核融合炉の概念と技術的諸問題

杉 浦 賢

(昭和48年11月6日受理)

A Concept of a Nuclear Fusion Reactor and Some Engineering Problems

Masaru SUGIURA

(Electrotechnical Laboratory, Tanashi-shi, Tokyo)

(Received November 6, 1973)

化石燃料の枯渇と地球上での多量のエネルギー消費に伴う環境破壊の問題から、新しいクリーンエネルギーの開発が重要な技術的課題として、クローズアップされている。そして、2,000年以降の主要なエネルギー源として核融合エネルギーに大きな期待が寄せられている。

先進諸国が競って核融合の研究開発に着手してから、既に約20年を経ている。この間に核融合の中心課題である“磁界によるプラズマの閉じ込め”の研究が格段の進歩をみせ、各国ともそれに続く核融合炉技術の開発に着手し始めている。アメリカおよびイギリスは、2,000～2,010年頃商用核融合炉の達成を期待する開発計画を発表している。我国の開発計画は現在原子力委員会によって検討が進められているので、やがて公表されるものと思われるが、ほぼ上記の開発ペースに近いものとなると予想される。

このような時期に当り、核融合炉の概念とその技術的問題点を専門以外の方々にも広く理解して頂くことは、非常に重要であると考え、判り易い解説を試みることにした。

1. 核融合の原理

1.1 原子核エネルギー

原子核は中性子と陽子から構成されており、これらの原子核を作っている粒子を核子と呼んでいる。核子が集って原子核を作るとき、結合のエネルギーを放出する。原子核全体の結合のエネルギーを、その原子核を作っている核子の数（質量数）で割ったものを平均の結合エネルギーと呼ぶ。平均の結合エネルギーを質量数に対してプロットすると、図1のようになる。この図をみると平均の結合エネルギーは、質量数60の付近で最大となっていることが判る。このことは、何らかの方法によって質

量数60付近の原子核に向って原子核の変換を行なうと余分な結合エネルギーが放出されることを意味する。

この結合エネルギーを利用するのが、原子核エネルギーの利用であるが、図1の関係から、2つの方法があることが判る。すなわち、ひとつは非常に重い原子核を2つに分裂させて、それぞれが質量数が60に近い原子核に変換する際放出するエネルギーを利用する方法（核分裂反応）であり、第2は軽い原子核が2つ融合して重い原子核になる際放出するエネルギーを利用する方法（核融合反応）である。前者は現在の原子力発電として既に実用化されている。

1.2 核融合反応

核融合反応は前述のように、軽い原子核が融合する反応であるから、各種の原子核の組み合わせによって、種々の核融合反応が考えられる。しかしながら、エネルギー源という観点から考えると、資源が豊富に存在すること、反応が起り易い（反応の断面積が大きい）ことなどの条件が加わり、実際に興味のある核融合反応は次の2つである。

図1 原子核の平均結合エネルギー

* 電子技術総合研究所（東京都田無市向台5-4-1）

ここにDは重水素，Tは三重水素， H_e はヘリウム，pは陽子，nは中性子を表わし，右肩の数字は質量数を示している。右辺の反応生成物の後の括弧内の数字は，反応後その粒子の持つエネルギーをMeVの単位で示したもので，その和が核融合反応による放出エネルギーである。(i)の反応をDD反応，(ii)の反応をDT反応と呼び，DD反応は，ほぼ50%の確率で，(1)または(2)式の結果を得る。

2つの原子核が，原子核の直径程度 (10^{-12}cm) に極めて接近すると，強力な核力が働いて核融合反応を起こす。しかしながら，原子核は総て正の電荷を持っているので，お互に静電的反発力が働く。この静電的反発力は核力とは異なり，極めて遠方にまで及ぶ力である。核融合反応を起こすには，この静電力に打ち勝って，核力の働く至近距離にまで原子核を近づける必要がある。そのためには原子核がエネルギーを持っていなくてはならない。原子核の持っているエネルギーと，核融合反応の断面積の関係を図2に示した。図2より核融合反応を起こすために，原子核に与える必要のあるエネルギーは数10 keVであり，一方(1)~(3)式から判るように，核融合反応の結果生ずるエネルギーは，数 MeV~10 数 MeV であるから，その差がエネルギー利得となる。

