小特集

ブランケット開発の最新動向

5 . ブランケット工学の最前線

西 川 正 史 , 深 田 智 , 清 水 昭 比 古 , 井 口 哲 夫¹⁾

(九州大学大学院, ¹⁾名古屋大学大学院)

The Frontiers of Research on Fusion Blanket Technology

NISHIKAWA Masabumi, FUKADA Satoshi, SHIMIZU Akihiko and IGUCHI Tetsuo¹⁾

Kyushu University, Fukuoka, 812-8581 Japan

¹⁾*Nagoya University, Nagoya, 464-8602 Japan*

(Received 2 April 2003)

Abstract

Current topics concerning blanket technology are reviewed. In the chemical engineering/chemistry area, the qualitative and quantitative effects of mass transfer steps of tritium is important in the understanding of the behavior of bred tritium in the solid breeder blanket system. Such phenomena as adsorption, isotope exchange reactions, and water formation reaction at the grain surface produce profound effects on the behavior of the bred tritium in the blanket. Regarding the liquid system, the physical or chemical properties of Li, Li₁₇Pb₈₃ and Flibe as liquid blanket materials were compared. Some recent studies were introduced regarding tritium recovery from the liquid blanket materials, impurity removal from salts, ceramic coating of structural materials, and the vapor pressure of mixtures of metals or salts. Thermal hydraulic topics in relation to several candidate power reactor concepts are summarized. Emphasis is laid on the simultaneous removal of heat and tritium from the blanket and some aspects of forming effective power cycles are developed.

Keywords:

lithium ceramic, tritium, transfer, adsorption, diffusion, isotope exchange, liquid lithium, LiPb, Flibe, ceramic coating, vapor pressure, thermal hydraulic power cycle

5.1 化学・化学工学(固体系)

5.1.1 固体ブランケットにおけるトリチウムの移行挙動

核融合炉のブランケットでは燃料の増殖と熱発生が行われるので事実上の炉心と見なされるところであるが、トリチウムの自己補給性を確保するとともに環境へのトリチウムの漏洩を評価して放射線安全性を高めるためにも、ブランケットにおけるトリチウムの挙動の把握が必要である。現在核融合炉のトリチウム増殖材としては、Li₂O, LiAlO₂, Li₂ZrO₃, Li₂TiO₃, Li₄SiO₄等の固体増殖材の使用が有力視されている。これまで固体ブランケッ

author's e-mail: nishikaw@nucl.kyushu-u.ac.jp

トからのトリチウム放出特性を把握することを目的として世界中で多くの in-situ または照射後トリチウム放出実験が行われてきたが、各研究相互の不一致が大きく、増殖トリチウムの挙動の解析は頓挫状態のままブランケット設計が進められている。

直径 1 mm 程度の大きさに焼結された多孔質固体増殖材粒子を構成する 1 μm 程度の結晶グレインの中に Li - 中性子反応で作られたトリチウムがブランケットパージガス気流へ移行・放出されるまでに関与する物質移動過程として筆者は以下のような現象を考えている[15]。

- 1) トリチウムの生成反応
- 2) 固体増殖材結晶グレイン内の拡散
- 3) 照射欠陥とトリチウムの相互作用という結晶グレイン内の物質移動過程と、
- 4) グレイン表面でのトリチウム水蒸気の吸着・脱着
- 5) グレインバルクへのトリチウムの吸収
- 6) グレイン表面のトリチウムと気流中の水素との同位体交換反応（同位体交換反応 1）
- 7) グレイン表面のトリチウムと気流中の水蒸気との同位体交換反応（同位体交換反応 2）
- 8) パージガスに水素を添加したことによって起こるブランケット材からの水分発生反応
- 9) 水素、水蒸気による増殖材グレイン表面性状の変化
- 10) Li の質量移行という結晶グレイン表面における物質移行過程および
- 11) 水素同位体および水蒸気のブランケット焼結体の細孔内拡散
- 12) 水素同位体および水蒸気のブランケット焼結体の外部境界内拡散

それぞれの現象の容量や反応速度に与える温度、水素分圧、水蒸気分圧、粒子形等の影響は異なるので、固体ブランケットにおけるトリチウムの挙動を把握するためには、各移動過程の特性を定量的に知らなければならない。筆者のこれまでの実験で得られた上記表面現象と温度の対応関係を乾燥ガスパージ、水素パージおよび水蒸気パージの場合について Table 1 に比較をした。

なお、トリチウムの挙動に関する特性値を実験的に求

める際に留意しておかねばならないことは、トリチウムと装置配管との相互作用によって引き起こされるトリチウムのシステム効果、モニター電極表面とトリチウムの相互作用によって引き起こされるメモリ効果 [6]、およびパージガス成分によって電離箱出力が変化するジェス効果への定量的理解である。

