

ヒートパイプを利用する核融合炉コリドール冷却に関する検討

野田英彦*・深井 潤**

要 約

核融合反応は、将来の発電システムの動力源に利用しようと、国際的に協力して研究が進められている。国際熱核融合実験炉（ITER）はその一環である。ITER は、超伝導コイルであるトロイダルコイルや中心ソレノイドを利用して強力な磁場を発生させ、プラズマをドーナツ状に閉じ込めることで、高温のプラズマを維持するとともに、核融合を行わせ、発生した中性子をブランケット部材に当てることで、トリチウムを連続的に生成する実験炉である。ITER による高温プラズマ閉じ込めが成功したのち、ブランケット内に設置する水管内の水を沸騰させて熱を取り出し発電する核融合炉発電システムの原型炉が計画されている。

本研究は、原型炉運転中の緊急停電時に、受動的に動作する冷却システムを開発することを目的としている。核融合炉メンテナンスのために、ブランケットやダイバータを 12 分割したセクタを、遠隔操作でクライオスタット外に取り出し、保守室に移動させることが予定されている。セクタは、クライオスタットから保守室まで、コリドールと呼ばれる通路を通して移動させる。そこで、コリドールにセクタが搬入された際の冷却システムに関する検討を行う。

キーワード：核融合、コリドール、ヒートパイプ、冷却

Study on the Use of a Heat Pipe to Cool a Nuclear Fusion Reactor Corridor

Hidehiko NODA* and Jun FUKAI**

ABSTRACT

A number of international collaborative research projects are underway that aim to utilize the nuclear fusion reaction as a power source for future power generation systems, and one of these projects is the International Thermonuclear Experimental Reactor (ITER). ITER is an experimental reactor in which a strong magnetic field is generated by superconducting coils such as toroidal coils or central solenoid coils that confine the plasma to a doughnut shape and keep it at a high temperature to cause nuclear fusion. The resultant neutrons collide with a blanket material to continuously generate tritium. Following the successful confining of high-temperature plasma by the ITER, plans are now underway for the development of a demonstration reactor that will employ a nuclear fusion power generation system.

The aim of the study is to develop a cooling system that will be passively activated in the event of an emergency power outage during operation of the demonstration reactor.

To perform maintenance work on the nuclear fusion reactor, 12 sectors of the blanket and the divertor are to be removed from the cryostat and transported to a maintenance room by remote control through a corridor. The objective of this study is to develop the cooling system that will be used for the sectors transported through the corridor.

Keywords : *nuclear fusion, corridor, heat pipe, cooling*

平成 26 年 1 月 15 日受理

* 機械・生物化学工学専攻・教授

** 九州大学・大学院教授

1. はじめに

重水素と三重水素が融合してヘリウムと中性子になり発熱する核融合反応は、従来の原子力発電所軽水炉で利用されている核分裂反応に比べて、生成する放射性物質が少なく、環境に優しい。そのため核融合反応は、将来の発電システムの動力源に利用しようと、国際的に協力して研究が進められている。国際熱核融合実験炉(ITER)はその一環である。

ITERの概略を図1に示す。ITERは、超伝導コイルであるトロイダルコイルや中心ソレノイドを利用して強力な磁場を発生させ、プラズマをドーナツ状に閉じ込めることで、高温のプラズマを維持するとともに、核融合を行わせ、発生した中性子をブランケット部材に当てることで、トリチウムを連続的に生成する実験炉である。

ITERによる高温プラズマ閉じ込めが成功したのち、ブランケット内に設置する水管内の水を沸騰させて熱を取り出し発電する核融合炉発電システムの原型炉が計画されている。本研究は、原型炉運転中の緊急停電時に、受動的に動作する冷却システムを開発することを目的としている。

核融合炉メンテナンスのために、ブランケットやダイバータを12分割したセクタを、遠隔操作でクライオスタット外に取り出し、保守室に移動させることが予定されている。セクタは、クライオスタットから保守室まで、コリドールと呼ばれる通路を通して移動させる。そこで、コリドールにセクタが搬入された際の冷却システムに関する検討を行う。

