

## 講座

## 核融合炉からの熱の取り出し

## Heat Extraction from Fusion Reactor

## 1. はじめに

## 1. Introduction

八木重郎

YAGI Juro

自然科学研究機構・核融合科学研究所

(原稿受付：2017年3月2日)

## 1.1 はじめに

核融合「炉」とは、核融合反応のエネルギーを取り出し、外部に供給する（端的にいえば発電する）ためのものであり、現在存在する核融合プラズマ「実験装置」とは異なり、プラズマの外側にエネルギーを積極的に取り出す装置（ブランケット）を設ける必要がある。p-<sup>11</sup>B 反応のような核融合反応に伴い発生する荷電粒子のエネルギーを直接取り出さうものとは異なり、D-T 核融合炉では核融合エネルギーの4/5 (14.1 MeV) が中性子により放出されるため、この中性子のエネルギーを取り出さなければならない (1/5 の 3.5 MeV は  $\alpha$  粒子に与えられ、磁場核融合炉ではプラズマ加熱、レーザー核融合炉では炉の内壁の加熱に費やされる)。中性子のエネルギーはトリチウム生産を含む核反応や原子との散乱により熱に変換されるものであるため、この熱エネルギーを発電機まで輸送することが肝要である。熱を使って発電する、というのは火力発電や原子力発電と同じであるが、核融合には核融合の特殊性があるため、単純に従来のシステムを転用するという事は難しい。

そこで本講座では、熱の上流側から下流側に向け、まず第1章でブランケット内部での熱の動きを、基礎的な原理・物性値などを踏まえて説明する。そして2章では、その熱で発電機を駆動する熱機関（タービン）について、熱力学的な原理から説明する。タービンについては、超臨界二酸化炭素を媒体としたものが熱効率のみならずトリチウム管理の観点からも注目されており、これについては3章にて個別に解説を行う。続く4章では、熱輸送の媒体の変更に必要な熱交換器について説明する。熱輸送媒体は、ブランケットからの熱の取り出しに有効なもの、タービ

ンの作動に有効なもので異なる場合が多く、またトリチウムを含めた放射性物質の拡散抑制等のためにも上流側と下流側を区分することが必要と考えられている。5章では視点を上流側に戻し、磁場核融合炉のブランケット内固有の課題となる、強磁場の存在による熱輸送への影響と、その解決策について、最新の研究の概況も含めて説明する。そして6章では、熱輸送試験装置の設計・製作に有用なノウハウを、最新の核融合関連の熱流動ループを引き合いに説明する。

なお本講座では割愛するが、化学利用などの発電以外の熱の利用についても興味深いものであるため、興味のある読者は文献[1, 2ほか]を参照されたい。

## 1.2 核融合炉における熱の流れ

核融合炉のエネルギーの流れは簡略化すると前述のとおり①核融合プラズマ→②中性子→③ブランケット内での熱→④（1次）冷却材→⑤熱交換器→⑥2次冷却材→⑦タービンを経て仕事に変換され発電機に至る（図1。⑥～⑦

