# 第25回 若手科学者によるプラズマ研究会

若手研究者による核融合研究の進展 -小型から大型装置までの計測・制御技術の共有-

令和5年3月1日(水)~3月3日(金)

量子科学技術研究開発機構 那珂研究所

### 第25回若手科学者によるプラズマ研究会

### 開催日時:令和5年3月1日(水)12:55-3日(金)16:00

### 開催場所:量子科学技術研究開発機構 那珂研究所 管理研究棟多目的ホール

最終更新日:2023/2/28

3	月1E	1 (水	()						
Ē	開始	*	終了	項目	No.	タイトル	名前(敬称略)	所属	座長
1	2:30					東海駅→那珂研 送迎バス発車			
1	2:55	- 1	3:00	連絡事項		連絡事項·会議趣旨説明	牛木 知彦	量子科学技術研究開発機構	
1	3:00	- 1	3:05	開催挨拶		開催の挨拶	井手 俊介	量子科学技術研究開発機構	
1	3:05	- 1	3:30	特別講演	A0	JT-60SAにおけるプラズマ制御と研究計画	浦野 創	量子科学技術研究開発機構	牛木
1	3:30	- 1	4:10	招待講演	A1	小型装置から原型炉までの幅広い領域での計測	江尻 晶	東京大学大学院 新領域創成科学研究科	
1	4:10	- 1	4:25	休憩		諸手続			
1	4:25	- 1	5:05	招待講演	A2	GAMMA 10/PDXおよびPilot GAMMA PDX-SCにおける計測と制御	吉川 正志	筑波大学 プラズマ研究センター	
1	5:05	- 1	5:25	一般講演	01	GAMMA 10/PDXにおける不純物ガス入射時の非接触プラズマ形成過程の研究	岡本 拓馬 髙橋 理志	筑波大学	仕暇
1	5:25	- 1	5:45	一般講演	02	筑波大学における原型炉ダイパータ級定常高密度プラズマ源開発の状況	瀬戸 拓実 宮内 礼那	筑波大学	r⊥≢r
1	5:45	1	6:05	一般講演	03	周辺プラズマにおける大角度散乱効果	梅崎 大介	九州大学	
1	6:05	- 1	6:20	休憩					
1	6:20	- 1	6:40	一般講演	04	Hard X-ray measurement in the scrape off layer in the TST-2 spherical tokamak	林 彧廷	東京大学	
1	6:40	- 1	7:00	一般講演	05	Spectroscopic Study of Fast Electrons Induced by Lower Hybrid Wave in TST-2 Spherical Tokamak	田 一鳴	東京大学	山崎
1	7:00	- 1	7:20	一般講演	06	有限要素法における積分形骸電率テンソルを用いた低減混成波の吸収評価	安立 史弥	東京大学	
1	7:30					那珂研→勝田 送迎バス発車			
1	9:00					懇親会(勝田)			

<mark>3月2</mark>		(木)						
開始		終了	項目		タイトル	名前(敬称略)	所属	座長
8:20					東海駅→那珂研 送迎バス発車			
8:50	-	9:10	一般講演	07	電気的に非中性な2流体プラズマの反差動運動に関するPICシミュレーション	中島 雄太郎	京都工芸繊維大学	
9:10	-	9:30	一般講演	08	ネストトラップ内で重量された2流体プラズマの分布を高時間分解能で撮影する方法の開発	岡田 敏和	京都工芸繊維大学	仕堅
9:30	-	9:50	一般講演	09	RFPプラズマ装置RELAXでトカマクプラズマを生成するための装置改造と初期実験結果	井上 孟流	京都工芸繊維大学	NT #1
9:50	-	10:10	一般講演	10	単一ポートからの軟X線画像計測を用いたトーラスプラズマの三次元形状推定手法	稲垣 秦一郎	京都工芸繊維大学	
10:10	-	10:25	休憩					
10:25	-	10:45	一般講演	11	大型ヘリカル装置におけるBolometry用トモグラフィの開発	宗近 洸洋	東京工業大学	
10:45	-	11:05	一般講演	12	イオン温度・電子エネルギー分布再構成を用いた磁気リコネクション加速・加熱の実験的検証	奥西 衛門 好永 るり佳	東京大学	牛木
11:05	-	11:45	招待講演	A3	流体の画像計測手法と核融合プラズマへの応用(オンライン)	鈴木 康浩	広島大学大学院 先進理工系科学研究科	
11:45	-	12:50	休憩		昼休み			
12:50	-	13:10	一般講演	13	LHDにおけるHモードプラズマに対する分光計測・解析	胡 文卿	総合研究大学院大学	
13:10	-	13:30	一般講演	14	機械学習を用いた核融合炉の磁場配位最適化研究	薮本 宙	総合研究大学院大学	若月
13:30	-	14:10	招待講演	A4	順方向シミュレータにより実現可能なモデル予測制御	伊達 央	筑波大学	
14:10	-	14:25	休憩					
14:25	-	15:05	招待講演	A5	QUESTの長時間運転における計測と制御(オンライン)	長谷川 真	九州大学 応用力学研究所	
15:05	-	15:25	一般講演	15	JT60SAにおけるトムソン散乱計測データ解析システムの開発状況	秋光 萌	量子科学技術研究開発機構	
15:25	-	15:45	一般講演	16	JT-60SAにおけるプラズマ真空容器排気ガス分析システム	松永 信之介	量子科学技術研究開発機構	山崎
15:45	-	16:00						
16:00	-	16:40	招待講演	A6	JT-60SA 計測器開発の概要	仲野 友英	量子科学技術研究開発機構	
16:40	-	17:20	招待講演	A7	ITER計測装置の開発と挑戦	波多江 仰紀	量子科学技術研究開発機構	
17:30	-				那珂研→勝田 送迎バス発車			

3月3	E (	金)							
開始		終了	項目		タイトル	名前(敬称略)	所属	座長	
8:20					東海駅→那珂研 送迎バス発車 到着後事務手続き/連絡事項				
9:00	-	9:20	一般講演	17	トカマク周辺乱流シミュレーションに向けた大域的ジャイロ運動論コードの開発	奧田 修平	京都大学		
9:20	-	9:40	一般講演	18	縮約輸送モデルと動的連成計算を活用したトカマク大域乱流輸送解析	中山 智成	総合研究大学院大学	什堅	
9:40	-	10:00	一般講演	19	核融合プラズマのマルチスケール乱流間相互作用研究のための計測システム開発	那须 達丈	総合研究大学院大学	1/III ± J	
10:00	-	10:20	一般講演	20	Multi-field SVDによる乱流場の非線形量の特徴抽出	彌冨 豪	総合研究大学院大学		
10:20	-	10:35	休憩						
10:35	-	10:55	一般講演	21	外部RMPに対する交換型不安定性の応答の運転条件依存性	伊藤 秀	名古屋大学		
10:55	-	11:15	一般講演	22	磁気ノズル型推進機における密度構造形成の運動論的解析	江本 一磨	横浜国立大学	隅田	
11:15	-	11:35	一般講演	23	DT-ALPHAにおける水素分子活性化再結合プラズマ生成に向けた取り組み	吉村 渓冴	東北大学		
11:35	-	11:50			写真撮影				
11:50	-	12:50			昼食				
12:50	-	13:10			JT-60SAツアー				
13:10	-	15:50			ポスター				
15:50	-	16:00			閉会				
16:00					那珂研→勝田 送迎バス発車 (ときわ76号 16:47発)				
ポス	ポスターセッションのみ								

1.	/ L/.								
開始	終了	項目		タイトル	名前(敬称略)	所属			
		一般講演	24	Prediction of the VDEs in QUEST	張 世中	東京工業大学			

# 小型装置から原型炉までの幅広い領域での計測

## Diagnostics for small devices and demo reactors

# 東京大学 江尻晶

小型装置と原型炉における計測には、比較的単純な計測機器で構成しなければならない という共通点がある。小型装置では、マンパワーと予算の少なさから、高度、高価な計測 機器を整備することは難しい。一方、原型炉では、プラズマに対向する第一壁の大部分を トリチウム増殖モジュールで覆わなければならず、計測機器を配置できる面積は限られて いる(1%以下)。さらに、中性子、ガンマ線、中性粒子照射という環境に長期間耐えられな ければならない。また、保守が容易でないことから、計測機器は単純でなければならい。 本講演では、小型装置における単純な計測を取り上げつつ、原型炉での計測との比較を行 う。単純な測定では、必ずしも知りたい情報が直接得られるわけではないが、プラズマに 関する多くの情報が含まれており、単純な測定を活用することで得るものは多い。

トマカクを考えた場合、磁気計測はもっとも重要な計測であり、プラズマの位置や形状 を知る重要な手段である。単純な手法で最外殻磁気面の位置を求める手法を紹介する。具 体的な磁場計測手法としてのループやコイルでの電磁誘導を利用する手法は単純であるが、 積分をしなければならず、原型炉のように連続運転が長期にわたる場合、積分値のドリフ トが避けられない問題となる。また、小型装置でも磁気計測に求められる精度は高く、ド リフトが問題になる可能性がある。磁気計測はプラズマ中の不安定性を求めるのにも利用 されるが、モード数を求める際には注意が必要である。ここでは、共鳴面に電流フィラメ ントを配置して、モード数を求める手法を紹介する。

プラズマは、電波からX線に至るまでの様々な電磁波を放出しており、それらの測定は、 比較的単純であることから、小型装置でも原型炉でも有用である。特に原型炉では、常時 用いる計測のかなりの部分が電磁波計測である。比較的低温なプラズマでの可視発光測定 について紹介する。可視光は様々な部品が利用できる点が利点であり、受動的な測定でも プラズマの状態を知ることができる。高分解能分光による温度、速度だけでなく、大雑把 な電子温度の把握、プラズマ壁相互作用等、様々な情報が得られる。上述したように原型 炉では、計測機器を配置できる面積が限られており、少ない計測から多くの情報を得るこ とが求められる。その意味で、小型装置での原型炉用の計測の開発も期待されている。

多くのプラズマの温度は、0.1-10 keV であり、軟 X 線での発光が強く、プラズマのマクロな状態や MHD 不安定性の研究に使われる。硬 X 線は、主として高エネルギー電子の状態を反映する。軟 X 線、硬 X 線測定の原理と活用例を紹介する。

最後に可視カメラの解析例を紹介する。近年の技術開発によりカメラで取得した情報量 は急激に増えている。一方、この情報量を活かした解析は難しく、何らかのブレークスル ーが求められている。

### GAMMA 10/PDX および Pilot GAMMA PDX-SX における計測と制御

筑波大学プラズマ研究センター 吉川正志

GAMMA 10/PDX は、世界最大のタンデムミラー型プラズマ閉じ込め装置であり、磁場と電場制御によるプラズマ閉じ込め研究と、端損失プラズマを利用したダイバータ模擬研究を行っている。GAMMA 10/PDX は、全長27m、プラズマ径は主閉じ込め領域であるセントラル部では約 0.36 m である。プラズマ密度、電子温度、イオン温度は通常、2×10<sup>18</sup> m<sup>-3</sup>、40 eV、5 keV である。GAMMA 10/PDX では、両端部のミラー部で電子サイクロトロン共鳴加熱(ECRH)を行うことで閉じ込め電位を生成して閉じ込め改善を行っており、磁場に加えて電位によっても閉じ込めを行うことが大きな特徴である。計測では、静電プローブ、金中性粒子ビーム、エンドプレート電位計測、マイクロ波干渉計、コム・ドップラー反射計、高速カメラなどの様々な計測システムを使用してプラズマ研究を行っている。また、トムソン散乱計測システムを偏光制御と像転送光学系を利用してマルチパス化し、トムソン散乱信号強度の増強と高時間分解計測による高度化を進めている。

