



小特集 液体だけど水じゃない～次世代ブランケット・ダイバータ研究開発の現状と課題～

2. 液体ブランケット研究の現状

2. Current Status of Studies on Liquid Blanket Systems

田中照也¹⁾, 乗松孝好²⁾

TANAKA Teruya¹⁾ and NORIMATSU Takayoshi²⁾

¹⁾核融合科学研究所, ²⁾大阪大学レーザーエネルギー学研究センター

(原稿受付: 2015年12月9日)

核融合ブランケットは核融合炉の炉心を取り囲むように設置される発電用大型コンポーネントであり、中性子エネルギーから熱エネルギーへの変換、放射線遮蔽に加えて、自然界に存在しないトリチウム燃料の生産を担う。このトリチウム生産のために、リチウム原子を含む液体金属や溶融塩といった高温流体（液体）をトリチウム増殖材としてブランケット内に配置するものを特に“液体ブランケット”という。設計や材料組み合わせによるが、500℃以上での熱回収と発電、構造簡素化、照射損傷影響の低減、リチウムの同位体濃縮不要、運転中の成分調整・トリチウム燃料連続回収が可能、等の特徴を持たせることができ、既存の加圧水型軽水炉技術を適用する水冷却のブランケットと比較して、より高効率で経済性の高い発電が期待できる。一方、材料共存性、強磁場下流動・伝熱、トリチウム輸送・回収等について、液体固有の開発研究課題が存在し、大学等を中心に長年の取り組みが行われてきた。その現状と今後の展開について概説する。

Keywords:

liquid blanket, tritium breeder, liquid metal, molten salt, Li, LiPb, FLiBe, FLiNaBe

2.1 液体ブランケット

2.1.1 ブランケットの役割とトリチウム増殖

核融合炉の発電ブランケットは、磁場閉じ込め方式では炉心プラズマ、レーザー方式では燃料ターゲットを取り囲むように設置される厚み0.3～0.8 m程度（設計による）の大型コンポーネントである。ブランケットに求められる機能は、(1)中性子エネルギーから熱エネルギーへの変換と炉外への取り出し、(2)中性子とリチウム (Li) 原子の核反応を利用した、炉心で消費される以上のトリチウム燃料の生産（トリチウム増殖）と炉外への取り出し、(3)放射線遮蔽、である（図1）[1, 2]。

DT 核融合炉では、燃料となる十分な量のトリチウムが

自然界に存在しないために、ブランケット内部にトリチウム増殖材を配置し、炉心プラズマにおける核融合反応で消費される以上のトリチウム燃料を生産することが必須となる。このトリチウム増殖には、炉心プラズマからブランケットに飛び込んでくる中性子とリチウム原子との間で生ずる核反応を利用するため、リチウムを含有する材料をトリチウム増殖材としてブランケット内に設置する必要がある。

2.1.2 液体ブランケットの定義

ブランケット開発研究では複数の候補材料の組み合わせや冷却方式が提案されているが[1, 3]、液体金属や溶融塩などの高温流体をトリチウム増殖材として用いるものを、

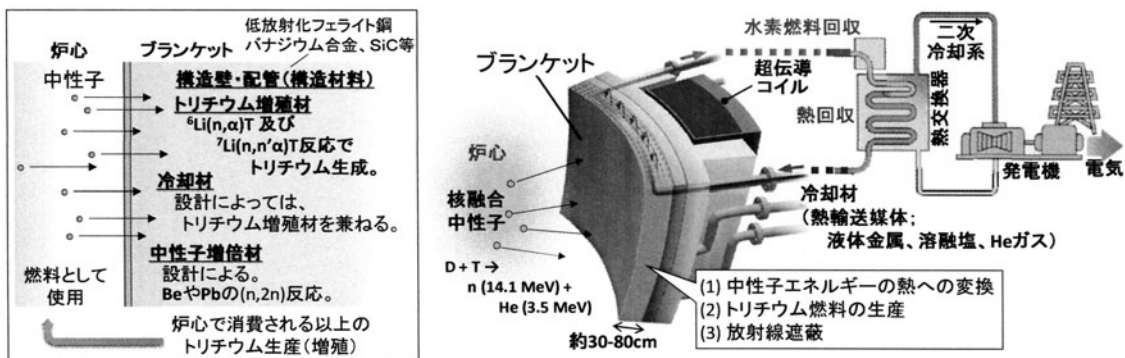


図1 核融合発電ブランケットの役割と構成材料[2].

特に“液体ブランケット”と呼ぶ。これに対して“固体ブランケット”は、トリチウム増殖材にリチウム元素を含むセラミック材料を用いるものを指す[4]。液体ブランケットは、いずれも加圧水を冷却材とする水冷却固体ブランケット（冷却水出口温度：350℃[4]）よりも高い、500℃以上の高効率発電をめざしている。また、固体ブランケットと比較して、より簡単な構造とすることが期待できるほか、液体であるため、増殖材に関しては中性子照射損傷を考慮する必要がなく、運転中のトリチウム燃料連続回収や成分調整が可能である。一方、加圧水冷却固体ブランケットでは、発電系に既存の技術を適用できるのに対し、より高温をめざす液体ブランケットでは、高効率発電を可能とする熱交換器、二次冷却系についても合わせて研究、実証する必要がある。

