

小特集

核融合原型炉に向けた加熱・電流駆動機器の開発

Development of Heating and Current Drive Systems
for a DEMONstration Fusion Power Plant

1. はじめに

1. Introduction

辻井直人

TSUJII Naoto

東京大学大学院新領域創成科学研究科

(原稿受付: 2023年1月10日)

核融合エネルギーは温室効果ガス排出がなく安全なベースロード電源として期待されている。現在、ほとんどの核融合実験は大きな核融合出力を伴わない重水素 (D) プラズマを用いて行われている。三重水素 (T) を用いた DT 燃焼実験は、これまでに TFTR [1, 2] と JET [3, 4] で行われており、核融合出力の外部加熱入力に対する比であるエネルギー増倍率 $Q = 1$ (臨界条件) 相当のプラズマが実現されている。一方、核融合エネルギーを実現するためには、未だ、核融合燃焼が主たる加熱パワー源となる領域 ($Q \gg 1$) で高性能プラズマを安定に制御する手法を確立することや、高い熱・中性子負荷に耐える第一壁・ダイバータを開発することといった大きな課題が存在する。建設が進む国際熱核融合実験炉 ITER では、誘導運転で $Q = 10$ を達成することが目標となっている [5]。ITER において、核融合燃焼によって自律的に維持されるプラズマを安定に制御できるようになることが期待されるが、発電は行わない。実際に発電を行い、商用炉が実現可能であることを実証するのが原型炉 (DEMO) である [6]。トカマク型核融合炉においては、電流駆動の必要性 [7] から大きな循環電力が必要になるため、プラズマだけで見た物理的エネルギー増倍率 $Q > 1$ では不十分であり、発電を行う核融合炉は $Q \sim 20$ 以上で設計されている [8, 9]。核融合炉と ITER のパラメータとの間には大きな開きがあるため、核融合エネルギーの早期実現をめざすのであれば、原型炉建設の前提となる技術の開発を急ぐ必要がある。近年、温室効果ガスによる気候変動の影響が深刻化する中で、核融合エネルギーに対する期待が高まっ

ており、原型炉級装置の計画が世界各国で動き始めている。一方、プラズマ生成を担う加熱・電流駆動機器は、どの方式も未だ原型炉級の性能には至っていないか、原型炉には適合しない技術を用いている。本小特集では、原型炉建設に必要な加熱・電流駆動機器の開発課題とその現状について解説する。

核融合プラズマの加熱・電流駆動機器としては、中性粒子ビーム (NB: Neutral Beam) を入射するもの [10, 11] と数 10 MHz から数 100 GHz の電磁波、即ち、高周波 (RF) を入射するものがある。中性粒子ビームはバルク電子・イオンとの衝突によりプラズマを加熱し、流れを駆動する。数 10 MW の大電力で電子加熱と電流駆動、イオン加熱と回転駆動を行うことができるため、現在、大型の環状閉じ込め装置においては主力の加熱・電流駆動源である [10]。RF を用いるものは、周波数帯によって、大きく、電子サイクロトロン (EC: Electron Cyclotron) 周波数帯 (数 10 GHz - 数 100 GHz) の波を用いるもの [12]、イオンサイクロトロン (IC: Ion Cyclotron) 周波数帯 (数 10 MHz - 数 100 MHz) の波を用いるものと低域混成 (LH: Lower Hybrid) 周波数帯 (数 100 MHz - 数 GHz) の波を用いるもの [13] に分けられる。RF を用いるものは、波と粒子の共鳴的相互作用により粒子の速度分布関数を変形し、加熱・電流駆動を行う。電力としては一本数 MW 以下である。EC 波はビームのステアリングにより局所的な電子加熱と電流駆動を行うことができるため、電磁流体力学的 (MHD: Magneto-Hydro-Dynamics) 不安定性の制御に効果的である [14]。LH 波は電子のみと相互作用

Department of Complexity Science and Engineering, Graduate School of Frontier Sciences, The University of Tokyo, Kashiwa, CHIBA 277-8561, Japan
author's e-mail: tsujii@edu.k.u-tokyo.ac.jp

するが、電流駆動効率が高いため、トカマクプラズマの立ち上げ[15, 16]や定常維持[17]の手法として研究されてきた。LH 波は ITER 級以上のプラズマでは周辺部での吸収が強くなるため定常電流駆動への適用は難しいが、特に立ち上げ時の周辺部電流駆動による輸送障壁形成手段として期待できる[18]。IC 波は速波を励起して電子加熱とイオン加熱を行う[13, 19]。プラズマ中のイオン種比によって振る舞いが大きく変わるため、高速イオン制御[19]や電流駆動[20]、回転駆動[21]が研究されている。IC 加熱は高電力定常運転可能な電源の技術が確立しているため、現在の環状閉じ込め装置の長時間放電においては、主要な加熱源である[22, 23]。ステラレータはトカマクに比べて定常運転が格段に容易であるが、LHD においては IC と EC により $1 \times 10^{19} \text{ m}^{-3}$, 2 keV (IC 加熱電力 0.9 MW, EC 加熱電力 0.3 MW) のプラズマを 47 分間維持することに成功している[23]。この放電での入射エネルギー 3.36 GJ は環状閉じ込め装置における世界記録である。

原型炉における加熱・電流駆動機器の役割は、まず核融合燃焼条件までプラズマを加熱することである。ステラレータにおいては、この時点で大電力加熱は必須ではなくなるが、トカマクの場合、閉じ込め磁場生成のために定常的にプラズマ電流を駆動し続ける必要がある[7]。原型炉は一般に現在の装置に比べて大型、強磁場であることに加えて、ITER を超える長時間運転を想定している。また、原型炉においては RAMI (Reliability, Availability, Maintainability and Inspectability)、電力効率、ブランケットとの統合、中性子遮蔽といった工学的要請も満たす必要がある[24]。加熱方式によって、原型炉へ適用するために開発が必要な課題は異なるが、例えば、現在 IC 波の励起に用いられるループアンテナは、構造が複雑で原型炉の壁に設置するには適さないと考えられている。それぞれの加熱・電流駆動方式について、電力効率の低い技術や、熱・中性子負荷に耐えられない技術はリプレースし、各機器固有のパラメータを向上させた上で、長時間安定して稼働させられることが求められる。

加熱・電流駆動機器には、電流分布や燃焼制御といった定常運転のためのアクチュエータとしての役割に加えて、MHD 不安定性の制御や不純物混入に対する放射不安定性の制御、プラズマ着火、プラズマ立ち下げ補助、壁の放電洗浄といった役割もある[25]。各加熱・電流駆動機器が果たすことのできる機能を表 1 に示す。放射不安定性の制御としては周辺部加熱ができれば良いので、どの方式でも原理的にはカバーできる。一方、MHD 制御には、狙った位置に電流を駆動できる EC が適している[14]。プラズマ着火については、大型の超伝導装置においては、大きな周回電場を作ることが難しいため、RF による着火の補助が必須であると考えられており、EC の適用が有望である[26]。原型炉プラズマはダイバータ保護のために、放射の大きな領域で運転を行う。そのため、プラズマ立ち下げ時に核融合出力の低下、温度の低下と放射の増大の不安定性によるディスラプションを起こさないように

加熱補助が必要である[25]。これらの機能は補助的とはいえ、核融合炉を安定に運転するためには必須のものであるから、プラズマ着火補助、MHD 不安定性制御に適した EC は多くの原型炉コンセプトで主要な機器として想定されている。一方、立ち上げ時に電子チャンネルの加熱のみでは T_e/T_i が大きくなってしまい、強い ITG 乱流によって燃焼に必要なイオン温度上昇が難しくなる可能性があり、NB や IC によるイオン加熱も必要となるかもしれない[25]。また、近年の高温超伝導磁石技術の進歩に基づく強磁場トカマクにおいては、LH の高い電流駆動効率は魅力的である。

原型炉において要請される加熱・電流駆動機器の種類・パラメータとその形態は炉のコンセプトによって様々である。各計画において検討されている加熱・電流駆動機器を表 2 に示す。日本は 2040 年代に、定常運転を行うトカマク型核融合原型炉 (JA DEMO) の建設をめざしている[8, 27]。加熱・電流駆動機器としては EC と NB が検討されている[28]。欧州は原型炉 (EU DEMO) として放電時間 2 時間のパルス装置を検討している[29]。EU DEMO においてはベースラインとして EC、バックアップとして IC と NB が開発されている[24]。全て ITER と同様の水平ポートプラグからの外側赤道面入射である。中国では 2030 年代に原型炉級装置である CFETR[30, 31]を計画しており、その前段階として $Q = 1-5$ 程度の燃焼実験装置

表 1 原型炉において加熱・電流駆動機器に要請される機能と各機器の適用可能性。三角記号は技術的に未成熟で原型炉設計では通常考慮されない (IC の電流駆動と MHD 制御[20], IC の回転駆動[21]) ものである。LH による MHD 制御は炉心プラズマへのアクセスが難しいのでマークしていない。

	NB	EC	IC	LH
電子加熱	○	○	○	○
電流駆動	○	○	△	○
イオン加熱	○		○	
回転駆動	○		△	
MHD 制御		○	△	
放射不安定性制御	○	○	○	○
立ち下げ補助	○	○	○	○
着火補助		○	○	
壁放電洗浄		○	○	

表 2 各原型炉計画において検討されている加熱・電流駆動機器。

	NB	EC	IC	LH
JA DEMO	○	○		
EU DEMO	○	○	○	
CFETR	○	○	○	○
ARC		○	○	○
STEP		○		

の建設を始めようとしている。また、核融合エネルギーに関わる工学技術開発を行う CRAFT[31]の建設が始まっており、加熱・電流駆動機器としては EC, NB, IC に加えて LH の開発が行われている。米国で MIT と民間企業の Commonwealth Fusion Systems が計画する ARC[32] は >20 T の高温超伝導磁石を用いる JET サイズの強磁場トカマクであり、2030年代の正味電力生成をめざしている。原型炉設計に適合するように加熱・電流駆動機器を設計するのではなく、逆に LH, IC 機器にとって最適な構成を前提として原型炉を設計するというコンセプトで、RF の強磁場側入射を想定しているのも特徴である。LH, IC, また高温超伝導磁石技術による >300 GHz ジャイロトロンによる EC が検討されている。従来の原型炉とは異なり、L モード運転の可能性も検討されている。ARC の前段階として、SPARC[33]の建設が始まっている。SPARC では120 MHz の IC が唯一の追加加熱システムである。英国では球状トカマク型核融合炉である STEP[34]により2040年以降に $Q = 12$ での正味電力生成をめざしている。磁気軸磁場は3.2 T で EC による電流駆動を想定している。他に英国における大きな民間企業の計画として、Tokamak Energy[35]でも高温超伝導磁石の技術を用いる球状トカマク装置を開発しており、EC が検討されている。

核融合エネルギーをできる限り早く実現するために、各加熱・電流駆動機器について、原型炉で必要となる新技術や原型炉級の性能がどの程度実現しつつあるのかを広く共有しておくことは重要である。本小特集では、特に日欧の原型炉への適用が検討されている EC, NB 及び IC 機器について解説する。本小特集の構成は以下のとおりである。第2章では原型炉級電子サイクロトロン (EC) 加熱・電流駆動機器について、原型炉 EC の検討をされてきた小田靖久氏、長崎百伸氏、福山淳氏、前川孝氏、出射浩氏に解説いただく。第3章では原型炉級中性粒子ビーム (NB) 入射機器について、原型炉 NB の設計を行っておられる QST の柏木美恵子氏、梅田尚孝氏に解説いただく。IC は JA DEMO の計画にはないが、ITER では採用されており、EU DEMO においても NB と並んでバックアップとして検討されている。第4章では、原型炉級イオンサイクロトロン (IC) 加熱機器について、LHD の IC 長時間運転をリードしてこられた笠原寛史氏に解説いただく。第5章はまとめとして辻井が総括をさせていただく。本小特集が、学生や若い研究者が今後の進路を考える上での一助となれば幸いである。

参考文献

- [1] M.G. Bell *et al.*, Nucl. Fusion **35**, 1429 (1995).
- [2] J.D. Strachan *et al.*, Plasma Phys. Control. Fusion **39**, B103 (1997).
- [3] L.D. Horton *et al.*, Nucl. Fusion **39**, 993 (1999).
- [4] E. Gibney, Nature **602**, 371 (2022).
- [5] M. Shimada *et al.*, Nucl. Fusion **47**, S1 (2007).
- [6] 文部科学省核融合科学技術委員会, 「核融合原型炉研究開発の推進に向けて」, 平成29年12月18日 (2017).
- [7] 井手俊介: プラズマ・核融合学会誌 **83**, 415 (2007).
- [8] K. Tobita *et al.*, Fusion Sci. Technol. **75**, 372 (2019).
- [9] D. Maisonnier *et al.*, Nucl. Fusion **47**, 1524 (2007).
- [10] 竹入康彦: プラズマ・核融合学会誌 **78**, 391 (2002).
- [11] 柏木美恵子: プラズマ・核融合学会誌 **95**, 345 (2019).
- [12] 久保 伸 他: プラズマ・核融合学会誌 **85**, 337 (2009).
- [13] 笠原寛史 他: プラズマ・核融合学会誌 **96**, 651 (2020).
- [14] R.J. La Haye, Phys. Plasmas **13**, 055501 (2006).
- [15] F. Jobses *et al.*, Phys. Rev. Lett. **52**, 1005 (1984).
- [16] S. Kubo *et al.*, Phys. Rev. Lett. **50**, 1994 (1983).
- [17] D. van Houtte *et al.*, Nucl. Fusion **44**, L11 (2004).
- [18] G.T. Hoang *et al.*, Nucl. Fusion **49**, 075001 (2009).
- [19] Ye.O. Kazakov *et al.*, Phys. Plasmas **28**, 020501 (2021).
- [20] A. Parisot *et al.*, Plasma Phys. Control. Fusion **49**, 219 (2007).
- [21] Y. Lin *et al.*, Plasma Phys. Control. Fusion **54**, 074001 (2012).
- [22] L. Colas *et al.*, Nucl. Fusion **46**, S500 (2006).
- [23] K. Ida *et al.*, Nucl. Fusion **55**, 104018 (2015).
- [24] M.Q. Tran *et al.*, Fusion Eng. Des. **180**, 113159 (2022).
- [25] M. Siccino *et al.*, Fusion Eng. Des. **179**, 113123 (2022).
- [26] B. Lloyd *et al.*, Plasma Phys. Control. Fusion **38**, 1627 (1996).
- [27] 文部科学省核融合科学技術委員会, 「原型炉研究開発ロードマップについて (一次まとめ)」, 平成30年7月24日 (2018).
- [28] 文部科学省核融合科学技術委員会, 「原型炉開発に向けたアクションプラン」, 平成29年12月18日 (2017).
- [29] R. Kembleton *et al.*, Fusion Eng. Des. **178**, 113080 (2022).
- [30] Y. Wan *et al.*, Nucl. Fusion **57**, 102009 (2017).
- [31] J. Zheng *et al.*, Innovation **3**, 100269 (2022).
- [32] B.N. Sorbom *et al.*, Fusion Eng. Des. **100**, 378 (2015).
- [33] A.J. Creely *et al.*, J. Plasma Phys. **86**, 865860502 (2020).
- [34] <https://ccfe.ukaea.uk/research/step/>
- [35] <https://www.tokamakenergy.co.uk/>