一方、昨年10月にファーストプラズマ生成を達成した Pilot GAMMA PDX-SC は超 伝導コイルを用いた単純ミラー磁場の定常プラズマ実験装置で、ダイバータ模擬実験 を行うことを目的としている。Pilot GAMMA PDX-SC は、カスケードアークやヘリコンプ ラズマをプラズマ源として、生成したプラズマをイオンサイクロトロン共鳴加熱(ICRH) や ECH によって加熱し、プラズマ密度 10<sup>19</sup> m<sup>-3</sup>以上、電子温度 10eV 以上の定常プラ ズマを生成予定である。Pilot GAMMA PDX-SC の超伝導コイル間は、4.3 m、中心部、 スロート部のプラズマ直径は約 0.5 m、0.05 m である。ファーストプラズマは、マイクロ波 干渉計による線平均電子密度計測では、スロート部で 7.7×10<sup>18</sup> m<sup>-3</sup>、プラズマ中心部 で 1.8×10<sup>18</sup> m<sup>-3</sup> であった。今後、プラズマ安定化、ICRH、ECRH によるプラズマ加熱 を行い、プラズマ性能を上げつつ、ダイバータ模擬実験に向けた計測の整備を進めて いく。

講演では、GAMMA 10/PDX および Pilot GAMMA PDX-SC における計測と制御に ついて概説する。

### 流体の画像計測手法と核融合プラズマへの応用

#### 鈴木康浩

### 広島大学大学院先進理工系科学研究科機械工学プログラム

核融合炉の運転シナリオは、現在行われているどの核融合プラズマ実験装置実験の運転 シナリオとも大きく異なる。例えば、パルス型の核融合炉の運転を考えた場合、数分から数 十分の核融合プラズマ立ち上げフェーズ後に数時間の定常運転、その後に数分から数十分 かけてプラズマの立ち下げる運転シナリオが考えられる。加えて、数時間の定常運転中も、 見かけ上、温度と密度が一定に維持されているにもかかわらず、実際には自立性の高い核融 合プラズマが定常で維持されるように常にフィードバックコントロールが加えられる。つ まり、核融合炉の制御を考えた場合、その大きさとパワー故にかかる立ち上げと立ち下げ時 間中のプラズマの振る舞い、一見、「定常に見える」核融合プラズマのダイナミクスを計測 し、ダイナミクスを制御することが必要となる。しかし、核融合プラズマ研究では、対象と なるプラズマが極限環境となる困難さ故、ある時間のスナップショットを採ることに集中 し、ダイナミクスを計測することが十分ではない。

一方、流体工学では、流れの速度場を計測することに注力している分野である。特に乱流 による抵抗や撹拌を理解するためには、非定常的な流れの速度場を可視化することが重要 である。従って、流体工学はダイナミクスの計測に主眼を置いている。さらに、流体工学で は実験にせよシミュレーションにせよ、必ず相似則に基づいた無次元量を考慮することか ら考察が始まる。風洞実験を考えた場合、無次元量を実際の流体に合わせることで、流れの 相似性を担保することが出来る。

本公演では、ダイナミクスを計測することに長けた流体工学の画像計測手法を紹介し、核 融合プラズマへの展開を紹介する。また、相似則を考慮することで、如何に小型装置実験か ら大型装置実験へ繋げるかを考察し、あるべき原型炉計測手法開発について問題提起する。 九州大学 高温プラズマ理工学研究センターでは、将来の基幹エネルギー源として必要に なる核融合炉の実現を目指し、先進的磁気閉じ込め配位である球状トカマク装置 QUEST (Q-shu University Experiment with Steady-State Spherical Tokamak)を用いて基礎研究を 行う QUEST 計画を 2007 年に開始している。核融合炉での重水素と三重水素の燃焼反応を 行い、プラズマの長時間定常運転を行うためには、燃料となる水素など粒子リサイクリング

を制御して、真空容器内の粒子を適切な量に維 持することが重要になる。真空容器壁の表面で の粒子の再結合が壁温に強く依存する性質を 利用して、QUEST では高温壁による粒子制御 が提案され、室温から400℃までの温度条件で 長時間トカマク運転が実施されている。高温壁 の温度は最高500℃まで昇温可能で、核融合炉 の壁温を模擬した環境でトカマク実験を行う ことが可能である。

真空容器内の粒子制御を行うために、プラズ マ対向壁の温度を能動的に制御できることが、 QUEST 装置の大きな特徴の一つである。この ために、真空容器内には高温壁(図1)が設置 されている。高温壁のパネル内にはシースヒー ターが埋め込まれ、設計上 500℃までの加熱が 可能である。またその背面には冷却水配管が設 置され、冷却することも可能であり、高温壁の 温度の能動制御が行える。対向壁などにおける 粒子の再結合が強く温度に依存することから、 長時間放電時には高温壁や真空容器壁、また輻 射シールドなど構造物の温度が多数の温度セ ンサーを用いて詳細に計測され(図2)、そのフ ィードバック制御により高温に維持される。そ の他に講演では燃料粒子の供給に関する制御 や長時間放電におけるプラズマ位置や形状の リアルタイム同定の方法、また高温壁を用いた 長時間放電における粒子制御の実験結果等に ついて述べる。



Hot wall Vacuum Vessel



図1 プラズマ対向壁としての(上)高温 壁 3D 概念図と(下) 高温壁パネル



図2 下側トロイダル断面図での温度 センサー設置位置

#### ITER の計測装置の開発と挑戦

#### 波多江仰紀

#### 量子科学研究開発機構 量子エネルギー部門那珂研究所 ITERプロジェクト部

ITER の計測装置の多くは既存の実験装置で計測手法が確立されてはいるものの、これまでに経 験したことのない放射線・熱・電磁力の厳しい環境の下で、高い計測性能と信頼性を発揮すること が求められている。また原子力施設である ITER の構成機器一部である計測装置は、原子力安全 に係るフランス国内の規制・基準をクリアする必要がある。そのためには、プラズマからの輻射熱、 核発熱、ディスラプションや VDE による電磁力と振動、地震等の負荷に対して構造健全性を維持 する必要がある。加えて放射線遮蔽と停止後線量の要求、事故時のトリチウム境界の維持、フラン ス原子力規格(RCC-MRx 等)に基づく設計や製作関する多岐に渡る厳しい要求を満足しなければ ならない。ITER の計測装置の開発では、プラズマ計測技術の開発に加えて、上記の要求事項へ の対応に多くの時間を割くことになる。

ITER の計測装置の開発では、従来の知見では対応できないこともあり、R&D を通じて要素技術 を確立し着実に開発を進めている。その一例として、ミラークリーニングを紹介する。ITER の光学 計測装置では、放射線による影響(光学素子の透過率の劣化等)対策はさることながら、既存の計 測装置にはない機能が必要となる。ポートプラグ内に設置した観測用ミラーの保守作業は極めて 困難であり、ポートプラグを ITER から取り外しミラーを交換するとなると、ポート全体で 20 年間に 5 回以下に機会が限定される。ITER の運転期間中にミラー上に堆積したベリリウム等によって低下し た反射率を回復するためには、トカマク放電の停止中に、ミラーを電極として高周波プラズマを生 成し、ミラーに向かって加速されたイオンによる物理スパッタリングで不純物を取り除くミラークリー ニングシステムを新たに開発する必要がある。実験室レベルでミラークリーニングの原理実証はす でに行われたが、実機に搭載するには未だ不明な点が多く、種々の R&D が進行中である。

本公演では、ITER の計測装置の開発に関する上記の要求事項と設計のプロセスについて概観 し、技術課題解決に向けたアプローチについても紹介する。

QST 第25回若手科学者によるプラズマ研究会 予稿 2022年3月1日-3日 @ 量子技術研究開発機構 那珂研究所

GAMMA 10/PDXにおける不純物ガス入射時の

非接触プラズマ形成過程の研究

### Study on detached plasma formation during impurity gas seeding in the GAMMA 10/PDX divertor simulated plasma

岡本拓馬、髙橋理志、江角直道、東郷訓、重松直希、瀬戸拓実、髙梨宏介、 宮内礼那、 河原大翔、河野恵士、坂本瑞樹

OKAMOTO Takuma, TAKAHASHI Satoshi, EZUMI Naomichi, TOGO Satoshi, SHIGEMATSU Naoki, et al.

プラズマ研究センター、筑波大学

Plasma Research Center, University of Tsukuba

### はじめに

磁場閉じ込め型の核融合炉では、ダイバータへの 熱負荷の低減が重要な課題のひとつであり、これに は中性ガスを入射することで非接触プラズマを形成 する方法が有効と考えられている。近年、窒素と水 素を重畳入射することで窒素分子の介在した分子活 性化再結合(N-MAR)が粒子束を大きく低減させるこ とが確認されており [1,2]、筑波大学プラズマ研究セ ンターの GAMMA 10/PDX に設置されているダイバ ータ模擬実験モジュール(D-module)における先行研 究よりイオン粒子束の低減には流入するイオン種の 変化が関与している可能性が示唆されている [3]。 しかし、多くのイオン種が関わる N-MAR の反応過 程は複雑であり十分に理解されていない。そこで、 本研究では D-module に H<sub>2</sub>, N<sub>2</sub> ガスを重畳入射した 際に形成される非接触プラズマの原子分子過程を詳 細に理解することを目的とし、プローブ等を用いた イオン種のより詳細な検討に加え、高速度カメラに よる H<sub>α</sub>, H<sub>β</sub>線ならびに窒素原子、分子の発光線を加 えた4波長の発光強度の時空間分布同時観測を行っ た。

### 実験・計測装置

本研究では、D-module内に N2 および H2 を入射す る実験を行った (図 1)。放電時間 400 msec (t = 50~ 450 msec)に対し、N<sub>2</sub>をt~100 msec、H<sub>2</sub>をt~150 msec から入射するよう調整した。計測系は高速度カ メラ、イオンセンシティブプローブ (ISP)、静電プロ ーブ、可視光分光器、ASDEX ion Gauge を使用した。



図 1: D-module のガス入射位置と計測器

高速度カメラには4波長同時観測を行うため、四 分岐光学系としてアルバプリズム [4] を取り付け た。

#### 結果

高速度カメラを用いた不純物重畳入射時のプラズ マの発光分布の時空間変化から、N2ガスが消費され ていることを示唆する結果を得た (図 2)。この際 NH ラジカルの発光の増加が観測されており、入射 N2は H<sub>2</sub>と反応してNH生成過程に関与している可能性が 示唆される。



図 2: (a) N<sub>2</sub>のみ(b) N<sub>2</sub>+H<sub>2</sub>入射時の 240-250 msec 時の 高速度カメラで計測された N<sub>2</sub>1ps/Hβの空間分布

また、ISPイオンコレクタ電流の時間変化(図3)に おいては、N2 重畳入射時にのみ不純物イオンの影響 と思われる2つのピークが現れた。本結果について、 発表では分光計測結果と比較し詳細に考察する。



本研究は JSPS 科研費 19K03790, 22H01198 および自然科学研究 機構・核融合科学研究所双方向型共同研究(NIFS19KUGM137, NIFS19KUGM146 and NIFS20KUGM148)の支援のもと実施されま

[1] R. Perillo et al., PPCF 60, 105004 (2018)

した。

- [2] N. Ezumi et al., Nucl. Fusion 59 (2019) 066030.
- [3] H. Gamo, et al., Plasma and Fusion Research 16 (2021) 2402041.
- [4] E. Shoji et al., Exp. Thermal and Fluid Science 60 (2015) 231.