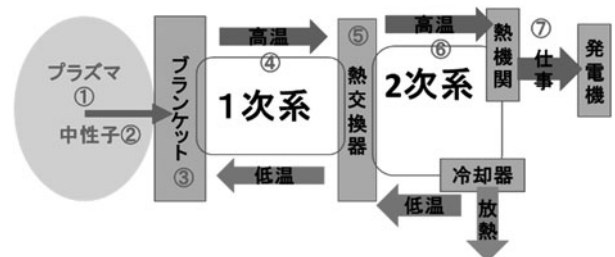


図1 核融合炉でのエネルギーの流れ。

間にさらに熱交換器を介して、三次冷却材とすることもありうるが、本章では簡単のため、タービンを駆動するものを2次冷却材とする。詳細は2章にて解説するが、タービンでの仕事のためには熱機関の下流側に冷却器（水系で蒸気から水に戻す場合「復水器」と呼ばれる）も必要となる。また、磁場核融合炉では一般に荷電粒子の入射するダイバータ部に少なくない割合のエネルギーが注入されるが、この冷却も④以降と同様に、もしくは同時に行われると考えられる。核融合炉の諸スペックは発電量やそこに至る熱効率だけでなく、ブランケット構造、熱媒体、プラズマ性能や建設コストなど、多様な条件によって決定されるが、代表的な案として、日本のトカマク型[3]・ヘリカル型[4,5]・レーザー型[6]核融合炉設計の諸元を表1にまとめる。近年やこれからの研究の進展を反映して使用する構造材料、トリチウム増殖材料、冷却材の種類・温度圧力条件など、見直しは必要であるが、いずれにしても1GWの発電を行うために、核融合炉からは3GWの熱を取り出し、輸送・利用する必要がある。

ブランケットに入射した中性子は散乱を繰り返しつつ減速し、構造材料やトリチウム増殖材を加熱する。最終的には大部分の中性子は増殖材中のリチウムと反応し、トリチウムを生成する( ${}^6\text{Li}$ および ${}^7\text{Li}$ で反応は異なるが、 ${}^7\text{Li}$ では再度中性子が放出され、また反応断面積が ${}^6\text{Li}$ に比して小さい)。この際 ${}^6\text{Li}+n\rightarrow\text{T}+\text{He}$ となり、トリチウムとヘリウムはホットアトムとして周囲を加熱する。加熱量は中性子照射量およびスペクトルにより大きく異なるが、トカマク炉における試算では最も中性子熱負荷が高い第一壁で数十MW/m<sup>3</sup>、ブランケット内部で10 MW/m<sup>3</sup>弱とされている[7]。

レーザー核融合では核融合プラズマ中で発生した $\alpha$ 粒子

表1 日本の代表的な核融合炉の設計諸元。

炉の形態	トカマク型	ヘリカル型	レーザー型
名称	CREST	FFHR-d1	KOYO-Fast
核融合出力[MW]	2970	3000	3200
トリチウム増殖材	リチウムセラミック	溶融塩 FLiNaBe	リチウム鉛 $\text{Li}_{17}\text{Pb}_{83}$
ブランケット構造材料	ODS 鋼	フェライト鋼 or V 合金	フェライト鋼 or SiC 複合材
1次冷却材	加圧水	FLiNaBe	リチウム鉛
2次冷却材	加圧水	超臨界 CO <sub>2</sub>	加圧水
電気出力[MW]	1163	>1000	1283
熱効率[%]	~41	42	41.5

(3.5 MeV) も直接炉の内壁に入射される。 $\alpha$ 粒子は物質内での飛程が非常に短く、損傷及び発熱密度が高いため、固体壁を使用することが難しい。このため、蒸発を前提として液体壁を使用することが考えられている。レーザー核融合炉 KOYO-Fast の設計においては、液体壁とブランケットを同一のリチウム鉛共晶合金 (PbLi) とする設計[6,8]となっている。

### 1.3 熱媒体の諸物性値

核融合炉で利用されると考える熱媒体には、主要なものとして一次側でトリチウム増殖性のないものに加圧水（超臨界水 sH<sub>2</sub>O を含む、以下でも同じ）・高圧ヘリウム、増殖性のあるものに溶融塩・リチウム・リチウム鉛共晶合金が考えられており、タービンを駆動する2次側には加圧水・高圧ヘリウム・超臨界二酸化炭素 sCO<sub>2</sub> が考えられている。代表的な物性値について表2 [9-11]にまとめる。溶融塩はいくつかの種類があるが、核融合を含めた原子力分野で長く研究されてきた FLiBe (LiF と BeF<sub>2</sub> のモル比 2 : 1 の混合物) について記載している。FLiBe は融点が約 733 K と高いため、融点が 578 K 程度[12]と低くなる FLiNaBe (LiF, NaF, BeF<sub>2</sub> の等モル比程度の混合物。比率により融点などが変動する) も着目されているが、熱流動に関連する物性値は類似していると予想されている[13]。

