

第2章 トカマク炉の基礎

表 2-2 構造材料と冷却媒体の組み合わせ [2-9]

	低放射化フェライト鋼	バナジウム系合金	セラミックス材 (SiC/SiC 複合材)
冷却媒体	軽水を、加圧水(圧力 15MPa 程度、温度 300°C 程度)、または過熱・超臨界蒸気(圧力 25MPa 程度、温度 500~550°C 程度)として利用。 表面のライナーの工夫により、リチウム鉛(液体金属)が使える可能性もある。	液体リチウムを、温度 600~800°C 程度で利用。	ヘリウムガスを、高温 (~1000°C) で利用。
特徴	現状技術の延長上で対応可。構造材としての大量溶融技術も確立されつつあり、もっとも実用化に近い材料であろう。	トリチウム増殖材と冷却材を兼用可能(ただし強磁場中で流動させるには工夫が必要)。低放射化フェライト鋼を超える低放射化性能が期待される。	~1000°C とすることで高発電効率 超低放射化材でもある 低放射化フェライトとリチウム鉛の組み合わせでライナーとしての利用も考えられている。

ら影響されないの、材料との相性や発電効率の観点で冷却材を選択することができる。

具体的には、構造材料との相性から主に表 2-2 のような組み合わせの研究が進められていて、各々の冷却材に特徴がある。表の右にあるものほど発電の熱効率を上げられる可能性があるが、一方では右にあるほどそれに必要な材料開発に長期間を要すると考えられている。なお、電導性がある液体金属は核融合炉の強い磁場中ではローレンツ力を感じて流れにくい、という磁場方式核融合炉特有の難しさがあり、その解決のためには流路の絶縁コーティングなどが必要とされる。この点を解決する可能性のある方法として、表には含めていないが、溶融塩冷却とフェライト鋼の組み合わせも検討が進められている。

冷却材が水や蒸気の場合には、発電は軽水炉や火力発電と同様の蒸気タービンによるものとなる。炉心部から熱交換機を経ずにタービンに行く直接サイクルで蒸気を供給する場合には、蒸気にトリチウムが混入する可能性を考えねばならず、タービンのリーク防止は軽水炉以上に重要である。加圧水(300°C 程度)で 33%前後、過熱または超臨界圧蒸気で 40-42%程度の熱効率が予想されている。液体金属の場合は、熱交換器で高温蒸気や高温ガスを生成してタービンを回すことになる。この場合の熱効率は 40-45%と予想される。高温ヘリウム冷却では、温度を 1000°C 前後まで上げられれば、高温ガス炉と同様のヘリウムガスタービンによって 45%以上の効率も期待できるとされる。

2.3 プラズマの平衡と自己形成

2.3.1 プラズマの力学的平衡

有限の圧力を持ったプラズマが磁場に支えられて存在する

ための力の釣り合いは、以下を満たすことである：

$$j \times B = \nabla p \quad (2.1)$$

ここで、電流密度 j と磁束密度 B は定常でのマクスウェル方程式

$$\nabla \times B = \mu_0 j \quad (2.2)$$

$$\nabla B = 0 \quad (2.3)$$

を満たすべきである。ここで、 p はプラズマの圧力である。式(2.1)を満足する磁場の条件を調べると、2.2.1 節で説明した螺旋状の磁力線が、プラズマの等圧方面の上を廻る構造でなければならないことが示される [2-6] (図 2-6)。そのような面を磁気面と呼ぶ。プラズマ断面でみると、ねぎの断面のように磁気面各々が交わることなく多層構造で並ぶことになる。式(2.1)からは、電流もこの面上をらせん状に流れることも知れる。

ここで、トーラス形状に関連する半径などの定義をしておこう。図 2-2 においてトーラスの中央穴部の中心を垂直に通る軸をトーラスの主軸といい、トーラス内部のトロイダル方向の中心軸をトーラスの副軸という。主軸からの距離を主半径、副軸からの距離を小半径という。

