

解説

核融合ブランケットシステム開発の現状と課題

田 中 知

(東京大学大学院工学系研究科)

Development of Fusion Reactor Blanket System

TANAKA Satoru

Graduate School of Engineering, The University of Tokyo, Tokyo 113-0033, Japan

(Received 10 May 1999)

Abstract

In a fusion reactor, the blanket performs the important functions of tritium breeding, heat production, and shielding. System integration must be considered in the blanket's development and design. This report stresses the importance of system integration and describes recent developments in the materials of the blanket system as well as relevant issues in system integration.

Keywords:

blanket system, system integration, energy conversion, tritium production, material, safety

1. はじめに

エネルギー発生装置としての核融合炉においてブランケットは燃料生産、エネルギーの熱への転換、遮へい、という重要な機能を果たす。それを満たすために、構造材料、増殖材料、中性子増殖材料、冷却材料等を組み合わせてブランケットが作られる。このようなブランケットはその製作性、健全性はもちろんのこと経済性、安全性においても優れたものである必要がある。したがってブランケットはエネルギー発生装置としての核融合炉の中心であるといえる。このようなブランケットにおいて求められるのは個々の材料開発、機能だけではなくトータルとしてのシステムインテグレーションである。この解説ではシステムインテグレーションの観点からブランケットシステム開発の現状と課題を整理することを目的としている。なおここでは磁場閉じ込め DT 反応核融合炉を例として話を進める。

author's e-mail: chitanak@q.t.u-tokyo.ac.jp

2. ブランケットシステムに求められる機能

ブランケットシステムに求められる機能として、燃料生産、エネルギー変換、遮へいをあげたがこれらを概観するとともに、システムとして見たときにさらに満たされるべき点について考えることとする。なお、ブランケットに求められる機能は核融合炉の開発段階において異なることに注意しなくてはならない。すなわち ITER のような実験炉では、自己点火、長時間燃焼および炉工学試験を目標としており、そこではエネルギー変換および発電を行う必要がない。したがって遮へいと必要に応じての燃料生産が行われればよい。すなわち ITER の BPP (Basic Performance Phase) では遮へいが必要とされる機能であり、EPP (Enhanced Performance Phase) では遮へいと TBR (Tritium Breeding Ratio) 0.8 くらいの燃料生産が行われればよい。遮へいのみが目的である場合にも発熱を除去するために冷却が必要であるが高温

である必要がない。燃料生産を機能とする場合には生成されたトリチウムを回収するために拡散速度を高めるなど回収速度を速める必要がありそのためにある程度的高温にする必要がある。原型炉では発電実証を目的としているのでエネルギー変換が重要な機能となり、熱輸送媒体である冷却材は高品質（高温度）でなければならない。上の説明で出てきた TBR（トリチウム増殖比）とは、核融合反応で生成した中性子 1 個あたりブランケット全体で何個のトリチウムが生産されるかを表す指標でありブランケット全体としてのトリチウム生産能力を示す。

燃料生産はリチウムと中性子との次の核反応によって行われる： ${}^6\text{Li} + n = \text{T} + \text{He} + 4.8 \text{ MeV}$, ${}^7\text{Li} + n = \text{T} + \text{He} + n' - 2.5 \text{ MeV}$ 。このようなトリチウムの生産を目的とした、リチウムを含む物質を燃料増殖材料と呼ぶ。あとに詳しく述べるように Li_2O などの固体増殖材料や液体 Li のような液体増殖材料がある。核融合炉の運転初期に外部から必要な燃料以外はブランケットにて生産されるトリチウムによって燃料をまかなう（自己充足）ことを考えると、ブランケットにて燃焼によって消費されるトリチウムよりやや多くのトリチウムが生産され回収される必要がある。商用炉では $\text{TBR} = 1.05 - 1.1$ 程度が回収、精製、崩壊ロスを補うため必要と考えられる。ITER/EPP では外部よりの燃料供給量を検討して 0.8 程度が必要とされた。ブランケットで生産されたトリチウムは短い時間で回収されなくてはならない。回収時間（滞在時間）が長いとブランケット内でのトリチウムインベントリが大きくなるだけでなく運転初期に外部より準備すべきトリチウム量が大きくなる。電気出力 100 万 kW の核融合炉で熱効率 33 % とすれば熱出力は 300 万 kW となるがこれに必要なトリチウムは 400 グラム/日である。もしブランケット内でのトリチウム平均滞在時間が 4 日とすれば定常状態でのブランケットトリチウムインベントリは 1.6 kg となる。トリチウム滞在時間としては 1 週間以内のできるだけ短い時間が望ましい。トリチウム滞在時間を決めるのは拡散速度などのトリチウム移行速度であるが、これは増殖材料によって異なる。また、このとき、トリチウムの放出化学形も重要である。トリチウムの回収方法が異なるとともに、HT の場合には高温の金属壁を通してのトリチウムの透過が重要なことによる。

エネルギー生産はブランケットに入る中性子のエネルギーをその後の発電に適するような熱エネルギーに変換することを意味する。これを冷却することが必要であり、その結果として冷却材の温度が上昇する。発電効率の点からは温度が高い方が望ましいが、材料の劣化という観