前述のエネルギー関係を簡単に考えると，数10keVに加速した重水素原子核を，重水素又は三重水素の標的に入射すれば，容易に核融合炉が作れそうである。しかしながら，このような方法では，加速された原子核は標的

図2 核融合の反応断面積

の原子（原子核ではなく）と作用して急速にエネルギーを失ってしまう。すなわち，核外電子との反応の断面積は，核融合反応のそれと較べて 10^8 倍も大きいので，入射エネルギーの大部分は電子の励起や電離に費やされてしまい，エネルギー利得を得る程の核融合反応を起こすことはできない。

同様に，重水素又は三重水素を加速した2つのビームを作り衝突させるようなことを試みても，ビームは静電力によって方向性を失い，原子核間の相対速度が小さくなり，十分な核融合反応を起こすことはできない。

以上のことを考えると，エネルギー利得を得るような核融合反応を起こすには，

- (i) 各原子は電離した状態にしておく。
- (ii) 各原子核のもつエネルギーは，方向性のない状態，すなわち熱的エネルギーの状態にしておく。
- (iii) 正電荷を持つ原子核（イオン）のみでは，お互の静電的反発力が非常に大きくなり，一定空間に閉じ込めておくことが困難になるので，等電荷量の電子を混入し，巨視的には電気的中性状態にしておく。

これらの条件を満足するのは超高温のプラズマである。各原子核は激しい熱運動の過程で衝突し，核融合反応を起こす。このことから，制御熱核融合反応という言葉が用いられる。本稿で取扱うのは，総て制御熱核融合反応を対象にしたものである。

2. 核融合炉心プラズマ

2.1 超高温プラズマの閉じ込め

核融合炉の心臓部ともいべき炉心は，先に述べたように超高温のプラズマである。DT反応の場合，核融合反応を起こすのに必要なエネルギーは，図2より20keV程度で，これは温度に換算すると約2億度となる。このような超高温のプラズマを収容できる容器材料は存在しないので，超高温プラズマは，磁界の力で壁に触れないように，真空容器の中に浮かしてある。これを“磁界によるプラズマの閉じ込め”と呼んでいる。超高温のプラズマをいかに安定に磁界で閉じ込めるかという問題が，現在までの核融合研究の主な課題であった。プラズマの閉じ込めについて詳述する余裕はないので，代表的閉じ込め装置を簡単に紹介するとどめる。

磁界によるプラズマの閉じ込め形式は，磁力線が真空容器壁を切っているか，あるいは磁力線がプラズマの表面をくまなく覆っているかによって，開放型と，トーラス型の2つに大別される。図3(a)に開放型代表装置であるミラー型磁界配位を，(b)にトーラス型の代表としてトカマク型の磁界配位を示した。核融合炉としては，磁力線が壁を横切らないトーラス型の方が有望であ

図3 磁界によるプラズマ閉じ込め装置

(R.S. Pease: Proc. Nucl. Fusion Reactors Conf. (1969) p. 66 より)

と考えられている。プラズマの閉じ込めの研究はここ数年格段の進歩を遂げた。しかしながら、核融合炉の条件を満足するプラズマの科学的可能性の実証は、まだ数年先になる。

2.2 核融合プラズマの条件

DDまたはDT反応を利用した核融合炉を作る場合、炉のエネルギー収支が釣り合うために、炉心プラズマに要求される条件がある。すなわち、プラズマに必要な温度、プラズマの密度、およびそのプラズマを壁に触れないように真空中に保持しておく時間（閉じ込め時間）についての条件である。Lawson は簡単なモデルを用いて、この条件を導いた¹⁾。

