

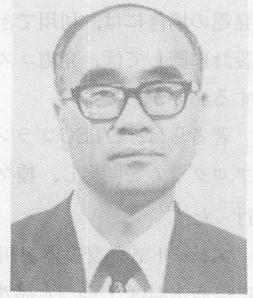
## ■ 展 望 ■

## 核融合研究の現状と展望

## (第1部) 磁気核融合

## Review of the Fusion Research

## (I) Magnetic Fusion

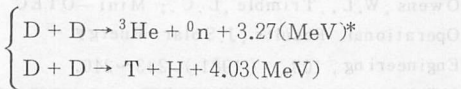


宇尾 光 治\*

Koji Uo

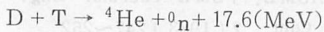
## 1. 核 融 合

核融合反応によって、現在の原子炉もしくは石油から得られるような低廉なエネルギーを実用的な規模で得るためには、海水中に豊富に存在する重水素(D)間の核融合反応により、ヘリウムの同位元素 $^3\text{He}$ (ヘリウム3)と中性子 $^0_1\text{n}$ をつくるか、又は、三重水素T(トリチウム)、と水素Hをつくる反応、即ち



なる反応を実現させる必要がある。この反応が実用になるほど容易に起こるようになるためには、炉心ガスの温度を6億度程度まで加熱しなくてはならない。

一方、天然には、わずかしか存在せず、半減期が約12年のベータ崩壊(電子を放出する核変換)をする三重水素Tと、重水素Dの核融合反応、



\* MeV: 100万電子ボルト, エネルギーの単位で

$$1 \text{ MeV} = 4.45 \times 10^{-20} \text{ kWh}$$

(キロワット時)

は、D-D反応に比べて起こりやすく、プラズマの温度を1~2億度程度にできればよいから、第1段階としては、D-T反応による核融合炉が目標になっている。

1秒間に起こる核融合反応の数は、反応率 $\langle \sigma v \rangle$ とプラズマの密度に依存する。例えば、D-T反応で発生するエネルギーは、1秒間、 $1 \text{ m}^3$ あたり、

$$P_F = n_D n_T \langle \sigma v \rangle_{DT} Q \text{ Watt/m}^3$$

である。Q=17.6MeVであり、 $n_D$ と $n_T$ は重水素と三重水素のイオン密度(個/ $\text{m}^3$ )である。プラズマを磁場

により、閉じ込めることができる時間を $\tau$ 秒とすると1秒間に $1 \text{ m}^3$ あたり、

$$P_L = \frac{3(n_D + n_T) T}{\tau} \text{ Watt/m}^3$$

のエネルギーがプラズマから失われる。ここで、電子密度は $n_e = n_D + n_T$ であり、電子および三重水素イオンと重水素イオンの温度は $T^{**}$ と仮定した。

\*\* Tの単位はエレクトロンボルト, eV, である。

$$1 \text{ eV} = 4.45 \times 10^{-26} \text{ kWh},$$

T eVのエネルギーをもつ粒子により、代表されるガスの温度

輻射等によるエネルギー損失は小さいとすれば、 $P_F > P_L$ が成立てば、すなわち、発生するエネルギーが損失するエネルギーよりも大きくなれば、核融合炉を実現できる可能性がある。この条件は、

$$n_D = n_T = n_e / 2 \text{ として}$$

$$n_e \tau > \frac{12T}{\langle \sigma v \rangle_{DT} Q}$$

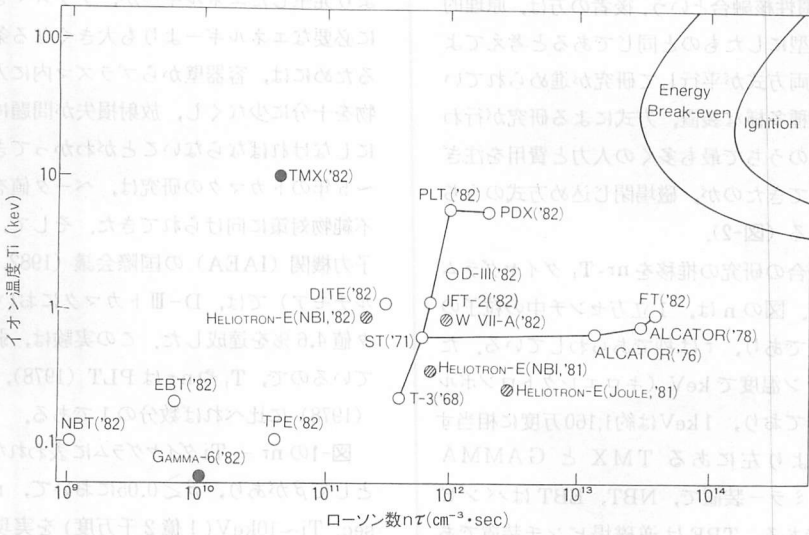
になる。これを図に示したものが、図-1のEnergy Break-even(点火)領域である。炉の効率を考慮したものが、反応持続(Ignition)つまり反応により発生するエネルギーのみで反応を持続できる領域である。

1980年代の核融合研究の最大の目標は、Energy Break-even(核融合反応により発生するエネルギーと反応を持続させるために注入するエネルギーとが等しい状態)をD-T反応により実現することである。核融合反応にあずかる重水素は、1億度以上の高温の電離ガス、すなわちプラズマになっているので、そのままでは、その高温のプラズマが壁に接触して壁を溶かしたり、壁の物質をプラズマ内に持込んで、プラズ