点よりは逆のことが多い。ブランケットで発生するエネルギーを細かく見れば、中性子の運動エネルギーが 14.1 MeV より熱化される過程で熱に変わるもの以外に ${}^6\text{Li} + n = \text{T} + \text{He} + 4.8 \text{ MeV}$ 反応のように発熱反応の結果放出されるものが含まれる。1 つの中性子のブランケット入射あたり、ブランケットで発生するエネルギーを入射中性子エネルギー 14.1 MeV で除したものをエネルギー増倍率と呼ぶ。エネルギー増倍率を高めることを目標にした設計も可能ではあるがブランケットの構成による違いが少ないことよりほかの要因でブランケット構成が決まることが多い。

遮へいはコイル、絶縁物等の放射線に敏感な材料や生体に対して行われる。また超伝導コイルの必要冷却能力を大きくしないために遮へいが必要である。遮へいすべき放射線は中性子、ガンマ線が主であるが、核反応で生じる二次粒子線にも留意する必要がある。

3. システムとしての核融合ブランケット

システムとしてブランケットを作る場合にはブランケットに求められる機能を満たすべく、トリチウム増殖材料、中性子増倍材料、冷却材料、遮へい材、第一壁材料、ブランケット構造材料などの種々の材料によりブランケットシステムを構成することになる。このときブランケットに求められる機能を発揮するにはブランケットが置かれている環境に留意し、そのなかで機能が十分果たされるようにしなくてはならない。すなわち、放射線環境、第一壁でのプラズマからの粒子・熱負荷、核融合炉起動時やプラズマディスラプション時に働く電磁力、重力、冷却材圧力、液体金属を冷却材とするときに磁場との相互作用で働く MHD（磁場流体）力、発熱分布の不均一等に起因する熱応力などを考慮しなくてはならない。

同時にエネルギー発生装置としての核融合炉のブランケットでは信頼性、安全性、経済性、寿命という観点も極めて重要である。また、核融合炉が社会的に受け入れられるためには、安全性、経済性が高いレベルで満たされる必要がある。安全性については、トリチウムおよび放射化物の定常時、事故時の放出量を基準以下に制限しなくてはならない。また、プラズマディスラプション時や地震時のブランケット構造体の健全性も重要な考慮項目である。運転によって生じる放射性廃棄物の処分についても安全性の一環として検討する必要がある。核融合炉より生じる放射性廃棄物は核分裂より発生する放射性廃棄物との対応で考えることが合理的である。核融合炉で発生する放射性廃棄物はほとんどが低レベル放射性廃

棄物に分類できるものであり、核燃料再処理工場にて発生する高レベル放射性廃棄物のように深地下での地層処分が必要なものは発生しない。経済性においては製造時に要する費用のみでなく運転期間全体での費用が重要である。ブランケットでは第一壁、および近傍はプラズマとの相互作用による損耗や放射線損傷のために一定期間運転（数年？）のあとと交換する必要が指摘されている。したがって、交換までの期間を長くすることと、交換に要する期間を短くすることはブランケットシステムの費用に大きく関係する。これらは稼働率の向上ということでもまとめられる。稼働率とはそのプラントが実際に運転できる期間が平均して1年のうち何%であるかを示すものである。原子力発電所では定期検査や燃料交換のため1年に2ヶ月くらい運転が停止される。運転停止中は電力供給がないため経済性上はこの停止期間を短縮すること、逆にいうと稼働率を高めることが必要となる。稼働率については原子力発電所での例が参考になろう。

またブランケットシステムを実際に設計、製作していくときに重要な項目として種々の基準がある。基準設定の基本的な考え方はほかの原子力施設を参考にして構築していく必要があるが核分裂技術がすでに30年の経験があることを踏まえての合理的な考え方の取り入れも重要

であろう。また、具体的な基準値の設定にあたっては、核融合は研究開発段階であることを踏まえ、実際の建設や試験のなかで決まっていくものも多くあることの考慮が必要である。

以下、核融合炉ブランケットの設計例を示す。Fig. 1 [1]はITER/BPPでの遮へいブランケットであり、ss316を構造材料としたブランケットモジュール（720個）を考えている。プラズマ側にはBeを貼ることを考えている。また、図のように真空容器内に設置されたブランケット後壁にボルトで取り付けようになっている。冷却は水で行われる。BPPが修了しEPPに移るときに0.85くらいのTBRでトリチウムの生産を行う増殖ブランケットに遠隔操作で交換することを考えている。これに約2年を要すると評価されている。さらにITERではブランケットのコストや、安全評価やさらには発生廃棄物量の評価も行われている。このようなことよりITER/BPPの遮へいブランケットはシステムインテグレーションが行われた最初のブランケットと見ることでよい。

エネルギー発生装置としての核融合炉では、発電ブランケットとなるため、温度、中性子壁負荷が大きくなる。これまでに、原型炉ないし商用炉のブランケット設計がいくつか行われた。これらはシステムとして完成されたブランケットでないことに注意する必要がある。それは、システム成立性、総合性の検討が不十分であったり、安全性や経済性についての検討が含まれていない場合があるからである。しかしこのようなブランケット設計研究は問題のありかを明確にするという重要な意味がある。