DまたはTを充分核融合反応が起こるような高温 $T^{\circ}\text{K}$ に加熱し、それをある時間 τsec だけ真空中に閉じ込め、核融合反応によるエネルギーを外部に取り出す場合のエネルギー収支を考える。この間に外部から注入すべきエネルギーは、プラズマを高温に加熱するためのエネルギーと、プラズマからのエネルギー損失*の補充である。核融合プラズマの領域では制動放射損失が最も大きいので、損失は制動放射のみと仮定し、核融合反応による生成エネルギーが、外部からこのシステムに注入すべきエネルギーの2倍になるための条件として、次の関係を与えた。

(1) DD反応に対して、

$$T > 2 \times 10^8 \text{K}; n\tau > 10^{16} (\text{sec/cm}^3) \quad (4)$$

(2) DT——反応に対して、

$$T > 3 \times 10^7 \text{K}; n\tau > 10^{14} (\text{sec/cm}^3) \quad (5)$$

ここに、 n はプラズマの電子密度で、 1cm^3 当りの個数で表わした値である。

これはローソンの条件と呼ばれ、簡単なモデルから導

* プラズマからの損失としては、粒子損失、電磁放射損失（制動放射、シンクロトロン放射など）、熱伝導による損失などがある。これらの損失によりプラズマは、密度や温度が下るので、損失分を補給して、プラズマの状態を一定に保つ必要がある。

いた結果であるが、プラズマの閉じ込めあるいは加熱の研究の目標となる値の目安を与え昭している。実際の核融合炉で予想されるプラズマの電子密度は、 10^{14}個/cm^3 程度であるから、プラズマの必要な閉じ込め時間は、DT炉の場合約1 secとなる。

3. 核融合発電の概念

3.1 核融合炉の構成

核融合反応によるエネルギーを外部に取り出して利用する具体的な核融合炉、あるいは核融合発電プラントの概念について述べよう。

核融合炉の構成を図4に示した。これは現在のところ最も有望と考えられてるトカマク型を想定した炉である。ローソンの条件から判るように、DT反応はDD反応に較べて、炉になる条件が2桁も楽なので、最初に実用になるのはDT炉であると考えられている。繁雑を避けるために、本稿ではDT炉の場合についてのみ述べる。

炉の中心部には、DとTを50%づつ含む超高温（約2億度）のプラズマがあり、DT反応を行なっている。プラズマの外側には真空容器があり、プラズマは真空容器壁に触れないように、磁界によって真空中に浮かしてある。反応生成物は、(3)式の右辺から判るように、中性子

図4 核融合炉の構成

と He である。中性子は磁界に拘束されないで、磁界を通り抜け、真空容器壁も突き抜けてブランケット内に飛び込む。He は電荷を持っているので、磁界中に閉じ込められ、燃えかすとなってプラズマ中に残る。

真空容器の外側にはブランケットと呼ばれる部分があり、その機能は次の2つである。

(1) 中性子の減速：核融合反応生成物の高速(14MeV)中性子を減速して熱に変える。

(2) 燃料 T の生産：DT 反応炉の燃料である D は海水中から容易に入手できるが、一方の T 天然には存在しない。* 何らかの方法で人工的に生産する必要がある。その反応としては、

の2つが利用される。ブランケット内に飛び込んでくる反応生成物の中性子を用いて、この反応をブランケット内で行なわせる。従って、ブランケットの主材料は Li となる。Li⁶ および Li⁷ はリチウムの同位元素で、天然のリチウム中に Li⁶ が 7.4%、Li⁷ が 92.6% 含まれている。結局、DT 炉の燃料は D と Li である。

ブランケットの次には、中性子および γ 線が超電導コイルに到達するのを防ぐための放射線遮蔽層があり、その外側には、プラズマ閉じ込め用の磁界を発生させるための超電導コイルが置かれている。