この定義に沿って、それぞれの閉じ込め磁気面の大半径を R 、小半径を ρ と書くとき、安全係数 q は以下の式で記述される：

$$q = \oint_C \frac{B_t}{B_p} \frac{dl}{2\pi R} \quad (2.4)$$

ここで、積分路 C は、トーラス副軸の周りを磁力線にそって一周するものである。プラズマの縦断面(副軸に垂直な断面)は一般には縦長の D 型であるが、円形であるプラズマを考える場合には、ある磁気面(半径 ρ) の q 値は

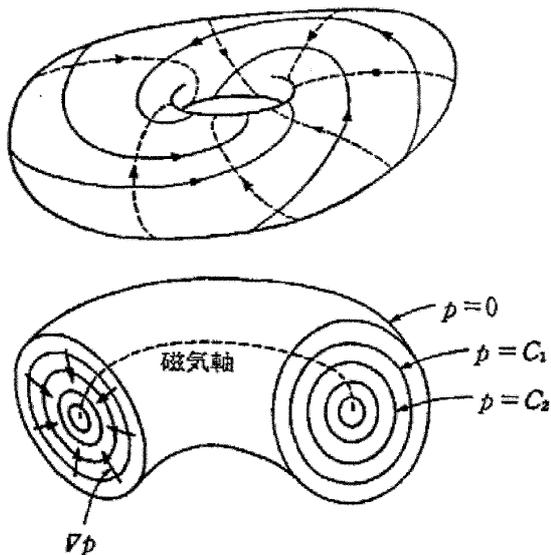


図 2-6 プラズマを支える磁力線と磁気面(等圧面)の概念
図(文献 [2-6]による)

$$q(\rho) = \frac{\rho B_t(\rho)}{R B_p(\rho)} \quad (2.5)$$

のようにかける。ただし、この式での B_t と B_p は、磁気面上での平均値である。

式(2.1)~(2.3)からは、磁場で保持されたプラズマの力学的平衡を記述するグラッド・シャフラノフ方程式が導かれる。それを用い、さらにプラズマの圧力分布と電流分布の関数形状を与えると、存在しうる磁気面形状を数値計算によって求めることができる。図 2-7 にそのようにして求めた磁気面の例(断面)を示した。磁気面がD形に歪んだ楕円の領域がプラズマを閉じ込めておくことが可能な領域である。その外の磁気面は開いているので、この領域で高温プラズマは存在できない。

なお、この力の釣り合い(平衡)が、微小な外乱に対して復元力があり安定に存在し続けられるものであるかどうか(安定性)は、別途確認する必要がある。

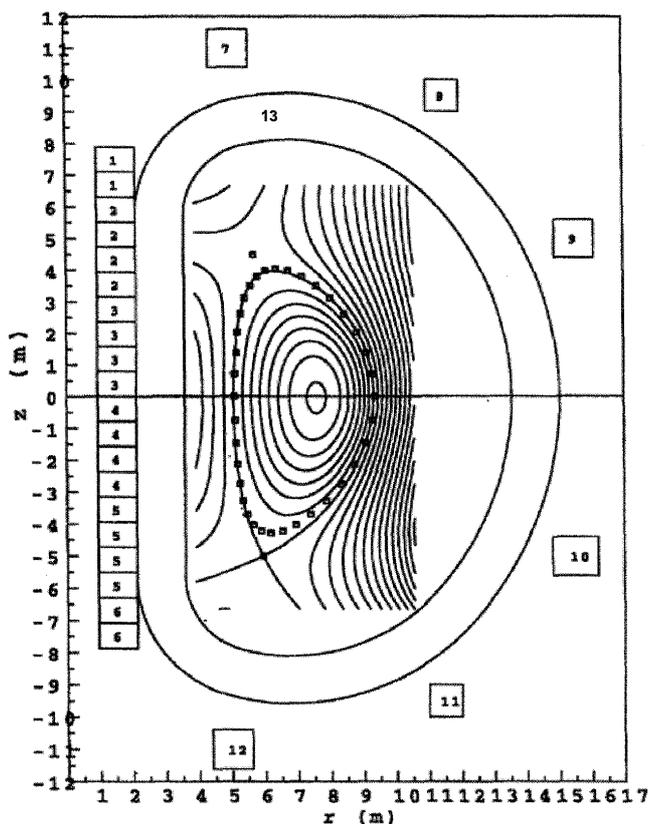


図 2-7 プラズマを支える磁気面の計算例とトカマクの磁場コイル

- 1~6: 中心ソレノイドコイル(CS, Central Solenoid Coils)
- 7~11: ポロイダル磁場コイル(PFC, Poloidal Field Coils)
- 12: ダイバータコイル(Divertor Coil), PFCの一つと見られることもある
- 13: トロイダル磁場コイル(TFC, Toroidal Field Coils)

