

## 小特集

粒子ビーム応用—その現状と展望—

# 2. 磁気閉じ込めプラズマにおける加熱中性粒子ビーム

## 2.2 ITER およびトカマク炉における中性粒子ビーム装置

井上多加志

(日本原子力研究所那珂研究所)

Neutral Particle Beams for Plasma Heating in Magnetic Confinement System  
Neutral Beam Injectors for ITER and Tokamak Fusion Reactors

INOUE Takashi

*Naka Fusion Research Establishment, Japan Atomic Energy Research Institute, Ibaraki 311-0193, Japan*

(Received 8 February 2002)

### Abstract

In ITER, neutral beam (NB) heating and current drive (H&CD) system fires energetic particle beams of 1 MeV, 33 MW (16.5 MW/NB injector) into the fusion plasma. The design allows late installation of the third NB injector for upgrade in current drive experiment toward steady state operation. The ITER NB system has been designed to fulfill the requirements of the plasma physics, considering advanced scenario achieved with off-axis CD by NB. A design overview of the ITER NB H&CD system is described. The paper also reports the recent R&D status of ion source and accelerator, as key components of the NB system, toward ITER construction. The NB H&CD performance required in future tokamak reactors is discussed together with the necessary R&D issues.

### Keywords:

nuclear fusion, ITER, neutral beam, plasma heating, current drive, ion beam, ion source, negative ion, accelerator, neutralizer

### 2.2.1 はじめに

JT-60等の3大トカマクにおいて正イオンを用いた中性粒子ビーム (NB) 入射装置が完成した1986年頃から、世界で核融合実験炉に向けたNB開発および設計研究が本格的に開始された。

実験炉の大体積プラズマの中心部までビームを到達させるためには、数百 keV/核子以上のビームエネルギーが必要とされる。当時のプラズマ実験に用いられていたNBはすべて正イオンを中性化して入射する方式であったが、このような高エネルギーでは正イオンの中性化効

author's e-mail: inoue@naka.jaeri.go.jp

率はほぼゼロとなってシステムとして成立し得ない。事実、3大トカマクのNB装置ではビームエネルギーは約80 keV/核子程度であり、その中性化効率は20%以下であって将来の実験炉に外挿しえるシステムではなかった。そのため正イオンに代わって1 MeV以上の高エネルギーでも60%程度の中性化効率が得られる負イオンを用いる方式が注目され、日本原子力研究所(原研)では1986年当時にはすでに負イオンを用いた実験炉用NBIの概念設計を完了していた[1, 2].

この概念設計で実験炉用NBIのためのR&D項目が抽

出され、世界各所で、まず負イオン源の大電流化への取り組みが開始された。原研においては負イオン源磁場構造の改良と引き出し面積大型化によって1986年に1 A [3,4]、少量のセシウム添加による表面生成促進により1990年に10 Aの大電流負イオン生成[5]に成功した。引き続き原研では、1991年から400 keVまでの加速器開発[6]を開始するとともに、1992年には100 A/m<sup>2</sup>程度の電流密度における24時間連続負イオン生成試験[7]を行った。これらの成果をもとに、1994年からJT-60U負イオンNB装置が設計・建設され、JT-60Uにおける加熱・電流駆動実験に供されてきた。

一方ITER工学設計活動(EDA)において、NB装置の設計が1993年から開始された。ITERにおけるNB加熱・電流駆動システムは、i) Hモード遷移、ii) プラズマ加熱と密度増加、iii) 定常燃焼の達成、そしてiv) 炉停止、の制御を行い、プラズマ回転付与によるロックトモード回避などのMHD制御も期待されている。さらに定常運転においては、高い割合のプラズマ電流がブートストラップ効果で供給される高閉じ込めモードを実現するために、v) プラズマへのシード電流の駆動や電流分布制御を行う。

本稿ではまず、上記の核融合炉用加熱・電流駆動装置に対する物理要求を満足するべく設計された、ITER NBシステムの工学設計の概要を紹介する。NB装置自身の設計については、参考文献[8,9]に詳しく報告されているので、ここでは加熱・電流駆動性能にかかわる重要な設計項目であるITERプラズマに対するNB入射装置のレイアウトについて概説する。最近JT-60U等において、NB周辺電流駆動によって電流分布を制御し、高性能かつ定常化をめざす先進的実験[10]が注目されている。この先進プラズマ運転を指向した設計については、ITERにおいてどこまでNB周辺電流駆動を行い得るか、という観点から筆者らが行った解析結果にも簡単に触れる。また、ITERをターゲットとして進められている負イオン源と加速器の開発について、原研において筆者が携わる開発の現状について報告し、将来のトカマク原型炉・実証炉設計において描かれているNBの実現性についても言及する。