\* 京都大学ヘリオトロン核融合研究センター  
センター長・教授

〒611 京都府宇治市五ヶ庄

(注) 第2部は慣性核融合で次号掲載の予定です。



- $T_i$  : イオン温度, 1 keV = 1,160 万度
- $n$  : プラズマ密度, 個/ $\text{cm}^3$
- $\tau$  : プラズマ閉じ込め時間, 秒
- $n\tau$  : ローソン数,  $\text{cm}^{-3}\cdot\text{sec}$
- FT : Frascati Tokamak  
(イタリア, フラスカッチ)
- D-III : Doublet 3 (米, サンディエゴ)
- PLT : Princeton Large Torus  
(米, プリンストン)
- PDX : Poloidal Divertor Experiment  
(米, プリンストン)
- ST : ステラレータCを改造したトカマク  
(米, プリンストン)
- Alcator : 強磁場トカマク (米, ボストン)
- DITE : Divertor and Injection Tokamak  
Experiment (英, カラム)
- T-3 : Tokamak (ソ連)
- JFT-2 : Jaeri Fusion Torus (日本, 原研)
- TPE : Toroidal Pinch Experiment

- (日本, 電総研)
- Heliotron E: ヘリオトロン (日本, 京都)
- W VII・A : Wenderstein VII ステラレータ  
(西独, ガルヒン)
- EBT : Elmo Bumpy Torus  
(米, オークリッジ)
- NBT : Nagoya Bumpy Torus  
(日本, 名古屋)
- TMX : Tandem Mirror Experiment  
(米, リバーモア)
- GAMMA-6 : タンデムミラー (日本, 筑波)

核融合を実現するには、イオン温度が10keV(1億2千万度)以上、ローソン数  $n\tau$  が  $10^{14}$  以上を同時に実現させる事が必要である。図の Energy Break-even の範囲がそれである。更に核融合により、発生したエネルギーだけで核融合反応を継続させるためには図の Ignition の範囲の条件をみたさなくてはならない。

図-1 Energy Break-even (点火) 領域

マを冷却したりして、核融合反応を停止させてしまう。核融合反応を持続させるためには、高温のプラズマをプラズマの容器壁より引きはなして、反応に必要な一定の時間、容器内に保持しておく事が必要である。これをプラズマの“閉じ込め”という。

## 2. プラズマ閉じ込め方式の発展

この閉じ込め方式には大別して2種あり、磁場を用いてプラズマの入れ物を作って閉じ込める方式を磁気核融合といい、粒子の慣性を利用して、粒子が動き出して飛散する前に、急速に加熱、圧縮して核融合を起

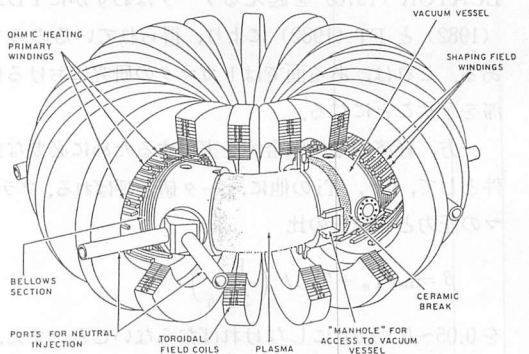


図-2 PLT 装置

こさせる方式を慣性核融合という。後者の方は、原理的に水素爆弾を小型にしたものと同じであると考えてよい。現在はこの両方式が平行して研究が進められている。それぞれ多種多様な装置、方式による研究が行われているが、そのうちで最も多くの人力と費用を注ぎ込んで研究されてきたのが、磁場閉じ込め方式のうちのトカマクである(図-2)。

図-1に、核融合の研究の推移を  $n\tau$ - $T_i$  ダイアグラム上に示してある。図の  $n$  は、1立方センチ中の粒子の数で表した密度であり、 $\tau$  は秒であらわしている。たて軸の  $T_i$  はイオン温度で keV (キロエレクトロンボルト) であらわしており、1 keV は約1,160万度に相当する。 $n\tau$  が  $10^{11}$  より左にある TMX と GAMMA-6 はタンデムミラー装置で、NBT, EBT はバンパイ・トラスである。TPE は逆磁場ピンチ装置である。

$n\tau$  が  $10^{11}$  より大きいものは、ヘリカル・システム(ステラレータ、ヘリオトロン)を除けば全部トカマクである。トカマクは T-3 からはじまって ST トカマクに到り、1970年代は PLT のように高温をめざす方向と、ALCATOR のように高  $n\tau$  をめざす方向とに分化している。

初期のトカマクは図からわかるように1978年頃に、 $T_i \sim 7$  keV (約8,000万度) を PLT で、 $n\tau \sim 3 \times 10^{13}$  cm<sup>-3</sup>sec を ALCATOR でそれぞれ達成した。この値は、同じ装置で実現すれば、Energy Break-even 領域に十分に近いと言える。

1980年代は、大型トカマクと呼ばれる TFTR, JET, JT-60 を完成させ、 $T_i \sim 10$  keV,  $n\tau \sim 10^{14}$  cm<sup>-3</sup>sec を同時に実現すると同時に、D-T 反応により、アルファ粒子 (<sup>4</sup>He) や中性子 (<sup>0</sup>n) を発生しているプラズマを研究する段階になる。

1978年から、1982年までの研究では、PLT (1978) ALCATOR (1978) を起えるデータはわずかに PDX (1982) と FT (1982) により、得られているのみである。これは、ある面ではトカマクの研究における停滞を示すことになる。