### Pilot GAMMA PDX-SC における定常高密度水素プラズマ源開発の状況 筑波大プラ研セ<sup>1</sup>,神戸大<sup>2</sup>,東京農工大<sup>3</sup> 瀬戸拓実<sup>1</sup>,宮内礼那<sup>1</sup>,江角直道<sup>1</sup>,平田真史<sup>1</sup>,東郷訓<sup>1</sup>,坂本瑞樹<sup>1</sup>,古川武留<sup>2</sup>,篠原俊二郎<sup>3</sup>

### 1. はじめに

原型炉開発の重要な課題であるダイバータ設計に おいては、原型炉級ダイバータ模擬装置による実験を 通じた物理解明が不可欠である。筑波大学プラズマ研 究センターでは、原型炉級のダイバータ模擬実験装置 建設に資する、pilot GAMMA PDX-SCを建設中である。 本研究ではその建設課題の一部である原型炉ダイバ ータ級の定常高密度プラズマ生成にむけて、(1)TPD型 の熱陰極アーク放電、(2)へリコン波プラズマ源に着目 した。本講演では各プラズマ源の開発状況と今後の展 望を報告する。

### 2. TPD型熱陰極アーク放電

水素放電は、他のガス種と比べて不安定で高密度化 が難しく、放電電極や容器は大きな熱負荷に晒される こと、水素分子が放電に与える影響を解明することな どの課題がある。そこで本研究は、Pilot 装置のファー ストプラズマの生成に使用した熱陰極アーク放電プ ラズマ源における放電電極への熱負荷特性について、 冷却水の温度変化から評価し、生成された水素プラズ マとの関係性について議論することで、水素放電の安 定化ならびに高密度化に向けた知見を得ることを目 的とする。

本研究で用いた熱陰極アーク放電装置はLaB<sub>6</sub>熱陰 極、5つの中間電極、陽極から構成されるTPD型の装置 である(図1)。陰極は裏面からカーボンヒーターを用い て加熱する傍熱型を採用している。放射温度計を用い てLaB<sub>6</sub>表面温度を計測しLaB<sub>6</sub>加熱特性を、ヒーターの 消費電力とともに調べた。また陰極加熱時と水素プラ ズマ生成中の冷却水の温度を比較し、各電極への熱負 荷特性を評価した。各電極等は各々独立に冷却可能な 配管を施し、各系統には温度測定可能な流量計を設置 した。各電極における熱負荷Q[kW]は各電極に流れる 冷却水の流量F [l/s]と温度変化 $\Delta T$  [°C]を用いて次式か ら評価する。



図1 Pilot GAMMA PDX-SCのアークプラズマ源概略図

 $Q [kW] = 4.19 \times F \times \Delta T (1) \tag{1}$ 

アノードでは熱負荷1.1 kWで、カソード・中間電極 と比べて最も大きかった。アノードは放電電流を担う 大きな電子粒子束によって、熱輻射の大きいLaB6から 最も離れているにも関わらず、熱負荷が最も大きい。 講演ではヒーター・LaB6の加熱特性や、ファーストプ ラズマの生成にあたり判明したPilot装置での熱に関す る諸課題とその対応も報告する。

### 3. ヘリコン波プラズマ源

MHz帯の高周波放電としてCCP、ICP、ヘリコン波プ ラズマが挙げられ、ヘリコン波プラズマは定常高密度 で大口径プラズマ生成実績がある。しかし原型炉ダイ バータ級のパラメータでプラズマ生成を行うには、物 理的には10<sup>20</sup>m<sup>-3</sup>程度で密度飽和することや、技術的に は大電力放電に向けた装置冷却が必要などの課題が ある。これらの課題を網羅的に調査できるプラズマ源 開発を目指し、新規高周波プラズマ源開発とその特性 評価を行った。

開発は筑波大学プラズマ研究センターの小型装置 CTP (Compact Test Plasma device)を用いた。本装置は全 長約1m、内径約13 cmの真空容器からなり、放電部と 計測部で構成される。放電部では定常プラズマや大電 力RF回路からの熱を受ける。そこで水冷2ターンフラ ットループアンテナ(外径10,5cm)に 13.56 MHz高周 波を給電し、水冷式の二重石英窓を通じて真空容器内 にプラズマを生成した(図2)。計測部には2つの磁場コ イルが設置されており、その中央部に設置した可視領 域分光器にて分光計測を、装置終端の金属板でプラズ マの浮遊電位計測を行った。アルゴンと水素でプラズ マ生成を行い、アルゴンでは弱磁場で浮遊電位の不連 続な変化がみられ、その際の発光スペクトルの変化か ら、ICP放電へ遷移した可能性が示唆された。講演では プラズマ源の詳細とプラズマ特性を報告し、今後の開 発課題について議論する。



### 図2 水冷式の2重石英窓と2ターンフラットループア ンテナによるCTP放電部(高周波)の模式図

本研究の一部は、核融合科学研究所双方向型共同研究 (NIFS19KUGM137, NIFS20KUGM148, NIFS17KOAF005, NIFS20KUGM150)の支援を受けて行われました。

# 周辺プラズマにおける大角度散乱効果

# 九大院工 梅崎大介 Effect of large-angle scattering in edge plasmas Kyushu Univ. D. Umezaki

核融合炉の実現に向けて、ダイバータ板にかかる熱 負荷の低減は、最重要課題の一つとみなされている。 ダイバータプラズマ領域には、再結合反応やガスパフ により供給された中性粒子(原子・分子)が存在し、プ ラズマの振る舞いに大きな影響を与える。周辺プラズ マ解析のために、プラズマを流体で扱う統合コードが 数多く開発されている。SOLPS コード[1]では、簡易的 な方法で中性粒子との相互作用が考慮されている。 SONIC コード[2]は原型炉設計等で多くの成果を挙げ ているが、磁場に垂直な方向へのイオン一中性粒子間 の相互作用の影響は考慮されていない。イオン一中性 粒子間で生じる弾性散乱ではクーロン散乱と異なり大 角度散乱も生じ、一度の散乱で大きなエネルギーが輸 送され、粒子の軌道も大幅に変化しうる(図1[3])。 我々の以前の検討で、大角度散乱により磁場垂直方向 への粒子輸送が生じること[4]、磁場強度が小さい先進 ダイバータ配位では大角度散乱を考慮しない場合に比 べて、熱負荷が更に減少する可能性を報告している。 また、これまでの検討では、弾性散乱による粒子の運 動の変化を、微分断面積を考慮して厳密に記述できる 軌道計算モデルを用いてきた。しかしながら、軌道計 算モデルは計算負荷が大きく、中性粒子や不純物粒子 と合わせた大規模な解析には不向きである。そこで



Boltzmann 衝突項を、微分断面積を用いて直接計算し、得られた値を速度で積分することで、統 合コード SONIC のプラズマ流体コード SOLDOR に導入できる形式で、中性粒子との弾性散乱 により生じる流速を計算できるモデルを開発した。図2に、中性粒子の流速 $V_{ny} = 10^4$  m/s の場 合の、vx-vy 平面における Boltzmann 衝突流入項を示す。この時、中性粒子との弾性散乱により 駆動されるイオンのz軸方向の流速は、原型炉クラスのB=5.0 T において、210 m/s となる。こ れは SONIC で用いられている、拡散近似から得られる流速より一桁程度大きい。発表では、軌 道計算モデルによる結果についても議論する。

[1] A.S. Kukushkin et al., Fusion Eng. Des. 86, (2011) 2865., [2] H. Kawashima et al., Plasma Fusion Res. 1, (2006) 031.
[3] P.S. Kristié and D.R. Schultz, At. Plasma-Mat. Interact. Data Fusion 8, (1992) 1.

[4] D. Umezaki and H. Matsuura, Plasma Fusion Res. 16, (2021) 2403021.

# Hard X-ray measurement in the scrape off layer in the TST-2 spherical tokamak

Yu-Ting Lin, A. Ejiri, N. Tsujii, K. Shinohara, O. Watanabe, S. Jang, Y. Peng, K. Iwasaki, Y. Ko, Y. Shirasawa, T. Hidano, F. Adachi and Y. Tian

The University of Tokyo, Kashiwa, 277-8561, Japan

Lower hybrid wave (LHW) has been proved to be a reliable wave to drive plasma current in conventional high aspect ratio tokamaks, and TST-2 spherical tokamak was devoted to study LHW current drive. Two sets of capacitively-coupled combline antennas have been installed in TST-2 to launch LHW from the outer midplane and top of the plasma, respectively. In TST-2 it was suggested that there are abundant fast electrons in the scrape off layer (SOL) according to the proposed RF-induced transport model. The purpose of this research is the direct measurement of fast electrons via hard X-rays (HXRs) measurement to verify the proposed model. This measurement is achieved by inserting a metallic target with 10 mm width, 90 mm long in SOL and by measuring HXRs generated by the fast electrons hitting the target. In this research, HXRs signal was found predominantly coming from one side of target plate, indicating the uni-directional plasma current in TST-2. The comparison of HXRs energy spectrum between top-lunch and outboard antenna discharge scenario shows that electrons with higher energies (~ 100 keV) exist only in top-launch scenario, which is qualitatively consistent with the prediction of orbit expansion of high energy electrons in the proposed model. By comparing HXRs energy spectrum at different radial positions in SOL, we found a longer tail in HXR energy spectrum at larger radial positions (i.e., far from the core plasma). This result indicates that fast electrons were accelerated in SOL.

Spectroscopic Study of Fast Electrons Induced by Lower Hybrid Wave in TST-2 Spherical Tokamak

Yiming Tian and TST-2 members The University of Tokyo

Lower hybrid current drive (LHCD) is studied in TST-2 spherical tokamak. LH waves with a frequency of 200.1 MHz are excited by the top and outboard antennas to accelerate electrons in parallel to the magnetic field, and the highest Ip achieved so far is 26 kA. According to a previous hard X-ray study, fast electrons higher than 100 keV exist in Lower Hybrid wave (LHW) sustained plasmas [1]. However, the RF-induced transport model predicts the loss of fast electrons to limiters, so the heating efficiency can be deteriorated [2]. As fast electrons carry most of the plasma current, the interaction between fast electrons and limiters is worth studying to improve LHCD efficiency. Considering the small mass of electrons compared with ions, heating instead of sputtering to limiters may be more significant. If heating to the molybdenum (Mo) limiters is strong enough, Mo atoms can be released and travel freely in the vacuum vessel before being ionized. Spectroscopic diagnostic is a suitable method to identify neutral Mo emissions and to study interactions between fast electrons and limiters.

A visible spectrometer with a wavelength resolution of 0.05 nm and with 16 channels along wavelength was used to measure the Mo line emissions at 313.3, 379.8, 386.4, and 390.3 nm. The viewing sight can be changed on a shot-by-shot basis. As a result, neutral Mo emissions were identified, and the spatial distribution and temporal evolution were determined. The temporal evolution indicates that the Mo emission has a close relation to LHW power injection, which is responsible for the loss of fast electrons due to the orbit shift. A time window of 5 ms before turning off the LHW power is selected for comparing the spatial dependence of averaged intensity. In ohmic heating plasma and in LHW sustained plasma, different spatial profiles (i.e., Rtan dependence, where Rtan is the tangency radius of the viewing sight, and the outboard limiter is located at Rtan = 585 mm). In LH plasma, the profile shows a peak at Rtan = 450 mm. Electrons are expected to move in the counter-direction with respect to the plasma current because LHW accelerates electrons to drive the plasma current. For ions, there is no mechanism to show asymmetric movement. A maximum emission at Rtan = 450 mm indicates that fast electrons significantly heat and vaporize the inner part of the limiter. At Rtan = 490 mm, the intensity decreases because most of the viewing region is in the shadow of the limiter. Thermal conduction analysis of the limiter was performed to estimate the heating effect by fast electrons. Heat flux and heating regions were estimated from typical plasma parameters. Analytical solution of 1D thermal conduction indicates that limiter temperature can be very high and Mo vapor can be generated. For future research directions, fast camera or near-infrared camera analysis can be helpful to identify heating positions or cooling features on limiters. This may contribute to the improvement of operational conditions or the design of limiters.