## 2.2.2 ITER NB 設計

ITERにおける加熱・電流駆動システムはNBシステムおよび高周波(RF)システムで構成され、そのパワーは、運転開始当初はNB:33 MW, RF:40 MWの合計73 MWである。ITER EDAの一環として行われた物理

R&Dの閉じ込めデータベース[11]から、ITERにおいてL-Hモード遷移に必要なしきい値パワーは約40 MWと見積もられており[12]、ITERではNBとRF両者を用いてL-H遷移を実現することになる。誘導標準運転時のNB加熱特性をPRETORコード[13]を用いて計算した結果では、1 MeV D<sup>0</sup>ビームで供給されるNBパワーはslowing down time約1秒で電子系へ約3/4、イオン系へ約1/4(リップル損失は0.1%程度以下)に配分されるが、緩和時間の約1秒間に電子-イオン衝突を介して半分がイオン加熱に費やされることが示されている。また、NBパワーの約50%は $r/a \leq 0.7$ のプラズマコアで吸収される。

ITER NBシステムは加熱・電流駆動用NB 2基と計測用NB 1基から構成される。ITER真空容器のポート数と開口部寸法の制約から、加熱・電流駆動用NBシステムは高出力密度(16.5 MW/ポート)での運転が要求され、ビームエネルギー1 MeVのD<sup>0</sup>粒子を最大3,600秒間入射してITERプラズマの加熱・電流駆動を行える性能を有する。NBシステムはトカマク建屋内赤道面(equatorial)レベル北側のNB室内に配置され、ポート#4と#5に加熱・電流駆動用NB 1・2号機および計測用NBが配置される。またポート#6には増力用の加熱・電流駆動用NB 3号機のスペースを確保してあり、トータル50 MWでの電流駆動を行うことも可能である。

加熱・電流駆動用NBは電流駆動のために接線入射を行うが、ITERではトロイダルコイル間にNBダクトを配置する際にTable 1に示すような水平面内の空間的制約を考慮して、Fig. 1に示すように接線入射半径は5.3 mとなっている。すなわち接線入射半径はプラズマ主半径よりも小さい。このため、NBによるプラズマ中心部、あるいは周辺部への入射は、垂直断面において、ビームを下向きに傾けて入射することによって行われる。Fig. 2にNB装置とITERのビーム軸に沿った垂直断面を示す。ビームの垂直入射角の上・下限はTFコイル間支持構造物とPF3, PF4コイルによって制限されるものの、加速

Table 1 Engineering design constrains between TF coils for the NB duct arrangement (on horizontal plane).

Requirement	Dimension
Beam width and clearance from beam to port inner surface	580 mm
Vacuum confinement and radiation shield	600 mm (locally 450 mm)
Clearance for relative motions	165 mm (left from NB) 225 mm (right from NB)
Thermal insulation	150 mm

