9. 電流駆動・加熱系

藤沢 登, 木村晴行, 小原祥裕, 上原和也, 山本 巧

(日本原子力研究所)

(1991年2月22日受理)

Current Drive and Heating System

Noboru Fujisawa, Haruyuki Kimura, Yoshihiro Ohara,
Kazuya Uehara and Takumi Yamamoto

(Received February 22, 1991)

Abstract

ITER current drive and heating system has to provide various functions, such as initial plasma formation, current ramp-up assist, heating to ignition, current drive, current profile control, and burn control. The system is composed of radio-frequency waves with several frequencies and neutral beams with high energy to cover those multi-functions. The first option is based on a neutral beam (75MW, 1.3MeV), lower hybrid waves (50MW, 5GHz) and electron cyclotron waves (20MW, 120GHz). Another candidate uses ion cyclotron waves (130MW, 15-80MHz) instead of the neutral beam. The conceptual designs for those four systems are described here.

Keywords :

ITER, conceptual design, current drive, heating, neutral beam system, lower hybrid system, electron cyclotron system, ion cyclotron system,

1. 序¹⁾

ITER 電流駆動・加熱 (CD&H) システムには次の様な機能が必要である。(1)燃料ガスの電離と初期低温プラズマの生成, (2)非誘導電流立上げ補助, (3)プラズマ自己点火への加熱, (4)非誘導電流駆動, (5)電流分布制御, (6)補助加熱による燃焼制御, である。この中で非誘導定常電流駆動の機能が最もパワーを必要とするため, これにより CD&H システムが決まっている。主案と副案の2つがあり, その違いは前者では NB を, 後者では IC を主電流駆動手段として採用している点である。

主案：中性粒子ビーム系 (NBS), 低域混成波系 (LHS), 電子サイクロトロン波系 (ECS)

副案：イオンサイクロトロン波系 (ICS), LHS と ECS については主案と同じ。

ITER では10V 以下のループ電圧で初期プラズマを立上げるために、数10eV, 10^{19}m^{-3} 位の初期プラズマが必要であり、これを信頼性良く得るために ECS を用いる。局所電流分布制御によるディスラプション制御も ECS のもう1つの大きな役割である。m=2, n=1テアリングモードを局所的な電流分布制御により安定化する。EC 波は15~25°の角度を付けてプラズマに打ち込まれる。LHS を電流立上げ補助に用い、ボルトセカンドを節約し、運転領域の拡大を意図している。実験に基づいたモデリングによれば、 $\langle n_e \rangle = 2 \times 10^{19}\text{m}^{-3}$ の低密度プラズマでは約1Vs/MW の結果を得ている。

CD の主オプションとして NB と LH の組合せを選択しているが、主な理由はこの組合せが最大の駆動効率を与えることである。この主オプションではプラズマ内側領域の電流駆動を NB で、外側領域を LH でカバーする。NB のエネルギーはこの目的に沿うように選択されている。NB 電流駆動については電流駆動のデータベース、NB ビームの電離断面積、プラズマの回転等の課題を検討した。LH については如何に電流駆動効率を上げるか、アルファ粒子との干渉を避けるか等を主な物理課題として検討した。LH の不確定性は実験を十分に説明できるモデルが確立していないことである。

IC 電流駆動として低周波領域 (15 MHz) を採用し、イオンのダイビングを避けて電流駆動効率を上げている。また高周波領域 (<80MHz) は加熱と燃焼制御に使用する。IC の課題は電流駆動についてのデータベースが乏しいことである。

上記4システム概念設計の基本的な諸元を表1-1に示す。

表1-1. 電流駆動・加熱システム諸元

	ECS	LHS	NBS	ICS
電流駆動効率 $FOM=n_{20}I/ RP$	0.2	0.35	0.45	0.3
電流駆動パワー (MW)	20	50	75	130
ソースでのパワー (MW)	24	80	150	145
運転電力 (MW)	80	115	190	240
効率 (プラズマ入力/運転電力)	0.25	0.4	0.4	0.6
稼働チャネル/ソース	24/1MW	100/0.8MW	9/8.3MW	42/3MW
周波数/電圧	120GHz	5GHz	1.3MeV	15~80MHz
ランチャー/アンテナ数	1	2	無	42
ポート数	1	2	3	7
入射角 (径方向を基準)	15~25°	0	18°	0

2. 中性粒子ビーム系 (NBS)

2.1 NBS 設計条件

NBS はプラズマの加熱ばかりでなく、プラズマ内側領域の電流駆動や電流分布制御という重要な役割を単一のシステムで果すことが出来るという優れた特長を持っている。ITER の物理検討及び炉システム検討に基づいて、表2-1に示す基本仕様を決めた。ビームエネルギーは中性粒子ビームのプラズマ中への透過および電流駆動効率を考慮して1.3MeV という高エネルギービームが必要である。入射パワーは

表2-1. ITER/NBS 基本仕様

中性粒子入射パワー	75MW
ビーム種	D (H も可)
ビームエネルギー	1.3MeV (最大)
パルス幅	350hr (2週間連続)
ビーム強度分布	プラズマ位置で中空、平坦、中心集中分布などに可変
入射パワーステップ	10%
入射パワー変化率	10MW/s 以下
エネルギーステップ	50%, 75%, 100%
エネルギーステップ変化率	10s
入射方向	$R=6.2\text{m}$ への接線入射
ポート寸法	$0.8\text{m (幅)} \times 3.4\text{m (高さ)}$
トリチウム蓄積量	10g 以下
不純物入射量	$3.5 \times 10^{16} \text{ atom/s}$ 以下
対向面パワー密度	0.6MW/m^2 以下