3.2 核融合発電プラントの構成

核融合発電プラントの構成を、図 5 に示した。

熱伝達ループと書かれた部分は、ブランケット内で発生した熱を外部に取り出すためのループで、この熱は熱交換器を通して蒸気タービンに与えられて発電する。ブランケット内で生産された燃料の T も、このループから回収される。

燃料注入ループの役割は、炉心プラズマへの燃料の補

給と、He など燃えかすの除去、回収である。

4. 核融合資源

DT 核融合炉の燃料である D と Li の埋蔵量を、他のエネルギー資源と比較してみよう。表 1 に地球上の各種エネルギー資源の埋蔵量を示した²⁾。単位の Q は大きなエネルギー量を表わす時によく用いられるもので、10¹⁸ BTU に相当し、現在の全世界のエネルギー量は、年間 0.1 Q 程度である。D も Li も海水中に多量に存在し、しかも 1 kWh 当りの燃料費が 1 銭以下というような安い価格で入手できると試算されているので、この埋蔵量のほぼ全量を利用の対象に考えることができる。将来 DD 炉が開発されれば、事情は更に有利になる。

エネルギー資源として重要なことは、地球上に偏在しないことで、核融合資源は海水中に存在するので、この点でも理想的といえよう。核融合エネルギーの平和利用が達成された暁には、エネルギー資源獲得競争といった国際間の緊張の原因はなくなることになる。

核分裂資源も表 1 によると大量に存在するが、このうち 30 弗/lb 以下というような低価格で入手できるのは 500 ~ 900 Q 程度といわれ、しかも現在の軽水炉のように、そのうち 2% 程度しか利用できるエネルギーに変らないものとする、化石燃料にもおよばないことになる。これが高速増殖炉の開発が急がれる理由である。

表 1 世界のエネルギー資源 (単位: Q)

種 類	埋 蔵 量	
	既 知	推 定
化 石 資 源	23	452
核 分 裂 資 源	1.6×10^6	5×10^6
核融合資源	重 水 素 (海水中)	7.5×10^9
	リチウム (海水中)	2×10^6

図 5 核融合発電プラントの構成

* トリチウム T は約 12 年の半減期で β 崩壊する放射性同位元素である。

5. 核融合炉の技術的諸問題

核融合炉を完成し、エネルギーを経済的に取り出すためには、解決しなければならない多くの技術的問題が存在する。その中には、現在開発中の核分裂原子炉の技術が利用できるような場合もあるが、核融合炉固有の技術も多い。ここではそれらの技術的問題点を概観してみる。

5.1 真空容器壁（炉壁）

炉心プラズマを取り囲み、プラズマの外部を高真空中に保ち、プラズマへの不純物の混入を防ぐ役割を果たしている。真空容器壁への許容入力、炉の出力密度を決める要素となるので、その構造の決定、材料の選択・開発、あるいは熱除去技術の開発は、炉の経済性に重要な影響を与える。

真空容器壁の設計に当たって考慮すべき問題点は、

(i) 炉心プラズマは、後述するように、不純物の混入を極端にきらうので、プラズマからの粒子衝突によるスパタリング、ブリストリングの少ないこと、および蒸発量の少ないこと、

(ii) DT反応により生じた14 MeV高速中性子の照射、 γ 線、X線などの照射を受けるので、放射損傷に強いこと、誘導放射能の少ないこと。またこの中性子は、壁を貫通してブランケット内で燃料Tの生産に寄与するので、中性子吸収が少なく、できれば(n, 2n)反応の断面積が大きく、中性子の増倍ができること、

(iii) 真空容器壁の背後には、高温（ $\sim 1,000^{\circ}\text{C}$ ）で動作する腐食性の強いLiまたはその溶融塩が存在するので、化学的に安定で、機械的に強く、熱伝導率の高いこと、などである。

現在のところ、真空容器材料としては、Nb, Moあるいはそれらの合金が注目されており、誘導放射能の少ないことからVを推奨する人もいる。MoはNbに比べて多くの特長があるが、加工性の悪いことが欠点で、これらの材料の中では、Nbに対する検討がやや進んでいる。