5.1.2 ブランケット中のトリチウムインベントリの推定

筆者らは固体ブランケット中に捕捉されるトリチウムは主として、(1)グレイン内拡散過程にあるトリチウム（関与現象上記分類の 1～3）、(2)グレイン内に吸収されたトリチウム（関与現象 5 と 8）、(3)グレイン表面に吸着状態にあるトリチウム（関与現象 4 と 8）、および表面構造水等同位体交換可能官能基に取り込まれているトリチウム（関与現象 6～8）の 4 種類に大別されると考え定量式を作成した [4, 5]。この結果、過去不一致であった種々の in-situ 実験で報告された各種ブランケット材におけるトリチウムインベントリをまとめることができた。トリチウムの有効拡散係数は一連の EXOTIC 実験の拡散律速と思われる報告値から求めた値または工藤と奥野によって報告された値を用いたが、500 K 以上の温度では LiAlO_2 以外では拡散係数インベントリの占める割合は無視できる程度であった。1 GW 発電の実用炉を想定して Li_2ZrO_3 増殖材を使ったブランケットにおけるトリチウム滞留時間を比較したところ [4]、グレインサイズが $1\text{ }\mu\text{m}$ 以下では 573 K 以上の温度域で表面インベントリが支配的である。またグレインサイズが $10\text{ }\mu\text{m}$ でも、拡散の影響が強くなるのは 773 K より低い温度である。また表面、拡散どちらのインベントリも支配的ではない領域も存在する。ブランケットの設計に際してはそれぞれの領域で現象に強く影響を与える因子は異なることに留意が必要である。また、完全混合の仮定が成立しないブランケットにおけるトリチウムの挙動把握が次の課題である。

5.1.3 トリチウム放出曲線のシミュレーション

定常状態のインベントリの場合とは異なり、ブランケットの操作条件が変化した際にえられるトリチウム放出曲線のような動的挙動は、グレイン表面における諸反応とともにグレイン内の拡散係数の影響も強く受ける。筆者らが Li_4SiO_4 について照射後放出実験を行った際水素と水蒸気および乾燥ガスをパージガスに用いた場合に得られた放出曲線を Fig. 1 に示す。パージガスとして水蒸気を用いたほうが速やかなトリチウム放出が認められているのに対して、水素を用いた場合の放出曲線ではトリチウムの放出の始まりが遅くかつ緩やかになってい

Table 1 Tritium transfer phenomena on the solid breeding materials and correlation with purge gas.

パージガス	室温 - 300	300 - 500	500 - 700	700C -
乾燥ガス	吸脱着	吸脱着	吸脱着 Li 移行	吸脱着 Li 移行
水素	吸脱着	吸脱着	吸脱着	吸脱着
		水発生	水発生	水発生
		交換 - 2 (交換 - 1) (表面変化)	交換 - 2 交換 - 1 Li 移行 表面変化	交換 - 1 交換 - 2 Li 移行 表面変化
水蒸気	交換 - 2	交換 - 2	交換 - 2	交換 - 2
	吸脱着 Li 移行 (Li_2O)	吸脱着 Li 移行 (Li_2O)	吸脱着 吸収 (Li_2) Li 移行	吸脱着 吸収 (Li_2O) Li 移行

Fig. 1 Tritium release curve from Li_4SiO_4 made by FZK. Irradiated at Kyoto University Research Reactor.

る．この比較は水素パージ条件で拡散係数を求めることは大きな誤差を生みうることを示しているの、筆者らはより拡散律速に近い水蒸気パージによる放出曲線に表面反応の効果を加味した解析から拡散係数を求めることを推奨する．また水素パージと乾燥ガスパージに差がそれほど見られない．この原因は水蒸気を相手にした同位体交換反応 2 は室温でも速やかであるのに対して、水素を相手にした同位体交換反応 1 は 700～800 K を超える高温にならないかぎり極遅いためである[3]．また Li_2TiO_3 は水素雰囲気中で高温場に置かれるとグレイン表面で還元反応が起こり水を発生する．この表面の性状変化に伴い Li_2TiO_3 表面では同位体交換反応 1 が極端に低下することも認めている[7-10]．これらの測定結果は水素パージ Li_2TiO_3 ブランケットでは低温でも高温でも放出トリチウムには HTO または T_2O の化学形が多く含まれることを示しており、このことは筆者らの照射後放出実験でも確認されている．

照射量によってトリチウムの有効拡散係数も変化するようにである[11]．

増殖トリチウムの効率的回収方法の開発と発電系へのトリチウム漏洩低減化対策を講ずるためには固体増殖材からのトリチウムの放出挙動の定性的かつ定量的把握とそれに基づく解析法の確立が必要であるが現状はまだ不十分な段階にある． (西川正史)

5.2 化学・化学工学 (液体系)

5.2.1 液体ブランケット材の特徴

液体ブランケットは、メンテナンスが容易、配管系を含めた構造が簡単、トリチウム増殖率が大きい等の特徴がある一方、共存性のある材料が限られ、MHD 効果によりポンプ動力が大きくなる可能性があり、液体金属

Table 2 Hydrogen solubility, diffusivity and major constants of Liquid Li, $\text{Li}_{17}\text{Pb}_{83}$, Li_2BeF_4 .