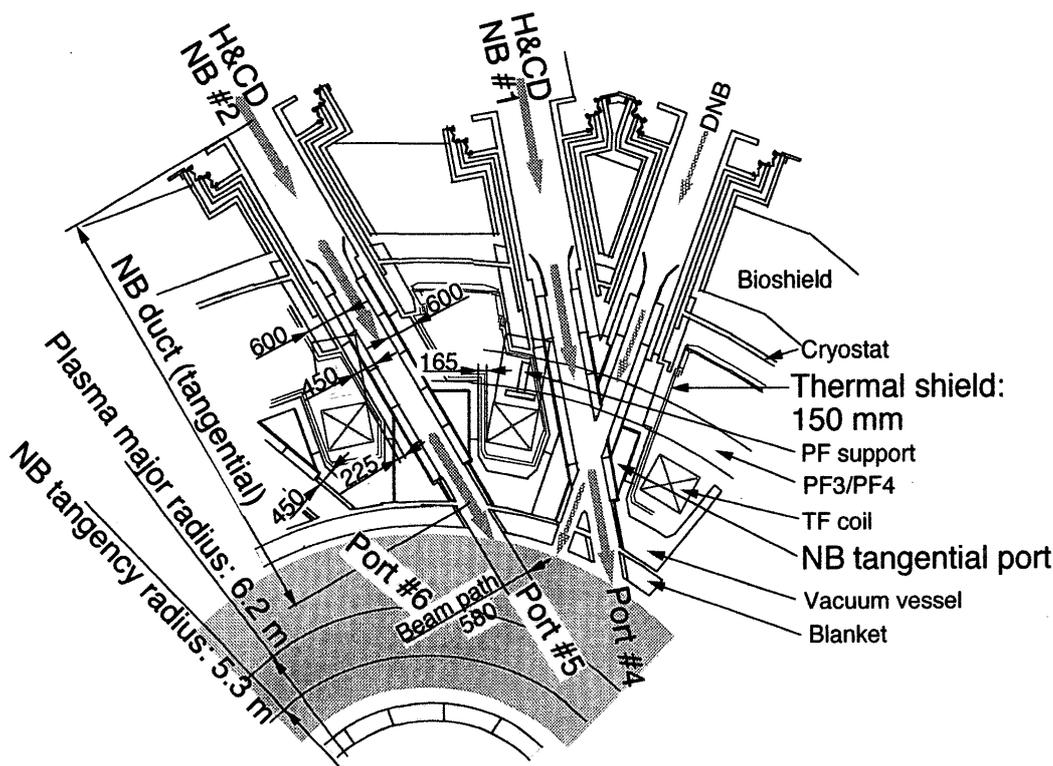


Fig. 1 A plan view of ITER with the NB injectors at the port - NB duct interface.

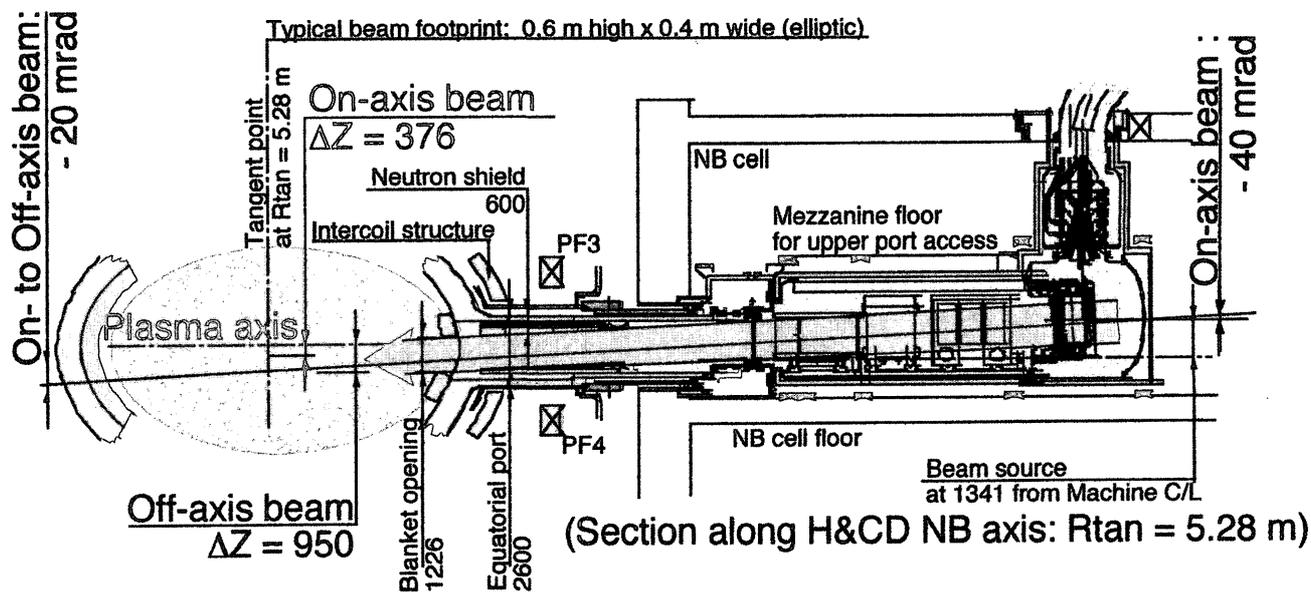


Fig. 2 An elevation view of the ITER NB injector, a cut away along the beam axis.