Fig. 2は固体増殖材を用いた発電ブランケットの設計例である。フェライト鋼を構造材として用い、 Li_2O 微少球を用いて耐照射損傷性、耐熱応力性を高めている。この設計例では水を冷却材として用いBe板を増殖材として用いているが最近では照射特性向上の観点でBe微少球を用いる設計が多い。トリチウム回収用スイープガスとして $\text{He} + \text{H}_2$ を用いている。トリチウムに関連してこの設計での留意点としては、固体増殖剤の温度制御、トリチウム透過制御がある。前者は増殖剤温度の上限、下限を決めるものであり、上限は構造材料等との相互作用の点より、下限はトリチウム放出の観点から決まる。ブランケット設計においてこの温度に制御するために必要とあれば断熱作用を持つ物質を冷却材と増殖材の間に置くことが提案されている。トリチウムの冷却材への透過は重要な問題であるがその低減を考慮した設計例はいまだない。

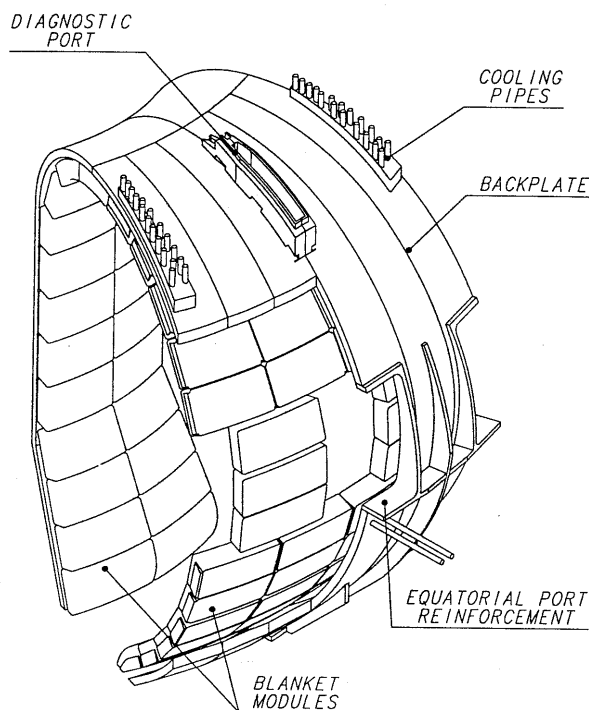


Fig. 1 Shielding blanket of ITER BPP [1].

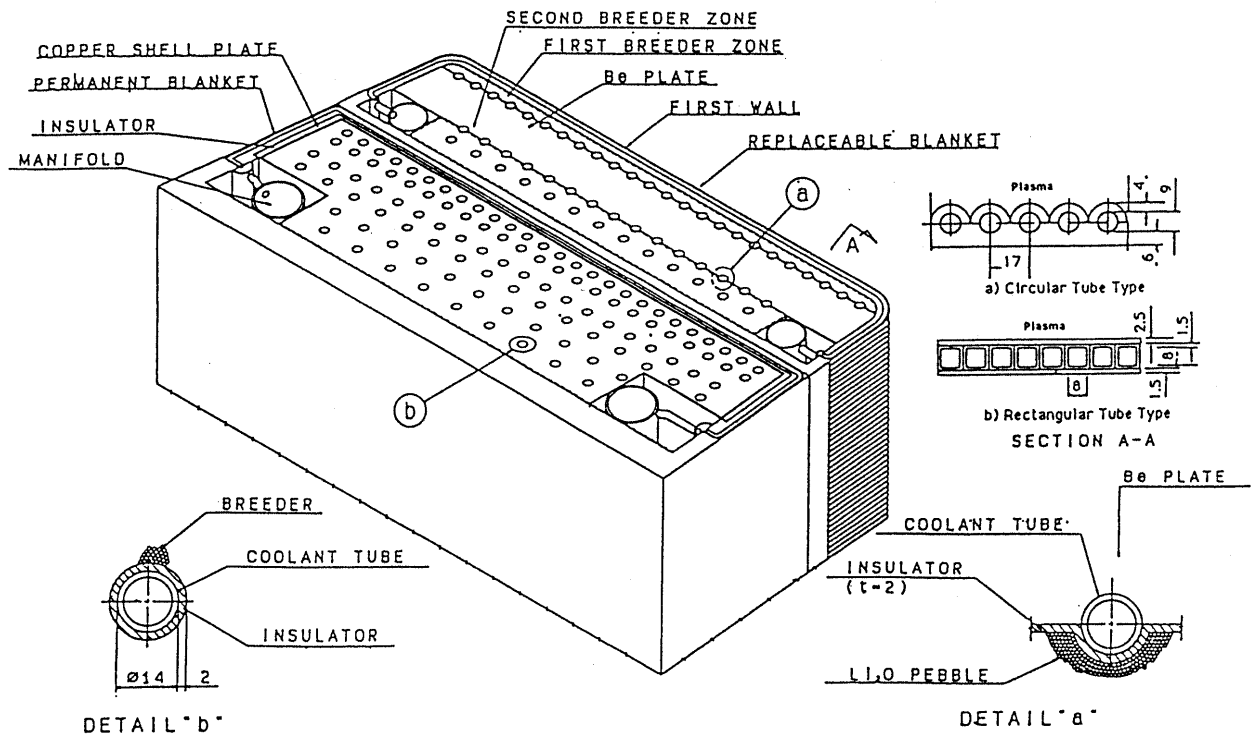


Fig. 2 DEMO solid blanket (Pebble, JAERI SSTR).