一方、経済的な核融合炉を実現するために必要な条件として、 $n\tau$ 、 $T_i$  の他に、ベータ値と呼ばれる、プラズマの圧力と磁気圧の比

$$\beta = n_e(T_e + T_i) / \left( \frac{B^2}{2\mu_0} \right)$$

を 0.05~0.1 以上になければならないこと、また、核融合の臨界条件 (Energy Break-even, 核融合に

より発生したエネルギーが、プラズマを加熱するために必要なエネルギーよりも大きくなる条件) を達成するためには、容器壁からプラズマ内に入ってくる不純物を十分に少なくし、放射損失が問題にならないようにしなければならぬことがわかってきた。最近の4~5年のトカマクの研究は、ベータ値をあげることと不純物対策に向けられてきた。そして、最近の国際原子力機関 (IAEA) の国際会議 (1982, 9月, 米国ポルチモア) では、D-III トカマクにおいて、平均ベータ値 4.6% を達成した。この実験は、弱い磁場を使っているため、 $T_i$  や  $n\tau$  は PLT (1978), ALCATOR (1978) に比べれば数分の1である。

図-1の  $n\tau$ - $T_i$  ダイアグラムに表われないパラメータとして  $\beta$  があり、 $\beta \geq 0.05$  において、 $n\tau \geq 10^{14}$  cm<sup>-3</sup>sec,  $T_i \sim 10$  keV (1億2千万度) を実現することが、大型トカマクに課せられる目標になりつつある。また、最近の核融合炉の設計研究から、トカマクを核融合炉に発展させるためには、少なくとも2つの課題を解決しなければならぬことが明らかになってきている。

その一つは、トカマクの閉じ込めをよくしようとして、プラズマ電流を大きくしたり、プラズマ密度を上昇させると起こりやすい崩壊的不安定性 (Disruption) を完全に抑制できるようにすることである。これができなければ、トカマクの炉の設計条件はきわめて厳しくなり、実用炉として成立しなくなる。もう一つは、トカマクでは、軸方向のプラズマ電流によって作られるポロイダル磁場がプラズマの閉じ込めに本質的に必要であるが、プラズマ電流はプラズマ中の低抗により減衰するので、定常的運転は、現在のように電磁誘導による電場でプラズマ電流を流す限り不可能である。電磁誘導以外の方法で核融合プラズマにおいて、大電流を定常的かつ安定に高効率で流す事を実現しなくてはならない。

また、プラズマが関係する物理や技術の問題が解決されたとしても、炉工学的立場から、トカマク炉はあまりにも複雑な構成で、かつ、コンパクトな組立てが要請されるので、数10年間にわたり安定に作動し、定常的にエネルギーを供給できるエネルギー源として期待できないという指摘もなされている。

### 3. トカマク以外の方法

磁場閉じ込め方式がトカマクの研究に一本化されず、他の可能性を追求している理由は、上に述べたようにエネルギーをとりだす実用炉としては不適當であ

るという認識があるからである。トカマクに代る方式として研究されている装置としてはタンデム・ミラー、ヘリカル・システム（ステラレータ／ヘリオトロン／トルサトロン）、バンピートラス、逆磁場ピンチ、スフェロマック等が代表的なものである。

ただ、残念ながら、これらの装置におけるプラズマパラメータは、図-1の  $n\bar{r}-T_i$  ダイアグラム上では、ヘリカル・システムを除いては、あまりよいとは言えない。例えば、ミラー型装置では、 $\beta \geq 0.9$  で  $T_i \geq 10$  keV が 2 X II-B 装置において実現しているが、 $n\bar{r}$  値は  $10^{11} \text{ cm}^{-3} \text{ sec}$  以下である。逆磁場ピンチ／スフェロマックは、 $\beta$  値が 0.05 を越えることはできるが、 $n\bar{r}-T_i$  に関しては、 $10^{11} \text{ cm}^{-3} \text{ sec}$  程度で図-1の T-3 (1968) に近づいている段階である。バンピートラスは、加熱法がジャイロトロンによる電子サイクロトロン共鳴加熱に限られているために、現状では低密度プラズマしか実現できないので、 $\beta \sim 0.001$  であり、 $n\bar{r}-T_i$  においても、温度は、T-3 (1968) に達しているが、 $n\bar{r}$  値は、 $10^{10} \text{ cm}^{-3} \text{ sec}$  以下である。

ステラレータ、ヘリオトロン等のヘリカルシステムでは、図-1において、温度に関しては、1,100 万度に達し、閉じ込めに関しては、ヘリオトロンの  $\bar{n}r_E = 3.4 \times 10^{12}$  という値はトカマクに十分匹敵する閉じ込め性能である。この閉じ込め性能とイオン温度 1,100 万度が同時に実現することができれば、トカマクに代る定常炉としての将来は約束されたものといってよい。 $\beta$  は現在 0.013 まできている。

トカマクに代る方式をみざす装置が、プラズマ・パラメータの点で未だトカマクをしのぐ事ができていない最大の理由は、現在までの研究費がトカマクに比べて少なく、研究者数も少ないことであるが、大切なことは、トカマクに費やしたと同程度の研究費と人材を投入した時、トカマクより、よいパラメータのプラズマが実現でき、しかも、核融合炉へ直線的に進める可能性をもつかどうかの判断である。トカマクの欠点は、電流ディスラプション、断続運転、複雑な構造等といったプラズマ物理および炉工学の両面にあるので、トカマクに代る方式は、この点においてトカマクをしのいでいなければならない。