非誘導電流駆動によるトカマク定常運転の観点から、またエネルギーや入射パワーのステップおよび変化率はプラズマの安定制御と燃焼制御の観点から決めた。更に入射ビームの空間分布制御による電流分布制御はプラズマの安定な高ベータ化にとって重要な機能である。本機能は当初 FER 用に提案されたものであるが²⁾, ITER でもその重要性が認められ採用された。

表2-1に示す要求項目に基づいて、各国間で表2-2に示す NBS の共通設計基準を決めた。NBS は3カ所の入射ポートを使用し、各ポートには3ユニットのビームラインを垂直方向に3段配置する。各ビームラインは最大1.3MeV, 10MW の中性粒子ビームを入射することができ、1ユニットが故障しても他のユニットでカバーし、高稼働率を保つ設計とすることとした。本基準に基づいて各国は概念設計を提案したが³⁾, 統一

案にはいたっていない。今後の R&D の結果を取り込みながら順次統一案の作成を行っていく予定である。以下に ITER/NBS の概要、設計上のオプション及び今後の計画について述べる。

表2-2. ITER/NBS 共通設計基準

ポート数	3
ビームライン/ポート	3
入射パワー/ビームライン	10MW at 1.3MeV (最大)
ビームライン寸法	約 4 m (直径)×15m (長さ)
加速器出口オーラス接続入射点間距離	46.5m

2.2 NBS の概要

NBS はイオン源、ビームライン、電源各9ユニット、および各ユニット共通の冷却系、ガス供給系、冷媒供給系、遠隔保守系等の補機設備よりなる。これらの補機設備は ITER 共通設備と結合され、集中管理制御される。図2-1⁴⁾は9ユニットのうち1ユニットの構成を模式的に示したものである。ビームラインの基本構成は従来の NBS との共通点が多い。しかし、エネルギーが従来より約1桁高い1.3MeV であるため、

図2-1. ITER/NBS 1ユニットの模式図（文献4より転載）

正イオンを用いたのでは中性粒子ビームへの変換効率が極めて低くなるため、高エネルギー領域でも高い中性化効率を得ることができる負イオンを用いている。これが従来の NBS と最も異なる点である。

負イオン源は負イオン生成部と加速部より成る。負イオン生成部において引出された重水素負イオンは加速部において静電的に加速される。加速部出口において1.3MeV で約15A の負イオンビームはビーム分布制御装置に入射され、磁場又は電場により垂直方向に偏向される³⁾。偏向制御された負イオンビームは中性化セルに入射され、その一部はガスとの衝突により中性化されて直進し、入射ポートを通してプラズマに入射される。プラズマ位置でのビーム入射位置を中心部から周辺部に変えることによりプラズマ電流分布の制御を行う。負イオンのうち60%は中性化されるが、残り40%の半分は正イオンとなり半分は負イオンのままである。これらの残留イオンは磁場又は電場により偏向分離され、中性化セル出口部に配置されているビームダンプに衝突させて熱化処理する。ビームラインは長いドリフト管でトカマクの真空容器に接続されるが、間には2重ゲート弁が設置され、保守時に真空中に切り放すことができる。又ビームライン内には定常運転に対応した大容量クライオポンプが配置されており、イオン源および中性化セルに導入されるガスを排気する。真空排気系は本体の燃料供給処理系と結合されており、排気されたガスは精製されて再びイオン源や中性化セルに供給される。

電源はイオン源用電源及びビームライン用電源より成る。特にイオン源用電源の中で1.3MV の加速電源が技術的にもっとも難しいものである。加速部内で生じる電氣的な絶縁破壊にたいして、イオン源電極の保護ばかりでなく、電源自身の保護のために高速遮断機能が要求される。しかし、従来の直流高压側での高速遮断は電圧が1.3MV と高いため技術的に難しい。このため500Hz - 数 kHz の高周波インバータを用いて、交流低圧側で高速遮断する方式⁵⁾を採用している。

ビームラインの中性子遮蔽設計は炉対応の設計とする上で極めて重要な項目である。入射ポート第一壁部より約28m 離れたビームライン取付け部における中性子束は $7.7 \times 10^{10} \text{ n/cm}^2 \cdot \text{s}(\text{total})$, $2.2 \times 10^{10} \text{ n/cm}^2 \cdot \text{s}(14\text{MeV})$ である⁶⁾。必要な入射ポート開口部寸法はイオン源の性能やビームラインの設計によっても大きな影響を受けるが、最大 10^{14} n/s のオーダーの中性子が各ビームライン内に流入する。この中性子をビームライン容器壁で生体遮蔽することは可能であるが、その重量が巨大となり、建屋構造ばかりか遠隔保守シナリオにも影響を与える。一方ビームラインの軽量化を計れば、室内空気や室壁の放射化は免れず、大量の低レベル放射化物を生成することとなる。現状ではビームライン室内は不活性ガスに置換すると共に、室壁には B_4C などの中性子吸収材を張り付けることによりビームラインの軽量化を図っている。

一方、ビームライン機器の遠隔保守は現場での修理保守が難しい。ビームラインを解体すれば周囲はたちまち高レベルの誘導放射能に晒されるばかりでなく、放射化物のビームライン外への漏洩も来たすため、人や機械が現場で解体保守することは難しい。このためイオン源やビームラインは2重のドアシステムのゲート弁で分離し、内部の放射化物が室内に漏洩しないようにビームライン室外のホットセルに持ち込み保守修理を行う。

図2-2. ITER 炉本体断面と NBS

3ユニットのビームラインを炉本体に取付けた断面図を図2-2に示す。又、NBS の効率は約40%と見積っている。内訳は加速効率：90%、中性化効率：60%、幾何学的損失：5%、再電離損失：5%、電源効率及びその他：82%である。今後のR&Dによりプラズマ中性化セルが開発できれば総合効率を更に改善できる。

2.3 設計オプション

NBI の設計はポート部や建屋構造を除き他システムの設計との干渉は少ないので、1つの設計案に統一する作業はまだ行っておらず、多くの設計上のオプションを残している。これらのオプションはR&Dの結果を見て選択していく。以下にオプション項目として特に重要なものについて述べる。