小特集 核融合原型炉に向けた加熱・電流駆動機器の開発

2. 原型炉級電子サイクロトロン加熱・電流駆動機器の開発

2. Development of a DEMO Class Electron Cyclotron Heating and Current Drive System

小田靖久, 長崎百伸¹⁾, 福山 淳¹⁾, 前川 孝¹⁾, 出射 浩²⁾

ODA Yasuhisa, NAGASAKI Kazunobu¹⁾, FUKUYAMA Jun¹⁾, MAEKAWA Takashi¹⁾ and IDEI Hiroshi²⁾

摂南大学, ¹⁾京都大学, ²⁾九州大学

(原稿受付: 2022年12月23日)

原型炉の開発に向け、電子サイクロトロン加熱電流駆動 (ECH&CD) 機器の概念設計の物理・工学両面での検討を原型炉特別チームで進めている。原型炉での電流駆動を ECCD で担った場合、総出力100 MW を越えるシステムになると予想されるため、物理面での検討では、その電流駆動効率を向上させる入射法の検討を行っている。工学面では、この出力を実現する高周波源プラント、ならびに過酷な炉環境にさらされる先進的な入射装置の要素技術の研究を進めている。

Keywords:

DEMO, electron cyclotron current drive, heating, RF power source, launcher, remote steering

2.1 はじめに

日本における原型炉として、現在、トカマク方式を用いた核融合炉定常電源プラントの検討を進めており、その電気出力は数百 MW 級を想定している。原型炉トカマクの概要として、大半径8.5 m, 小半径2.42 m, プラズマ電流12.3 MA, 磁場強度5.94 Tで、核融合出力として1.5~2 GW, 電気出力として0.64 GWを想定している[1]。

原型炉の開発に向け、その電子サイクロトロン加熱・電流駆動 (ECH&CD) 機器の概念設計の物理・工学両面での検討を原型炉特別チームで進めており、本章では、両面の成果について紹介する。

2.2 ECCD 駆動効率向上に向けた物理検討

原型炉では、炉内環境が過酷となることが想定されるが、ECH&CD 機器は他の加熱機器に比べて炉内入射装置に優位性があるとされ、原型炉トカマクの外部電流駆動を電子サイクロトロン電流駆動 (ECCD) が主として担うことが期待されている。しかしながら、現在の ECCD の電流駆動効率は、LHCD, NBCD といった他の電流駆動法に比べてあまり高くなく、仮に0.05 A/Wと仮定し、原型炉トカマクの12.3 MAの電流駆動を全て ECCD で賄うとした場合には、246 MWの高周波 (RF) 電力が必要となる。発振源における電力変換効率約50%を加味すると、500 MWを超える所内循環電力が必要となり、核融合出力のほとんどを電流駆動のために消費してしまうこととなる。プラズマの自発電流であるブートストラップ電流によって外部電流駆動の割合を下げることは可能であるものの、プラズマの安定性・制御性を考えると一定の割合

Setsunan University, Neyagawa, OSAKA 572-8508, Japan

の外部電流駆動は必要である。そのため、原型炉における ECCD の電流駆動効率の向上が不可欠となる。そこで、原型炉特別チームでは、原型炉のプラズマ条件における電流駆動効率の改善に向け、TRAVIS[2, 3], PARADE[4, 5], TASK[6]等の計算コードを用いて、入射条件の最適化と複数周波数を用いた効率の改善に関する検討を行っている。また、複数周波数による電流駆動、初期起動での電流駆動の検討を進めている。

2.2.1 入射条件の検討

入射条件の最初の検討として、図1に示すように水平方向からの基本波入射による電流駆動を調べた。図2は、TRAVIS codeを用いて求めた、赤道面水平方向入射での ECCD 効率の入射角、EC周波数依存性である。トロイダル角と EC周波数を適切に選ぶことによって最大電流駆動効率0.05 A/Wを得ることができる。しかしながら、高磁場・高電子温度で動作する原型炉プラズマにおいては、周辺部での第2高調波共鳴領域による吸収を無視することができず、中心部まで到達する電子サイクロトロン派の割合が低下するとともに、第2高調波共鳴領域での逆向きの電流駆動の影響で、全体の電流駆動効率を下げてしまう。

この問題を回避する方法の一つとして、トーラス上側方向からの入射を検討したところ、2次高調波共鳴領域を避ける入射条件を選定することにより、電流駆動効率の低減を抑えることができたことがわかった。現在、上方入射での電流駆動効率の最大化に向けた入射条件の探索を進めている。一方で、トーラス上方入射を行う場合、入射方向が共鳴層と平行に近くなると、熱的效果によっ

author's e-mail: yasuhisa.oda@mec.setsunan.ac.jp

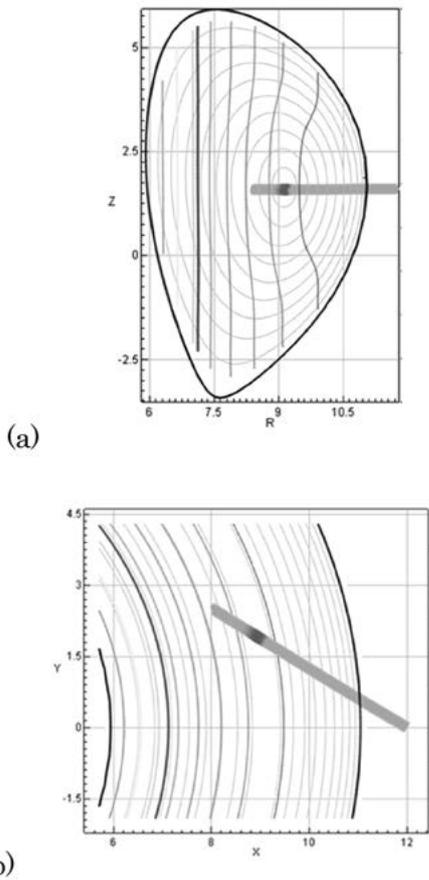


図1 トーラス赤道面外側からの基本波入射による TRAVIS レイ トレーシング計算の例. (a)ポロイダル断面におけるビーム軌道. (b)トロイダル断面におけるビーム軌道.

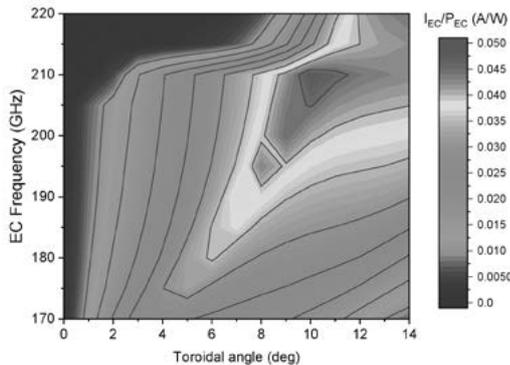


図2 トーラス赤道面外側入射での ECCD 効率 (B = 6.0T).

て一回吸収の低下が起こる可能性がある[7, 8]. 1次元波動伝搬方程式を用いた解析では, 上方入射では波の軌跡が冷たいプラズマ近似の場合と大きく異なり, 共鳴層に到達しない結果が得られている. 十分な1回吸収を得るためには, 共鳴層との角度がある程度大きくなるよう入射角度を設定する必要があり, 入射位置に加えて入射角度の最適化が求められる.

2.2.2 複数周波数による電流駆動の検討

さらなる電流駆動効率の改善をめざし, 複数周波数での電流駆動の検討を行っている. 波動による電流駆動の駆動効率向上を図るためには, 電子を強く加速すると

もに, イオンとのクーロン衝突による減速が少ない高速の電子を加速することが有効である. しかしながら, 速度空間における基本調波電子サイクロトロン共鳴領域は垂直速度の比較的遅い領域にあるため駆動効率が低く, 第2高調波共鳴領域は高速ではあるが共鳴粒子が少ないという制約がある. そのため, 図3に示すような複数のモードを用いることにより, まず基本調波で熱速度程度のバルク電子からやや高速の電子を生成し, 別の第2高調波でさらに加速することより電流駆動効率を向上させることが考えられる. 光線追跡法と速度分布解析を組み合わせた計算コードを開発し, 速度空間における共鳴領域の波動パラメータ依存性や速度分布関数変形の加熱パワー依存性を明らかにすることによって, 駆動効率向上への手がかりが得られており, 周波数, 入射方向, 入射位置の最適化を進めている.

2.2.3 初期起動での電流駆動の検討

低温低密度である立ち上げプラズマでは, 正常波(O波)の吸収は弱く, 吸収が非常に大きい異常波(X波)が適している. 立ち上げプラズマの広いパラメータ範囲において, 基本周波数帯で弱磁場側から入射したO波とX波の電流駆動効率を比較すると, X波ははるかに優れている.

この高効率X波ECCDをプラズマの立ち上げに用いた場合のプラズマ電流ループの振る舞いを, 図4に示すようなモデルに対して回路方程式を用いて解析した. まず,

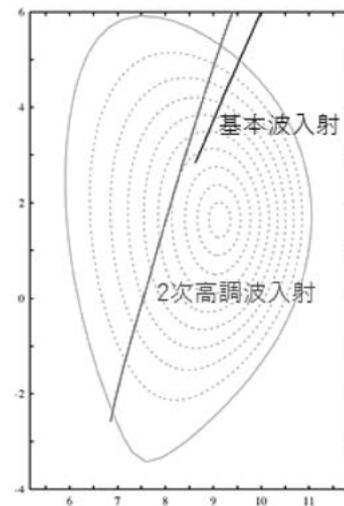


図3 複数周波数での電流駆動時のビーム軌道の例.

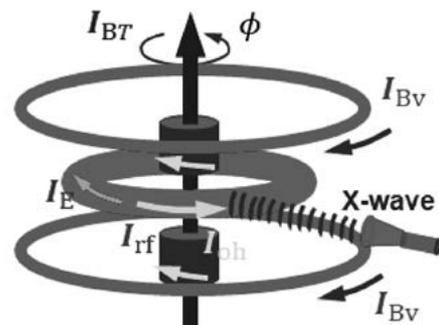


図4 原型炉の EC 波を用いた初期起動の検討モデルの概要.

中心ソレノイドからの誘導電圧を用いない完全非誘導電流駆動について解析し、入射電力をランプアップさせることでプラズマ電流を大きく上昇させ立ち上げに必要な磁束を生み出せることがわかったが、自己誘導によるリターン電流の減衰時間が極めて長いこと、非常に長い立上時間を要することが判明した。そこで、中心ソレノイドからの誘導電圧を重畳して、リターン電流を抑制し、立ち上げ時間の短縮の可能性を検討し、適切な誘導電圧を重畳すれば、リターン電流を完全に抑制でき、短時間での立ち上げが可能であることがわかった。

さらに、ポロイダル磁場のヌル点を確保し、中心ソレノイド (CS) による大きな周回電圧 (~ 15 V) を印加しブレークダウンを行う方式についても検討を行った。これに引き続き ECH による支援を得て輻射障壁を突破し、数百 kA までプラズマ電流を立ち上げ、初期トカマク平衡を達成する。想定される時間はブレークダウンに 0.1 秒、電流立ち上げに 1 秒程度である。ブレークダウンのための大きな初期周回電圧によりトーラスを囲む大きくて複雑な構造物に大きくて時定数の長い渦電流が誘起される。この渦電流によるポロイダル磁場を外部磁場により相殺することによりポロイダル磁場のヌル領域を確保し、円滑なブレークダウンをはかる。さらに初期トカマク平衡のためのポロイダル磁場コイル電流も短時間立ち上げを要し、これにともなう渦電流の問題も発生する。すなわち、想定されている初期起動においては、(1)ブレークダウンのための大きな初期周回電圧、(2)短時間立ち上げにともなう渦電流による磁場を相殺するためのポロイダル磁場コイル電流の制御、が必要になる。

初期周回電圧と渦電流の大幅な低減をはかるために、ECH/ECCD による緩やかな立ち上げを構想した。この方式では、(1)最初、弱い外部垂直磁場 (~ 50 G) 下で ECH によりプラズマを発生・加熱し、プラズマ圧力に比例した自発的な非誘導トロイダル電流を流す。(2)この自発電流が成長すると、ポロイダル断面で見て、電流が流れている領域の内側でこの電流によるポロイダル磁場が成長して外部垂直磁場をほぼ相殺したヌル領域が発生し、磁力線の連結長が非常に長くなる。(3)この段階に至ると、このヌル領域に ECCD 及びごく弱い CS 駆動周回電圧を併用して、新たな電流を駆動し、初期磁気面を形成する。(4)初期磁気面形成後引き続き ECCD 及びごく弱い CS 駆動周回電圧を併用して緩やかにプラズマ電流を 1 MA 程度まで増大させ初期トカマク平衡を達成する。

2.3 100 MW 級 RF 発振源プラントの概念設計

原型炉の外部電流駆動を ECCD に主として担わせる場合、ECH&CD 機器の出力は 100 MW 程度となり、上部入射であっても発振周波数は 200 GHz 超の領域に到達すると想定される。

原型炉の ECH&CD 機器の RF 発振源としては、従来の ECH&CD 同様にミリ波帯の大電力発振を得意とするジャイロトロンを使用することになる。ジャイロトロンはサイクロトロン共鳴メーザー効果を利用したマイクロ波発