器支持フランジ面を上下に振ることによって 40~60 mrad の間で可変となるように設計されている。ビームがその軸上下に ±300 mm の広がりを持つ楕円形であることを考慮すると、下向き 40 mrad の角度で入射した際には、プラズマ中心近傍(ビーム軸は磁気軸下約 0.38 m)に入射され、また 60 mrad 入射の際にはプラズマ周辺部

(ビーム軸は磁気軸下約 0.95 m)の加熱・電流駆動を行うことが可能である。

### 2.2.3 ITER NB の電流駆動性能

以上の工学的制約を受けた NB 入射条件下で、どのような NB 周辺電流駆動が可能であることを明らかにするた

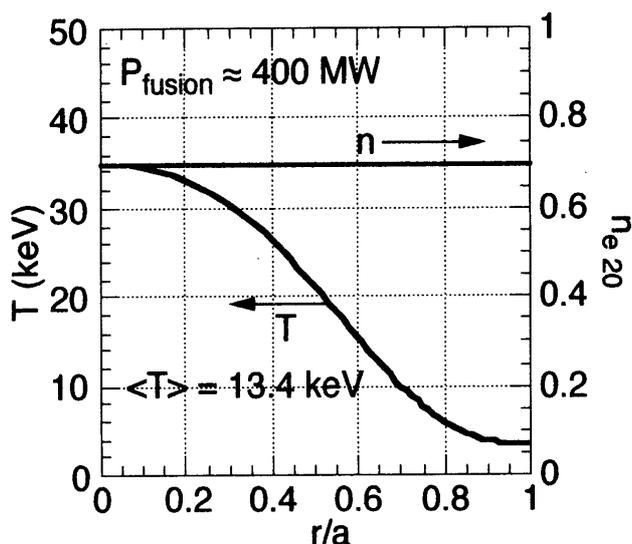


Fig. 3 The flat density and temperature profiles of the reference plasmas of the fusion output power of 400 MW.

Table 2 Beam driven current and CD efficiency for various beam aiming.

Vertical beam aiming (Beam axis tilting angle), $\theta$ (mrad)	Beam driven current (for NB of 16.5 MW), $I_{bd}$ (MA)	CD efficiency, $\eta_{NB}$ (A/Wm <sup>2</sup> )
-40	1.53	0.39
-45	1.53	0.39
-53	1.53	0.39
-60	1.47	0.38

めに、様々な密度分布・磁気シアを持つプラズマ配位を仮定し、外部非誘導電流駆動によるプラズマ平衡計算コード ACCOME を用いて NB 電流駆動時のプラズマ電流分布解析[14]を行った。本解析では上述の NB 3 号機を増力後の 50 MW NB 電流駆動を想定し、標準誘導運転時のプラズマ条件（たとえば  $R/a = 6.2\text{ m}/2.0\text{ m}$ ,  $\kappa_{95}/\delta_{95} = 1.7/0.35$ ）を用いた。また現実的な  $\beta_N \sim 3.2$ ,  $H_H < 1.6$ ,  $q_{min} > 1$  (可能な限り  $q > 2$ ) となるものを結果とした。

本解析で使用した密度・温度分布を Fig. 3 に示す。密度分布は標準誘導運転 (ELM を伴う H モード, 核融合出力  $P_{fusion} = 400\text{ MW}$ ) 時に得られる、プラズマエッジ部にペDESTAL を持つ典型的な平坦分布である。体積平均密度は  $\langle n_{20} \rangle = 0.7$  ( $n_{20} : 10^{20}/\text{m}^3$  で規格化した密度) でグリーンワルド密度に対して  $\langle n \rangle / n_{GW} = 0.8$  である。また平均温度は  $\langle T_i \rangle = 13.4\text{ keV}$  である。

NB 垂直入射位置をプラズマ中心付近への入射 (上記の 40 mrad 下向き入射) として NB 電流駆動性能を解析した。Fig. 4 に NB 電流駆動効率をビームエネルギーの関数として示す。ここで電流駆動効率は  $\gamma_{20} = n_{20} R I_P / P_{CD}$  A/Wm<sup>2</sup> で定義される。電流駆動効率はビームエネルギーと

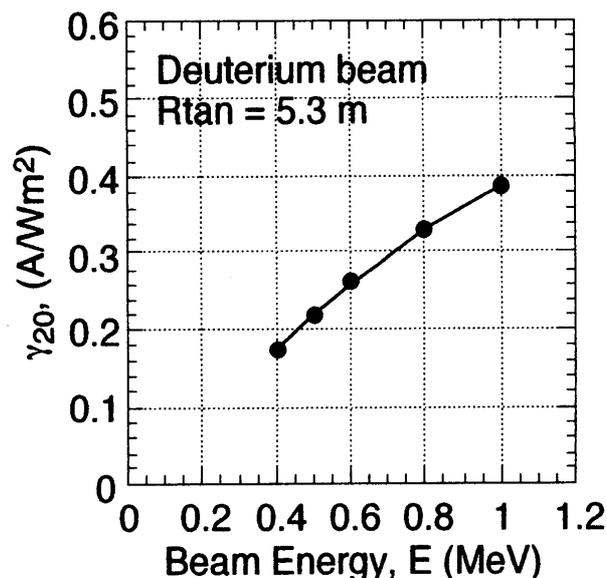


Fig. 4 A NB current drive efficiency obtained by ACCOME code as a function of the beam energy.

