核融合炉の設計と材料

迫 淳* 関 泰**

1. 緒 言

トカマク炉は実現可能性の高い炉概念として設計研究が進められている。ここではこの炉に限定して述べることにする。トカマク炉の炉内構造物は大型で、かつ複雑であるにもかかわらず分裂炉の被覆管相当の放射線損傷を受けるなど厳しい条件にさらされるので、材料開発の面で格段の推進が要求される。最近では設計条件はかなり明確になってきており、材料開発計画の具体的検討も可能な段階になっているように思われる。なお、材料の

損傷に直接影響する中性子壁負荷については、動力炉では経済性の観点から 2 MW/m^2 程度あるいはそれ以上を期待することとなる。

図1にトカマク炉の概念図(INTOR-Jの例⁽¹⁾)を示す。図2に分裂炉との比較においてポロイダルダイバータ付のトカマク炉の概念図を示す。図示の如く、(1)主要構造物(ブランケット容器、真空容器など)、(2)第1壁(冷却管パネル、防護壁など)、(3)ダイバータ板、(4)配管類からなる。この図からもわかるように分裂炉と比

図1 トカマク炉概念図(INTOR-J)。

* 日本原子力研究所核融合研究部主任研究員

** 日本原子力研究所核融合研究部副主任研究員
Fusion Reactor Design and Materials; Kiyoshi Sako,
Yasushi Seki (Division of Fusion Research, Japan
Atomic Energy Research Institute, Ibaraki)
1981年1月14日受理

べて非常に複雑である。トカマク炉の炉内構造物には冷却管が設けられており、これが分解修理の複雑化の一因となっている。従ってできるだけ故障しにくいようにする必要があり、これが材料面での格段の開発努力を要求

図2 分裂炉とトカマク炉の構造比較。矢印は冷却材の流れを示す。

図3 チューブ・イン・シェル型ブランケット概念図。

することとなる。図3にブランケットの設計例を示す。最近では Li_2O などセラミックスのトリチウム増殖材(ペレット)を容器に収容し、水またはヘリウム冷却管を配置するチューブ・イン・シェル型とするのが有望と考えられている。

2. 第1壁の照射条件と材料の損傷

D-T 反応を利用するトカマク炉のプラズマに面する第1壁に入射する粒子束、電磁波束は物質透過力の点で大きっぱに二通りに分けられる。

- (1) はば表面で止まる電子、イオンと中性原子(D, T, α , 不純物粒子), X線など。
- (2) 物質深く透過してバルク照射となる中性子と主として中性子によって生ずるガンマ線。

第1のグループに属するものは第1壁およびプラズマに面するダイバート板、リミター板、各種チャネルやポートの壁面と相互作用(いわゆるプラズマ・ウォール相互作用, PWI)して、スパッタリング、プリスタリング、エロージョンなど多くの困難な問題を生ぜしめる。また表面熱負荷となるのでその除熱は困難となる。プラズマからどのようなエネルギーのどのような粒子が、どのような割合で第1壁やダイバート板に入射して来るかに関しては現時点では不確かさが極めて大きい。それとともに PWI についても最近急速にデータが増えつつあるが依然として未知の要素が少なくないと思われる。

これに対して中性子とガンマ線の生成と挙動については、核分裂炉の研究開発で蓄積された核データと計算手法がある程度適用できるため比較的精度良い評価が可能と考えられている。しかしながら D-T 中性子の 14 MeV というエネルギーは、核分裂中性子の上限エネルギー 10 MeV より高く多くの新しい問題が生じている⁽²⁾。中性子が核融合炉設計全体に与えるインパクトの大きさを考えると現状の核設計精度では不十分と言わざるをえない。本稿では核融合炉の各種コンポーネントに入射する中性子とガンマ線の分布を明らかにするとともに、放射線発熱分布についても INTOR-J⁽¹⁾を例にとり示すことにする。また中性子によるもうひとつの大きな問題である誘導放射能とそれによる線量率が使用材料によりどのように変化するかについては実証炉⁽³⁾に例をとって示すことにする。

まず図4に 316 SS 製の INTOR-J 第1壁上の 14 MeV 中性子束のポロイダル方向分布を示す。この場合には第1壁の外側($\sigma=180^\circ$ (3.14 rad))において約 1.3 のピーキングが見られ、ダイバート板のある $\sigma\sim 70^\circ$ (1.22 rad) 方向では逆に平均値より低くなることが示された。図5と図6にそれぞれヘリウム生成率分布とはじき出し損傷率(dpa)分布を示す。いずれも外側でそれぞれ最大値をとり、その大きさは稼働率 25% のとき 38 appm/y と

図4 INTOR-J 第1壁上の14 MeV 中性子束のポロイダル方向分布.

図6 INTOR 第1壁上の dpa 分布.

