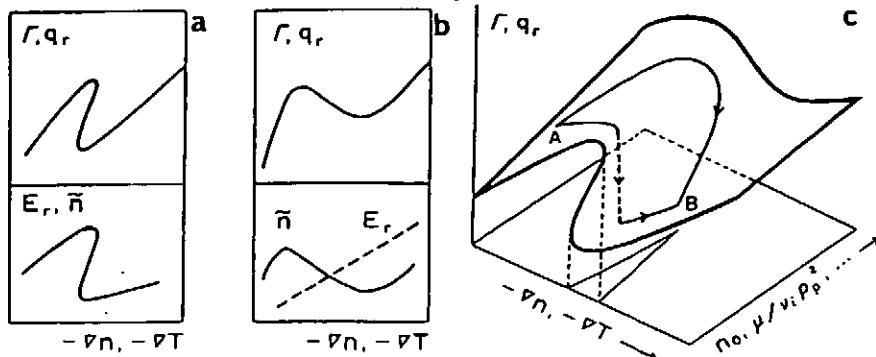


Figure 9. Radial profiles of the density of heat losses with particles (a) and of the electron heat diffusivity (b).

TEX TOR. Exp.
by Tokács et al. 22nd EPS (1995)

分子活性率と L/H 速率

ITOH²: PRL 60 1267



$$n_0 < n_{oc} \sim \frac{\gamma_i}{\langle E_{ex} v \rangle} \frac{P_p}{\Delta n}$$

(ITOH, ITOH, NF 29 1031, 1989)

Wesson "Tokamak"

Plasma-surface interactions

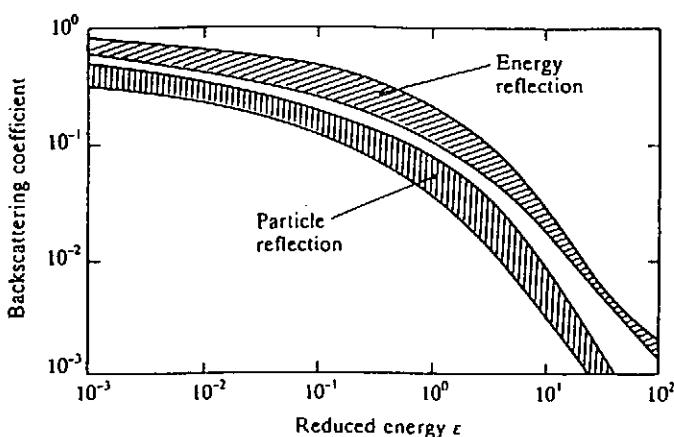


Fig. 9.3.1 Particle and energy reflection coefficients. The bands indicate the range of results for a wide variety of incident ions and solid surfaces. The reduced energy is a function only of the ion-surface combination and is given for $m_1 \ll m_2$ by

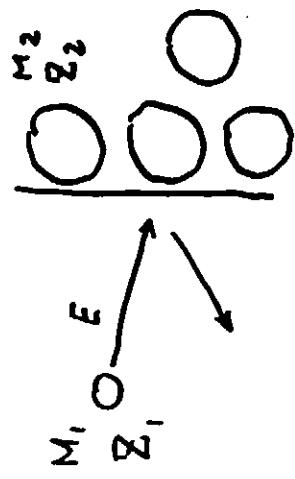
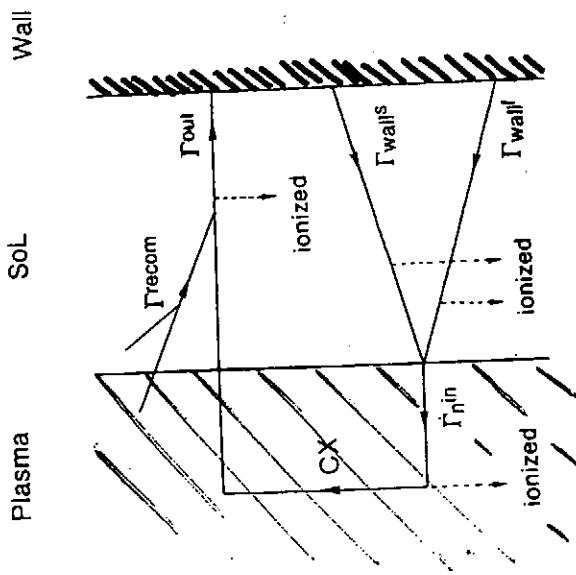
$$\epsilon = 32.5 \frac{m_2}{m_1 + m_2} \frac{E}{Z_1 Z_2 (Z_1^{2/3} + Z_2^{2/3})^{1/2}}$$

where m_1 , m_2 and Z_1 , Z_2 are the masses and atomic numbers of the incident ion (1) and target atom (2), and E is the energy of the incident ion in keV.

and oxides are notable exceptions to this general statement. When diffusion takes place, the behaviour of the hydrogen depends on the heat of solution of hydrogen in the material. In the exothermic case there is an effective potential barrier at the surface preventing hydrogen atoms being released. The hydrogen thus diffuses into the solid, eventually becoming distributed over the whole volume. In the endothermic case hydrogen atoms diffusing to the surface escape from it after recombination to molecules. Since the penetration range of the incident ions

$\{ \text{TeH}_2 \} \{ \text{TeH}_2 \}$

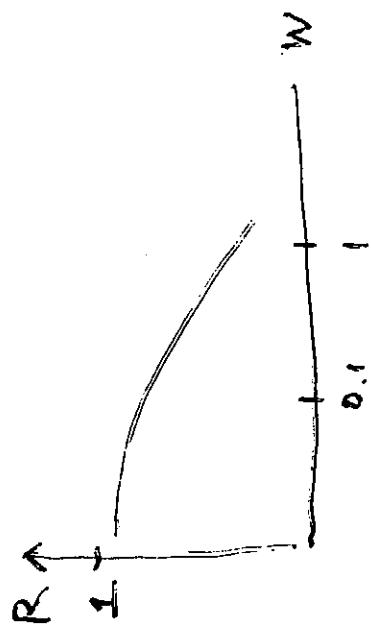
$\{ \text{TeH}_2 \} \{ \text{TeH}_2 \}$



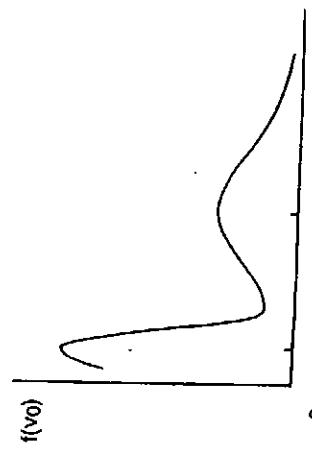
Reduced Energy γ

$$W = 32.5 \frac{M_2}{M_1 + M_2} \frac{1}{2, Z_1 Z_2 (Z_1^{1/2} + Z_2^{1/2})^{1/2}} E_{\text{kin}}$$

$$\rho(v_i) = \exp \left(- \int d\mu \frac{n(v_i, v)}{v_i} \right)$$

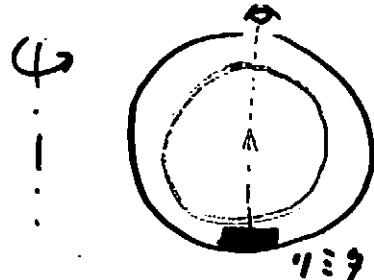


$$D \text{ onto } C \quad B \quad 36 \text{ eV} \quad F_e \quad 260 \text{ eV}$$



$$n_0 \geq \rho(v_f) R_f \frac{\langle \sigma_{\text{rec}} v \rangle n_e n_i}{\langle v_i v_f \rangle n_e + \langle v_{\text{out}} v_f \rangle n_i (1 - \rho_f)} \frac{\Delta_{\text{rec}}}{\Delta_n}$$

TEXTOR



In Fig. 4 measured and calculated D_α -profiles are shown for the case of a stainless steel limiter and of a graphite limiter. Of special interest are the contributions of the reflected particles, which according to Fig. 5 reach about 35 %. The reflection coefficient of graphite is significantly lower. It

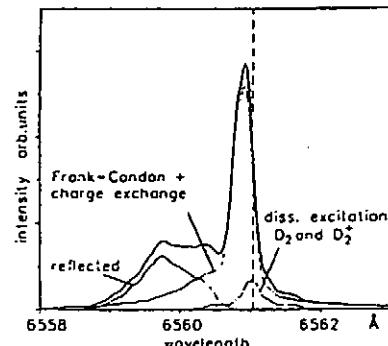
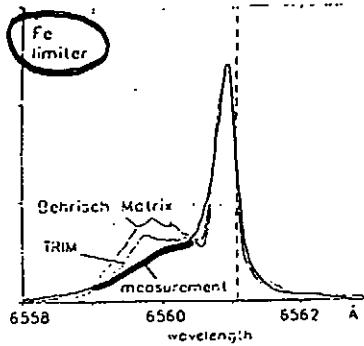
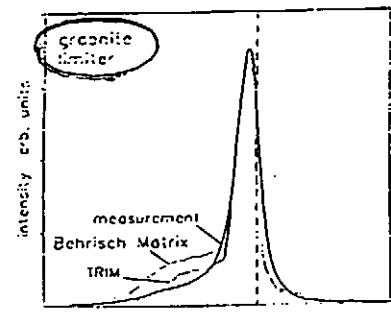


Fig. 4: Measured and calculated profiles of D_α .

Fig. 5: Contributions of different processes to D_α -profile.

Key

- (1) "Distant Interaction" through neutrals combined with nonlinear (bifurcation) physics in Plasmas

- (2) New Picture for "Pinch"?

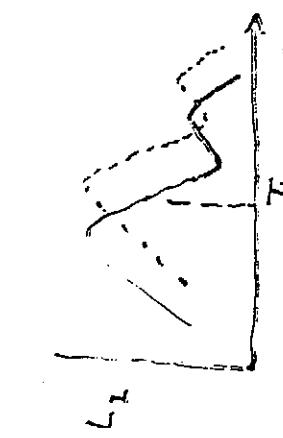
$$\frac{\text{Flux}}{\text{gradient}} \propto [r; Z(r')] ?$$

- (3) Motion of Impurities

密接 plasma
 C → Disruption
 C → not disruption

放熱率 $\propto n_e L_i(T)$

$$\chi = |Q_r / \nabla T|$$



失磁子 \rightarrow MARFE \rightarrow Exhaust of Particle

\rightarrow (core) Detachment

↳ Current Shrink

↳ MHD Instability

↳ Disruption

lower Ξ

$$T_b^{4.5} < L_i(T_b) \frac{C}{\chi_{ci}} q^2 \frac{R}{a} P_{in} \text{ for MARFE}$$

>
 ↑
 higher- Ξ

非平衡物理 \rightarrow 球形等离子体 \rightarrow 不稳定

$$\chi, \tilde{\phi}, \tilde{\rho}_{\text{core}} : \nabla T \sim \tilde{\rho}^{1/2}$$

$$\chi \sim (\nabla T)^{3/2}, \tilde{\phi} \sim (\nabla T)^{1/2}, \tilde{\rho} \sim (\nabla T)^{1/2}$$

$$\circ \tilde{\rho}_{\text{core}} \sim \tilde{\rho} - \tilde{\rho}_{\text{core}}$$

$$\text{Cf. } \tilde{\rho}_{\text{core}} \sim \tilde{\rho} + \tilde{\rho}_{\text{core}}$$

$$\chi \sim (T - T_c)^{-\gamma}, \tilde{\phi} \sim (T - T_c)^{-\beta}$$

$$\circ \tilde{\rho}_{\text{core}} \sim (T - T_c)^{\alpha}, \tilde{\rho}_{\text{core}} \sim \tilde{\rho} + \tilde{\rho}_{\text{core}}$$

$$\rightarrow \text{Stability} \sim \text{Disruption} \sim \text{PWR}$$

for detail:
 ment

中性粒子 \rightarrow $\tilde{\rho} \sim \tilde{\rho}_{\text{core}}$

Stability $\rightarrow \chi_{ci} \propto \tilde{\rho}^{1/2}$

材料からみてプラズマ研究者に

何を望むか？

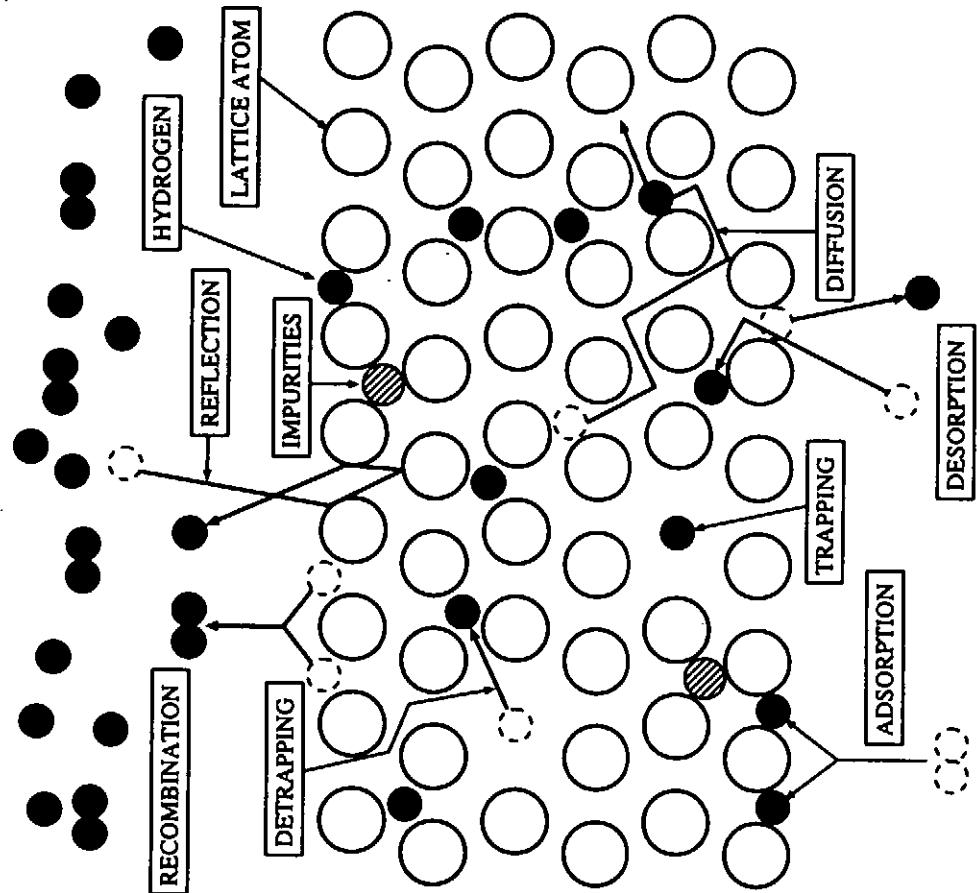
東京大学工学部附属
原子力工学研究施設

山口 憲司

「核融合燃料材料相関基礎」研究専門委員会
プラズマと壁との相互作用に関する研究会

1995年9月12～13日

核融合科学研究所



材料研究者が対象とした研究項目とその意義

2. 水素同位体輸送ダイナミクス

(a) 素過程の解明 (Fig. 2 参照) ならびに素過程間の関係の整理 (Fig. 3 参照)。

1. エロージョン(侵食)

- (a) エロージョン機構の解明 (Fig. 1 参照);
物理・化学スパッタリング、照射誘起昇華、等。
- (b) 各条件下での侵食率の測定。
- (c) 表面あるいはバルク改質による耐エロージョン性の向上。
- (d) 損耗の観点からの使用環境下での材料の寿命評価

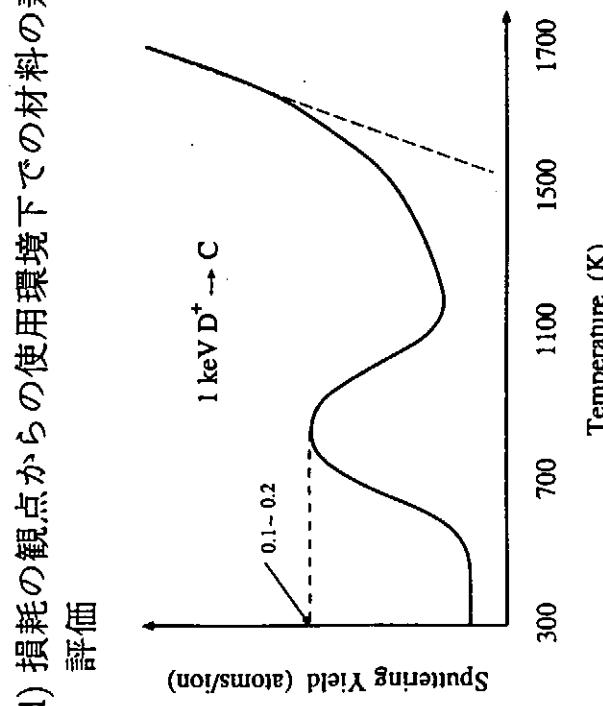


Fig.1: プラズマ対向(炭素系)材料のエロージョン機構。

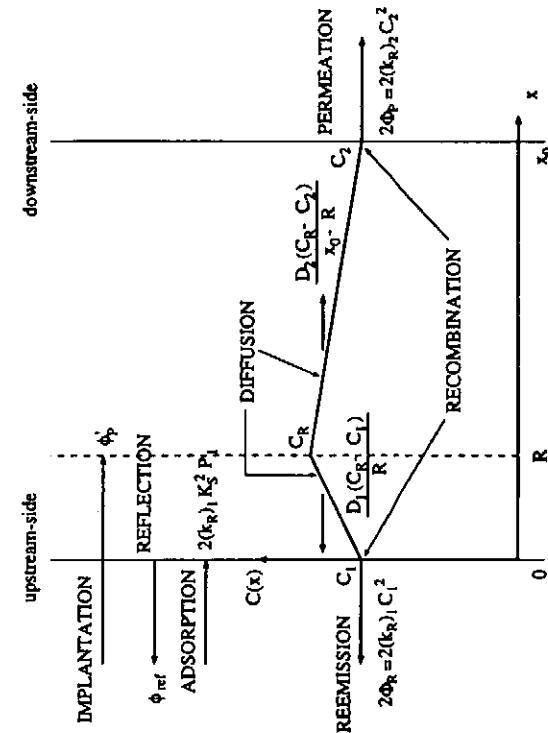


Fig.2: 金属における水素同位体輸送の素過程。

(b) イオン(プラズマ?)駆動ならびに分子駆動透過; 入射形態の違いによる透過機構への影響。

(c) 水素同位体リサイクリング、(トリチウム)透過、インペントリー評価のためのモデルの構築 (Fig. 4 参照)。

(d) 水素同位体輸送の制御; 透過障壁、超透過膜、ゲッター材、等

従来の研究の特徴と限界

取得されたデータは、well-characterized laboratory conditionsで得られたものである。

1. 低フラックスである。
2. 単色の入射ソースが専ら活用されてきた。
3. 体系が幾何学的に単純化され(すぎ)ている。



上記にて得られた知見は、近未来的なプラスマ一壁相互作用研究に貢献しない??

材料研究者の希望と材料の立場からみた問題点

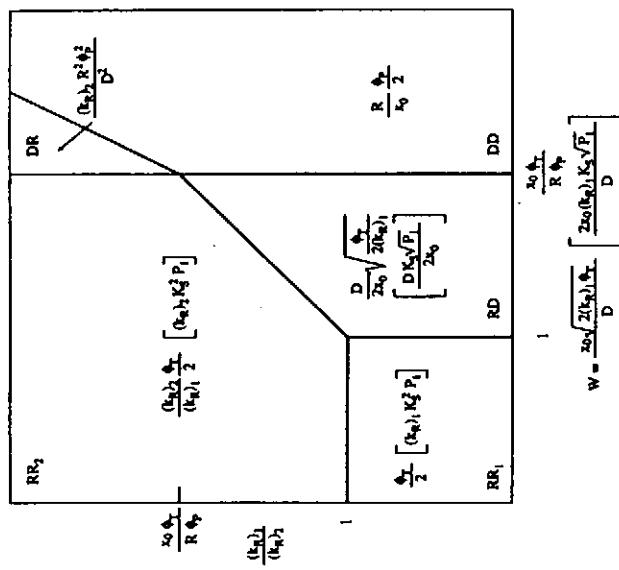


Fig.3: 金属からの水蒸透における透過時間の関係

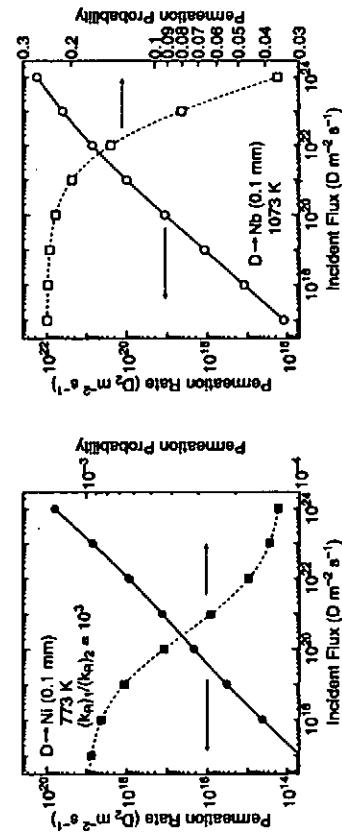


Fig.4: Ni(左)とNb(右)の透過速度の理論的評価の比較。

- 材料研究者は、
1. 大型装置で彼の有する知見を prove する機会を求めている。→ 彼の有するアイディア、あるいは、材料をテストさせて下さい!
 2. 大型装置に関する情報をもつと知りたいと思ってる。→ 各対向材への入射条件、境界条件などを教えて下さい!

(a) 入射粒子の形態; イオン、電子、中性粒子、など。

複合粒子照射下のプラズマ—壁相互作用(相乗効果)は、実験室系ではあまり進んでいない。

(b) 各々の粒子の入射フラックス及びエネルギー。
→ 高フラックス・低エネルギー領域のデータが、実験室系で特に欠如している。

(c) 入射方向; 例; 反射 (Fig. 5 参照)
特に低入射角度のデータが必要である。

まとめ; コメント

1. もはや、プラズマ研究者、材料研究者という区分は不要では?
→ いまや、材料のことに無関心でいられるプラズマ研究者はいないし、プラズマを知らずに核融合材料研究者と言えるだろうか? 両者の積極的な融合を進めるにはどうしたらよいか?

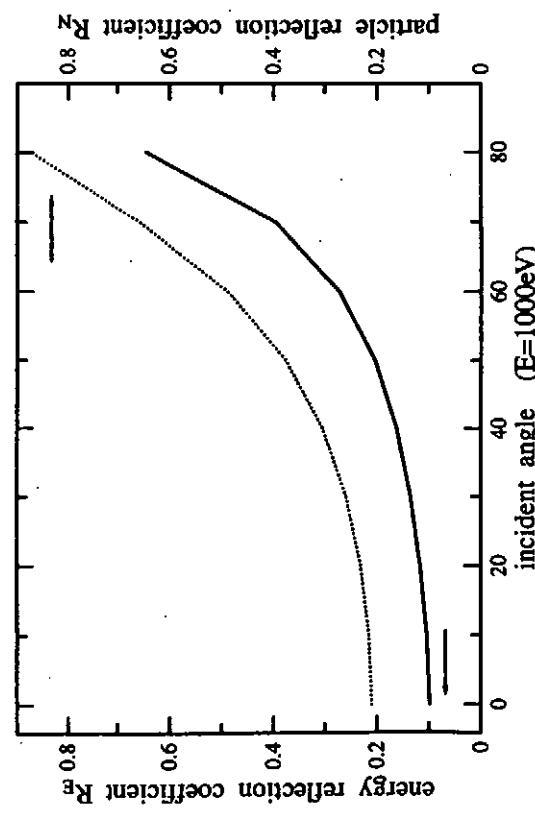


Fig.5: D-Nb 系の反射係数の角度依存性。

2. 境界プラズマに対する関心がもつと強調されてよい。
主プラズマ ⇌ 境界プラズマ ⇌ プラズマ対向材料

- (a) 境界プラズマの物理、境界プラズマ中原子・分子過程。
- (b) 境界プラズマからの材料への influx、ならびに、outflux の明確化 (definition)。