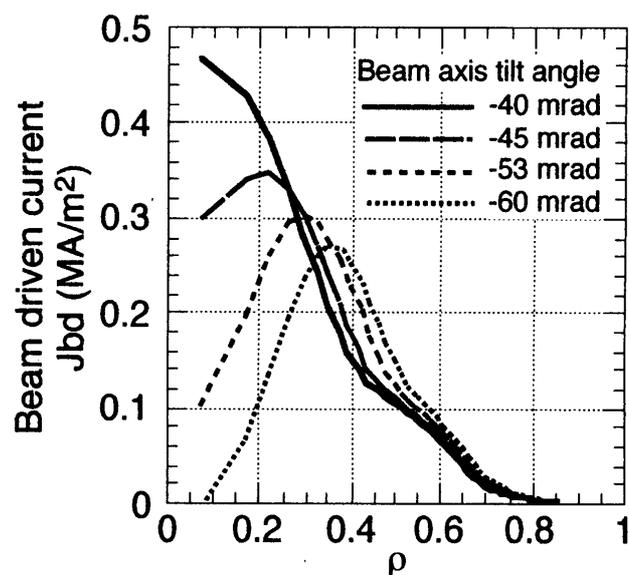


Fig. 5 Profile variation of the beam driven current obtained by changing the vertical beam aiming.

ともに増加し、1 MeV  $D^0$  ビームで  $\gamma_{20} = 0.39\text{ A/Wm}^2$  に達するものの、1 MeV 以上の高エネルギーではその増加傾向は徐々に漸減する。

次に NB 垂直入射位置を変化させて平衡解析を行い、NB によって駆動される電流分布を求めた。その結果を Table 2 および Fig. 5 に示す。図に示すように、NB 入射垂直位置を変化させることにより、NB 駆動電流のピークは  $0 \leq r/a \leq 0.4$  の広範な範囲に変化させることができる。また入射位置を変化させても上述の電流駆動効率を維持でき、NB 単機あたり 1.5 MA 程度の電流駆動が可能

である。

ITER がめざす  $Q \geq 5$  での定常運転は、外部電流駆動とブートストラップ電流のみで  $I_p = 9$  MA 程度のプラズマ電流を流して実現することが検討されている。本解析で用いたような ELM を伴う H モードプラズマでは、高いブートストラップ電流を期待できないため、NB を 3 基に増力して 50 MW の NB 電流駆動を行い、プラズマ電流の多くを NB 駆動電流で担うことは合理的と考えられる。一方、内部輸送障壁 (ITB) を周辺部 ( $0.6 < r/a < 0.8$ ) に形成した高閉じ込めプラズマで定常運転を実現するシナリオも検討されており、ITB 付近に全プラズマ電流の 50% にも達するブートストラップ電流が得られると予測されている [9]。このときには NB 駆動電流位置を  $0 \leq r/a \leq 0.4$  の範囲で変化させて電流分布制御を行い、電流分布の最適化を行うことが可能である。

以上のように、ITER NB は入射位置を可変としたことで、定常運転を指向した電流駆動実験のフレキシビリティを確保し、トカマク炉の定常運転シナリオ開発に貢献すると期待される。

## 2.2.4 ITER NB 開発の現状

ITER NB システムの、特に負イオン源と加速器には、従来技術を越える性能が要求されており、ITER EDA の一環として工学 R&D [15, 16] が行われてきた。ここでは EDA の成果の概略とその後の進捗について紹介する。

### (1) 負イオン源

原研においては、10 A 負イオンビーム生成の後、大電流負イオンの生成は総合性能実証の課題として、後述の JT-60 負イオン源の開発に引き継がれた。

ITER 工学 R&D における負イオン源開発課題の一つは、ITER で要求される負イオン電流密度 ( $200 \text{ A/m}^2$ ) を低いイオン源内圧力 (0.3 Pa) で実現し、長パルス (1,000 秒) 連続運転を実証することである。現在主流となっている Cs 添加型負イオン源では、Cs で覆われたプラズマ電極上で原子状水素が負イオンに変換される表面生成反応を利用しており、この反応はプラズマ電極表面の仕事関数、すなわち Cs の被覆率に依存する。従来の負イオン源では、イオン源内のアーク放電の点弧時間を調節して慣性冷却型プラズマ電極の温度を制御し、Cs 被覆率を変化させて最適な負イオン生成条件を用いてきた。しかしながら長パルス運転では、最適温度を長時間保つプラズマ電極が必要である。