図5 INTOR-J 第1壁上の He 生成率分布.

8.4 dpa/y である. このように He/dpa 比が極めて高いのが核融合炉第1壁の放射線損傷の特徴である.

3. 放射線および放射線発熱分布

次にトーラスの内側(すなわちトーラス軸側)方向のブランケット, シャヘイ, 超電導マグネット(SCM)中の中性子束とガンマ線束の分布を図7に示す. このようにブランケットとシャヘイは SCM における放射線(損傷と発熱)を設計値以下にする役割を有している. 第1壁やダイバータ板などは中性子壁負荷と稼働率にもよるが一般に寿命の間に 10^{26} m^{-2} (10^{22} n/cm^2) 以上を受け, 高フ

ルエンス場にあると言える. これに対してシャヘイの外側のSCMなどは 10^{21} m^{-2} (10^{17} n/cm^2) 程度以下に抑える必要があり低フルエンス場にあると言えよう. 第1壁においては14 MeV 中性子束は全中性子束の約1/4であるが, SCM 前面においては数十分の1に割合が低下する. このようにバルクシャヘイの存在により14 MeV 中性子束の割合は低下するが, 中性粒子入射ポートのようなストリーミング孔の周辺部では14 MeV 中性子の割合が高く問題となるが, この評価はかなり困難である.

図8にトーラス内側方向の放射線発熱分布を示す. ブランケットにおける発熱は全体の9割以上を占め, SCM 中では冷凍電力が過大にならない程度に放射線発熱を抑える必要がある.

4. 誘導放射能の問題

図9と図10に実証炉の構造材のMoを他の材料にそっくり置き換えた場合の, 1年間連続運転後の炉全体の誘導放射能の時間による変化を示す. これらの図より誘導放射能が少ない点ではC, Si, Al, V などが好ましいことがわかる. しかしAlの場合でも, 炉停止1ヵ月後のブランケット内側の線量率は人間が近づける 10^{-3} rem/h ($27.8 \times 10^{-6} \text{ Sv/h}$) 程には小さくならない(図11参照). このように誘導放射能よりは線量率分布の方が人間が装置に近接できるかを判定するために適している.

5. 主要構造物の熱・構造設計条件

プラズマに近い側では中性子, ガンマ線発熱が大きく, 中性子壁負荷 1 MW/m^2 につき 10 MW/m^3 (10 W/

† Sv シーベルト

図7 INTOR-J のトーラスの内側方向の中性子束およびガンマ線束分布.

図8 INTOR-J のトーラス内側方向の放射線発熱分布.

図9 Ta, W, Ti, Mo, V と Al の誘導放射能⁽⁴⁾.

図10 SS, V, Al, Si, C の誘導放射能⁽⁴⁾.

cm³) 程度である。従って厚板は使用できない(トリチウム増殖の面からも制限される)。場所的なピーキングは約 1.2 である。これに用いる材料としてはステンレス鋼が有望視され、20%CW (冷間加工) の 316 SS は 673 K (400°C) 以下であれば 10 MWy/m² 程度までは使えそうだという評価がなされている。これは残留延性とスエリング量の面からの概念的な目安である (例えば、2% 以上の延性、3% 以下のスエリング)。本来、寿命は単に照射損傷だけでなく使用状態に大きく左右されるので詳

図11 Mo, V, Al のブランケットの炉停止 1 カ月後の誘導放射能による線量率分布⁽⁴⁾.

細な設計に基づく評価が必要である。なお、ブランケット容器や真空容器の如く大きくかつ複雑な形状である場合に、20%CW 材という訳にはいかず、また、溶接構造とならざるを得ない。母材の照射データ、とくに照射材の疲労のデータは不足しており、また、溶接部材の照射データは極めて少ない。これは分裂炉の場合に重点が燃料被覆管に置かれていたことによるものと思われる。ブランケット容器のプラズマに近い側は設計によるが、炉の起動停止の度に 40 K/20 s (表面温度変動幅 80 K, 壁内外温度差変動幅 30 K) 程度の変化を繰返し、これが炉寿命中 50~100 万回にも及ぶので詳細な検討を必要とする (1 サイクル 500 s, 稼働率 70% とすれば 20 年で約 90 万回)。

動力炉の場合、673 K (400°C) を制限条件とすれば水冷となる。673 K (400°C) という値は最新の加圧水炉の条件 15 MPa (150 気圧)、入口 563 K (290°C)、出口 603 K (330°C) 程度を想定した場合でも妥当な温度制限条件である。前述の如く従来経験しなかったような厳しい条件で実用に供し得るようになるためには強力な開発努力が要求される。ブランケット容器の高温化は望ましいことではあるが、それ以前に、673 K (400°C) での実用に耐えることを実証することが先ず重要なことである。容器の冷却のためにはリブ構造とするか冷却管を張りつける構造 (この場合熱ボンドとして壁面と管とはろう付) とするかなどの選択があり、それぞれ難しい問題がある。