[1] Togashi, H. et al., 2017, Plasma and Fusion Research, 12, 1402030.

[2] Ejiri, A. et al., 2022, Plasma and Fusion Research, 17, 1402037.

# 有限要素法における積分形誘電率テンソルを用いた低域混成波の吸収評価 安立史弥, 辻井直人, 江尻晶, 篠原孝司, 渡邊理, ジャンソウォン, 彭翊, 岩崎光太郎, 高竜太, 林彧廷, 白澤唯汰, 飛田野太一, 田一鳴

### 東京大学

TST-2 球状トカマク装置では低域混成波 (Lower Hybrid wave, LH 波) を用いたプラズマの非誘導立ち上げの 研究を行っている.加熱・電流駆動シナリオの最適化には,波動粒子相互作用の定量的予測が必要であり,信頼 性の高い波動シミュレーションが求められる.

光線追跡法は簡便なため,波動解析によく用いられる.しかし,LH 波はプラズマカットオフ密度より高密度の 領域でのみ伝播するため,低密度のアンテナ近傍においては WKB 近似の精度が良くない.したがって,アンテ ナでの波動励起を含めた精度の高い加熱・電流駆動シミュレーションには全波解析が必要となる.

これまで全波解析で多く用いられてきたスペクトル法は非局所的な熱いプラズマの誘電率テンソルの実装が単 純であることが利点であるが、複雑な計算領域を扱うのには適していない.これに対し、有限要素法は複雑な形 状を扱うのに適しており、熱いプラズマの誘電率テンソルが有限要素法の枠組みで実装されれば、アンテナ近傍 と炉心プラズマを同時に扱う事ができる.本研究では反復計算を用いることで、有限要素法において熱いプラズ マの誘電率テンソルを実装した.

シミュレーションに用いた方程式系として最も単純なものは以下の通りである:

$$\boldsymbol{\nabla} \times \left(\boldsymbol{\nabla} \times \boldsymbol{E}^{(N)}\right) - \frac{\omega^2}{c^2} \left(\boldsymbol{K}_{\text{cold}} + \boldsymbol{K}_{\text{ELD}}(k_{\parallel})\right) \cdot \boldsymbol{E}^{(N)} = \boldsymbol{R}^{(N-1)},\tag{1}$$

$$\boldsymbol{R}^{(N-1)} = -\mathrm{i}\omega\mu_0 \left( \int \mathrm{d}\boldsymbol{r}' \,\boldsymbol{\sigma}_{\mathrm{ELD}}(\boldsymbol{r} - \boldsymbol{r}') \cdot \boldsymbol{E}^{(N-1)}(\boldsymbol{r}') - \boldsymbol{\sigma}_{\mathrm{ELD}}(k_{\parallel}) \cdot \boldsymbol{E}^{(N-1)} \right). \tag{2}$$

ここで E は電場,  $\omega$  は波動の周波数, c は光速,  $K_{cold}$  は冷たいプラズマの誘電率テンソル,  $K_{ELD}$  は磁力線方向の電子ランダウ減衰の誘電率テンソルであり, N は反復計算の回数を表す.反復計算においては,まず得られている電場  $E^{(N-1)}$  と式 (2) から  $R^{(N-1)}$  を求め,それを波動方程式 (1) に代入して新たな電場の解  $E^{(N)}$  を求める.この操作を電場 E が収束するまで繰り返して自己無撞着な電場分布を得た.ここで R は熱いプラズマの非局所的な寄与に伴って生じる電流密度から,波数を指定した成分を除いたものを表す.計算には汎用有限要素法ソルバー COMSOL Multiphysics[1] を用いた.

上の方程式系を用いた単純な反復計算では解にノイズが生じ、反復計算が不安定化した.そこで反復計算の入力  $\mathbf{R}$ を求める際に単純に式 (2)を用いるのではなく、反復 N-1以前の解の利用や、微小な散逸の導入を行って入力  $\mathbf{R}$ を求めるように変更した.その結果、反復計算でのノイズが抑えられ計算が安定化した.

### 参考文献

[1] www.comsol.com.

電気的に非中性な2流体プラズマの反差動運動に関するPICシミュレーション

中島雄太郎、岡田敏和、比村治彦、三瓶明希夫 Nakajima Yutaro, Okada Toshikazu, Himura Haruhiko, Sanpei Akio

京都工芸繊維大学・電子システム工学専攻 Department of Electronics, Kyoto Institute of Technology

我々は有限の温度を持ち電気的に非中性な2流体プラズマの平衡とその安定性について研究を行って いる。2流体プラズマモデルではプラズマの運動をイオンプラズマと電子プラズマの独立な二つの運動 として記述する。また本モデルにおいて、電子密度とイオン密度は等しいとは限らず、準中性条件は必 ずしも適用されない。プラズマのイオン密度と電子密度が異なる場合、プラズマの運動はイオンプラズ マと電子プラズマの二つの非中性プラズマの運動として考えられる。我々は、R.C. Davidsonが導出した 電気的に非中性で冷たい二流体プラズマに対する二次元の差動剛体回転平衡を、温度が有限な場合のモ デルである反差動剛体回転平衡[1]へと拡張した。本平衡は、一様磁場中に円筒状に閉じ込められたプラ ズマが、イオンと電子プラズマで異なる角速度をもって剛体のように回転する平衡状態である。角速度 はイオンプラズマと電子プラズマで異なる角速度をもって剛体のように回転する平衡状態である。角速度 ならの和が径方向に比例している場合、平衡解は自己矛盾しない。我々はこれまでに、自己矛盾のない 平衡解が存在する角速度のパラメータ領域を導出し、イオンプラズマと電子プラズマが互いに逆向きの 角速度をもつ領域で平衡解が存在することを明らかにした。しかしながら、その安定性について明らか になっていない。本研究では二次元の2D3VPICコードによるプラズマシミュレーションを用いて、反 差動剛体回転平衡の安定性について調べている。安定性を調べるために、PICコード[3]を用いて電位分

布の時間発展をシミュレーションし、各空間モード の不安定性の成長率を計算している。シミュレーシ ョンでは、二次元の粒子分布に対して三次元の熱速 度を仮定する2D3VのPICコードを用いる。計算の初 期条件として、平衡状態の密度分布から、それぞれ 1000000個のイオンと電子の超粒子を配置し、10ピコ 秒ごとの超粒子の移動を計算する。得られた超粒子 の分布から密度分布や電位分布が計算される。図1 はBX-U装置の典型的なパラメータセットの一つに 対して得られる超粒子の分布と電位分布の時間発展 である。イオンプラズマの不安定性が成長しないこ とが分かる。これらのシミュレーション結果につい て発表する。

### 参考文献

- [1] Y. Nakajima, H. Himura, A. Sanpei, *J. Plasma Phys.* 87 (4), 905870415 (2021).
- [2] Y. Nakajima, H. Himura, T. Okada, AIP Advances 12
- (4), 045015 (2022)
- [3] M. Sengupta, et al. Phys. Plasmas, 24(3): 032105, 2017.



図 1: 反差動剛体回転平衡に対する2D3Vの PICシミュレーションの時間発展。青い点は電 子、赤い点はリチウムイオンの超粒子である。 *τ<sub>ri</sub>*は剛体回転するイオンプラズマの回転周期 である。

# ネストトラップ内で重畳された2流体プラズマの分布を 高時間分解能で撮影する方法の開発

# 京都工芸繊維大学 岡田敏和,比村治彦,中島雄太郎,三瓶明希夫

2流体プラズマモデルとは、プラズマを構成する電子流体 とイオン流体の運動をそれぞれの電磁流体方程式で記述す るモデルである。2流体プラズマモデルは準中性条件を必要 としないので、全体として電気的に非中性なプラズマの運動 もこのモデルで記述できる。近年では、このような電気的に 非中性な2流体プラズマについて、理論やシミュレーション で研究が行われている。例えば、イオン共鳴不安定性と呼ば れる不安定性の非線形な成長が PIC シミュレーションを用い て調べられている[1]。また、一様磁場中で有限の温度を持つ 非中性なプラズマの反差動剛体回転平衡状態の存在が理論 的に示されている[2]。一方で我々の研究グループは、直線型 プラズマ実験装置 BX-U[3]を用いて、実験的に2流体プラズ マモデルの妥当性を検証する研究を行っている。BX-U にお ける実験は、まず円筒形状の電極に電圧を印加して、イオン プラズマのトラップが電子プラズマのトラップの内側に包 含される形のネストトラップを形成する。このトラップ内



図 1. プラズマの 2 次元分布 を高速度カメラで撮影した 結果。白い円は MCP の有効 面を示す。カメラの撮影速 度は 100 kfps である。

で、電子プラズマとLi<sup>+</sup>プラズマを実験的に重畳する[4]。以前の実験は、ある時間だけ重畳 されたプラズマをトラップからすべて排出し、MCP付き蛍光板に衝突させてプラズマの2 次元分布を取得していた。しかし、この方法はワンショットで連続的に分布を観察できな い。そこで、プラズマの2次元分布を高時間分解能で連続的に取得する方法を開発した。

この方法は、電極に印加する電圧を約 1.5 mV/µs で変化させて少しずつトラップから荷 電粒子を排出する。排出された荷電粒子は、残光時間が約 300 ns の MCP 付き蛍光板に衝 突する。この蛍光板の発光を、高速度カメラを用いて 100 kfps で撮影する。図1はこの方 法で得られたプラズマの2次元分布を示している。電子プラズマは、約1 ms までに尾を引 くような分布になり、中心からシフトする。一方で Li<sup>+</sup>プラズマは約3 ms で中心からシフ トし、形状も変形している。この結果は、重畳された電子プラズマと Li<sup>+</sup>プラズマのm = 1 モードの非線形な形状変化を高時間分解能で撮影できることを示唆している。

- [1] M. Sengupta, et al., Phys. Plasmas 22 (7) (2015): 072112.
- [2] Y. Nakajima, et al., J. of Plasma Phys. 87 (4) (2021).
- [3] H. Himura, Nucl. instrum. methods phys. res., A 811 (2016): 100-107.
- [4] T. Okada, et al., Phys. Lett., A (2023): 128617.

# RFPプラズマ装置RELAXでトカマクプラズマを生成するための 装置改造と初期実験結果

井上孟流、比村治彦、三瓶明希夫、稲垣秦一郎、高岡亮太、 佐々木貴弘、小嶋夏葵、芦田有司、藤原瞳

京都工芸繊維大学 電子システム工学専攻

近年、RFPプラズマ装置においてトカマクプ ラズマの研究が行われている[1,2]。そのような 装置では、q値の領域を正から負の値まで拡げ られるといった特徴がある。同様に、本研究室 が所有するRFPプラズマ装置RELAXにおいて、 2流体効果の磁気シアーに対する依存性を系統 的に調べるためにトカマクプラズマの形成が 計画された[3]。

RELAXにてトカマクプラズマを生成するために、装置のアップグレードが行われた[3]。トカマクプラズマを形成するためにはトロイダル磁場 $B_{\phi}$ を強くしなければならない。このとき、磁場の増加に伴うコイルへの電磁負荷が問題となる。そのため、トロイダル磁場コイルに生じる応力を軽減するために新たに支持材の設計・製作が行われた[3]。次に、トロイダル磁場を増加させるために、磁場生成用電源が開発された。これらのアップグレードにより、 $\langle B_{\phi} \rangle \sim 0.08$  Tが達成される。

現在、トカマクプラズマ生成の初期実験が行われている。図1は、RELAXでトカマクプラズマが形成された時のプラズマ電流、周回電圧とプラズマエッジでの磁場、q値の時間変化を示している。プラズマ電流のピークの値は18kA、プラズマエッジでのトロイダル磁場の準定常値は70 mTである。磁気プローブによるエッジの磁場測定より計算したq(a)は3.5程度であり、RELAX装置においてトカマクプラズマの生成に成功している。

しかしながら、プラズマ電流は0.5 < t < 2.5 msは準定常状態にあるが、t > 2.5 msで緩やか に減衰し、t = 5.4 msで消滅している。この原因 として以下のことが挙げられる。1つがプラズ マの平衡位置のシフトである。これは、まだ垂 直磁場やフィードバック制御システム等によ る位置制御を行われていないからである。別の 要因として、RELAXは真空容器内壁にリミター を有していないため、プラズマの最外殻磁気面 が真空容器内壁と接触している可能性がある。 今後は平衡位置制御を行い、より安定したプラ ズマ密度の比較的低いトカマクプラズマの形 成を目指す。



図 1: RELAX 装置でのトカマクプラズマ 生成の初期結果。

- N. C. Hurst, et al., Phys. Plasmas, 29, 080704 (2022)
- [2] M. Zuin, et al, Nucl. Fusion, 62, 066029 (2022)
- [3] T. Inoue *et al.*, Fusion Eng. Des., **184**, 113285 (2022).