第5節では、これらの点を、現在のデータと理論解析をもとにもう少し詳しく比較してみる。

#### 4. 各磁場閉じ込め方式の特徴と問題点

トカマク (図-2) を核融合炉に発展させるために解

決をせまられている問題は、

- (i) プラズマを高密度にしたり、プラズマ電流を大きくすると起こりやすい大電流が突然しゃ断してしまう崩壊的不安定性 (ディスラプション) を完全に抑制すること。
  - (ii) 電磁誘導以外の方法で、プラズマ電流を定常的に流すことができるようにすること。
- がある。

(i) に対しては、崩壊的不安定性の理論的モデルがかなりわかってきていることから、プラズマパラメータの制御がうまくできるようになればある程度解決できる可能性がある。しかし、すべての場合に完全に生じないようにする事は困難であるとの見地から、ある程度のディスラプションを念頭においた炉設計がすすめられている。しかし、ディスラプションが1度生じると、Intor 級の炉で壁物質が 300 kg 程度あるいはそれ以上も脱落する事がわかっており、実用的な炉になりうるかどうか甚だ疑問である。

(ii) は、実用的な核融合炉は定常運転できるものでなければならぬという要請に答えるべき課題である。断続炉ならば炉材料の疲労が大きくなり、寿命が定常炉の数分の1以下になってしまう。定常電流を流す (Current drive という) ために、外部から注入すべきエネルギーが大きくなるようであれば、炉全体としてのエネルギーバランスに関係してきて、効率のよい炉ができないことになる。(i), (ii) はプラズマ物理の問題であるが、さらに、トカマクは炉工学的に、きわめて複雑な装置である。トカマクが必要とする磁場コイルは、

1. トロイダル磁場コイル系
2. ジュール電流用コイル系
3. 磁気面整形用コイル系
4. プラズマ位置制御用コイル系
5. ダイバーター用コイル系

等のコイル系が必要であり、トラスの周囲はコイルシステムで被われているようなありさまとなり、きわめて複雑なシステムとなる。また、これらのコイルシステムをプラズマの発生状態と連動して制御してゆく制御システムも複雑できわめて大がかりのものとなる。

これらの点からトカマクは核融合の臨界条件達成のための実験装置にはよいが、実用炉としては不適当であるという批判が強い。

そこで、トカマクの研究のみを追求するよりも、別の方式を研究する方が、将来の実用的核融合炉へつながり易いという可能性があるので、トカマクに代る方

式 (Tokamak Alternative) の研究が進められている。ここでは、かなりよく研究されている装置として、タンデムミラー及びステラレータやヘリオトロン等のヘリカルシステム、バンピートーラス、逆磁場ピンチ、スフェロマック等を取りあげて、その特徴と問題点をしらべてみる。

#### 4.1 タンデム・ミラー

ミラー磁場 (図-3) の欠点は磁力線が両端で開いているために、磁力線方向に運動するだけで、閉じ込め領域から逃げってしまう粒子群が存在することである。このような端損失を少なくするために、中央部にミラー磁場をおき、その両端に、プラズマ安定化用の磁場である極少磁場配位をつくり、電磁流体的安定性をよくすると同時に、強力な中性粒子入射により、磁力線に沿って電位差を形成し、静電場により磁力線方向の粒子の閉じ込めを改善する考えが出された。

この電位は、タンデム・ポテンシャルと呼ばれ、このような装置をタンデム・ミラー装置 (図-4) という。タンデム・ポテンシャルが形成できることは、GAMMA-6やTMXと呼ばれる装置で確かめられた。その値は、 $\Delta\phi \approx 100 \sim 150$  ボルトである。その結果、閉じ込め時間もよくなっている。現在までミラー磁場で達成したプラズマパラメータは2XII BおよびTMXで、 $T_i \sim 10\text{keV}$ ,  $n\tau \sim 4 \times 10^{10} \text{ cm}^{-3}\text{sec}$  (図-1) である。この  $T_i$  の高い値はきわめて強力なNBIにより得られたものであり、熱化されたプラズマであるかどうかは疑問である。

この方式で核融合炉を設計すると、

- 1) 中央部のプラズマのベータ値  $\beta_c$  が 0.9 程度が必要になる。
- 2) 核融合炉の場合に必要な10万ボルトのオーダーの電位差を形成するためには、600keV, 150Aの、きわめて強力な中性粒子ビームを定常的に入射しつづけなければならない。また、このように大きな電位差をプラズマ中に形成する事が可能か否かもわからない。
- 3) 端の部分の磁場として、12万ガウスを越える強磁場が要求される。
- 4) タンデム・ミラーに入射するパワー  $P_{IN}$  と、核融合反応により発生するパワー  $P_F$  の比を  $Q^*$  とすれば、 $Q^*$  は少なくとも10 ( $\beta_c = 0.9$  のとき) 以上でなければならない。もし、 $\beta_c$  がさがれば、この値も小さくなってしまふ。 $(P_F \propto n_D n_T \langle \sigma v \rangle_{DT} \times 17.6 \text{ (MeV)})$  であるから、粗