(1) イオン源の電位

イオン源の負イオン生成部を接地電位にし、中性化セルに正の高電位を与えて負イオンを加速するイオン源接地方式か、又は逆にプラズマ生成部に負の高電位を印加して負イオンを加速する中性化セル接地方式かで、ビームライン構造や電源の設計は大きく変る。いずれの方式を採用するかはイオン源を安定に運転する上で必要なサージ抑制を有効にできるか否かのR&Dにかかっている。

(2) 負イオン生成方式

体積生成方式、表面生成方式、両方式の混合型など、R&Dの結果を反映した各国独自の方式が提案されている。如何に低い運転ガス圧で高い負イオン生成密度を安定に得られるか、又加速系との整合性は良いかが重点な点である。今後イオン源を定常化するため高周波放電の利用も考えており、更に改良されていくものと思われる。

(3) 負イオン加速方式

負イオンの加速方式として高加速効率と高電源効率を得られる点で、静電的な加速方式を採用している。静電加速でも多孔－多孔型静電加速方式(ES)、多孔－単孔型静電加速方式(ES)、静電四重極加速方式

とも考慮されている。これよりも高い周波数の方が波の吸収がよいという計算もあるが、周波数が余り高くなると、システムの総合効率が RF 損失の増大により増えるので、余り周波数を高くできない。またこの周波数帯の電子管は技術的にも開発が可能なものであり現実的である。2つのポートを用いて赤道面のやや下の領域に水平ランチャーを設置するが、これはレイトレーシングによる波の伝播とカップリングの良さが考慮されている。45-50MW の RF パワーを単管0.7-0.8MW の電子管で供給するには約100本のクライストロンが必要である。ランチャーはマルチジャンクション型を使用し、電流駆動の効率を上げるために放射スペクトルはできるだけシャープに且つ方向性の良いものを選定している。

表3-2. LH ランチャー仕様

表3-1. ITER/LHS 主要諸元			
周波数	5 GHz	導波管	
入射電力	45-50MW	モジュール数	$N_{\text{toroidal}} \times M_{\text{poloidal}}$
ポート数	2 (下半分)	個数 (1モジュール当たり)	$n_{\text{toroidal}} \times m_{\text{poloidal}}$
高周波源	クライストロン	基本導波管寸法	高さ=50mm, 横幅=4.5mm, 厚さ=1.5mm
単管出力	0.7-0.8MW	固定位相差	60°
効 率	0.6-0.7	伝送パワー密度	5.0kW/cm ²
本 数	約100本	導波管先端材質	Be
伝 送 系	WR-229, WR-650	ガードリミター材質	C
結 合 系	マルチジャンクション	導波管材質	グリッドコップ
屈 折 率	1.3-1.8	モジュール間絶縁	無し
放射スペクトルの半値幅	0.15	導波管温度	
		運転中	150℃以下 ベーキング中 250℃
		導波管内圧力	10 ⁻⁵ Torr 以下
		ガス放出量	10 ⁻⁷ Torr・l/s・cm ²
		中性子線量 (窓)	10 ¹⁸ n/cm ²

3.2 ランチャー

(1) 構造

LH ランチャーの仕様を表3-2に示す。ランチャーの基本的要素はマルチジャンクションモジュールである。1つのモジュールは導波管がトロイダル方向に n 分割、ポロイダル方向に m 分割され、合計 $n \times m$ 個の導波管アレイを構成する (ITER 設計値では $n = 4$ 又は 6 , $m = 4$ 又は 2 である)。この導波管アレイモジュールは更にトロイダル方向に N 個ポロイダル方向に M 個接合されて、 $N \times M$ 個のモジュールで構成されるマルチジャンクションランチャーとなる。トロイダル方向の1列の導波管個数は、ITER では $n \times N \sim 100$ 個を想定している。60°の位相差は基本導波管の固定位相を示すもので、この角度は放射スペクトルの方向性が良い。伝送密度の値は現在得られている大型装置での実績値から考えて妥当なものである。導波管材質については後でも述べるが、熱的及び機械的設計から充分耐えられるやアルミナ分散銅 (グリッドコップ, G-C) とし、再先端はエロージョン対策を考慮してベリリウムを選んでいる。電流駆動時のリミターへのホットスポット対策としてランチャーの前面はカーボンリミターを取り付けている。モジュール間の絶縁の必要性も後で述べるがディスラプション回避の設計に依存している。効果的なランチャーエーシングを達成するために、導波管のベーキングや導波管内の真空排気を計画している。この時の導波管の温度と圧力は2つのオブ

ションがある。この違いは RF 印加中の導波管内でのガス放出量の評価の違いからきている。1 つは JT-60 の LH 実験での実績から $10^{-8} \text{ Torr} \cdot \text{l/s} \cdot \text{cm}^2$ に基づいたものであり、1 つは Tore-Supra で観測した実績を基にこれよりも 2 桁大きなガス放出を想定するものである⁸⁾。この場合は、使用するポンプが非常に大規模なものが必要である。CDA ではこの中間の $10^{-7} \text{ Torr} \cdot \text{l/s} \cdot \text{cm}^2$ を採用している。窓の位置はクライオスタットの中を想定しているが、中性子線量が許容値以下になるまで導波管を曲げる等の遮蔽が必要である。図3-1に RF ポート付近の LH ランチャーの鳥瞰図を示す。

図3-1. ITER/LH ランチャー鳥瞰図

図3-2. ディスラプション解析模式図

(2) ディスラプション時の応力解析

ディスラプション時ランチャーにかかる電磁力を等価回路を使った簡単なモデルで評価した。ランチャーは図3-2に示すように上部ジャケット板と中間矩形コイル及び下部銅板で構成されるものとする。各々の部