	Li	$\text{Li}_{17}\text{Pb}_{83}$ 共融合金	Li_2BeF_4 (Flibe) 溶融塩
融点 / 沸点	179 / 1372	235 / 1300 以上	458 / 1300 以上
$10^5\text{Pa}/1\text{Pa}$ 水素平衡溶解度	$\text{LiH(solid)}/5.9 \times 10^{-3}$	$6.1 \times 10^{-6}/1.9 \times 10^{-8}$	$4.4 \times 10^{-8}(\text{wt.fr})/4.4 \times 10^{-13}(\text{wt.fr})$
水素拡散係数	$3.2 \times 10^{-10}\text{m}^2/\text{s}$	$2.7 \times 10^{-9}\text{m}^2/\text{s}^*$	$1.3 \times 10^{-11}\text{m}^2/\text{s}^*$
粘度	3.1×10^{-3} Poise	(2.0×10^{-2} Poise)	8.5×10^{-2} Poise
電気伝導度	$2.7 \times 10^4 (\Omega\text{cm})^{-1}$	($1.1 \times 10^4 (\Omega\text{cm})^{-1}$)	$2.2 (\Omega\text{cm})^{-1}$
蒸気圧	12 Pa	(2.1 Pa)	0.24 Pa
熱伝導率	56 W/mK	(23 W/mK)	0.93 W/mK

あるいは溶融塩を取り扱うにたる十分な技術が習熟していない等の欠点がある．潜在的優位性のため常に研究者の興味の対象になっているが、研究の進捗具合から言えば、固体ブランケットに比べてはるかに遅れている．特に中性子照射下での高温耐食性の問題から液体ブランケット構造材に果たされた条件が厳しく、許された設計ウィンドが限られてくる．1980 年代までは核融合炉ブランケットとしての研究が主であったが、最近では強力中性子フラックスによる損傷を緩和するための液体膜としての研究も多い．

代表的な液体ブランケット材料の Li, $\text{Li}_{17}\text{Pb}_{83}$ 共融合金, Flibe 溶融塩の融点, 水素溶解度, 水素拡散係数, その他いくつかの物性値を Table 2 に比較する．すべて 600 における値である．表中の () で示した値は、実験データが見当たらず、Li と Pb のモル混合比を使って推算した．また * を付けた値は実験値であるが、他に比べて精度が保証できない．水素とトリチウム間の同位体効果は、Li - 水素系の溶解度曲線のみ求められており、 $p_{\text{T}_2}/p_{\text{H}_2}$ の比はほぼ 20.5 である．

Li はトリチウム増殖性能が最も良く、また粘度が小さく熱伝導率が大いので冷却材としても優れている．しかし電気伝導度が非常に大きく、Na ほどではないが、酸素、窒素と反応するので磁場および空気からシールドする必要がある．Pb あるいは Be は中性子増倍材として機能するのと、状態図上の優位性から $\text{Li}_{17}\text{Pb}_{83}$ と Li_2BeF_4 [12] が中心的に研究されてきた．また F の中性子吸収断面積が 9.6 mb と小さいので、Li, Li - Pb では中性子増倍材なし、Flibe では適当な増倍材を加えることでトリチウム増殖率を 1 以上にできる[13]．

Flibe は LiF と BeF_2 の 2 : 1 比の混合溶融塩であり、粘度は Be の割合とともに増加し、純 BeF_2 はガラス状で LiF の約 10^6 倍にもなる．したがって中性子照射によって物

性値の変化が生じる可能性がある。フッ化物は安定であるが、トリチウムは TF としても存在し、構造材の酸化腐食を起こすのでそれほど高温にはできない。Flibe の設計ウインドを下げる一つの方法として Flinabe (LiF+NaF+BeF₂) があるが、データがいまだ少なくさらに検討が必要であろう。

労働環境衛生法によれば Be の作業環境濃度を 2 µg/m³以下にする必要があり、取り扱いが極めて厳しい。Be の毒性も化学形態によって変わると考えられることから、今後トリチウムとともに Be の安全性研究をさらにすすめる必要がある。