原研では熱抵抗層を介して電極本体を間接冷却するプラズマ電極を開発し、カマボコ型負イオン源とともにフ

ランス・カダラッシュ研究所に持ち込んで、重水素負イオンの長パルス連続生成実験を日仏共同で行ってきた。150秒間の連続運転中に数十秒間、数回の負イオン引き出し・加速 (27 keV 以下) を行い、ITER 要求値である  $200 \text{ A/m}^2 \text{ D}^-$  をガス圧 0.3 Pa で確認した [17]。しかしながら 1,000 秒間連続ビーム生成実証試験では、イオン源からの空気リークとそれに伴う負イオン電流密度の低下 ( $120 \text{ A/m}^2$  程度) が発生した。リーク原因の一つは、負イオン加速に伴って逆方向に加速されるビームプラズマからの正イオンビームにある。この正イオンビームの熱負荷はわずか 50 W と見積もっていたものの、冷却不十分なステンレス製ポートに熱負荷が集中し O-リングの焼損を招いている。冷却構造を改善して来年度中に試験を再開する予定である。

### (2) 加速器

ITER NB 用加速器開発を開始した当初には、アンペア級の荷電粒子ビームを MeV 級のエネルギーまで加速した例は世界になく、また真空中での高電圧絶縁に関するデータベースも乏しいといった状況であった。事実、加速器 R&D における 1 MV の真空絶縁はエポキシ系絶縁材からの脱ガスとそれに続く放電破壊によりトラブルが続発した。しかしながらこれは ITER NB において使用するアルミナセラミック絶縁材では問題ないものと考えている。EDA 終了時までには、加速器開発を行ってきた日欧両国内チームとも 1 MV の真空絶縁には成功しており、ITER NB 設計にはこの過程で蓄積された MV 級高電圧の長ギャップ真空絶縁 [18, 19]、および絶縁体・真空・金属構造物間に形成される三重点の電界緩和に関する貴重な知見が反映されている。

原研では上記の真空絶縁に関する知見を盛り込んで、真空浸漬絶縁型加速器 (Vacuum Insulated Beam Source: VIBS) を開発した。Fig. 6 に VIBS の外観を示す。この加速器は、文字どおり加速器構造全体を真空中において高電圧絶縁するものであり、1 MV 電位の構造物の一部が接地電位を直接見込むことを許容した構造である。5 段の中間電位加速電極はアルミナセラミック製の絶縁円柱で 1 MV 電位から支持されている。VIBS の真空絶縁特性は開発初期に用いた  $\text{SF}_6$  で加速器周囲をすべて絶縁する方式と同等に良好であり、これまでに 970 keV、37 mA の加速に成功している。現在までに ITER NB で要求される発散角を満足する負イオンビームは 700~850 keV、~100 mA レベルまで得られており [19]、加速器 R&D は 1 MeV、 $200 \text{ A/m}^2$  の加速実証に向けて、日欧両研究所において現在も続けられている。

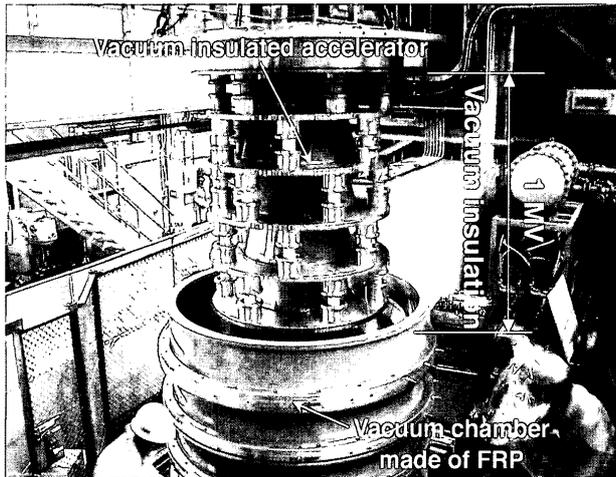


Fig. 6 Vacuum insulated accelerator for 1 MeV, ampere class H- ion beam acceleration.