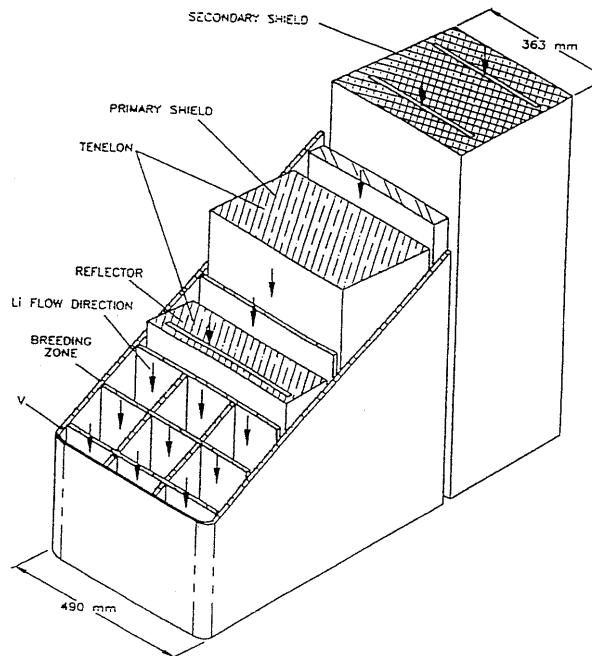


Fig. 3 DEMO blanket using liquid lithium and vanadium alloy [2].

Fig. 3 [2]は液体リチウムを増殖材および冷却材として用いるブランケット設計例である。構造材料にはバナジウム合金を使用している。この図でわかるように固体ブランケットに比べてシンプルな設計になることが魅力の一つである。しかしこのブランケット概念の成立にはMHD圧力損失低減のための絶縁コーティングが使用できること、バナジウム合金が実環境で使用できること、リチウムからのトリチウム回収が適正な時間で行われることなど解決すべき課題が多い。

4. ブランケットシステムの構成要素

ここではブランケットシステムの各構成要素について開発の現状と課題について整理する。

4.1 トリチウム増殖材料

Table 1は検討されている増殖材料を示す。固体増殖材料の中ではリチウムセラミックスが中心となる。 Li_2O はトリチウム増殖、回収性能がよいという利点があるが、高温での材料との化学反応性が比較的高い。しかしこれは雰囲気制御と温度制御を十分に行うことで対応可能である。最近、 Li_2ZrO_3 、 Li_2TiO_3 が、低温でのトリチウム放出挙動が優れているとの実験結果を受けて、特にITER用増殖ブランケットでの使用が検討されてい

Table 1 Properties of breeding materials.

	Li	Li ₁₇ Pb ₈₃	Flibe Li ₂ BeF ₄	Li ₂ O	LiAlO ₂	Li ₂ SiO ₃	Li ₄ SiO ₄	Li ₂ ZrO ₃	Li ₂ TiO ₃
density g/cm ³	0.48	9.4	2.0	2.02	2.6(γ)	2.52	2.28	4.15	2.0
Li density g/cm ³	0.48	0.064	0.28	0.94	0.27(γ)	0.36	0.54	0.33	0.25
melting point °C	180	235	363	1,423	1,610	1,200	1,250	1,615	1,535
breeding performance	good	good	neutron multiplier required	good	neutron multi- plier required	neutron multi- plier required	neutron multi- plier required	neutron multi- plier required	neutron multi- plier required
chemical reactivity	react violently with air and water	react violently with air and water	stable	react with water	less reactive	less reactive	less reactive	less reactive	less reactive
tritium recovery	difficult large T solubility	easy high T pressure	easy high T pressure	easy H ₂ addition required to sweep gas					
lowest usable temperature °C	180 ^a	235 ^a	363 ^a	320 ^b	450 ^b	400 ^b	390 ^b	320 ^b	400(?) ^b
highest usable temperature °C	~500(PCA) ^c ~600(HT-9) >750 (V-15Cr-5Ti)	~420(PCA) ^c ~460(HT-9) >750 (V-15Cr-5Ti)	600(SUS) ^c 800(Ni alloy)	800 ^d	970 ^e	700 ^e	730 ^e	970 ^e	920 ^e

a: melting point, b: from diffusional resistance, c: from material compatibility,

d: from LiOH, LiOT mass transfer, e: from non-sintering 0.66 T_m

る。いずれの増殖材料を用いるとしても、種々材料への中性子吸収やダクト、窓などによりプラズマをすべてブランケットで覆うことができないため、必要量のトリチウム増殖率 (TBR) を得るために中性子増倍材が必要である。

液体増殖材料でのトリチウムに関して重要な観点はトリチウム回収と透過漏洩である。透過漏洩は、液体増殖材料が入ったブラケット容器や配管からの漏洩であるが、LiPb の場合のように冷却材を別に使う場合にはこの冷却配管を通して冷却材への透過も問題である。一般に金属への水素同位体の吸収はシーベルトの法則で表される。それは、平衡水素圧力を P_{H_2} 、溶解水素濃度を C_H としたとき、溶解は解離を伴うことより $C_H = K_S \times P_{H_2}^{1/2}$ で表される。ここに K_S はシーベルトの定数と呼ばれているものである。 K_S の値は Fig. 4 に示されているように材料によって大きく異なる。リチウムの K_S は他の金属に比べて非常に大きい。したがってトリチウムの回収は難しくなる。単なる真空排気によっては回収できない。一方、Li-Pb 合金のときにはシーベルトの定数は小さく、平衡トリチウム分圧は高くなる。したがってトリ