2. コリドール内の伝熱とセクタ温度に関する検討

コリドール内を移動するセクタは、崩壊熱で発熱する。コリドール断面は、高さ20m、幅8mであり、内部は空気で満たされている。コリドールは内側の金属壁とその外側のコンクリート(熱伝導率 1.6W/mK)の2層構造となっている。一方、図2に示すセクタは、ブランケット、ダイバータ、および高温遮蔽体を角度 30° で12分割したものである。セクタは高さ16m、コリドール内進行方向の幅8m、進行方向に垂直方向の幅4mである。炉内で1ヶ月間冷却した後に、コリドールに搬入されるので、コリドール進入時の温度は 40°C 、1体当たりの発熱量は 180kW を想定している。

まず、セクタ(s)から周囲空気(a)および周囲空気からコリドール壁(c)への自然対流熱伝達量(Q_{s-a}^C および Q_{a-c}^C)はそれぞれ次式で表される。

$$Q_{s-a}^C = A_s h_s (\theta_s - \theta_a) \quad (1)$$

$$Q_{a-c}^C = A_c h_c (\theta_a - \theta_c) \quad (2)$$

ここに、 A は伝熱面積、 h は熱伝達係数、 θ は温度である。式(1)および(2)よりセクタ(s)からコリドール壁(c)への熱伝達量 Q^C として次式が得られる。

$$Q^C = \frac{1}{1/(A_s h_s) + 1/(A_c h_c)} (\theta_s - \theta_c) \quad (3)$$

さらに、 $A_c \gg A_s$ と仮定できるので、

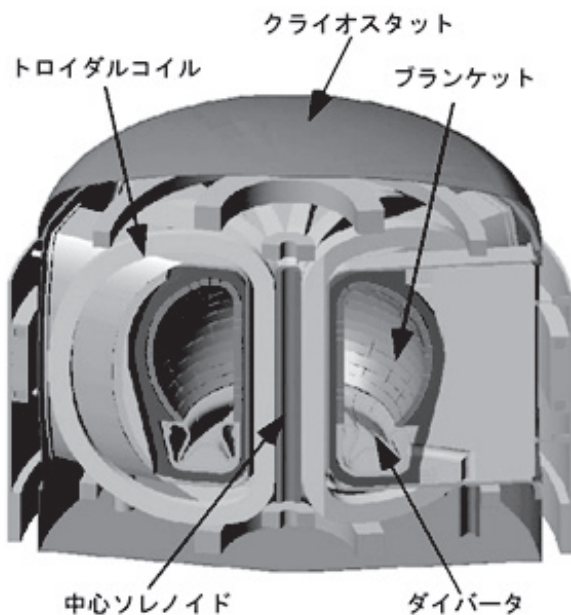


図1 国際核融合炉実験炉 ITER

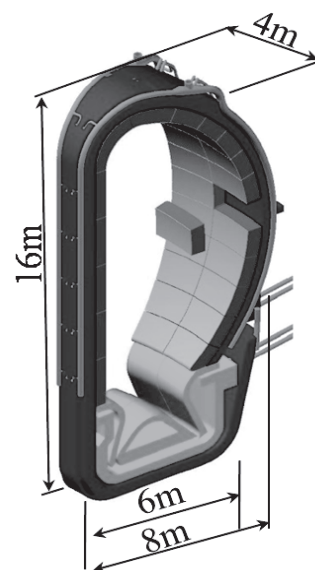


図2 セクタの寸法

$$Q^C = A_s h_s (\theta_s - \theta_c) \quad (4)$$

上式中 h_s については、セクタを鉛直平板として、鉛直平板自然対流熱伝達¹⁾の平均ヌセルト数 Nu_H の推算式である次式を用いて推算する。

$$Nu_H = 0.0185(v_\infty/v_s)^{0.21}(Ra_H)^{2/5} \quad (5)$$

ここに、 H はセクタ高さ 16m である。コリドール内空気との熱伝達であるので、動粘度比は 1 とみなす。また、レイリー数 Ra_H は、次式で算出する。

$$Ra_H = g\beta(\theta_s - \theta_c)H^3 Pr/\nu^2 \quad (6)$$

一方、放射伝熱量 Q^R の推算では、セクタがコリドールに完全に囲まれている系を仮定する。また、伝熱量の最大値を与えるために形態係数は 1 として、次式より推算する。

$$Q^R = \varepsilon_s A_s \sigma (\theta_s^4 - \theta_c^4) \quad (7)$$

セクタ表面の放射率 ε_s を 0.2 とする。ここで、式 (4) および (7) において、コンクリートの耐熱温度は 60℃ であるので、その表面温度 θ_c は 60℃ とする。セクタ温度 θ_s を与えれば、各熱移動量が算出できる。空気の物性値は 60℃ における値を用いる。