### (3)統合実証としてのJT-60U 負イオン NBI 試験

JT-60U 負イオン NBI 装置は、ITER 工学 R&D には含まれなかったものの、原研では大電流・高エネルギー負イオン NB 装置の統合試験の場として、精力的に開発・試験を行ってきた。

昨年 8 月に実施した試験では、5 分割された加速部の周辺部から出た負イオンビームが外側に 30 mrad も偏向されている不具合を見出した。三次元ビーム軌道計算を行った結果、引き出し部下流側の電極接続部の段差によって加速電界が歪んでビームが偏向されていることを突き止め、対策を施した。この対策により、12 月には JT-60U と負イオン NB 装置をつなぐポート部内のビームリミタの熱負荷を 1/2 以下にまで低減し、355 keV、2.62 MW (イオン源 1 台) の高出力水素ビームを JT-60U プラズマに 10 秒間連続入射することに成功した[20]。現在、加速部の耐電圧性能向上をめざして、ITER 工学 R&D で得られた真空絶縁の知見を用いた改造を行っている。また負イオン源については、負イオン生成の空間的不均一解消を目指し小型の負イオン源を用いた R&D を行っており、イオン源内のアーク放電プラズマの一様性を確保することが重要であるとの結果を得ている[21]。

これまでに JT-60U 負イオン NBI では 400 keV、5.8 MW の重水素入射に成功しており、また ITER 工学 R&D で当初懸念された問題点も克服されていることから、今後間断なく改良を続けることによって 500 keV、10 MW の達成の見通しは明るいと考えている。

### 2.2.5 トカマク原型炉に向けての NB 開発課題

数々の原型核融合炉の概念設計が提案されており、そ

の多くが NB 加熱・電流駆動を用いた設計となっている。たとえば SSTR 設計[22]において NB 装置に要求される入射パワーは 100 MW 程度である。高密度・大型プラズマ中心部まで到達し、かつ高い電流駆動効率を得るために、ビームエネルギーは ITER NB の 2 倍に相当する 1.5~2.0 MeV が要求されるが、この程度のエネルギーまでは従来の静電加速技術が適用できるものと考えられ、既存技術の外挿で高効率の高エネルギー加速が実現可能である。ビームエネルギーが高い分、負イオン源で発生すべき負イオン電流値は軽減されることとなる。しかしながら高核融合出力での発電実証という実証炉の目的を考えた場合、イオン源の保守頻度を低減する、あるいはメンテナンスフリーのイオン源といった開発が重要となるであろう。この点、ASDEX Upgrade NBI[23]において、RF プラズマ(したがってフィラメントレス)から正イオンを引き出すイオン源が実用化されていることは注目に値する。このような RF あるいは ECR 正イオン源技術の負イオン源への拡張が必要である。

原型炉における加熱・電流駆動系として、最も重視される性能の一つは高いエネルギー変換効率 (NB 入射パワー/NB 運転パワー) であろう。CREST 設計[24]では所内循環電力の低減のため、効率 50% 以上の NB 装置が不可欠とされている。従来の負イオン NB 装置では、ガス中性化セルを用いる限りシステム効率は中性化効率約 60% で上限が決まってしまう、ITER NB でもシステム効率は 40% がやっとならぬ。そこで 50% 以上の効率を達成するためにはプラズマによる中性化方式を用いることが必要となる。ITER 工学 R&D ではロシア・クルチャトフ研究所がプラズマ中性化セルの開発を進めてきたが、すでに平均電子密度  $1 \times 10^{18} \text{ m}^{-3}$  で  $0.5 \text{ m}^3$  の大容積プラズマ生成に成功している[25]。さらにクルチャトフ研究所における R&D では、プラズマ中性化セルによって中性化のためのガス流量を従来のガス中性化セルの 1/30 程度まで低減できる可能性が示された。これはプラズマ中性化セルが NB 定常運転のために大変重要な技術となり得ることを示唆するものである。

### 2.2.6 まとめ

トカマク型核融合実験炉である ITER の NB システムは、L-H 遷移等、プラズマ物理からの要求を満足すべく設計が行われた。特に定常運転を指向した運転シナリオ開発のために、NB の入射角を可変として中心/周辺電流駆動が可能な設計とし、実験のフレキシビリティを確保した点が特長である。ITER NB システムの実現の鍵を