チウム回収上の問題は少ないが、トリチウム透過漏洩を少なくするというトリチウム閉じ込め上の問題は大きく、ブランケット成立の生死を決めることとなる。また Flibe においてはトリチウムの溶解度がかなり小さいことに伴うトリチウムの透過抑制が重要な課題となる。

4.2 中性子増倍材料

Be, Pb などは (n, 2n) 反応があり、これらにより実質的な中性子数が多くできる。このうち、核特性の観点でベリリウムが優れている。また、その中で金属ベリリウムが最適である。ブランケットでの使用を考えると、熱応力、充填の観点より 1 mm 程度の微少球が好ましく、この検討が最近行われている。微少球の製造方法としては回転電極法、ガスアトマイジング法、Mg 還元法などが試験されているが、適用可能粒径、純度、大量製造性などの観点で回転電極法が有望視されている。金属ベリリウムの使用時の重要な観点は照射に伴うスウェリング、機械的・熱的特性の変化、および生成したトリチウムの放出である。これらについても最近、日本原子力研究所を中心にして照射研究が進展した [3, 4]。スウェリングについては欠陥や不純物、結晶粒径が特性に影響す

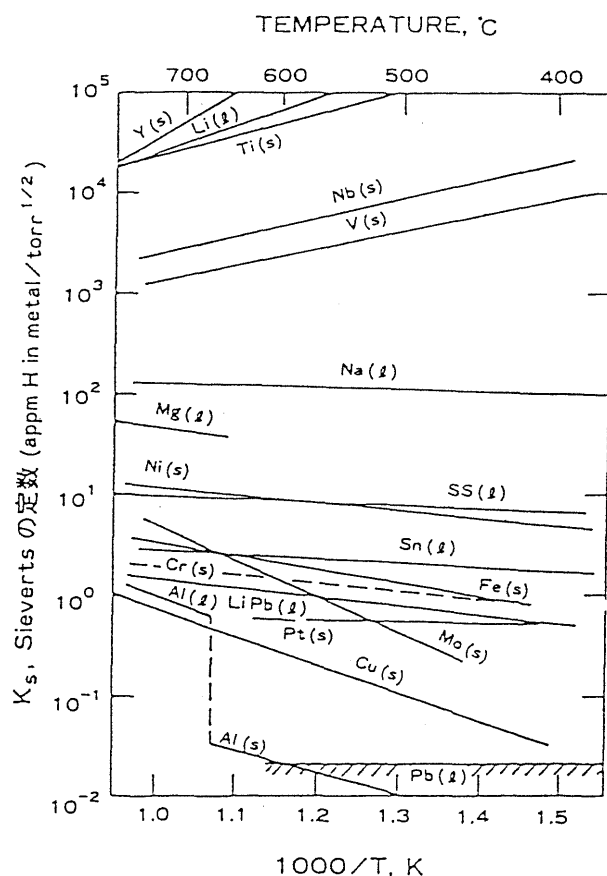


Fig. 4 Sieverts' constant for hydrogen absorption in various metals.

るものの温度管理（例えば600℃以下）で使用可能と考えられる。機械的特性については $4 \times 10^{21} \text{ n/cm}^2$ 程度の照射においても急激な強度低下に至らないことが確かめられている。熱的特性の内、比熱は中性子照射およびスウェリングによる変化は認められなかったが、熱伝導率はスウェリングによって急激に低下するとの報告がある。トリチウムの放出については拡散係数が重要であるが酸化物(BeO)中のそれは金属ベリリウムの場合より桁違いに小さい。したがって表面に生成した酸化膜中のトリチウムの移動によって放出が律速されることが多い。また、金属ベリリウム中の移行においても酸素不純物による化学的捕捉が重要であるとの指摘もある。

4.3 構造材

照射場強度、使用温度、冷却材、増殖材料の種類によって最適な材料を考える必要がある。さらに運転停止後の保守や運転停止後の放射性廃棄物の処分の観点から低放射化材料であることも重要な観点である。（参考のためにいくつかの構造材料について放射能強度減衰曲線を

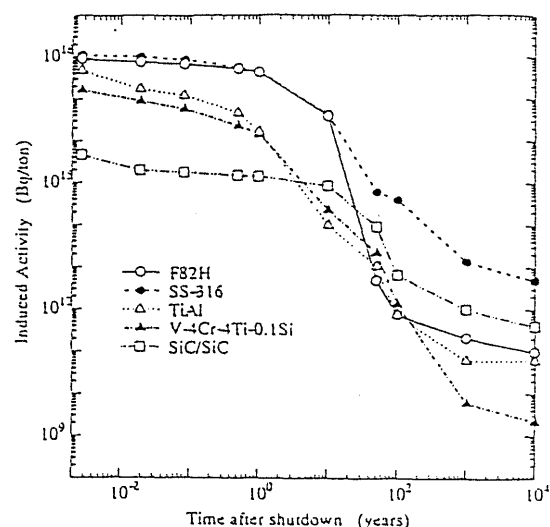


Fig. 5 Radioactivity decay of various structural materials (operated for two years under 5 MW/m^2 wall loading).