この液体トリチウム増殖材については、考慮すべき特性の全てについて優れた候補材は存在しない[5, 6]。以下に液体増殖材候補の中で、現在、特に研究が進められている3種類（表1）について概説する。なお、500℃以上の高温で発電する液体ブランケット用の構造材料としては、低放射化フェライト鋼、バナジウム合金、SiC/SiC 複合材料、ODS（酸化物分散強化）合金の開発が進められているが、それら開発状況の概説については参考文献[7, 8]等に掲載されている。

2.2 増殖材候補とブランケットの特徴

2.2.1 リチウムブランケット

－材料組成・構造が最もシンプル。磁場下流動・燃料回収・安全性確保等が課題－

最も単純な組成の純リチウム（Li）をブランケット内に十分な量、配置すれば、トリチウム燃料の増殖（トリチウム増殖比 >1.0 ）が可能である[9]。さらに、ブランケット

内を循環させた後に炉外に取り出すことで、液体リチウムに燃料増殖材と冷却材の両方の機能を合わせ持たせることができる（自己冷却液体ブランケット）。そのため、本概念案は、ブランケット内における熱エネルギーとトリチウム燃料生成の観点からは、最もシンプルなものとなる。しかし、核融合炉の強磁場下で、金属配管内に電気伝導度が高い液体リチウムを直接循環させると、MHD 圧力損失（電磁ブレーキ効果）が大きくなり、循環ポンプへの負荷、配管内の内圧が非常に大きなものとなる[10]。これを低減するために、高温・中性子環境下での長期使用に耐えるセラミック電気絶縁被覆技術等の開発が必要となる[11]。また、溶解水素の平衡分圧が低い（溶解度が高い）ためにトリチウム燃料の機器、配管からの透過漏えいの抑制が期待できる一方、効率的な回収技術の開発が必要である[12]ほか、高速中性子遮蔽能力も他と比較して低くなる[13]。安全性の観点からは、高温液体リチウムは化学的な活性が高いため燃焼しやすく、事故時の安全確保も重要な課題となる[14, 15]。

2.2.2 リチウム鉛ブランケット

－鉛との合金化でリチウムの化学的活性を抑制、多くの特性が候補材料間の比較で真ん中。強磁場下流動等が課題－

リチウム元素を含み、かつ化学的活性度を抑制したリチウム鉛（ Li_{17}Pb , $\text{Li}_{15.7}\text{Pb}$ ）の研究が進められている。鉛の（n, 2n）反応（1つの中性子がBeに衝突し、核反応により2つの中性子が放出される中性子増倍反応）による中性子増倍効果により、炉心プラズマで消費される以上のトリチウム燃料の生産が可能である。但し、炉心プラズマと超伝導コイル間の距離に制限がある磁場閉じ込め核融合炉では、限られた空間（ブランケット厚み）の中で、トリチウム増殖を得るために、 ${}^6\text{Li}$ の同位体比を天然比の7.5%から、60–90%程度へ濃縮する必要がある[16]。

電気伝導度が高いために、強磁場下で金属配管内を流動させた場合、リチウム同様にMHD 圧力損失（電磁ブレーキ効果）が課題となる。そこで、リチウム鉛との共存性が良いとされるセラミック材料SiC/SiCを配管材料として用いる先進的な概念案（自己冷却液体ブランケット）[17]が提案されているほか、熱をHe冷却ガスで炉外へ取り出すガス冷却ブランケット概念[18]、ガス冷却と合わせて、SiC材料で電気絶縁された流路内を低速でリチウム鉛増殖材も循環させる二重冷却（Dual coolant）ブランケット概念[19]の設計研究が進められている。Heガス冷却の場合には、高いガス圧力と、特に必要循環ポンプ動力の大きさが課題となる可能性がある[18]。トリチウム燃料の回収については、リチウム鉛に溶解した水素の平衡分圧はリチウムと比べて約10桁高いために、比較的容易であると考えられる一方、循環ダクトや熱交換器等からの外部や二次冷却系へのトリチウム透過の抑制が必要となる。また、安全の観点から、核変換生成物としてリチウム鉛中に生ずる ${}^{210}\text{Po}$ 、 ${}^{203}\text{Hg}$ を低減するための純化の必要性が指摘されている[20]。重量密度が大きく、ブランケット設置筐体の強度設計等において対応が必要となる可能性がある。

表1 特徴が異なる液体トリチウム増殖材の特性[5].

	Li	$\text{Li}_{17}\text{Pb}_{83}$	FLiBe ($2\text{LiF}\text{-BeF}_2$)
融点 (°C)	低 180	中 235	高 ~450 ~400 (55 mol% LiF- 45 mol% BeF ₂) [FLiNaBe:305]
重量密度 (g/cm ³)	小 0.461 (727°C)	大 9.15 (500°C)	中 2.0 (525°C)
粘性 (Pa·s)	低 3.6×10^{-4} (527°C)	中 2.0×10^{-3} (527°C)	高 1.5×10^{-2} (527°C)
熱伝導率 (W/m/K)	高 60.1 (727°C)	中 16	低 1.00 (527°C)
電気伝導度 (S/m)	高 2.5×10^6 (727°C)	高 $\sim 5 \times 10^5$ (527°C)	低 1.7×10^2 (527°C)
1 appm 水素の 平衡分圧 (Pa)	低 $\sim 1 \times 10^{-9}$ (527°C)	中 ~ 10 (527°C)	高 $\sim 1 \times 10^5$ (527°C)
大気との反応度	高	低	低