境界プラズマ研究者にあっては、プラズマ、材料双方に精通していかなければならぬ。

- (d) 境界条件; モデルの 2 次元、3 次元化。

コメント 民間から見た PWI 研究へのコメント

日立製作所 後藤純一

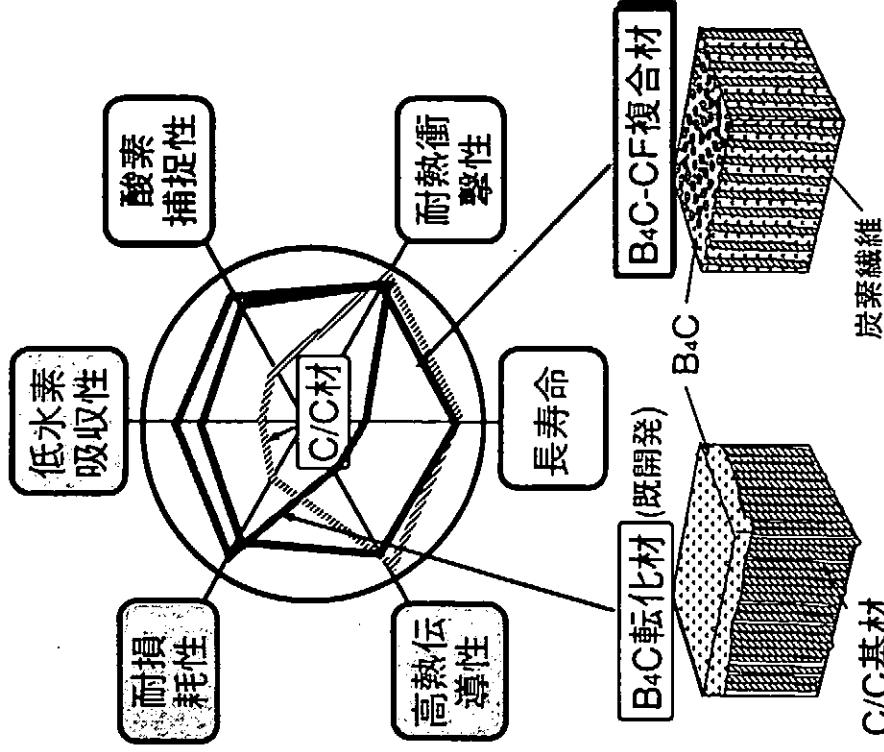
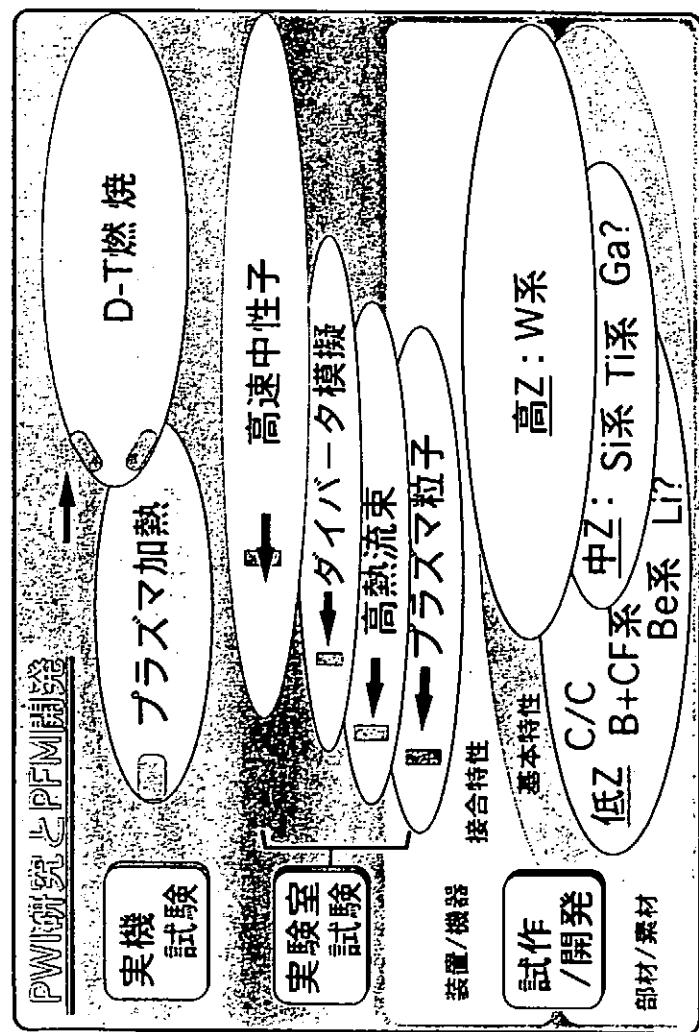


図2 プラズマ対向材への要求特性と
B4C-炭素繊維(CF)複合材

Y. GOTOH(HRL) 1995.9.12-13



原研における高Z材（特にCVD-W）の開発

日本原子力研究所那珂研究所

NBI加熱研究室 中村 和幸

1992年7月に開始された国際熱核融合実験炉(ITER)の工学設計活動(EDA)も3年を経過し、本年末には中間設計報告書が完成する予定である。我々は、ITERにおける最重要機器の一つであるダイバータカセットの開発担当者であり、設計並びに必要な工学R&D活動を進めている。ダイバータカセット構成機器うちで最も開発困難な部分は、プラズマからの高熱及び高粒子負荷に直接曝されるダイバータ板である。現在、その表面材料候補としてBe, W, CFCの三種類がリストアップされており、粒子負荷の大きい所にはWを、熱負荷の高い所にはCFCを、その他の所にはBeを使用する設計となっている。原研では、粒子負荷の大きい所に使用されるW材料として粉末冶金法で作製したW(PS-W)と併せて化学蒸着法で作製したW(CVD-W)の開発を進めている。CVD-Wを新たに開発する目的は、ディスラプション等で損耗されたダイバータ板表面の補修法として有望なこと、バインダーを要しないことから高純度のWが得られること、結晶粒が通常のPS-Wに比べて約二桁小さいことから亀裂の進展を抑制出来る可能性を有することなどである。現在までのところ、CVD-Wの熱機械特性の測定、引張試験機による密着性試験、高熱負荷電子ビーム装置によるディスラプション損耗試験を実施し、材料の特性評価を行った。熱機械特性に関しては、PS-Wとほぼ同等の値が得られている。密着性に関しては、タングステン銅の上に被覆した材料では比較的良好な結果が得られているものの、銅の上に被覆した材料では余り良い結果が得られていない。これは熱膨張係数の差が影響しているものと考えられる。ディスラプション損耗に関しては、単結晶W及びPS-Wの損耗量に比べてCVD-Wの損耗量が小さいことが実験的に確認した。この理由としては材料中の不純物量が少なく結晶粒も小さいことから、ディスラプション損耗の主機構である粒子飛散が抑制されたためと考えている。今後は、これらの結果を基に、大面積被覆法の確立、密着性の向上、コストの軽減に取り組む予定である。

原研における高Z材（特にCVD-W）の開発

日本原子力研究所那珂研究所NBI加熱研究室

中村和幸

開発の目標

実規模ダイバータカセットの製作（タスク）

(ITER工学R&Dの7大プロジェクトの一つ)

1. 実規模ダイバータカセットの概要

2. CVD-W層の製法及び特性

3. 接合強度試験及び熱衝撃試験

7大プロジェクト

ダイバータカセットー日本担当部分ー

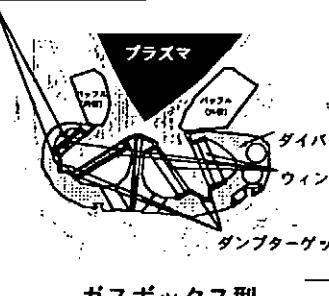
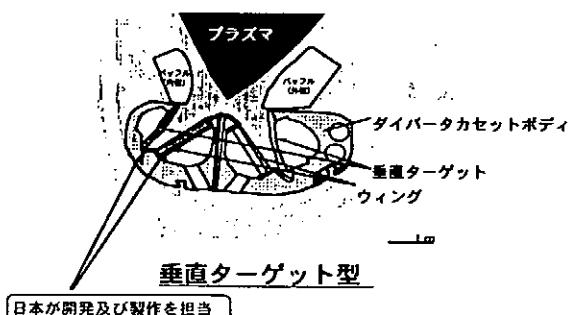
熱負荷条件（垂直ターゲット、ウイング等）

- | | |
|-------|-----------------------------|
| ・定常時 | 5 MW/m ² |
| ・非定常時 | 20 MW/m ² (~10秒) |

表面候補材料

- | | | |
|-----------|--------|-----------|
| ・垂直ターゲット | CFC/W | または Be |
| ・ウイング | W, CFC | または Be |
| ・ダンプターゲット | CFC | または Be, W |

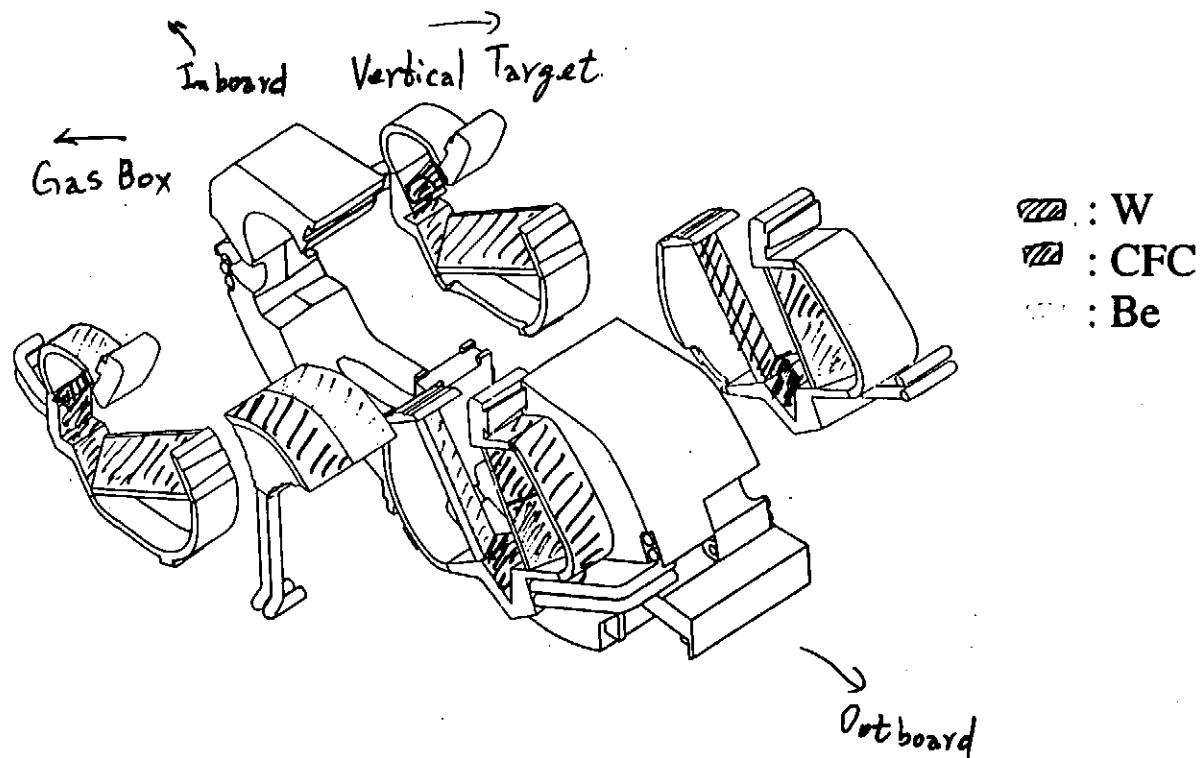
日本担当



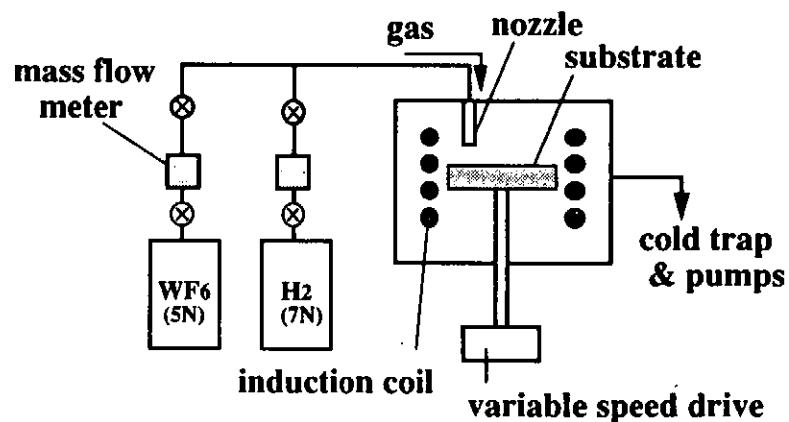
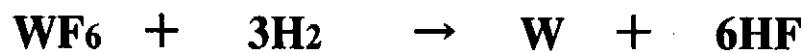
開発計画

1995年 1月 ～ 1997年12月	実規模試験体の製作及び 高熱負荷試験
1998年1月 ～ 1998年6月	米国においてダイバータ カセットボディと組合せ試験

実規模ダイバータカセットの概略図



2.CVD-W層の製法及び特性

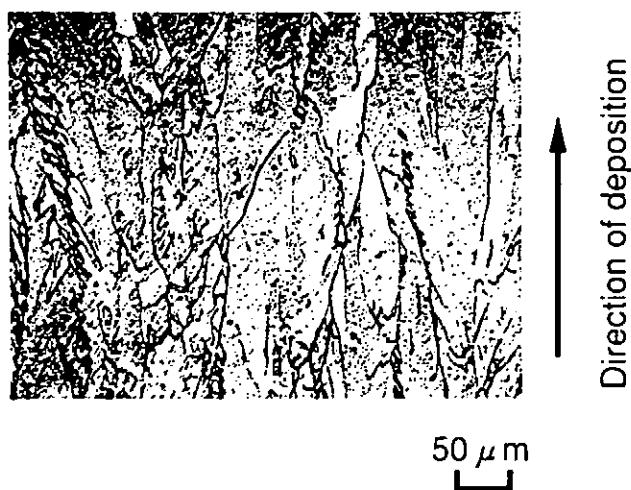


Schematic illustration of CVD apparatus

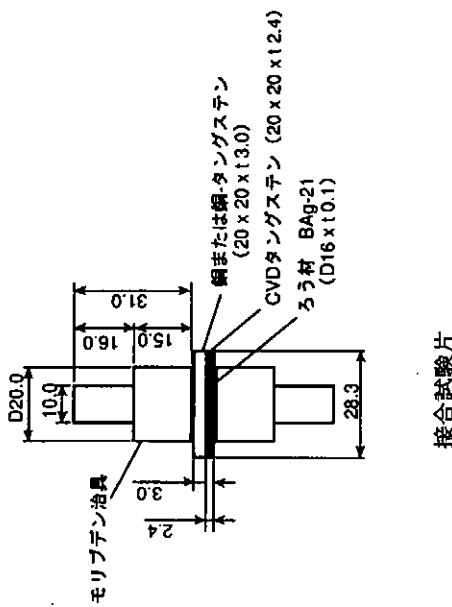
CVD-W特性一覧

	温度(°C)	CVD-W	P/M-W	測定方法
熱膨張係数 ($10^{-6} / ^\circ\text{C}$)	100	5.0	3.9	差動検出方式
	200	4.9	4.4	
	300	5.0	4.6	
	400	4.7	4.7	
	500	4.7	4.8	
	600	4.7	4.9	
熱伝導率 (W / m K)	R.T.	192	—	レーザー フラッシュ法
	200	159	—	
	300	154	178*	
	400	141	—	
	600	133	139*	
曲げ強度 (GPa)	20	0.52	3.26	3点曲げ試験
	500	0.67	2.21	
	1000	1.00	1.31	
密度 (g / cm ³)	—	19.30	19.20	水中法

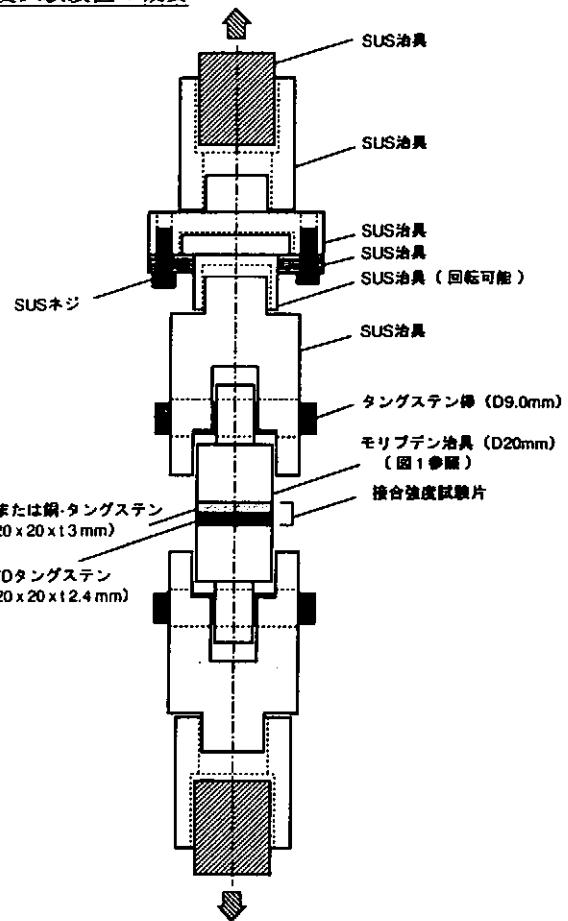
* : 热物性ハンドブック 日本热物性学会編 (株)菱賢堂



Metallograph of microstructure
of CVD Tungsten

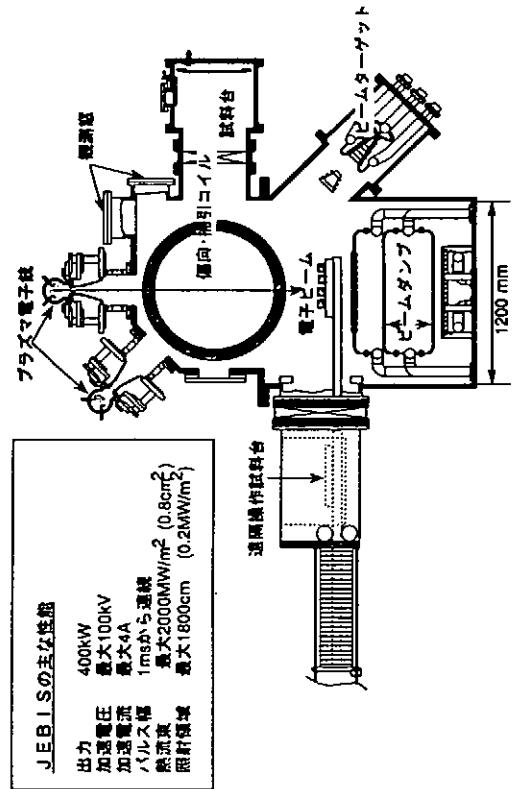
接合強度試験装置の概要

接合試験片

**接合強度評価試験結果**

基板	試験温度 (°C)		
	室温	200°C	400°C
銅	>1.0 kgf / mm ² (Cu / Moろう付け部)	>1.6 kgf / mm ² (Cu / Moろう付け部)	>0.15 kgf / mm ² (Cu / Moろう付け部)
	>2.2 kgf / mm (Cu / Moろう付け部)	1.9 kgf / mm ² (CVD-W / Cu界面)	>0.16 kgf / mm ² (Cu / Moろう付け部)
銅-タングステン	3.0 kgf / mm ² (CVD-W / Cu-W界面)	>0.74 kgf / mm ² (Cu-W / Moろう付け部)	>0.16 kgf / mm ² (Cu-W / Moろう付け部)
	0.68 kgf / mm ² (CVD-W / Cu-W界面)	>0.60 kgf / mm ² (Cu-W / Moろう付け部)	>0.10 kgf / mm ² (Cu-W / Moろう付け部)

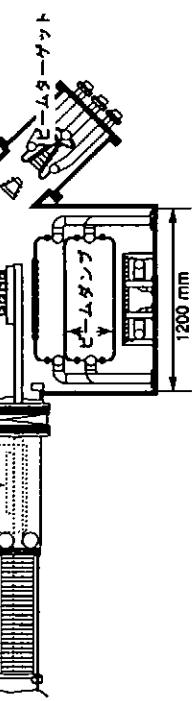
高熱負荷試験装置(JEBIS)



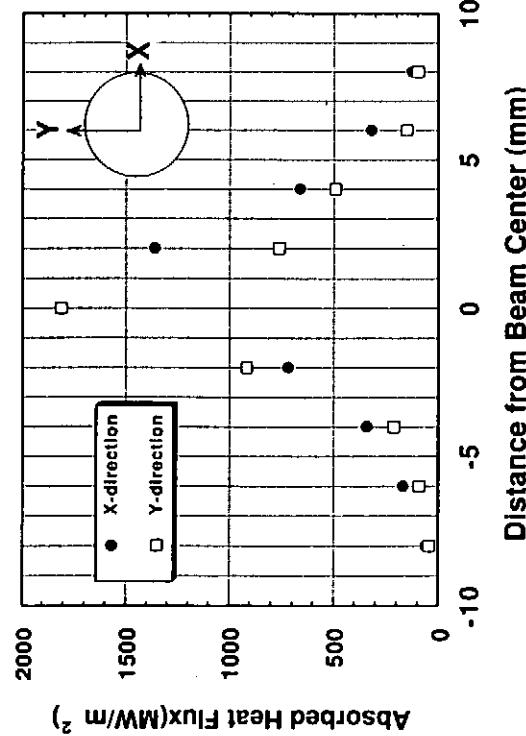
熱衝撃試験条件

熱流束 1000 ~ 2000 MW/m²

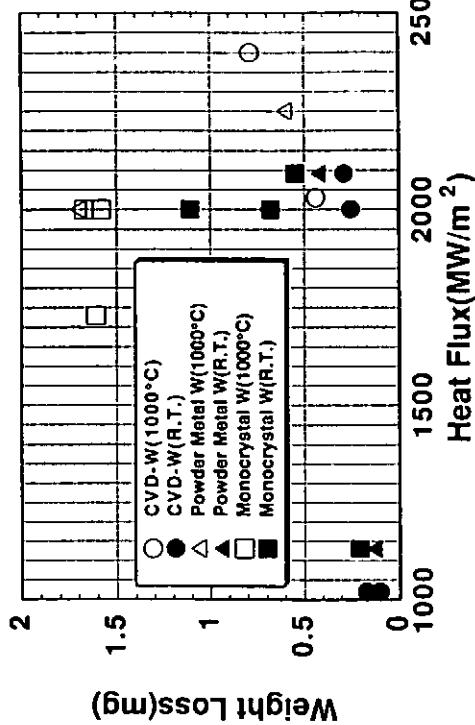
照射時間 2 ms
試料温度 室温~1000°C (電子ビームによる予備加熱)



電子ビームの熱流束分布



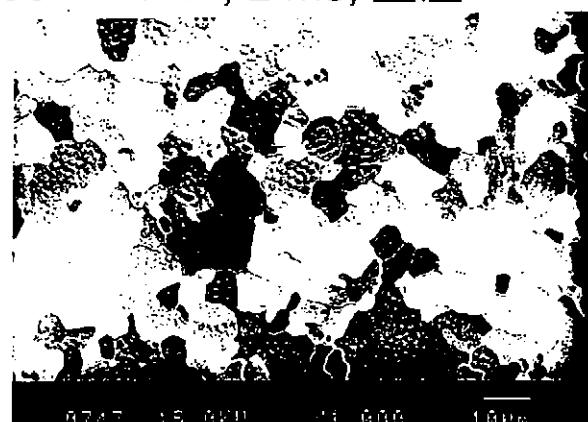
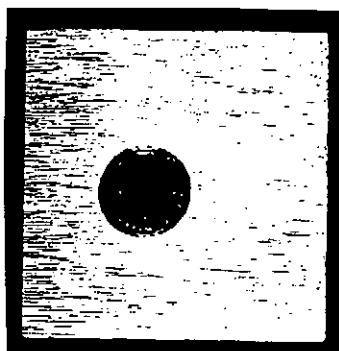
ディスクラップション熱負荷による各種Wの重量減少の熱流束依存性



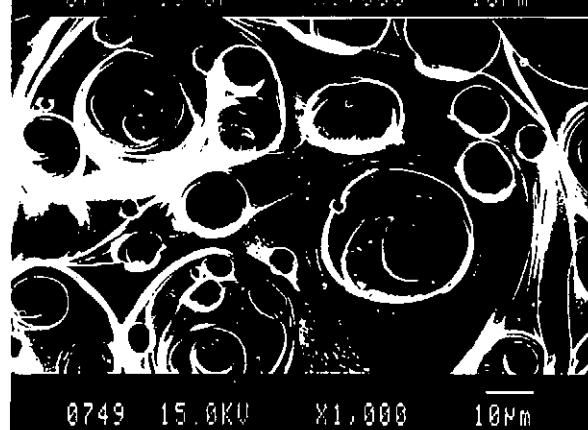
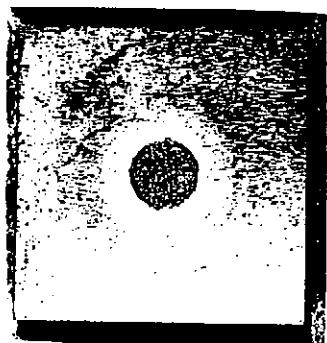
CVD-Wの熱衝撃損耗

照射条件： $\sim 2000 \text{ MW/m}^2$, 2 ms, 室温

CVD-W



単結晶W



まとめ

1. ITER用ダイバータではウイング、垂直ターゲット等に高融点金属であるWの適用を検討中。
2. 原研では、CVD-Wを中心を開発を実施中。
3. 現在までに、小サンプルを用いた各種特性の評価、接合試験、熱衝撃試験を実施。
4. 今後は、大面積被覆技術の開発、熱サイクル試験による密着性評価、中性子照射試験を予定。

トリチウムトラッキング

- 1) トリチウムトラッキングとは
- 2) なぜ必要か
- 3) 何が問題なのか
- 4) 課題

トリチウムトラッキングとは

核融合炉システムにおけるトリチウム計量管理 (Accountability)

トリチウムトラッキングはなぜ必要か

- ・トリチウムはロンドンガイドラインによる規制物質

防護

×

保障措置

×

- ・トリチウムは核物質か

日本 × (障防法のみ、但し大量トリチウム取扱施設
についてには指針に準ずるものあり)

米国 ○ (準核物質扱い、国際輸送に關して

3グラム以上防護対象)

フランス ◎ (核物質扱い、5グラム以上防護対象)
カナダ × (計量管理対象)
A.E.A ×

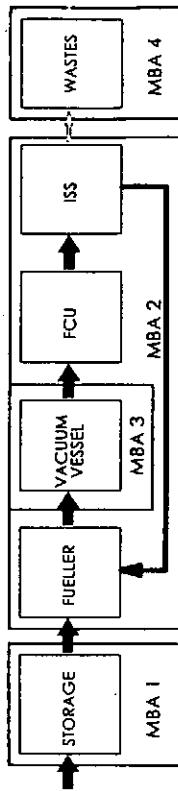
奥野 健一
トリチウム工学研究室
那珂研究所
日本原子力研究所

- ・しかしながら、社会的受容性を確保する上で何等かの防護
及び計量管理プログラムは必要とされるであろう

何が問題点なのか

- ・システム全体に広範囲に分布かつ濃度範囲大
MBA(Material Balance Area)
濃度範囲： $2.6 \times 10^6 \sim 2 \times 10^{-7} \mu\text{Ci/cm}^3$
(純ガス) (空気中許容濃度)
- ・多様な存在状態（気体、液体、固体）
多様な分析測定手法が必要
物理量、放射線
- ・トリチウムの特異性
 β 線エネルギーが弱い（<18 keV）
固体中トリチウムの測定が困難 → MUF 大
プラズマ対向材料、ブランケット、固体廃棄物
防護が困難