Fig. 5 に示す) ITER においては中性子フラックスはBPPで 0.3 MWa/m^2 , EPPで $1-3 \text{ MWa/m}^2$ 程度であるとともに発電を要しないため温度も低い。したがって種々産業で使用経験の多いオーステナイトステンレス鋼が使用できる。しかし原型炉においては50-100 dpaの中性子負荷、300-1,000℃での使用に対応し、さらにメンテナンスや廃炉を考慮に入れた材料を考える必要がある。これらの要求を満たすためには、既存の材料では対処できないので新たな材料の選択と開発が行われる必要がある。求められる特性は原型炉のタイプにより異なる。固体増殖材を用い、トカマク型原型炉用構造材料として現在候補にあがっている材料は、低放射化フェライト鋼である。より実証炉に近い炉においては、SiC/SiC 複合材料、バナジウム合金、TiAl等の金属間化合物が先進候補材料として研究開発途上にある。

低放射化フェライト鋼については素材の製造は実機レベルにあると言える。素材に関する機械的、熱的特性の取得も行われている。また、ブランケット構造物の製作技術の確証試験がすでに行われており基礎的なデータは取得されている。今後必要な課題として、製造溶接部の機械的、化学的特性の評価、溶接部材に関する照射効果、核融合中性子での照射試験、冷却材との共存性に対する照射効果、高温クリープ特性向上などがあげられる。

SiC/SiC 複合体についてSiC長繊維の製造は技術的にはほぼ完成されているが複合材料の製造技術は未熟である。課題としては、各種機械的データの蓄積、熱伝導度

の向上、接合技術の開発、照射の熱的特性、機械的特性への影響、気密性コーティング、低放射化のための不純物制御がある。

バナジウム合金は金属リチウムとの共存性がよくそれを使用する液体ブランケット構造材料としての使用に向けての研究開発が行われている。ステンレス鋼やフェライト鋼に比して放射化の程度が小さいのも魅力である。他分野への応用がないために機械的な基礎データの取得が未熟であるが、最近加工性や溶接性が確認されつつある。中性子照射データは徐々に蓄積されつつあるが、低温では照射硬化があり400℃以下での使用は難しいおそれがある。また650℃以上では、ヘリウム脆化が問題となる可能性が指摘されている。さらに、添加元素、微量不純物元素の機械的特性や溶接性、それらへの照射効果の研究も重要である。また、金属リチウムを冷却材として使用する場合 MHD 圧損の低減が必要である。そのためには絶縁性のコーティングを施す必要がある。AlN や CaO が候補にあがっているが、いまだ机上規模での段階であり、健全性に優れた自己修復性のコーティングの研究開発が必要である。

金属間化合物は金属材料に比べて原子間結合力が大きく、拡散係数も小さいため、耐放射線性に優れていると考えられる。金属間化合物の中で軽量で低放射化材料である TiAl が検討されている。基礎的な熱、機械特性が得られつつあるが、実用化には至っていない。低温における延性の改善、中性子照射データ整備、大量製造法、加工法、溶接接合法の検討が必要である。

4.4 冷却材

原型炉以降の発電ブランケットでは、高温高压水、ヘリウムガス、液体リチウム、および FLiBe が提案されている。水冷却は、伝熱特性がよく比較的流速で大きな除熱が期待できること、軽水炉の技術の多くを適用できること、構造材料と相まって良好な遮へい特性が得られることなどの利点があるが、冷却水漏洩事故時の炉内あるいはブランケット内圧力上昇、冷却水に透過したトリチウム除去の課題がある。

ヘリウムガスは、化学的に不活性であり取り扱いが容易であること、構造材との両立性がよいこと、水冷却より高温化が可能であり発電効率が高くとれること、高温ガス炉等で実績があることなどの利点があるが、高熱負荷での適用に限界があること、ポンプ動力が大きくなること、大きな空間が必要であること、高压が必要であること、遮へい能力が劣るなどの欠点ないし課題がある。

液体リチウムは伝熱特性がよいこと、高温系となるた

め発電効率が高いこと、低圧系であることなどの利点があるが MHD 圧力損失の低減が大きな課題である。

熔融塩 FLiBe は化学的に安定、高温使用可能という利点があるが、トリチウムの閉じ込めと構造材との両立性が課題である。

5. ブランケットシステムインテグレーション

これまでシステムとしてブランケットを捕らえることの重要性、およびブランケットを構成する材料の概要と研究開発課題について述べてきた。本章ではブランケットシステムインテグレーションにおいて注目すべき観点と、そこでの課題について述べることにする。特に、トリチウムに関する課題についてやや詳しく説明する。

5.1 トリチウム回収とインベントリ

DT 核融合炉はプラズマ炉心で燃焼により消費されるトリチウムをブランケットで同時に生産しなければならない。生産されたトリチウムは効率よく回収し、プラズマに注入する燃料にしなければならない。また、安全性の観点よりブランケット中のトリチウムインベントリは少なくする必要がある。したがって、トリチウムの効率のよい回収とは増殖材中の低濃度のトリチウムを短い滞留時間で回収するということである。増殖材からの放出のみでなく、その後のスイープガスからの回収においても効率のよさが求められる。