振管の一種であり、ITER では 170 GHz にて 1 MW の 1 時間連続動作を仕様条件とするジャイロトロンが開発された [9]。原型炉では、200 GHz を超える高い周波数領域で動作するジャイロトロンが求められるが、ジャイロトロンの発振周波数はサイクロトロン共鳴メーザー効果が生じる空洞部の磁場によって決定されるため、より高い周波数を得るためには強力な磁場を持ったマグネットが必要となる。また、高周波化に伴い、安定した発振が得られる適切な共振器モードの選定と、内部のモード変換器の性能向上が必要となる。高い周波数で動作するジャイロトロンの研究活動として、量子科学技術研究開発機構にて、ITER 用ジャイロトロンの設計をベースとした複数周波数ジャイロトロンにより、204 GHz での 1 MW 出力での発振を実現したことが報告されている [10]。この複数周波数ジャイロトロンは、出力窓を透過できる周波数を発振させるにあたり、170 GHz 発振の共振器モードに対して設計された内部モード変換器を透過できる共振器モード系列を採用することにより、単一のジャイロトロンで複数の周波数を運転することを実現している。このジャイロトロンは、ほかの運転周波数でも、電力から RF へのエネルギー変換効率において、170 GHz 運転時とほぼ同じ 50% を達成している。さらに、このジャイロトロンの設計では、出力窓を透過する 236 GHz での動作時も、内部モード変換器が適切に動作することが確認されている [11]。さらに高い周波数領域に関しては、量子科学技術研究開発機構と筑波大学の共同研究において、短パルスながら 300 GHz にて 0.5 MW 程度の出力を達成したジャイロトロンの開発事例 [12] が報告されているほか、同様の出力規模の高周波数ジャイロトロンの開発が進められている [13,14]。ゆえに、原型炉が必要とする周波数領域を既存のジャイロトロン技術によって十分にカバーできると期待される。

一方、プラント全体で大きな総出力を実現するためには、多数のジャイロトロンを組み合わせて必要な出力を達成する手法が採用される。例えば、ITER の ECH&CD 機器は 24 本のジャイロトロンにより 20 MW 出力を達成する構成となっている [15]。当然、原型炉においても、ITER 同様に多数のジャイロトロンで RF 発振源プラントを構成する形態となる。現在主流の 1 MW 級ジャイロトロンで構成する場合、100 台を超える大規模なシステムになる。さらに、トカマク本体の磁場による影響を受けないようにするため、本体より直線距離で 100 m 以上の距離を離れた場所に RF 発振源プラントを設置する必要があり、さらにジャイロトロン駆動に必要な超伝導マグネット同士の離隔距離も必要となる [16]。図 5 に示すように、現在の原型炉の建屋配置想定では、ジャイロトロンを設置する RF 発振源プラントよりトカマク本体の入射装置までの RF の伝送距離は長いところでは 200 m 以上が必要となり、これまで以上に伝送効率の向上が必要となると考えられる。

現在のトカマク建屋を中心とした原型炉サイトの計画をもとに、3次元 CAD を用いて RF 発振源プラントが設置される RF 建屋から原型炉トカマク本体の入射装置までの

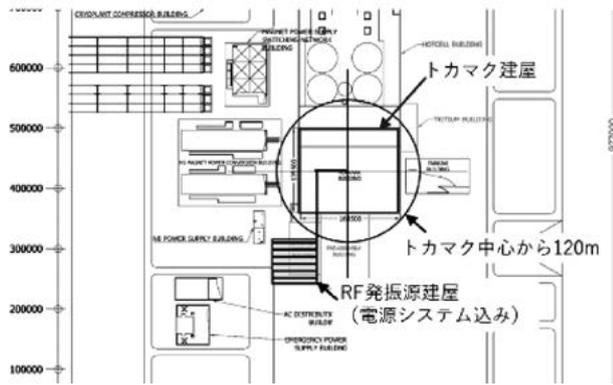


図5 原型炉サイトにおけるトカマク建屋とRF発振源建屋の位置関係と伝送系経路の概要。

伝送系配置の検討を進めている。RF建屋内において、ジャイロトロンは相互の磁場の影響を受けないように所定の距離を置いて配置する必要がある。100台を超えるジャイロトロンの配置は、補機や電源機器の設置の必要性からも、相応のスペースを必要とする。伝送系は直線導波管とマイターバンドで構成されるが、マイターバンドは1個当たりで理論上でも0.5%程度の伝送損失を生じさせるため、効率的に配置する必要がある[17]。現状の検討配置では、トカマク建屋に近い箇所にあるジャイロトロンからであっても伝送距離は100 mを超え、平均でも200 mを超える伝送が必要であり、各システムには平均して10以上のマイターバンドが設置されることになり、伝送系の損失は4~6%程度を想定する必要がある。長距離の伝送となり、経路も複雑となるため定常運転時の熱による伝送系の変形に対する補正技術など、これまでになかった伝送系要素機器の開発が必要となると考えられる。

また、長距離伝送が必要な原型炉では、RF損失による導波管発熱を要因とする機械変形によってECH&CD機器の性能低下が問題となる[18]。そこで、伝送系導波管の機械的熱挙動を検証するために、真空排気可能な4 mの直線導波管部を持つ定常動作伝送系モックアップ試験装置を開発した。モックアップ試験装置には、伸縮導波管[19]に対応するベローズを配置しており、この動きは制御システムとサーボモータによって制御することが可能である。導波管端の変位量をレーザー変位計で計測した信号をもとにフィードバック制御することにより伝送系全体の機械変形を抑制する手法を検証し、全体の変形量を一定以下に抑えることができることを確認している。

2.4 先進的入射装置の工学検討

原型炉の過酷な炉環境に晒される入射装置は、従来がない先進的な技術の導入が求められる。ITERをはじめとする既存のEC入射装置は炉内に入射ミラーを設置する関係上、ミラーの熱負荷による制約、ならびにそのメンテナンスが必要となり、原型炉での長期運用においては問題を抱えることとなる。

リモートステアリング技術は、図6に示すように方形導波管に角度を持って高周波ビームを入射したときに複

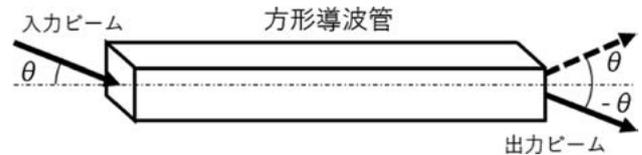


図6 方形導波管に角度を持ってビームを入射することで、出力ビームの角度を制御するリモートステアリング技術。

数の伝播モードが発生し、そのモードの重畳により特定の距離の伝播後、入射角度 θ と同じ放射角 θ 、もしくは $-\theta$ 方向に放射パターンが得られることを利用して、導波管出口においてビームの放射角度を制御することができる技術であり、入射装置に適用した場合、メンテナンスが必要となる駆動ミラーを入射装置後方、すなわち炉外に設置することが可能となる。さらにリモートステアリング技術その高次動作では、かなり大きな角度を持ったビーム放射が可能であると考えられており、炉内には導波管開口部のみが設置される極めてシンプルな入射装置を実現できる可能性を持っており、原型炉環境での長期運転に耐えられる入射装置の実現が期待される。このような技術を適用した入射装置の設計は前例がなく、現在は、その要素技術の研究を進めている。

原型炉ECH&CDの入射系として、オーバサイズ・コルゲート方形導波管を用いて4×4の16素子のアンテナにおいて、水平方向はリモートステアリング、鉛直方向は位相配列で集光するシステムにつき、位相配列・リモートステアリングの有無によるアンテナからの放射ビームパターン検討を行い、ビーム集光、入射角度制御ができることを確認した。なお、位相配列による集光は、ジャイロトロン管の位相ロック発振、伝送路での熱伸びの補正が必要であり、入射装置以外のEC加熱システム全体の構成要素に対して多くの新規の開発課題をもたらすが、従来は実現が困難とされていた技術が実現されることにより、ECH & CD機器の高度化が期待される。

さらに、リモートステアリングは概ね0-12度程度の入射角制御が可能であるが、さらに大きな入射角が必要となれば、新たな動作領域の検討が必要となる。加熱・電流駆動検討で必要とされる入射ビーム条件を満たすため、方形導波管への斜め入射で励起される高次モード成分評価、高次モードの方形導波管での伝搬解析、方形導波管からの放射解析を扱う統合コードを開発し、図7に示すように新たな動作領域を探索している[20, 21]。第1次の8-19度動作の実機を開発し、ECCD実験に適用した。リモートステアリング技術は、放射角 θ と $-\theta$ の2方向に放射ビームを得るスプリッター動作へも適用できる。いずれの動作でも必要な導波管の長さは、方形辺と波長で決まるため、2周波数動作は困難である。110 GHzと138 GHzの2周波数のスプリッター基本・第3次動作を入射角17.5度で検討した[22]。近年、170 GHzにおける入射角17.5度での3次スプリッター動作を実験的に検証しており、位相配列とリモートステアリングを組み合わせることでプラズマ対向位置に駆動ミラーを持たない入射装置の実現をめざす。

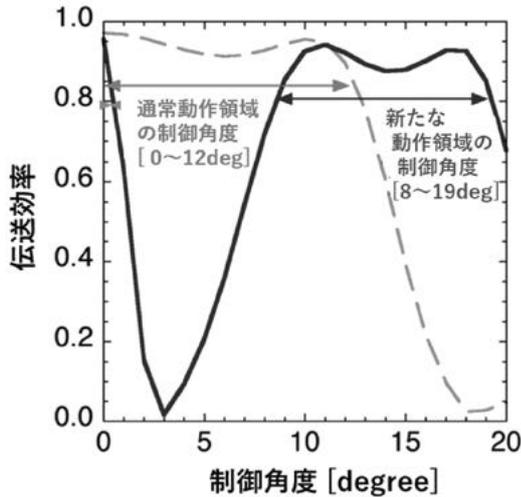


図7 リモートステアリング入射装置の各動作領域における制御角度と伝送効率 [21].

2.5 大規模システムの安定性と維持

原型炉のECH&CD機器では、100 MWという大きな出力を定常的に利用し、入射装置では多数のビームを組み合わせて入射するため、ジャイロトロン動作の安定性が従来の実験装置に比べて格段に要求される。例えば、位相配列を利用した入射装置では16系統中2系統の出力が停止すると、ピークが低下してサイドローブの割合が上昇し、出力低下にとどまらず入射性能も低下することが懸念されている。

ITERでは、ジャイロトロン本体の運転安定度として20ショット中、失敗ショットを1ショット以内に抑える95%以上の安定度が要求される [9, 23] が、原型炉ではより高い安定度を確保するためのジャイロトロンシステムの導入が必要となると考えられる。一例として10系統のジャイロトロンに対して1系統のスペアシステムを持たせる場合、ジャイロトロンショット安定度が95%信頼度で運転できるとすれば、定常運転時の出力は100 MW想定に対して、スペアシステムがない場合は95 MW程度に限られるが、スペアシステムの導入により98 MW程度の出力を常時維持することができる。

システム全体の信頼性に対しては、ジャイロトロンショット安定度に加え、ジャイロトロン故障率もプラント出力を左右することとなる。一般的な電子管の運転寿命は数万時間程度とされており、長期にわたる定常運転を想定する原型炉では、運転中にジャイロトロンが故障する可能性を考慮する必要が出てくる [24]。故障への対処として、例えば上述のスペアシステムは、故障発生時の出力維持に有効であると考えられる。このような安定性・故障率を考慮したシステムの信頼性解析は、ジャイロトロン故障率に関する設計指針の設定や、システム全体におけるスペアシステムの在り方を決定づけるうえで重要であり、安定した原型炉運転に必要なECH&CD機器の安定性確保に向け、今後の進捗が期待される。

さらに、100台を超えるジャイロトロンで構成されるプラントの建設にあたって、ジャイロトロン並びに補機類

の生産能力は従来のプロジェクトと比較すると桁違いの規模のものが必要となる。また、原型炉では、上述の通り運転期間中に故障するジャイロトロン交換・修理対応が発生し、それに必要な生産能力は建設期よりも大きなものとなる可能性がある。これに対応するためには、製造技術の革新と、生産設備・体制の高度化を進めることが不可欠であるとともに、研究開発機器としての性格が強い現在のジャイロトロン設計から、大量生産に対応できる設計へとシフトさせることが強く求められる。こういったことは、従来の周波数・出力の向上をめざしたジャイロトロン研究開発では注目されにくいトピックだったが、原型炉ではこれらのトピックがシステム構築の成功のカギを握っており、これまで以上の注力が必要となってくる。そのためには、産業界との緊密な連携のもとでの幅広い領域での研究開発の進展が求められるといえよう。

2.6 まとめ

本章では、原型炉のECH&CD機器に対する物理面・工学面の検討状況について、以下の事項について紹介した。原型炉運転時の外部電流駆動をECCDで担う場合、ECCDの電流駆動効率を向上させ、必要なRFパワーを供給するプラントを構築する必要がある。ECCD物理の検討においては、高い電流駆動効率を得るには周辺部の2次高調波共鳴領域での吸収を避けるために上方ポートからの入射が必須であることが示されている。原型炉ECH&CD機器で必要となるパワーレベルは100 MW級であり、周波数は200 GHz以上と想定され、多数のジャイロトロンを用いたRF源プラントの構築が必要となる。上記のスケールから原型炉サイト上での必要なRF建屋のスケールが示されるとともに、発振源からトカマク本体まで200 mを超える伝送系が想定されることが示された。原型炉の過酷な環境にさらされる入射装置として、リモートステアリング技術の適用が期待され、位相配列を用いたビーム制御の高度化、ならびに大きな入射角度を実現できる動作領域の探索など、要素技術の検討が進められている。また、ECH&CD機器全体の安定性を確保するためのシステム解析も始められている。

参考文献

- [1] K. Tobita *et al.*, Fusion Sci. Tech. **75**, 372 (2019).
- [2] N.B. Marushchenko *et al.*, Comp. Phys. Commun. **185**, Issue 1, (2014).
- [3] K. Nagasaki *et al.*, Nucl. Fusion **51**, 103035 (2011).
- [4] K. Yanagihara *et al.*, Phys. Plasmas **26**, 072112 (2019).
- [5] K. Yanagihara, Nucl. Fusion **62**, 086032 (2022).
- [6] A. Fukuyama, Fusion Eng. Des. **53**, 71 (2001).
- [7] Li Liu *et al.* Proc. 12th Topical Conf. On Radio Freq. Power in Plasmas, 1997, Savannah.
- [8] D.C. McDonald *et al.*, Phys. Plasmas **5**, 883 (1998).
- [9] Y. Oda *et al.*, Nucl. Fusion **59**, 086014 (2019).
- [10] K. Sakamoto *et al.*, "Study of high power and high frequency gyrotron for fusion reactor," 42nd Int. Conf. on Infrared, Millimeter, and Terahertz Waves

- (IRMMW2017), Cancun, Mexico (2017).
- [11] R. Ikeda *et al.*, “Technologies of electron cyclotron resonance heating and current drive system for nuclear fusion reactors,” 13th International Symposium on Fusion Nuclear Technology (ISFNT-13), Kyoto, Japan (2017).
- [12] T. Kariya *et al.*, Nucl. Fusion **57**, 066001 (2017).
- [13] Y. Yamaguchi *et al.*, Nucl. Fusion **55**, 013002 (2015).
- [14] M.K.A. Thumm *et al.*, Nucl. Fusion **59**, 073001 (2019).
- [15] C. Darbos *et al.*, J. Infrared Millim. Terahertz Waves **37**, 4 (2016).
- [16] K. Kajiwara *et al.*, “Effect of the stray magnetic field on the gyrotrons for ITER,” 34th Int. Conf. on Infrared, Millimeter, and Terahertz Waves (IRMMW2009), Busan, Korea (2009).
- [17] M. Shapiro *et al.*, Fusion Sci. Tech. **57**, 196 (2010).
- [18] Y. Oda *et al.*, “Development of dual frequency gyrotron and high power test of EC components,” 17th Joint Workshop on Electron Cyclotron Emissions and Electron Cyclotron Resonance Heating (EC-17), Duerne, Netherland (2012).
- [19] R. Olstad, “Design and high power testing of ITER ECH&CD transmission line components,” 34th Int. Conf. on Infrared, Millimeter, and Terahertz Waves (IRMMW2009), Busan, Korea (2009).
- [20] K. Takahashi *et al.*, Rev. Sci. Instrum. **82**, 063506 (2011).
- [21] H. Idei *et al.*, Nucl. Fusion **46**, 1 (2006).
- [22] H. Idei *et al.*, J. Infrared Millim. Terahertz Waves **36**, 662 (2015).
- [23] R. Ikeda *et al.*, Nucl. Fusion **61**, 106031 (2021).
- [24] Y. Oda *et al.*, “Recent activities of ITER gyrotron development in QST,” 10th International Workshop “Strong Microwaves and Terahertz Waves: Sources and Applications (SMP-2017), Nizhny Novgorod-Moscow, Russia (2017).