# 単一ポートからの軟 X 線画像計測を用いたトーラス プラズマの三次元形状推定手法

### 京都工繊大

### 稲垣秦一郎, 三瓶明希夫, 井上孟流, 佐々木貴弘, 芦田有司, 藤原瞳, 比村治彦

トーラスプラズマの三次元変形が, ヘリカル やステラレーターのような非軸対称磁場配位 のみならず,トカマクや逆磁場ピンチ (RFP) のような軸対称磁場配位においても生じるこ とが知られている.トカマクでは最外殻磁気 面近傍で密度勾配が急峻になることで,MHD 不安定性が生じ,Edge Localized Mode(ELM) が駆動される.これはダイバーターへの熱負 荷の増大を引き起こすため,Resonant Magnetic Perturbation (RMP)を加えて非軸対称 な磁場構造を形成し,ELM の抑制が試みられ ている [1]. RFP では,あるテアリングモード



図 1 再構成された軟 X 線放射強度分布. (*x*,*y*,*z*) = (0,945,0) から画像計測をおこなっ ている.カラーバーは相対的な軟 X 線放射強 度を表す.

に磁気エネルギーが集中する準シングルヘリシティ (QSH) と呼ばれる磁場配位がある [2]. QSH 状態では,支配的なテアリングモードに対応する有理面上に磁気島が成長し,三次元的に変形した 磁気軸を形成する.これは,内部のテアリングモード間の非線形相互作用による磁気トポロジー の自己組織化により引き起こされると考えられている.このような軸対称トーラスプラズマの非 軸対称形への変形を詳細に調べるためには,プラズマを三次元的に観察する診断法が必要となる.

本研究では、一つのビューポートから軟 X 線画像計測を行い、放射強度の三次元空間分布を求 めるため、新しい画像計測装置"マルチピンホールカメラ"とそれを用いた三次元トモグラフィ法 を開発した [3]. 平衡状態において磁気面とプラズマの等圧面は一致し、磁気面上で電子温度と電 子密度は一様になっている. したがって、それらに依存する制動放射軟 X 線の放射強度の空間分 布は磁気面の構造と一致すると考えられる. 図 1 は、RFP プラズマに本手法を適用し得られた軟 X 線放射強度のカラーマップである. カラーバーは相対的な軟 X 線放射強度を表している. 詳細 については講演で説明するが、この結果は磁気プローブによる周辺磁場揺動計測の結果と整合し ており、プラズマ内部に非軸対称に変形した磁場構造が存在することを示唆している.

- [1] A. Loarte, et al., Nucl. Fusion 54, 033007 (2014).
- [2] L. Marrelli, et al., Nucl. Fusion 61, 023001 (2021).
- [3] S. Inagaki, A. Sanpei and H. Himura, Nucl. Instrum. Methods Phys. Res. A 1036, 166857 (2022).

# 大型ヘリカル装置における Bolometry 用トモグラフィーの開発

<u>宗近洸洋</u><sup>1</sup>、筒井弘明<sup>1</sup>、Byron Peterson<sup>2,3</sup>、河村学思<sup>2,3</sup>、向井清史<sup>2,3</sup> 東京工業大学<sup>1</sup>、核融合科学研究所<sup>2</sup>、総研大<sup>3</sup>

現在、ダイバータ熱負荷低減のために不純物をパフするプラズマデタッチメントの研究が行われているが、周辺部での 放射がコア領域にまで達すると放射崩壊という現象を起こし、プラズマを維持することができなくなる事象が観測されてい る [1]。また、トカマク装置においてもペデスタル領域におけるイオン温度が核融合出力に寄与することも知られている [2]。従って、核融合炉の高密度・定常運転を実用化するためには、不純物・中性粒子分布を把握することが重要になる。

不純物・中性粒子の分布を知るためには、それらの放射光分布を同定することが必要になる。放射計測において広い 波長領域で測定することができる測定装置がボロメータであり、本研究では核融合科学研究所にある大型へリカル装置 (LHD)の Bolometry 測定系を想定した。LHD には2種類のボロメータ計測装置(抵抗性ボロメータ: RB、赤外ビデオ イメージングボロメータ: IRVB)が取り付けてあり、どちらのデータも放射分布同定の際に用いている。

また、放射分布を同定するにはトモグラフィーという手法を要し、放射が存在し得る空間領域を離散化しメッシュ状に分ける必要があるが、本研究ではEMC3-EIRENE [3]において定義された計算グリッドをトモグラフィーに応用した。これにより、予め放射領域を粒子が存在する空間領域に設定することができ、再構成時の誤差を減らすことが可能となる。

さらに、LHD におけるプラズマ形状は非軸対称な形状をしているため、放射分布もそれに従うと考え、3 次元トモグラフィーを行う必要がある。そのために、3 次元再構成に最適化された「トモグラフィー領域」の提案を行っている。本研究では その詳細と、① RB のみを用いた 2 次元トモグラフィーの検証、② 3 次元トモグラフィーの可能性、について報告する。





図 1 EMC3-EIRENE の計算グリッドを用いた 3 次元トモグラフィー最 適化領域。ポロイダル断面上で 14, トロイダル方向に1°ずつの 18 (0°-18°)で計 252 (= 14 ×18)領域存在する。

図 2 LHD におけるボロメータ計測器系 線で描かれてい るのが抵抗性ボロメータの視線、四角錐で描かれているのが IRVB の視野範囲を表す。

[1] N.Ohno et al., J. Plasma Fusion Res. 80, 3 (2004) 212-216

[3] G.Kawamura et al., Plasma Phys. Control. Fusion 60 (2018) 084005

<sup>[2]</sup> Y. Kamata et al., J. Plasma Fusion Res. 82, 9 (2006)

# イオン温度・電子エネルギー分布再構成を用いた 磁気リコネクション加速・加熱現象の実験的検証

奥西衛門<sup>†</sup>, 好永るり佳<sup>‡</sup>, 竹田慎次朗<sup>‡</sup>, 田辺博士<sup>†</sup>, 小野靖<sup>†‡</sup>

### 1 はじめに

プラズマ合体装置 TS-6 では,円筒容器両端で生 成された一対の球状トカマクプラズマ ST が中心部 で合体することにより磁気リコネクション現象を観 測することが可能である.我々は理論的に予想され る電子とイオンの加熱を実証するために,イオン温 度分布と高速電子のエネルギー分布再構成システム の開発に注力している.

### 2 イオン温度分布の再構成

イオン温度分布計測では、ST 合体における Ar プ ラズマの自発発光の線スペクトルを計測し、医用 CT で知られるコンピュータトモグラフィを波長毎 に適用することで2次元局所分布を再構成した.測 定は36チャンネルの視線を持つイオンドップラー 分光システムによって行われ、収集された発光積分 値画像を計算機でアーベル変換によってポロイダル 面の局所発光分布に変換し、そのドップラー幅から イオン温度、その発光積分値から発光量を導いた. 図1に、再構成された ST 合体のリコネクション中 の2次元発光分布を示す.図に示すように、リコ ネクションアウトフロー領域および電流シートのX 点付近にブロブ状の発光が観測された. 今後, コン ピュータトモグラフィを使用しない局所計測法とし て荷電交換再結合分光 (CXRS) システムを開発し、 比較する予定である.



図 1: トモグラフィ再構成によって得られたイオン発光強 度分布.

### 3 電子エネルギー分布の再構成

高速電子分布を計測するためには、電子が電場で<br /> 減速する際に放出する軟 X 線(制動放射光)を観 測し逆問題として計算機処理すればよく, 我々は この一連の処理を実行するカメラシステムを開発 中である.発光はX線を可視光に変換するマイク ロチャネルプレート (MCP) を用いて二次元の画 像に収められ、最小 Fisher 情報量法による非線形 正則化を経てポロイダル面に再構成される.この うちソフトウェア部分は線形手法のひとつである Tikhonov-Phillips 正則化を用いた再構成結果と比 較され、局所的な加熱を再構成する目的においては 分解能を 2.5 cm まで確保した前者が有利であるこ とが示された.またこの計測系は1台の高速度カメ ラが最大12視点までの視野を同時に撮影しうる点 を特長とし、異なる透過フィルタを搭載して詳細な エネルギー分析を行ったり、多視点から観測するこ とで制動放射の3次元分布を検証するためなどに有 用である. 1µmMylar フィルム付の2視点カメラ を使用して実際に撮影されたリコネクション中の2 次元電子発光強度が図2に示されており、このカメ ラは磁力線下流領域の広範囲加熱に加え、X 点およ びセパラトリクス領域付近の局所加熱を検出するこ とに成功した.



図 2: 円筒型装置内部に r = 0 対称性を仮定して得られた 等ポロイダル磁束線(白)と等 X 線発光強度分布(色彩).

<sup>\*</sup> 東京大学大学院新領域創成科学研究科

<sup>\*</sup> 東京大学大学院工学系研究科

# LHD における H モードプラズマに対する分光計測・解析 Spectroscopical measurement and analysis on H-mode plasma fluctuations in LHD

胡文卿<sup>1</sup>, 小林達哉<sup>1,2</sup>, 鈴木康浩<sup>3</sup>, 吉沼幹朗<sup>2</sup>, 榊原悟<sup>1,2</sup>, 小川国大<sup>1,2</sup>, 徳澤季彦<sup>1,2</sup>, 居田克巳<sup>2</sup> HU Wenqing<sup>1</sup>, KOBAYASHI Tatsuya<sup>1,2</sup>, SUZUKI Yasuhiro<sup>3</sup>, YOSHINUMA Mikiro<sup>2</sup>, SAKAKIBARA Satoru<sup>1,2</sup>, OGAWA Kunihiro<sup>1,2</sup>, TOKUZAWA Tokihiko<sup>1,2</sup>, IDA Katsumi<sup>2</sup>

> 総研大<sup>1</sup>,核融合研<sup>2</sup>,広大先進理工<sup>3</sup> SOKENDAI<sup>1</sup>, NIFS<sup>2</sup>, Hiroshima Univ.<sup>3</sup>

MHD 不安定性は核融合プラズマの到達性能を制限 する要素である.LHD では,L-Hモード遷移が起こっ た後,閉じ込めが改善し,プラズマの周辺部に高い圧力 勾配が形成される.しかし,モード遷移後 MHD モー ド揺動が H モードプラズマ中に発生し,到達パラメー タを制限する.更なる閉じ込め改善を実現するために は,MHD 揺動の発生機構やそれによる分布飽和機構 の解明が強く望まれている.