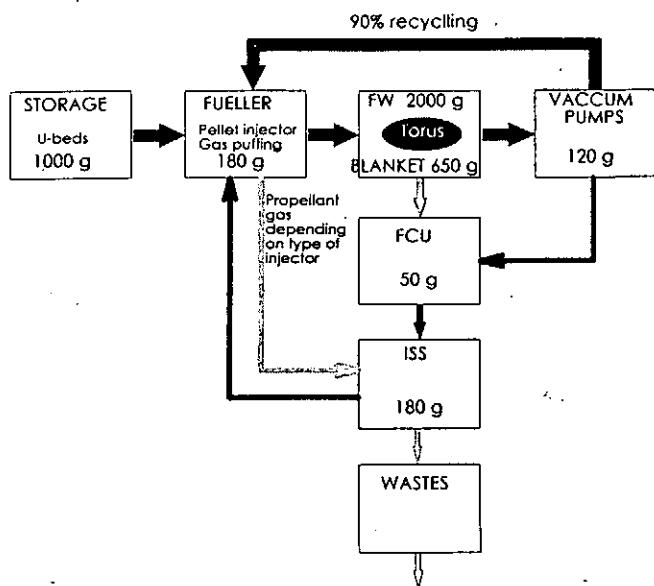
losses to the environment



ITERにおけるMBA概念図 (TP-L案)

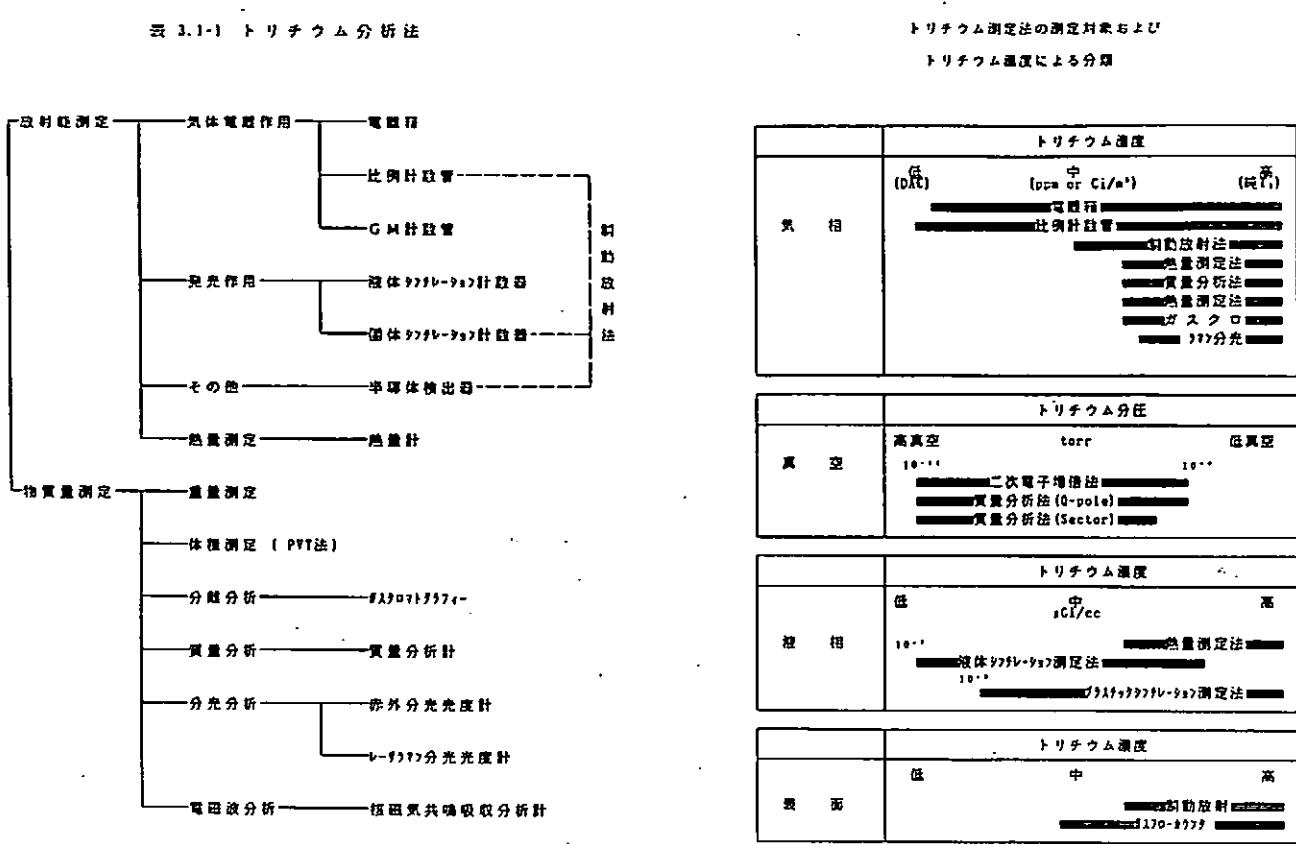
多様な存在状態

- 1) 気体
・燃料循環系
・ブランケット・トリチウム回収系
・雰囲気中（空気、不活性ガス）
- 2) 液体
・冷却材
・液体廃棄物
- 3) 固体
・プラズマ対向材料
・貯蔵金属 (TrCo_2 等)
・固体廃棄物



ITERトリチウムフロー図

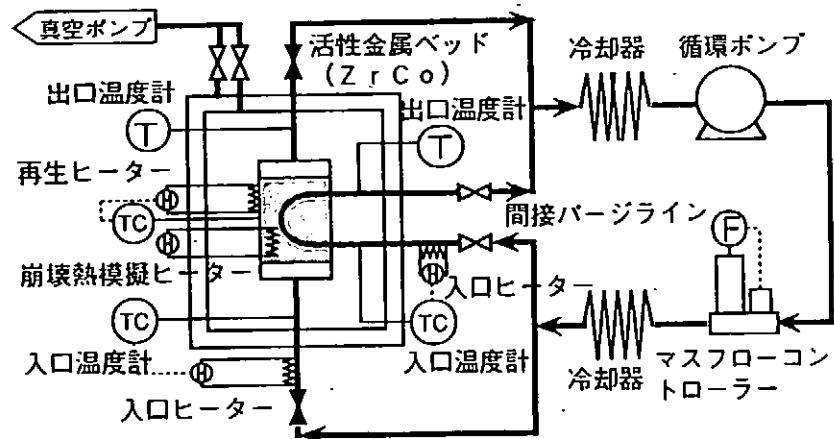
トリチウム測定法の適応性



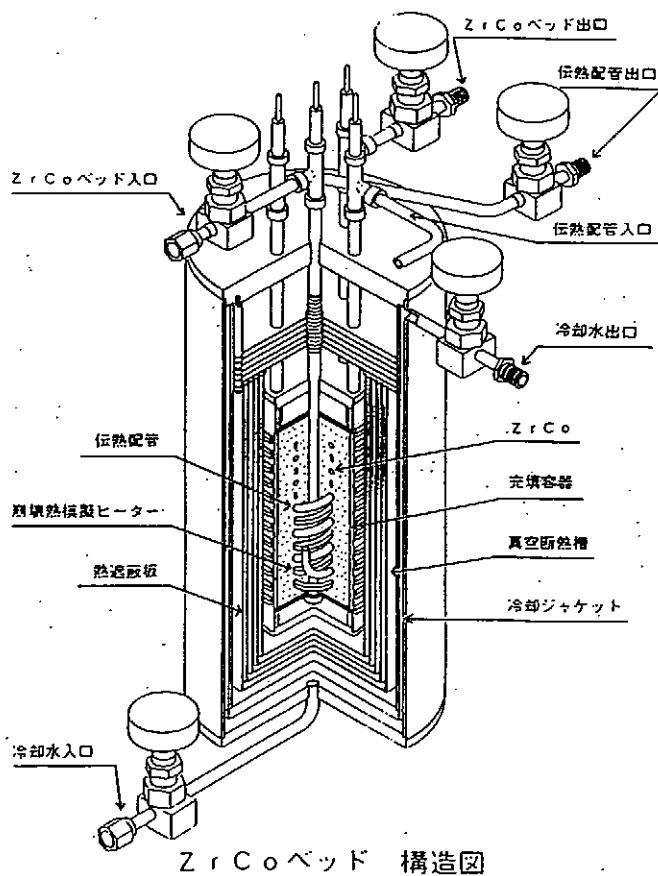
測定方法	適応測定
重量法	大量トリチウム計量管理 (液相および固相)
体積法	大量トリチウム計量管理 (気相)
熱量測定法	大量トリチウム計量管理 高濃度燃素物中トリチウム濃度測定 固相中トリチウム濃度測定
二次電子増倍法	真空系内トリチウム濃度測定
電離箱	気体モニタリング プロセスガス分析 ラジオガスクロ検出部
比例計数管法	気体モニタリング 表面汚染計 制動放射X線測定
シンシンレーション計測法 液体シンシンデータ	液体中トリチウム測定 液体中トリチウムモニタリング (分離捕集法) 極低濃度モニタリング (分離捕集法) 測定装置校正 連続液体中トリチウム濃度測定 水モニタ
固体シンシンデータ (プラスチック) 無機シンシンデータ	制動放射X線測定
半導体検出器	制動放射X線測定
質量分析法	固体 (表面) トリチウム濃度測定 高濃度液体中トリチウム濃度測定 ガスクロマトグラフ法
赤外分光分析法	水素同位体不純物分析 水素同位体組成分析
ラマン散乱分光分析法	水素同位体不純物分析 水素同位体組成分析
NMR法	

分析法比較表

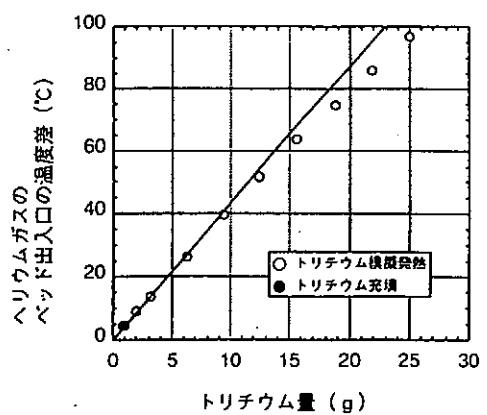
	絶対測定	連続測定	測定時間	試料相 (気液固)	試料所要量	非接触分析	放射物発生	定量範囲	測定精度	実用検出限界	備考
重量法	○組成判明が前提		測定準備時間にかかる	液体 固体	大量			10 ⁻³ Ci以上	1%	10 ⁻⁶ Ci	組成分析が別途必要となるが、大量のトリチウム計量管理に実用化されている。
体積法	○純度・組成判明が前提		測定準備時間にかかる	液体 気体	大量			10 ⁻¹ Ci以上	1%	10 ⁻³ Ci	組成分析を別途質量分析法等により実施するににより、大量のトリチウム計量管理に実用化されている。
熱量測定法	○		約3hr 热的平衡到達所要時間	液体 液体	大量	○		10 Ci以上	1%	10 ⁻¹ Ci	発熱源の弁別はできないが、大量のトリチウム計量管理に実用化されている。
電離箱法		○	約1min 電離箱内注入滞留時間	液体 気体	中量			10 ⁻⁴ ~10 ⁵ $\mu\text{Ci}/\text{cc}$	10%	10 ⁻⁶ $\mu\text{Ci}/\text{cc}$	核種の分離ができないが、低圧気体の測定ができる。気体中低濃度トリチウムモニタリング用に実用化されている。
比例計数管法(通気式)		○	約10sec 計数管内注入滞留時間	液体 気体	中量			10 ⁻⁶ ~10 ⁵ $\mu\text{Ci}/\text{cc}$	10%	10 ⁻⁷ $\mu\text{Ci}/\text{cc}$	電離箱法と比較し、高感度、核種分離可能な計数器を有するが、計数が制限を受けける。
固体シンチャーテーション(流通式)		○	約1min ぬれ滞留時間	液体 気体	中量		× 計数ガス流通のため	10 ³ $\mu\text{Ci}/\text{cc}$	10%	10 ⁻⁸ $\mu\text{Ci}/\text{cc}$	トリチウム汚染、低検出感度等の問題点があるが、エネルギー弁別可能、低圧ガスが期待される。等の長所のため実用化される。
検出器法	液体シンチャーテーター		試料調整時間が支配的	液体	少量 20 ml 市販バイアル		× 有機液体シンチャーテーター	10 ⁻¹ $\mu\text{Ci}/\text{cc}$ 以上	10%	10 ⁻⁶ $\mu\text{Ci}/\text{cc}$	核種分離が可能。核種分離法など併用して気体中低濃度トリチウム測定に使用される。
	制動放射線測定法	○		固体 気体		○		10 ⁻¹ Ci	10%	10 ⁻⁵ Ci	固体薄層表面等のトリチウム量測定に適する。無機シンチャーテーター、端窓型比列計数管が適用できる。
	ガスクロマトグラフィ		約30 min 水素同位体弁別時間	液体 気体	少量 1~10 ml		×	100ppm以上 キャリガルが必要	10%	10 ¹⁰ ppm ドラゴンクロロ 1ppm	電離箱等の放射線測定装置を検出部に使用することにより高感度化が図られるが、测定時間が長い、漏ガスが発生する等の短所を有する。
	質量分析法	△四重極型也リムブーム相当	数sec ~ 10min	液体 气体	微量 約0.1ml			100ppm以上	10%	10ppm	分析部は真正空のため真空場型質量分析計はトリチウム化合物の直接分析への適性は高い。高性能のガスクロマトグラフによる直接質量分析が可能である。
	赤外線分光法	△波数固定時 使用波数固定時	約10 min	液体 固体	少量 約10mg	○				10%	対称性2原子分子の測定は不可能であるが、液体及び固体水素同位体については、通用性が検討されている。
	ラマン散乱分光法	△波数固定時 使用波数固定時	約10 min	液体 固体	微量 約0.1mg	○		100ppm以上	10-20%	10ppm	トリチウム分析を対象とした実用化研究が実施されている。
	核磁共振吸収分析法		約10 min	液体 固体	微量 約0.1ml	○		1%以上	10%	0.1%	有機化合物の構造決定に利用されている。



通気式熱量法トリチウム計量試験装置



ZrCoベッド 構造図



トリチウム量とヘリウムガスのベッド出入口の温度差の関係

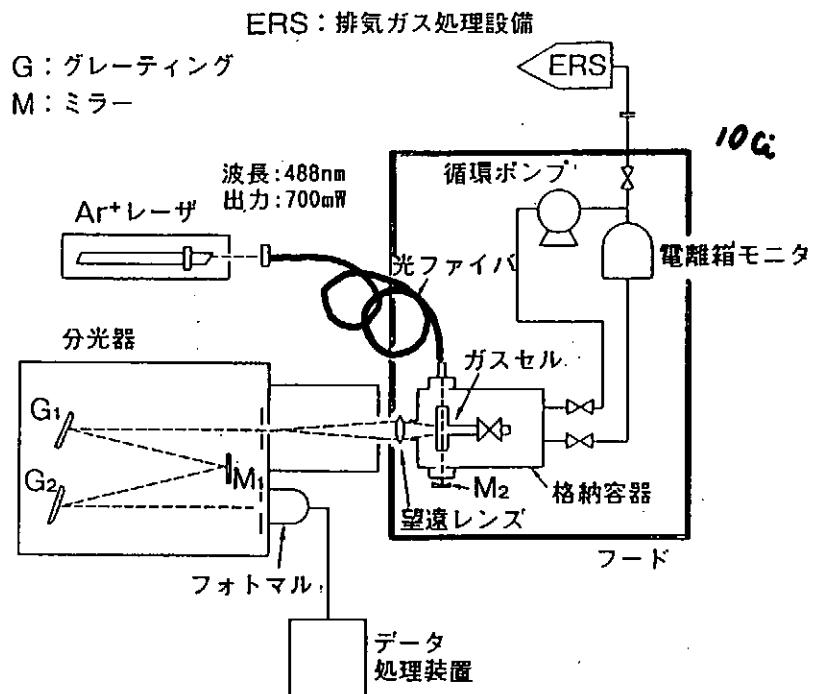
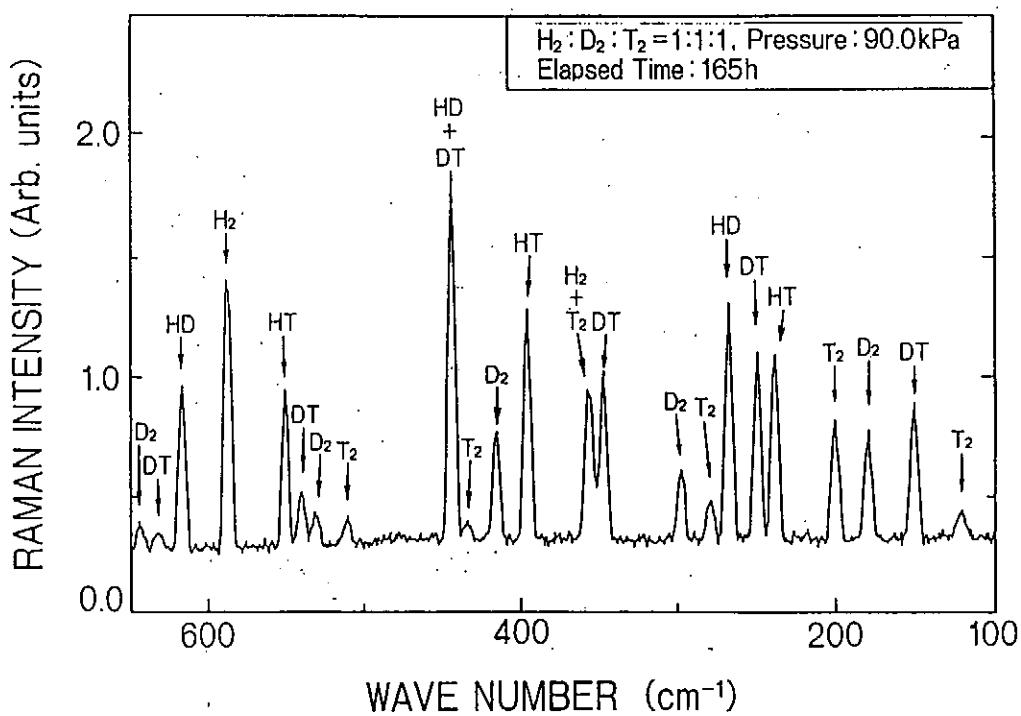


図2 トリチウムガス測定用ラマン散乱分光装置



**Stokes rotational Raman spectrum of
H₂, D₂ and T₂ (1:1:1) mixed gas.**

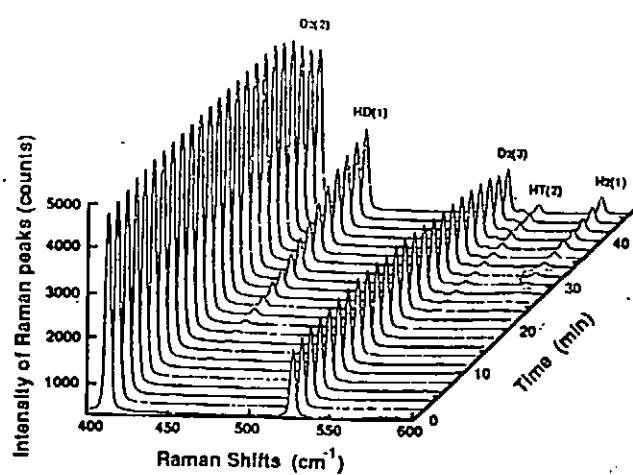
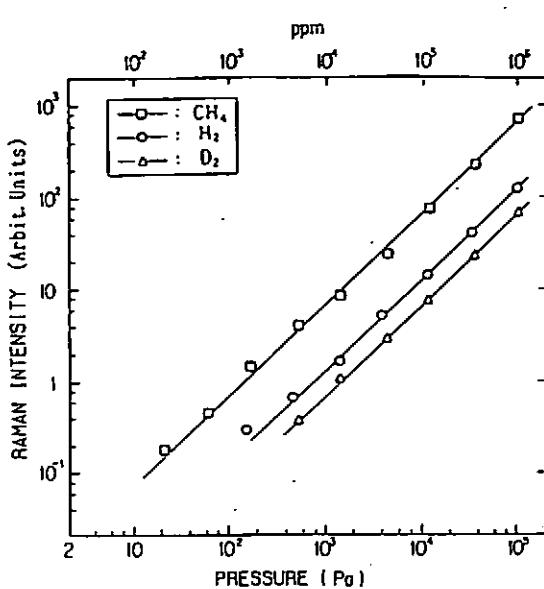


Fig. 6 Example of dynamic measurement of Raman spectrum at the top of column I, when 100 Nml/min of H_2 was injected to the 'Main feed' of column I.

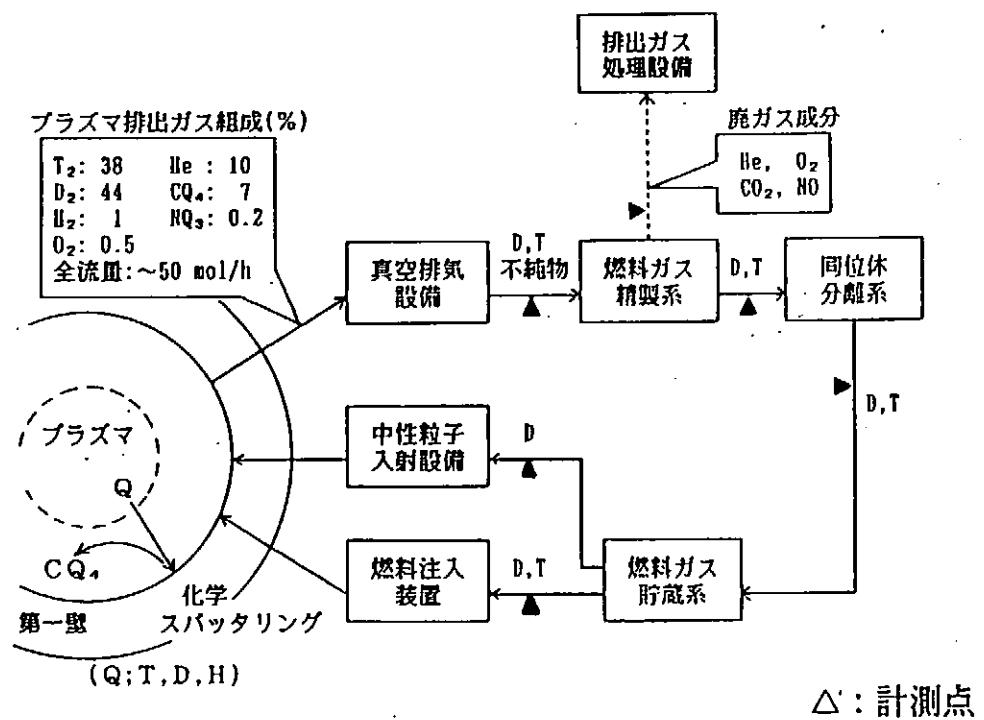


図1 核融合実験炉における燃料ガスサイクルと計測系

プラスチックシンシンレーションファイバーによるトリチウム水濃度"その場"測定技術開発

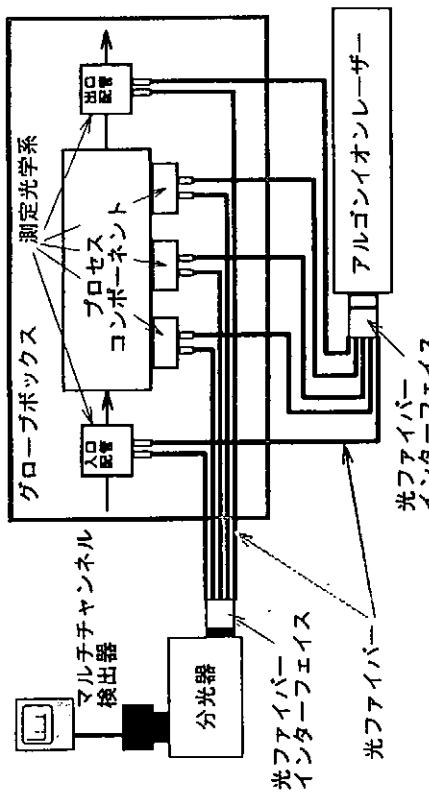
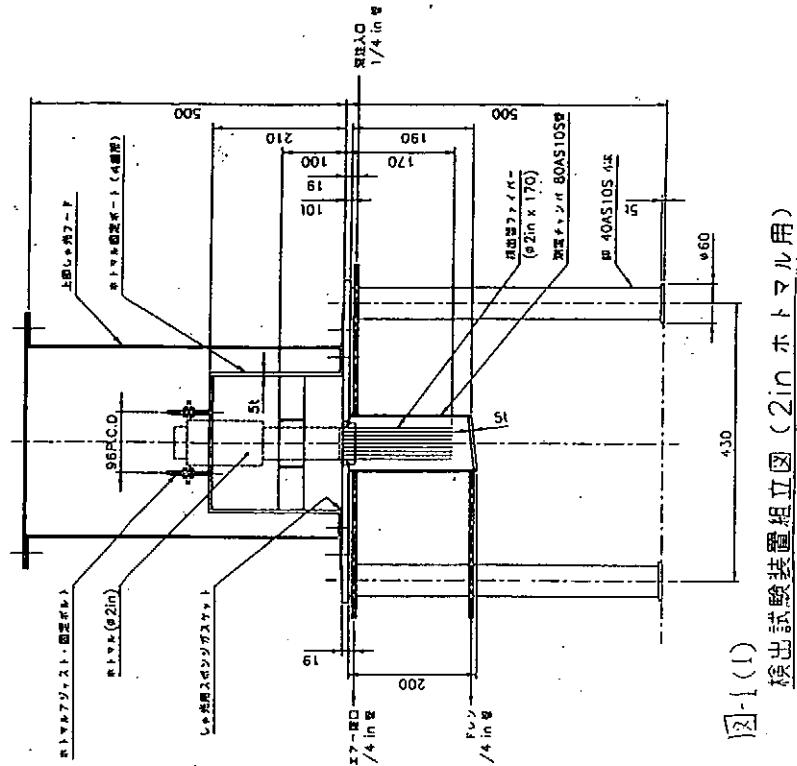


図4 概念図システム分析多点遠隔ガスセロプロセス燃料炉融合



検出試験装置組立図(2in示トマル用)