固体増殖材料では結晶粒内での拡散、粒界への移行、粒界での拡散、細孔への脱着、細孔内での移行、スイープガスへの移行によって構成される。これらの反応素過程のメカニズムがわかればそこでの反応速度、あるいはそれに反比例するものとしての滞在時間、トリチウムインベントリが評価されることになる。固体増殖材料では、表面反応を促進するために 0.1% 程度の水素ガスを添加したヘリウムガスをスイープガスとして用い、生成トリチウムをそれに移行させて回収することで行われる。液体ブランケットでは材料の種類によってトリチウムとの親和性が異なるのでそれに伴って回収方法も異なる。すなわち熔融塩の FLiBe や Li-Pb では、トリチウムの溶解度が小さく逆に平衡トリチウム分圧が高いので、トリチウム回収はガスパーズなどの比較的簡単な方法で行われる。しかしトリチウムとの親和性が高く、したがって溶解度の大きい金属リチウムの場合は、回収は容易ではなく特殊な方法が必要となる。提案されている方法は、熔融塩抽出法、イットリウムゲッター法、水素スワンピング／析出法であるが、いずれの方法も原理が確認されている段階にすぎず今後工学的実証が必要である。

Li-Pb 合金でのトリチウムインベントリは回収と透過漏洩のバランスで決まる。有効な透過障壁が考えられないとき、トリチウムの透過を安全上十分に少なくできるまでに合金内のトリチウム濃度を下げることが不可能に近い。これは合金のブランケット滞留時間内に生成されるトリチウムによる濃度さえも、このレベルを超えることからわかる。有効なトリチウム透過障壁がない場合には生成されたトリチウムの何割かは透過によって系外に出ることが評価されている。このことは、トリチウム安全閉じ込めの観点で極めて重要な問題であることはもちろん、燃料サイクル上からも危惧すべきことである。したがって有効な透過障壁の開発が肝要となる。

Flibe のときには、トリチウム生成、回収と透過漏洩のバランスによってトリチウムインベントリが決まる。しかし溶解度が非常に小さいために熔融塩内のインベントリが問題となることはない。重要なことはトリチウムの化学形とトリチウム透過漏洩である。トリチウムの化学形が HF の時は透過の問題はないが、構造材料腐食が問題となる。一方 HT のときには腐食の問題はないが透過が問題である。トリチウムの化学形は系の水素濃度、フッ素濃度によって決定される。

5.2 トリチウム閉じ込めと透過障壁

トリチウム安全および核融合炉燃料サイクルの観点から重要な事項に、トリチウムの閉じ込めがある。周知のように水素同位体は材料によってその程度は異なるものの、高温で金属を透過する性質がある。配管や熱交換器伝熱壁の面積は大きくなるため、全体としてのトリチウム透過量は場合によっては無視できない。透過量が大きすぎる場合は透過を抑制する方策が必要となる。表面を難透過性の材料で被覆するのは一つの方策である。トリチウムの透過量は、面積、上流側のトリチウム分圧の平方根、透過係数に比例し、金属膜厚に反比例する。透過係数は金属の種類、表面状態、温度の関数である。したがってトリチウムの透過量を評価するには、まずトリチウムの化学形 (T_2 , HT のとき透過する) とその圧力が重要である。固体ブランケットのとき H_2 を含んだ He のスイープガスが固体増殖材料表面よりのトリチウム脱離を促進するために用いられる。このときスイープガス中でのトリチウム化学形は透過が問題となる HT となる。このトリチウムのブランケット冷却材への漏洩について詳しい評価例は少ないが、安全上無視できるものではない。冷却材中のトリチウム濃度が高くなく、環境への漏洩も容認できる程度であれば問題ないが、そうでないときには冷却材中のトリチウムを分離除去しなくては

ならない。冷却材として水を使う場合には低濃度の HTO の同位体分離による回収が必要である。技術的には困難でないにしても、経済的にはマイナスである。液体リチウムを用いたブランケットではリチウム中のトリチウムの溶解度が非常に大きく、したがって平衡トリチウム圧力が低いためトリチウムの透過漏洩は問題とならない。Li-Pb 合金では逆に溶解度は小さく、したがって平衡トリチウム圧力は非常に高くなる。

Flibe 中のトリチウム化学形はフッ素分圧、水素分圧によって異なる。フッ素分圧が高く水素分圧が低い場合には酸化形 TF、逆の場合には T_2 として溶解している。TF の溶解度は T_2 のそれよりは大きいけれどもかなり低い。TF のときにはトリチウム透過上の問題はないにしても材料の腐食という大きな問題がある。 T_2 のときには透過が問題であり、平衡トリチウム圧力は高いことより透過漏洩量は Li-Pb の場合より大きくなる。Flibe を用いる核融合炉では上の 2 つの問題をいかに解決するかが重要である。核融合科学研究所で行われている概念設計炉 FFHR では Be の使用を考えている[5]。これは中性子との核反応によって生じた TF を Be のフッ化物が非常に安定であることを利用して $BeF_2 + T_2(HT)$ にして腐食問題を解決し、トリチウムの透過は二重管の採用によって対応するものである。これ以外に提案されている方法として、 MoF_6 の添加がある。これは MoF_6 が TF に比べて不安定なフッ化物であることを利用して $3T_2 + MoF_6 = Mo + 6TF$ の反応によりトリチウムを非透過性の TF にし、反応によって生じた Mo (TF によって腐食されない) を構造材料表面にコーティングさせるものである。この方法によってトリチウムの化学形が変化することは確かめられているが、Mo のコーティングおよびそれによる材料腐食低減の確認および工学的使用可能性の検討は今後の課題である