握るのは、高出力の負イオン源と加速器である。EDA 期間中、負イオン源と加速器の工学 R&D は着実に進展したが、今後は数百 keV で数十 A、あるいは 1 MeV でアンペア級の負イオンビームを実証する統合性能試験が重要である。実証炉・原型炉用 NB の負イオン源・加速器に要求される性能は、これまでの概念設計例から、ITER 用負イオン源と加速器からの外挿ではほぼ満足できるものと考えられる。一方で、高信頼性・高効率といった要求へのさらなる対応が必要となるが、すでに RF/ECR イオン源、プラズマ中性化セルといった R&D が各所で開始されており、今後とも NB 装置はトカマク炉の加熱・電流駆動装置としての確固たる位置を占めるものと思われる。

最後になるが、本稿第 2.2.3 節の解析は ITER EDA 共同中央チーム物理部門の藤沢 登氏（原研退職）と筆者が共同で行ったものであり、ここに紙面を借りて氏への感謝の意を表す。

### 参考文献

- [ 1 ] S. Yamamoto *et al.*, *Proc. 11th Conf. on Plasma Phys. and Controlled Nucl. Fusion Res.*, IAEA-CN-47/H-1-3, Kyoto (1986).
- [ 2 ] 堀池 寛他：負イオンビームを用いた 500 keV 20 MW 中性粒子入射装置の概念設計, JAERI-M 86-064 (1986).
- [ 3 ] Y. Okumura *et al.*, *4th Int. Symp. on Production and Neutralization of Negative Ions and Beams*, AIP Conf. Proc. No.158, New York (1987).
- [ 4 ] Y. Okumura *et al.*, *Fusion Tech.* 1990 (Proc. 16th Symp. on Fusion Tech.) London (1990) p.1026.
- [ 5 ] T. Inoue *et al.*, *Nucl. Instrum. Methods* **B37/38**, 111 (1989).
- [ 6 ] K. Miyamoto *et al.*, *Fusion Tech.* 1994 (Proc. 18th Symp. Fusion Tech.) Karlsruhe (1994) p.625.
- [ 7 ] Y. Okumura *et al.*, *Rev. Sci. Instrum.* **63/4**, 2708 (1992).
- [ 8 ] ITER EDA, DDD5.3: Design Description Document, WBS5.3, Neutral Beam Heating and Current Drive System, as part of ITER Final Design Report (FDR) (2000).
- [ 9 ] プラズマ・核融合学会誌, 第78巻増刊「ITER 工学設計」(2002年1月).
- [ 10 ] たとえば Y. Kamada and JT-60 Team, *Nucl. Fusion* **41/10**, 1311 (2001).
- [ 11 ] ITER Physics Expert Groups *et al.*, *Nucl. Fusion* **39**, 2137 (1999).
- [ 12 ] ITER EDA, PDD: Plant Design Document, as part of ITER Final Design Report (FDR) (2000).
- [ 13 ] D. Boucher *et al.*, *Proc. 16th IAEA Fusion Energy Conf.* Montreal, 1996 (IAEA, Vienna, 1997) p.945.
- [ 14 ] N. Fujisawa *et al.*, *Proc. 18th IAEA Fusion Energy Conf.* IAEA-CN-77/ITERP/01, Sorrento, 2000 (IAEA, Vienna, 2001).
- [ 15 ] T. Inoue, R. Hemsworth, V. Kulygin and Y. Okumura, *Fusion Eng. Des.* **55**, 291 (2001).
- [ 16 ] 森 雅博他：日本原子力学会誌 **44/1**, 16 (2002).
- [ 17 ] C. Jackot *et al.*, IAEA Fusion Energy Conference, IAEA-FI-CN-69, FTP/19, Yokohama (1998).
- [ 18 ] T. Inoue *et al.*, *Rev. Sci. Instrum.* **71/2**, 744 (1999).
- [ 19 ] K. Watanabe *et al.*, *Rev. Sci. Instrum.* **73/2**, 1090 (2002).
- [ 20 ] T. Yamamoto *et al.*, *to appear in J. Plasma Fusion Res.*
- [ 21 ] T. Morishita *et al.*, *Rev. Sci. Instrum.* **73/2** (2002).
- [ 22 ] Fusion Reactor System Laboratory, Concept study of the steady state tokamak reactor (SSTR), JAERI-M 91-081 (1991).
- [ 23 ] E. Speth *et al.*, *Fusion Eng. Des.* **46**, 393 (1999).
- [ 24 ] K. Okano *et al.*, *Proc. 17th IEEE/NPSS Symp. Fusion Eng.*, San Diego (1997) p.1043.
- [ 25 ] V. Zhil'tzov *et al.*, IAEA Fusion Energy Conference, IAEA-FI-CN-69, ITER P2/04, Yokohama (1998).