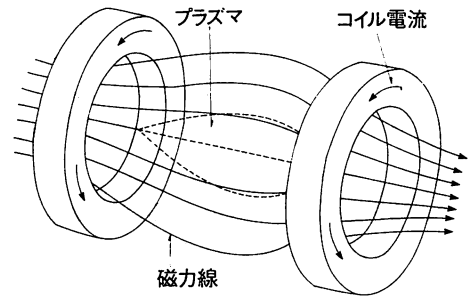


図-3 単純ミラー装置

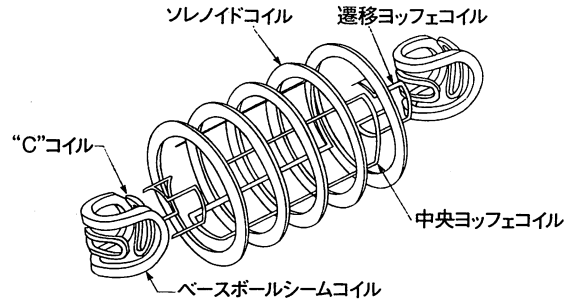


図-4 TMX装置

くは、 $Q \propto ne^2 \propto \beta_c^2$  である)

等の問題点が指摘された。これが解決できなければミラー装置は核融合炉として成立しない。そのため、ミラーの端にサーマルバリアー (Thermal Barrier) を設けて、電子による磁力線方向のエネルギー損失を小さくするアイデアがだされた。この考えが成功したと仮定して、炉設計に導入すると、必要な中性粒子ビームのエネルギーは、200keV程度まで下がり、 $Q^* \approx 20 \sim 30$  の炉が可能になる。しかし、これを実現するためには、

- a) Thermal Barrierの形式が可能であることを実証すること。
- b) タンデム・ミラーのベータ限界値を明らかにすること。
- c) プラグ部分に非軸対称ミラーを用いていることから生じる磁力線を横切る共鳴輸送が、 $n\tau \geq 10^{14} \text{ cm}^{-3}\text{sec}$  を実現するのに障害にならないか。
- d) 成長率が大きい捕捉粒子不安定性 (Trapped Particle Instability (M, N, Rosenbluth etc, により予想されている)) が危険な不安定性にならないか。

等解明すべき課題が多い。これらのかなりの部分は、GAMMA-10や (図-5)、MFTF-B装置の実験において明らかにされるであろうし、ミラーの運命はこれら装置の実験の結果にかかっている。

#### 4.2 バンピートーラス

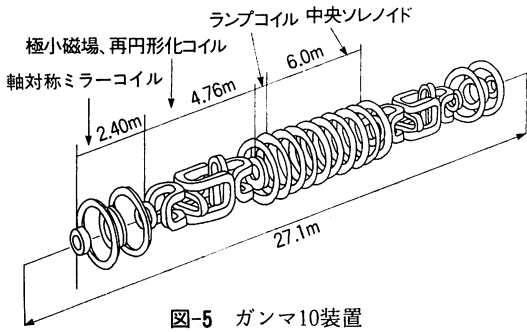


図-5 ガンマ10装置

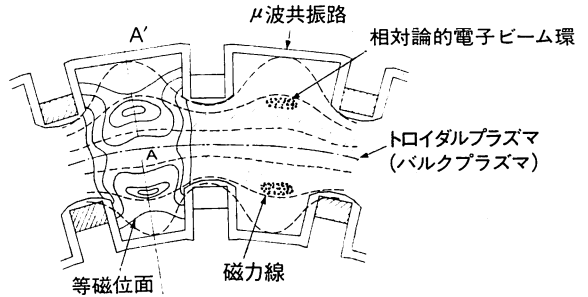


図-6 バンピートーラス装置

単純なミラー磁場を連結してつくるトーラスで (図-6) アスペクト比 (トーラスの大半径  $R$ /小半径  $a$ ) が小さいので、接近性や工作性がよい利点を持っている。ただ、このままでは、電磁流体力学的 (MHD的) に不安定であるので、各ミラー部分に、高温の電子リング (hot electron ring) を形成し (図-6) その反磁性磁場で磁気井戸 (磁場の強さが周囲のそれより弱くなっている所) を作り、安定化を計っている。ポロイダル・ヘリオトロン の負コイルを電子リングにおきかえて、プラズマ中に沈めたものと等価である。そこで大部分の重要な問題は、高温電子リングに関係している。

まず、第一に、高温電子リングの維持に必要なエネルギーがどれぐらいになるかである。これは、タンデム・ミラーにおけるタンデム・ポテンシャルとサーマル・バリアーの維持と全く同じ問題になる。あるいはトカマクでも、プラズマ電流の維持に成功した後は同じ問題が生じる。現在の評価では、高温電子リングの維持に必要なエネルギーは、核融合反応で発生するエネルギーに比べて小さいので大きな問題はないとされているが、核融合炉の条件の高密度のプラズマで電子リングが維持できるかどうかは全くわかっていない。

つぎに、ベータ限界値がはっきりしない点がある。高温電子リングが固定されて動かないと仮定して計算すれば、 $\beta > 0.1$  は、十分に可能であるが、現実には高温電子リングも摂動を受けるので、信頼できる予測値を求めることが容易でない。実験的には、高温電子リングの形成とバルクプラズマの加熱は主に電子サイクロトロン共鳴加熱 (ECRH) に頼っているので、ジャイロトロン の技術開発のレベルに制限され、 $n_e < 5 \times 10^{12} \text{ cm}^{-3}$  に制限されている。

実現されている大部分のプラズマ (バルク・プラズマ) のベータ値は、0.01 よりかなり小さい。また、 $n\tau$  値も相当小さく EBT で  $7 \times 10^9 \text{ cm}^{-3} \text{ sec}$ 、NBT では

- $1 \times 10^9 \text{ cm}^{-3} \text{ sec}$  の程度である。そこで、
- a) 高温電子リングのエネルギーバランス
- b) バルクプラズマ (電子リング以外のプラズマ) のベータ限界値。
- c) バルクプラズマの ECRH 以外の加熱法の開発。