先行研究では,LHDのHモードプラズマ(#156774) の密度揺動と磁場揺動とに対して,周波数領域ではコ ヒーレンス解析,時間領域では包絡線の相互相関解析 をそれぞれ行った.密度揺動はビーム放射分光計測系 (BES)によって計測し,磁場揺動は磁気プローブの計 測結果を数値積分して使用した.周波数領域と時間領 域との解析の結果,密度揺動と磁場揺動とは基本波成 分(1.3kHz)では高い相関を示すのに対し,高調波成 分では相関が低いことを分かった.

本研究では、先行研究の結論を踏まえ、bicoherence 解析を用いて密度揺動と磁場揺動との高調波成分の 非線形励起機構を比較した。Bicoherence 解析の結果 を図 1 に示す。基本波と二次高調波との結合( $f_1 = f_2 = 1.3$ kHz,  $f_3 = 2.6$ kHz)においては、密度揺動の bicoherence と biphase は磁場揺動のこれらとは値が 非常に近い。高調波の低い相関は非線形発展機構の違 いによるものという仮説は否定された。今後、別の方 向から高調波特性の原因を究明して議論する。

### References

- [1] K. McCormick, et al., Phys. Rev. Lett. 89 015001 (2002).
- [2] S. Sakakibara, et al., Nucl. Fusion **57** 066007 (2017).
- [3] T. Kobayashi, et al., Plasma Phys. Control. Fusion 62(12) 125011 (2020).
- [4] W. Hu, et al., Plasma and Fusion Res. 16 2402031-2402031 (2021).



Fig. 1: 密度揺動の a) Bicoherence, b) biphase, c) power spectral density;磁場揺動の d) Bicoherence, e) biphase, f) power spectral density. 基本波と二次 高調波との結合においては,密度揺動と磁場揺動は非 常に近い bicoherence と biphase の値を示した.

### 薮本宙<sup>1</sup>, 佐竹真介<sup>1,2</sup>, 後藤拓也<sup>1,2</sup>, 山口裕之<sup>1,2</sup>

### <sup>1</sup>総研大, <sup>2</sup>NIFS

磁場配位に多様性のあるヘリカル型核融合炉の実現のためには、様々な要件を同時に満たす装置 の設計が必要である。本研究では、このような多目的最適化問題を機械学習を利用して解くことを 目的とし、その原理実証のために目的関数を2個に絞ってガウス過程回帰の実装と予測の結果を示 す。また、最適化に用いる教師データを作成する際に現れる閉じ込め磁場として不適切な磁場配位を 自動的に取り除くために、画像認識による検出を試みる。

画像認識では、対象の画像に対して適切な前処理を行うことが判定に大きな影響を及ぼす。本研究で は、収縮処理を適用してから磁気島に対する輪郭抽出を行った後、その輪郭を囲む矩形の情報に変換す る操作を前処理とした。収縮処理は画像中の白色領域を減らす処理であり、磁力線のPoincaréプロット 画像に対して実行すると、プロット点間の空白を埋めるような働きをする。その後、Haar-like特徴量を 抽出してカスケード分類器を作成した。一連の操作を前処理の有無や輪郭抽出の手法などを変えて分類 器を作り、性能を比較した。最終的に性能の指標であるF値が0.96の分類器を作成できた。

ガウス過程回帰を用いた分析では、プラズマ体積およびMercier条件の指標D<sub>Merc</sub>の小半径方向の 最小値D<sub>Merc</sub>(min)を目的関数とした。共分散行列に用いるカーネル関数はRBFカーネルとした。回 帰の結果、両者ともに予測の期待値は真の値の近くに集まっており、目的関数のコイル形状のパラメ ータ依存性を十分に評価できていた。一方、予測の分散は大きくなっていた。これらのことから、ガウ ス過程回帰には最適化配位探索に利用するのに十分な性能があるが、予測精度の向上が必要であるとわ かった。今後は教師データの追加や異なるカーネルの適用、NNGPなどのガウス過程の応用系統の実装 などで精度の改善を図る。さらに、他の閉じ込め特性に対してもガウス過程回帰を適用して代理モデル を作り、多目的最適化のパレート最適解の探索を行う際の実験計画法に応用する。



図:不適切な磁場配位の検出結果の例とガウス過程回帰によるD<sub>Merc</sub>(min)の予測

(左) doublet 配位の検出結果

(中央) 磁気島を含む配位の検出結果

(右)  $D_{Merc}(min)$ の予測結果(横軸にはシミュレーションで得られた実際の値を、縦軸には予測で得られた値をとっており、青線はy = xを示している)

### JT-60SA におけるトムソン散乱計測データ解析システムの開発

### 秋光 萌

### 量研機構

### akimitsu.moe@qst.go.jp

JT-60SA 計画は、核融合エネルギーの早期実現のために、国際熱核融合実験炉(ITER)計 画と並行して日本と欧州が共同で実施するプロジェクトであり,プラズマ計測装置の開発 が進められている。電子の温度・密度分布の計測が可能なトムソン散乱計測は MHD 安定 性やプラズマ輸送の物理の理解,プラズマの性能評価に欠かせない計測器である。データ解 析システムは日本が担当しており,データ解析システムの開発を行っている。JT-60SA で は高速サンプリング(1Gs/s)のデジタイザを用いて散乱光の波形を直接計測し、各チャンネ ルのノイズと散乱光の分離やノイズレベルによる重みづけやデータの使用可否判定を行う ことを検討している。

JT-60SA における定型処理開発のため人工散乱光パルス波形にデジタイザのノイズを足

した疑似信号データを用いて(a)ピーク検出 法(b)単純積分法(c)フィッティング法によ る誤差を評価した。実測したデジタイザの ノイズに対して、人工散乱光波形を数値的 に足し合わせ、人工散乱光成分の大きさを 変えて温度計算を行い S/N と相対誤差率を 評価した。S/N が大きい場合は、どの方法を 用 い て も 電 子 温 度 の 最 大 相 対 誤 差  $\Delta$ Te/Te <3% である。S/N が小さくなると 誤差は大きくなるが S/N=10 程度までフィ ッティング法に よ る 最 大 相 対 誤 差  $\Delta$ Te/Te<10%となり、最も誤差が少なかっ た。

実際はデジタイザ以外にもノイズが想定 されるため、各コンポーネントにおける誤 差要因を実測し、温度を決定する際の最小  $\chi^{2}$ 法の重みを決定する必要がある。

ノイズ除去方法や、複数の解析方法につ いて検討し、実際の運用においては処理の 方法を切り替えられるようにプログラム開 発を進める。



図 1 デジタイザの実測ノイズに人工的な模 擬散乱光波形を足して作成した模擬信号



図 2 各散乱光強度の決定方法における S/N 比に対する温度の二乗平均平方根誤差

### JT-60SAにおけるプラズマ真空容器排気ガス分析システム

松永 信之介、神永 敦嗣、芝間 祐介、柳生 純一、松永 剛

量子科学研究開発機構

量子エネルギー部門那珂研究所 トカマクシステム技術開発部 JT-60 本体開発グループ

#### はじめに

プラズマ実験装置では真空容器(VV: Vacuum Vessel)の真空度を改善する努力を欠かすことはできない。真空 度が悪い状態、すなわち無視できない程の不純物ガスが存在する場合は、放射損失によりプラズマ着火または高 温プラズマの維持が困難になるだけでなく、実験の再現性に関わることもある。したがって、真空度は良ければ 良いほど望ましい。不純物ガスの根源は、リーク、あるいは真空容器や容器内機器の表面からのアウトガスであ る。前者は念入りなリークテストで解消できる。後者は VV のベーキング、グロー放電洗浄、コーティング(ボ ロニィゼイション等)により低減を図る。これらは総称して壁コンディショニングと呼ばれる。JT-60SA の VV では 10<sup>-5</sup> Pa オーダーの高真空を目指しており、先述した壁コンディショニングを実施することで実現している。 その効果確認は電離真空計を用いて実施前後の真空度を評価することで可能であるが、質量分析計、特に四重極 型質量分析計(QMS: Quadrupole Mass Spectrometer)を用いて、不純物ガスのガス種毎の分圧を調べることで、例 えば、主に対策したい水(H<sub>2</sub>O)を分別して壁コンディショニングの効果を定量評価できる他、ガス種がわかれ ばアウトガス源の特定に役立てることができる。

### <u> 残留ガス分析 (RGA) と排気ガス分析 (EGA)</u>

プラズマ実験装置における QMS の設置位置に関し て、VV と空間を同じくして設置する場合を残留ガス 分析 (RGA: Residual Gas Analysis)、真空排気ポンプの 下流に設置する場合を排気ガス分析 (EGA: Exhaust Gas Analysis) と区別する。JT-60SA 装置において RGA は既に設置されているが測定の拡充のために新たに EGA を整備している。概略図を図1に示す。RGA は VV 内不純物ガスの分圧を比較的精確に測定できる。 しかし、QMS は電磁場の影響を受けるため、シールド で覆う必要がある。一方で、EGAの QMS 設置位置は トカマク本体室とは別にできるためシールドが不要で 導入コストが安い。また、QMS は圧力が閾値(概ね 10<sup>-2</sup> Pa) より高い状況で破損する恐れがあるが、EGA 分析槽の圧力は VV 圧力上昇に対して時間遅れがある ため、オリフィスやバルブ操作による圧力調節が比較 的容易であり、プラズマ消失時のような VV 内圧力が 急激に変化する際に EGA は向いている。

### EGA 初期動作試験の結果、および今後の展開

JT-60SA 装置組立中に VV を試験的に真空排気した 際に得られた EGA 分圧スペクトルを図2に示す。複数 のピークが得られており、ガス種を分別できているこ とがわかる。赤線が排気ガスを引き込んだ測定、青線 が排気ガスを引き込まずに分析槽(L/T)のみの測定で ある。排気ガス引き込み時の圧力はバックグラウンド









より1桁以上高く、測定が十分成立している。VV 排気ガスの主成分は、m/e=18の水(H2O<sup>-</sup>)とm/e=28の窒素(N2<sup>-</sup>) であり、ベーキングを施していない VV としてはごく普通である。m/e=28とm/e=32の酸素(O2<sup>-</sup>)の比は10<sup>2</sup>:1 であり、空気のリーク判定である4:1とはかなり差があるためリークは小さいといえる。m/e=37~47のピークは 現在調査中であるが、ポンプ油由来の炭化水素と考えられる。次回運転時、壁コンディショニングの効果確認の ためにこのEGAを活用する。また、将来的な構想として、重水素実験時には水素同位体を分別できるよう拡張す ることでトリチウムのJT-60SA 装置内における挙動や生成量を調査することを検討している。

### トカマク周辺乱流シミュレーションに向けた大域的ジャイロ運動論コードの開発 奥田 修平<sup>1</sup>,瀬戸 春樹<sup>2</sup>, 今寺 賢志<sup>1</sup>

<sup>1</sup>京都大学 エネルギー科学研究科,<sup>2</sup>量子科学技術研究開発機構

磁場閉じ込め核融合炉における周辺領域、すなわちプラズマ表面に近い領域とそれに隣接するプラズマ外 領域(SOL: Scrape-Off Layer/ダイバータ領域)におけるプラズマダイナミクスの理解は、燃料供給/不純物排気、 ダイバータ熱負荷や L-H 遷移などの制御の上で重要である。これらは JA-DEMO[1] などの来たる核融合炉に おいて鍵となる課題である。ジャイロ運動論シミュレーションはこれらの物理を第一原理に基づいて理解するた めに必要不可欠な手段である。しかし、周辺領域では安全係数が高いため高ポロイダルモードが不安定になり、 加えて磁気面形状が複雑であることから、コア領域と同様に扱うのは困難である。