各伝熱量に及ぼすセクタ温度の影響を図 3 に示す。自然対流伝熱量 Q^C を破線で、放射伝熱量 Q^R を一点鎖線で示している。セクタからコリドール内壁の熱移動は主に自然対流が支配していることがわかる。両者を合計した伝熱量とセクタの発熱量 180kW は、セクタ温度 110℃ となる。したがって、コリドール表面温度を 60℃ 以下に保てば、セクタを 110℃ 以下で安全に保管できることがわかる。

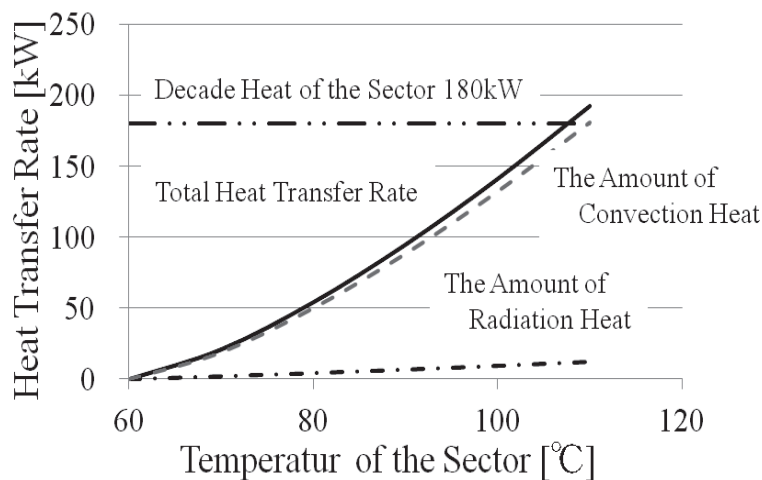


図 3 伝熱量とセクタ温度の関係

3. コリドール冷却システムに関する検討

前節で、コリドール内のセクタから内壁への熱移動は、自然対流熱伝達が支配していることを示した。温められた空気は、コリドール天井へ熱を運び冷やされて下降し、対流を生じる。そこで、セクタの熱を外部へ移動させるためには、コリドール天井を冷却すればよい。さらに、コリドール天井に集められた熱を、ループ式ヒートパイプと大型フィンを利用して、外部に運び出すシステムを提案する。

3.1 ループ式ヒートパイプと音速限界

ループ式ヒートパイプを図 4 に示す。ヒートパイプは、不凝縮ガスを取り除いた管内に作動流体を封入したものである。内部は飽和状態にあるので、蒸発部に熱を加えると、温度が上がるために作動液が蒸発する。蒸気は圧力が低い凝縮部へと移動し、凝縮液は重力を利用して蒸発部に還流する。蒸発部は液で満たされている。また蒸気圧は蒸気温度で決まる。蒸気ヘッダー、液ヘッダーを設置して、多数のヒートパイプを連結させることができ、除熱システムのコンパクト化が可能である。また、ループ式ヒートパイプでは、蒸発部で蒸発した蒸気は、蒸気管内を上昇し、還流液管で凝縮し、重力を利用して管壁を下降し、蒸発部にもどるため、蒸気流と還流液流のせん断は生じない。しかし、蒸気流が最大流量となる蒸発部出口で、流速が音速に達すると、それ以上蒸気流量を増やせなくなる。この熱輸送限界を音速限界と呼ぶ。したがって、ループ式ヒートパイプを利用して熱移動させるためには、蒸気流路断面積に配慮が必要となる。