を研究しなければならない。特に、b) を実証するために、どのような実験を行えば良いかを検討する必要があるだろう。低ベータから出発し、現在ベータ限界値を調べる実験が可能になりつつあるトカマクや、ステラレータ、ヘリオトロン等のヘリカルシステムに比べて相当立ち遅れていると思われる。

### 4.3 逆磁場ピンチ (RFC, Reversed Field Pinch), 及びスフェロマック

これらの装置は軸対称性を有するので、理論解析の基盤はトカマクとほとんど同じであり、トカマクより大きな電流を流して、しかも安定な領域を目標としている。逆磁場ピンチは、トロイダル磁場発生用コイルを有し、アスペクト比が、 $R/a \approx 5 \sim 7$  の領域を目標としている。一方、スフェロマックは、 $R/a \approx 1 \sim 2$  のコンパクトな装置をねらっていて、トロイダル磁場を発生させるためのトーラスの中心導体も不必要なものと考えている。現段階では、いずれもまだ、プラズマ物理に関する多くの問題をかかえている。

逆磁場ピンチは (図-7) カラム研究所の ZETA 装置 (1957) 以来、長く研究され、最近になって ZETA の

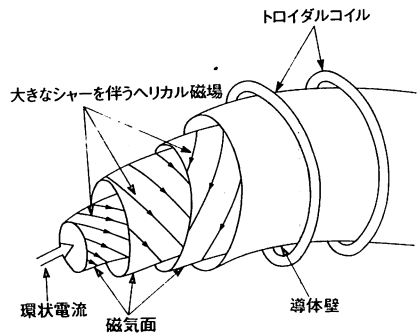


図-7 逆磁場ピンチ装置

データの再現と、 $n\tau - T_i$ 図でT-3トカマクの領域を実現している。しかも、ベータ値は0.05を越えている。プラズマ周辺に中心附近の磁場と方向が反対の逆転磁場をつくる逆磁場ピンチは、いまのところ、導体壁をプラズマのごく近くにおくことにより、電磁流体力学的に安定なプラズマを作っている。炉を考えるとブランケットや第1壁を置く場所がないので炉が成立しない。そのときは、フィードバック制御等が必要になるので、炉工学的に相当複雑になる。また、トカマクに比べて大電流を流すので、電流維持はかなり困難になると思われ、パルス運転を考えざるをえない。

もしジュール加熱電流による加熱だけで炉を点火できればベータ値が高いプラズマが実現しやすいので、トカマクに代わる可能性があるが、追加熱を必要とする場合は、トカマクに比べて追加熱用装置をとりつけにくいので、利点が少なくなるだろう。プラズマ物理の課題としては、

- i) 逆転磁場プラズマの物理の解明
  - ii) 逆転磁場を維持する方法の確立
  - iii) 閉じ込め時間の比例則の確立
- を行わなければならない。

一方、スフェロマック(図-8)はリングプラズマを次々と接合させることにより、炉工学的には準定常的な運転をできる可能性があり、しかも、導体壁やトラスの中心導体なしで安定性を保持することを目ざしている。炉心プラズマとしてはコンパクトになり逆磁場ピンチより有望と予測されている。

実験的には、スフェロマック配位が形成できることは示されたが、その安定性や輸送に関してはほとんど

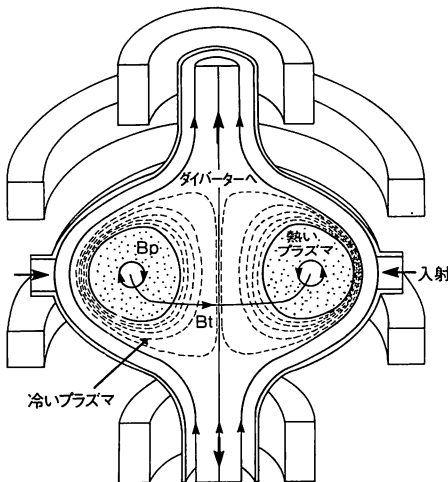


図-8 スフェロマック装置

データがない。安定性に関しては、傾斜型不安定(Tilting Instability)を抑えるために、多くの努力がなされている。したがって、当分は安定性や輸送に関するデータの蓄積を行う段階にあるだろう。

#### 4.4 ヘリカル・システム

(ヘリオトロン, ステラレータ等)

ヘリカル・システムとは、図-9、図-10、図-11、図-12に示されるような二重らせん状の磁力線により織りなされる磁気面をプラズマの閉じ込め容器として用いるシステムである。この二重らせん状磁力線は、真空容器の外に巻かれたコイルにより発生する事ができるから、このコイルを超電導コイルにすれば、プラズマ閉じ込め磁場を定常的に維持するのに、わずかな冷却パワーのみですむ事になる。

この型の炉は、核融合反応により生成されるアルファ粒子(ヘリウム原子核)によるプラズマの自己加熱ができるから、燃料注入と灰(ヘリウム原子核)の除去を行えば、外部から注入するエネルギーが最小で定常運転のできる理想的な核融合炉を実現できる。

プラズマ・パラメータに関しては、 $T_i$ で1 keV(1,100万度)、 $n\tau$ 値で最高 $3.4 \times 10^{12} \text{ cm}^{-3} \text{ sec}$ を実現している。 $T_i - n\tau$ ダイアグラムで $n\tau$ が $10^{11}$ より大きい領域に入っているのは、ヘリオトロンBおよびヴェンデルシュタイン7A(WVIIA)ステラレーターのヘリカル・システムのみであって、トカマクにつぐ良いプラズマ・パラメータを実現している。