5.2.2 最近の研究から

Li/V 合金あるいは Li/フェライト鋼系のブランケットでは、構造材表面のセラミックコーティング（例えば AlN, Y₂O₃, Er₂O₃ 等）の耐食性が研究されている[14]。現在は、静置した材料の腐食挙動を調べているが、今後は流れ系の研究に向かうだろう。Flibe は ORNL の熔融塩実験炉以後、核融合関係の実験的研究はほぼ日本でなされてきたが、Flibe 中のトリチウムの溶解度は非常に小さく、またその化学的存在形は、Flibe の酸化還元状態によって T₂(HT)か TF のいずれかをとると考えられ、特に日米研究協力 JUPITER II で⁽¹⁾Flibe 中の不純物制御、⁽²⁾Flibe / 構造材系からのトリチウム透過漏洩の評価、⁽³⁾Flibe の安全性の観点から空気や水蒸気との反応性、高温における Flibe の蒸発挙動が調べられている[15, 16]。特に不純物除去に関する最近の成果として、HF/H₂ ガスバブリングにより炭素と酸素が除去され、さらに Be の添加による金属不純物の除去の可能性が検討されている。

液体 Li の蒸気圧はかなり高く、それを液体膜で使用するのに、蒸発量を押さえるため Li - Sn 共融合金が考えられている。Sn は融点が高いのに蒸気圧はそれほど高くない。例えば、Sn 25at%Li 合金では Li の蒸気圧に比べて 1/10³も小さくなり[17]、Li の活量をかなり下げることができる。Flibe では LiF の活量は低いが、BeF₂ の蒸気圧が問題になってくる[18]。

5.2.3 トリチウム回収装置

水素溶解度を 1Pa の水素圧で比較すると、Li は Li - Pb の約 10⁴倍、Flibe のさらに約 10⁴倍となる。したがって各ブランケット材料からのトリチウム回収の考え方はかなり異なる。トリチウム回収装置で相互に関連するパラメータとしてトリチウム漏洩率、トリチウムインベントリ、トリチウム回収率がある[19, 20]。トリチウム回収の観点に立てば、トリチウム溶解度を低くすること、系外

Table 3 Comparison of methods for tritium recovery from liquid blankets.

回収方法	操作の内容	適用可能なブランケット材
コールドトラップ	水素を加えた上、液体を冷却し、溶解限度以上の LiT 水素化物固体をフィルタによってろ過して除去	Li, Li - Pb
ホットトラップ	トリチウム溶解度の大きい金属粒子層(例えばイットリウム)を通し、トリチウムを吸蔵回収	Li, Li - Pb
透過窓	Nb や Zr - Nb 膜の水素透過性能を利用して透過膜下流側に透過したトリチウムを回収	Li - Pb, Flibe
熔融塩抽出	LiF - LiCl - LiBr 熔融塩と混合して熔融塩側にトリチウムを液液抽出したあと、熔融塩を電解してトリチウムを回収	Li
気泡塔	Li - Pb, Flibe 液滴と He ガスを向流接触あるいは真空抽出し、気相側にトリチウムを回収	Li - Pb, Flibe
スプレー塔	塔内に Flibe を霧状に吹き出し、溶解しているトリチウムを真空排気して抽出	Flibe

へのトリチウム漏洩率を低くするという観点に立てば、平衡圧力を小さくすることが必要である。Li は前者に問題があり、Flibe は後者に問題がある。Table 3 に想定されるトリチウム回収方法をあげた。Li では、ホットトラップ法と熔融塩抽出法が過去に 1 at.ppm 程度の水素同位体の回収に成功している。コールドトラップは冷却による経済性に問題なければ現実的である。一方、Flibe のトリチウム溶解度はほぼ 1 cm³/L でありインベントリには問題がないが、プールタイプあるいは冷却剤兼用タイプのブランケットにかかわらず、発生したトリチウムが環境にもれる量を 10 Ci/day 以下にするのはかなり難しく、適当な透過シールドあるいは二重管構造にする必要がある。(深田 智)

5.3 熱工学とブランケット

5.3.1 はじめに

核融合炉の炉心は炉心プラズマだが、炉工学の立場では熱を発生するブランケットが炉心であるとも言える。熱の取り出し方式で核分裂炉が軽水炉、ガス炉などと分類されるように、ブランケットからのエネルギー取り出し方はシステム構築の要である。過去に提案された多くのシステムは、主として構造材料選択の制約から、冷却方式と対を成すいくつかの候補概念に収斂しつつあるが、ITER を目前にした現在も最終決定には至っていない

い。各冷却方式にはそれぞれ固有の熱工学課題が存在するが、身を蓋もない言い方をすれば、熱伝達係数が一挙に1桁も上がるような快刀乱麻の革新技术はそうあるわけではなく、冷却するだけならともかく、エクセルギー損失を最小にして熱を取り出すという点で、できるものはできるが無理なものは無理である。材料がもたなければ炉は成立しないから、熱工学は、材料側が絞り込んだ各候補概念に対し、熱エネルギー取り出しシステムとしての成立の可否を、現実的なブレイクスルーの可能性を含めて的確に指摘し、動力炉概念を絞り込む作業に貢献しなければならない。