真空容器壁に衝突する粒子は、(i)閉じ込め用の磁界を横切って拡散する燃料のDおよびT、(ii)反応生成物の中性子およびHe、(iii)真空容器壁材料のNbなどがプラズマ中に入り、高エネルギーを得たものなどである。この他にシンクロトロン放射、制動放射、X線、 γ 線などの照射を受ける。真空容器壁へのこれらの入力は、

(i) 壁を消耗し、炉の寿命を低下させる。

(ii) プラズマ中に不純物を混入し、放射損を増大させて、炉のエネルギー収支を悪化させる、などの悪影響を与える。これらの問題について以下に述

べてみる。

(1) 放射損失：プラズマからの放射損失は、シンクロトロン放射と制動放射であるが、核融合プラズマでは、後者の方が一般に大きくなるので、制動放射について考察してみる。 f の割合で原子番号 z の不純物が混入しているプラズマからの制動放射損失の、純水素プラズマ($z=1$)のそれに対する比 R は、

$$R = 1 + f(z + z^2) + fz^3 \quad (8)$$

で与えられる。2億度程度的高温プラズマ中では、可成り重い原子でも完全に裸にされてしまうので、原子番号の大きい原子が不純物として混入すると、放射損失は極めて大きいものとなる。数値例を挙げてみると、1%の酸素原子が混在すると、制動放射によるエネルギー損失は77%増え、また実際の核融合炉で効率の良い運転をするために許容される制動放射損失増を10%とすると、不純物原子の限度は、Nbに対して 5×10^{-5} 以下となり、極めて厳しい条件となる。核融合炉における大容量超高真空技術の重要性が判る。

(2) スパタリング：真空容器壁消耗と不純物混入の原因となる代表的現象である。スパタリングの研究は長い歴史を持ち、多くの理論と実測値が発表されているが、それらの一致は必ずしも良くないようである。特に核融合炉で問題になるような軽いイオンあるいは中性子を、高融点金属材料に入射した場合の一致が良くない。Nbに対して、核融合炉で問題になる諸粒子を入射した場合のスパタリング係数（放出原子数/入射粒子）の計算および実測結果を図6に示した³⁾。多くの人の研究結果をまとめたものであるが、可成りのバラツキがある。

真空容器壁のスパタリングによる消耗を数値的に示してみよう。Nbに対する20 keVのDのスパタリング係数を 4.2×10^{-3} 、壁への入射量を 10^{16} 個/cm² sec*と仮定し、厚さ1/4inの壁の20%が消耗した場合を限度とすると、寿命は僅かに3.5年になると試算される⁴⁾。

(3) ブリストリング：図7に示すように、気体原子が金属などの材料の表面に照射すると、材料中に侵入した気体原子が表皮（ $1 \sim 2 \mu\text{m}$ 厚）下で気泡を作り、やがてそれが発達して破裂し、表皮を離脱させる現象である。核融合炉壁材料に対するブリストリングの実験が行なわれ始めたのは、極く最近である。

0.5 MeVのHeをNbに入射し、表面層の消耗量をスパタリング係数にならって、入射粒子1個当りの放出原子数に換算すると0.2となり、スパタリングよりはるかに大きな消耗となる⁵⁾。ブリストリングは、被照射体の

* 炉心プラズマから、磁界を横切って拡散するDが総て炉壁に衝突した場合の値。炉心を離れる荷電粒子を磁力線に乗せて、壁に衝突する前に炉外に導出するダイバークという装置が考案されている。その効果については、まだ充分解明されていない。

図6 Nbに対する各種粒子のスパタリング係数

温度が高くなると少なくなる点に救いがある。

(4) 中性子照射：スパタリング、プリスタリングによる炉壁の消耗は表面層に限られるが、中性子照射による損傷は炉壁材料全体におよぶ。核融合炉で炉壁の受ける中性子照射量は、 10^{15} n/cm² sec, 程度, 20年間の寿命を考えると全照射量は、 10^{23} n/cm² 以上になる。