2.2.3 溶融塩ブランケット

–化学的安定性が高く、強磁場の影響をほとんど受けない。第一壁の冷却能力確保、水素燃料透過抑制等が課題–
 化学的安定性の高いフッ化物を混合させた溶融塩フリナーベ (FLiBe; 2LiF-BeF₂) は安全性の高いトリチウム増殖材候補として、研究が進められている。トリチウム燃料増殖のために、中性子増倍材であるベリリウム (Be) の固体ペブルをブランケット内に設置し、その(n, 2n)反応を利用する概念が研究されている。FLiBe自身もBeを含有することから、⁶Li 同位体の濃縮をせずに天然 Li のフッ化物を原料とし、比較的厚みの薄いブランケットにより、トリチウム燃料増殖を行うことが可能である[21]。液体リチウムと比較して、中性子遮蔽性能も優れる。電気伝導度は非常に低いために、強磁場下においても MHD 効果の影響をほとんど受けない。一方、他と比較して、粘性が高く、熱伝導度が低いことから、特に炉心プラズマに面するブランケット第一壁の冷却能力を確保することが重要な課題となる[22]。また、溶解水素に対する平衡分圧が高いために、トリチウム燃料回収は容易になると考えられる一方、循環ダクトや熱交換器等からのトリチウム透過を抑制する必要がある。フッ化物溶融塩に関しては、FLiBe と近い組成のフリナーベ (FLiNaBe; LiF-NaF-BeF₂) が、その融点が305℃程度[23]と低いためにブランケット冷却の点で有利であり、また、トリチウム燃料増殖が見込めるため、ブランケット設計および基礎材料特性の研究が進められている[24, 25]。

2.3 原型炉液体ブランケット概念の検討例

2.3.1 ヘリカル型磁場閉じ込め核融合炉の溶融塩ブランケット設計

核融合科学研究所では、特に安全性の観点から溶融塩 FLiBe をトリチウム増殖材/冷却材 (自己冷却方式) の候補としたヘリカル型磁場閉じ込め核融合発電炉 FFHR シリーズの設計研究[26]が推進されてきた。また、現在進められている FFHR-d1 設計においては、FLiBe (2LiF-BeF₂ の融点約450℃, 55 mol%LiF-45 mol%BeF₂ とすることで約400℃) と同程度のトリチウム燃料増殖性能を確保しながら、より融点が低くなる FLiNaBe (融点305℃[23]) を増殖材/冷却材の第一候補とした設計研究を展開している[24]。なお、FFHR-d1 の設計研究の状況については、参考文献[13, 27]に詳しく述べられている。

図2に自己冷却溶融塩ブランケットの断面概略図を示す。溶融塩流路の第一層は炉心プラズマに面した第一壁の除熱を行い、第二層にはトリチウム燃料の増殖率を増加させるために中性子増倍材である Be ペブルを充填する。FFHR-d1 では、特に炉心プラズマがトーラスの内側に寄るため、インボード側 (トーラス内側) のみブランケットの厚みを 15 cm 程度まで薄くする設計となっている。その他の部分のブランケット厚みは 32 cm である。そのため、本設計では⁶Li を90%まで同位体濃縮しており、3次元中性子輸送計算により、FLiBe 増殖材を用いた場合のトリチウム増殖比は 1.18 と評価している。(インボード側にも

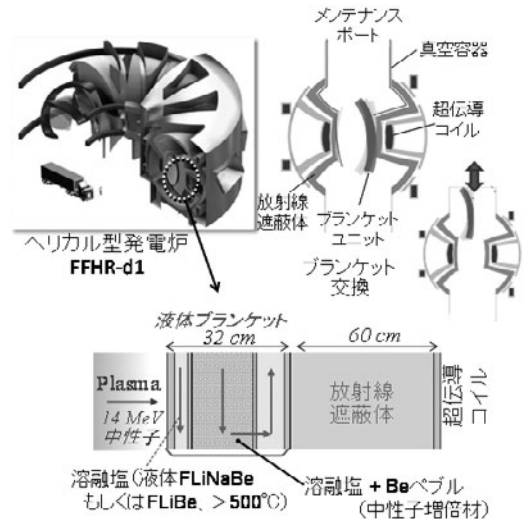


図2 FFHR-d1 設計における溶融塩を増殖材に用いる自己冷却液体ブランケットの概略図[2, 30]。

32 cm 厚のブランケットを設置する FFHR 2 設計では、⁶Li の同位体濃縮無しに、トリチウム燃料増殖が可能と評価している[28].) FFHR-d1 設計では、構造材料が 100 dpa (displacement per atom; 材料原子のはじき出し損傷の指標) の照射損傷まで耐えられるとすると、5~6 年ごとの交換が必要と想定している。そのため、ブランケットは遠隔機器を用いての交換が可能なモジュール構造とする必要がある。ヘリカル型磁場閉じ込め発電炉のブランケットとトカマク型磁場閉じ込め発電炉のブランケットでは、基本構造、材料配置はほぼ同じになると考えられるが、金属筐体を用いたブランケットの場合、トカマク型炉ではディスプレイン等における電磁応力に対応するために、比較的小型のモジュール化が要求されている[4]。ヘリカル型では電磁応力の影響は小さく、より大型のモジュール設置が可能と考えられるため、1 m × 10 m や 2 m × 4 m 程度 (厚み 30-50 cm 程度) を最大寸法として検討している[29, 30]。