圧縮性の流体（加圧水・ヘリウム・二酸化炭素）については圧力によって物性値が大きく変動するが、一概に低密度の流体は熱容量が小さいため、冷却には大流量が必要となる。また、同じ液体増殖材料であっても溶融塩は伝熱性が低く、流路管から流体への伝熱性の向上が必要となる。一方で液体金属の場合、伝熱性は非常に良好であるが、同時に電気的にも伝導性が高いため、磁場核融合炉で金属配管を用いると誘導電流により圧力損失が発生する（詳細は5章にて解説）ことに対策が必要となる。

### 1.4 熱の流れの基礎

熱は高温から低温に流れるものであり、流れる経路としては熱伝導・対流・および熱放射がある。また核融合炉の特徴としては、中性子や $\gamma$ 線、核反応や崩壊熱による体積発熱の存在がある。

熱放射は温度の4乗に比例し、核融合炉の熱輸送系で想定される数百℃程度では熱輸送量が小さく、さらに中実（固体・液体および高圧のガス）であることから熱伝導及

表2 核融合炉で考えられている代表的熱流体の物性値。

熱媒体	条件	比重	(等圧)比熱	体積比熱	熱伝導率	熱拡散係数	動粘性係数	プラントル数 Pr
		$\rho$ [kg/m <sup>3</sup> ]	$c_p$ [J/kg/K]	[kJ/m <sup>3</sup> /K]	k [W/m/K]	$\alpha$ [m <sup>2</sup> /s]	$\nu$ [m <sup>2</sup> /s]	
加圧水	15.5 MPa - 598 K	655	6890	4514	0.50	$1.1 \times 10^{-7}$	$1.2 \times 10^{-7}$	1.08
超臨界水	25 MPa - 773 K	89.7	3764	338	0.10	$3.0 \times 10^{-7}$	$3.4 \times 10^{-7}$	1.15
ヘリウム	6 MPa - 773 K	3.7	5200	19	0.30	$1.6 \times 10^{-5}$	$1.0 \times 10^{-5}$	0.64
超臨界二酸化炭素	13 MPa - 773 K	87.7	1209	106	0.058	$5.4 \times 10^{-7}$	$4.0 \times 10^{-7}$	0.74
溶融塩 (FLiBe)	773 K	1940	2414	4683	1.0	$2.1 \times 10^{-7}$	$2.9 \times 10^{-6}$	13.5
リチウム	773 K	486	4188	2035	52.7	$2.6 \times 10^{-5}$	$6.7 \times 10^{-7}$	0.026
リチウム鉛 (Li <sub>17</sub> Pb <sub>83</sub> )	773 K	9274	181	1682	17.1	$1.0 \times 10^{-5}$	$1.2 \times 10^{-7}$	0.011

び対流に比較すると、影響は非常に小さくなる。そこでこれを省略すると、ブランケット内の各部位での熱輸送は図2のように模式的に記される。

ここで熱伝達係数  $h$  ( $W/m^2/K$ ) は熱流体の種類や温度圧力といった流体の熱特性だけでなく、熱接触面の構造や流動の状況等に応じて変わるものである。そのため静止状態との比として Nusselt 数が定義され、その Nusselt 数を算出するために種々のパラメータを用いて解析的・実験的に数式が導出されている。例えば熱膨張に伴う自然対流が支配的な状態では Grashof 数、磁場核融合炉などの強磁場環境では磁場 Hartmann 数を用いて、その状況に適した Nusselt 数および熱伝達係数  $h$  を得る。一般的な熱伝達の解説については専門書[14, 15など]を、強磁場下での熱伝達については本講座の5章や、研究論文[16]を参照されたい。

ブランケット内や熱交換器など、実際の体系での熱伝達・温度分布の計算は、3次元形状を用いて熱流体解析ソフトウェアを利用することになるが、概算をするうえで図2をさらに簡略モデル化した図3に即した試算を行ってみる。50 mm 角で 1 m 長 ( $L=1$ ) の矩形断面の構造体に、30 mm 径 ( $d=0.03$ ) の冷却管があり、構造体は 10 kW で加熱されているとする ( $5.6 MW/m^3$  に相当)。ここで熱流体を流して冷却した場合に、管壁温度と流体の間の平均温度差  $\Delta T$  [K] は流体によりそれぞれどの程度になるであろうか。