小特集 核融合原型炉に向けた加熱・電流駆動機器の開発

3. 原型炉級中性粒子ビーム入射装置の開発

3. Development of a DEMO Class Neutral Beam Injection System

柏木美恵子, 梅田尚孝

KASHIWAGI Mieko and UMEDA Naotaka

量子科学技術研究開発機構

(原稿受付: 2023年1月9日)

中性粒子ビーム入射装置 (NBI) は, 電気的に中性な高エネルギーの粒子ビームをプラズマに注入することで直接的にプラズマを加熱・電流駆動することができる. JT-60U や LHD の NBI はプラズマ性能の向上に対して高い貢献の実績があり, ITER でも $Q=10$ の核融合出力の達成に向けて必須の装置である. 原型炉に向けては所内の循環電力を低減するためのシステム効率の向上と定常運転が大きな開発課題である. この NBI の課題と現状の開発状況を報告する.

Keywords:

neutral beam injector, ITER, negative ion, ion source, neutralizer, high efficiency, steady state operation

3.1 はじめに

中性粒子ビーム入射装置 (NBI: Neutral Beam Injector) は, 高エネルギーの中性粒子ビームを核融合炉内のプラズマに入射し, 直接的にそのプラズマを加熱, また電流駆動するものである. 量子科学技術研究開発機構 (量研) の JT-60U, 核融合科学研究所 (NIFS) の LHD では大きな貢献を果たし [1, 2], フランスに建設中の国際熱核融合実験炉 ITER でも必要不可欠な装置となっている [3]. 原理としては, まずイオン源で高エネルギーの負イオンビームを生成し, 次に中性化セルでイオンを電気的な中性粒子 (原子) に変換する (中性化効率). 核融合炉が大きくなるにつれ, 一般的な正イオンビームではなく, エネルギーが高い場合にも中性化効率が約 60% を維持できる負イオンビームが必要となった. 正イオン NBI は様々な核融合実験炉で使用され, 負イオンビームの研究は世界各地で行われているが, 負イオン NBI の稼働実績は, 世界中でも JT-60U と LHD しかなく, ITER でも原型炉でも日本の果たす役割は非常に大きい.

ITER NBI は 1 基あたりの入射パワー 16.5 MW であり, 負イオンビーム源の仕様は, 重水素負イオンでエネルギー 1 MeV (100 万電子ボルト), 電流 40 A, 最大連続運転時間 3600 秒である. これに対し, 現在の原型炉の仕様は, 入射パワー 33 MW, 重水素負イオンでエネルギー 1.5 MeV, 電流 28 A の定常運転である. 負イオンの加速器としては, ITER では直流電圧を電極間に印加する静電 5 段加速器であり, 原型炉の 1.5 MeV であれば段数を増やすことで拡張できる範囲である. これらの仕様は, 半導体, 医療, 高エネルギー物理の分野で幅広く利用されているイオンビームに比べ電流値が桁違いに大きく, ま

たパルスではなく, 連続的にイオンビームを作る直流電圧電源としては世界最高レベルの電圧である. そのため, イオンビームとしては産業分野と幅広く接点がありつつも, 大電流・高電圧・定常運転イオンビームとしてさらに進んだ技術開発が必要であった. 量研では, JT-60SA 用 NBI (エネルギー 0.5 MeV, 電流値 22 A, 連続 100 秒) の開発, および日本が担当する ITER 用加速器・高電圧電源の調達のための開発を通じて, 必要な技術確立を進めてきた [4-6].

原型炉に適用される法体系は検討段階ではあるが, ITER で新たに培われるトリチウム境界に係わる技術, 及び規格・基準は原型炉に向けた実績となる. さらに原型炉に向けては, イオンビームのさらなる高パワー化, プラントの循環電力低減のための高効率化, 年間を通じて運転を継続すると共に安全性を確保するための高信頼性が求められる.

本章では, 3.2, 3.3 章 (柏木) において, ITER NBI の進捗, イオンビーム開発の状況, および ITER で新たに確立される技術について, 3.4, 3.5 章 (梅田) は, 現在, 原型炉ロードマップやアクションプラン [7] をベースに進めている原型炉用 NBI の仕様, 概要設計, R&D の進捗状況について説明する.

3.2 ITER NBI の概要と進捗

図 1 に ITER NBI の概要を示す. NBI のビームラインは, トカマクの真空と直結している真空容器内に納められている. ビーム源は高周波 (RF) 負イオン源と静電 5 段加速の 1 MeV 加速器で構成されており, トカマクに向かって中性化セル, 残留イオンを除去するビームダンプ,

National Institute for Quantum and Radiological Science and Technology, Naka, IBARAKI 311-0193, Japan

author's e-mail: kashiwagi.mieko@qst.go.jp

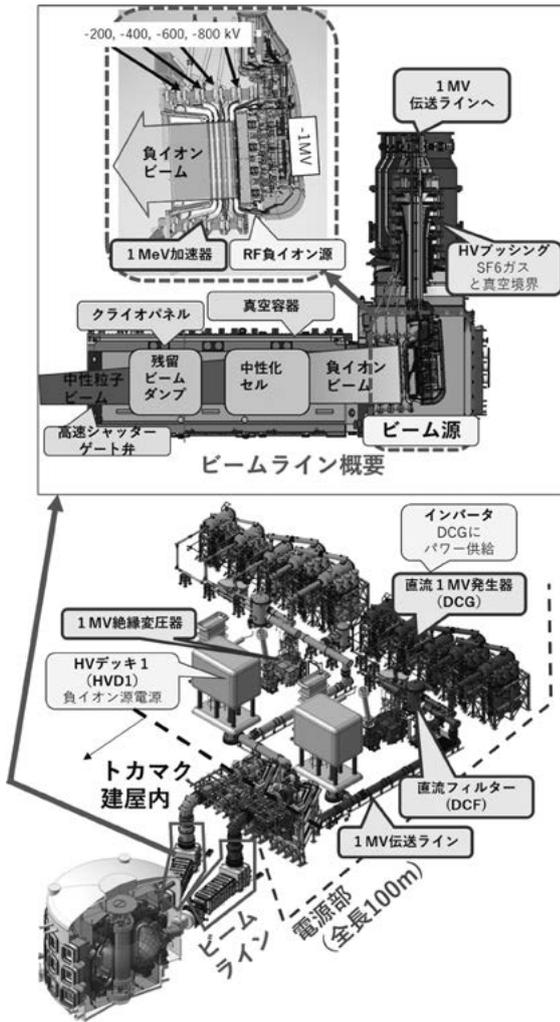


図1 ITER NBIの全景とビームライン。

高速シャッター、ゲート弁が並んでいる。ビーム源は真空容器内に納められているため、このビーム源と電源を繋ぐ箇所に、電圧導入端子、かつトリチウムを含む真空の境界となる高電圧 (HV) プッシングと呼ぶ機器が必要となっている。

負イオンビームの加速電源は、インバータ及び制御 (欧州調達)、昇圧変圧器と整流器で構成される直流発生器並びに直流フィルター (日本調達) で構成される。1台の直流発生器で直流200 kVを作り、これを段階的に5つまで直列接続することで、200 kVずつ、最大1 MVの5種類の電圧を生成する。TLはケーブルの代わりに圧力容器内に0.6 MPaの絶縁ガス (SF₆) を詰め、5種類の電圧を伝送する5本の導体を配置したものである。また、絶縁変圧器 (日本調達) が受配電設備から受けた電力を1 MV電位にある負イオン生成用電源 (欧州調達) に送電する。これら直流電圧絶縁技術は直流送電やガス遮断器と共通技術であるが、扱う電圧が世界最高レベルとなる。

日本はJT-60の実績を期待され、これら難しい1 MVに係わる電源機器の製作を請け負い、既にITER NB実機試験施設 (NBTF) のITER級フルパワービーム試験装置・MITICA (ミティカ) 用の1 MeV電源機器を搬入して据付け (図2)、2020年より出力確認試験に入っている [4]。

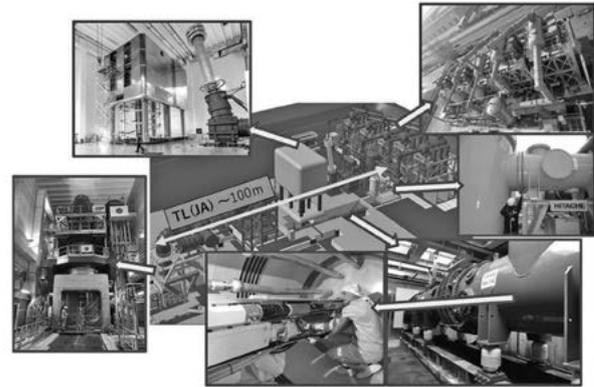


図2 NBTFにおける電源機器設置完了。

3.3 ITER向けのビーム開発と戦略

2018年に発行されたITERのリサーチプラン [8] では、2032年予定の第二期PFPO (Pre-fusion Power operation-II) 時、水素負イオンビームで870 keV、46 Aで最低50秒、最大1000秒、2035年開始予定のFPO (Fusion Power Operation) 時、重水素負イオンビームで1 MeV、40 Aで最低300秒、最大3600秒が求められている。そこで負イオンビームの開発戦略としては、このITERの計画に従って優先順位を決め、着実に目標を達成することが重要である。

ITER向け負イオンビームについて、NBTF及び関連研究機関における最近の結果を表1にまとめる。ITERでは各極で調達を分担しているため、RF負イオン源は欧州調達、1 MeV加速器は欧州と日本がそれぞれ調達することとなり、研究開発もこの調達分担に影響を受けている。

大電流RF負イオン源試験は、2013年、ドイツのマックスプランク物理学研究所 (IPP) において、ITERのRF負イオン源の半分サイズで4つのRFドライバーを持つELISE (エリーゼ) で開始された。当初、RFドライバーへのパワー不均一性やRFアンテナで放電発生などの課題があったが、RFドライバーの構造改良、RF電源の

表1 ITERの負イオンビーム要求値と試験装置実績。

装置	ビーム種	エネルギー : keV	加速段数	加速器出口ビーム電流 : A	負イオン電流密度 加速器入口/出口 : A/m ²	イオン源ガス圧 : Pa	連続運転時間 : 秒
ITER 要求値	D	1000	5	40	285/200	0.3	3600
	H	870	5	46	330/260	0.3	1000
SPIDER *1	H	<60	1		- /200	0.4	~10
ELISE *1	D	<100	1	25	- /250	0.3	~10
LHD NBI	D	180	1	55.4	- /233	0.3	
JT-60U NBI	D	340	3	17	- /130	0.3	30
	H	486	3	2.8	- /83	0.3	1
MeV *1	H	980	5		- /185	0.3	60

*1) パルスはその時の運転方法・装置性能で決定。熱負荷制限ではない。

半導体制御などの対処が効き、重水素運転でITER要求の約90%の負イオン電流を達成している[9]。NBTFのフルサイズ負イオン源SPIDERは2018年運転を開始したが、ELISEの改良を待たずに製作したため、当初ELISEと同様の問題に直面した。まず可能な範囲で試験を行い[10]、現在、RF電源の半導体化などの大規模整備の保守期間に入り[11]、2024年から運転再開の見込みである。この二つの試験装置における共通の課題は、ビーム発散角がITERの要求値7 mradの倍程度もあり、また重水素運転時に電子電流が予想よりも高いことである。その結果、電極熱負荷が高くなりパルスが制限されている。

LHDの負イオンNBIにおいても重水素運転時の電子電流増加が問題であったが、負イオン源内に電子の流れを抑制する電子フェンスを導入した結果、電子電流を抑制し、入射パワーが1.5倍に増大した[2,12]。ビーム発散角については、LHDやJT-60で使用しているアーク放電型負イオン源では元々5 mrad程度である。そこで、ITER機構がNIFSに研究タスクを依頼し、RFとアーク放電型負イオン源を比較し、ビーム発散角低減のための試験が開始された。

量研における開発の特徴は、大電流・高密度負イオンの高エネルギー加速である。JT-60U時代、加速器の耐電圧は、要求性能500 kVに対して400 kV程度にとどまっていた[1]が、耐電圧改善として電界緩和リング、電極支持枠の面取り改造、電極間ギャップの修正を行い、要求値をほぼ満足する486 keVでのビーム加速を実証した[13]。これと並行して、ITERと同様のエネルギー1 MeVの試験が可能なMeV級イオン源試験装置(MTF: 1 MV, 0.5 A)において、耐電圧・ビーム制御などの技術を試験に反映し、ITERと同等のビームパワー密度で、当時の装置限界60秒のビームを実証した[6]。現在は、さらにパルスを伸ばす試験中である。

このようにRF負イオン源開発は欧州を中心に、負イオンNBIの運転技術やビーム高エネルギー化・高電圧技術は日本を中心に進んでおり、これらをNBTFのMITICAで統合し実証する。さらに年間を通じた安定運転技術、並びに遠隔操作を含めた保守技術の設計検討が進んでいる。まずはITER運転に向けてこれらの技術を確立することが原型炉に向けても必要不可欠である。