また、液体ブランケット開発研究においては、発電タービンを駆動させる二次冷却系や熱交換器についても、最適な組み合わせ、技術課題の研究、実証を行っていく必要がある。FFHR-d1 設計では、超臨界 CO₂ による二次冷却系が採用され、研究を推進している[31]。

2.3.2 レーザー核融合炉に於けるリチウム鉛ブランケットの概念

レーザー核融合では単ショットベースで点火燃焼が実証されれば原理検証の実験は終わり、高繰り返し化による発電へと技術開発が進められる。次の段階の実験炉では技術の習熟を狙って3段階の目標が設定されている。最初は 1 Hz で100ショット程度を行い、高繰り返しが可能であることを実証する Phase I が計画されている。Phase I はブランケットを持たない。続いて発電実証をめざす実験炉 Phase II が計画されていて、開発時間を短縮するため磁場核融合の分野で研究の進んでいる水冷却の固体ブランケットが採用される。長時間運転をめざす Phase III とそれ以降の商用炉では液体を第一壁とする自己冷却の液体 LiPb ブランケットを用いる。

レーザー核融合燃料の点火燃焼には炉内雰囲気ガスは直接影響しない。生成した α 粒子はほとんどが壁に到達する。またピーク値は磁場核融合に比べて著しく高いため、固体壁は考えにくく、液体壁が最適と思われる。必要な条件は燃料ターゲットの炉内照射位置への再現性のある供給ができること、残留蒸気によるブレイクダウンやパルス波形の変化などがなく、レーザー光が設計通りターゲット表面を加熱することなどである。前者では前ショットの核融合出力のばらつきによる炉内圧力のばらつき、固体水素燃料層の健全性などを考慮して10 Pa以下であれば十分である[32]。後者も集光点でのブレイクダウン、炉内の伝搬距離での吸収、屈折率の分散によるパルス波形の変形などを考慮しても10 Pa以下であれば問題はない。

実験炉 Phase IIIにおける炉周辺の断面を図3に示す。中性子による建物の放射化を防ぐため、炉全体は水の中に漬けた状態になっている。炉心から最終段ミラーまでの距離は20 mである。カスケード方式の液体第一壁、液体ブランケットを持つ商用炉 KOYO-F の概念は論文にまとめられている[33]。図4にその側壁部分のモジュールを示す。カスケードを構成する第1層はチェンバー真空と直接接する開放系の流れになっている。高さは1ショットの間の自由落下距離に等しい30 cm程度を想定している。わき出し部の高さは現在モジュール高さの1/2に描かれているが、モジュール本体天井の下に空洞ができる恐れがあり、その影響も含めて詳細寸法は現在検討中である。第一壁に相当するパネルは30度傾けることにより、炉心に衝突する蒸発ガスの量を減らし、速やかに対向壁に到達するように配慮されている。この部分の構造材はスエリング（高エネルギー中性子やその他粒子の照射により、ヘリウムガスが生成し材料が膨張を起こすこと）による膨潤などが予想され、低放射化フェライト鋼にするのか、SiC等の先進材料にするかは今後の研究を待たなければならない。

第一層は2年程度で交換することを想定している。図4のように、0.3 m×1 m程度のモジュールを積み上げるか、もしくは第二層ブランケット表面に引っかける構造とし、細い配管などは可能な限り省略し、脱着を容易にする。第2層は真空と隔絶した密閉系とし、重いLiPbを循環するのに必要な電力を節約する。天井は炉心より距離を離し、固体壁レベルのピーク負荷と同等にする。天井部分は密閉系ブランケットのみで構成される。底の部分は第一層を流れ落ちたLiPbのプールで構成される。

第一壁を液体にした場合、表面は核融合で生成した α 粒子により1ショットで10 μ m程度蒸発する。KOYO-Fでは炉全体で10 kg程度のLiPbが蒸発するが、レーザーショットの間に内壁に再吸着され、200 ms程度の時間で初期の10 Paにまで低下すると考えられている。天井部分は固体壁であるが、この凝縮による効果で液膜が形成され α 粒子によるスエリングは防ぐことができると考えている。現時点ではこれらのプロセスを実験的に再現することは不可能で、相変化を伴う流体力学シミュレーションを用いて蒸発したLiPbの挙動の研究が進められている[34]。