本研究ではこれらの問題を解決すべく、我々の研究室で開発している大域的ジャイロ運動論コード GKNET[2] に沿磁力線座標系[3] および shifted metric[4] を導入した。沿磁力線座標系は磁場閉じ込めプラ ズマで発生する不安定性が磁場に沿った方向に低波数であることを利用して計算コストを大幅に削減すること ができ、shifted metric は沿磁力線座標系の欠点である径方向の微分精度の悪化を防ぐ。これらは高ポロイダル モードが不安定となる周辺領域で特に効果的である。本研究ではさらに、2 次元自由境界型トカマク平衡コード

で求めた MHD 平衡データを入力として計算できるように GKNETを拡張した。これにより、従来のGKNET[5] で扱うこ とができなかった上下非対称平衡を含むトカマク実平衡を扱 うことを可能にした。

これらの沿磁力線座標系とトカマク実平衡を実装した新た なGKNETコードを用いて、JT-60SA ITER-like 平衡 [6] に おけるイオン温度勾配(ITG)不安定性の非線形シミュレーシ ョンを行った。図 1 は線形成長時の静電ポテンシャルφ(トロ イダルモード数n = 100)と、非線形飽和状態におけるφのカ ラーマップである。図 1 より非常に高ポロイダルモード数の線 形不安定性を解像出来ており、それに対応する位置に帯状 流の生成されていることが分かる。今回、沿磁力線座標系を 用いたことにより、従来の磁気面座標系を用いる場合と比較 して、計算グリッド数を 1/94 程度に削減できた。

発表ではこれらの詳細に加え、周辺乱流シミュレーション に向けた SOL/ダイバータ領域でのグリッド生成を行うインタ ーフェイスコードの開発について議論する。

- [1] K. Tobita, et al., Fus. Sci. Tech. 75, 372 (2019).
- [2] K. Imadera, et al., Proc. 25th FEC, TH/P5-8 (2014).
- [3] M. A. Beer, et al., Phys. Plasmas 2, 7 (1995).
- [4] B. Scott, Phys. Plasmas 8, 447 (2001).
- [5] K. Imadera, et al., Plasma Fusion Res. 15, 1403086 (2020).
- [6] M. Nakata, et al., Plasma Fusion Res. 9, 1403029 (2014).
- [7] S. Okuda, et al., submitted to Plasma Fusion Res.



図 1 JT-60SA ITER-like 平衡を用いた ITG モードの非 線形シミュレーション結果。線形成長時の $\phi_{n=100}$  (上) と 非線形飽和状態における $\phi(\zeta = 0)$ (下)のカラーマップ。

縮約輸送モデルと動的連成計算を活用したトカマク大域乱流輸送解析

中山智成<sup>1</sup>, 仲田資季<sup>1,2,3</sup>, 本多充<sup>4</sup>, 成田絵美<sup>5</sup>, 沼波政倫<sup>2,6</sup>, 松岡清吉<sup>1,2</sup>

総研大<sup>1</sup>,核融合研<sup>2</sup>,JST さきがけ<sup>3</sup>,京大<sup>4</sup>,量研<sup>5</sup>,名大<sup>6</sup>

磁場閉じ込め核融合プラズマにおける乱流輸送・分布形成の予測・評価は重要な課題の一つである。これを予 測するために、動的連成計算手法を活用した大域乱流輸送シミュレーションを構築している。これは、1次元輸 送方程式に基づく分布形成計算とジャイロ運動論に基づく乱流輸送計算を組み合わせた並列計算コードであり、 輸送と分布の時空間変動を自己無撞着に取り扱うことが可能となる。非線形ジャイロ運動論計算を連成させるこ とも原理的には可能であるが、計算量の観点からは、高精度かつ広適用範囲の縮約乱流輸送モデルの併用が不可 欠となる。

本研究では、これまでの研究 [1] で構築した広範な物理パラメータで乱流輸送を再現する非線形関数関係 (NFR) を拡張し、ZF による乱流抑制に代表される非線形効果を含む新たな縮約乱流輸送モデル [2] を構築するとともに、 動的連成大域輸送シミュレーションへの適用を目指す。

縮約輸送モデルは、乱流強度  $\hat{T}$  と ZF 強度  $\hat{z}$  を線形シミュレーションで得られる量である不安定性成長率  $\gamma$ と、ZF 応答関数  $\mathcal{R}_{k_x}$  により構築する。実際のモデリングでは、先行研究 [3] に倣い、乱流と関係した量として混 合長拡散係数  $\mathcal{L} \equiv \sum_{k_y} \gamma_{k_y}/k_y^2$ 、および、ZF に関係した量として ZF 減衰時間  $\tau_{\text{ZF}} \equiv \int_0^{\tau_f} dt \mathcal{R}_{k_x}$ を用いている。 さらに本研究では、先行研究で無視されていた ZF 減衰時間の温度勾配依存性を、ZF 応答関数の積分範囲  $\tau_f$  に 最大不安定性成長率を組み込むことで新たに導入した。縮約乱流輸送モデルに現れる回帰パラメータは、多次元 数理最適化手法を応用して同定された。

構築した縮約輸送モデルは、線形シミュレーションから得られる物理量のみから誤差 15.7% で  $\bar{\chi}_i/\chi_i^{GB}$ を 予測した。また、非線形回帰に用いていないデータに対しても誤差 21.1% で予測し、実用可能なレベルでの予 測精度を持っていることを確認した。この縮約輸送モデルは、半径領域 0.25  $\leq \rho \leq 0.75$  かつ、熱輸送レベル  $0.4 \leq \bar{\chi}_i/\chi_i^{GB} \leq 20$ という広いパラメータ領域で再現精度を維持している。

動的連成大域輸送シミュレーションは、1 次元大域輸送コード TRESS と、5 次元局所的ジャイロ運動論コード GKV を MPMD(Multiple Program Multiple Data) と呼ばれる並列計算手法を用いて連結し、核融合プラズマ の輸送・内部状態を予測するシミュレーションコードである。本シミュレーションコードは、準線形理論近似に 基づく輸送予測に加え、上述の縮約乱流輸送モデルによる輸送予測が可能となっている。現在は、それぞれの条 件でのテスト計算を実施している。本講演では、一連の研究の進捗について報告する。

### References

- [1] T. Nakayama, et al., Plasma Phys. Control. Fusion 64 075007(2022)
- [2] T. Nakayama, et al., Sci. Rep. , in press
- [3] M. Nunami, et al. , Phys. Plasmas 20, 092307 (2013)

# 核融合プラズマのマルチスケール乱流間相互作用研究の

# ための計測システム開発

那須達丈<sup>1</sup>, 徳沢季彦<sup>1,2</sup>, LHD 実験グループ

総研大<sup>1</sup>,核融合研<sup>2</sup>

磁場閉じ込め核融合プラズマの輸送機構として現在重要視されているのが乱流輸送である。ラー マ半径程度(~1 mm)のスケールを持つミクロスケール乱流(電子・イオンラーマ半径程度のスケー ルを持つ乱流がそれぞれ電子スケール乱流・イオンスケール乱流)と装置サイズ程度(~1 m)のス ケールを持つ MHD 揺動などのマクロスケール乱流、その中間のメゾスケール乱流という異なる特 性を持つ乱流が広い空間スケールに渡って同時に存在するため、乱流現象は複雑である。さらに スケール間に相互作用が存在することも知られており、特に電子・イオンスケール乱流間相互作用 によって乱流輸送量が減少することがあることがシミュレーション研究で予想されている[1]。LHD ではこの実験計測のために電子スケール乱流をミリ波散乱計[2]で、イオンスケール乱流をドップ ラー反射計[3,4]で、局所的に同位置で同時に計測するシステムが導入されている。しかし、電子・ イオンスケール乱流間の相互作用を調べるためにはメゾスケールのゾーナル流とイオンスケール 乱流を同時に計測し、メゾ・ミクロスケール間の相互作用の影響も同時に考慮する必要があるが、 LHD において乱流が駆動するゾーナル流は未だ観測されていない。そこで、ゾーナル流の特性 である、①トロイダル方向に波数を持たず、②径方向に波数が有限な径電場揺動を計測するため に、イオンスケール乱流と径電場揺動の径方向分布計測が可能な多チャンネルドップラー反射計 をトロイダル方向に新たなポートに導入した。径方向の空間分解能を向上させるため、ドップラー反 射計の受信回路の改良及び解析手法の開発を行った。これによって、トロイダル相関の計測及び 径方向の多点計測が可能になった。また、電子・イオンスケール乱流間相互作用には、ミクロス ケールのストリーマ・ゾーナルフローが介在していることがシミュレーション研究で示されている[5]。 そこで、電子スケール乱流の非等方性検証を目的として、ミリ波後方散乱計でこれまでと異なる方 向の波数を計測する新たな受信アンテナを導入した。空間分解能向上のため、そこに取り付ける 集光ミラーの開発にも成功し、電子スケールに非等方性が発現することがあることを発見した。

- [1] S. Maeyama et al., Nat. commun. 13:3166 (2022)
- [2] T. Tokuzawa et al, Rev. Sci. Instrum. 92 043536 (2021)
- [3] T. Tokuzawa et al, Appl. Sci. 12 4744 (2022)
- [4] T. Nasu et al, Rev. Sci. Instrum. 93 113518 (2022)
- [5] S. Maeyama et al., Nucl. Fusion 57 066036 (2017)

### Multi-field SVD による乱流場の

### 非線形量の特徴抽出

彌冨豪1、仲田資季1,23、佐々木真4

1総合研究大学院大学

2 核融合科学研究所

### <sup>3</sup>JST さきがけ

### 4日本大学

近年、乱流シミュレーションや計測から得られる膨大かつ多次元なデータから、本質的な寄与を 抽出し、低次元化するために、様々なモード分解技術が利用されている。本研究では、乱流系の非 線形量を効果的に解析するために、SVD(特異値分解)を複数場同時分解に拡張し、multi-field SVD(多重場特異値分解)と呼ぶ。

従来の SVD では、時間依存する多次元の場の物理 量f(x,t)を離散化して行列Fに並べ替え、Fを SVD モードに分解する。Multi-field SVD ではこの方法を 拡張し、複数の場を行列Fに対等に並べ、通常通り分 解する。ここでは2つの場の場合の例として、粒子 フラックス $\Gamma_n = -\int dx \partial_y \phi \hat{n}$ を考える。ここで、 $\phi$ は静電ポテンシャル、 $\hat{n}$ は電子密度の乱流成分であ る。乱流場の時間発展は、2次元スラブ形状におい て長谷川-若谷方程式 [1,2] を数値計算することに よって得られる。2つの場 $\partial_y \phi$ 、 $\hat{n}$ に対して multi-field



特異値スペクトル

SVD を適用し、 $\partial_y \phi(\mathbf{x},t) = \sum_i \partial_y \phi_i = \sum_i s_i h_i^{(\phi)}(t) \psi_i(\mathbf{x})$ 、 $\tilde{n}(\mathbf{x},t) = \sum_i \tilde{n}_i = \sum_i s_i h_i^{(n)}(t) \psi_i(\mathbf{x})$ のよう に分解する。フラックス $\Gamma_n^{(i)} = -\int d\mathbf{x} \partial_y \phi_i \tilde{n}_i$ に対する各モードの寄与を特異値 $s_i$ の大きな順に並 べると、特異値スペクトルは正の寄与と負の寄与に分離された(図 1)。これは、multi-field SVD により、乱流場の間の位相差の情報を含めて分解した結果であり、この新たな手法は様々な非線形 量の解析に有効であると考えられる。また、非線形相互作用や乱流とゾーナルフローの間のエネル ギー伝達のための multi-field SVD についても議論する。

### 参考文献

[1] A. Hasegawa and M. Wakatani, Phys. Rev. Lett. 50, 682 (1983)

[2] R. Numata, R. Ball and R. Dewar, Phys. Plasmas 14, 102312 (2007)

### 外部RMPに対する交換型不安定性の応答の運転条件依存性 Dependence of Interchange Instability Response to External RMP on Discharge Conditions

伊藤 秀<sup>1)</sup>, 渡邊清政<sup>2)</sup>, 武村勇輝<sup>2,3)</sup>, 榊原 悟<sup>2,3)</sup>, 政宗貞男<sup>4)</sup> S. Ito<sup>1)</sup>, K. Watanabe<sup>2)</sup>, Y. Takemura<sup>2,3)</sup>, S, Sakakibara<sup>2,3)</sup>, S, Masamune<sup>4)</sup>

> <sup>1)</sup>名古屋大,<sup>2)</sup>核融合研,<sup>3)</sup>総研大,<sup>4)</sup>中部大 <sup>1)</sup>Nagoya Univ.,<sup>2)</sup>NIFS,<sup>3)</sup>SOKENDAI,<sup>4)</sup>Chubu Univ.