3.4 ITER時代に新たに開発される技術

ITERでは、図3に示すようにHVブッシングが真空中のトリチウムを閉じ込める第1境界、さらにTLの建屋貫通部がトカマク建屋壁と同様にトリチウム最終境界となっている。そのためビーム生成に係わる電気性能だけでなく、トリチウム境界に係わる品質管理・品質保証が要求される。原型炉の場合、加速器の絶縁管がこれに代わる可能性がある。また国際規格の適用も求められている。ここではこれらに関する取り組みの一部を紹介する。

i) 絶縁物の品質確立

NBIが他の機器と大きく異なる点は、トリチウムを含む真空や圧力境界の大半が、金属ではなく高電圧を電気

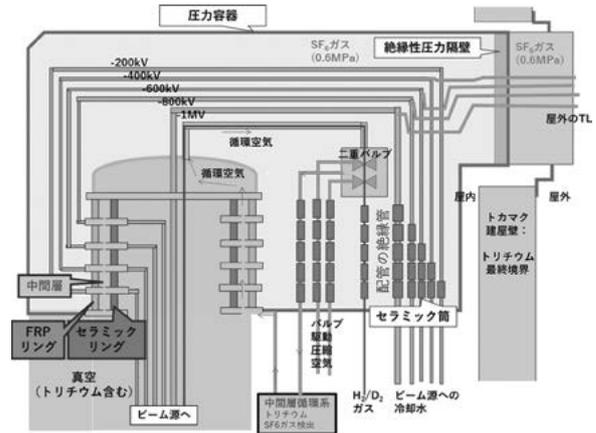


図3 トカマク建屋内HVブッシングと中間層。

的に絶縁する絶縁物で構成されている点である。計測用フィードスルーのセラミックなどは手のひらサイズだが、NBIに必要な直流1 MV絶縁では、メートルサイズの絶縁物となる。

図3に示すHVブッシングの場合、内径1.5 m、高さ約30 cmのセラミックリングと内径1.8 mのFRP（繊維強化型プラスチック）リングを同軸構造とし、1段で直流200 kVを絶縁し、これを5段積み上げて1MVを保持する。真空中に接するセラミックは実質的なトリチウム境界であるが、脆性材料であるため、機械強度を支えるFRPリングが原子力安全上の境界となり、品質の確立・保証が要求されている。

FRP製圧力容器には、ASME（アメリカ機械学会）規格が存在するが、問題はFRPのようなプラスチック系材料は、使用用途により材料が異なり、強度及びそのバラツキも大きく異なるため、安全係数は金属の1.5に対してFRPでは約5と非常に大きい。一方、HVブッシング用FRPリングは高電圧絶縁の観点で品質も含めて開発してきた結果、強度のバラツキが小さい。既存の設計コードの適用はHVブッシング用FRPにとって過剰な要求となるため、日本機械学会の協力を得てHVブッシング用FRPリングの構造規格を作ることとし、材料や製造の品質を管理することで、製作時の強度のバラツキを抑える規格とした。その結果、安全係数を3~3.5に低減できる見込みを得、規格文案を最終化して承認手続きに入る見通しが立ったところである。

ii) トリチウム境界の構造と安全シナリオの確立

図3に示すように、セラミックリングとFRPリングの間は中間層と呼ばれ、耐電圧維持のために乾燥空気を封入する予定であった。しかし、これらリングに亀裂など異常が発生した際、この中間層にトリチウムやSF6ガスが混入し異常発生サインとなるため、この乾燥空気を循環させ、その先にトリチウムやSF6ガスの検出器を置くこととした。中間層でそれらガスを検出した場合、関連バルブを閉じる、運転を停止するなどしてトリチウムを閉じ込めるシナリオの構築が進んでいる。

iii) 圧力容器規格の合理化

NBIで使用される内部に絶縁ガス0.6 MPaを充填する圧

力容器は、日本ではボイラー則の第二種圧力容器であるが、欧州では第1種圧力容器相当といわれるCEマーキングの圧力機械指令（Pressure Equipment Directive: PED）が適用され、日本の法令に対し海外では過剰仕様となる。それを解決するために着目したのが電気機器としての圧力容器である。圧力容器は電力のガス遮断器などにも使用されており、それと同様の機能が認められれば、電気機器に適用される設計コードASME VIII適用となる。またASMEの場合、ITERの品質クラスにより、第三者認証または自主認証など合理的に選定できる。そこでITER機構と協力し、担当のフランス環境省に申請し、NBIの圧力容器はASME VIIIで許可を得た。

iv) 絶縁ガスの代替ガス

ITER調達を通じて様々な技術情報交流があり、将来的に原型炉に使える技術情報もでてきている。その一つが、ITERの高電圧絶縁に使用する温室効果係数の高いSF₆ガスの代替ガスである。絶縁性能は若干劣るため絶縁距離は増やす必要があり、それに伴い装置直径が1-2割大きくなる可能性があるが、将来的に採用すべき技術である。

このようにITERを通じて、原型炉に向けて重要な前例となる、トリチウム境界に係わる品質管理・品質保証・安全確保のための技術、及び既存の規格・規制の適切な緩和措置が構築される。またITERを通じた国際規格・規制・設計コードとの整合性構築は核融合関連部品を輸出する際に利用できるものと期待できる。

3.5 原型炉NBIの要求性能と概念設計の概要

これまで検討してきた日本の原型炉（JA DEMO）に要求されるNBIとITER NBIの仕様の比較を表2に示す。JA DEMO NBIでは1ビームライン当たりの入射パワーは33 MWでITER NBIの2倍となっている。ビームエネルギーは現状1.5 MeV、運転時間は年単位の連続運転が必要である。入射パワーに対するNBIの全電力量の比率であるシステム効率は50%以上をめざしており、ITERの2倍となっている。ITER NBIに比べて高い性能のNBIが日本の原型炉では必要である。ちなみに、欧州の原型炉NBIの設計[14]では、ITER NBIとほぼ同等の仕様（ビームエネルギー、入射パワー、効率など）となっているが、これは欧州の原型炉は2時間のパルス運転で定常的な電流駆動が必要ないからである。

このような高い要求の日本の原型炉用NBIに対し、これまで実施してきた概念設計の概要を示す。図4に負イオン源から生体遮蔽までの原型炉NBIビームラインの模

式図を示す。負イオン源・加速器で生成された1.5 MeVの重水素の負イオンビームは斜め下方向に出射されイオン源ポート内を輸送し偏向コイルで水平方向に軌道を変えた後、光中性化セルで中性のビームに変換し、炉心プラズマに入射される。中性化されないイオンビームは残留イオンダンプで熱的に回収される。ITER NBIを含めた既存のNBI装置との大きな違いは、負イオン源及び加速器が炉心プラズマを直視していないという点である。これは、炉心プラズマで発生する中性子やガンマ線のストリーミングによる負イオン源・加速器への影響を低減するためである。偏向コイルで大面積の負イオンビームを偏向する手法に関して、空間的に分布がある偏向コイル磁場で大面積の負イオンビームの拡がりを抑えて偏向が可能かどうか懸念があった。そこで3次元の磁場中で荷電粒子の軌道を計算するソフトを用いて、コイル形状を種々変えて大面積の負イオンビームの軌道を調べた。その結果、幅0.6 m、高さ1.2 mの大面積の平行ビームに対して、偏向角25度程度で偏向し、コイルから25 m程度先に集束可能なコイル形状を見出した。大面積の負イオンビームを偏向コイルで偏向してプラズマに入射するNBIの概念が成立することを確認し、概念設計の主要案としている。

負イオンを生成する負イオン源の方式としては、年単位での連続運転が必要なため、メンテナンス期間を長くできITER NBIに採用されている高周波（RF）駆動の負イオン源を想定している。負イオンを1.5 MeVまで加速する方式は、ITERと同じ多段の静電加速方式とし、加速段数は1段当たりの加速を200 kV未満として8段としている。ITER NBIでは加速器を真空中に配置する設計となっている。ITERの概念設計では加速器をSF₆ガス中に設置する設計であったが、放射線によりSF₆ガスが電離しガス中に1 Aの電流が流れ、1 MWもの加熱が起こることが判明し[15]、その結果、加速器を真空中に設置する設計に変更した。しかしながら、大面積電極での1 MV高電圧の真空絶縁はまだ十分に確立されておらず、ITER NBIに向けて研究開発が続けられている。原型炉NBIの1.5 MVの真空中での絶縁はさらに難しいと考えられるため、加速器を絶縁ガス中に配置する案を主要案としている。放射線による絶縁ガスの電離を抑制するため、加速器周辺の線量を十分に下げる必要がある。偏向コイルで負イオンビームを曲げる手法の採用はこのためでもある。

原型炉NBI設計の大きなポイントは、システム効率の向上である。JA DEMOでは所内電力の低減のために、50%以上のシステム効率のNBIをめざしている。システム効率の向上のためのポイントは3つある。1つは負イ

表2 JA DEMO NBI と ITER NBI の仕様の比較。

項目	JA DEMO NBI	ITER NBI
1ビームラインの入射パワー	33 MW	16.6 MW
ビーム種	D	D / H
ビームエネルギー	1.5 MeV	1.0 MeV for D
運転時間	年単位の連続運転	最大3600秒のパルス運転
システム効率	> 50%	26%

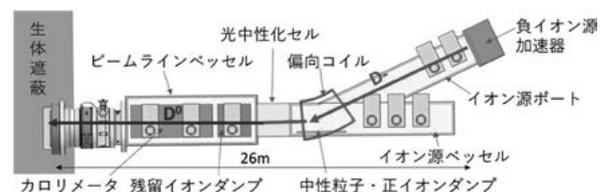


図4 原型炉NBIビームライン模式図。

オンビームを中性粒子ビームに変換する中性化効率の改善である。ITERも含めた既存のNBIは全てガスとの荷電交換で負イオンを中性化するガス中性化セルである。1.5 MeVの負イオンビームのガス中性化セルの効率は最大でも58%程度である。一方、中性化効率を上げる中性化方式として、プラズマ中性化セルやレーザー光を使った光中性化セルなどの概念があり、プラズマ中性化セルで最大80%程度、光中性化セルでは原理的には100%近くの中性化効率を得られる。原型炉NBIでは中性化効率95%以上の光中性化セルを設計目標としている。システム効率を上げる2つ目のポイントは、負イオンの加速途中および偏向コイルで軌道を曲げる前に残留ガスとの衝突による負イオンの中性化の抑制である。負イオンを生成するためにイオン源にガスを導入するが、そのガスは加速器を通して排気するため、加速器内部のガス圧力が高くなる。加速器内の残留ガスと負イオンの衝突により加速途中の負イオンが中性化すると、電子が発生し、その電子が加速されて加速電極や加速器を抜けて熱負荷となる。電子の加速に使われる電力は、中性粒子ビームに寄与しないため電源効率は低下する。また加速器内部で中性化した負イオンが加速器を抜けても図4に示している偏向コイルで曲げられないため損失となる。そのため加速器内の圧力を下げて負イオンのガスとの衝突を低減することが必要であり、低ガス圧での負イオン生成が望まれる。さらに、既存のNBIではイオン源から炉心プラズマまで直進するため、加速器を出さずれば中性化セルより前で中性化しても、プラズマに入射するため損失とはならない。しかしながら、原型炉NBIでは、偏向コイルで負イオンの軌道を曲げる前に負イオンが中性化してしまうと、コイルの磁場で曲げられなくなるため損失になってしまう。そのため、加速器から偏向コイル間の残留ガス密度を下げて負イオンの中性化を抑制することも重要であり、そのためにもガスの導入を必要としない光中性化セルが必要である。3つ目のポイントは、中性ビームの入射ポート等での幾何学的な損失の低減である。図4に示しているように加速器から生体遮蔽までの距離はおよそ26 mである。さらに、生体遮蔽から第一壁までのポートの長さが約18 mのため、イオン源から第一壁まで44 mもの距離がある。これはITER NBIの25 mの1.8倍の長さである。加速器から出射する1本1本のビーム(ビームレットと呼ぶ)はある発散角を持って進んでいくため、イオン源から遠くなるほどビームレットの径は大きくなる。現状のNBIの入射ポートのサイズは幅60 cm、高さ1.2 mであり、損失を減らすためにはビームレットの発散角を小さくする必要がある。ITER NBIではビームレット発散角を7 mrad以下の設計としているが、第一壁までの距離が長い原型炉ではさらに発散角を小さくする必要がある。図5にイオン源から第一壁までの距離を44 mとしたときのビーム入射率のビームレット発散角の依存を示しているが、目標である入射率95% (幾何学的損失5%) にするためには、5 mrad以下の発散角が必要である。

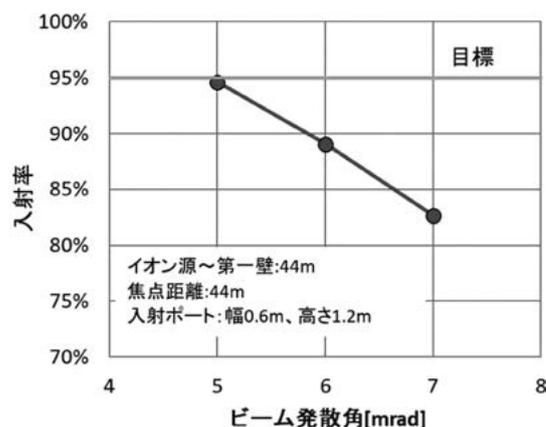


図5 原型炉NBI入射率のビーム発散角依存。

3.6 原型炉NBIに向けた開発課題

原型炉NBIの実現に向けた研究開発課題といくつかの開発現状を紹介する。RF負イオン源における主な開発課題は、前項で示した低ガス圧で低いビーム発散角の負イオン生成とセシウムフリーでの大電流負イオン生成である。これまでの検討から、加速器内での中性化損失を抑えるにはイオン源のガス圧力を0.1 Pa程度まで下げることが望ましい。これまで小型のアーク放電型の負イオン源において、プラズマ閉じ込め用の磁場を強くするとともに、十分な放電パワーを投入することで、0.1 Paのイオン源圧力で電流密度300 A/m²というITERの要求値(200 A/m²)を越える負イオンを生成している[16]。しかしながら、RF負イオン源では低ガス圧で放電を安定に維持することが難しく、大体積での低ガス圧で放電をいかにして維持するか、そのための磁場配位をどのように形成するかが課題である。また、プラズマを空間的に一様に生成することは引き出す負イオンビームを一様にするために重要であり、その観点も含めた磁場配位の最適化が重要である。ビーム発散角の低減に関しては、アーク放電型のイオン源においては5 mradを下回る負イオンビームの生成に成功している。一方、ドイツのITERハーフサイズのRF負イオン源(ELISE)での実験やNBTFで実施しているITER実機サイズのRF負イオン源(SPIDER)の試験では、ビームレット発散角は15 mrad程度とITER NBIの要求値(7 mrad未満)の2倍以上の発散角のビームしか生成できていない。RF負イオン源でなぜ発散角が大きいのか、その原因・メカニズムはまだ十分に解明されておらず、そのメカニズムの解明とその対策について研究開発を進めている。