分は有限の抵抗 R とインダクタンス L を持つので、プラズマ電流(22MA)がディスラプションにより急激に崩壊(22ms)するとランチャーの各部分に図に示すような渦電流が誘起される。計算を簡単にするため、上部ジャケット板は同心円状に11分割されたコンポーネントの和で近似し、中間矩形コイルは立体の箱で近似している。下部銅板は図3-2に示すように渦電流を減すために高抵抗のステンレススチール(SS)の仕切り板を挿入しており、奥の方はSSのカバーがある。電磁力による全体の捩れ応力は 5.8kgf/mm^2 となり許容応力($=11.4\text{kgf/mm}^2$)により小さい。このようにディスラプション時の応力回避のために導波管内に絶縁体を挟む必要はない。但し等価的なランチャーの大きさは図3-2に示すようにトロイダル方向の長さを $b=1140\text{mm}$ 、奥行きを $a=840\text{mm}$ 、高さを $h=2080\text{mm}$ 、導波管の厚さ(Septum)を $d=50\text{mm}$ としている。

(3) ランチャーの定常熱解析

ランチャーの先端が10mmだけベリリウムで銕づけされているという条件の下に、プラズマ運転中の定常的な熱解析を行った。導波管グリルはSS316で先端管板部がベリリウムの銕づけがなされている。ブロックスペイサー及び仕切り板(Septum)はアルミナ分散銅(G-C)で構成される。熱応力解析の計算条件を表3-3に示す。計算結果を表3-4に示したが、結果はいずれのコンポーネントも許容応力 $\sigma_{0.2\%}$ (32.8kgf/mm^2 (SS), 14.8kgf/mm^2 (G-C), 21.6kgf/mm^2 (Be))を下回り、メインの銅波管SS部における熱応力による変位及び温度上昇も問題はない。但しディスラプション時のような非定常熱解析は今後の課題である。

表3-3. ランチャー定常熱解析の設計条件

放射損失	15.4W/cm ²
アルファ粒子による損失	0
中性子による損失	$10\exp(-0.058x)\text{W/cm}^3$ (x :動径方向)
RF 損失	0.48W/cm ² (Cu に対して) 0.96 W/cm ² (Be に対して)
冷却水流量	1000m ³ /hr (1 ユニット当たり)
流速	0.5m/s
冷却水温度	60℃
解析コード	TRUMP3-JR (熱解析) SAPV2 (応力解析)

表3-4. ランチャー定常熱解析計算結果

	熱応力 (kgf/mm ²)	変位 (mm)	最大温度 (℃)	最小温度 (℃)
先端管板部	24.5	0.144	277.8	143.7
導波管部	13.8 (SS) 12.0 (G-C) 13.0 (Be)	0.147	291.1	118.9

(4) ランチャーの保守

ITER ではランチャーをできるだけコンパクトにして全体を定期的に交換する保守方式と日本の提案したランチャー先端部のみを真空容器内部で交換する保守方式とがある。交換する先端部は4つの部分に分割され、その大きさはポロイダル方向に52cm、トロイダル方向に114cm、軸方向に35cmである。それぞれのセクションの重さは1トン以下で、これはトーラスの第一壁に設置する遠隔操作のピークル(車)の操作処理能力を考慮してのことである。この保守を実現するにはランチャー前面まで来ている冷却水のパイプの切断と熔接及びマルチジャンクションの導波管の電氣的接触を遠隔操作で実現するための技術を確立する必要がある。第一壁の保守に用いるレーザーによる熔接と切断のR&Dは1989年日本でなされた⁹⁾。この技術はこの設計のような比較的径の小さなパイプ(直径約5cm)にも適用が可能である。

3.3 伝送系とシステムレイアウト

伝送系の構成は図3-3に示すように、共通の発振器で52本のクライストロンを駆動する。1つのクライストロンがトロイダル方向6個、ポロイダル方向8個の導波管に RF パワーを供給する。図3-4はクライストロンが設置されている部屋から本体室にかけての平面図である。伝送系の長さは約50m である。それぞれのコンポーネントでのパワーの効率は表3-5に示すようにに評価される。ランチャーでの入射パワーのクライストロンから見た効率は76%で、放射スペクトルの方向性を加味して電流駆動用のパワーとしての効率を評価すると57-63%となる。電源を含めたシステムの総合効率はランチャーでの入射パワーでは43-50%、電流駆動用パワーとしては33-42%となる。

図3-3. 伝送系ラインアップ

図3-4. ITER/LHS レイアウト（平面図、クライストロン室と本体室）

表3-5. LHS 総合効率

電源	0.95
クライストロン	0.6-0.7
ランチャー	
マルチジャンクション部	0.95
窓	0.99
透過率	0.95
方向性	0.76-0.83
システム総合効率	
入射効率 (クライストロンより)	0.76
電流駆動 (クライストロンより)	0.57-0.63
入射効率 (電源より)	0.43-0.50
電流駆動 (電源より)	0.33-0.42

図3-5. 世界のクライストロンの開発状況

3.4 クライストロン

LH システムにおける大電力増幅系は周波数5GHz, 出力0.7-0.8MW 以上, 効率60-70%のクライストロンの使用を計画している. 今までのクライストロンの開発状況を示したのが図3-5である. 効率は周波数の上昇と共に減少しているのがわかる. これは高周波による熱損失が周波数の2.5乗に比例して増えるので, キャビティやコレクターでの熱損失を回避する技術が確立していないことが大きな原因の1つである. 効率が上らなければ出力パワーもそれほど上らない. ITER で目標としている領域をGで示したが上記のクライストロンを得るには新たな R&D が必要である. R&D が必要な項目は, 例えば低パービアンス化による出力上昇の可能性, 温度上昇とギャップ電界を押さえるためのキャビティの形状の最適化 (例えばギャップエッジを広くテーパ型にする), 更に RF 出力後の電子エネルギーの回収を狙った Depressed Collector による高効率化への可能性等が上げられる. 周波数が高くなってくると, ジュイロトロンやジャイロクライストロンといった電子管との取り合いも考慮してよいであろう. 実際イタリアの FTU トカマクでは8GHz の LH システムにジュイロトロンを使用している¹⁰⁾, これらの電子管は位相の制御性の良さや高効率という点で開発途上にある¹¹⁾.