6. 第 1 壁としての冷却管パネルの設計条件

融合反応で生じるアルファ粒子のもつエネルギーは中

性子のエネルギーの約 $\frac{1}{4}$ であり、このうち半分程度が第1壁に分散すると考えられており、中性子壁負荷 1 MW/m^2 につき 0.125 MW/m^2 (12.5 W/cm^2) の熱が第1壁表面に放出される。ピーキングもある程度考慮する必要がある。内部発熱は先と同じ。このような熱流束をブランケット容器で直接受けとめるのは過酷なので、水またはヘリウム冷却のステンレス鋼管をブランケット前面に設置する設計が一般化してきている。この部分は分裂炉の燃料被覆管と同様に $20\% \text{ CW } 316 \text{ SS}$ を用いることができる。しかし溶接を全く無くすることはできない。また、炉の起動停止に伴う熱サイクルはブランケット容器の場合よりも厳しい。この部分の温度条件としては、当面は 673 K (400°C) で満足すべきであろう。高温化を期待するには厳しすぎる条件と言える。文献⁽⁵⁾でも述べたが、片側からくる表面熱流束を管群で受けとめることに伴う諸問題(管壁に生じる温度差に基づく熱応力のほか、プラズマに近い側と反対側の管壁に生じる温度の差に基づく変形、拘束による熱応力など)がある。いくつかの解決法を文献⁽⁵⁾で示したが、このほか高い熱伝導率をもち、かつステンレス鋼と熱膨張率の近い例えば銅などを圧着またはろう付によって内張りする方法なども考え得る。この場合、放射線損傷や熱サイクルによる剥離が問題となる。

7. ブランケット冷却管(チューブ・イン・シエル型ブランケットの場合)の設計条件

水冷とする場合、 673 K (400°C) 以下という制限はとくに問題にはならない。この管の場合にはブランケット容器や第1壁としての冷却管よりも楽な条件に置かれるので高温化を図り易い。例えば、(1)温度変化は緩やかである(熱的時定数が大きい)、(2)構造が単純である、(3)プラズマ側から遠のくに従い中性子束および熱出力が減るので条件の緩やかな部分の高温化は合理的、(4)管の全周から熱が流入する、等。従って、高温高压のヘリウム冷却(例えば 10 MPa (100 気圧)), 入口 623 K (350°C)、出口 873 K (600°C) ということも考え得るところである。このようにすれば、蒸気の過熱や再熱にも利用できるので発電効率の向上が図れる。なお、この部分の受持つ熱は全体の約 $50\sim 60\%$ であり、ブランケット容器、第1壁を水冷とし、この部分を高温ヘリウム冷却とすることでバランスの良い発電システムを考え得る。

8. ダイバータ板の設計条件

ダイバータは使用条件が厳しいため、設計においては寿命は短くてもやむを得ないという立場をとらざるを得ない。ここには全アルファエネルギーの半分程度が放出

されるものと考えられている。ダイバータ板の表面積は大きくとれず、かつ粒子流には場所的なピーキング(ガウス分布で近似)が存在するので受熱面の傾斜などの工夫をしても熱流束は中性子壁負荷 1 MW/m^2 につき $2\sim 3 \text{ MW/m}^2$ ($200\sim 300 \text{ W/cm}^2$) 程度となってしまう。荷電粒子のエネルギーは数百 eV 程度と想定されている。このような高い熱流束を処理するにはステンレス鋼など熱応力のかかり易い材料は極薄肉構造とせざるを得ず、さらに片側からの表面熱流束であるための問題もあって非現実的である。今のところ銅や銅合金を水冷する方式が設計に採用されている。問題は熱だけでなく、粒子による表面のエロージョンも激しく、このために伝熱管をむき出しの形では使えそうもないので、 W や Mo の合金板 (5 mm 厚程度) を銅の伝熱管上にろう付する方法とか、銅の伝熱管の表側を $5\sim 10 \text{ mm}$ 程度厚くし、かつ熱応力のかかりにくいように溝をつける方法(グループ)などを検討している。この場合、激しい熱サイクル (100 K/s 程度、年間 $5\sim 10$ 万回程度) を受け、かつ中性子損傷に耐えるという難しい要求がある。今のところ銅の照射損傷データは少ない。また銅を使う場合、高温の冷却体は得られないので発電に利用できず、表面への放熱や中性子による発熱などで $15\sim 20\%$ の熱損失となる。将来に向けて高温での使用に耐える材料の開発は重要である。 Ta 、 Mo 、 W 、 Nb などの合金が有望視されている。これらの材料は熱応力がかかりにくく、高温強度が高く、かつエロージョンが少ないということから有望視されているが、現在のところ中性子による損傷についてのデータは不十分である。この場合、受熱部(伝熱管)の両端にはステンレス鋼などが使えるので(換言すれば使わざるを得ないので)、上記耐熱合金の伝熱管の開発と並んで異種金属間の接合材術の開発も要する。なお、エロージョンは銅の場合は非常に厳しく、 Mo の方が良く、さらに W が良いとされている(減りが少ない)。