既設の負イオンNBIでは大電流の負イオンビームを生成するために、負イオン源内にセシウムの金属蒸気を導入している。セシウムが負イオンを引き出す電極に付着すると電極の仕事関数が低下し負イオン生成量が増大する。しかしながら、導入したセシウムが加速器に流出して引出電極や加速電極に付着すると、絶縁破壊が発生しやすくなり、安定して負イオンビームを引出・加速することができなくなる。そのため、セシウムを使う場合には、加速器へのセシウムの流出を極力抑えて負イオン生成量

を増大させる必要がある。セシウムは電気陰性度が低く、放電中はセシウム正イオンとして存在する割合が多い。そのため、負イオンを引き出す負の電圧を印加していれば加速器へのセシウムの漏洩を抑制できると考えられるが、まだ定量的な評価は十分にはなされていない。そのためRF負イオン源での定常的に安定した負イオン生成に必要なセシウム量を定量的に評価することが必要である。一方、セシウムを使わずに負イオンを生成するセシウムフリーの方法もいくつか考えられている。大きく分けると、負イオンを生成するプラズマ電極に低仕事関数の材料を使う手法と、負イオンの生成方法自体を変えるという2つの方法がある。欧州では、低仕事関数電極について研究がなされてきた。もともと低仕事関数の材料である、タンタルやタングステン、六ホウ素ランタン、炭素系の材料にボロンを注入した素材、ダイヤモンドなど低仕事関数になると思われる種々の材料について仕事関数の計測や負イオン生成の試験が行われた[17]。しかしながら、体積生成での負イオン生成とそれほど変わらず、セシウムフリーで使える電極材料の見通しはまだ得られていない。また導電性のセラミック材料であるC12A7エレクトライドによる負イオン生成への適用性も同志社大学や核融合科学研究所で進められているが、プラズマ放電下での低仕事関数の表面維持などの課題がある。一方、負イオン生成手法を変える手法として、東海大学のシートプラズマによる体積生成法や山口大学の孔内表面生成なども提案されているが、RF負イオン源との共存性の観点から原型炉へ適用できるか議論が必要である。

もう一つの大きな技術課題は、負イオンビームを中性粒子ビームに変換する中性化効率の増大である。NBIのシステム効率を50%以上にするため、現状の概念設計では中性化効率が95%の光中性化セルを考えている。この光中性化セルの設計検討はQSTの原型炉共同研究の枠組みで進められている。これまで、光中性化セルには高パワーのレーザー開発が重要と考えられており、近年のレーザー開発の進展により光中性化セルに適用可能な定常なパワーレーザーが開発されてきた。そこで、まず中性化効率95%の光中性化セルに必要なレーザーパワーを、反射ミラーでレーザーを往復させてレーザーパワーを増幅す

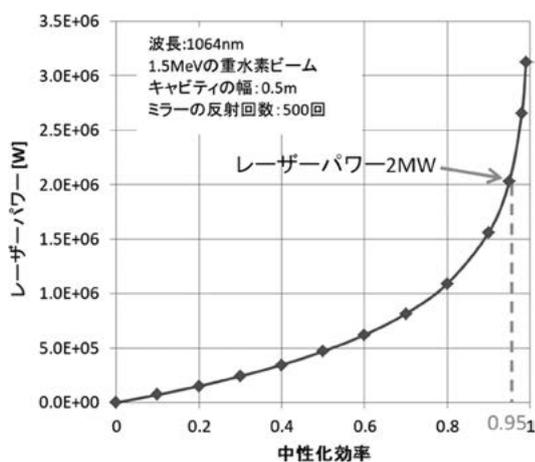


図6 光中性化セルのレーザーパワーの中性化効率。

るキャビティで検討した。中性化効率に対して必要なレーザーパワーを図6に示す。これはビーム幅0.5 m、1.5 MeVの重水素ビームに波長1064 nmのレーザーを500回往復させるときのレーザーパワーであり、95%の中性化効率に必要なレーザーパワーは2 MW程度と見積もられる。現在、定常で10 kWの半導体レーザーが市販されており、このレーザーを200本並べることで実現可能と考えられる。またレーザーパワーはミラーの反射回数に反比例するため、ミラーの反射率をできるだけ1に近づけて反射回数をさらに増やすことでレーザーの本数を減らすことができる。またレーザーパワーを変えると中性化効率に変化するため、一定の負イオンビームパワーに対してレーザーのパワーを調整することで中性化効率を変化させて、プラズマへの入射パワーを制御することが可能となることを示している。一方、負イオンビームのスパッタリングがある環境下のため、ミラーの反射率が低下すると、中性化効率が低下してしまう。そのため、ミラーの高い反射率をいかにして長期間安定的に維持するかが大きな課題である。また、レーザービームはビーム径を小さくすると発散が大きくなるため、小さいビーム径を維持して反射させるか、その光学系の設計が重要である。

このように高いシステム効率のNBIを実現するためには、まだ多くの技術的課題があり、さらに研究開発を進めていく必要がある。

参考文献

- [1] M. Hanada *et al.*, J. Plasma Fusion Res. SERIES. **9**, 203 (2010).
- [2] K. Tsumori *et al.*, Nucl. Fusion **62**, 056016 (2022).
- [3] V. Toigo *et al.*, Nucl. Fusion **59**, 086058 (2019).
- [4] H. Tobar *et al.*, Proc. IAEA FEC. FIP/P1-10 (2020).
- [5] M. Kashiwagi *et al.*, Nucl. Fusion **62**, 026025 (2022).
- [6] A. Kojima *et al.*, Fusion Eng. Des. **123**, 236 (2017).
- [7] https://www.mext.go.jp/b_menu/shingi/gijyutu/gijyutu2/074/index.htm
- [8] ITER organization, "ITER Research Plan within the Staged Approach (Level III - Provisional Version)". ITR-18-003, <https://www.iter.org/technical-reports> (2018).
- [9] U. Fantz *et al.*, J. Phys. Conf. Series, **2244**, 012049 (2022).
- [10] E. Sartori *et al.*, Nucl., Fusion **62**, 086022 (2022).
- [11] V. Toigo *et al.*, Fusion Eng. Des. **168**, 112622 (2021).
- [12] K. Ikeda *et al.*, Rev. Sci. Instrum. **90**, 113322 (2019).
- [13] A. Kojima *et al.*, Nucl. Fusion **51**, 083049 (2011).
- [14] M.Q. Tran *et al.*, Fusion Eng. Des. **180**, 113159 (2022).
- [15] Y. Fujiwara *et al.*, Fusion Eng. Des. **55**, 1 (2000).
- [16] M. Taniguchi *et al.*, Nucl. Fusion **43**, 664 (2003).
- [17] U. Kurutz *et al.*, Plasma Phys. Control. Fusion **59**, 075008 (2017).

小特集 核融合原型炉に向けた加熱・電流駆動機器の開発

4. 原型炉級イオンサイクロトロン加熱機器の開発

4. Development of a DEMO Class Ion Cyclotron Heating System

笠原 寛史

KASAHARA Hiroshi

核融合科学研究所

(原稿受付：2022年11月10日)

原型炉 (DEMO) におけるイオンサイクロトロン加熱機器に求められている性能は、高効率・高電力密度・高信頼性が挙げられる。核融合科学研究所では上記の内容を達成するために様々な研究開発および実験を進めてきた。本章では DEMO における上記の内容を満たすことができるかどうかについて ICRF 加熱機器の現状を紹介し、商業炉における ICRF 加熱の実現性についても触れる。

Keywords:

icrf, high-power rf device, wave-particle interaction, heating, current drive

原型炉 (DEMO) における加熱機器に求められている性能は、核融合炉プラズマを点火させる初期加熱・安定したプラズマ性能を維持させる追加加熱や電流駆動などがある。特に原型炉ではブランケットにおけるトリチウム生成率を確保するために、大電力加熱というだけでなく高電力密度入射が要求されている。現在考えられている DEMO の初期点火に必要な加熱パワーは 80 MW 程度と見積もられており、安定な初期加熱を実現するためには 100 MW クラスの加熱源が必要となる。イオンサイクロトロン波 (ICRF) 帯の速波を用いた ICRF 加熱 (ICH) においても、上記の要求事項は変わらず、依然として大電力定常高周波加熱として研究が続けられている。

本章では、原型炉に向けた ICRF 加熱機器の開発の現状を紹介するために、原型炉における ICRF 加熱手法として有力である ICRF 加熱シナリオについて説明し、その後大電力高周波源の現状を紹介する。ICRF 加熱は中性粒子ビームを用いた加熱や周波数の高い電磁波を用いた電子サイクロトロン波加熱と比較し、プラズマと電磁波を励起するアンテナ間の結合が強い。そのため効率的に電磁波をアンテナに伝送させる整合回路が必要となるため、電力伝送や整合回路・電磁波励起用アンテナ研究などを紹介し、最後に全体をまとめ残された課題や可能性について紹介する。この章を通して DEMO における ICRF 加熱の理解の手助けになることを期待する。

4.1 核融合炉における ICRF 加熱シナリオ

DEMO におけるプラズマ粒子として、重水素 (D) : トリチウム (T) = 50 : 50 を想定している。イギリスのカラム研究所にあるトカマクプラズマ実験装置 JET では、重水素を少数イオンとしトリチウムを主イオンとし

た、ICRF を用いた少数イオン比加熱研究がすすめられていた。この実験では ICH による高いプラズマ性能の達成や高エネルギーイオンの生成などが実現されたが、トリチウムの割合が 9 割を超えるため、DEMO による ICH としては適用できない。そこで 2 種以上のイオン種を用いた ICH が検討され始め、D : T = 55 : 45 でさらにベリリウム (Be) が 0.1% 以下といった 3 種少数イオン加熱が提唱された [1]。この少数イオン比加熱が優れた点は、DEMO のシナリオである D : T = 50 : 50 とほぼ同程度のイオン種比を保ちつつ、第一壁周辺で使用される Be を 3 種類のイオンにすることである。プラズマ中の Be の必要な混入濃度が 0.1% 以下であることから、真空容器内に持ち込んだ材料によるプラズマ混入として、追加として入射する機器を用意せずに 3 種イオン状態を達成することが可能である。DEMO における加熱シナリオとして重要となるのは、必要な機器を極力減らした加熱シナリオの達成であり、3 種少数イオン加熱はこの理に適っている。

実験的な 3 種少数イオン比加熱の検証は、JET、米国のマサチューセッツ工科大学の高磁場閉じ込め装置 Alcator C-Mod、日本の核融合研究所の大型ヘリカル装置 LHD などにおいて、ヘリウムの同位体である ^3He を 3 種類のイオンとした少数イオン加熱によって、非常に優れた加熱が観測されている [2]。前者の 2 装置はトカマク型、後者の LHD はヘリカル型と呼ばれる磁場閉じ込め形状を有する。3 種イオン加熱の有効性は、磁場構造が異なっている装置で同質の結果が得られることから、ICRF 加熱にとって本質的に同質な波動加熱機構であることを示している。DEMO における 3 種イオン加熱シナリオに関しては第一壁やダイバータ、ブランケット表面のコーティング素材などを含めて検討をする必要があるが、微量の混入によ

National Institute for Fusion Science, Toki, GIFU 509-5292, Japan

author's e-mail: kasahara.hiroshi@nifs.ac.jp

る良質な加熱を検討でき非常に有力な加熱シナリオである。

4.2 核融合炉における ICRF 加熱システム

核融合炉における ICRF 加熱システムとして、1. 加熱機器を制御するためのシグナルレベルの電磁波の制御、2. 大電力電磁波を生成するための増幅器、3. その電磁波を伝送するための伝送回路およびアンテナから反射して戻ってくる電磁波を効率的にアンテナに戻す整合回路、4. 真空容器内に効果的に電磁波を励起するためのアンテナがある。ICRF アンテナはどのような加熱を期待するかで設計指針が大きく変わり、プラズマとの結合も関係するためプラズマのパラメータなども考量して設計する必要があるため、多様な ICRF アンテナ研究が進められている。

4.2.1 シグナルレベルの電磁波ソース制御

ICRF の加熱電力をプラズマに入射し続けるためには様々なコンポーネントが必要である。増幅器、整合回路、プラズマへの電磁波の励起波数などは実時間制御なしには高周波を安定して大電力入射しつづけることは不可能である。LHD では高性能定常プラズマの実証として、ICH と ECH を用いて線平均電子密度 $1.2 \times 10^{19} \text{ m}^{-3}$ 、プラズマの温度 2 keV の水素を少数イオンとしたヘリウムプラズマを約 48 分間維持することに成功した [3]。この時の高周波の加熱電力としては 1.2 MW で、National Instrument 製の field-programmable gate array (FPGA) を用いることで 10 μs の速度で実時間制御することを実現した (図 1)。核融合炉でもこのような実時間制御システ

ムが必須である。細かな点での制御系のブラッシュアップは必要だが、現状のシステムで核融合炉での ICRF 制御は十分実現できる。

4.2.2 大電力高周波増幅器

ICRF 帯の電磁波源としてシグナルレベルの電磁波を多段増幅することでメガワット (MW) クラスの大電力ソースを作成している。世界の核融合実験装置における大電力 ICRF 加熱装置において、フランスの Thales 製の TH525A、米国の Eimac 製の 4CM2500KG という真空管を用いて実験が進められている。国際熱核融合実験炉 ITER では ICRF 加熱に使用する周波数は 50 MHz であるため、真空管を並列に接続した diacodes と呼ばれる Thales 製の TH628 も使用する予定である [4]。この真空管の特徴は TH525 では効率的な増幅ができなかった 50 MHz クラスの高い周波数に対して十分増幅ができるように改善したことである。

核融合科学研究所では、周波数 25~100 MHz に対応可能な増幅器 (図 2) の開発を進めている。インピーダンスが 50 Ω であるダミーロードを増幅器の負荷として 4CM2500KG の真空管を用いて、50 MHz の周波数に対して 1.5 MW で 5000 秒の高周波電力生成に成功している [5]。

この増幅器は増幅範囲を広範囲に調整可能にするために、増幅器の間をコンデンサーではなくダブルスタブチューナーを用いて整合をとっているため、定常的な電力増幅時にコンデンサー内の温度上昇による耐圧劣化などを心配する必要が無いが、整合回路サイズが大きくなる問題がある。DEMO における ICRF 加熱源として多彩な周波