ヘリカル・システムは、プラズマ閉じ込め用磁場をつくるのに、プラズマ中にトカマクのように電流を流す事を必要としないので、電流に原因する崩壊の不安定性(ディスラプション)もなく、電流をコントロールするシステムも不要で装置としては非常に簡単になる。また、アスペクト比 $R/a$ がある程度大きいことも、工作性や接近性をよくする。

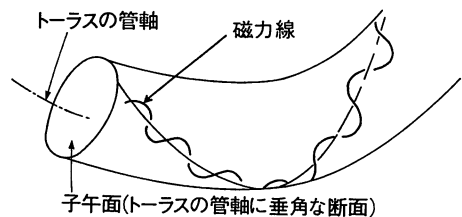


図-9 トーラス面上に引かれた仮想的ならせん。ヘリカル・システムの磁力線は、上記のらせんをガイドラインとして、それをとりまいて進む二重らせんをつくっている。この磁力線がトーラスを無限回廻って一枚のトーラス状の面(磁気面という)を織りなす。

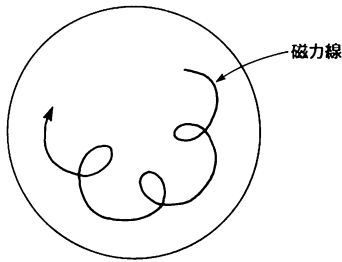


図-10 上記の二重らせん状磁力線を図-9のトーラスの断面、つまり、子午面上に投影すると、この図のように見える。

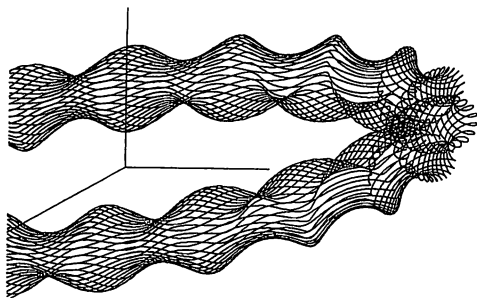
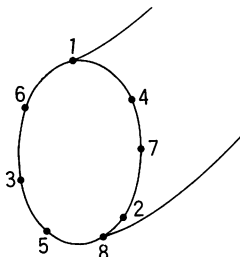


図-11 図-9の磁力線を多数回トーラスを周回させるとドーナツ状の面（磁気面）ができ放電管軸に直角的な切口は楕円形をしており、図-12のようになる。



番号1は磁力線の出発点、2はトーラスを一周して再び同じ断面にかえてきた点、3はトーラスを2周してかえてきた点、以下、同じで、無限回トーラスをまわるとこの切り口が楕円形のドーナツ状の面（トーラス面）を作る。

図-12 磁気面の断面図

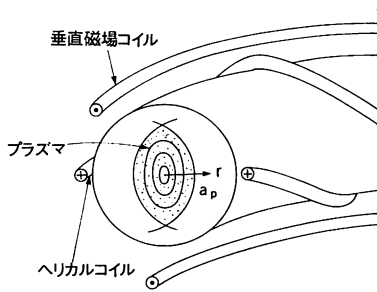


図-13 ヘリオトロン装置

核融合プラズマを発生するには、電子サイクロトロン共鳴加熱（ECRH）で高密度のプラズマをつくり、

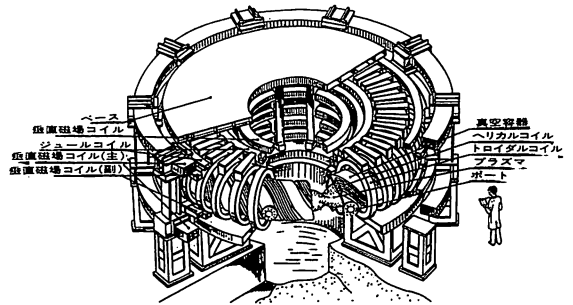


図-14 ヘリオトロン E 装置

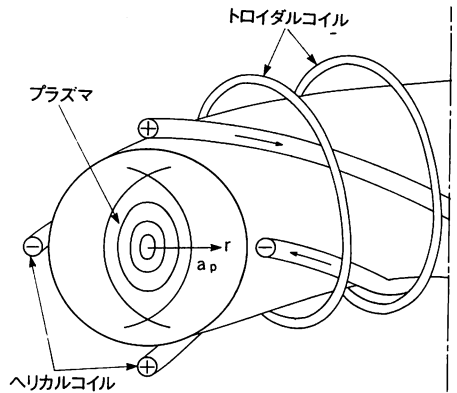


図-15 ステラレーター装置

高速中性粒子入射（NBI）又はイオンサイクロトロン共鳴加熱（ICRH）でイオンを加熱して、核融合の温度まで加熱する。一たん反応に着火すれば、あとは燃料ペレットを入射し、灰を排出すれば、定常運転をつづけることができる。

また、このヘリカル・システムは、とくに余分のコイルシステムを付加しなくても、プラズマ容器の一ばん外側である最外郭磁気面を、真空容器の壁からはなしておき、かつ灰の排出路を形成するヘリカル・ダイバーター配位が実現しており、また、熱交換やトリチウム増殖用のブランケットや第一壁をおく空間を確保する事も容易である。