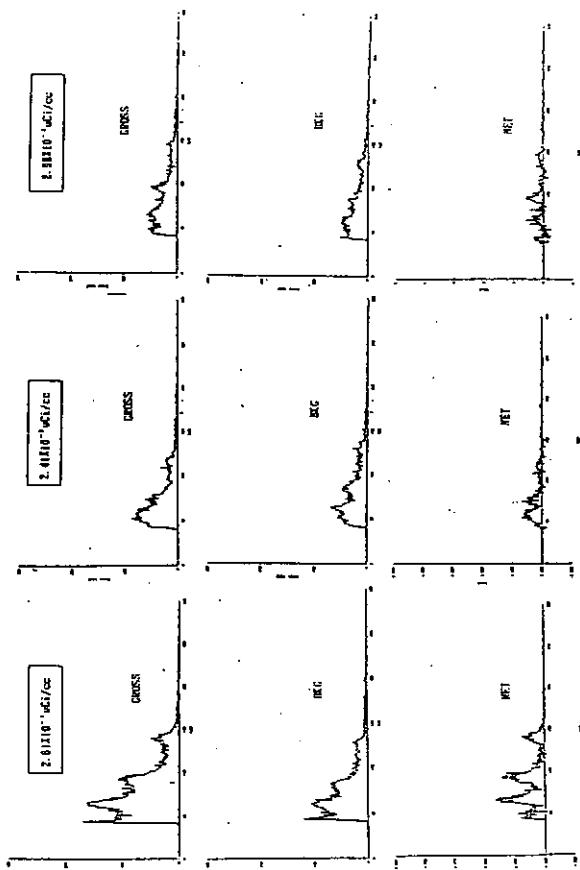


図-1 各トリチウム濃度条件でのスペクトル

ITERコンポーネントにおけるトリチウム計量の不確かさ

コンポーネント	測定法 或は 評価法	不確かさ
貯蔵	PVT-c 熱収量計	小 小
燃料注入	PVT-c、LRS	小
真空容器	—	—
・プラズマ対向材料	中性子スペクトル シンチレーション	中
・燃焼率	—	小
・冷却材	—	—
・ブランケット	—	—
燃料精製	電離箱、LRS、 MS	小
同位体分離	PVT-c、LRS、 MS	小..
廃棄物	電離箱、MS シンチレーション プレムス	小 小 小

PVT-c : 圧力、体積、温度、組成
LRS : Laser Raman Spectroscopy

課題

- ・トリチウム／プラズマ対向材料相互作用
リサイクル
リテンション → モデル化による評価
透過
- ・リテンション及び透過量”その場”測定技術の開発

粒子リサイクリング

東工大 原子炉工学研究所 飯尾 俊二

I. はじめに

トカマク装置において、第一壁での粒子リサイクリングを減らすことは、Hモード、高 β_p モード、スーパー・ショット等の閉じ込め改善を実現するための必要条件である。良いエネルギー閉じ込めを得るために、Heグロー放電やHeトカマク放電によるガス出し、ボロン化処理(boronization)やLiベレット入射等を用いた表面処理を実施して、粒子リサイクリングを減らす努力がなされてきた。こうした壁調整の効果は、長時間放電や定常運転では期待できないが、クライオポンプを作動させたダイバータ排気やポンプ・リミタにより、第一壁のガス出しが可能である。

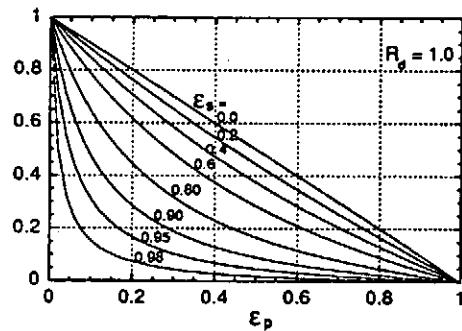
II. 粒子リサイクリングのモニター法

第一壁での粒子吸着状態を定量化するものとして、外部からの粒子供給を止めた後のプラズマ密度の減少時定数 τ_{p^*} がある。これは実効的粒子閉じ込め時間と呼ばれ、グローバルな粒子閉じ込め時間を τ_p 、最外殻磁気面での粒子リサイクリング係数をRとして、 $\tau_{p^*} = \tau_p / (1 - R)$ と表すことができる[1]。実効的粒子閉じ込め時間は、粒子閉じ込め時間も含むが、1に近いRの値の変化を敏感に反映する物理量である。リミタ配位では、リミタ表面へ流出した粒子のうちプラズマに戻る率をRとみなしてよい。しかしダイバータ配位では、ダイバータ板表面でのそれである R_d とは一致しない。実際はプラズマと中性粒子ガスとの平衡バランスも考えなければならないが、スクレーブ・オフ層(SOL)での粒子遮蔽率 ϵ_s とダイバータ部での排気率 ϵ_p を考慮したゼロ次元

モデル[2]によると、実効的リサイクリング係数

$$R_{eff} = R_d (1 - \epsilon_s) (1 - \epsilon_p) / [1 - R_d \epsilon_s (1 - \epsilon_p)]$$

として評価できる。分母の逆数 $1 / [1 - R_d \epsilon_s (1 - \epsilon_p)]$ は粒子増倍率に対応する。 ϵ_s をパラメータとして、 $R_d=1$ としたときの R_{eff} の値を ϵ_p の関数としてプロットしたのが右図である。ダイバータ板の粒子吸着が飽和($R_d = 1$)していても、SOLでの粒子遮蔽率が高まれば、粒子増倍率が増加し、ダイバータ排気で効率よく実効的粒子リサイクリング係数を下げることができる。



粒子リサイクリングをモニターする方法として、しばしばリサイクリング粒子が発する $H\alpha/D\alpha$ 線の光を利用する。これは、可視光で計測が容易であること、 $H\alpha/D\alpha$ 光子数からイオン化個数への換算係数が、10eV以上では電子温度にほとんど依存しない[3]上に、電子密度依存性が弱いので、境界プラズマ領域ではファクター2程度の精度で定数に近似できる[4]ためである。トカマク運転において、 $D\alpha$ 線発光強度の線積分やその和を用いて粒子リサイクリングを監視する場合が多いが、一般化した議論を行うためには、上に述べたモデルでの R_d , ϵ_s , ϵ_p のような無次元量に還元した解析が必要である。

III. 自己点火条件・トリチウム燃焼率を規定する τ_{He^*}

核燃焼プラズマの定常維持には、ヘリウム排気が不可欠であり、ヘリウムの実効的粒子閉じ込め時間が重要な量となる。自己点火領域を広げトリチウム燃焼率を上げるために、 τ_{He^*} / τ_E [2,5]と τ_{He^*} / τ_T [6]の値を下げなければならない。 $\tau_{He^*} / \tau_E < 7 \sim 15$ を満足しなければ自己点火を維持できない。 τ_{He^*} / τ_T の評価には、粒子輸送・遮蔽・リサイクリング・排気の粒子種依存性を明らかにする必要がある。

参考文献

- [1] S. Tsuji, Fusion Eng. Design 15 (1992) 311.
- [2] D. Reiter et al., Nucl. Fusion 30 (1990) 2141.
- [3] L.C. Johnson, E. Hinnov, J. Quant. Spectrosc. Radiation Transfer 13 (1973) 333.
- [4] 清水勝宏・安積正史, JAERI-M 87-028 (1987).
- [5] R. J. Taylor et al., Comm. Plasma Phys. Controll. Fusion 13 (1990) 227.
- [6] 福山淳 et al., 日本原子力研究所委託研究報告書「核融合実証炉のための炉工学技術の高度化(II)」研究課題C (1995) (社)日本原子力学会.

粒子リサイクリング

プラズマと壁との相互作用に関する研究会
核融合科学研究所

平成7年9月12,13日

東京工業大学 原子炉工学研究所
飯尾 俊二

内容

I. 実効的粒子閉じ込め時間と粒子リサイクリング係数

II. 粒子リサイクリングの低減とそのモニター法

III. 粒子排気による第一壁のガス出し

VI. 自己点火条件・T燃焼率を規定する T_{He^*}

粒子バランス

$$\begin{aligned} dN_p/dt &= S_{NB} + S_{gas} + S_{cycl} - N_p/\tau_p \\ &= S_{NB} + S_{gas} + R N_p/\tau_p - N_p/\tau_p \\ &= S_{NB} + S_{gas} - N_p/\tau_p^* \\ \tau_p^* &= \tau_p / (1 - R) \end{aligned}$$

N_p : プラズマ中の粒子数

R : 粒子リサイクリング率

τ_p : 粒子閉じ込め時間

τ_p^* : 実効的粒子閉じ込め時間

リミタ配位 $R \sim R_{limiter}$

$$\text{ダイバータ配位 } R = R_{eff} = R_d (1 - \epsilon_s)(1 - \epsilon_p) / [1 - R_d \epsilon_s (1 - \epsilon_p)]$$

$$G = 1 / [1 - R_d \epsilon_s (1 - \epsilon_p)]$$

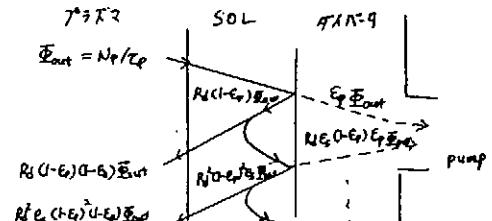
D. Reiter et al., Nucl. Fusion 30 (1990) 2141のモデル

R_d : ダイバータ板の粒子リサイクリング率

ϵ_s : SOLでの粒子遮蔽率

ϵ_p : ダイバータ排気率

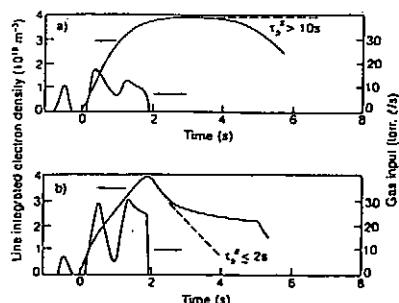
G : 粒子増倍率



粒子リサイクリングのモニター 実効的粒子閉じ込め時間

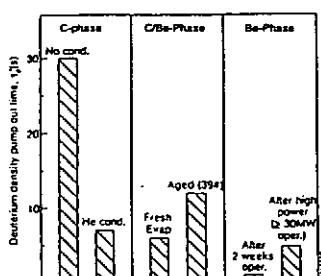
TFTR He放電による壁調整

H.F. Dylla et al., J. Nucl. Mater. 145-147 (1987) 48.



JET 第一壁材の変更

The JET Team, J. Nucl. Mater. 176-177 (1991) 3.

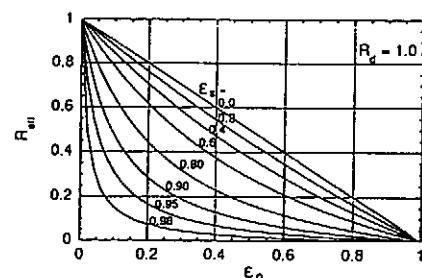


R_{eff} を下げる低温ダイバータを実現するには
高い粒子増倍とダイバータ排気が必要

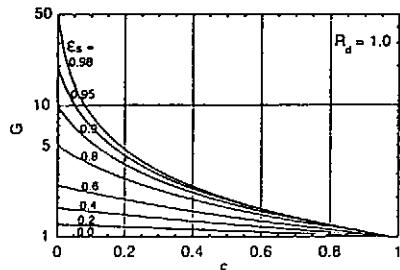
$$T_{div} = (P_{out} - P_{rad,div}) / \gamma G \Phi_{out}$$

γ : 热伝達係数

$$R_{eff} = R_d (1 - \epsilon_s)(1 - \epsilon_p) / [1 - R_d \epsilon_s (1 - \epsilon_p)]$$



$$G = 1 / [1 - R_d \epsilon_s (1 - \epsilon_p)]$$



D_α光からの真空容器内全粒子ソースの評価

SOL, ダイバータを含む

D_α emission

$$S_{\text{total}} = \sum_{i=\text{ch}} \epsilon L_i I_i / 4\pi$$

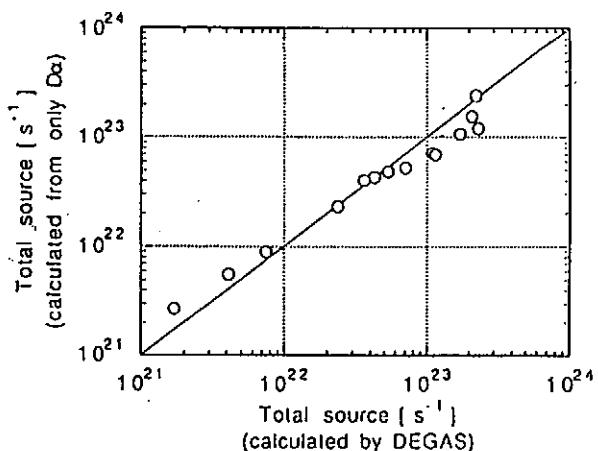
ϵ 電離と D_α 発光の比 [/ photons]

L.C.Johnson, E.hinov, J.Quant.Spectrosc. Radiat. Transfer, 13 (1973) 333.

L_i 幾何学的係数 [m²]

I_i D_α 発光強度 [photons / m² sr s]

○最大 factor 2 で一致

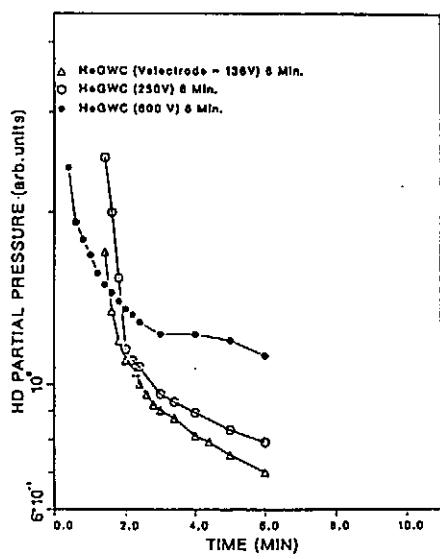


S_{total} と S_{total}(DEGAS) の比較

ガス出しのモニター
H D 分圧

DIII-D

G.L. Jackson et al., J. Nucl. Mater. 162-164 (1989) 489.



粒子リサイクリングのモニター
ダイバータ中性ガス圧

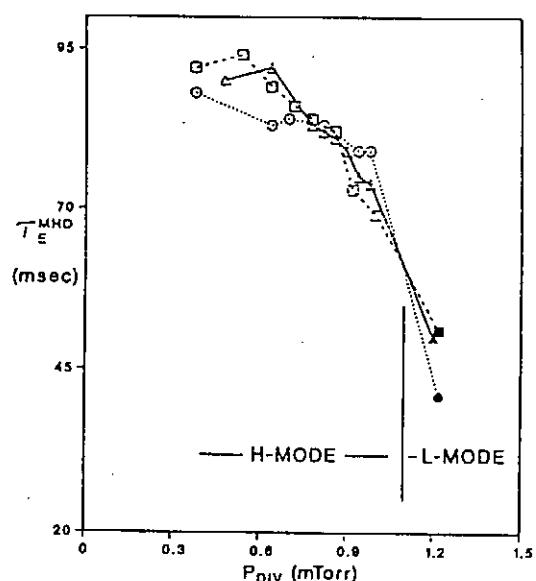
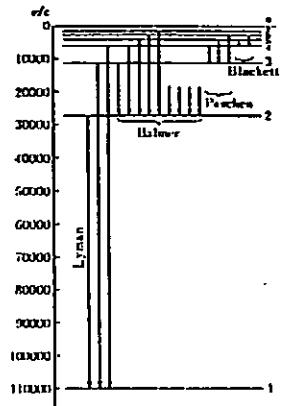


Fig. 8. Dependence of energy confinement time, τ_E , on divertor neutral pressure during neutral beam injection (NBI) for three similar discharges, $H^+ \rightarrow D^+$, 8 MW, $I_p = 1.25$ MA. Open symbols are H-mode and solid symbols are L-mode.

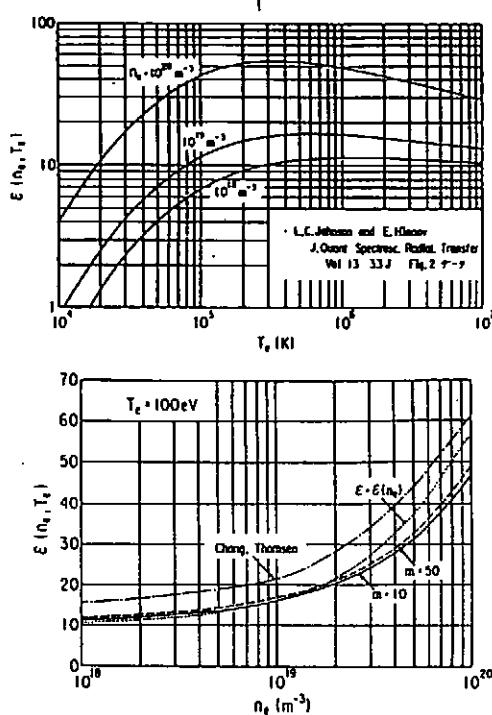
H α /D α 光子数からイオン化個数への換算

- 電子温度にほとんど依存しない(> 10 eV)
- 弱い電子密度依存性は2次関数で近似可能

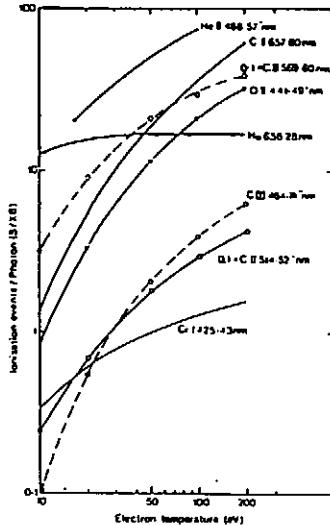
清水勝宏・安積正史、JAERI-M 87-028 (1987)



水素原子のエネルギー準位
とその間の遷移

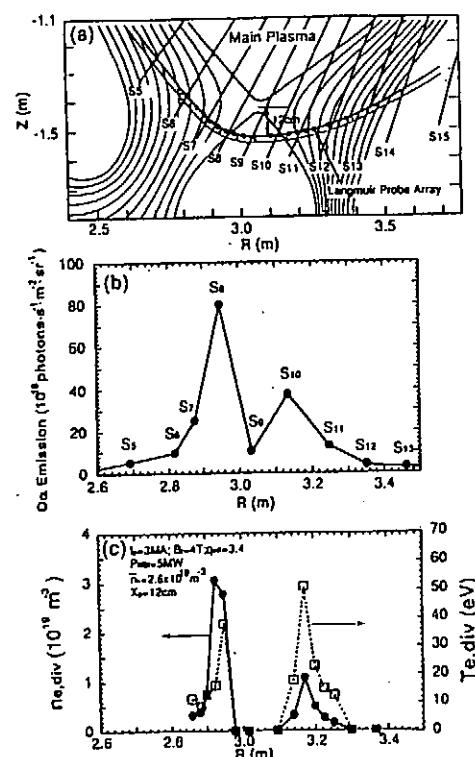
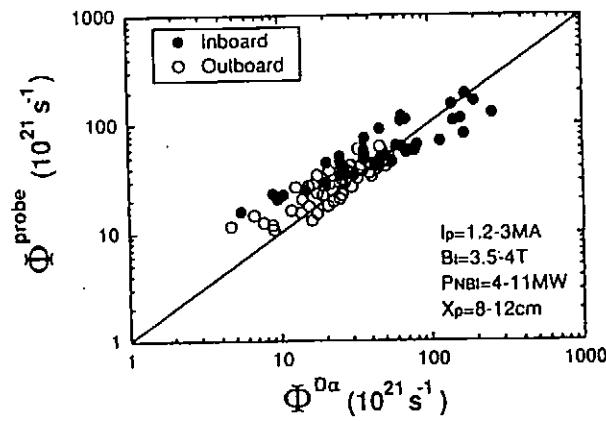


K.H. Behringer, J. Nucl. Mater.
145-147 (1987) 145.



ダイバータ流入粒子束(D α)は流出粒子束(静電プローブ)にファクター2程度で一致

N. Asakura *et al.*, Nucl. Fusion 35 (1995) 381.

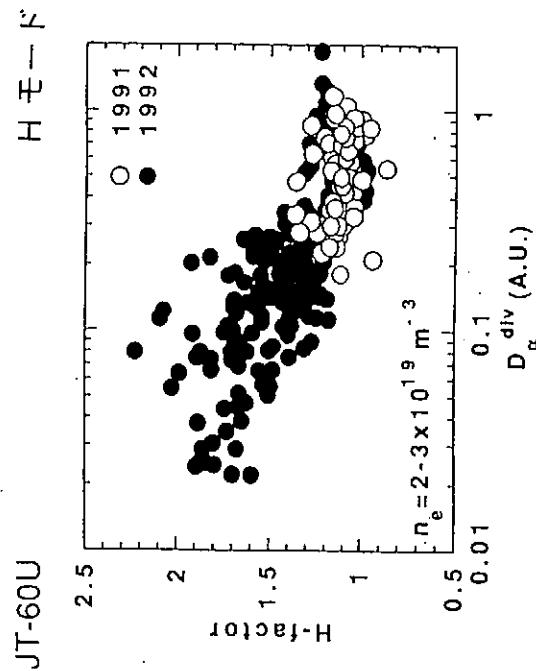


DEGASコードによる中性粒子分布計算

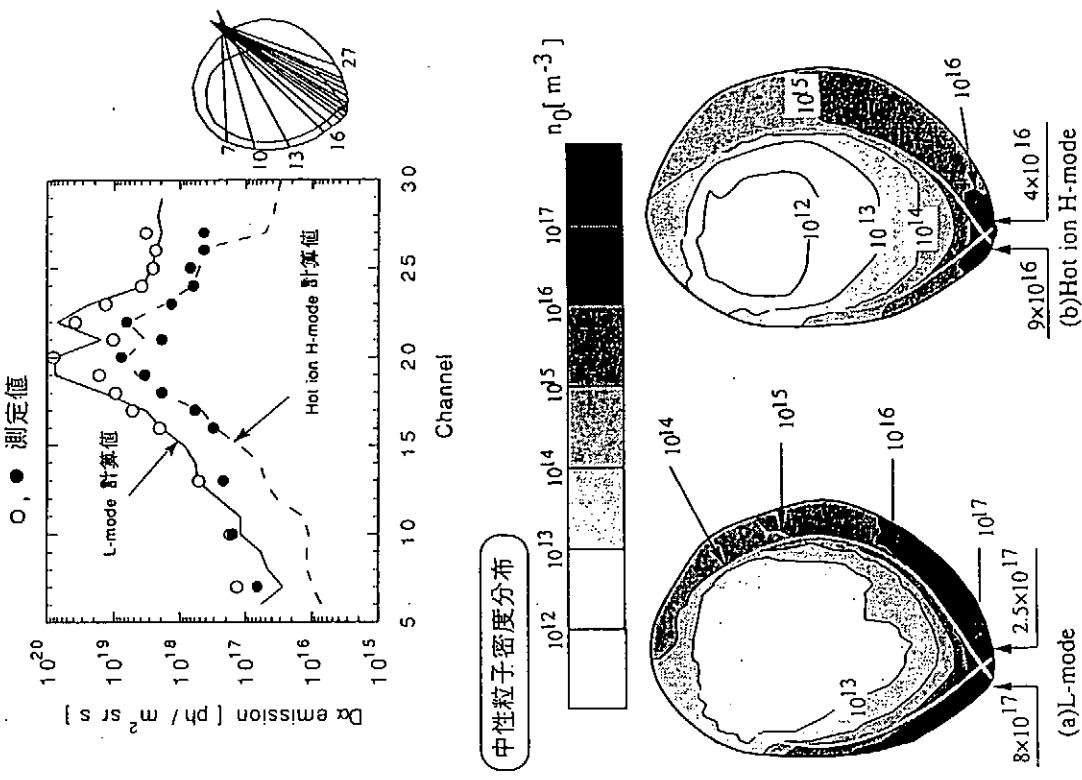
H. Takenaga et al., J. Nucl. Mater. 220-222 (1995) 429.

JT-60U

閉じ込め改善の必要条件である
粒子リサイクリングの低減



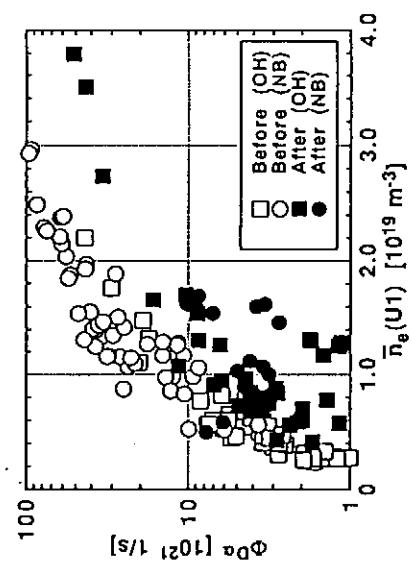
(a) H-mode の発光分布の測定値と計算値との比較



ボロン化処理による粒子リサイクリング低減

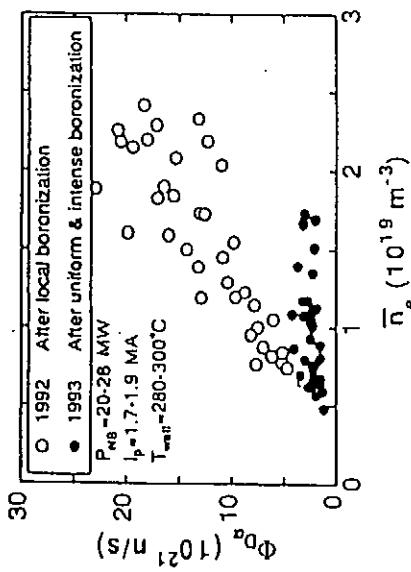
JT-60U

S. Higashijima et al., J. Nucl. Mater. 220-222 (1995) 375.



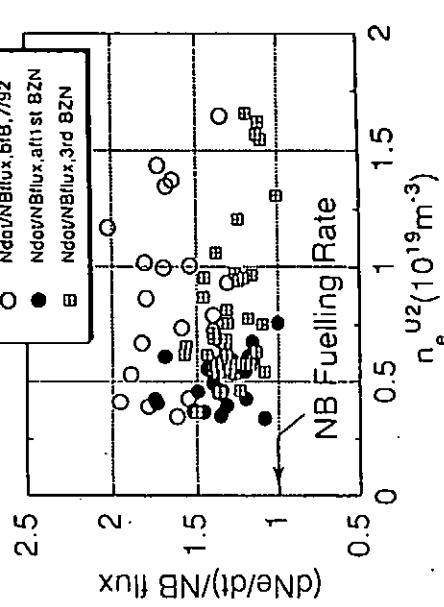
高 β pモード+Hモードの実現には
ボロン化処理+He GDCが必要

M. Mori et al., Nucl. Fusion 34 (1994) 1045.



粒子リサイクリングのモニター NBによる電子密度上昇率

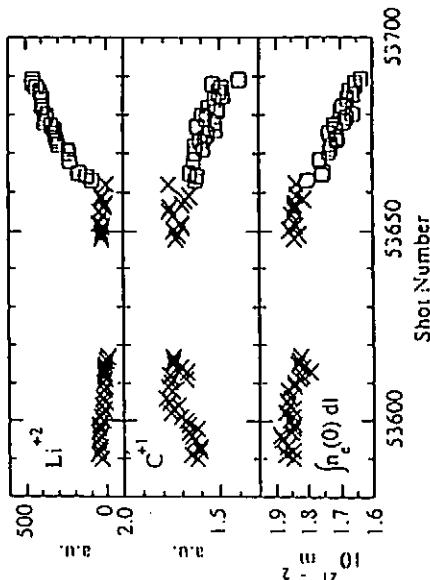
JT-60U



粒子リサイクリングのモニター
OH放電の電子密度

J.A. Snipes et al., J. Nucl. Mater. 196-198 (1992) 686.