5.3.2 ガス冷却に見るブランケットの基本問題

候補のひとつである SiC/SiC 複合材料を構造材とする固体増殖、ヘリウムガス冷却の概念を例にして、ブランケットの基本問題を説明する。ただし、この語は筆者が勝手に使っているものである。

核分裂炉では熱と核分裂生成物 (FP) が同じ燃料ペレット中で発生し、燃料被覆が熱だけを外に出し FP を中に留めるバリアの役目を果たす。FP は燃焼後バッチ処理されるまでその位置に留まる。ペレットは稠密固体で、熱発生位置から被覆管までの熱移動は伝導であり、ペレットと被覆管の間に接触熱抵抗がある。

ブランケットでは熱とトリチウムが同じ増殖材中で発生するが、トリチウムは処理系へ連続的に抽出されるので、Fig. 2 の (B) のように、熱だけを冷却材に伝えるトリチウムバリアと、トリチウムだけを除去系に透過させる熱バリア (断熱壁) で増殖領域を構成して両者を別方向へ誘導できれば、動力サイクル側へのトリチウム漏洩とトリチウム除去系への熱漏洩をとともに最小にできて理想的である。しかし、そのようなバリアはともに目途が立たず、現状の案では、図 (C) のように増殖領域を構成する壁に“ある程度の”トリチウム透過障壁機能を期待

し、ペブル状の増殖材中にパージ用ヘリウムを通じてトリチウムを除去するようになっている。パージガスは、トリチウムを“たっぷり”吸わせて高分圧としたほうが後の処理が楽であり、持ち出す余分な熱を最小にするためにも、極く低速の流れとなる。

これを増殖域から冷却材への熱の流れで考えると、領域内のパージ用ヘリウムはほとんど淀んだ状態であるから、熱の流れは、ヘリウムガスとペブル状固体増殖材からなる充填層の熱伝導とわずかな輻射伝熱による。球状のペブル間の接触は基本的に点接触であり、ある程度の充填率があっても熱伝導は結局パージガス層に律速される。淀んだガスは基本的に断熱層であって伝熱層ではない。充填率を下げれば充填領域内の自然対流を幾分かは活用できるが、それは増殖比を犠牲にする。層にバルクの応力を加えてペブル間の接触面積を増加させることができるが、照射環境下で初期充填時の接触状態を維持することは保障の限りではない。

伝熱性能向上の基本は、最も大きな伝熱抵抗を低減することであり、拡大伝熱面や乱流促進体などの手法を駆使して冷却材と壁との間の伝熱を改善しても、増殖域内の伝熱抵抗がほぼ全体を支配する。その改善には、増殖材そのもののを、例えば樹脂状のものなどに替えるよりないが、その場合には増殖材の成型シナリオからやり直さなければならない。

分裂炉の燃料ペレットのような稠密固体の熱伝導でも、その中心と表面の僅か5ミリほどの距離に1,000度オーダーの温度差がある。体積発熱密度に差があるとは言え、ガス冷却方式は、冷却材の出口温度自体を高くして高効率のヘリウムガスタービンシステムを構築することを目指しており、以上の状況でブランケットの熱設計は容易ではない。

5.3.3 冷却材へのトリチウム漏洩

Fig. 2 Fundamental Roles of Blanket

冷却材中へのトリチウム漏洩が避けられなければ、動力サイクルの構築も大きな問題を抱える。その場合は、作動ガスの一部を連続的に抽気してトリチウムを除去しなければならないが、除去にはある程度の分圧が必要で、結局動力サイクルの全体がトリチウム汚染環境となる。閉サイクルのヘリウムガスタービンでは、同一軸に取り付けられた圧縮機と膨張機の間でも軸受けでも、シールの問題が解決しておらず、外部に対するトリチウムバリアをどう設定するかが問題となる。いずれにせよ、有効なトリチウムバリアの構築がシステム構成の鍵を握り、バリアを諦めるなら初めから熱とトリチウムを同じ流体で取り出すことを前提として、例えば増殖域を流動層とする案などが浮上する。

5.3.4 自己冷却型増殖材

耐食性、耐放射化性能に優れたバナジウム合金の構造材と液体金属の自己冷却型増殖材を用いる構想では、周知のように MHD 圧力損失による過大なポンプ動力を低減するための電気絶縁皮膜の形成が鍵を握り、高温、照射環境下での耐久性にある程度目途がつけられつつある。しかし、絶縁不良による予期せぬ MHD 効果が生じれば、流れの乱流渦に顕著な非等方性が導入されて伝熱性能が低下する懸念があり、伝熱性能に与える磁場の影響が DNS を使って検討されている。