中性子によるスパタリングは少ないといわれ、主な損傷は炉壁材料が中性子を吸収して核変換を行なうことに起因する。炉壁材料を Nb とした場合、中性子照射を行なうと、Mo および Zr に変換して行く。上記の中性子照射量に対し、炉壁のNbは20年間の運転で、Nbの13.5%がZrに、また9.5%がMoに変化するという試算がある⁶⁾。また (n, α) および (n, p) 反応により He および H原子ができ、伸びの著しい低下、体積の膨張を生じる。これはスエリングと呼ばれる現象である。

スパタリング、プリスタリングなどの荷電粒子照射の

図7 プリスタリング原理

実験は、まだ不十分ながら実験が進められている。それに対して、核融合炉で問題になる 14MeV の高速中性子の照射実験は現在のところ全く行なわれていない。その理由は適当な中性子源が得られないためで、材料試験用中性子源の開発は、緊急な技術的課題になっている。

5.2 ブランケット

ブランケットの主機能が、燃料Tの生産と高速中性子

の減速・熱化であること、Tの生産は中性子とLiの反応によることは、3.1で既に述べた。ここではこれらに関連した技術的問題を更に詳述してみよう。

ブランケットで発生した熱は熱交換器に導かれるが、その熱伝達媒体として、ブランケット材料のLiを直接用いることができれば有利である。Liは広範囲の温度(186~1,380℃)にわたって液体であり、高温における熱伝達係数が極めて高く、粘度が低いなど、熱伝達媒体として優れた特性を持っている。欠点は化学的活性が高い⁽¹⁾と、核融合炉の冷却材は強磁界を横切って循環するため、導電率の高いLi金属を用いると、パイプの中に渦電流が流れ、ポンプ損失が大きくなることである。

後者の欠点をなくするため導電率の低いLi化合物をブランケット材料として用いることが検討されている。Liは種々の化合物を作るが、その熱的・化学的特性から、ハロゲン化合物が有望的であり、中でもフッ化リチウム(LiF)が最も優れている。LiFの欠点はTの生産率が下ることで、LiFにフッ化ベリリウム(BeF₂)をモル比で2:1に混合したものが提案され、Flibeと呼ばれている。この化合物中のBeは、

の反応により、中性子の増倍に寄与し、Tの生産率を向上させる。

現在LiおよびFlibeによる核融合炉冷印の比較検討が進められ、またHeなどによるガス冷却方式の検討も行なわれている。

ブランケットで生産されたTは、図5に示したように、熱伝達ループから回収される。Tは水素の放射性同位元素で、外界に漏れると環境を汚損するので、炉内のT貯蔵量はできる限り低い値に抑える必要がある。冷却材中のTの濃度は、安全性の観点から数10 p.p.m. という低い値に抑えられているので、これを高速度で循環する冷却材中から回収する技術も困難なものの一つである。

Tの回収方法は、冷却材としてLiを用いた場合と、Flibeを用いた場合で異なり、He冷却方式を採用すれば、また別の問題を生じることになる。現在これらについて幾つかの研究が進められているが、規模の大きい実験に取りかかるには至っていない。

5.3 超電導マグネット

核融合炉では、プラズマを閉じ込めるために、10テスラ程度の強磁界を必要とする。この磁界を発生させるためのコイルは、放射線遮蔽の必要から、図4に示したように、炉の最外部に置かれることになる。このコイルは経済的観点から、超電導マグネットになる。2,000 M

W(e)級の核融合炉で、磁界の存在する体積は約2,000 m³*となり、その蓄積エネルギーは、10¹¹ J程度に達するので、その安全性は充分保証されなければならない。核融合炉用の超電導マグネット技術としては、上記規模の超電導マグネットの製作と、信頼性のある運転を可能にすることが、一応の開発の目標と考えられる。