TFTR

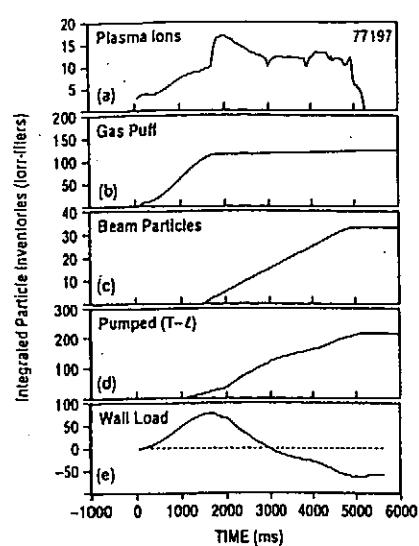


タイバータ・クライオポンプによる粒子排気

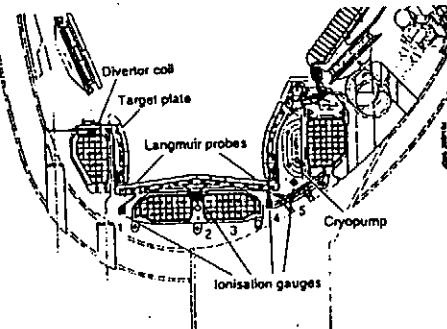
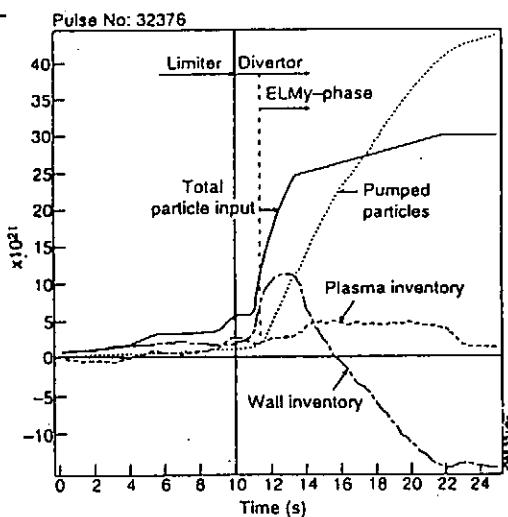
D.N. Hill *et al.*, 15th IAEA (1994, Seville).

J.K. Ehrenberg *et al.*, JET-P (95) 31, 22nd EPS Conf. poster.

DIII-D



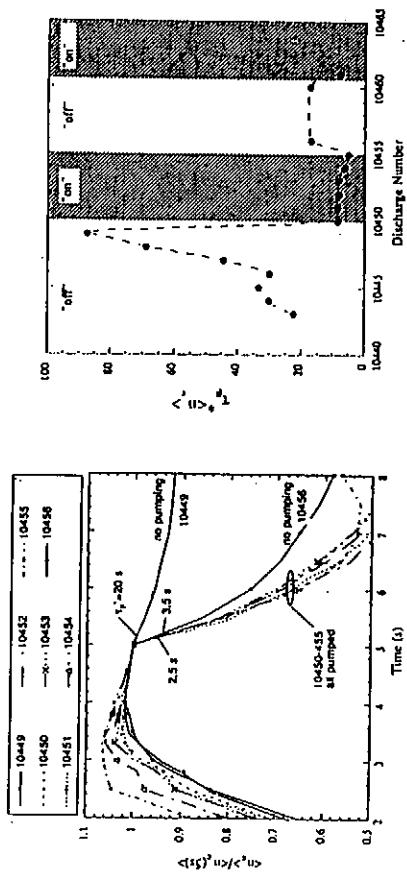
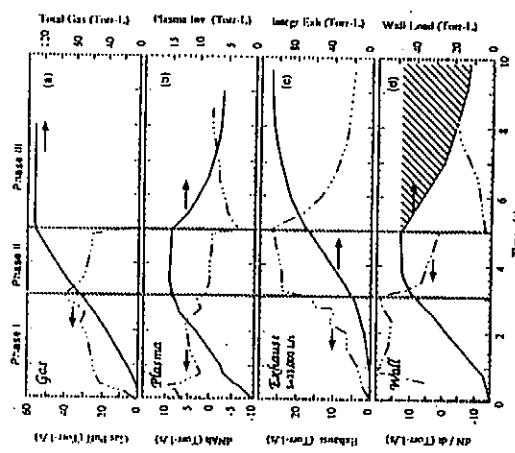
JET



ポンプ・リミタによる粒子排気

P.K. Mioduszewski *et al.*, J. Nucl. Mater. 220-222 (1995) 91.

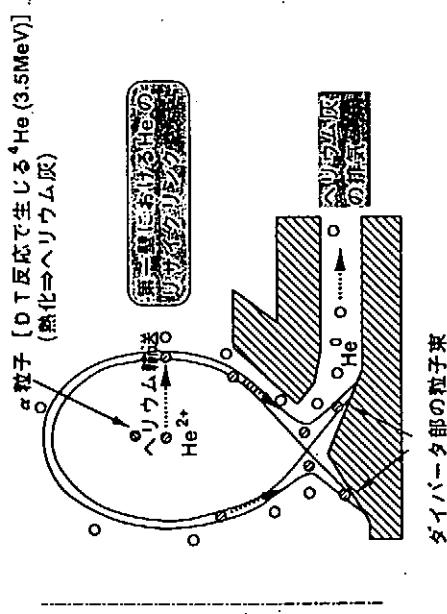
Tore Supra



ヘリウム排気

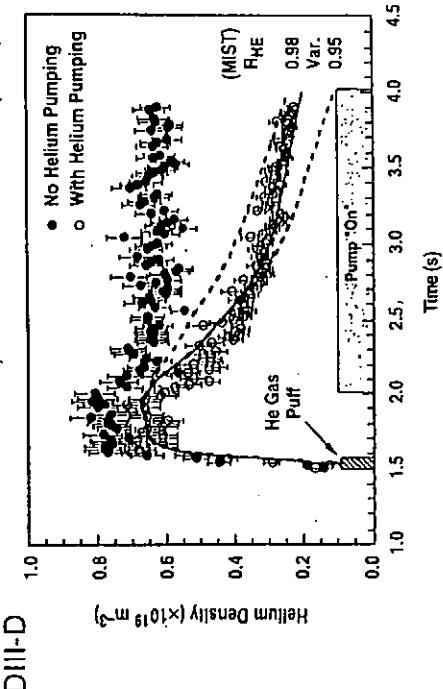
自己点火条件： $\tau_{\text{He}^*}/\tau_E < 7 \sim 15$

トリチウム・インベントリーを下げるためには、
 $\tau_{\text{He}^*}/\tau_T^*$ を下げて燃焼率を上げる必要がある。



ヘリウム排気実験

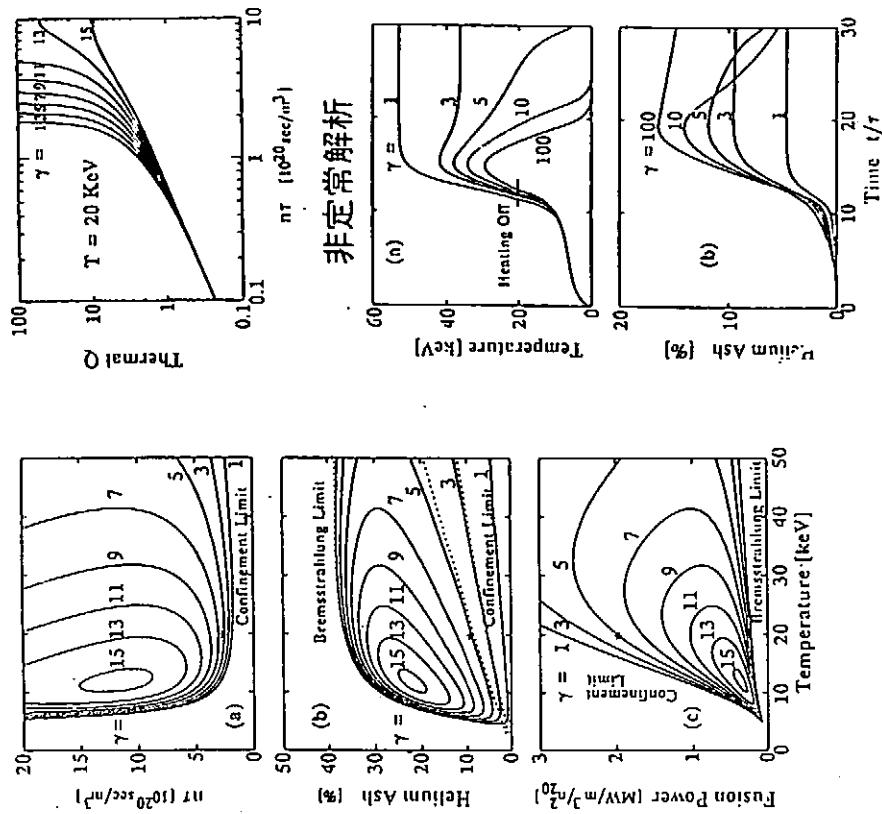
M.R. Wade et al., J. Nucl. Mater. 220-222 (1995) 178.



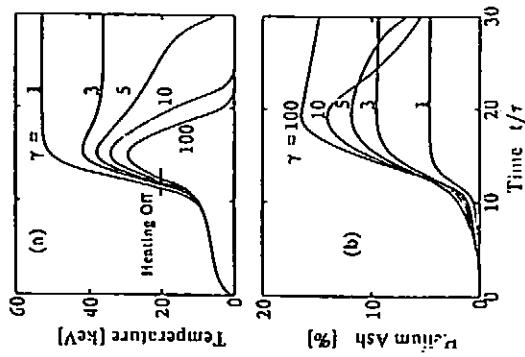
$\tau_{\text{He}^*}/\tau_E$ の増加とともに狭まる自己点火条件

R.J. Taylor et al., Comm. Plasma Phys. Control. Fusion 13 (1990) 227.

$\gamma = \tau_{\text{He}^*}/\tau_E$ 定常解析



非定常解析



トリチウム燃焼率の評価に重要な $\tau_{\text{He}^*}/\tau_{\text{T}^*}$

D-3He 炉ではさらに狭まる自己点火条件

$$b_T \equiv S_T / S_T$$

福山淳 *et al.*, 「核融合実証炉のための炉工学技術の高度化 (II)」 C (1995)

$$\frac{dn_T}{dt} = S_T - S_f - \frac{n_T}{\tau_{pT}} = 0 \quad (1)$$

$$\frac{dn_{\text{He}}}{dt} = S_f - \frac{n_{\text{He}}}{\tau_{p\text{He}}} = 0 \quad (2)$$

S_T : トリチウム注入率

S_f : 核融合反応率 ($= n_D n_T < \sigma v >$)

τ_{p*} : 実効粒子閉じ込め時間

(1) 式より

$$1 - \frac{S_f}{S_T} - \frac{S_f}{S_T} \frac{1}{S_f} \frac{n_T}{\tau_{pT}} = 0$$

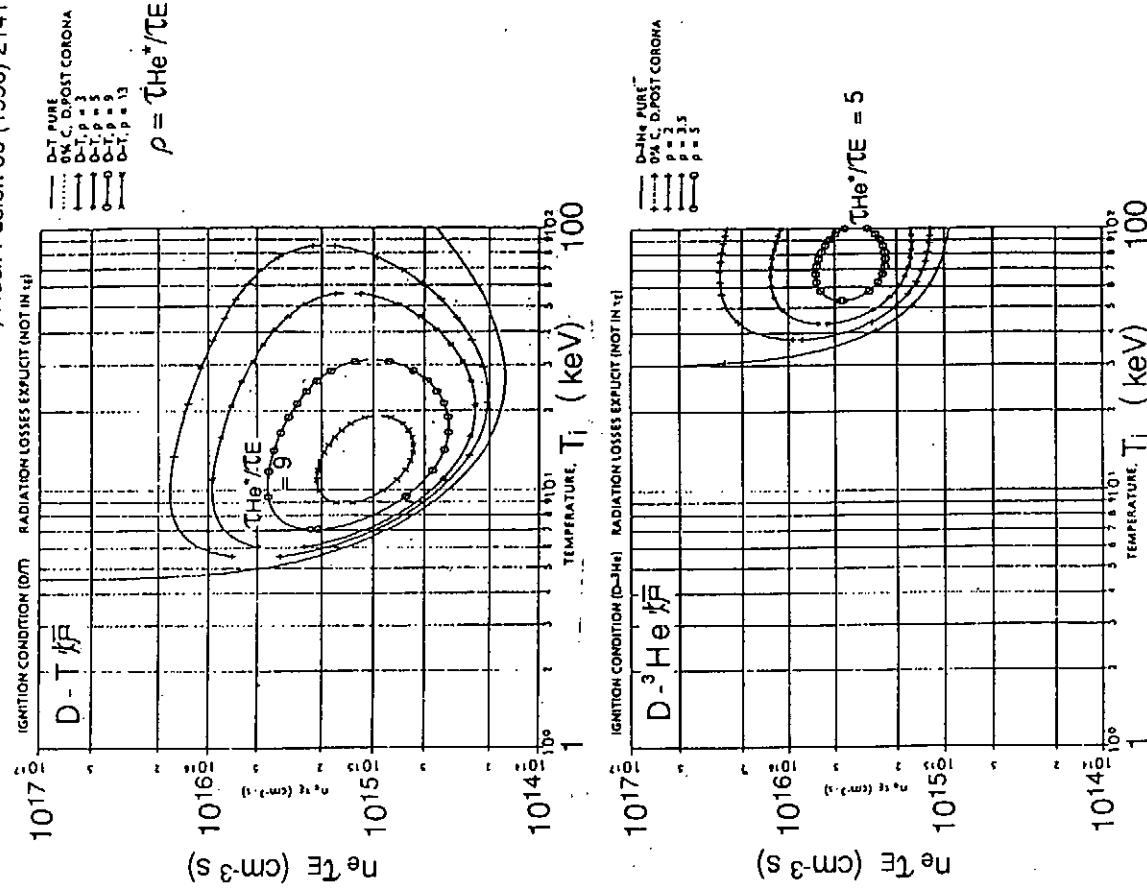
(2) 式を代入すると

$$1 - \frac{S_f}{S_T} - \frac{S_f}{S_T} \frac{n_T}{n_{\text{He}}} \frac{\tau_{p\text{He}}^*}{\tau_{pT}} = 0$$

したがって

$$b_T = \frac{S_f}{S_T} = \frac{1}{1 + \frac{n_T}{n_{\text{He}}} \frac{\tau_{p\text{He}}^*}{\tau_{pT}}} \quad (3)$$

$$= \frac{1}{1 + \frac{n_T}{n_{\text{He}}} \frac{1 - R_T}{1 - R_{\text{He}}} \frac{\tau_{p\text{He}}}{\tau_{pT}}} \quad (4)$$



D. Reiter *et al.*, Nucl. Fusion 30 (1990) 2141.

FIG. 8. Ignition parameter n_T in pure (no impurities except deuterium) burning $D-^3\text{He}$ plasma as a function of T and ρ .

まとめ

粒子リサイクリングのモニター法

- 実効的閉じ込め時間
- H α / D α 線強度
- NB による電子密度上昇率、OH放電の電子密度
- ダイバータ部の中性ガス圧

良いエネルギー閉じ込めを得るために、以下の手段により粒子リサイクリングを減らす努力がなされてきた。

- He グロー放電、He 調整放電
- ボロン化処理
- Li ベレット入射
- ダイバータ排気、ポンプ・リミタ

粒子リサイクリング率を下げ低温ダイバータを実現するには、高い粒子増倍とダイバータ排気が必要である。

ダイバータ排気やポンプ・リミタにより、第一壁のガス出しが可能である。

自己点火領域を広げトリチウム燃焼率を上げるために、 τ_{He^*}/τ_E と τ_{He^*}/τ_T^* の値を下げる努力が必要である。

B2.5 コードによるダイバータモデリング

東大 工学部 NYU⁽¹⁾

大津 繁樹 B. J. Braams⁽¹⁾ 田中 知

ITER(国際熱核融合実験炉)では、不純物注入によって電子のエネルギーを除去する方法が考えられている。その不純物の候補として、他の粒子と反応をせず第一壁でリサイクリングを行なうだけのネオン・アルゴン・クリプトン等の希ガスが挙げられている。そこで本研究では2次元多流体プラズマ輸送コード(B2.5)を用い、ダイバータ部の Private Region と First Wall 側で不純物注入(ネオン)および粒子排気を行なった時のプラズマの状態を数値解析によって求めた。

図1に主プラズマから140MW入力において粒子排気量と不純物注入量を変化させた時のダイバータ板に入射するエネルギーを示す。粒子排気量に対して不純物注入量が大きくなるにつれて電子と不純物との衝突による電子エネルギー冷却効果が大きくなり、ダイバータ板に入射するエネルギーが減少して最終的にプラズマがダイバータ板から離れた状態(Detached 状態)に変化する。この時水素・ヘリウムによる輻射量は全体の40%程度で粒子排気量の変化による影響は少ないが、ネオン不純物は注入量/排気量の影響を大きく受け、このパラメータによってダイバータ板への熱流入量が変わり、不純物によるガスダイバータのエネルギー冷却効果を決めている。

一方、ダイバータ領域でのプラズマ流の分布からは、Striking Point 付近で高リサイクリングによるプラズマ圧力の上昇によってプラズマ流の逆流していることがわかる。(図2)最終的に Separatrix を越え主プラズマにまで及ぶ循環流を形成し、結果的に注入した不純物が主プラズマ領域まで混入する量が多くなる。またこの逆流による Null 点近傍での Private Region からの粒子の流れによってダイバータ上流部に不純物が流れ込み電子エネルギー冷却効果を高めていることも考えられ、ダイバータ MARFE 生成過程に密接に結び付いていることが予想される。

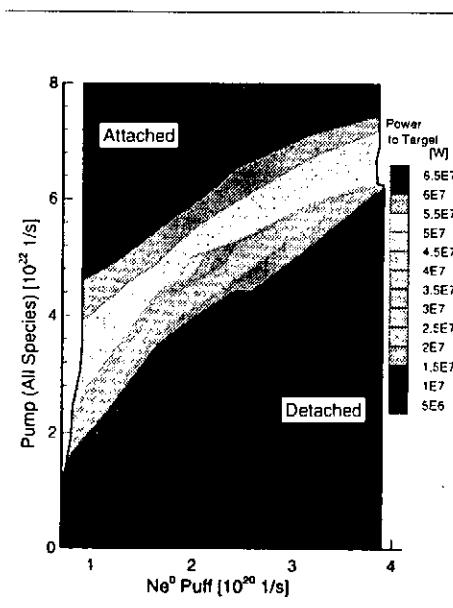


図1 ダイバータ板への熱流入量

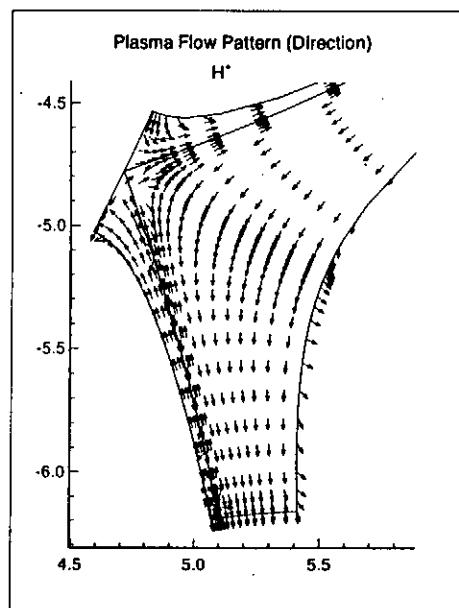


図2 ダイバータ部の水素の流れ(方向)

Overview

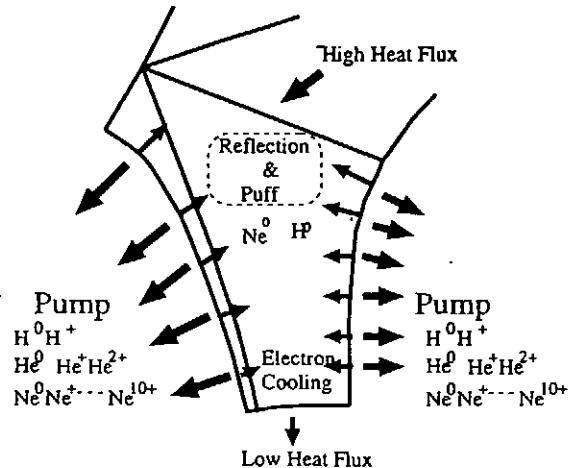
ITER(CDA) Divertor Simulation
with using B2.5 code

Neutral Neon Puffing

Neutral and Ion Particle Pumping

in the Private and the Outer Divertor Boundary

Heat Reduction to the Divertor Wall



Simulation Parameters

ITER CDA Conformal Map Geometry
Double Null Configuration
80x36 Orthogonal Mesh

Species: H^0 H^+ He^0 He^{2+} Ne^0 Ne^{10+} (Total 16 Species)

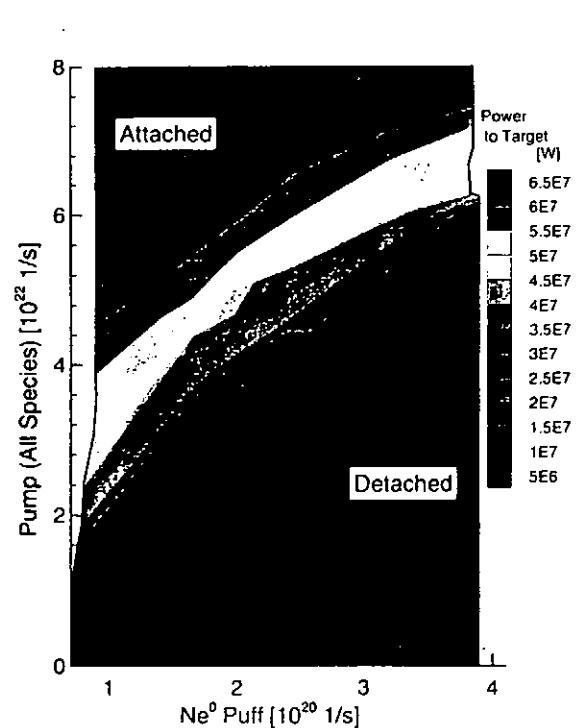
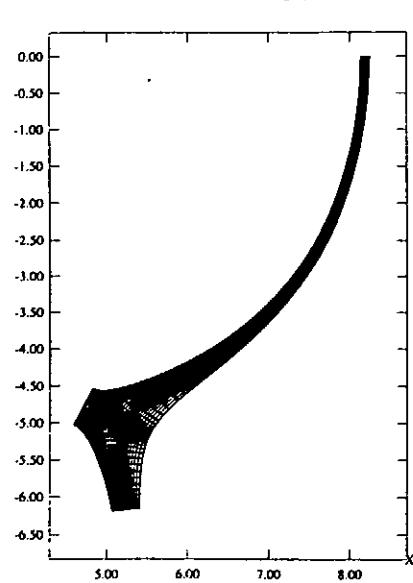
Fixed Electron Density at Core Boundary
 $6e+19 \text{ 1/m}^3$

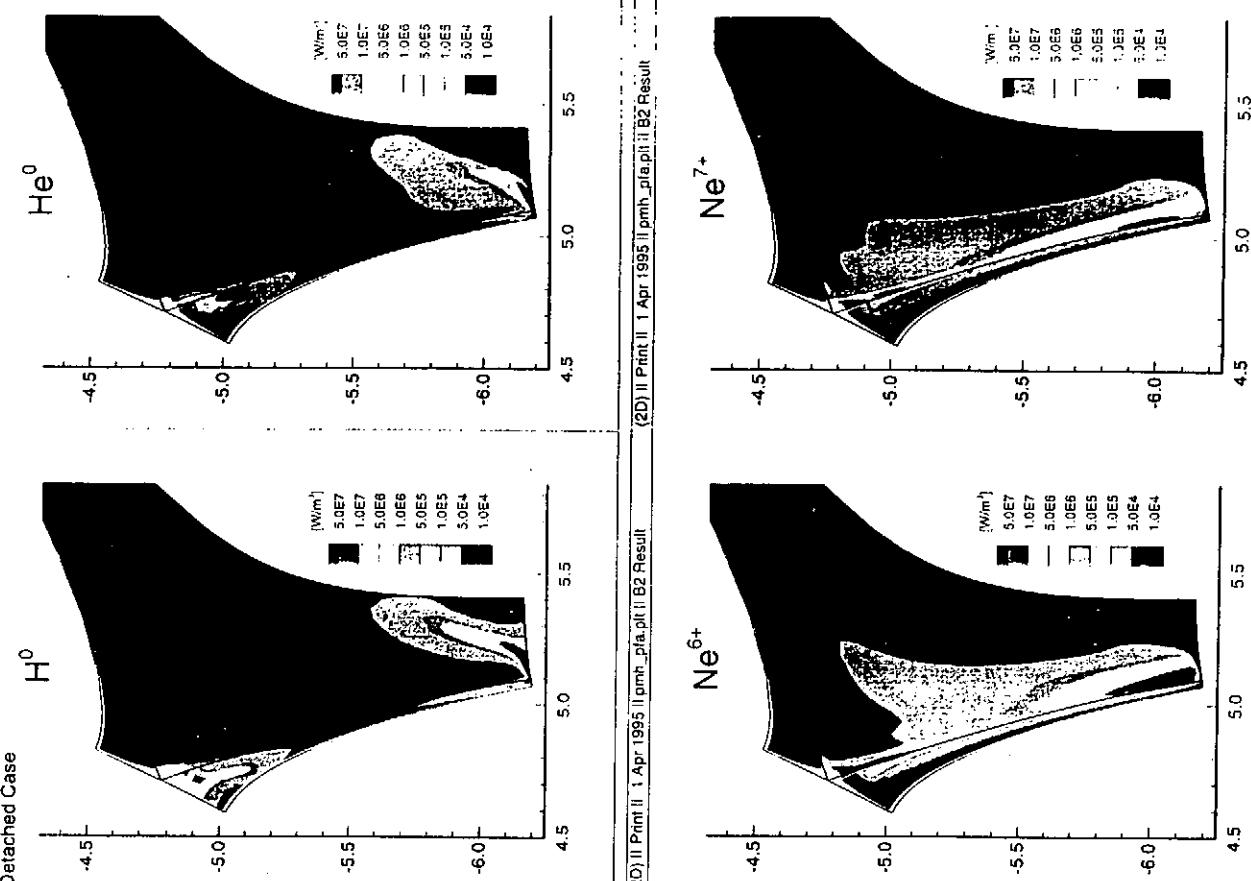
Fixed Temperature at Core Boundary (ion and electron)
874 eV (about 140MW input)