一方、大型ヘリカル炉の原型炉として構想されている FFHR では、安全性と MHD 効果低減の観点から、もうひとつの自己冷却型増殖材として熔融塩 (FLIBE) の使用が検討されている。FLIBE は電気抵抗率が液体リシウムに比べて約 $1\ \Omega\text{cm}$ と格段に大きいので MHD 抵抗からはほぼ解放され、トリチウム溶解度が極めて低い、漏出時の化学的反応性が低い、蒸気圧が低く高温化でも常圧運転が可能、などの特長ももつが、欠点として、使用温度範囲が下限側に融点で、上限側に構造材のクリープ挙動でそれぞれ制限され、現在は一次系の全体を $450\sim 550$ 内に収めるように構想されている。動力サイクルとしては二次系を閉サイクルヘリウムガスタービンとする案を検討しているが、この温度で、しかも受熱温度範囲が狭い閉サイクルガスタービンの効率確保はきわめて難しい。これに対しては、多段圧縮、多段再熱、多段膨張を利用して少しでもカルノーサイクルに近づけることで、約 38% の熱効率を達成できることを示した。この場合は、上述のトリチウムバリア、軸シールの問題に加えて、作動ガスループが多くの熱交換器を含むので、圧損を極限にまで抑制した高性能熱交換器の開発が鍵となる。

同じ自己冷却・増殖材でも、液体金属と熔融塩の間には伝熱機構に大きな違いがある。それは熱伝達の基本特性を決めるプラントル数の違いである。液体 Li と FLIBE のプラントル数はそれぞれ 0.021 と 27.6 で、両者の伝熱特性に大きな差が生ずる。これに対しては、基本的な管内流の対流熱伝達の整理式から再検討する試みが始まっている。また、低いといっても電気伝導度はゼロでないから、液体金属の場合と同様に、磁場による伝熱性能への影響は十分に把握しておかなければならない。

5.3.5 水冷却

水は使い慣れた流体であり、既存の動力プラントの経験も豊富であるから、低放射化フェライト鋼との組み合わせは無難な選択である。伝熱性能は十分に高く直接サイクルを構築できるが、過大な圧力の割りに高温化ができない欠点がある。既存の超々臨界圧火力では 310 気圧、560 の蒸気条件で 42% 前後の熱効率が得られているが、ヘリウム脆化などの条件下でこのような圧力が維持できるかは材料次第であり、水からのトリチウム回収も問題である。

5.3.6 ダイバータ

本稿はブランケットを対象としているが、ダイバータの除熱には確たる見通しが得られていない。定常時で約 $10\sim 20\ \text{MW}/\text{m}^2$ とされる ITER のダイバータ熱負荷には、捻りテープ入りスワール管内高速水流のサブクール沸騰で対処することがほぼ確立されているが、動力炉ではダイバータ板の入熱量は核融合出力の約 2 割と見積もられ、この熱量が単なる冷却の対象としてほとんど捨てられるに等しい状態は、設計上の大きなマイナスである。ガス冷却ではほぼ絶望的であり、他の伝熱改善策を考えるとともに、入熱自体の低減策が必要である。

(清水昭比古)

5.4 ブランケット核設計

5.4.1 はじめに

ブランケット工学における核設計の役割は、トリチウム増殖比(燃料の自己供給)、核発熱量(エネルギー変換・増倍)、核的安全性(遮蔽能、誘導放射能、核変換生成物、崩壊熱等)について十分な精度で定量的に予測すると同時に、これらを核融合炉システムの安全性と経済性の観点から最適化を図ることにある。核設計の道具立てには、いわゆる核データベースと中性子(および光子)の輸送・核反応過程をシミュレーションする計算コードが必要であるが、ここ 10 年来、ITER 設計等の国際的な研究活動の後押しを受けて、この分野(核融合中性子工

学分野)の着実な進展が得られている。ここでは、核データベースと計算手法の現状、これらの精度評価に必要な不可欠な積分ベンチマーク実験とその成果、および最近の核設計研究の動向について概説する。

5.4.2 核データベースと計算手法 [21]

核融合用核データベースの大きな成果としては、ITERへの核設計利用を目的として開発・整備された評価済み核データファイル FENDL(-1.2)があげられる。これまで日、米、欧、露の4極で個別に作成されてきた核データファイル(JENDL-FF, ENDF/B-VI, EFF, BROND)の中から核設計に必要な核種ごとにベストのものを選定し統合するというもので、1987年に作業が開始されて、1998年に完了した。この FENDL は、後述のさまざまなベンチマーク積分実験の解析を通じて精度の検証が行われ、現在のところ、核融合核設計計算用として世界的な参照核データベースの位置づけとなっている。このほか、核融合用核データの整備において、非弾性散乱で生じる2次中性子のエネルギーと角度分布を適切に記述する二重微分断面の重要性も認知された。