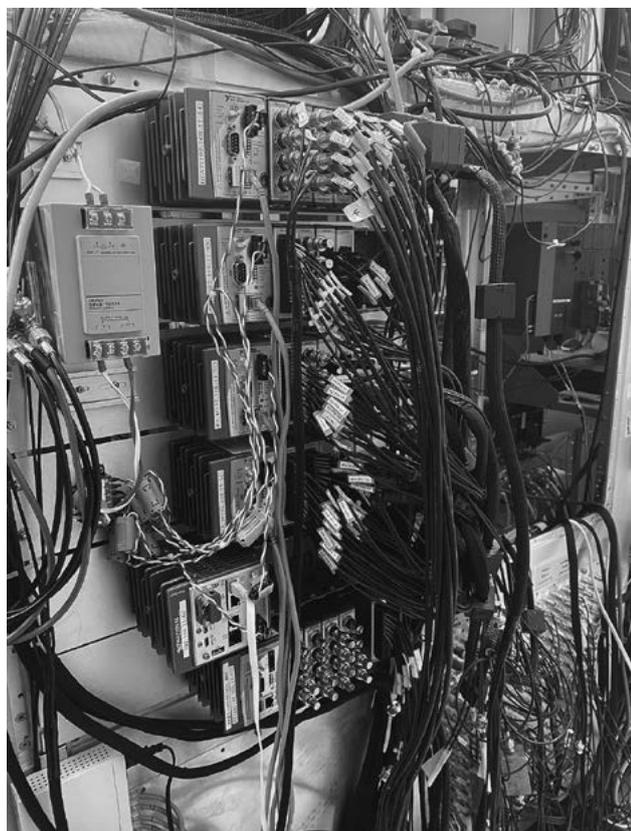


図 1 実時間制御用 FPGA システム。



図 2 核融合科学研究所にある大電力増幅装置。

数が望まれるか発振器は一つの周波数の増幅で十分であるかに依るが、増幅器のさらなる最適化によるコンパクト化が望まれる。

4.2.3 電力伝送と整合回路

大電力増幅器で作上げたMWクラスの電磁波をICRFアンテナへ効率的に伝送する必要がある。特にDEMOや核融合炉ではICRFアンテナをプラズマのすぐそばに設置する必要がある。増幅器はアンテナが設置された中性子遮蔽エリアとは異なる部屋まで長距離伝送する必要がある。数百メートル程度の電力伝送が必要となるため、伝送中の電磁波損失によりプラズマ加熱に必要な電力量と実際に加熱源で生み出す電力差が拡大するだけでなく、その除熱に関する対処が必要となる。そのため、電力伝送における損失を極力減らすために、アンテナで反射してきた電力を効率的にアンテナに戻す整合回路や、整合回路での電圧を下げるためのインピーダンストランスフォーマーなどが必要となってくる。

整合回路はコンデンサーやインダクタンスを使ったコンパクトな集中定数タイプの整合回路や、伝送路を使ったスタブチューナーによるサイズは大きくなるが比較的low損失な整合回路が使用されている。アンテナとプラズマの結合が高速で変化することによる整合変化に対応するために、フェライトに流す電流を制御することで高速にインピーダンス整合を実施する整合回路[6]などの研究も進められているが、定常入射を考えるとフェライトの発熱処理などに問題があり、シンプルなスタブ機構が定常放電には適している。LHDでは整合回路システムとして、シリコンオイルを使用した液体スタブチューナー(図3)を採用した。先端をショートした同軸管の内導体と外導体の間に満たしたシリコンオイルの液面高さを変化させることで同軸間のショート端からの電気長を制御することで電磁波が伝送している経路での機械的な可動部分なしに整合調整を可能としている。そのため大電力伝送中でも実時間整合を実現でき、放電中に徐々に変化するプラズマ間結合の変化に対応している。

スタブチューナーは基本的には高速変化するインピーダンス変化に対応できないため、Edge Localized Mode

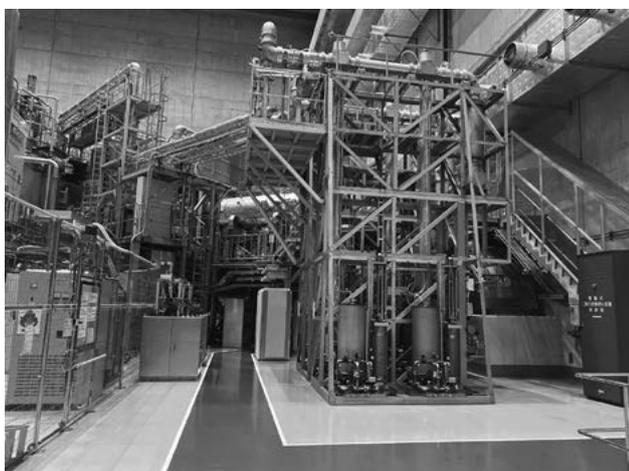


図3 液体スタブチューナー。

(ELM)のようなプラズマの周辺部で間欠的・周期的に発生する熱や粒子の放出時に生じるアンテナ-プラズマ間結合の高速変化に対応することができない。トカマクプラズマでは高い波数を励起するためにトロイダル方向に複数本の電流導体を用いたICRFアンテナを設置し、隣り合う電流導体とプラズマの結合が同じであることを利用したELM対策の研究が進められている。隣り合う2本の電流導体を適切な長さの伝送路で接続することでお互いのアンテナに生じた高速変化を打ち消しあうことを狙ったコンジュゲートT機構が採用されている[7]。JETやドイツのASDEX-U、フランスのWEST、アメリカのDIII-D、Alcator C-Mod、NSTX、中国のEAST、韓国のKSTARなど様々なトカマクタイプのプラズマにおいて実証されている。ヘリカルやステラレータタイプのプラズマではELM現象はほとんど観測されず、そのためELM対策としてのコンジュゲートTは必要はないが、ペレットのような大量の粒子を瞬間的にプラズマに入射した時に生じる密度変化によるアンテナインピーダンス変化に対応可能なのではないかと期待している。コンジュゲートT回路はELMだけでなく他の高速変化に対応するインピーダンス整合機構の一つとしてEU-DEMOにおいても採用される予定である。

伝送損失を減らす方法として、伝送路の最高電圧を下げるのが有効である。特にアンテナとスタブチューナーの間に存在する定在波の電圧を下げることはジュール損失低減に役立つ。JETやWESTなどのICRFアンテナではアンテナ部にコンデンサーなどの事前整合回路を用意することで、アンテナから伝送路へ接続するときのインピーダンスを増加させることを実施している。LHDではアンテナのヘッド部直後に接続したインピーダンストランスフォーマー(IVIT)と真空容器から出た直後に設置したインピーダンス変換装置(EVIT)を用いることでアンテナ部での見かけ上の抵抗値を大幅に増加させることに成功した。LHDではトロイダル方向に電流導体を2本設置したHASアンテナと、ポロイダル方向に2本電流導体を設置したFAITアンテナがあるが、HASアンテナではIVIT、EVITともに使用しない時ではプラズマとの放射抵抗は1~2Ω程度だったところ、インピーダンストランスフォーマー使用後は20Ω程度に改善した。この抵抗値の増加はスタブチューナーとアンテナの間の定在波電圧を大幅に減少させ、1MW入射時の伝送路電圧35kV程度だったのに対して、20kV程度に抑えることに成功しており、定常放電時の伝送ロス低減のみならず耐電圧向上に役立っている(図4)。

アンテナへの大電力伝送路に関して様々な機器を紹介してきた。すでに大部分のコンポーネントはDEMOにおいて実用条件を十分満たしているが、インピーダンストランスフォーマー追加により液体スタブチューナーでは実時間整合を達成するために必要な液面変化速度が増加することが観測されている。現在のLHDではシリンダーを使ってスタブチューナーのシリコンオイルの液面を制御しているが、当初設計した速度では現在の状態で1MWを超

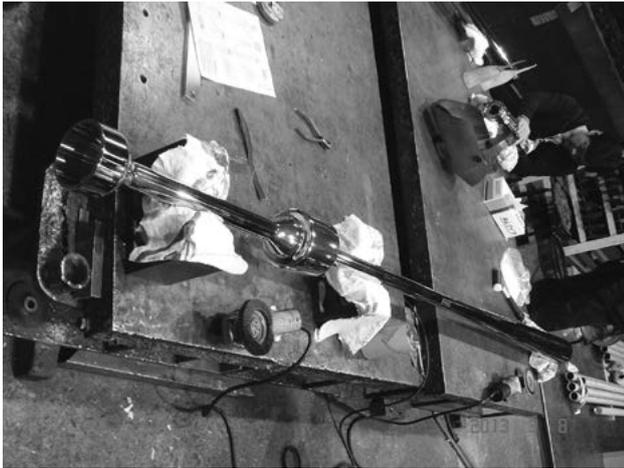


図4 インピーダンストランスフォーマーの内導体。

える大電力を定常入射するには制御速度が十分ではない。ポンプなどのアシストを利用して液面変化速度改善を実施しているが、DEMOなどではシリンダーを並列化することで詳細な制御をしつつ液面制御速度の向上が考えられる。ICRFを入射中にインピーダンスが変化する原因を解明し、それに対する本質的な対処をする課題が残っている。

4.2.4 電力放射用アンテナ

ICRFアンテナ研究は、励起電磁波の最適化のために寄生電磁波吸収の低減・適切な高周波電場分布の励起・効果的な高エネルギー粒子生成・定常加熱としての信頼性の高い構造物設計などの観点をもとに研究が進められている。DEMOに要求される加熱電力は80 MWにも上る。アンテナを真空容器内に設置するにあたりブランケット領域が減少するため、できるだけ高電力密度の電磁波を励起する必要がある。真空容器外の伝送路に関しては同軸管の内導体と外導体の半径比を保持すればインピーダンスが維持できるため、スケールアップで簡単に大電力伝送が可能となる。一方、アンテナは容器内、特にプラズマへ強く結合するためにブランケット表面付近に設置する必要がある。核融合炉では 10^{19} m^{-3} を超える電子密度のプラズマを加熱する必要があるため、速波を励起することが予定されている。そのためブランケット表面付近で速波を励起するアンテナの研究・開発が進められている。

図5はトカマクタイプの磁場を持つITERで採用されるICRFアンテナの写真である。真空容器の側面に取り付けられたポートに写真のフランジを接続することによりブランケット表面で電磁波を励起するアンテナである。このアンテナのプラズマ面に取り付けてあるファラデースクリーンは、磁場に平行方向成分の高周波電場を緩和し電流導体の間にコンデンサーの役割を果たすことを目的としている。JET, ASDEX-U, WEST, EAST, Alcator C-Modなどファラデーシールドなどでは、アンテナ前面の磁力線の角度が10から20°程度あるため、それに合わせた角度になっている。ITERのアンテナでは電力密度を電流導体6本を一組とすることで高め、4組を一つのポ-

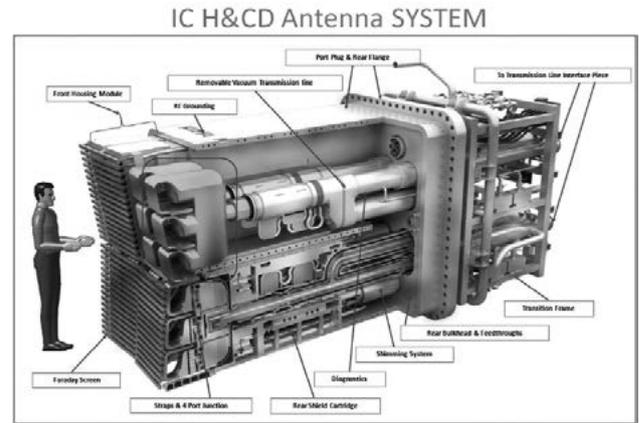


図5 ITER ICRF アンテナ。

<https://www.iter.org/newsline/225/1193>より抜粋。

トから入射することで大電力高密度入射を計画している。DEMOにおけるICRFアンテナは、ITERで採用されたストラップアンテナを改善する案や、改善点は多いが野心的な導波管タイプのICRFアンテナが考えられている。ITERでのアンテナの話に戻すと、高電力密度の電磁波の励起が可能であったとすると、アンテナから放射した電磁波が本来の期待した加熱以外で吸収される寄生加熱を減らす必要がある。ファラデースクリーンは磁場方向に励起される高周波電場を緩和することで、ICRFアンテナ周辺部でのRFシース効果を低減し、それによりプラズマと面する材料間でのスパッタリングや局所加熱を低減することで寄生加熱の低減をめざしている。実際にファラデーシールドを磁場に平行にすることでRFシースが低減することが報告されているが、高性能定常放電をめざしたLHDでは、電流導体を磁場に垂直に設置することで、電磁波励起の段階で理想的に平行方向電場成分を減らした励起をすることで、低損失なICRFアンテナ研究を進めた。

図6はLHDにおけるfield-aligned ICRFアンテナの写真である。トロイダル方向に2本の電流導体を磁場に垂直に設置し、電流導体間の位相を実時間制御することで、アンテナ前面において磁力線方向の高周波電場を励起せず安定した高周波電場分布を形成することに成功した。Alcator C-Modにおいても同様に電流導体を磁場に垂直に設置したアンテナによるICRF実験が進められ、不純物生成量が既存のアンテナに比べ低く、高品質なICRF加熱が実現できていることが報告されている。Filed-aligned ICRFアンテナは、アンテナ設計に関して、3次元構造を意識した設計が必要となるため、設計の難易度が増加するが、定常的な不純物生成を低減させる素晴らしい効果があるため、ITERのアンテナ製作に採用されていないが、DEMOによるアンテナに関して考慮に値する研究結果であった。

ITERタイプのICRFアンテナでも改善点はあるが十分にDEMOにおけるプロトタイプICRFアンテナの設計は可能である。商業炉まで視野に入れると、複雑な構造物を容器内に設置することによるメンテナンス性の低下や費用の高騰、複雑な冷却水路による漏洩の危険性の増

加, 不慮の事態が生じたときに必要な対応時間の増加などの問題が依然として残っている。

これらの残された課題を克服するために, ブランケットにスリットを設けることで, ICRFの電磁波を伝送させる waveguide タイプのICRFアンテナの案が検討されている。図7に waveguide タイプのICRFアンテナの例[8]を示したが, 全体として同軸導波管変換器, 矩形導波管およ



図6 Field-aligned ICRF antenna in the LHD.

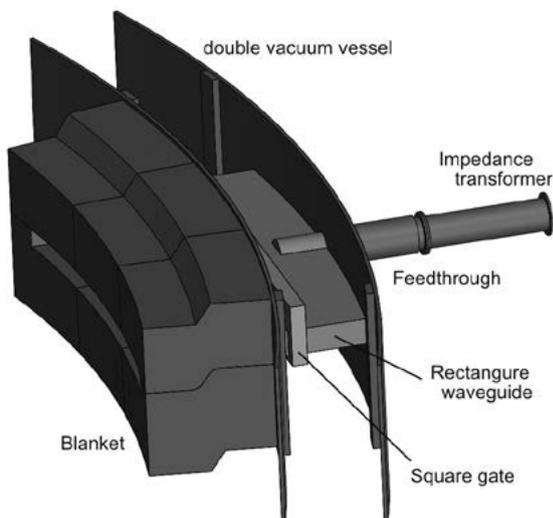


図7 Waveguide ICRF antenna.