図 2-7 には、トカマク装置が備える基本的なコイル類の配置も示してあるので、改めて説明する。図中に示した番号の1~6 は、中心ソレノイドコイル(CS, Central Solenoid Coils)で、誘導電流を流すための1次コイルの役割を果たすと同時に、プラズマの形状の制御にも使われる。図中の7~11は、ポロイダル磁場コイル(PFC, Poloidal Field Coils)であり、プラズマの平衡磁場を発生する。PFC が平衡磁場を発生するときの副作用として電流を誘起する磁場(プラズマ・トーラスの中心付近を通過する磁束)もある程度発生する。図中の12は、ダイバータコイル(Divertor Coil)とよばれることもあるが、PFC の一つでもある。ダイバータ・コイルは、たいていの場合は、PFC 中で最大の電流が流れるコイルとなる。図中の13がトロイダル磁場コイル(TFC, Toroidal Field Coils)である。

2.3.2 プラズマ自己形成

2.2.1 節で述べたように、トカマクのプラズマは、磁場の存在下で安定に存在するためにプラズマ中の電流によってポロイダル磁場が作られねばならず、そのポロイダル磁場 B_p を含めて力学的平衡を満たすように制御されなければならない。このようなトカマクによるプラズマの制御は、実は、以下のようにさらに複雑な条件が加わっており、それらが矛盾しないパラメータへの自己形成が達成されることで、安定に存続することができる。

- 1) 強い自己加熱: 核融合反応で発生した α 粒子(He イオン)のエネルギーによってプラズマの温度を核融合反応が持続する約1億度に維持するのが自己点火である。核融合炉のプラズマは、この自己点火条件に近い状態で維持されるが、核融合による発生熱の量も分布も、密度や温度の値や分布に強く依存する。
- 2) 自己駆動電流: 高温・高圧のプラズマでは、プラズマが自分自身で電流(ブートストラップ電流)を発生する。

外部からのエネルギー入射で駆動した電流と自己駆動電流を合わせた全電流の分布が、平衡かつ安定なものになる必要がある。

3) 圧力分布の変化による効果：上記の自己駆動電流は圧力分布によって大きく変化するが、その圧力は、自己駆動電流を含めた磁場によって力学的平衡を満たさねばならない。

・閉じ込め特性

圧力分布の形成は、プラズマ内部の密度と温度の分布によってきまるが、それらの分布はプラズマ内部のエネルギーや粒子の輸送係数で決まる。ところが、その輸送係数そのものが、プラズマ電流や圧力、密度やその分布形状に強く依存することが知られている。

・閉じ込めモード変化

プラズマの輸送係数の変化は必ずしも連続的ではなく、ある条件が満たされると突然変化する。しかも、逆の変化も起こるが、変化する点にはヒステリシスがあって複雑な影響を及ぼす。

これらを簡単に言えば、核融合プラズマは、自己駆動電流によって自分自身を安定に存在させるための磁場を形成し、自己加熱によって一億度を維持し、しかも、電流も熱もその発生量はプラズマ内部構造で決まるが、その構造を決める輸送係数はプラズマ電流や磁場構成に強く依存している、ということになる。

現時点の実験では、核融合反応による自己加熱がほとんど加わっていないが、それ以外の数々の条件を同時に満たす自己無撞着的構造形成が成功している。ITER で燃焼プラズマの自己加熱まで含めた自己無撞着構造の形成過程が研究できれば、それはエネルギー技術とは別の学問的知見にも繋がるかもしれない[2-7]。