カスケード方式はショット毎に温度の低い液体金属で内

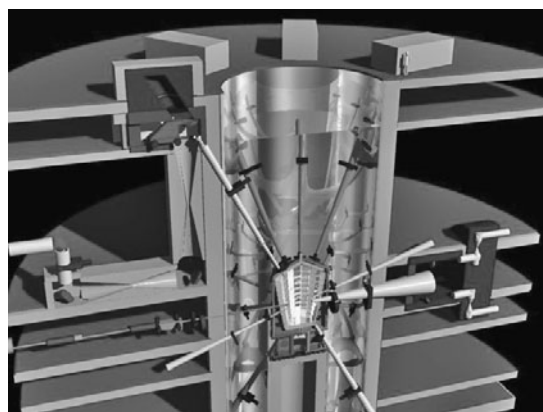


図3 液体壁、液体金属ブランケットを持つレーザー核融合実験炉 Phase III の断面図。

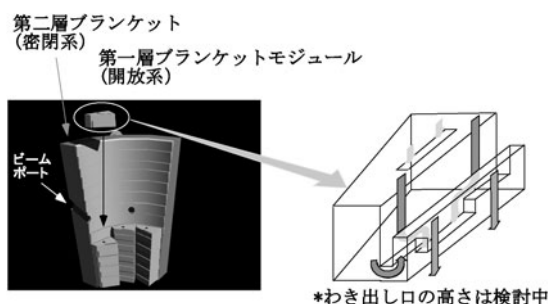


図4 レーザー核融合液体金属ブランケットモジュールの概念。

面を覆うために考案されたもので、薄い液膜の成立性についてはウエーバー数を等しくした水（レイノルズ数は1.5倍異なる）を使った実サイズの再現実験で、厚さが3 mm以上あれば安定な液膜が形成されることが分かっている[35]。蒸発した液体金属が中央で淀む現象を低減するために内面のパネルは水平面内で30度傾けてある。頂点の部分で液膜が切れないようにするためにはパネル表面に溝を刻むことで対応できることがわかっている[36]。炉の天井部分は炉心より距離を持たせ、アブレーションが発生しない。ショット毎に蒸発した金属が凝縮し、数 μ mの液膜を作ることが推定され、 α 粒子によるプリスタリング（材料内部に生じるヘリウム等の気泡が材料表面層を剥離させること）を防ぐ効果を期待する。時間と共に液滴を形成すると思われるが、炉内に落下することではなく、傾斜を付けた天井にそって流れ落ちる。また、液面からつきだしたビームポート先端の保護は磁場を用いることが提案されている[37]。液体金属による構造材の溶出、熱交換器に於ける析出などは現在共同研究者により研究が進められている。

炉体を水に浸ける概念は建物の炉放射化を防ぐためには効果的であるが、炉内に水が流入した場合などの安全性評価が必要である。現在、圧力、温度変動、放射性物質の挙動に関するモデル解析が進められている。ここでは実験炉 Phase III の条件に於ける、放射化に関する発熱量の検討事項を中心に述べる。実験炉 Phase III は600 kJ/pulse, 3 ω の圧縮ビームと150 kJ/pulse, 2 ω の点火ビームを4 Hzで運転し（ ω ：基本周波数。ここでは波長にして1.06 μ mのYAGレーザー光の周波数を意味する。2 ω , 3 ω ：二倍、三倍

高調波.), 1ショットあたり40MJの核融合出力を得る. 商用炉の約1/5のスケールである. 炉内面でのエネルギー密度を商用炉と同じにするため, 炉の水平面での半径は1.5mに設定されている. 1回の運転期間は最終光学系の寿命で決まる半年を想定している. 高速点火方式によるレーザー核融合では核融合生成中性子による放射化の他に, 強力な追加熱レーザー照射によるMeV級の高速電子の発生, それによる γ 線による核反応が無視できない. これらは点火状態前では中性子の影響よりも大きく特に重要であるが, 点火後は主に中性子が放射化の原因となる.

評価はPHITS(ver2.71)を用いて行った[38]. 単純化のために炉の形状は同心球状とし, 断面構造は図5の寸法で行っている. 構造材はF82H(低放射化フェライト鋼)でLiは天然同位体比, Pb中にはBiを5ppm, Tiを6.7ppm不純物として含めた.

詳細は省略するが, TBR(Tritium Breeding Ratio; トリチウム増殖比)としては1.7の高い値になっている. 40MJ \times 4Hzで半年間運転した場合の β 線+ γ 線の発熱量は 2.16×10^8 Wとなった. これはずっとLiPbをブランケット内に留めていた場合で, 実際は熱交換器との間を循環しているため, 中性子に曝されている時間は短くなる. そのため, 全放射化物の生成量は同じで, 循環している場合の濃度は炉外の液体金属分だけ低くなる. 概算では熱交換器, 配管を含めたLiPbの総量は980tonとなった. 図6に発熱量の時間変化を示す. 停止直後の温度上昇は1.1K/sとなり, 発熱量の時間変化は固体ブランケットなどに比べて比較的ゆるやかである. 運転を停止する場合, 溶融しているLiPbをダンプタンクに回収することも考えられる. その大きさは直径4m, 高さ10m(100m³)を想定してい

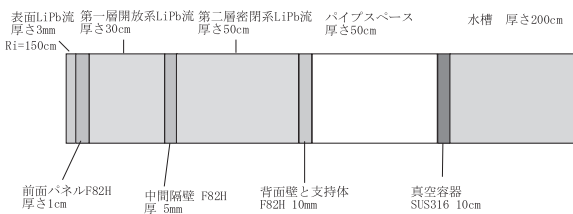


図5 液体金属ブランケットを持つレーザー核融合炉の放射化評価のためのモデル.

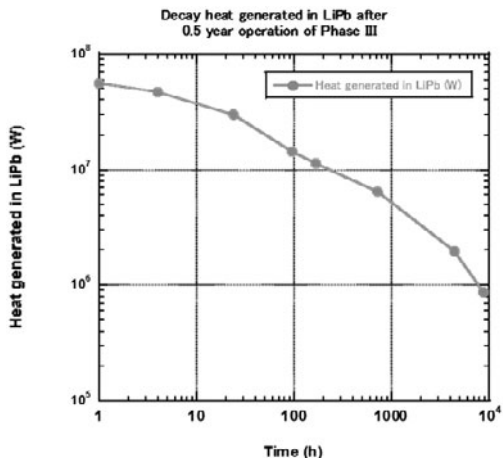


図6 実験炉 Phase IIIで半年間運転した場合の発熱量.