熱は全て蒸発凝縮を利用して移動する。したがって、作動流体には蒸発潜熱が大きく無害である水が有利であ

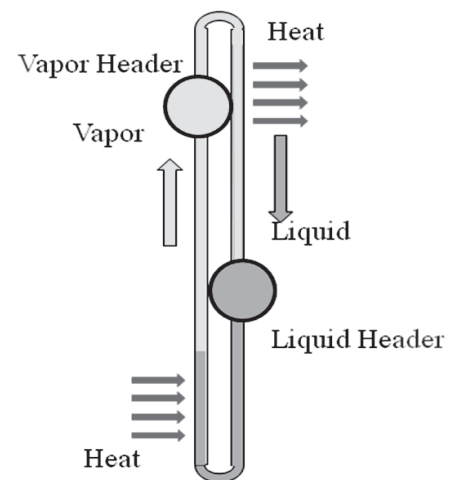


図 4 ループ式ヒートパイプ

る。蒸気流量は除熱する熱量を蒸発潜熱で除した値となる。

そこで、作動流体を水とした場合の、1MW を除熱する際に必要な蒸気流路面積と、ヒートパイプの作動温度の関係を図5に示す。コリドール温度を60℃とすると、ヒートパイプの作動温度も60℃となり、必要な蒸気流路面積は0.01m²/MW 程度となる。セクタの崩壊熱は180kW を予想しているので、0.0018 m² 以上の蒸気流路面積が必要であり、直径0.05m 以上の管を用いれば良いことがわかる。

3.2 鉛直平行平板自然対流熱伝達を利用する冷却システムの検討

ループ式ヒートパイプでコリドールを冷却する際に、天井に蒸発部を設置し、屋上に凝縮部を設置する。ヒートパイプ凝縮部を冷却する屋上熱交換器には、電力を利用しない自然対流熱伝達を利用できないかを検討する。自然対流による冷却が可能であれば、電力喪失の緊急時の特別なシステムは不必要であり、省コスト化が図れる。そこで、図6に示す鉛直平行平板自然対流熱伝達を利用する熱交換器について検討する。

2枚の鉛直平行平板間に発生する自然対流は、煙突効果による流量増大と、粘性による流量抑制がバランスする最大流量が存在することが知られている。ここで、平板間流路幅を P [m]、流路高さを L [m] として、最適流路幅を検討する。

鉛直平行平板間層流自然対流について、BarCohen - Rohsenow は、任意の P/L に対する平均ヌセルト数 Nu_p をレイリー数 Ra_p から予測する次式を提出している²⁾。

$$Nu_p = \{576(Ra_p P/L)^{-2} + 2.87(Ra_p P/L)^{-0.5}\}^{-0.5} \quad (8)$$

ここで、 Nu_p および Ra_p は、代表寸法に P を用いて、それぞれ次式で定義されている。

$$Nu_p = h_{ave} P / \lambda \quad (9)$$

$$Ra_p = g \beta \Delta \theta P^3 Pr / \nu^2 \quad (10)$$

$\Delta \theta$ は、平板温度 θ_w と周囲空気温度 θ_∞ の差である。

これらの式から、平均熱伝達係数 h_{ave} は P の関数となり、 h_{ave} が最大となる最適平板間隔 P_{opt} は次式で与えられる³⁾。

$$P_{opt} = 2.71L / Ra_L^{0.25} \quad (11)$$

したがって、温度差 $\Delta \theta$ および鉛直平板高さ L を与えれば、式(11)より最適平板間流路幅 P_{opt} が算出され、その流路幅に基づいて平均ヌセルト数 Nu_p が推算できる。 Nu_p から平均熱伝達係数 h_{ave} を求め、必要な伝熱面積が算出され、必要な層の数が推算される。

コリドールを通過するセクタの発熱量を180kW として、自然対流を利用する鉛直平行平板熱交換器の寸法を計算する。コリドールの天井を蒸発部、コリドール屋上の鉛直平行平板熱交換器を凝縮部としたヒートパイプで熱輸送を行えば、蒸発部と凝縮部の温度差は蒸気の流動損失による圧力損失等に依存する。しかし、蒸気流路断