4. 電子サイクロトロン波系 (ECS)

4.1 設計仕様

EC 波は効率良く局所的にプラズマを加熱出来ることから, 初期低温プラズマの生成, 予備プラズマ加熱, 局所電流分布制御などの機能を果たす. ITER の基本仕様ではプラズマ放電の初期誘導電界を0.3V/m 以下に設定している. EC 波による初期プラズマ生成によって, 低い周回電圧で信頼性良く確実にプラズマ電流を

立ち上げることが仕様条件となる。

又ディスラプションを回避するために、EC 波によって安全係数 $q_{\psi} = 2$ の磁気面を局所的に非誘導電流駆動して、電流分布を MHD 的に安定化する。 $q_{\psi} = 2$ の磁気面は半径 $\psi = 0.65-0.8$ の領域になることが予測され、この領域での局所的電流分布の繊細な制御が必要である。これらは ECS の主案の主な機能である。

一方、ECS の副案の機能として、追加加熱及び燃焼制御のためのプラズマ中心加熱を検討した。物理要求（主

及び副案）と実現可能な工学条件を考慮して、設計仕様を決定した。その結果を表4-1に要約する。

表4-1. ITER/ECS 設計仕様

I. 主案	
入射電力	20MW
周波数	120GHz
パルス幅	336hr (100%の稼働率) 6mth (25%の稼働率) 5-6yr (10%の稼働率)
入射位置	高周波ビームは外側水平面（ほぼ赤道面上）から入射 ビームは磁場の法線に対してプラズマ端で15°~25°の入射角 可変速度は10°/s
ビーム性能	プラズマ中でガウス分布 水平幅（最大値の1/e）は50cm 発散角 1°以下（水平半値幅） 3°以下（垂直半値幅）
II. 副案	
入射電力	20MW（電力可変, 10MW/s）
周波数	140GHz
パルス幅	336hr（最大）
入射位置	高周波ビームは外側水平面（ほぼ赤道面上）から入射 ビームは磁場に垂直に入射
ビーム性能	プラズマ中でガウス分布 幅（最大値の1/e）は1m 発散角 5°以下（水平及び垂直半値幅）

4.2 高周波部の基本構成

図4-1に高周波部の基本構成の鳥瞰図を示す。以下に主案における主要構成部の仕様と性能を示す。主および副案における基本構成では本質的に差はない。

図4-1. ITER/ECS の鳥瞰図

(1) 高周波源

高周波源として1MW 連続運転可能なジャイロトロン発振管を28本使用する。その内24本は常時運動に使用し、プラズマ中への入射電力を20MW とする。即ち伝送系の損失は4MW とした。残りの4本は予備および保守・修理のために使用し、100%の稼働率を期待する。ジャイロトロンからの出力モードはコルゲート導波管の HE_{11} モードと良く結合するガウス分布放射モード (TEM_{00} モード) とする。ジャイロトロン内に設置されたモード変換器を含めての発振効率率は30~50%とした。1本のジャイロトロンは~3MW, 80-100kV 直流出力の高安定電源によって駆動される。高圧電源はジャイロトロンの部屋から隔離された部屋(付帯設備室)に設置される。又付帯設備室にはジャイロトロンを駆動するために必要な水冷却装置、超伝導コイル及びジャイロトロン窓冷却用のクライオ装置、伝送系の導波管の排気設備及び高周波模擬負荷を設置する。

(2) 伝送系

伝送系では主にオーバーサイズのコルゲート円形導波管を使用し、高耐電力化及び放射性物質の汚染除去のために、 10^{-5} ~ 10^{-2} 気圧に導波管内を排気する。伝送モードは低損失モードの HE_{11} である。ジャイロロン出力と円形導波管モードとの結合を効率良くするためにビーム整合ミラー及び光学的フィルターが必要である。又プラズマ中を斜伝播する EC 波を励起するために楕円偏波器を設置する。その他、伝送系では高速シャッター、導波管切替器、排気用導波管、バンド、電気絶縁導波管、入射・反射モニター用導波管等を用いる。伝送系及び以下に述べる窓とアンテナを含んだ全伝送効率は約85%を設計目標とした。

(3) 高周波窓

伝送系にトカマクからのトリチウム及び放射性物質の流入を遮蔽するために、高周波窓を伝送系とアンテナとの間に設ける。 HE_{11} モードで動作するクライオ温度に冷却されたサファイア窓を採用した。28個の窓は保守・修理の観点から一体化した。又中性子の放射量が $10^{16}n/cm^2$ の条件下でも、高周波窓の性能が悪化しないことを設計条件としている。

(4) アンテナ¹²⁾

アンテナは表4-1の設計仕様(ビームの掃引範囲、ビームの大きさ及び発散角)を満足し、かつ信頼性良く炉環境に耐える構造が必要である。4×7個に配列されたコルゲート導波管から放射されたビームは、光学システムを使用して、仕様を満足する一束のビームにまとめられ、プラズマ中に入射される。光学システムでは4段のミラーを使用する。初段のミラーは4つの局面反射板から成り、次段の回転ミラー上にビームを収束する。回転ミラーはビームの入射角を可変にし、加熱領域を制御する。3番目のミラーは終段ミラー面上に各ビーム束を重ねる。終段は楕円面を有した反射板で、最終的な仕様性能を満足するビームを成形する。これらの4個のミラーと他のアンテナ部品(ミラー支持及び冷却機構、遮蔽バルブ、診断装置等)はステンレス製の分離可能な遮蔽ボックス内に取付けられ、アンテナ全体はモジュール化され、保守・修理を容易にする構造とした。又光学系では高周波窓での中性子量を所定の値以下にするためにクランク構造とし、ビームの光路の断面積をなるべく小さくする設計とした。