この他に核融合炉用の超電導マグネット技術に関連した特殊な問題としては、次の2点が挙げられる。

(i) 中性子・γ線の照射によるコイル内での発熱。

(ii) 中性子照射による超電導コイル材料(超電導線材、安定化材料、絶縁材料)の劣化。

中性子およびγ線の照射を軽減するためには、炉の遮蔽を厚くする必要があり、炉の建設価格が高くなる。炉の遮蔽厚の最適化の研究も行なわれているが、核融合の超電導マグネット用大型冷凍機の技術的、経済的評価ができないこと、中性子照射による超電導材料の劣化に対する実測データが不足していること⁽²⁾の理由により、まだ充分でなく、予備的考察の域を出ていない。

超電導コイル材料に中性子を照射した実験結果は幾つか報告され、(i)中性子照射によって臨界電流 J_c は、初めのうちは上昇する。(Nb₃Sn)⁽⁷⁾⁽⁸⁾。(ii) NbTiの場合、中性子照射で J_c の低下が始まるのは照射量が10¹⁷ n/cm²を超えてからである。しかし温度を270°Kに上昇するとアンニール効果で J_c は初期値の80%位にまで回復する⁽⁹⁾。などの結果が発表されている。しかしながら、まだ充分に信頼性のあるデータとして取扱われる程の実験結果の蓄積が行なわれていない。

これからの課題としては、

(i) 実際の炉での中性子エネルギー・スペクトルに近い中性子で実験すること、

(ii) 強い磁界下での J_c 変化のデータを得ること、

(iii) より高い J_c を待つ線材による実験を行なうこと、

(iv) 安定化材料の導電率低下の対策を検討すること、

(v) アンニール効果があるなら、実際の炉でこの効果を利用できるか否かを検討すること、

(vi) サンプルでなく、実際に運転状態の超電導コイルに対する照射実験、

などが残されている。

我が国の超電導技術は、MHD発電の研究に関連して開発が進められてきた。更に列車磁気浮上、超電導送電の研究開発が進められている。これらの開発と協調をとりながら、核融合炉用超電導技術の開発を強力に進める必要がある。

* 炉壁の許容入力 P_w をどの程度にするかで、大きく変化する。この値は、 $P_w \approx 10 \text{ MW/m}^2$ にとった場合である。

6. あとがき

これからのエネルギー問題を考える場合、単にその量が豊富であるということばかりでは不十分で、その質も問題になる。すなわち、環境を汚損することのないクリーンエネルギーでなければならない。核融合炉は安全性についても多くの特長があるが、本稿は技術的問題に主眼を置いて述べたため、これらに触れる余裕がなかったのは残念である。

今後核融合の開発研究はますます大規模なものとなり、それに従って関連分野も広くなり、研究者数は増え、必要な予算も大きなものになって行くであろう。国際協力のあり方も新しい目で検討されよう。このような時期に当り、少しでも多くの人々が核融合に興味を持つようになることを願いつつ筆を置くことにする。

文 献

- 1) J. D. Lawson: Proc. Phys. Soc., **70**, pt. 1, No. 445 B (1957) p. 6.
- 2) J. L. Tuck: Los Alamos Scientific Lab. Report, LA-DC 9515.
- 3) R. Behrish: Nuclear Fusion, **12** (1972) p. 695.
- 4) O. C. Yonts: Proc. Nuclear Fusion Reactors Conf. (Culham, 1969) p. 424.
- 5) M. Kaminsky: Proc. 7th Symp. on Fusion Technology (Grenoble, 1972) p. 41.
- 6) S. Blow: UKAEA Report AERE-R 6581 (1971).
- 7) G. W. Cullen and R. L. Novak: J. Appl. Phys., **37** (1966) p. 3348.
- 8) G. W. Cullen: BNL 50155 (1968).
- 9) M. Soell: Proc. 7th Symp. on Fusion Technology (Grenoble, 1972) p. 311.