2.4 核融合炉におけるエネルギーの流れ

2.4.1 プラズマ中のエネルギーフロー

a)核融合出力

重水素イオンDとトリチウムTとからなる核融合プラズマの中における核融合出力 P_f は、以下のように書ける：

$$P_f = \int n_D n_T \langle \sigma v \rangle_{DT} Q_{DT} dV \quad (2.6)$$

ここで、積分はプラズマ体積全体に行うものとする。 n_D と n_T は、それぞれ重水素イオンの密度とトリチウムイオンの密度である。 $\langle \sigma v \rangle_{DT}$ はイオンの速度分布関数にマックスウエル分布を仮定したときの核融合反応の反応率を表す。 Q_{DT} は一回のDT反応で発生するエネルギー量で、17.6MeVである。内訳は80%が中性子の運動エネルギー、残る20%が α 粒子（ヘリウムイオン）の運動エネルギーとして発生する。中性子は、プラズマ内部ではほとんど相互作用をせず、ほぼすべてがプラズマ対向機器（主にブランケットとダイバータ）に入射する。一方、 α 粒子は電荷を持つため、発生と同時にトカマク内の磁場に捕捉され、高速イオンとして減速しつつ、プラズマの加熱に

寄与する。高速イオンの閉じ込めが良好である場合には、 α 粒子はプラズマ温度と同じ温度まで減速されて熱化したのちに、燃焼灰（ヘリウム）として排気される。

ところで、イオンの密度と電子の密度 n_e の間には、全体として電気的中性であるための制約があり、以下の関係を満たす；

$$n_e = n_D + n_T + \sum_j Z_j n_j \quad (2.7)$$

ここで、 Z_j はプラズマ中の不純物イオンの荷電数で、 n_j はその密度である。和は全不純物イオン種に対して行う。なお、不純物には、先に述べた α 粒子ならびに熱化してプラズマ中に蓄積するヘリウムイオンも含まれる。核融合プラズマにはあまり多くの不純物は含まれず、また核融合反応率を最大にするのは重水素とトリチウムの割合が同じ時であるので、近似的には

$$n_D = n_T \approx \frac{1}{2} n_e \quad (2.8)$$

と考えることができる。ただし、これは近似的な記述で、実際の核融合炉のプラズマにおいては、 $n_D + n_T$ は（いわゆる燃料密度）は、 n_e の90%前後になっていることが多い。以下では(2.8)式が成り立つとして考えることにする。

温度も密度も、プラズマ中で分布があるので、炉心全体の核融合出力を知るには、分布を考慮して(2.6)式の積分を実行しなければならない。したがって厳密に核融合出力を知るには、計算機による数値積分が必要である。実際に、同じ平均温度と平均密度（定義は後述）であっても、その空間分布によって核融合出力は2倍程度まで変化してしまう。ここでは、おおよその核融合出力を知るための計算式を例示しておくことにしよう。

プラズマの平均温度、平均密度を以下のように定義議する。

$$\langle n_k \rangle = \int n_k dV / V_p \quad (2.9)$$

$$\langle T_k \rangle = \int n_k T_k dV / \int n_k dV \quad (2.10)$$

ここで添字 k は、電子 (e)、イオン (i) を表す。(2.8)式が成り立つなら $n_e = n_i$ である。また、ここでは電子温度とイオン温度は等しいと考えることにする。 V_p はプラズマの体積を表す。近似的には $V_p = \pi a^2 \kappa 2\pi R_0$ と書ける。ただし、 a はプラズマ小半径、 κ は楕円度、 R_0 は大半径である。

ここで、温度の空間分布をプラズマ中心がピークした放物線状、密度の分布はその0.3乗の形状、すなわち

$$T_k \propto (1 - x^2) \quad (2.11)$$

$$n_k \propto (1 - x^2)^{0.3} \quad (2.12)$$

ただし、 $0 \leq x \leq 1$

のように仮定して、(2.6)式の積分を実行し、その核融合出力 P_f をできるだけ簡単な式でフィッティングした例として文献[2-8]に以下のような式がある：