る. 500℃の黒体放射を考えると放射による放熱量は 7.8×10^6 Wで発熱量の1/100でしかない. したがってダンプタンクに水冷却システムは必要と考えられる.

2.3.3 その他の設計例

現在, 特にヨーロッパのトカマク型原型炉の開発研究において, LiPbブランケットについて, Heガス冷却ブランケット(HCLL blanket; Helium-cooled lithium lead blanket)やHeガスとともにLiPbも循環させる二重冷却ブランケット(DCLL blanket; dual coolant lithium lead blanket)の設計研究および開発研究活動が精力的に展開されている[18, 19]. また, 米国では長年にわたり, 液体ブランケットを採用した多くの発電炉概念設計研究が展開されてきている[9, 25, 39-41].

2.4 液体ブランケット技術の開発研究

2.4.1 要素技術開発研究

現在, 液体ブランケットを実現させるための材料特性, 要素技術に関する開発研究については, 大学, 核融合科学研究所, 日本原子力研究開発機構において精力的に実施されている. 特に, これまでの大学等を中心とした研究では比較的小型の試験容器や循環ループ, 試作ユニットを用い, 材料特性, 静止場および流動場材料腐食(材料共存性, 不純物・流動・磁場効果), 酸化還元制御, 磁場下伝熱・流動特性, 水素同位体輸送・回収技術, 配管セラミック被覆技術, センサー技術等について[42, 43]の学術研究が展開されてきており, 多くの材料基礎データの蓄積, メカニズム研究や機能実証, モデリング手法の検証・向上がなされてきている(図7).

また, 日米科学技術協力事業JUPITER-IIプロジェクト(2001-2006)においては, 前述の3種類の液体増殖材を用いる自己冷却, 及びガス冷却液体ブランケットシステムについて, 各種材料の作製と工学データ取得, 照射下健全性, 強磁場下伝熱・流動に関する課題, 構造材と増殖材の共存性, ブランケットシステムモデリング等について, さらにそれに続くTITANプロジェクト(2007-2012)では, 液体ブランケットシステムにおけるトリチウムと熱の生産, 取り出しに関わる照射, 高熱流束, 強磁場下における循環流

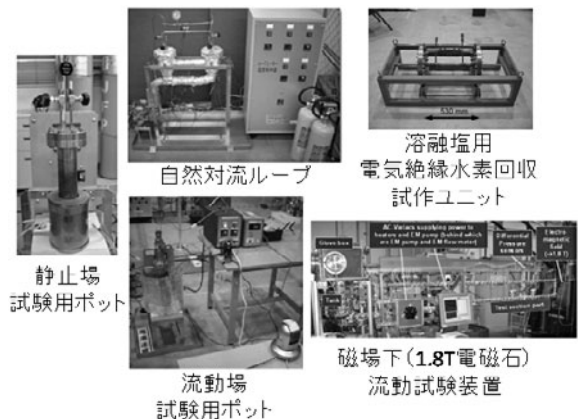


図7 材料特性・要素技術開発研究に用いられる小・中型装置の例[42, 43].

動等の試験や統合モデリングを通じた制御の見直し、について、全日本的な体制での集中的な取り組みが行われている。プラズマ・核融合学会誌のこれらプロジェクトレビュー[44,45]には、取り組み課題と成果（即ち、液体ブランケットにおける様々な複合的研究課題と対応手法、現在、取り組むべき課題）が網羅されており、非常に参考になる。

2.4.2 統合ループ試験装置

液体増殖材/冷却材の高温循環技術については、東北大学・TNTループ（Tohoku-NIFS Thermofluid Loop）[46]や核融合科学研究所・Orosh²i-1（Operational Recovery Of Separated Hydrogen and Heat Inquiry-1）ループ[47]において熔融塩を対象として研究、蓄積が行われてきた。また、京都大学ではLiPb-Heループ[48]が運用されている。リチウムに関しては、IFMIF-EVEDA（国際核融合材料照射施設-工学実証・工学設計活動）計画で5000リットルの試験ループの長時間運転、及び関連した流動計測、不純物制御、材料腐食の研究が実施され、ブランケットとの共通技術として進展している[49]。

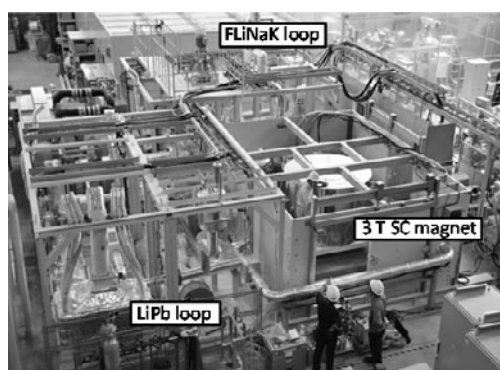
核融合科学研究所では、特にTNTループ、及びOrosh²i-1ループの成果を基に、核融合炉における熱や磁場の条件を模擬し、液体ブランケットに必要なとされる技術や機能の統合的な開発研究、試験を行うための熱・物質流動ループ、Orosh²i-2（オロシ-2, Operational Recovery Of Separated Hydrogen and Heat Inquiry-2）を構築した（図8）[31]。本装置は、熔融塩FLiNaK（基本運転温度500℃）、及び液体金属LiPb（350℃）を個別に循環させるツイン・ループシステムであり、共に1インチ配管内を最大流速1.5 m/sで循環させることが可能である。これにより、様々な特性が対照的な熔融塩と液体金属の挙動、取り扱いについて比較しながら研究を推進する。また、伝熱・流動特性に対する強磁場のMHD効果を研究するために、長さ50 cmの領域