9. プラズマディスラプション対策(防護壁、グループ)

プラズマが急激にこわれて生じる電流の急減とエネルギー放散は周辺構造物に大きな影響を与える。放熱のメカニズムやエネルギーの集中度には不明確な面があるが、今のところ、時定数は 20 ms 程度で、第1壁に当る熱はピークで $2\sim 3 \text{ MJ/m}^2$ 、頻度は 1000 ショットに1回程度と想定されている。裸の冷却管では破損することが考えられる。表面の蒸発等による損耗も激しい。そこで先に述べたような耐熱金属のろう付やグループを設けることなどが検討されており、また、グラファイト板などをステンレス鋼の冷却管パネル前面に設置し、放熱は輻射を期待するといった方式も考えられている。こ

の場合、支持方法の解決が最大の課題である。これらについては定常運転とディスラプション双方の熱サイクルを想定した詳細な設計と並んで実験的研究が必要である。例えばグループの場合、溝部に生じる局所熱応力を低減する構造の研究、その応力が破損につながるか否かの研究など、ろう付部については剥離の研究、等。その場合、表面にはりつける材料と伝熱管の熱膨張率が異なるために、ろう材固化温度以下で既に熱応力が存在し、これに運転中の熱応力が重畳される。ろう付による管の軟化の問題もある。また、ろう材の熱応力や照射損傷も重要な問題となる。また、グラファイトの支持構造については熱、電磁力両面から取付座との関連も考慮して詳しく検討する必要がある。照射研究にあっても実際の使用条件をカバーできるようなものであることが必要である。

10. 構造材料の疲労の問題について

トカマク炉の如く激しい熱や電磁力の繰返しを受ける装置では疲労の考慮は重要である。従来、疲労は無欠陥材料に対して設計基準が設定されていたが、最近になって検査にかからない微小欠陥のある材料の疲労破壊の問題が検討されるようになってきた。そして現在理論的、実験的研究が進められている。このような考え方を設計にとり入れるならば、起動・停止回数の多いことはとくに重要な意味をもつこととなる。炉構造材においては熱サイクルが問題となり、超電導マグネットにおいては電磁力サイクルが問題となる。ポロイダルコイルの電流は起動・停止毎に変化し、そのコイル自身に電磁力サイクルを与え、また、ポロイダルコイルの電流変化に伴い、トロイダルコイルに転倒力として電磁力サイクルが印加される。

11. 結 言

以上述べた如く構造材料の置かれる条件は厳しい。条

件緩和のために設計面で進めるべきことは、(1)燃焼時間の長時間化(可能なら直流化)により運転サイクル数を減少させることである。起動・停止回数が減れば炉構造材の疲労の緩和のみでなく超電導マグネットの設計条件緩和など別の大きな利点も生じる。(2)建設費低減のために高出力密度化を望めば、設計条件は厳しくなり、故障頻度が増すであろうから修理の簡素化を図る必要がある。材料の選択如何で誘導放射能の問題は軽減できるとしても高度な遠隔操作技術の開発が必要である。

一方、材料開発においては、(3)実験炉クラスの炉においてもダイバータや第1壁には多くの開発要素を含んでいる。また、(4)主要構造材として316SSが使えるとしても照射材の疲労データや溶接部材のデータを充実する必要がある。動力炉用として改良合金の開発も重要である。(5)ダイバータ板の材料として銅のデータの充実と、ろう付やグループの実現性評価が重要である。また、動力炉をめざし、銅に代る高温に耐える材料を新たに開発する必要がある。(6)さらに、故障時の修理を考えて、照射ぜい化した構造材や配管類の再溶接の可能性(照射の許容量)についても明らかにする必要がある。再溶接の可否で炉の設計概念が大幅に変わる。

文 献

- (1) Fusion Research and Development Center : Engineering Aspects of the JAERI Proposal for INTOR (II), JAERI-M 8518 (1979) .
- (2) 関 泰 : 核融合炉核設計とブランケット炉物理実験への適用, JAERI-M 6726 (1976) .
- (3) K.Sako *et al.* : Conceptual Design of the JAERI Demonstration Fusion Reactor CONF-760935-P2 (1976), 607 .
- (4) 飯田浩正, 他 : 核融合炉材料の誘導放射能, JAERI-M7582 (1978) .
- (5) 迫 淳 : 核融合炉第1壁の設計条件, 「核融合炉材料研究会」報告(1), 核融合研究 Vol.42/別冊その1, (1979) .