Various Pumping Rate
at the Private and Outer Divertor Boundary
(Ion and Neutral)

Various Puffing Rate
at the Private and Outer Divertor Boundary
(Neutral Neon)

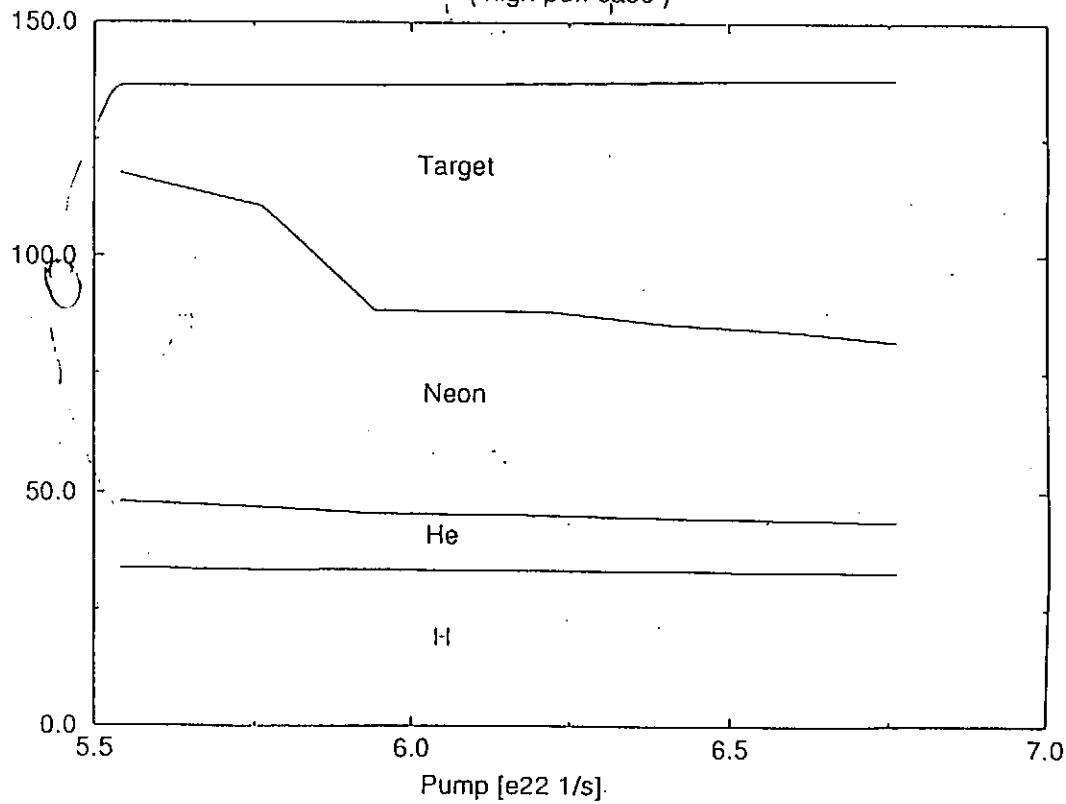
ITER(CDA) Mesh Geometry (80x36)

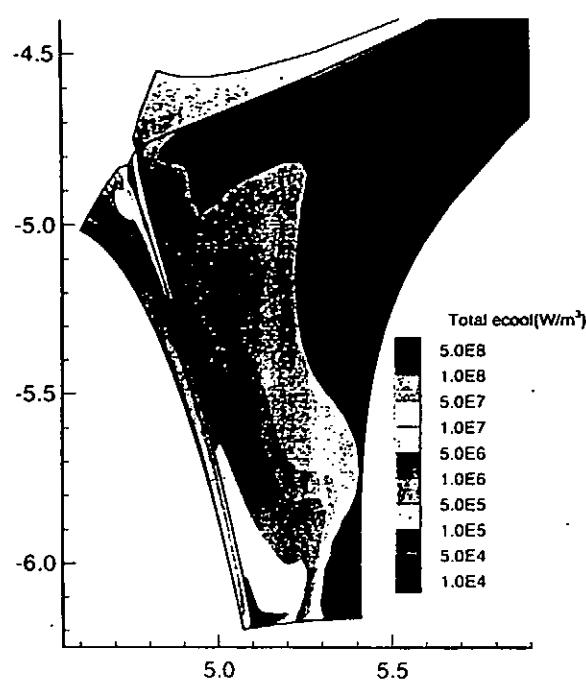




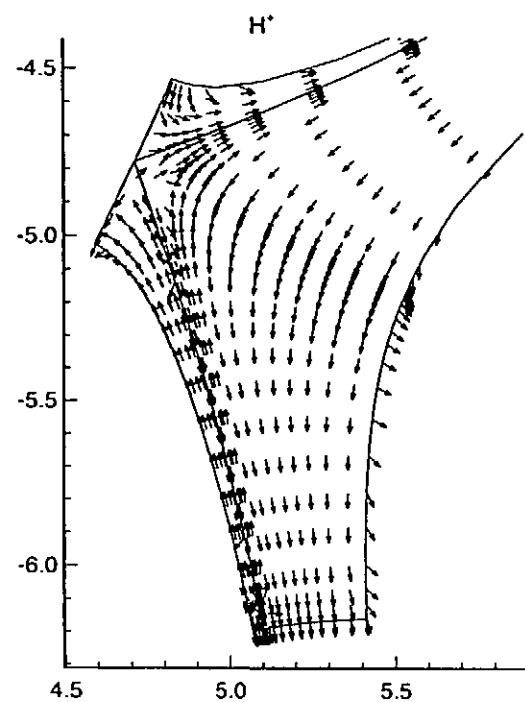
Power Balance [MW]

(high puff case)

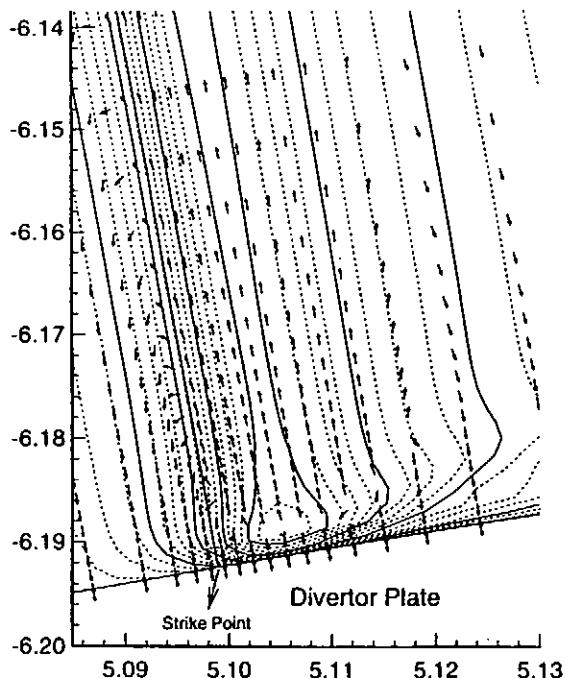




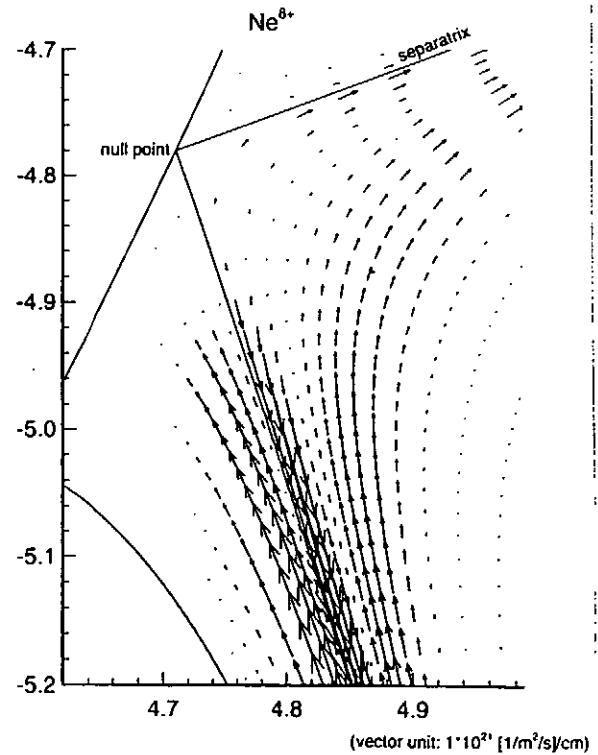
Plasma Flow Pattern (Direction)

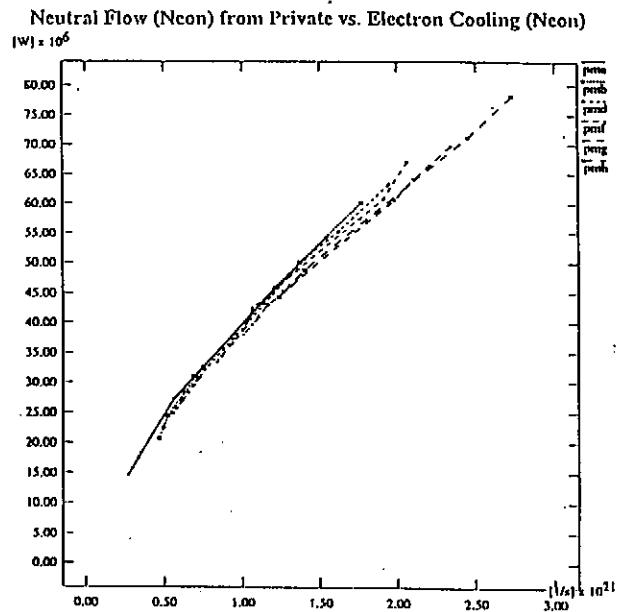
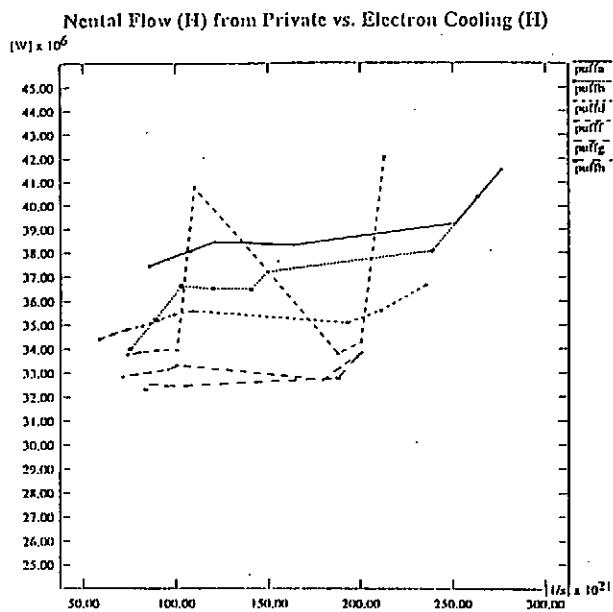


Plasma Flow Pattern
with Electron Pressure Contour Map

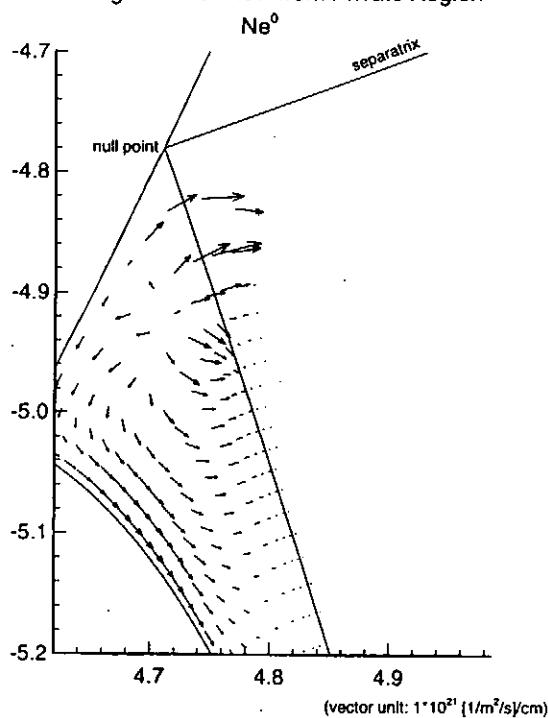


Large Flow Shear near the Separatrix





Large Neutral Flow from Private Region



結論

粒子排気によって注入したネオン不純物による冷却効果を制御できる。

ダイバータ領域の分布の違いにより、水素・ヘリウムは粒子排気の影響を受けにくい。

Striking Point 付近よりダイバータ領域のプラズマ流は逆転し、Private Region・SOL・主プラズマ領域を含んだ大循環流を生成している。

Private Region を逆流し、Null 点近傍で Separatrix を越えダイバータ領域に流入する不純物によって電子冷却効果が高められる可能性がある。
この減少とダイバータ MARFE との関連を明らかにする必要がある。

磁力線が斜めに入射する固体表面における プラズマ表面相互作用のシミュレーション

徳島大学工学部 大宅 薫
詫間電波高専 河田 純

周辺プラズマ中の低エネルギー粒子（電子、イオン、中性粒子）は、マックスウェル速度分布のような幅広いエネルギーを持ち、様々な角度で固体表面に入射する。また、固体表面に形成されたシースによる加速や減速も加わって、それらの衝撃によって起こるイオン反射、スパッタリング、2次電子放出などの現象は、単一エネルギーのイオンを特定の角度で衝撃したものとは異なっている。さらに、周辺プラズマと接触するリミタやダイバータ板のような、磁力線が斜めに入射する固体表面においては、反射粒子やスパッタ粒子も放出後周辺プラズマ中で電離するため、2次電子と同様に、それらの周辺プラズマ中の輸送過程は磁界やシース電界の影響を受ける。このようなプラズマ対向壁近傍で起こるプラズマ粒子・固体表面相互作用に関する情報を、計算機シミュレーションによって得ることが、本研究の大きな目標である。本報告では、特に、（1）周辺プラズマによるスパッタ粒子のローカル・スクリーニング、（2）スパッタリングによる対向壁の損耗と衝撃イオンの堆積、（3）斜入射磁場とシース電界の2次電子放出への効果の解析のために開発したシミュレーションコードと、最近得られた計算結果について述べる。

イオン反射とスパッタリングの計算にはTRIMSPのモデルを、衝撃イオンの堆積と材料表面の損耗の計算にはTRIDYNのモデルを用いたシミュレーションコードを作成した。また、2次電子放出の計算には我々のダイレクトシミュレーションモデルを用いた。一方、固体表面から放出された中性粒子（反射粒子、スパッタ粒子）の周辺プラズマ中のイオン化過程をモンテカルロ法で模擬しながら、周辺プラズマあるいはシース内のイオン化粒子と2次電子の運動を、電界および磁界中の運動方程式を解析し追跡した。

現在までに次のような計算結果が得られている。

- (1) マックスウェル分布イオンの衝撃によって、主に斜入射高エネルギーイオンの存在のため、スパッタ率は大きく増加し、閾エネルギーは低下する。しかし、周辺プラズマ中のイオン化と磁界による回転によって、スパッタ粒子の一部は固体表面へ再堆積する。特に、タンクステンのような高Z材料では、イオン化距離が1価イオンの回転半径程度にまで短くなり再堆積効果が顕著に現れるため、70-80%スパッタ率が低下する。再堆積するスパッタ粒子は低エネルギーのものが多く、低Z材料(C)では1価にイオン化され1回転以内に元の位置近くに戻るものがほとんどであるが、タンクステンでは、多価イオンが多数回の回転とともに磁力線に沿って移動し、スパッタされた位置からかなり離れた所に再堆積するものもある。
- (2) タンクステンへの炭素イオンの衝撃を考えた場合、周辺プラズマの電子温度に依存して、スパッタリングで表面が損耗する場合（高い電子温度）と、表面付近の炭素層が増加し表面が成長していく場合（低い電子温度）がある。スパッタ粒子の周辺プラズマ中のイオン化と回転を考慮すると、すべての電子温度(<100eV)で表面が成長し、厚い炭素層が形成される。この場合、表面付近のタンクステンはスパッタリングと再堆積を繰り返し、バルクから出てくるタンクステンはなくなる。
- (3) 2次電子放出率もマックスウェル分布電子の衝撃によって（主にシースによる減速に伴う斜入射電子の増加のため）大きく増加するが、シース中の斜入射磁場による放出2次電子の回転によってその多くが固体表面に戻る。表面へ戻る2次電子は、周辺プラズマの電子温度が低いほど増加し、特にエネルギーの高い電子ほど戻りやすい。

シミュレーション・モデル

磁力線が斜めに入射する固体表面における
プラズマ表面相互作用のシミュレーション

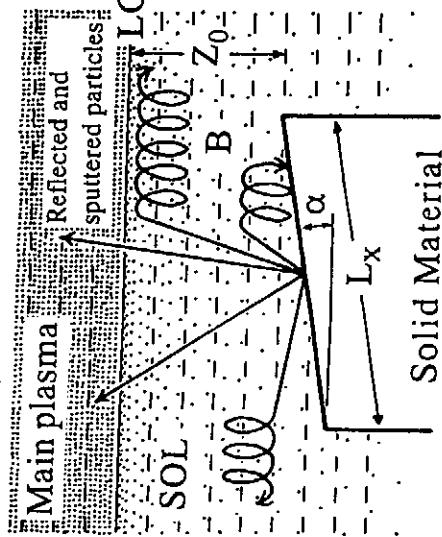
徳島大学工学部
電気工学科
大宅 謙
河田 純

報告内容

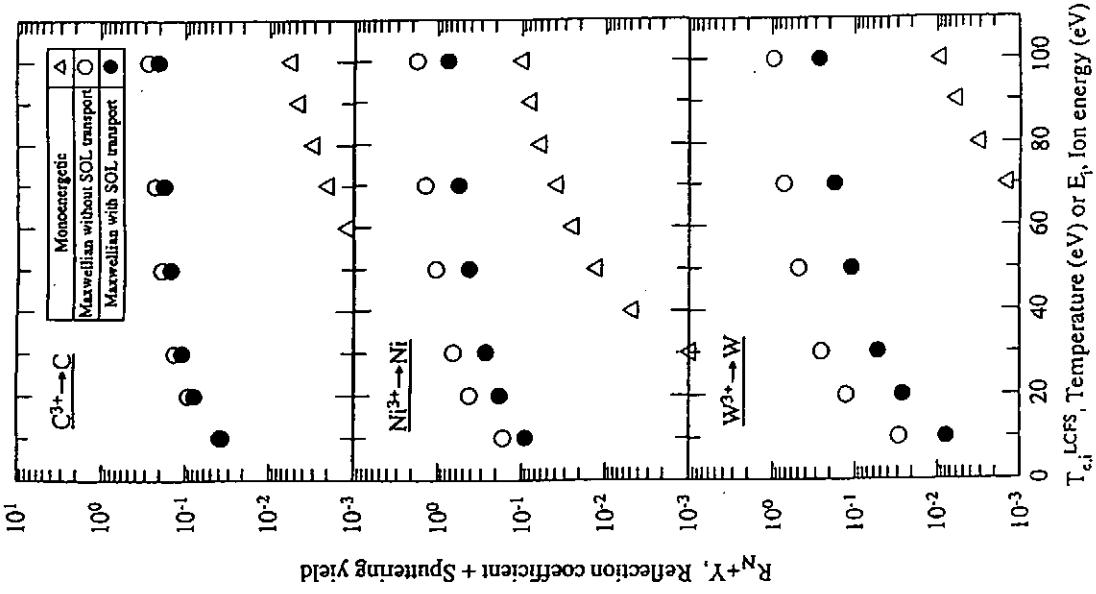
- (1) 周辺プラズマ中のスパッタ粒子のローカル・スクリーニング
- (2) スパッタリングによるWの損耗と衝撃Cイオンの堆積
- (3) 斜入射磁場とシース電界の2次電子放出 (Be)への効果

- (1) マックスウェル速度分布を持つたイオンの固体表面への衝撃と固体表面近くでのシースによる衝撃イオンの加速
 $v_x^2 = (2e/m_i)(V_s - T_i \ln R_1)$; $V_s = 2.48T_e$; $T_i = T_e$; R_1, R_2 : 乱数
 $v_y^2 = -(2e/m_i)T_i \ln R_1 \cos^2(2\pi R_2)$, $v_z^2 = -(2e/m_i)T_i \ln R_1 \sin^2(2\pi R_2)$
- (2) 固体表面でのイオン反射およびスパッタ粒子のイオン化
TRIMSPコードと同様なモデルによるモンテカルロシミュレーション

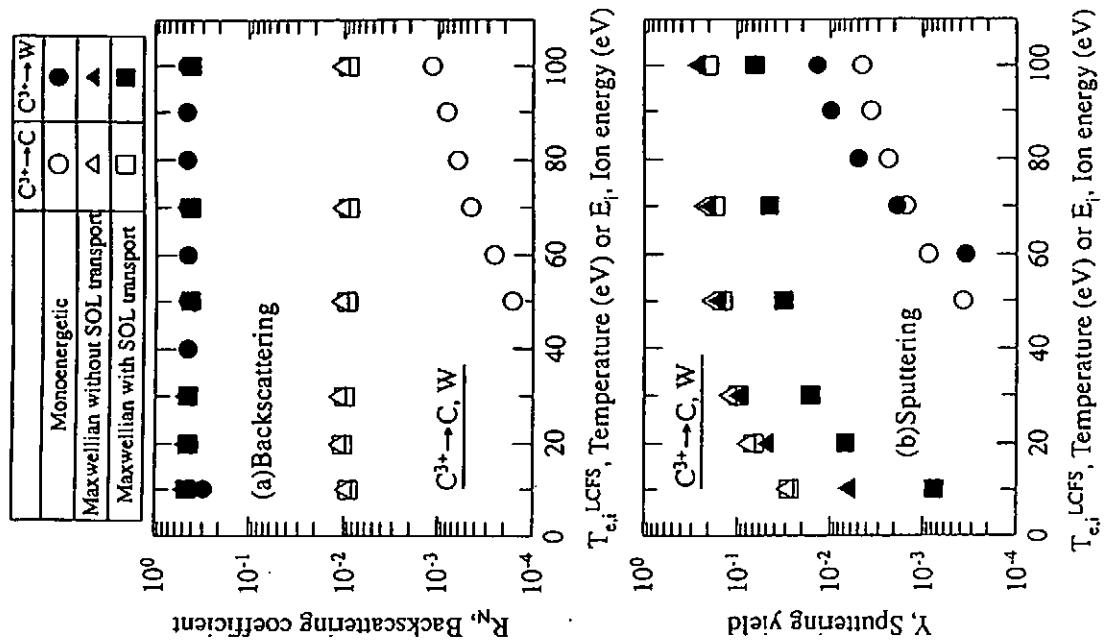
- (3) 周辺プラズマ中の反射粒子とスパッタ粒子のイオン化
電子衝撃電離のモンテカルロシミュレーション
斜入射磁場中のイオン化粒子の運動
運動方程式解析 (Runge-Kutta-Gill 法)
運動中の多重イオン化 (モンテカルロ法)