を横切る直線配管に対して最大3テスラの均一垂直磁場を印加可能な超伝導磁石を設置している。これは現在、同目的・同磁場配位としては世界最強である。本装置は、液体ブランケット研究開発における国内共同研究の供用プラットフォームとして、2014年より運用を開始している。熱と水素同位体燃料の分離回収や材料腐食、伝熱・流動に対する強磁場効果等の学術研究について、複雑な温度、流速、磁場分布変化を持ち、様々な異種材料が混在する循環系を対象にして推進することが可能となる。また、得られた知見やデータは発電ブランケット設計時の根拠となる。これまでに3 T磁場下で直線配管中を流動するLiPbに対するMHD圧力損失評価を行い[31]、現在、1 T永久磁石を利用したFLiNaKの強磁場下材料腐食実験の準備等を進めている。最終的には、FLiNaK中に水素吸蔵金属の微粒子を添加することで実効的な水素溶解度を向上させる新しい提案[24]の実証や熱交換器及び二次系発電システムの模擬までをめざしている[31]。

2.5 発電炉液体ブランケットに向けた展開

ヘリカル型発電炉FFHRの設計では、研究開始時より、液体ブランケットが発電システムとして選択され、設計研究活動と開発研究活動が並行して進められている。また、トカマク型発電炉（原型炉）水冷却固体増殖の計画においても、運転開始後の第一段階では水冷却固体増殖ブランケットによる発電実証を目指し、その第二段階では、液体ブランケット方式等の先進ブランケット試験体の装着による高効率発電と経済性を見通しを示すことが提言されている[50]。現在フランスで建設が進んでいる国際核融合実験炉ITERにおいては、テストブランケットモジュール（Test Blanket Module; TBM）と呼ばれる発電ブランケットの試験ユニットを装着し、トリチウムの生産、中性子エネルギーから熱エネルギーへの変換について、実証試験を行う計画となっている。この取り組みで、日本は日本原子力研究開発機構が水冷却固体増殖方式のTBMを開発し、試験を実施する。一方、液体ブランケット方式については、ヨーロッパがヘリウムガス冷却リチウム鉛増殖（HCLL）方式、米国が韓国と協力して二重冷却リチウム鉛増殖（DCLL）方式のTBMをITERに設置して、実証試験を行う計画となっている[51]。レーザー核融合炉用液体ブランケットについても、強磁場に関わる課題が存在しない他は、必要とされる技術について、磁場閉じ込め方式とほぼ共通である。

熱・物質流動ループ装置Orosh²i-2の運用開始は、液体ブランケットの実現に向けた道筋の中で、要素技術開発研究から循環システム開発研究に移行する大きなステップであり、中性子照射を除く統合的なブランケット機能実証を目指すものである。液体ブランケット開発研究がこのステップに入ったことは、これまでの要素研究の積み上げの中で、循環システムの設計および実証研究を今後着実に進めることが見通すことができる材料共存性、磁場下伝熱・流動、トリチウム・熱の輸送制御に関する基礎データやモデリング、制御手法が蓄積されてきたことによる。また、



	FLiNaK LiF-NaF-KF (46.5-11.5-42 mol %)	LiPb Li _{16.7} Pb _{84.3}
Inventory	: ~100 L	: ~100 L
Pump	: Centrifugal	: Electromagnetic
Pipe material	: Inconel	: SUS 316
Inner diameter	: 25.4 mm	: 40.8 mm/25.4 mm
Velocity	: 1.5 m/s (~50L/min, Without magnetic field)	: 1.5 m/s
Temperature	: 500 °C	: 350 °C

図8 熱・物質流動ループOroshhi-2[31]の写真と主なパラメータ。

本原稿で紹介している3種類のトリチウム増殖材候補について、すべての特性が理想的な候補は存在しない中で、いずれに対しても候補から外さざるを得ないような致命的な問題があるとの判断はなされていないこと、指摘される課題に対しても、今後の設計や技術開発での対応が可能と考えられること、さらに新たなアイデアによる高効率化や長寿命化等の余地が十分にあることを示している。

今後、循環ループ装置を用いて統合的な熱・物質輸送の検証、必要機器の機能実証研究を進めていく際には、実際の核融合炉に装着する液体ブランケットユニット設計を想定し、また、ループ装置で得られる知見をその設計にフィードバックさせることが非常に重要となる。現在までの国内での液体ブランケット設計に対する取り組みでは、中性子工学、第一壁冷却やトリチウムバランス等の個別の課題については設計検討が行われており、成立性が議論されている一方で、炉設計との整合性を取ったブランケットユニットの詳細設計検討はほとんど行われていない。現在、磁場閉じ込め核融合炉、レーザー核融合炉、ともに、炉設計研究の進展により、ブランケットユニットに要求される条件がはっきりと示され始めており、ブランケット研究者間の連携をとりつつ、具体的な寸法やパラメーターまでを決定していくような液体ブランケットユニット設計研究の早急な立ち上げと議論、素案の提示が喫緊の課題と考えられる。これと並行して、熱交換器、二次系についても具体的な設計素案を示していくことも求められている。この設計の際には、より高温で運転することが液体ブランケット開発の目的ではなく、高効率で経済的な発電に寄与する、長寿命で安全性の高いブランケットが要求されていることを念頭に、最終的にはコストの見通しまでを含めた総合的な研究が必要となる。