流体の代表流速  $v$  は 15 m/s ( $sH_2O$ , He,  $sCO_2$ ) および 1.5 m/s (FLiBe, Li, PbLi) とし、表2を参考として流体の平均温度は 773 K, 超臨界水の圧力は 25 MPa として考える。なお代表流速とは管内で均一と仮定した場合の流速であり、実際には通常、壁近傍の流速 (ほぼ0) < 代表流速 < 管路中心の流速となる。流れ場を考える上では、流れを特

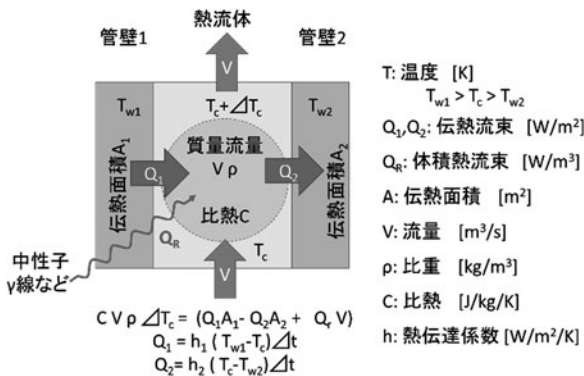


図2 ブランケット内での熱輸送。

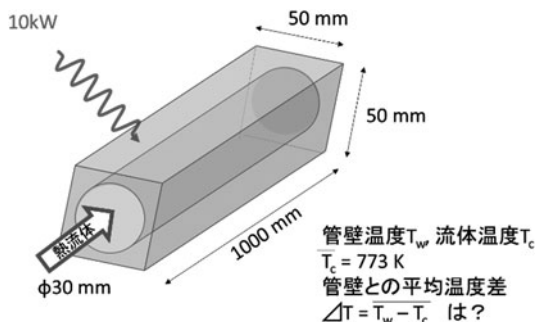


図3 流路のモデル。

徴づける Reynolds 数 ( $Re$ ) が重要な指標となりここでは、代表流速  $v \times$  代表長さ (ここでは流路直径  $d$ )  $\div$  動粘性係数  $\nu$  で定義される。流体の質量流量及び代表流速から算出した  $Re$  はそれぞれ表3のようになる。

次に、伝熱量を計算するうえでの係数となる Nusselt 数 ( $Nu$ ) については、流動場によって算出式が変わり、今回の単純に直線の平滑な円筒配管を仮定した場合、液体金属を除く一般的な流体 (Prandtl 数  $Pr$  が  $0.5 < Pr < 2000$  の範囲) においては、発達した乱流 ( $3000 < Re < 10^6$ ) で

$$Nu = \frac{(f/2)(Re - 1000)Pr}{1 + 12.7\sqrt{f/2}(Pr^{2/3} - 1)} \quad (1)$$

ただし、 $f$  は管摩擦係数で  $f = (3.64 \log_{10} Re - 3.28)^{-2}$  により与えられる。

簡易な式としては、 $1 \leq Pr \leq 10$  の液体・ $10^4 \leq Re \leq 10^5$  の範囲で Dittu-Boelter の式

$$Nu = 0.023 Re^{0.8} Pr^{0.4}$$

$0.5 < Pr \leq 1.0$  の気体・ $10^4 \leq Re \leq 10^6$  の範囲で Kays の式

$$Nu = 0.022 Re^{0.8} Pr^{0.5}$$

が知られている。

一方で  $Pr$  が 0.01 程度と小さい液体金属においては Subbotin の相関式

$$Nu = 5 + 0.025 (RePr)^{0.8}$$

となる。ただし上記はいずれも磁場の効果がない場合である[14]。

超臨界流体については擬沸点とよばれる比熱などの物性値の極端に変換する領域 (圧力/温度の状態図における、蒸気圧曲線の延長部分) があり、この領域を扱うために Petukhov らや Krasnoshchekov らにより整理式が提案されている。

そして

$$Nu = h \cdot d / k$$

であるため、これより各々の  $h$  は以下のようになる。これと除去すべき熱量 10 kW, 伝熱面積  $A = \pi dL$ ,  $Q = Ah\Delta T$  から、 $\Delta T$  は表4のように求まる。