ヘリカル・コイルをモジュール化して、装置の保守や修理を容易にしようという考えもあるが連続的なヘリカル・コイルは、より優れたヘリカル磁場をつくる事ができるので、ヘリカル・コイル構造のままの炉設計が進められている。勿論モジュール化コイルを使った炉設計もある。磁気流体力学的平衡と安定性からアスペクト比を  $R/a \geq 6 \sim 10$  の範囲にしなければならぬので、核融合炉としては、かなり大型になる可能性はある。

以上のべた事から、ヘリカル・システムは次のべるプラズマ物理の課題が解決できれば炉へ進める実績



を達成したことになり、実用的定常核融合炉としては最大の可能性もっている。それは、

- (a) 現在、実験的に得られているベータ値が、例えばヘリオトロンEではプラズマ中心で1.3パーセント程度であるが、これが3~4%程度が可能であることを実証すること。
  - (b) プラズマの温度が上昇し、衝突周波数が小さくなくても、閉じ込め時間 $\tau$ が悪くならないこと。
  - (c) ヘリカル・ダイバータが有効に働くこと。
- 等を実験的にたしかめる事である。

ヘリカル・システムは定常炉としては最も可能性が高いものなので、ヘリオトロンEとW7Aの成果に刺激されて、米国は最近 ATF-1 (Advanced Toroidal Facility 1) という、ヘリオトロンEに酷似したヘリカル・システムをオークリッジ研究所に建設する事に決定した。(図-16)

## 5. 磁気核融合の将来

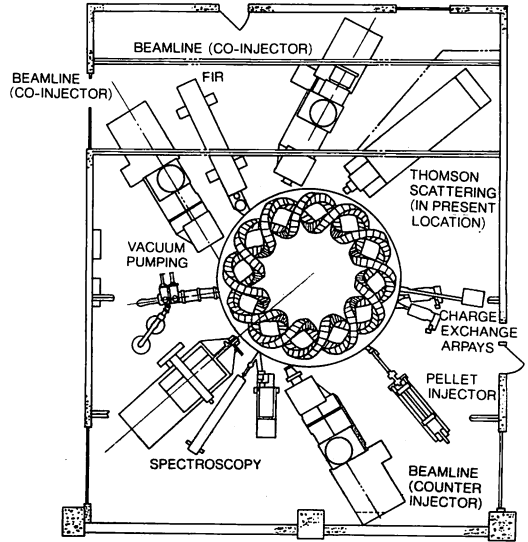
図-1の  $n\tau$ -Tiダイアグラムにもどってみると、1970年代の10年間は、STトカマク (1971) に対して、PLTトカマク (1978) では、イオン温度は1桁高くなっている。また、閉じ込め時間 $\tau$ は、ST (1971) に対して、ALCATORトカマク (1978) では、数10倍になっていて、大きな進歩をとげた。

1980年代は、Energy Break-evenを目ざして、1983年以降 TFTR (米)、JET (EC)、JT-60 (日本) の三つの大型装置の実験が順次開始されようとしている。これらの装置では、 $n\tau \sim 10^{14} \text{cm}^{-3} \text{sec}$ 、 $T_i \sim 10 \text{keV}$  を水素プラズマで実現できる可能性は高い。ところが、同時に、 $\beta \geq 0.05$  も実現するという条件をつけると、その実現は容易ではないだろう。特に、TFTR、JT-60は、円形断面であるので、理論的にもベータ限界値を大きくとれない設計になっている。

また、現在  $\beta > 0.03$  以上を実現しているトカマクは全部、トロイダル磁場を下げ、温度の低い領域での実験をしており、 $n\tau$  と  $T_i$  については、それぞれの最高性能が出せる運転をしていないことも疑念の出る理由になっている。

$\beta \geq 0.05$ 、 $n\tau \sim 10^{14} \text{cm}^{-3} \text{sec}$ 、 $T_i \sim 10 \text{keV}$  を重水素と三重水素のプラズマで実現できれば、核融合炉の科学的実証は完全に終わったことになるだろう。

先にあげた三つの大型トカマクのうち、TFTR、JETでトリチウムプラズマの実験が予定されているが、その時期はかなり遅れそうであり、その総放電回数も



米国が1983年2月19日にオークリッジに建設を決定した、ATF-1 (Advanced Toroidal Facility-1) なるヘリカルシステム核融合実験装置。

図-16 ATF-1 装置の平面図

少なくなると予想されている。設計時はともかく、現時点ではそれぞれベストの設計とは言えない面をかかえているが、トカマクが次のステップへ進めるかどうかは、これらの大型トカマクの実験結果とこれらの装置における電流駆動や崩壊的不安定性の完全な抑制が成功するか否かにかかっている。

TFTR、JET、JT60等の大型トカマクの実験が所定の実験目標を達成したとき、その次の段階の核融合工学実験炉として、トカマク型をえらぶか否かは、大いに議論のある所であって、いずれの国でも次の計画をトカマクでやると決定したところはない。ヘリオトロン、ステラレーター等のヘリカル・システムの成績如何によっては、定常炉としては最も入力パワーの少ない、構造の簡単なシステムであるから、これらのシステムがトカマクに代って核融合炉への本命路線と決定されることも十分ありうる。

他のシステムに関しては、現在の装置の実験において、現在課せられている物理的問題を早急に解決する事が必要である。とくに  $n\tau$  の値が  $10^{12} \text{cm}^{-3} \text{sec}$  を越えることができなければ、核融合炉としてのレースに参加するのは遠い将来のことになるであろう。すべての形式の装置を大型化して検討することは、予算・人員の面から不可能であるので、近い将来に実験データと理論解析および炉設計等に基づいて、十分の検討を行って最適の判断下すことが必要となろう。