For the development of economical nuclear fusion reactors with magnetically confined torus plasmas, we should achieve to confine stably high beta plasmas. However, there are some obstacles to achieve it, and MHD instabilities are one of them. In tokamak and helical plasmas, which are typical torus plasmas, different types of MHD instabilities are observed due to the different method to generate the magnetic bottles. In helical systems including Large Helical Device (LHD), control of pressure driven MHD instabilities, such as resistive interchange instability which can degrade the confinement performance, is important. So, we experimentally investigate on a method to suppress resistive interchange instability by applying the external resonant magnetic perturbation (RMP) in the LHD.

Our previous experimental study shows that the static m/n=1/1 external RMP can suppress the m/n=1/1 resistive interchange instability with the shielding of the external RMP, as shown in the range painted blue in FIG.1. The stabilization due to the external RMP is observed under various discharge conditions. Moreover, it is also found that a little improvement of the confinement performance is observed under a certain condition, as shown in the range painted blue in FIG.1(b).

On the other hand, it is found that the amplitude of the external RMP to completely suppress the instability with the shielding of the external RMP changes depending on discharge conditions. Here, the above amplitude of the external RMP is estimated from the extrapolated value of the dependence of the magnetic field fluctuation amplitude on the external RMP amplitude, indicated by a red dashed line in FIG.1(a). We investigate how the above amplitude of the external RMP to completely suppress the instability changes depending on discharge conditions. As a result, it has a high correlation with the volume-averaged beta value, as shown in FIG.2. Here, the blue symbols in FIG.2 indicate the data in an operational magnetic field strength case, 1.375T, and the black ones correspond to the other operational magnetic field strength. FIG.2 suggests a possibility that even in the same operational beta indicated by the data of  $<\beta>-1.1\%$ , the amplitude of the external RMP to completely suppress the instability is a little different depending on another discharge condition including the operational magnetic field strength and/or collisionarity. So, we are going to show how the amplitude of the external RMP to completely suppress the instability depends on another discharge condition under the same volume-averaged beta value in detail.



FIG.2

# 磁気ノズル型推進機における密度構造形成の運動論的解析

江本 一磨

プラズマを高速で噴射することで宇宙機に推力を与える推進機の研究開発が活発に行われている。これまでに イオンスラスタやホールスラスタと呼ばれる推進機が実際に宇宙で使用されており、数多くの宇宙ミッションを 成功させている。一方でこれらの推進機はプラズマの生成・加速・中和に電極を使用しており、電極損耗による 性能低下が課題の一つとなっていた。電極を使用しない完全無電極の推進機が期待されており、中でもプラズマ の加速機構に磁気ノズルを用いた推進機が特に注目を集めている [1]。

磁気ノズル型推進機では発散磁場を使用し、プラズマを圧縮・膨張させることで超音速まで加速する。また、プ ラズマの生成には RF を始めとした高周波放電を採用する。ゆえに、プラズマの生成・加速・中和を完全無電極で 行うことができ、従来の推進機で課題となっていた電極損耗を回避することができる。磁気ノズル型推進機は近 年活発な研究開発が行われており、投入した電力の利用効率を示す推進効率は約 30% に到達している [2]。

磁気ノズル型推進機の下流に位置する発散磁場中では、径方向に bimodal な密度構造が生じることが報告され ている [3]。bimodal な密度構造によって密度勾配が発生し、磁気ノズルを構成する静磁場とともに反磁性電流が 生じる。さらに静磁場と反磁性電流によって Lorentz 力が発生し、これが主たる推力の発生原理となることが報 告されている。bimodal な密度構造は誘導電場による周辺加熱と磁化した電子の無衝突輸送によって形成される ことが示唆されているが [4]、実験的に電子の加熱と輸送を捉えることは困難であり、間接的な測定にとどまって いた。そこで本研究では、磁気ノズル型推進機のプラズマを運動論シミュレーションで再現し、電子の加熱と輸 送現象を明らかにすることを目的とした。

計算手法には particle-in-cell / Monte Carlo collisions (PIC-MCC) 法を採用した。イオン・電子はそれぞれ Xe<sup>+</sup> と e<sup>-</sup> とし、運動方程式は Boris 法で数値的に解いた。移動後のイオン・電子の座標から PIC 法で電荷密度を算出 し、Maxwell 方程式から静電場を計算した。粒子間衝突としては弾性・励起・電離を考慮し、MCC 法で確率的に 扱った。磁気ノズルを構成する静磁場および RF による誘導加熱は Maxwell 方程式より算出した。先行研究にお いて、bimodal な密度構造は磁場強度に依存することが示されていたため、静磁場を作るソレノイド電流として 0.1 kA、0.4 kA、2.0 kA の 3 条件を設定した。

計算の結果、0.1kA と 0.4kA の 2 条件では中心軸上が最大点となる密度構造になった一方、2.0kA の条件で は中心軸上で密度が低下し、径方向に bimodal な密度構造となった。磁場強度を上げることで bimodal な密度構 造となり、実験で得られていた密度構造の磁場依存性を定性的に再現することに成功したと言える。また、電子 温度は周辺部で上昇し、実験で示唆されていた周辺加熱と磁化された電子の輸送も再現されている。

計算より得られた密度分布から、電離電圧となる 12.1 eV 以上のエネルギーを持つ電子のみを抽出した。その 結果、高エネルギー電子は周辺部から離れた中心軸側に多く分布しており、その距離は高エネルギー電子の弾性 衝突で説明できることが分かった。すなわち、磁場強度を上げることで弾性衝突による輸送距離が短くなり、中 心軸上まで輸送されにくくなることで bimodal な密度構造が形成されたと考えられる。以上より、磁気ノズル型 推進機の運動論シミュレーションによって密度構造形成を再現するとともに、高エネルギー電子の弾性衝突によ る輸送距離が密度構造に影響することを明らかにした。

- [1] K. Takahashi, Rev. Mod. Plasma Phys. **3**, 3 (2019).
- [2] K. Takahashi, Sci. Rep. 12, 18618 (2022).
- [3] C. Charles, Appl. Phys. Lett. 96, 051502 (2010).
- [4] A. Bennet, C. Charles, and R. Boswell, Phys. Plasmas 26, 072107 (2019).

# **Prediction of the VDEs in QUEST**

Sejung Jang, Hiroaki Tsutsui

# Abstract

Nuclear fusion, the process of combining atomic nuclei to form heavier elements, is a promising source of energy that has the potential to provide a sustainable and clean alternative to fossil fuels. However, achieving and maintaining the conditions necessary for nuclear fusion is a complex and challenging task. One of the key challenges in the tokamak is the occurrence of plasma disruptions, which are sudden and large-scale events that can cause significant damage to the device and interrupt the fusion process. There have been a few changes to process of predicting the plasma instabilities in effort to avoid plasma disruptions. However, it may prove challenging to establish the relationship between one parameter and others. Regarding the issues of Vertical displacement events (VDEs) related to plasma disruptions, we adopt a method based on Natural Language Processing (NLP) models to correlate parameters and predict the plasma instabilities. D-shaped plasmas are vertically unstable and cause VDEs. The tokamak will be damaged by high temperature plasma. Machine learning algorithms can be used to analyze data from a fusion experiment in real-time, allowing for the development of control strategies that can respond to changing conditions like plasma disruption and VDEs within the system. The relationships between parameters related to VDEs and plasma control data were analyzed using Bidirectional Encoder Representations from Transformers (BERT) [1]. BERT is a powerful deep learning model that has been widely applied in the field of natural language processing for tasks such as text classification and answering. A key aspect of BERT can process input sequence data in both forward and backward directions. It is distinct from traditional unidirectional language models from BERT, which only consider the context to the left of a token when making predictions. The aim of this study is to predict the behavior of VEDs in the near future, specifically 0.1 seconds ahead. To achieve this goal, a three-time step data analysis method is employed, which involves the collection and examination of data from Kyushu University Experiment with Steady-state Spherical Tokamak (QUEST) at three different points in time. This data, collected at a time interval of 0.02 seconds, serves as the basis for developing a predictive model that is capable of forecasting the behavior of the VDEs with high accuracy, up to 0.1 seconds into the future. We can also interpret the precursors and correlations of parameters using BERT.

[1] Jacob Devlin, Ming-Wei Chang, Kenton Lee, and Kristina Toutanova. 2019. BER T: Pre-training of deep bidirectional transformers for language understanding.

# DT-ALPHA における水素分子活性化再結合プラズマ生成に 向けた取り組み

# 東北大学工学研究科 吉村渓冴

ダイバータへの熱負荷を低減する方法として非接触プラズマの形成が有力である。非接触プラ ズマの形成過程では分子活性化再結合 (MAR) と電子・イオン再結合 (EIR) の二種類の体積再 結合過程が重要な役割を果たし、電子密度が 10<sup>17</sup> m<sup>-3</sup>、電子温度が数 eV 程度のプラズマでは MAR 過程が進展することが知られている。高周波プラズマ源 DT-ALPHA では、非接触プラズ マ形成の素過程について理解を深めるため水素 MAR プラズマの生成を目指している。

DT-ALPHA では、プラズマ生成部において高密度なプラズマを生成し、装置下流側から水素ガ スを供給してプラズマを冷却することで水素 MAR の促進を狙っている。先行研究では、装置上流 側のプラズマ生成部にて電子密度  $10^{17}$  m<sup>-3</sup> 程度に達し、水素 MAR の生成を期待できるパラメー タが得られていた [1]。そして本研究において得られた結果を図 1 に示す。図 1 は装置下流部にお ける電子密度  $(n_{\rm e}^{\rm down})$ ・温度  $(T_{\rm e}^{\rm down})$  の下流部の圧力  $(p_{\rm down})$  依存性である [2]。このうちプラズ マ生成部において電子密度・温度を一定に保つことができた 3.4 Pa 以下の結果に着目していく。 この結果から  $n_{\rm e}^{\rm down} \sim 1.5 \times 10^{17}$  m<sup>-3</sup>、 $T_{\rm e}^{\rm down} \sim 5$  eV に達していることがわかり、水素 MAR に典型的なパラメータが得られたと言える。また圧力の増加に対して電子密度が増加傾向から

減少傾向に転ずるロールオーバーや電子温度が単 調減少する傾向は、水素 MAR の促進を示す特徴 的な変化である。以上のことから、装置下流部では 水素 MAR プラズマが生成されている可能性が示 唆された。

水素 MAR は、振動励起状態の水素分子が反応の 起点となることや反応によって励起水素原子を生 成することから、水素分子線・原子線が水素 MAR プラズマの生成を裏付ける指標となる。そこで現 在は分光計測により水素 MAR プラズマが生成さ れている可能性を検証している。

本講演では DT-ALPHA における水素 MAR プ ラズマの生成に向けた取り組みについて報告する。 [1] T. Seino *et al.*, Plasma Fusion Res. **15**, 1201056 (2020).

[2] K. Yoshimura *et al.*, Plasma Fusion Res. 17, 1201082 (2022).



図1 二次ガス供給部における電子密度・ 温度の圧力依存性 [2]