表4-2. ECS 効率

	現 在	最小の期待値	最大の期待値
電源効率	0.9	0.9	0.95
発振効率	0.3-0.35	0.3-0.35	0.5
伝送効率	0.75-0.85	0.85	0.85
全システム効率	0.25	0.27	0.4

4.3 主要構成部品の配置と全システム効率

高周波源が設置してある部屋はトーラス中心からの距離を40m 以上とし、トカマクが運転中でも人が入れる遮蔽構造とした。伝送距離は平均として45m となる。アンテナが設置

されている部屋では保守・修理のためのアンテナモジュールへの近接性を良くする構造とした。システム効率を表4-2に要約した。最小の期待値は1995年までには実現性の高い値であり、最大の期待値はその後の開発目標である。

4.4 各構成部品の開発課題

全システム効率を27%から40%に改善するための主な開発課題はジャイロトロンの発振効率の改善である。30%から50%の発振効率の改善は電子ビーム性能の改善及び電子ビームエネルギー回収装置を採用することによって期待できる。電源効率はパワートランジスターをモジュール化した DC-DC 変換器の採用により、95%になることが技術的に予測される¹³⁾。又高速周波数可変ジャイロトロンが開発されれば、アンテナ寸法を小さくし、EC システムの融通性を増すことになる。又1MW 連続運転可能な高周波窓（ジャイロトロン用及びトカマク用）は主要な開発課題の1つである。

5. イオンサイクロトロン波系 (ICS)

5.1 はじめに

イオンサイクロトロン周波数帯 (ICRF) 波による加熱の実験は大電力の大型トカマクでの実験 (JET では最近22MW の入射を達成した) を中心にして最近特に進歩が著しい。主な成果として高エネルギーイオンの生成に伴う鋸歯状振動の安定化¹⁴⁾、ICRF 加熱単独での良好なHモードの生成¹⁵⁾、ICRF 入射時の不純物発生機構の解明^{16,17)}等が挙げられる。またアンテナ、伝送系、高周波増幅器等の技術も基本的に確立しており ITER のための大規模な技術開発は不要である。このような点から ITER の加熱手段としては相応してシステムと言える。一方、電流駆動に関する実験データは現時点では NB より乏しい、また計算コードによる電流駆動効率の予測値も NB より約30%程度低いため、電流駆動効率を重視する概念設計段階での ITER では IC システムは副案と言う位置付けになっている¹⁸⁾。しかし最近、速波による電子加熱 (ランダウ減衰 (ELD) 又は走行時間磁気ポンプ (TTMP)) は JET-2M¹⁹⁾、JET¹⁵⁾、JIPP-T II U²⁰⁾、JT-60²¹⁾ で観測され、HT-2²⁰⁾では速波電流駆動を明白に示す実験データが得られている。また、近い将来 DIII-D、JET で本格的な速波の電流駆動の実験が行われる予定である。速波の電流駆動の実験には高い電子温度 (6-10keV 以上) が必要とされるため、これら大型トカマクで速波電流駆動の実証が期待出来る。また IC 加熱は NB の透過が困難となる高電子密度プラズマ ($n_e \geq 1.5 \times 10^{20} \text{ m}^{-3}$) でも中心部のイオン加熱が可能であるという長

所を有することから, IC システムを主案に加えて主案を加熱に対しても, より最適化すべきだという意見も専門家の間では強い. 従って副案と言う位置づけにもかかわらず, IC システムの設計検討も熱心に行われた. ここでは ITER の概念設計段階で行われた IC システムの物理検討及び工学検討の内容, 即ち電流駆動・加熱に適した周波数範囲の選択, アンテナの概念, システムの概要, R&D の必要項目などを紹介する.

5.2 周波数範囲の選択

速波と電子との相互作用 (ELD と TTMP) に基づく電流駆動は理論的に高い駆動効率が期待できる²²⁾. しかし実際面で駆動効率を下げる要因としてアルファ粒子や燃料イオンのサイクロトロン共鳴によるパワー吸収, 捕捉電子の効果, 或いはアンテナ用のポートの制約 (波動スペクトルの最適化に影響する) などが挙げられる. 従ってアンテナの配置が炉構造と整合が取れ, 且つ電流駆動効率を理想的に高く出来る解を見つける必要がある. このため電流駆動に適した周波数及びアンテナの概念の検討に多くの努力が払われた. その結果15-80MHz の周波数範囲が選ばれた. 表5-1にこの周波数範囲で期待される機能を示す. 最も電流駆動効率が高いのはイオンのサイクロトロン共鳴層をプラズマ断面から完全に外せるまで周波数を下げた場合であり, 現 ITER の装置パラメータでは17MHz となる. しかし電流駆動効率を高くするためにはループアンテナを多数 (少なくとも16本程度) トロイダル方向に並べる必要があるが, 周波数が低くなるとアンテナの間隔を大きくする必要があり ($N_{\parallel} = 2$ で波長=8.8m), 1つの水平ポートの開口巾 (1.1m) にはアンテナ列が収まらなくなる. このため次節で述べるブランケット内アンテナの概念を採用した. これによりポートの制約を受けることなく連続的にアンテナを配置することが出来る. 電流駆動効率 γ ($10^{20} \text{Am}^{-2} \text{W}^{-1}$) の計算値は約0.3である. $2\omega_{cT}$ 近傍の周波数 (~55MHz) が次に電流駆動に適している. 三重水素へのパワー吸収 (20-30%) がある分, 17MHz の場合より電流駆動効率は悪くなる ($\gamma = 0.2-0.25$). 加熱のシナリオに対しては重水素の基本波共鳴加熱 (33MHz,

高濃度少数イオン加熱), 三重水素の第2次共鳴加熱 (44MHz), 重水素の第2次共鳴加熱 (66MHz) までを含む. 全てプラズマ中心部のイオン加熱が可能であるほか, 表5-1に示すように多彩な機能を有する. 水素 (非反応) プラズマの加熱は He^4 の少数イオン第2次共鳴加熱を用いている.