一方、核設計に用いられる中性子・光子輸送計算コードについて、先進材料をベースとしたブランケット概念の核的性能の当り計算、あるいは最適構成の予備検討を行う場合、1次元または2次元の決定論的手法(Sn法)の計算コード(ANISN, ONEDANT, DOT, DORTなど)が好んで用いられているが、核融合炉の複雑な体系を模擬するために、モンテカルロ法に基づく3次元計算(MCNPなど)が主流となりつつある。モンテカルロ計算は、核データや体系近似に制約が少ないので、ベンチマーク実験解析の結果を、核設計の精度(マージン)評価に直接反映できる利点がある。大規模で複雑・詳細形状の計算には、計算効率(計算時間)を改善するために、複数のワークステーションを用いた並列分散処理が施されている[22]。

また、核融合核計算手法の今後の課題には、計算結果の不確定性を直接算出することを目指して、核データの評価済み共分散データライブラリの作成・整備とモンテカルロ計算をベースとした感度・不確定性解析コードの開発が望まれている。

5.4.3 積分ベンチマーク実験とその成果

核融合中性子工学における積分ベンチマーク実験は、核データベースの評価精度のチェックや核設計結果のマージン評価に極めて有効であり、従来より、この実験技術の向上と良質なベンチマーク実験データの提供において、わが国の研究グループが果たした貢献は極めて大き

Fig. 3 Schematic view of experimental assembly for advanced blanket concept consisting of 95% ${}^6\text{Li}_2\text{TiO}_3$, F82H and Be layers.

い。ベンチマーク実験には、核データ評価を主目的とした単純で純粋な体系のクリーンベンチマークと実際の核融合炉機器を模擬し、設計関連の核的な応答の実験的検証を目的とした設計指向(または工学実証)ベンチマークと呼ばれる2種類があり、特に後者の実験では、強力DT中性子源が欠かせない。わが国では、日本原子力研究所FNSと大阪大学OKTAVIANという2つの強力DT中性子源施設を有した結果、世界に向けて先導的な研究成果を出し続けている[23]。設計指向ベンチマーク実験の典型例として、原研FNSで最近行われた先進ブランケット模擬の実験体系、即ち、95%濃縮 ${}^6\text{Li}_2\text{TiO}_3$ 、低放射化フェライト鋼F82HおよびBeブロックからなる多層平板体系をFig. 3に示す。この体系に14 MeV中性子を打ち込み、 ${}^6\text{Li}_2\text{TiO}_3$ 層のトリチウム生成率やF82H内の核反応生成核種(${}^{56}\text{Mn}$, ${}^{51}\text{Cr}$, ${}^{187}\text{W}$ など)の測定が行われた。Fig. 4にトリチウム生成率分布の実験と計算結果(MCNP+JENDL-3.2)の比較を示すが、実験誤差の範囲内で両者がよく一致していることがわかる[24]。

このような手順により、さまざまな積分ベンチマーク実験解析を通じて現在までに得られているブランケット核設計にインパクトを与える主な知見は、以下のとお

Fig. 4 Comparison between measured and calculated tritium production rates in 95% ${}^6\text{Li}_2\text{TiO}_3$ zone

りである[21] .

トリチウム増殖能：予測精度～5%(1 σ)以内
Be 中性子増倍特性：中性子増倍率の予測精度～3%以内であるが、中性子スペクトル評価において低エネルギー側で過小評価の傾向．二次中性子のエネルギー・角度分布の不確定性（主に、後方散乱断面積）に改善の余地あり．

核発熱率：SS 316, Cu, グラファイト体系では、10～15%の予測精度．ただし、V, W, Zr では、20%以上の過大評価．

遮蔽能：遮蔽およびストリーミングにおける中性子束に関して、1 m 深さで30%以内の予測が可能．

ブランケット積分ベンチマーク実験に関連した今後の課題には、ITER 搭載用の試験ブランケットモジュールや DEMO 炉で想定される先進ブランケット設計を反映した設計指向ベンチマーク実験があげられるほか、現在でもあまり積分実験データが取得されていない Al, Si, Ti, Cr, Zr, Nb および Sn のクリーン積分ベンチマーク実験も必要と考えられる．

5.4.4 ブランケット核設計の動向

核データベースの高精度化や核設計手法の高度化に加えて、近年の安全性や経済性を追求した斬新なアイデアに基づく核融合炉システム設計研究においても、核設計の重要度が増しつつある．その典型例の1つとして、米国 ARIES チームが実施した先進的なスフェリカルトカ