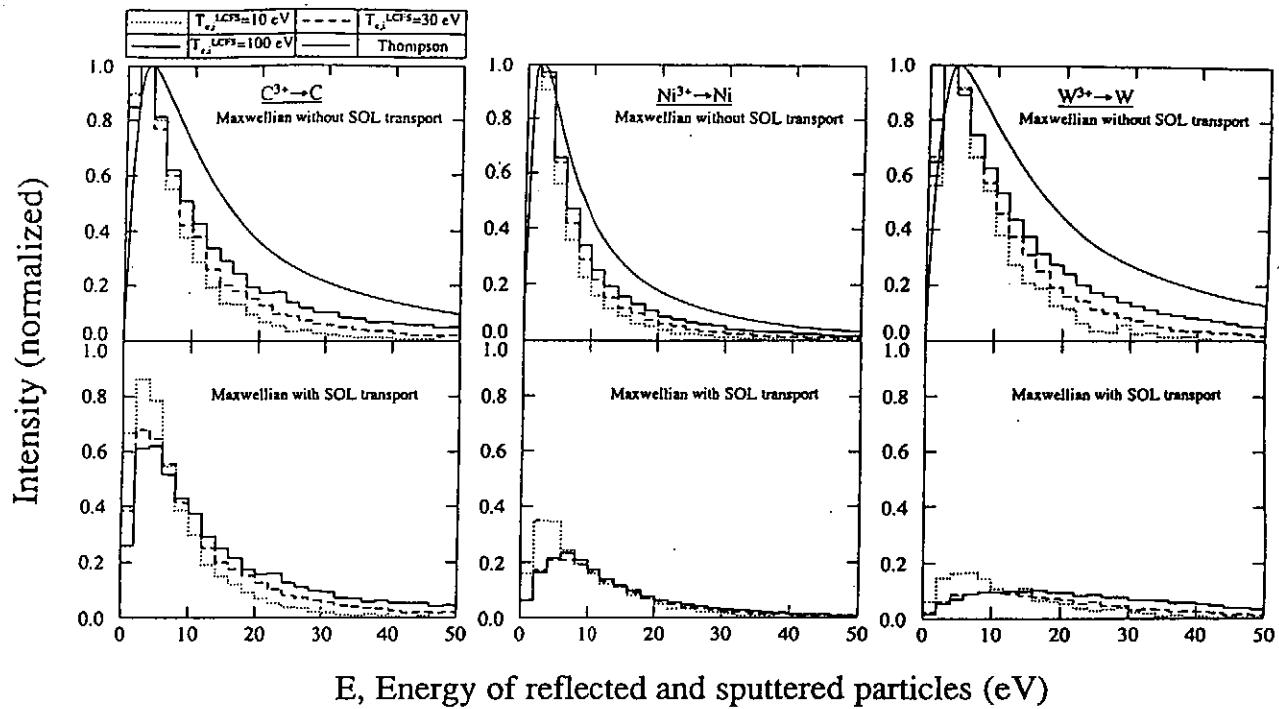
衝撃位置：材料表面中央



SOLイオン放出率（イオン反射率+スパッタ率）の
SOLイオン温度依存性 <イオン化による再堆積の効果>

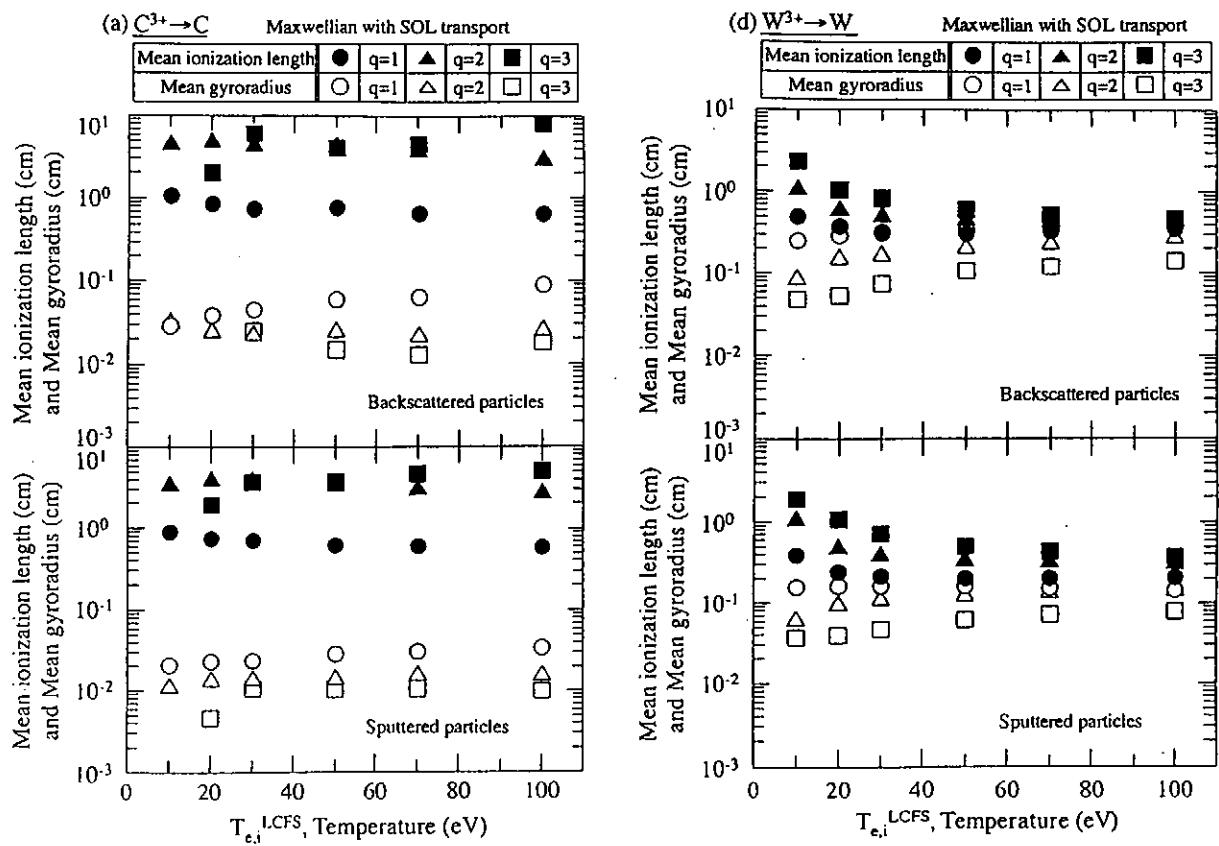


イオン反射率とスパッタ率のSOLイオン温度依存性
<イオン化による再堆積の効果>



E, Energy of reflected and sputtered particles (eV)

放出粒子（反射粒子 + スパッタ粒子）のエネルギー分布
<イオン化による再堆積の効果>



放出粒子（反射粒子、スパッタ粒子）の
平均イオン化距離と平均回転半径の SOL イオン温度依存性

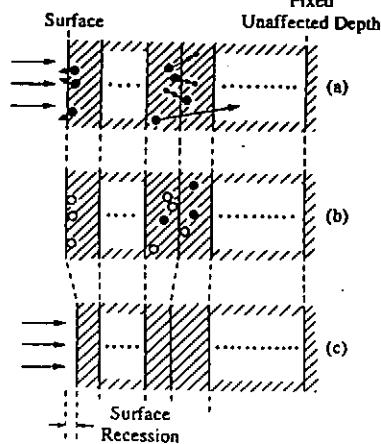
スパッタリングによる固体表面の損耗と衝撃粒子の堆積
(ローカル・スクリーニングによる変化)

シミュレーション・モデル

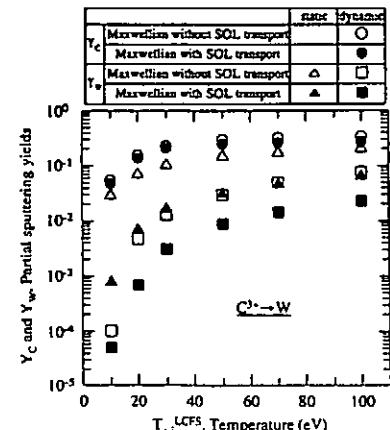
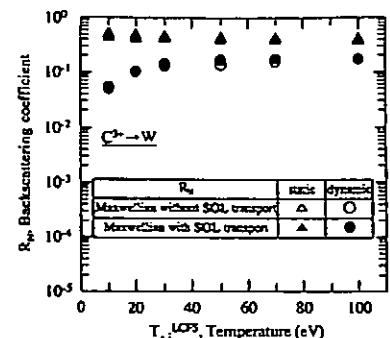
(1) マックスウェル速度分布を持ったイオンの固体表面への衝撃と固体表面近くでのシースによる衝撃イオンの加速

(2) 衝撃イオンが堆積した固体表面でのイオン反射およびスパッタリング

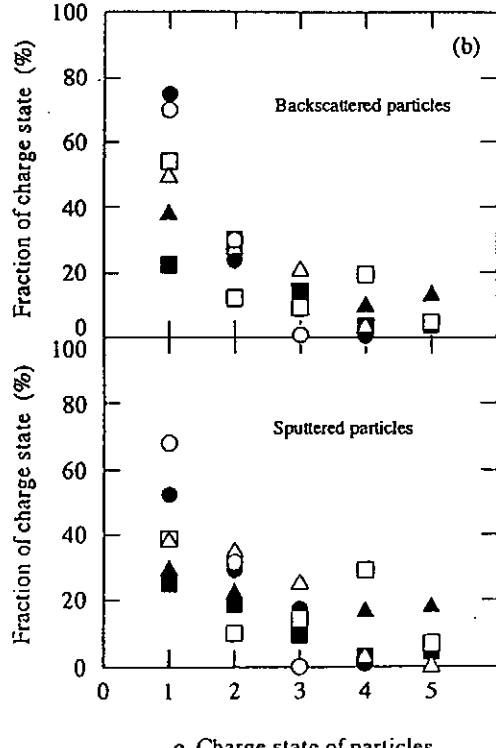
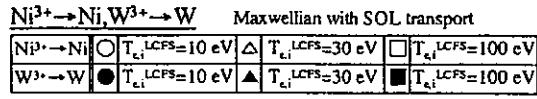
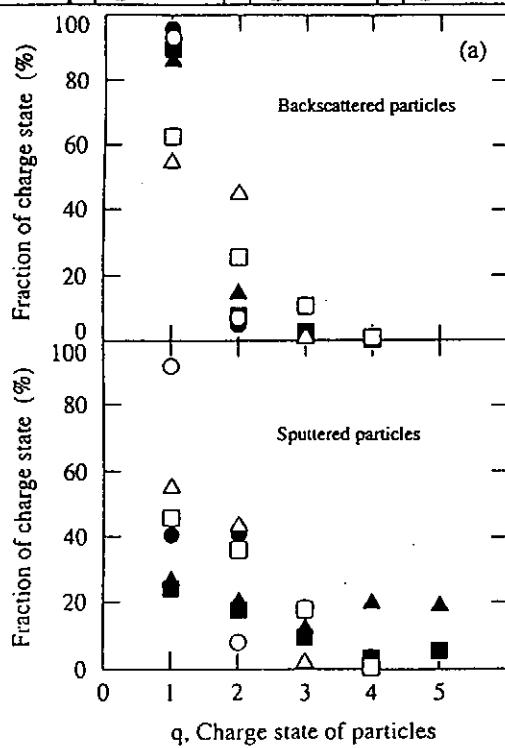
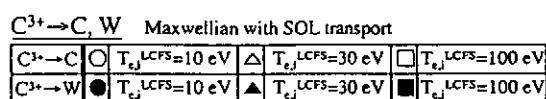
TRIDYNコードと同様なモデルによる
ダイナミック・モンテカルロシミュレーション



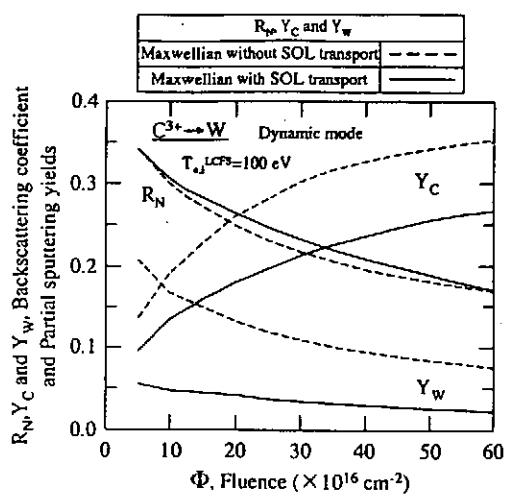
(3) 周辺プラズマ中の反射粒子とスパッタ粒子のイオン化
斜入射磁場中のイオン化粒子の運動



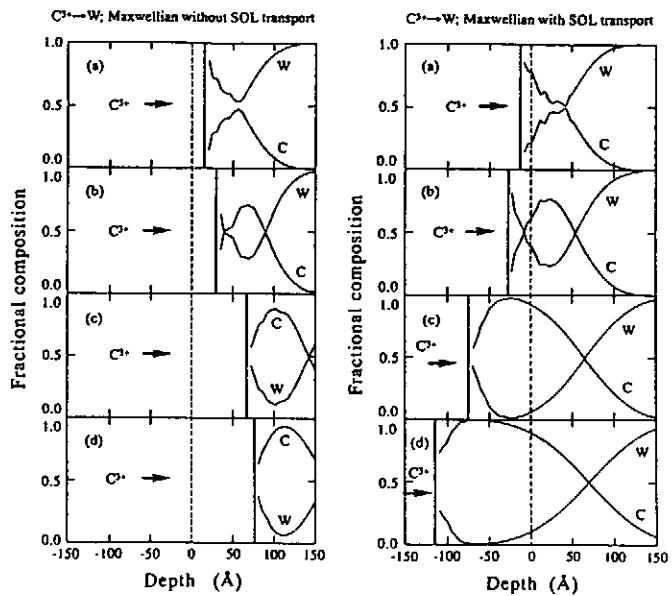
衝撃Cイオンが堆積したW表面からの粒子放出率(イオン反射率、
スパッタ率)のSOLイオン温度依存性



再堆積した放出粒子(反射粒子、スパッタ粒子)の
価数のSOLイオン温度依存性



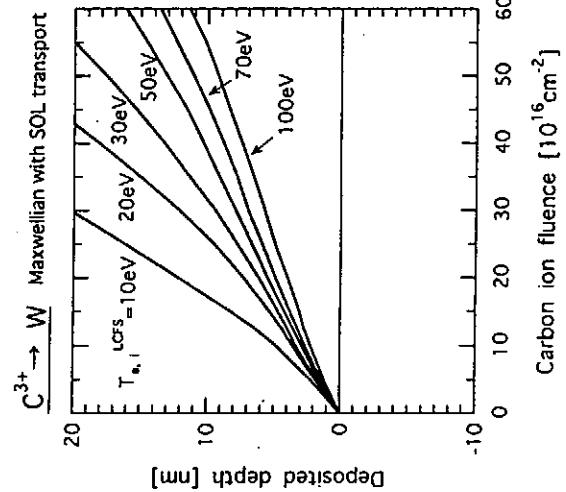
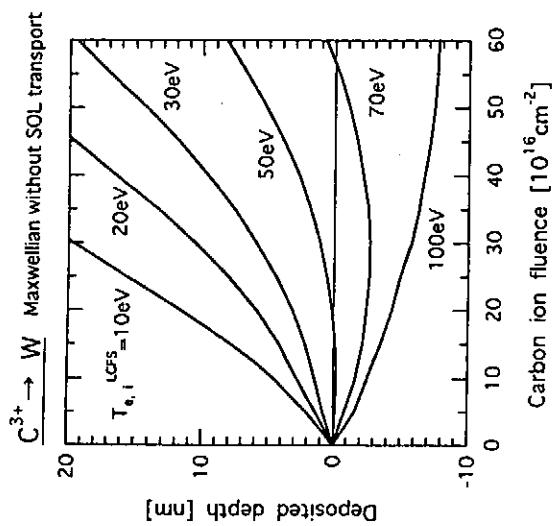
W表面の粒子放出率(イオン反射率、スパッタ率)の
Cイオン照射量依存性



W表面近傍に堆積したCイオンの深さ分布と表面の変化

<イオン照射量による変化>

(a) $\Phi=5 \times 10^{16} \text{ cm}^{-2}$, (b) $\Phi=12.5 \times 10^{16} \text{ cm}^{-2}$, (c) $\Phi=40 \times 10^{16} \text{ cm}^{-2}$, (d) $\Phi=60 \times 10^{16} \text{ cm}^{-2}$.



衝撃Cイオンの堆積とW表面の損耗のイオン照射量依存性

斜入射磁場とシース電界の2次電子放出への効果

シミュレーション・モデル

- (1) マックスウェル速度分布を持った電子の固体表面への衝撃と固体表面近くでのシースによる衝撃電子の減速
 $v_x^2 = (2e/m_e)(V_s - T_e \ln R_1)$; $V_s = -2.84T_e$; $T_e \gg T_p$; R_1, R_2 : 乱数
 $v_y^2 = -(2e/m_e)T_e \ln R_1 \cos^2(2\pi R_2)$; $v_z^2 = -(2e/m_e)T_e \ln R_1 \sin^2(2\pi R_2)$

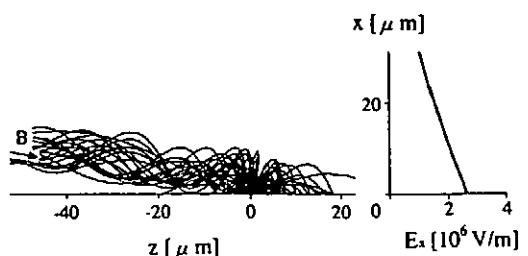
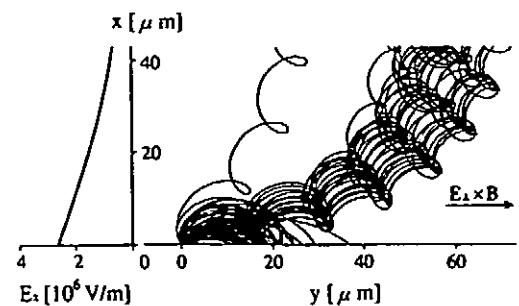
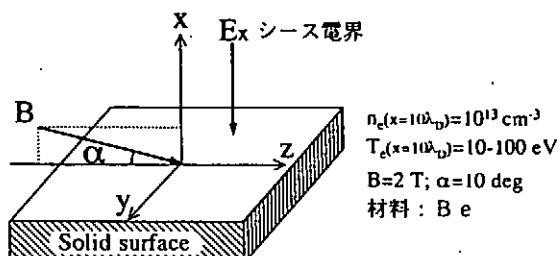
- (2) 固体表面からの2次電子放出と電子反射
 ダイレクト・モンテカルロシミュレーション
 (K. Ohya and J. Kawata: Scan. Microsc. 9 (1995) 331.)

- (3) 斜入射磁場の存在するシース中での放出電子の運動
 運動方程式解析 (Runge-Kutta-Gill法)
 固体表面近くのシース電界による加速

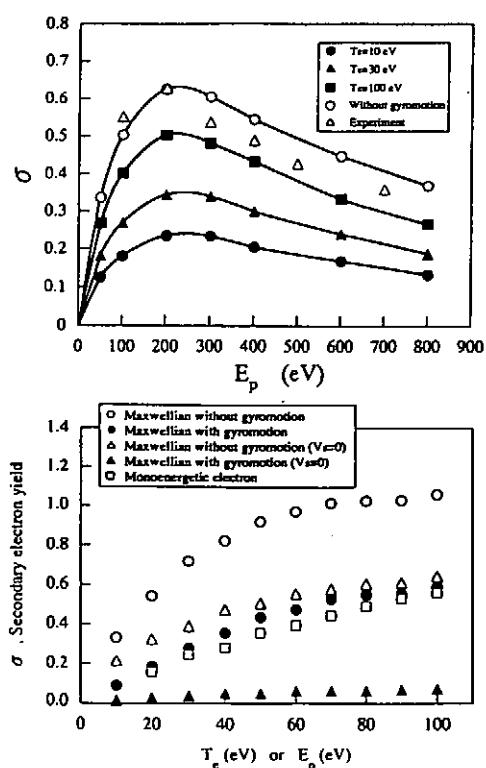
$$E_x = (T_e/\lambda_D)dx/d\xi; dx/d\xi = [2(1-2\xi)^{1/2} + 2\exp(\chi)-4]^{1/2}$$

$$\chi = V(x)/T_e; \xi = x/\lambda_D;$$

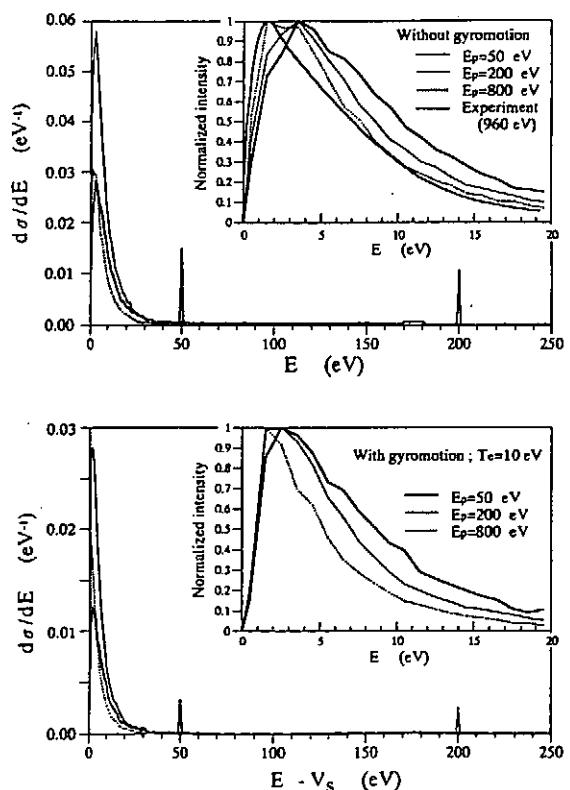
$V(x)$: シース端 ($x=10\lambda_D$) からの x 位置でのシース電圧



斜入射磁場・シース電界中の放出2次電子の軌道例
 (1次電子: マックスウェル分布, $T_e=30$ eV)



2次電子放出係数の1次電子エネルギーおよび電子温度依存性
 <斜入射磁場・シース電界の効果>



放出電子のエネルギー分布<斜入射磁場・シース電界の効果>

JFT-2Mにおける補集プローブ実験と実機試料分析

神戸商船大学 北村 晃、古山雄一、落合謙太郎、近藤 隆
原研東海研 前野勝樹、仙石盛夫、鈴木紀男、前田彦祐*

(1) 概要

SOLにおける粒子計測法の確立を目的として、時間分解型補集(回転)プローブを製作・改良し、基本的特性を明らかにするとともに、典型的放電条件下における重水素フラックス分布の時間的挙動を調べた。

このプローブ照射の前後において、壁の一部へのボロン蒸着がその場 Ar スパッタリングにより試みられた。B の付着、移送状態を調べるために、64 ショットの放電後複数個のダイバータタイルを取り出し、B、Fe、O のトーラス容器内分布の測定を行った。

(2) 補集プローブによる重水素フラックスの測定

上記の回転プローブと以前から用いている固定プローブを Fig.1 のように配置して 12 ショットのプラズマ照射を行い、反跳粒子分析法により Grafoil 補集板上の重水素を分析した。

プローブの直径やスリット部の改造により、回転プローブの時間分解能は 1.4 rad/s の回転速度でほぼ設計通り 25ms が得られた。磁気面に平行なプローブ先端部のピンホールカメラ型補集板上には電荷交換中性粒子 D⁰ が補集される。その密度分布は電荷交換中性粒子のドリフト方向を反映して非対称的になっている。また、この中性粒子 D⁰ の側面試料への寄与は 10% 程度以下であることが解った。

こうして D⁺ と D⁰ の分離測定により、両者の時間変化の違いや、D⁺ フラックスの緩和距離入のより正確な値の議論、そしてまた、ポロイダル方向に約 200mm 離れた固定プローブとの比較により、広範囲の空間依存性を議論することが可能になった。

(3) ダイバータタイル上の B、及び O、Fe の分析

Fig.2 に示すダイバータタイルを、陽子ビームを用いた RBS/ ¹¹B(p,3α)-NRA 同時測定により定量分析した。

Fe は C 中 100nm 程度の深さにわたって分布し、O/Fe ~5 であった。一方 B については、スパッタ蒸着中には直接付着しないと考えられる位置にも、10¹⁵B/cm² 程度の B 堆積が観測されていることや、若干の例外を除いて、トロイダル方向にもポロイダル方向にも Fe や O と良く似た分布を示していることなど、B の侵食、プラズマによる輸送、再付着を示唆する興味深い結果が得られている。

(4) 結論

補集プローブ、ならびに分析方法の精度向上により、周辺プラズマの挙動をより詳細、広範囲に議論することが可能になった。

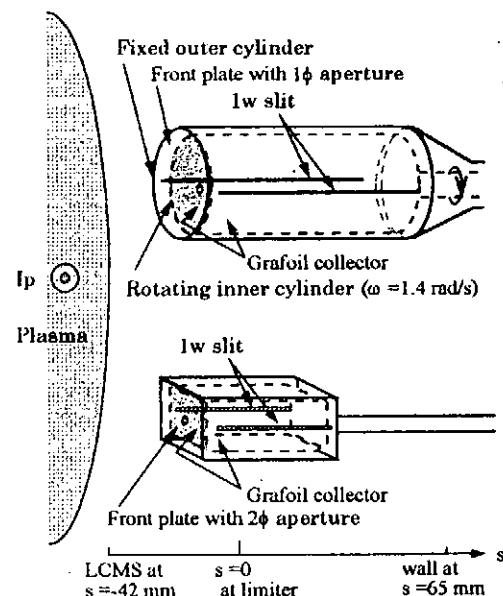


Fig.1. Schematic view of the rotating probe (top) and the fixed probe (bottom) located at the surface station of JFT-2M.

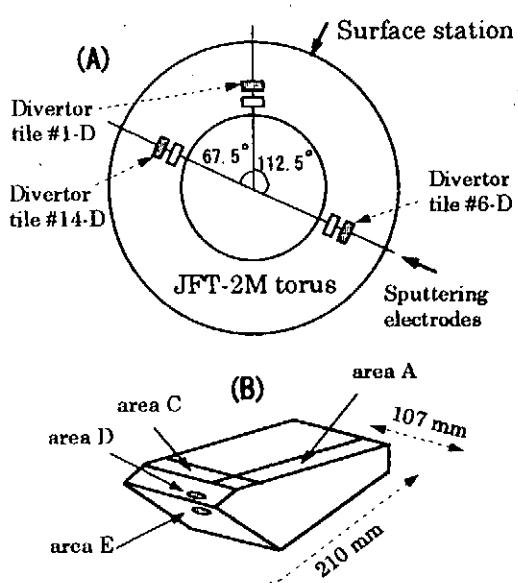
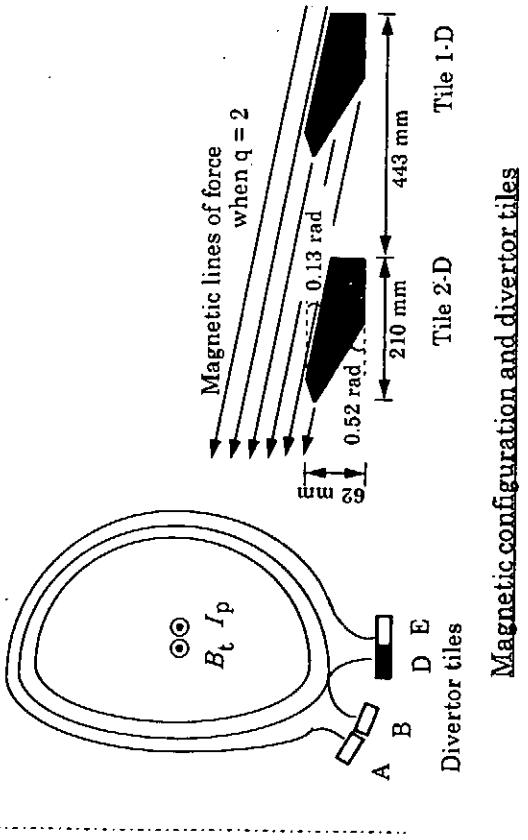
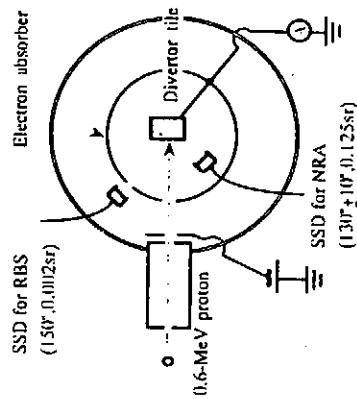


Fig.2. Toroidal location of the C divertor tiles (A), and analyzed areas on the tile (B).