この結果だけを見ると液体金属の場合の温度差が小さく

表3 流路モデルにおける各流体の流量及び  $Re$  数。

流体	$sH_2O$	He	$sCO_2$	FLiBe	Li	LiPb
平均流速 m/s	15	15	15	1.5	1.5	1.5
体積流量 L/s	10.6	10.6	10.6	1.06	1.06	1.06
質量流量 kg/s	0.95	0.039	0.93	2.06	0.52	9.8
$Re$ 数 [ $10^4$ ]	132	4.50	113	1.55	6.72	37.5

表4 流路モデルにおける各流体の  $Nu$  数,  $h$  及び  $\Delta T$ 。

流体	$sH_2O$	He	$sCO_2$	FLiBe	Li	PbLi
$Nu$ 数 [ $10^2$ ]	20.1	0.91	13.0	1.52	0.148	0.245
$h$ [ $kW/m^2/k$ ]	6.71	0.91	2.51	5.06	26.0	14.0
$\Delta T$ [k]	15.9	117	43	21	4.1	7.6

でき良いようにも見えるが、前述のとおり液体金属は磁場下では多大な圧力損失を生じうるものであるし、それ以外の流体でも冷却チャンネルを細分化すること、冷却管内への突起などの設置で乱流を促進することなどで  $\Delta T$  は小さくすることができる。ただしブランケットの製作性が悪化すること、圧力損失が増大すること（ポンプ動力の増大）を念頭に置き、最適化をする必要がある。また壁温度は均一、との仮定であったが、実際には構造体内部での熱伝導により温度差も生じるものであり、温度差に由来する熱応力の適否判断、長期利用における伝熱面の特性変化（酸化物層の生成による伝熱性の低下など）など、多様な判断基準が必要になってくることを認識しなければいけない。

### 参考文献

- [ 1 ] Y. Takeuchi *et al.*, Fusion Sci. Tech. **52**, 756 (2007).  
 [ 2 ] S. Konishi *et al.*, IAEA-CN-180 (2010).  
 [ 3 ] K. Okano *et al.*, Nucl. Fusion **40**, 635 (2000).  
 [ 4 ] 相良明男ら：プラズマ・核融合学会誌 **89**, 359 (2013).  
 [ 5 ] A. Sagara *et al.*, Fusion Sci. Tech. **68**, 303 (2015).  
 [ 6 ] 神前康次ら：プラズマ・核融合学会誌 **82**, 817 (2006).  
 [ 7 ] Q. Huang *et al.*, Fusion Eng. Des. **81**, 1239 (2006).  
 [ 8 ] 田中照也ら：プラズマ・核融合学会誌 **92**, 112 (2016).  
 [ 9 ] IAEA-THPH, Thermophysical Properties of Materials for Nuclear Engineering: A Tutorial and Collection of Data, (IAEA, Vienna, 2008).  
 [10] NIST, NIST Chemistry WebBook: Thermophysical Properties of Fluid Systems, (NIST, Gaithersburg)  
 [11] M.S. Sohal *et al.*, *Engineering Database of Liquid Salt Thermophysical and Thermochemical Properties* (INL, Idaho Falls, 2010).  
 [12] J.M. McDonald *et al.*, Fusion Sci. Tech. **47**, 554 (2005).  
 [13] H. Shishido *et al.*, Fusion Sci. Tech. **68**, 669 (2015).  
 [14] 日本機械学会：伝熱ハンドブック (1993).  
 [15] R. Byron *et al.*, *Transport Phenomena* (John Wiley & Sons, Inc., Hoboken, 2006).  
 [16] Y. Yamamoto and T. Kunugi, Prog. Nucl. Sci. Tech. **2**, 550 (2011).



やぎ じゅうろう  
八木重郎

核融合科学研究所・ヘリカル研究部・助教。液体増殖材中の物質輸送や流動ループにかかわる研究をしています。自己紹介執筆の2日前に、3人目の子供が生まれ、同分野の友人には「八木家増殖比YBR=2.5ですな」といわれました。1.5じゃないのかな、と考えだすと気になって夜しか寝られません。