マク動力炉 ARIES-ST の設計研究例があげられる[25] . この研究では、高出力を保ちながらコンパクトなシステムを構築する結果、センターポストのインボード遮蔽と自己充足性を満たすブランケット核設計の最適化を図る過程において、使用可能な構成材料や形状・配置等の取捨選択がなされている．例えば、インボード遮蔽の強化の必要性から、内部ブランケットの設置ができないため、アウトボードブランケットのみで、1以上のトリチウム増殖比を確保することになる．その結果、ブランケット材として固体増殖材は適用困難であり、LiPb/低放射化フェライト鋼/SiC/He のような構成にたどり着くが、この選定はインボードの遮蔽材に高性能な遮蔽に適した W と水の利用を拒むような結論が得られている．このように先進的な核融合炉システムの設計研究では、従来にも増して核設計が本体の基本構造を決定する立場になっており、大変興味深い．わが国でも、低アスペクト比トカマク動力炉 (VECTOR) の概念設計において、超伝導コイルに対する遮蔽能とトリチウム増殖能という核設計パラメータのトレードオフから、種々の先進ブランケット材料の選定や構成パターンを検討した研究報告がなされている[26] .

以上のように、これからのブランケット核設計研究において、核データベースや核計算手法に基づく不確定性（設計マージン）の改善は、斬新な核融合システム概念の創出に大きなインパクトをもたらすと言える．

（井口哲夫）

参考文献

- [1] Y. Kawamura and M. Nishikawa, J. Nucl. Mater. 218, 57 (1995).
- [2] Y. Kawamura, M. Nishikawa *et al.*, J. Nucl. Mater. 230, 287 (1996).
- [3] A. Baba, M. Nishikawa and T. Eguchi, J. Nucl. Mater. 250, 29 (1997).
- [4] M. Nishikawa and A. Baba, J. Nucl. Mater. 257, 162 (1998).
- [5] M. Nishikawa *et al.*, J. Nucl. Sci. Technol. 38, 944 (2001).
- [6] N. Nakashio and M. Nishikawa, Fusion Technol. 33, 287 (1998).
- [7] M. Nishikawa, S. Beloglazov *et al.*, Proc. 9th Int. WS on Ceramic Breeder Interaction (2000) p.129.
- [8] T. Kawagoe, M. Nishikawa, A. Baba and S. Beloglazov, J. Nucl. Mater. 297, 27 (2001).
- [9] N. Nakashima, S. Beloglazov, K. Hashimoto and M. Nishikawa, Fusion Sci. Technol. 41, 1044 (2002).
- [10] K. Hashimoto, M. Nishikawa, N. Nakashima, S. Belogla-

- zov and M. Enoda, *Fusion Eng. Des.* 61-62, 375 (2002).
- [11] S. Beloglazov, M. Nishikawa and T. Tanifuji, *Fusion Sci. Technol.* 41, 1049 (2002).
- [12] 溶融塩熱技術研究会：溶融塩熱技術の基礎(アグネ技術センター , 1993).
- [13] H. Moriyama, A. Sagara *et al.*, *Fus. Eng. Des.* 39-40, 627 (1998).
- [14] H. Nishimura, T. Terai *et al.*, *J. Nucl. Mater.* 299, 1355 (2002).
- [15] S. Fukada, R.A. Anderl *et al.*, *Fus. Eng. Des.* 61-62, 783 (2002).
- [16] D.A. Petti, R.A. Anderl *et al.*, *Fus. Sci. Technol.* 41, 807 (2002).
- [17] R.A. Anderl *et al.*, *J. Nucl. Mater.* 307-311, 739 (2002).
- [18] D.R. Olander *et al.*, *Fus. Sci. Technol.* 41, 141 (2002).
- [19] S. Fukada, A. Sagara *et al.*, *Fus. Sci. Technol.* 41,1054 (2002).
- [20] 深田 智, 西川正史：富山大学水素同位体機能研究センター研究報告 14, 1 (1994).
- [21] U. Fischer, P. Batistoni, Y. Ikeda and M.Z. Youssef, *Fusion. Eng. Des.* 51-52 663 (2000).
- [22] G. Vella, P. Chiovaro *et al.*, *Fusion. Eng. Des.* 61-62, 439 (2002).
- [23] I. Murata, T. Nishio *et al.*, *Fusion. Eng. Des.* 51-52, 821 (2000).
- [24] K. Ochiai, A. Klix, *et al.*, *J. Nucl. Sci. Technol. Suppl.* 2, 1147 (2002).
- [25] Laila A. El-Guebaly, *Fus. Eng. Des.* 65, 263 (2003).
- [26] 山内通則, 佐藤 聡 他：日本原子力学会「2003年春の年会」E14 (2003).