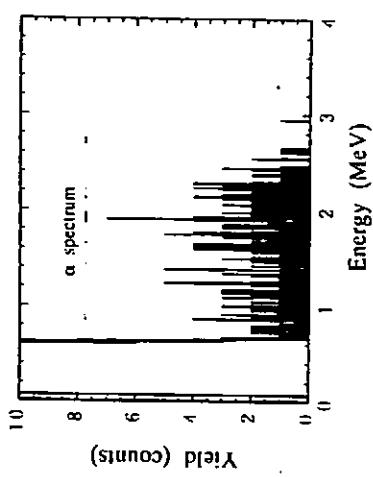
*本稿作製以前に逝去されました。



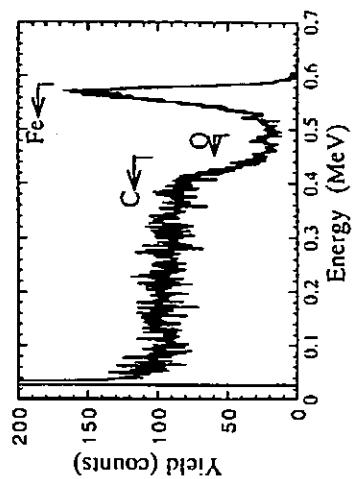
Magnetic configuration and divertor tiles



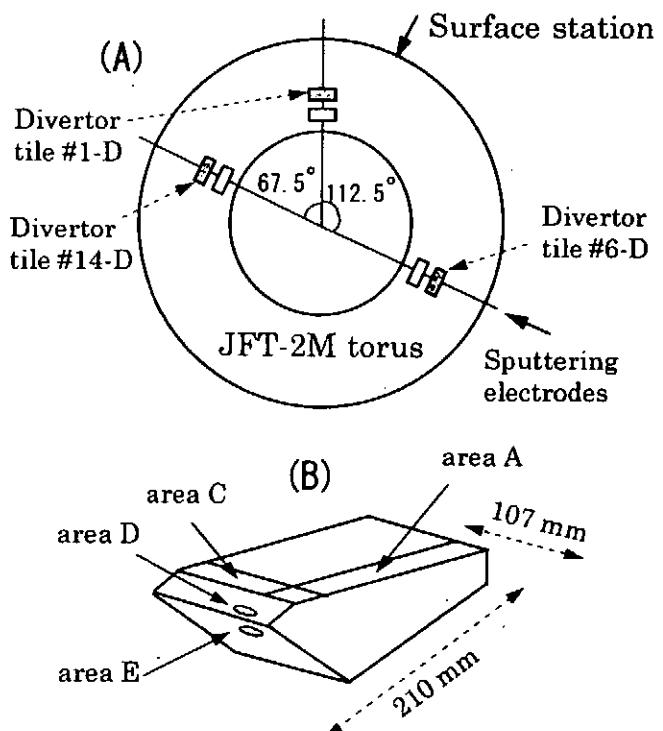
Set up for $^{11}\text{B}(\text{p},\text{3}\alpha)$ NRA/RBS analyses



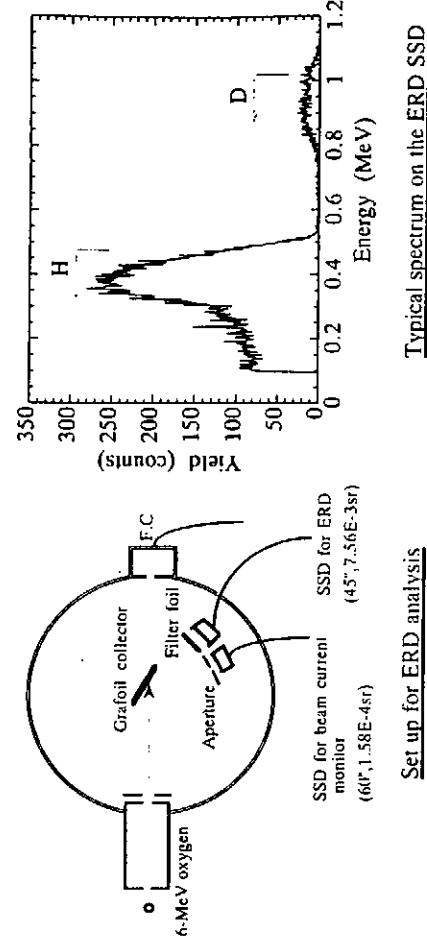
Typical spectrum on the NRA SSD



Typical spectrum on the RBS SSD

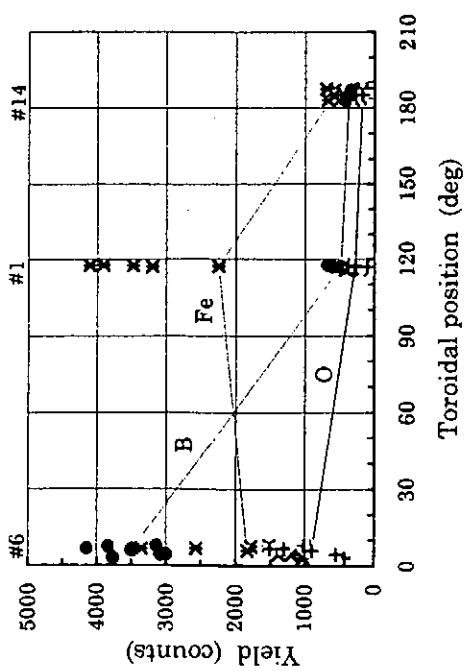


Toroidal location of the C divertor tiles (A), and analyzed areas on the tile (B).

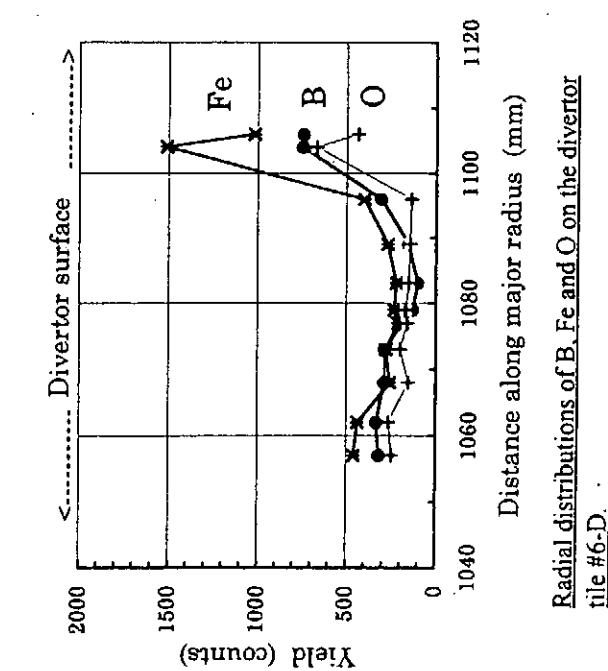


Typical spectrum on the ERD SSD

Set up for ERD analysis



Toroidal distributions of B, Fe and O on the divertor tile #6, #1 and #14.



Radial distributions of B, Fe and O on the divertor tile #6-D.

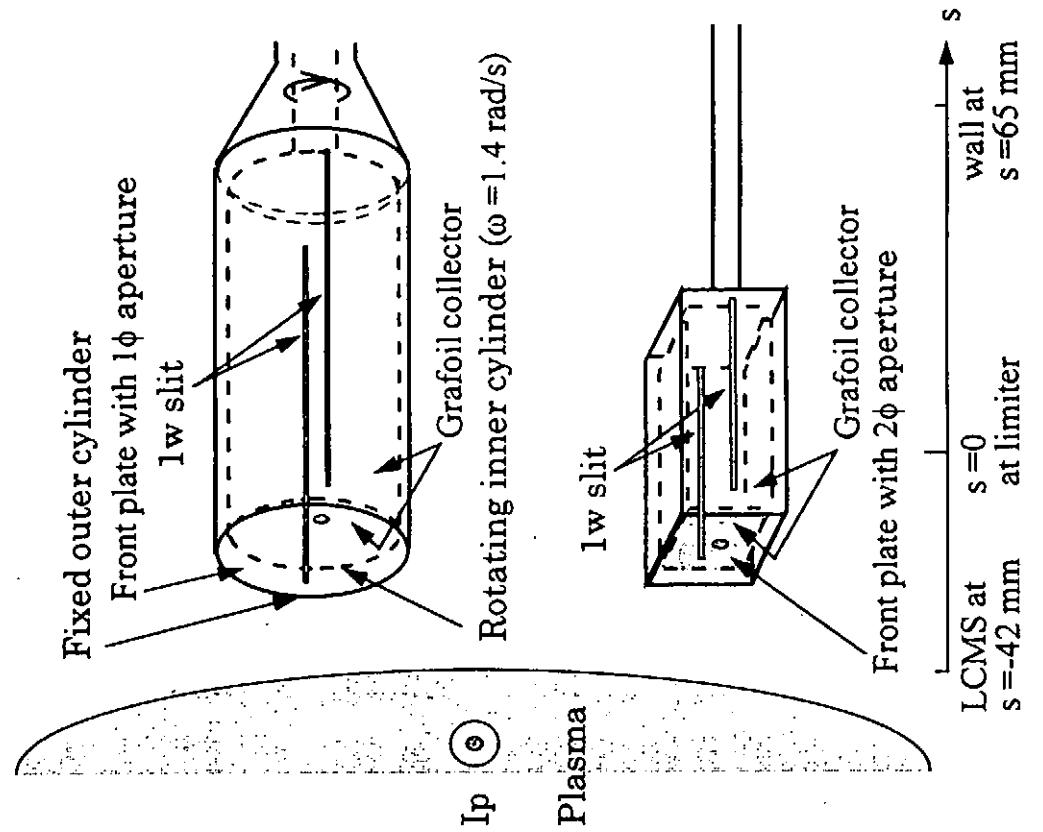
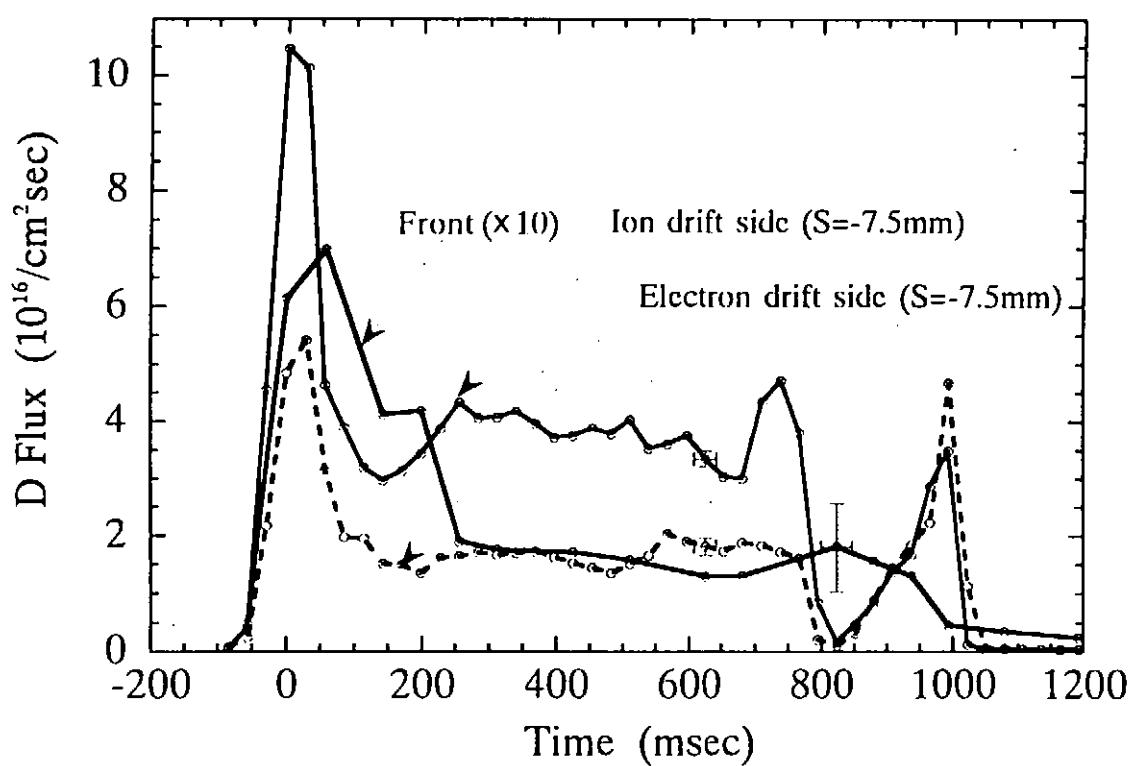
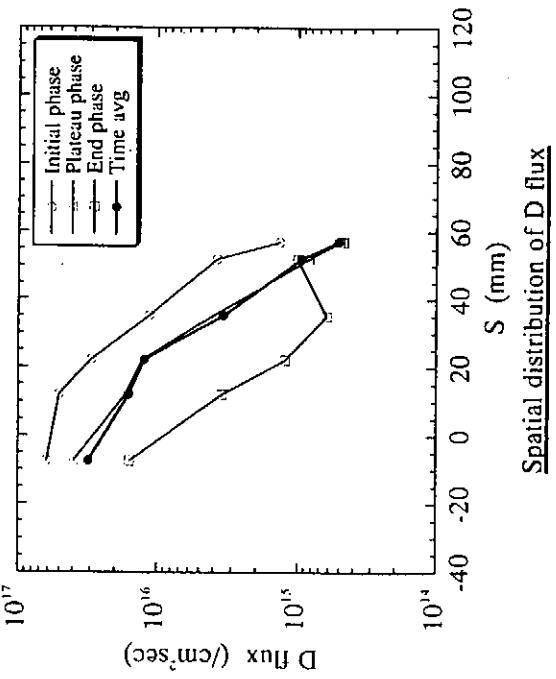


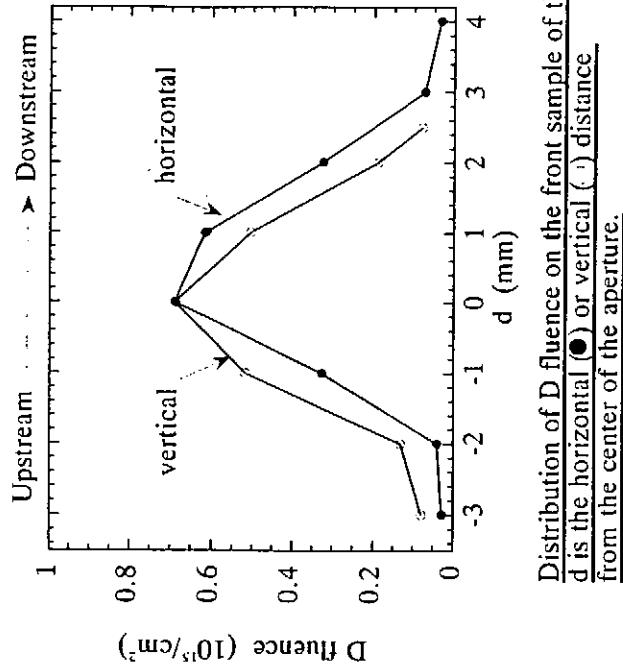
Fig. 1. Schematic view of the rotating probe (top) and the fixed probe (bottom) located at the surface station of JFT-2M.



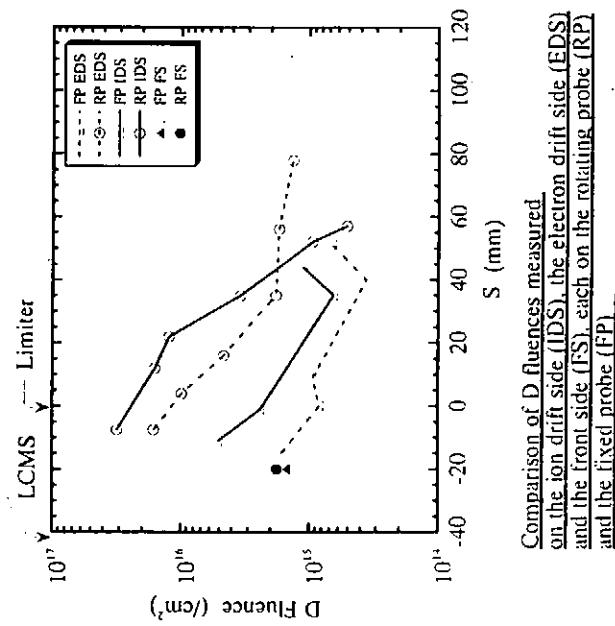
Time dependent flux of deuterium collected on each surface



Spatial distribution of D flux



Distribution of D fluence on the front sample of the FP:
 d is the horizontal (●) or vertical (○) distance from the center of the aperture.



Comparison of D fluences measured
on the ion drift side (IDS), the electron drift side (EDS)
and the front side (FS), each on the rotating probe (RP)
and the fixed probe (FP)

23. 研究会プログラム

平成7年9月12/13日 於 核融合研新館 8会議室

「プラズマと壁との相互作用に関する研究会」

核融合科学研究所共同専門研究委員会
核融合燃料材料相関基礎（FFMI）研究専門員委員会 共催

プログラム（敬称略）

9月12日（火曜日）

13:00	開会の辞	名古屋大学工学部	森田健治
セッション1	実機における PWI	(座長)	野田信明
13:10	J T - 60Uにおけるプラズマ壁相互作用研究の現状	日本原子力研究所	東島 智
13:50	Reversed Field Pinch(TPE-1RM15)のPWI	電子技術総合研究所	平野洋一
14:30	J F T - 2Mにおける金属閉ダイバータ実験	日本原子力研究所	仙石盛夫

15:10 - 15:30 休憩

セッション2	実機における PWI (続き)	(座長)	山口憲司
15:30	C H Sにおける PWI	核融合科学研究所	松岡啓介
16:10	Heliotron E, Alcator C-Modにおけるプラズマ対向壁の材質と不純物挙動	京都大学ヘリオトロン	近藤克己
16:50	ガンマ 10 タンデムミラーにおける PWI 研究	筑波大学プラズマ研究センター	中嶋洋輔

18:00 懇親会

9月13日（水曜日）

セッション3	実機における PWI (続き)	(座長)	高木郁二
9:00	TR I AM - 1Mにおける長時間放電下のプラズマ・壁相互作用	九州大学応用力学研究所	吉田直亮
9:40	高熱流プラズマと固体表面あるいはガスとの相互作用	名大工学部	高村秀一
10:20	TEXTORにおける高Zリミッタ実験	名大理工科学総合研究センター	田辺哲朗

11:00 - 11:20 休憩

セッション4 コメント (座長 田辺哲朗)

- 11:20 計測から見てどのような PWI 研究が必要か
核融合科学研究所 森田 繁
- 11:40 理論から見てどのような PWI 研究が必要か
核融合科学研究所 伊藤公孝
- 12:00 材料からみてプラズマ研究者に何を望むか
東京大学原子力施設 山口憲司
- 12:20 民間から見た PWI 研究へのコメント 未定

12:40 ~ 13:40 昼食休憩

セッション5 最近のトピックス (座長 吉田直亮)

- 13:40 原研における高Z材 (特に CVD-W) の開発状況
日本原子力研究所 中村和幸
- 14:10 トリチウムトラッキング
日本原子力研究所トリチウム研究室 奥野健二
- 14:40 水素リサイクリング 東京工業大学原子炉研 飯尾竣二

セッション6 一般講演 (座長 森田健治)

- 15:20 B2.5コードによるダイバータプラズマモデリング 東大工 大津繁樹
- 15:40 磁力線が斜めに入射する固体表面におけるプラズマ表面相互作用の
シミュレーション 徳島大工 大宅 薫
- 16:00 JFT-2Mにおける捕集プローブ実験と実機試料分析
神戸商船大 北村 晃
- 16:20 Possibilities of Application of Super-permeable Membranes
in Fusion Devices A. D. Livshitz
- 16:40 総合討論
- 17:10 終了の辞 核融合科学研究所 野田信明

40分講演は講演30分討論10分

30分講演は講演20分討論10分

一般講演は講演15分討論5分

24. 研究会出席者名簿（敬称略）

東大工原子力施設

小野双葉、山口憲司、山脇道夫、

原子力研究所

奥野健二、仙石盛夫、中村和幸、東島 智
筑波大学プラズマ研究センター

玉野輝男、中嶋洋輔

電子技術総合研究所

関根重幸、平野洋一

理化学研究所

岡崎清比古、雨宮 宏

東京大学工学部

大津繁樹

東京工業大学工学部

飯尾俊二

名古屋大学工学部

森田健治、上杉喜彦、大野哲靖、高村秀一、長崎正雅

名古屋大学理工科学総合研究センター

田辺哲朗、武藤俊介

京都大学工学部

高木郁二

京都大学ヘリオトロン研究センター

近藤克己

核融合科学研究所

伊藤公孝、河村考式、相良明夫、佐久間洋一、笹尾真美子、

鈴木 肇、野田信明、松岡啓介、森田 繁

大阪大学工学部

木津 要

大阪大学超高温研究施設

大塚祐介

神戸商船大学

北村 晃、古山雄一

徳島大学工学部

大宅 薫

広島大学工学部

張新宇、西野信博

九州大学工学部

西川正史、

九州大学応用力学研究所

徳永和俊、吉田直亮

福岡教育大学

大後忠志

ロシア

A. D. Livshitz

日立製作所

後藤純孝、白形弘文

川崎重工

鈴木達志

三菱重工核融合開発室

工藤文夫

NIFS-MEMO シリーズ出版リスト
(Recent Issues of NIFS-MEMO Series)

- NIFS-MEMO-1 都築哲哉、東井和夫、松浦清剛、「パソコンによる JIPP T-IIU プラズマの平衡位置フィードバック制御」1991年4月
T.Tsuzuki, K.Toi and K.Matsuura, "Feedback Control of Plasma Equilibrium with Control System Aided by Personal Computer on the JIPP T-II Tokamak" ; Apr.1991 (In Japanese)
- NIFS-MEMO-2 久保田雄輔、大林治夫、宮原 昭、大野和子、中村光一、堀井憲爾、「環境磁界の研究 (I) 三次元積分磁束計の開発」1991年7月
Y.Kubota, H.Obayashi, A.Miyahara, K.Ohno, K.Nakamura and K.Horii, "Development of Three-Dimensional Compact Magnetic Dosimeter for Environmental Magnetic Field Monitoring" , July,1991 (In Japanese)
- NIFS-MEMO-3 「核融合科学研究所技術研究会; 1991年3月19、20日 土岐文化プラザ」
1991年8月
"Proceedings of Symposium on Technology in Laboratories; Mar. 19, 20, 1991" Aug. 1991 (In Japanese)
- NIFS-MEMO-4 「プラズマ中におけるカオス現象」1991年8月
"Chaotic Phenomena in Plasmas" , Aug. 1991 (In Japanese)
- NIFS-MEMO-5 山崎耕造、「ファジー論理のトロイダルプラズマ制御への応用」
1992年2月 "Fuzzy Logic Application to Troidal Plasma Contol" , Feb. 1992 (In Japanese)
- NIFS-MEMO-6 平成3年度 核融合科学研究所 支援調査共同研究報告書 「大出力マイクロ波源の開発に関する調査研究」1992年4月
"Development of High Power Microwave Source" , Apr. 1992 (In Japanese)
- NIFS-MEMO-7 平成3年度 核融合科学研究所 共同研究(調査支援研究)研究成果報告書
「プラズマにおけるカオス現象」1992年11月
"Chaotic Phenomena in Plasma, II" , Nov. 1992 (In Japanese)
- NIFS-MEMO-8 NIFSシンポジウム報告書「核融合炉材料照射用強力中性子源の設計と大学の役割」1993年1月
"Design of Intense Neutron Source for Fusion Material Study and the Role of Universities" , Jan. 1993 (In Japanese)
- NIFS-MEMO-9 平成2、3、4年度 核融合科学研究所共同研究研究会研究成果報告書
「開放磁場における電位と輸送機構」1993年4月
(Ed.) K. Yatsu and T. Hatori "Potential Formation and Transport in Open Field Line Systems" , Apr. 1993 (In Japanese)
- NIFS-MEMO-10 伊藤公孝、「人口太陽は燃えるか 一核融合研究最前線—原子力オープン・スクール講演」1993年5月
K. Itoh, Reports of NIFS Collaboration Workshop from 1990 to 1992 at National Institute for Fusion SCience.

"At the Front of Fusion Research -Introductory Lecture Open to Public-",
May 1993 (In Japanese)

NIFS-MEMO-11 (Ed.) T. Kato

"Atomic Physics and Radiation in Divertor and/or Disruption Plasmas",
Aug. 1993 (In English)

NIFS-MEMO-12 平成4年度 核融合科学研究所 共同研究（調査支援研究）研究成果報告書
「プラズマのカオス現象（まとめ）」1993年10月
"Chaotic Phenomena in Plasma, III", Oct. 1993
(In Japanese)

NIFS-MEMO-13 久保田雄輔、野田信明、相良明男、井上徳之、赤石憲也、本島修,
「プラズマ対向材料の開発・研究用高熱負荷試験装置ACT」1994年3月
"Electron Beam Irradiation Test Facility for Research and Development of Plasma
Facing Components", Mar. 1994
(In Japanese)

NIFS-MEMO-14 「平成5年度核融合科学研究所技術研究会

日時：1994年3月23日-24日

場所：セラトピア土岐、土岐商工会議所」1994年7月

"Proceedings of Symposium on Technology in Laboratories
by Department of Engineering and Technical Services", July 1994
(In Japanese)

NIFS-MEMO-15 S.-I. Itoh, K. Itoh, G. Soltwisch, K. H. Finken,

"Study on Sawtooth and Transport
-- A Report of Japan-TEXTOR Collaboration --", Jan. 1995
(In English)

NIFS-MEMO-16 久保田 雄輔、野田信明、相良明男、井上徳之、赤石憲也、山本純也、本島修
「LHD用ダイバータ板の開発・研究各種カーボン・銅接合材の熱負荷試験」

Y. Kubota, N. Noda, A. Sagara, N. Inoue, K. Akaishi, J. Yamamoto, O. Motojima,
"Research and Development of Divertor Plates for LHD (High Heat Flux Tests of Various
Kinds of Materials)" Apr. 1995

NIFS-MEMO-17 江尻 晶,

「LHDにおける窓の熱設計」

A. Ejiri,

"Calculation of the Heat Transfer in the Windows of the Large Helical Device"
Nov. 1995