参考文献

- [1] 小西哲之 他：日本原子力学会誌 47, 488 (2005).
 [2] 平成23年度核融合工学研究プロジェクト成果報告会資料, 核融合科学研究所.
 [3] 相良明男 他：プラズマ・核融合学会誌 79, 663 (2003).
 [4] 飛田健次 他：JAEA-Research 2010-19.
 [5] 相良明男：日米科学技術協力事業 JUPITER-II 資料
 [6] 西川正史 他：プラズマ・核融合学会誌 79, 678 (2003).
 [7] 長谷川晃 他：日本原子力学会誌 47, 20 (2005).
 [8] 香山 晃 他：プラズマ・核融合学会誌 76, 213 (2000).
 [9] L.A. El-Guebaly *et al.*, Fusion Eng. Des. 38, 139 (1997).
 [10] H. Hashizume, Fusion Eng. Des. 81, 1431 (2006).
 [11] T. Muroga *et al.*, Fusion Eng. Des. 85, 1301 (2010).
 [12] 鈴木晶大：プラズマ・核融合学会誌 76, 1029 (2000).
 [13] NIFS核融合工学研究プロジェクト FFHR 設計グループ, NIFS-memo, 64.
 [14] プラズマ・核融合学会「核融合エネルギーに関するアセスメントタスクフォース」委員会編, NIFS-MEMO-63 (2013).
 [15] 浅田 隆：核燃料サイクル開発機構・技術報告書, JNC TN9410 200-012.
 [16] P. Batistoni *et al.*, Fusion Eng. Des. 81, 1169 (2006).
 [17] A.R. Raffray *et al.*, Fusion Eng. Des. 58-59, 549 (2001).
 [18] A. Li Puma *et al.*, Fusion Eng. Des. 81, 469 (2006).
 [19] P. Norajitra *et al.*, Fusion Eng. Des. 69, 669 (2003).
 [20] D.A. Petti *et al.*, Fusion Eng. Des. 80, 111 (2006).
 [21] H. Yamanishi *et al.*, Fusion Eng. Des. 41, 583 (1998).
 [22] 相良明男, 橋爪秀利：プラズマ・核融合学会誌 85, 561 (2009).
 [23] R.E. Nygen, Fusion Sci. Technol. 47, 549 (2005).
 [24] A. Sagara *et al.*, Fusion Eng. Des. 89, 2114 (2014).
 [25] B.J. Merrill *et al.*, Fusion Eng. Des. 72, 277 (2004).
 [26] A. Sagara *et al.*, Fusion Eng. Des. 29, 51 (1995).
 [27] 相良明男他：プラズマ・核融合学会誌 89, 359 (2013).
 [28] T. Tanaka *et al.*, Nucl. Fusion 48, 035005 (2008).
 [29] H. Tamura *et al.*, Fusion Eng. Des. 89, 2336 (2014).
 [30] T. Goto *et al.*, presented at 25th International Toki Conference (ITC-25), P1-35, Nov. 3-6, 2015, Toki, Japan. Submitted to Plasma and Fusion Research.
 [31] A. Sagara *et al.*, Fusion Sci. Technol. 68, 303 (2015).
 [32] T. Norimatsu *et al.*, Fusion Sci. Technol. 43, 339 (2003).
 [33] 神前康次 他：プラズマ・核融合学会誌 83, 19 (2007).
 [34] 古河裕之, 乗松孝好：プラズマ・核融合学会誌 87, 51 (2011).
 [35] T. Kunugi *et al.*, Fusion Eng. Des. 83, 1888 (2008).
 [36] Z. Kawara *et al.*, Fusion Eng. Des. 85, 2181 (2010).
 [37] K. Kajimura, J. Plasma Fusion Res. 8, 1248 (2009).
 [38] T. Sato *et al.*, J. Nucl. Sci. Technol. 50, 913 (2013).
 [39] M.S. Tillack *et al.*, Fusion Eng. Des. 65, 215 (2003).
 [40] A.R. Raffray *et al.*, Fusion Eng. Des. 81, 1159 (2006).
 [41] F. Najmabadi *et al.*, Fusion Eng. Des. 80, 3 (2006).
 [42] 平成25年度外部評価報告書, 核融合科学研究所.
 [43] S. Smolentsev *et al.*, Fusion Eng. Des. 88, 317 (2013).
 [44] 阿部勝憲 他：プラズマ・核融合学会誌 85, 247 (2009).
 [45] 奥野健二 他：プラズマ・核融合学会誌 89, 705 (2013).
 [46] T. Satoh *et al.*, Fusion Sci. Technol. 52, 618 (2007).
 [47] A. Sagara *et al.*, Fusion Sci. Technol. 60, 3 (2011).
 [48] K. Noborio *et al.*, Fusion Sci. Technol. 60, 298 (2011).
 [49] H. Kondo *et al.*, Fusion Eng. Des. 96-97, 117 (2015).
 [50] 合同コアチーム報告書：NIFS-MEMO-72 (2015).
 [51] L.M. Giancarli *et al.*, Fusion Eng. Des. 87, 395 (2012).