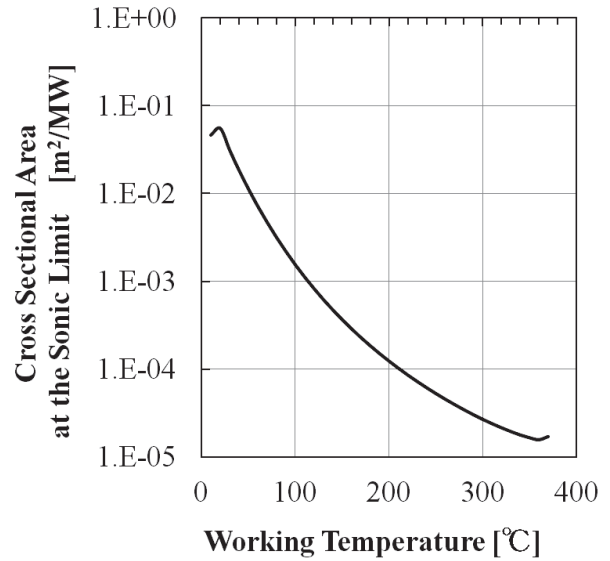


図5 1MW 熱輸送時の音速限界が発生する流路断面積

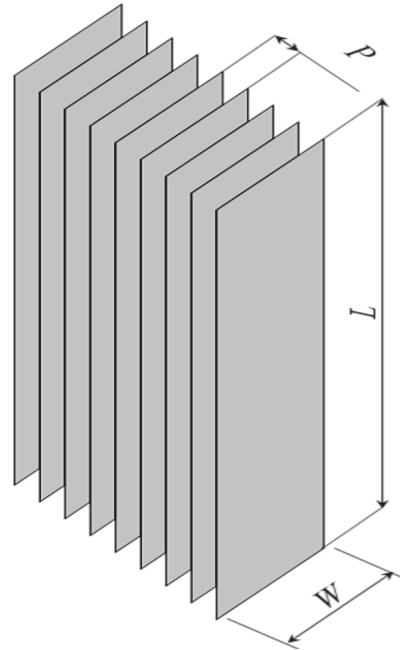


図6 鉛直平行平板熱交換器

面積を十分に大きくすれば、蒸気流動による圧力損失は無視できる。一方、蒸発部で沸騰するためには伝熱面温度が過熱状態の必要がある。またループ式ヒートパイプの蒸発部は作動液で満たされているので、液深による圧力上昇がある。ここでは蒸発部伝熱面温度を蒸気空間圧力に対する飽和温度より5℃高いとすると、凝縮部の熱交換器平板温度は55℃となる。周囲空気温度を20℃として、熱交換器寸法に及ぼす平板高さ L の影響を検討した。

計算結果を図7に示す。平板高さ L の増大とともに、最適平板間隔 P_{opt} は増加する。それに伴い平均熱伝達係数 h_{ave} も増加している。例えば、熱交換器平板の高さ

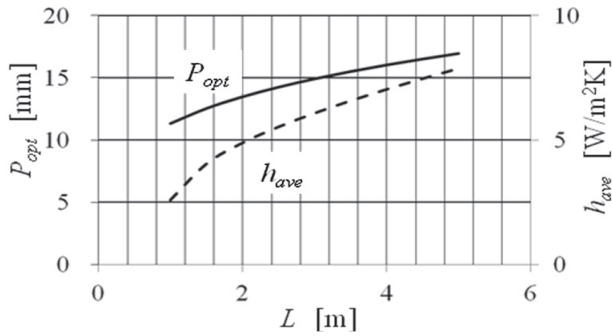


図7 最適流路幅と熱伝達係数

L を 3m とすると、最適流路幅 P_{opt} は 15mm、平均熱伝達係数 h_{ave} は $6.1\text{W/m}^2\text{K}$ となる。このことから、必要な伝熱面積は 4900m^2 となるので、幅 W を 4m とすると、奥行きは 3.1m となる。コリドール屋上は、幅 8m、長さ 20m を予定している。したがって、 $3\text{m} \times 4\text{m} \times 3.1\text{m}$ の熱交換器はコリドール屋上に十分設置可能である。

4. おわりに

コリドールにセクタが搬入された際の冷却システムとして、ループ式ヒートパイプを用いた自然対流熱伝達を利用する方法を考案し、以下の結果を得た。

- ① 崩壊熱が 180kW の場合、セクタの表面温度は 110°C であることが予想された。
- ② ヒートパイプの熱輸送限界について検討し、蒸気管径を 50mm 以上とすればよいことを示した。
- ③ 鉛直平行平板間自然対流を利用する熱交換器の寸法について検討し、コリドール屋上に設置可能なことを示した。

参 考 文 献

- 1) 伝熱工学資料改訂第4版、pp.69、日本機械学会編
- 2) 日本機械学会、伝熱工学、pp.93、日本機械学会
- 3) 日本機械学会、伝熱工学、pp.94、日本機械学会

謝 辞

本研究は、日本原子力研究開発機構核融合研究開発部門の「幅広いアプローチ (BA) の原型炉設計に関わる共同研究」として助成頂いた。日本原子力研究開発機構核融合炉システム研究グループの飛田健次リーダーはじめ、染谷洋二、宇藤裕康、中村誠博士には、核融合炉の詳細データをご提供いただいた。記して謝意を表する。