び真空ゲート, ブランケット表面を利用した導波管および開口端アンテナからなる。同軸導波管接続に関して特性インピーダンスが異なるため変換効率が低くなり, インピーダンストランスフォーマーが必要となるが, インピーダンストランスフォーマーを設計する技術はすでに存在しているため問題にならない。真空ゲートと矩形導波管は, 現在の DEMO 設計では真空容器を2重で作成する案が検討されており, 矩形導波管を真空容器の強度を高める梁の一つとして考えることもできる。ブランケット表面に関しても, ブランケットモジュールの表面を削るだけで, プラズマから容器壁を直接見込む角度をなくし, 中性子の真空容器壁への直接衝突を防ぐ設計になっている。以上のことを考慮すると, waveguide タイプのICRFアンテナは, 容器内に複雑な構造物を持ち込むことなく電磁波を励起し, 不慮の事態に対する真空ゲートによる真空遮蔽を実現することができるアンテナである。電力密度や磁場に平行方向の高周波電場に関しては, EU-DEMOにおけるスリットアンテナとして, 磁場に平行方向の電場強度として 10 kV/cm 以下に抑えて口径を $3 \text{ m} \times 15 \text{ cm}$ のスリットとしたとき, 20 MW 以上の電力を入射することが計算からわかっている。このことから 44 MW/m^2 もの電力密度が達成できることがわかる。Waveguide タイプのICRFアンテナの設計はブランケットや真空容器壁の案が比較的明確な EU-DEMO において簡易設計案がなされているが, 他の磁場配位においても十分設計が可能なアンテナである。さらなる最適化として, ブランケットの設計が複雑になるが, ブランケットのスリットを磁力線に平行にすることで filed-aligned slit ICRF antenna などのより高性能な waveguide アンテナへの改善も期待もできる。

DEMO における ICRF アンテナに関して, 従来タイプの ICRF である ITER の ICRF アンテナに多少の改善を加えることで十分実用的なアンテナとなるが, 商業炉を見据えた時に waveguide アンテナの方がメンテナンス性を含めた信頼性が高いアンテナであるため, waveguide アンテナの研究が進展することが望まれる。実機を用いた waveguide アンテナ実験は, DEMO クラスでの磁場や装置サイズが要求されるため, 高周波計算の精度が高まることで waveguide アンテナの研究が進展していくことが予想される。

4.3 まとめ

本章では DEMO における ICRF 加熱に関して, 加熱シナリオ, 加熱制御, 大電力高周波源, 大電力伝送および整合, 電磁波励起に関する現状を紹介した。加熱シナリオでは $D:T=55:45$ のプラズマに 1% 以下のベリリウムを混入させることで3種少数イオン加熱を実現させることで十分なプラズマ加熱を実現できる。3種目のイオンであるベリリウムは真空容器内に持ち込まれる材料であるため, 入射装置の必要性がないことは非常に魅力的である。大電力入射制御に関しても FPGA を用いることで実時間制御をしつつ安定した大電力入射を LHD で実証しており,

今後さらなる高速化のFPGAモジュールが提供されるに従い信頼性が高まる。大電力高周波源に関してはEimac製の4極真空管(4CM2500KG)を用いて周波数50 MHzの電磁波の試験に関して核融合科学研究所では1.5 MWで5000秒発振することに成功している。ITERではThales製のdiacrodes真空(TH628)によって同等の結果が得られていることが報告されている。整合回路やインピーダンス整合に関しては、インピーダンスの高速変化に対してはコンジュゲートT回路を用いてトカマク実験でELMに対応できることが実証され、緩やかにアンテナプラズマ間の結合が変化する整合に対しては液体スタブチューナーを用いた実時間制御をLHDで実証している。定在波領域の伝送路電圧を下げるためのインピーダンストランスフォーマーに関してもLHDでのIVITやEVITなどでの実証も済んでいる。アンテナに関しては従来型の電流導体をプラズマ周辺部に設置するICRFアンテナ技術でも十分DEMOにおけるICRFアンテナを設計できるが、filed-alignedのような改善点により、より良いアンテナになることがわかっている。さらに商業炉まで見据えたメンテナンス性・経済性・信頼性を向上したアンテナとしては、waveguideタイプのアンテナ案もあることを報告した。Waveguideタイプのアンテナを用いたICRF実験では、装置サイズや磁場などから現状の装置で実機を用いた実験は難しく、計算により先行する必要があることを説明した。高周波波動の伝搬・吸収計算に関しては、まだ終了していない点が多々あるが、現状の吸収予測でも十分評価が行えるため、waveguideアンテナの評価は計算から研究を十分進めることができることが予想される。以上のことから、DEMOにおけるICRF加熱機器は現状の技術で十分設計が可能であることがわかる。

DEMOにおけるICRF加熱として残された内容として、トカマク型のプラズマでは効率的な電流駆動が挙げられる。ICRF帯の電磁波では速波を用いた電流駆動が検討されており、そのためには複数本の電流導体を利用した進

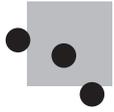
行波を励起する必要がある。技術的には先のICRF加熱とさほど変わらないためすでに達成されているが、電流駆動効率を正確に予測するためには物理的な描像において、まだ未解明な問題がある。最近ICRF帯の電磁波より少し高い周波数を利用したヘリコン波による電流駆動の研究が進められている。DEMOにおいては現状では中性粒子ビームを用いて電流駆動を実施する予定だが、プラズマの密度など条件によってはICRFを用いた電流駆動の要請が高まる可能性もある。商業炉におけるICRFは複雑な構造物を容器内に持ち込むことが懸念事項されてきたが、waveguideアンテナにより十分克服される課題であり、商業炉においてICRF加熱は十分魅力的な加熱手法であることを本章を通して理解していただけることを期待する。

謝 辞

本章を執筆するにあたり、ICRF加熱機器の問題点や現状の検討事項について相談に乗ってくれた、核融合研の斎藤健二准教授・関哲夫准教授をはじめ、Alcator C-Mod, NSTX, WEST, EAST, JET, W7-X, LHDのICRF研究に従事している方々に謝辞をお送りいたします。

参考文献

- [1] Ye. O. Kazakov *et al.*, Phys Plasmas. **28**, 020501 (2021).
- [2] Ye. O. Kazakov *et al.*, Nature Phys. **19**, 973 (2017).
- [3] H. Kasahara *et al.*, 25th IAEA Fusion Energy Conference, Saint Petersburg (Russia), EX7-3 (2014).
- [4] A.K. Chakraborty *et al.*, 28th IAEA Fusion Energy Conference, Nice(France), OV1-1 (2020).
- [5] T. Seki *et al.*, Fusion. Technol. **40**, 253 (2001).
- [6] Y. Lin *et al.*, Fusion Eng. Des. **83**, 241 (2008).
- [7] I. Monakhov *et al.*, Fusion Eng. Technol. **74**, 467 (2005).
- [8] H. Kasahara *et al.*, Fusion Eng. Des. **189**, 113453 (2023).



小特集 核融合原型炉に向けた加熱・電流駆動機器の開発

5. まとめ

5. Summary

辻井直人

TSUJII Naoto

東京大学大学院新領域創成科学研究科

(原稿受付：2023年1月10日)

加熱・電流駆動機器は核融合プラズマの生成・維持に必須のコンポーネントであるから、その開発は核融合エネルギー開発における最重要課題の一つである。本小特集では、主なものとして日欧の原型炉で検討されている電子サイクロトロン (EC: Electron Cyclotron) 加熱・電流駆動機器、中性粒子ビーム (NB: Neutral Beam) 入射機器とイオンサイクロトロン (IC: Ion Cyclotron) 加熱機器の開発について解説した。どの手法も炉心プラズマとの相互作用はよく理解されており、信頼できる加熱・電流駆動源であるが、それぞれに強みと課題があることがわかったと思う。EC機器はフットプリントが小さくプラズマから離れた位置から入射できるので、原型炉への工学的適合性が高い。一方、装置の強磁場化に伴う高周波数化と大電力化、ミラーレス技術の開発といった課題がある。NBは大電力で加熱と電流駆動及び回転駆動ができる強力な機器であるが、電力効率の向上や定常化が課題である。IC加熱は長時間・大電力の発振器技術が確立しているが、現在用いられているループアンテナは原型炉には用いることができないため、よりシンプルな入射装置が提案されており、その実験実証が望まれる。

原型炉へ向けた加熱・電流駆動機器の開発において、特に大電力・長時間化は今日の実験においても必要なものである。世界最大の入射エネルギーを達成しているLHDにおいても、1時間程度で不純物入射によって放電が終了してしまう。原型炉の壁・ダイバータは現在のLHDよりもずっと大きな熱・粒子束に短くても数ヶ月以上にわたって耐えなければならない。核融合炉の粒子制御シナリオは未だ確立されていないが、その研究には加熱・電流駆動機器の性能向上が不可欠である。また、原型炉においては、加熱・電流駆動機器は高い信頼性を持って稼働す

ることが期待される。新技術を用いた機器による大電力・長時間運転は、現在稼働中の実機で十分経験を積んでおく必要があるであろう。

近年、EU DEMOを含め、パルス運転の原型炉が提唱されている。定常運転に関わる物理・技術は未成熟であり、まずは良くわかっているオーミック運転で発電まで行おうという考え方である。このような「保守的な」アプローチにおいて、加熱・電流駆動機器の役割は補助的なものであり、ITER級から原型炉級機器の開発においてもそれ程大きな飛躍は必要としない。早期の発電実証により核融合エネルギーを実現可能なものとして社会に認めってもらう意味ではこれは合理的であるが、困難な課題を後回しにすることで、商用炉の実現は逆に遅れてしまうかもしれない。このような世界的潮流の中で、最初から原型炉を定常運転することをめざし、また大型のステラレータを持つ日本が定常プラズマの高性能化において果たす役割は大きい。強力な非誘導電流駆動機器を持つトカマク開発は、中心ソレノイドのスリム化・除去によるプラズマの高性能化とも相性が良い。近年、民間による原型炉級装置の計画が動き始めており、核融合エネルギー開発は国際協力から国際競争の時代に入りつつあるとも言われる。加熱・電流駆動機器開発で世界をリードする日本が、いち早く、定常核融合炉を実現するというのは十分可能なことであろう。

最後に、忙しいお仕事の合間に本小特集の執筆をお引き受けいただいた小田靖久氏、長崎百伸氏、福山淳氏、前川孝氏、出射浩氏、柏木美恵子氏、梅田尚孝氏、笠原寛史氏、また本企画の相談に乗っていただいたQSTの坂本宜照氏に深く感謝する。

小特集執筆者紹介



つじい なおと
辻井直人

東京大学新領域創成科学研究科講師。米マサチューセッツ工科大学博士課程修了。独マックス・プランク・プラズマ物理学研究所ポストドク研究員、東京大学新領域創成科学研究科助教を経て2018年より現職。専門は高周波による環状プラズマの加熱・電流駆動物理。トカマクの完全非誘導運転をめざして研究している。趣味はピアノを弾くこと。

おだ やす ひさ
小田靖久



なが さき かず のぶ
長崎百伸

京都大学エネルギー理工学研究所・教授。工学博士(京都大学工学研究科電気系第2専攻)。主な研究テーマは核融合プラズマの生成・閉じ込め・輸送、波動加熱物理・システム開発、特に、電子サイクロトロン波を用いた加熱・電流駆動とプラズマ制御、計測。最近は、磁場配位の最適化、高エネルギー粒子励起MHD不安定性の物理と制御を進めている。英語リスニングをやり直し中で、字幕なしで映画を視聴できることが目標。

ふく やま あつし
福山 淳



まえ かわ たかし
前川 孝

1950年生。京大理、理学研究科卒。京大理学部助手、助教授を経て京大エネルギー科学研究科教授を2015年定年退職。大学院時代は電子ビーム・プラズマ系の基礎実験、助手以降はWT-2、WT-3トカマク、球状トカマクLATEにおいて低域混成波と電子サイクロトロン波による電流駆動実験と解析に携わる。定年退職後はITER、DEMOでのECH/ECCDによる非誘導電流駆動と立ち上げの数値解析に加え、EC波で駆動される球状トカマク高速電子の平衡と駆動機構の解析に取り組んでいる。枚方に住んで38年、子供たちは巣立って、連れ合いとの二人である。ORBEAを駆って淀川、神崎川、木津川、桂川縁のサイクリングを楽しんでいる。

いで い ひろし
出射 浩

九州大学応用力学研究所 高温プラズマ理工学研究センター、博士(理学)。主な研究テーマは核融合プラズマの生成・維持にかかる波動(主に電子サイクロトロン波)加熱物理、必要なシステム開発。プラズマ波動相互作用に基づくプラズマ診断にも従事。



かしばぎ み え こ
柏木美恵子

量子科学技術研究開発機構那珂研究所 ITERプロジェクト部NB加熱開発グループリーダー。埼玉大学大学院理工学研究科 博士(工学)。イオン源・ビーム開発を経て、現在はITER及びJT-60SA用NBI機器の開発・調達に従事。令和4年度は内閣府「核融合戦略」有識者会議にて原型炉に向けた戦略立案に参加。日々の日課は、高校1年生の娘の弁当作りと下手な横好きダンス。



うめだ なおたか
梅田尚孝

量子科学技術研究開発機構 量子エネルギー部門 研究企画部 主幹研究員。1999年東京工業大学理工学研究科卒業(修士)。同年に日本原子力研究所に入所。これまでJT-60U負イオンNBI、1 MeV負イオン加速器、ITER用高電圧プッシングなどの研究開発に従事。2020年より原型炉のNBIおよびプラントシステムの設計に従事。専門分野だけでなく、幅広い分野の知識を深めるよう努力しています。休日は、地域の将棋愛好会で将棋をさしたり、吹奏楽やオーケストラの演奏会を聴きにいくなど楽しんでいます。



かさ はら ひろし
笠原寛史

核融合科学研究所、プラズマ加熱物理研究系。主な研究分野：高周波を用いた大電力波動加熱および速度分布関数の歪がもたらす集団現象の非線形エネルギーチャンネルの理解とその活用。高周波回路の設計・製作から加熱制御に必要なシステムのソフトウェアに始まり、波動物理研究のプランニングやそのシミュレーションによる波動伝搬・吸収計算までなんでも行う便利屋。先日娘に自宅用のノートパソコンを壊され学生時代に行ったノートPCの修理を再びやる羽目に落ちた今日この頃。老眼と戦いつつ配線と格闘中。