上記の周波数範囲を選ぶことにより, ITER で考えられている全ての運転モードに対応でき, 且つプラズマ制御面に於

表5-1. ITER/IC 波電流駆動加熱のシナリオ

周波数	IC 共鳴 (軸上)	吸 収	機 能
17MHz	無し ($\omega < \omega_{cT}$)	電子 (TTMP)	電流駆動 ($\gamma \sim 0.3$)
33MHz	ω_{cD} $\omega_{c\text{He}4}$	$D(\eta_D/\eta_T > 0.2)$ He^4	中心イオン加熱 自己点火アプローチ
44MHz	$\omega_{c\text{He}3}$ $2\omega_{cT}$ ($\omega > 2\omega_{cT}$)	He^3 T	中心 (イオン) 加熱 燃焼制御 鋸歯状振動安定化 D- He^3 燃焼
54MHz	無し	電子 (TTMP) 一単一パス吸収大 T	電流駆動 ($\gamma = 0.2 \sim 0.25$)
66MHz	ω_{cH} $2\omega_{cD}$ $2\omega_{c\text{He}4}$	H D He^4	中心 (イオン) 加熱 燃焼制御 鋸歯状振動安定化 水素プラズマの加熱

でも多彩な機能を有することが分かる。しかも1つのシステムでこの周波数範囲をカバーすることができる。

5.3 アンテナ概念

図5-1に ITER のブランケット内 IC アンテナの概念図を示す。ITER の外側ブランケットは1つのトロイダルセクション (1/16) 当たり3分割構造となっている。但し中央部のブランケットは水平ポートがあるため上下に分割されている。アンテナは1つのトロイダルセクション当たり計6本、即ち水平ポート内に2本、左右のブランケット内に2本ずつ等間隔にトーラス赤道面上方に設置する。各アンテナボックスの寸法は幅0.55m、高さ1.25m、奥行き0.4m、アンテナの内部導体 (current strap) の長さは約1m、幅は0.25mである。アンテナの総本数は必要とするパワーで決まり、主電流駆動装置を想定する時は総出力130MW でアンテナ本数は42本~52本 (7トロイダルセクション及びブランケットセクターを必要数使用)、NB の補足システムと考える時は総出力50~60MW でアンテナ本数は20本程度必要である (2トロイダルセクション及びブランケットセクター4個程度使用)。ここでアンテナ1本当たりの放射パワーを2.5~3MW としている。ファラディシールド面での高周波電力密度は3.6~4.4MW/m²であり、現在の多くの ICRF 加熱装置の通常値 (3~12MW/m²) に準ずるものである。

図5-1. ITER/IC 結合系の概念図

図5-2に結合系全体の垂直断面, 図5-3に水面断面を示す。アンテナ内部導体は同軸伝送管に接続され, ポートの上部に沿ってクライオスタットの外部に導かれる。セラミックスの真空窓は保守の容易なようにクライオスタットの外部に設置する。問題はアンテナ内部導体と真空窓の間の同軸管の内導体にセラミックスの支持が必要となることである。放射線照射(中性子と γ 線)に伴う誘電損失の増加とディスラプション時の電磁力に耐えなければならない。放射線照射に伴う誘電損失の増加に関するデータの取得はRF装置共通の重要課題である。同軸管内導体の支持をセラミックスで行う方法の代替案として導波管方式の伝送管(特殊形状のリッジ導波管)を用いる結合系も提案された¹⁾。この方法では周波数の下限は50MHz程度であり, 更に低周波領域(17MHz)に適用するには新しいアイデアが必要である。ファラディシールドはJT-60等で実績を得た高周波損失を軽減できる単層オープン型²³⁾であり, インコネル製の冷却パイプで構成される。プラズマに面する側は低Z材のタイルで保護する。グラファイトでは高周波損失が過大となるためにベリリウムなどの導電率の高い材料を用いる必要がある。

図5-2. ITER/IC 結合系の垂直断面

図5-3. ITER/IC 結合系の水平断面

工学設計段階 (EDA) ではアンテナ内部導体の支持方式、フェラディシールドの遠隔保守を含めて結合系の信頼性の高い構造の確立が重要課題となろう。またアンテナの放射スペクトルの最適化とアンテナのインピーダンス整合の容易さの両立 (例えばアンテナ間のしきり板の最適化) も重要である。

5.4 システムの概要

ITER の IC システムは現世代の核融合実験装置の IC システムに比べると大規模な設備となるが、1 高周波増幅器列に対して1 アンテナが対応しており、その構成は現在の IC システムとほとんど同じで単純である。即ち増幅器列-アンテナの系統は大電力増幅器列、同軸伝送管、インピーダンス整合器、真空窓、真空部伝送管、アンテナからなる。全体のシステムは必要とするパワーに応じてこの単位系統の数で決まる。大電力増幅器の出力は3MW, CW を想定する。現在のシステムでは2MW, 20s が最大であるが、3MW の四極管の開発はほぼ完了しており十分に実現可能である。キャビティは15MHz から80MHz まで同調可能であり、且つ運転中に加熱用の周波数と電流駆動用の周波数との切替えが高速に行えるものにする必要がある。また電流駆動のために各アンテナ間の位相制御を励振増幅部で行う。増幅器から炉室内の整合器までのパワー伝送には直径10インチ程度の同軸管を用いる。パワー損失は伝送長100m に対して約2%と極めて小さい。整合器には周波数範囲が広いためラインストレッチャーとスタブチューナーの組み合わせが適している。真空部伝送管、アンテナは共に水冷却が必要であり、真空部伝送管には高周波入射時に高真空を維持するために真空排気ポンプ ($\sim 100\text{L/s}$) が必要である。システム総合効率率は標準的な設計で約53%, 野心的な設計では約64%が見込まれる。

5.5 R&D

IC システムに対する EDA 期間中の必要 R&D 項目はアンテナ要素に関するもののみと考えられており、その主な内容は以下の通りである。

- (1) 電流駆動アンテナシステムの試験；モデルアンテナを製作し、テストスタンド及び現存のトカマク装置に装着し、耐電力及び位相制御、方向性の確認試験を行う。信頼性の高いアンテナの開発のためには実際のトカマク環境下での試験が不可欠である。
- (2) セラミックスの放射線照射試験；誘電損失及び絶縁破壊電圧の中性子束及びフルーエンス依存性を測定する。
- (3) 導波管の開発；周波数範囲 80MHz 以下で使用可能でセラミックスを用いない導波管方式の真空部伝送管の開発を行う。

なお15-80MHz で高速同調可能な大電力増幅器の開発も重要であるが、これまでの実績から建設期間中に行うことで対応出来ると考えている。

6. 結

概念設計活動ではこれまで述べてきたように概念設計と並行して, CD&H システムを製作するに必要な R&D 項目についての計画を明らかにした. これから開始される工学設計活動では設計の詳細化を計ると同時に各システムの R&D を進めていくことが肝要である. 最後に, 電流駆動・加熱の概念設計に原研をはじめ, 大学, 国立研究機関, 並びに産業界から多くの方々に参加して戴き, 多くの成果を上げることができたことをここに深く感謝いたします.

参 考 文 献

- 1) V. Parail *et al.* : ITER : Current Drive and Heating System, IAEA/ITER/DS/No.32, IAEA, Vienna (1991).
- 2) S. Yamamoto *et al.* : *Proc. 11th Int. Conf. on Plasma Physics and Controlled Nuclear Fusion Research*, IAEA-CN-47/H-I-3, Kyoto (1986).
- 3) Neutral Beam Conceptual Design Proposals for ITER, ITER-IL-HD-4-0-33 (1990).
- 4) Neutral Beam System Interim Report, ITER-IL-HD-4-9-14 (1989).
- 5) M. Mizuno *et al.* : *Proc. 13th Symp. on Fusion Engineering*, Knoxville (1989) 574.
- 6) K. Maki *et al.* : Japan Atomic Energy Research Institute Report, JAERI-M91-046 (1991).
- 7) Y. Okumura *et al.* : *Proc. 16th Symp. on Fusion Thecnology*, London (1990) R-07.
- 8) M. Goniche *et al.* : CEA-DRCF, Rpt., (Dec. 1989).
- 9) K. Shibamura *et al.* : *Proc. 16th Symp. on Fusion Thecnology*, London (1990).
- 10) R. Andreani *et al.* : *Proc. 11th Symp. of Fusion Eng.*, Austin (1985) p.1324.
- 11) I.I. Antakov, V.E. Myaznikov *et al.* : International Workshop on Strong Microwaves in Plasmas, Suzdal, USSR (September 1990).
- 12) K. Sakamoto *et al.* : "Electron Cyclotron Wave System for ITER Common Conceptual Design" ITER-IL-HD-6-0-27 (1990).
- 13) M. Tsuneoka *et al.* : "The Design of RF Power Supply using DC-DC Converter" , *Proc. 13th Symp. on Fusion Engineering*, Knoxville, Tennessee, USA (1989).
- 14) The JET Team (presented by D.J. Campbell) : "Sawteeth and their Stabilization in JET" , *Proc. 13th Int. Conf. on Plasma Physics and Controlled Nuclear Fusion Research*, Washington (1990), IAEA-CN-53/A-6-3.
- 15) The JET Team (presented by D.F.H. Start) : "ICRF Heating in Reactor Grade Plasmas" , *Proc. 13th Int. Conf. on Plasma Physics and Controlled Nuclear Fusion Research*, Washington (1990), IAEA-CN-53/E-2-1-1.
- 16) D.A. D'Ippolito *et al.* : "ICRF Impurity and Antenna Studies" , *Proc. 13th Int. Conf. on Plasma Physics and Controlled Nuclear Fusion Research*, Washington (1990), IAEA-CN-53/E-3-1.
- 17) M. Brambilla *et al.* : "Theoretical and Experimental Investigation of a Mechanism for Impurity Production by ICRF Fields" , *Proc. 13th Int. Conf. on Plasma Physics and Controlled Nuclear Fusion Research*, Washington (1990), IAEA-CN-53/E-2-5.
- 18) W. M. Nevins *et al.* : "ITER Current Drive and Heating Physics" , *Proc. 13th Int. Conf. on Plasma Physics and Controlled Nuclear Fusion Research*, Washington (1990), IAEA-CN-53/F-3-4.
- 19) Y. Uesugi *et al.* : *Nuclear Fusion* **30** (1990) 831.
- 20) T. Watari *et al.* : "Application of Intermediate Frequency Range Fast Wave to JIPP T-IIU and HT-2 Plasma" , *Proc. 13th Conf. on Plasma Physics and Controlled Nuclear Fusion Research*, Washington (1990), IAEA-CN-53/E-3-3.
- 21) JT-60 Team : Japan Atomic Research Institute Report, JAERI-M 90-066 (1990) 115.
- 22) J. G. Cordey : *Plasma Physics and Controlled Fusion* **26** (1984) 123.
- 23) T. Nagashima *et al.* : *Fusion Engineering and Design* **5** (1987) 101.