液体ブランケット、特に Li, Li-Pb を使用する場合に、コーティングは最重要技術課題である。液体リチウムの場合には、MHD 圧損を低減することと、腐食低減の観点から絶縁性セラミックコーティングが必要である。Li-Pb では、MHD 圧損の低減、腐食防止、トリチウム透過抑制の観点から同じく絶縁性セラミックスコーティングが求められる。Flibe の場合でも腐食防止、トリチウム透過抑制の観点よりコーティングが必要となることが多い。液体リチウムのときと Li-Pb の場合でのコーティング材料は異なる。金属リチウムは Li-Pb に対してより腐食性なので使用される材料が制限される。Li-Pb では Al_2O_3 が主に検討された。これは Li-Pb と 500°C でも長期

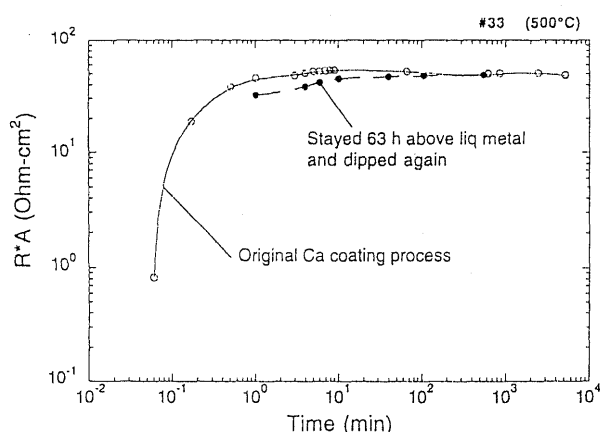


Fig. 6 Change of the electric resistance of in-situ coated CaO film [2].

間安定であるが、コーティングの機械的健全性、RIC (Radiation Induced Conductivity), RIED (Radiation Induced Electrical Degradation), 自己修復性についての検討、特に機械的健全性についての検討がさらに必要である。Li と化学的に両立するものには AlN, CaO, Y₂O₃ などがあり、実験室規模での研究が行われているがそれぞれ、機械的健全性、信頼性、非化学量論性に起因する電気伝導によりいまだ使用可能なものとはなっていない。このうち、CaO については ANL で研究が進み今後の展開が期待される (Fig. 6 [2])。固体ブランケットにおいてもトリチウムの透過を低減する必要が生じる可能性は高い。そのためにトリチウム透過障壁の開発は重要である。酸化物、種々のセラミックコーティングが検討されているが、機械的健全性が最大の課題である。

5.3 安全性

作業者、および周辺環境に及ぼす核融合炉の安全性を考えると、地震、冷却管破損、プラズマディスラプションなどの外的要因に起因して、ブランケット破損などが生じ、その結果放射性物質（トリチウムが代表）が放出し、人体の被曝がいかにどのようになるかの評価が行われる。したがって、ブランケットシステムにおいては、異常時、事故時にどのようなシナリオを考えるのが重要である。トリチウムインベントリには放出され難いインベントリと移動しやすいものがある。安全性評価上、平常時には移動しやすいものを主に考慮していればよいが、事故時には化学エネルギー、電磁エネルギー等の種々のエネルギーが放出され、それがトリチウムにエネルギーを与え移動性のものにすることが問題である。したがって事故時にどのように難移動性トリチウムにエネルギー付与が行われるかを検討する必要がある。ブランケ

ットにおいて想定される事故としては冷却管破損による水と増殖材との反応、冷却材損失による増殖材、中性子増倍材の温度上昇に伴ってのトリチウム放出、トリチウム透過障壁健全性低下に伴うトリチウム透過量増大などが考えられる。ブランケットの事故解析例は多くないが、固体ブランケットにおける冷却配管破損事故評価が代表例である。ITER において評価されたこの場合のトリチウム環境放出は微量であった。

5.4 コスト

商用炉を想定したコストの議論は避けて通れない。しかし、今後開発を進めていく核融合炉と、すでに発電に供されている核分裂炉などとの、そのままの比較は間違った結論になるおそれがあるので注意が必要である。ブランケットそのものの製作費は大きなウエイトを占めないにしても、さらなる低減を図るとともに、交換、保守費の低減の努力や交換不要ないし使用期間長期化の努力も必要である。

5.5 製造

ブランケットシステムは機能の異なる様々な材料より構成されており、その製作はシステムインテグレーションにおいて重要である。ITER/EDA のなかでブランケットの製作についての研究開発は大きな進展があった。それは HIP 法を用いた製造である。Fig. 7 [6] に示すように高温での静圧により接合させるものであり、すでに 1 メートルくらいのものが試験的に作られている。さらに、異種金属材料の接合や、製作されたものの高熱負荷試験なども行われており、先の明るい結果が報告されている。

5.6 材料間の両立性

使用条件下（放射線、温度、応力下）での構造材の冷却材による腐食など材料単独の場合とは異なる両立性に関する評価を行う必要がある。

5.7 材料システムの保守

液体ブランケットの場合の純度管理や固体ブランケットでのスweepガス水分管理、冷却水管理などがこれに含まれる。

5.8 規制、基準

ブランケットは大型構造物であり、中に安全上重要なトリチウムを内蔵するとともに、高圧高温の冷却水がある場合があるなど、核融合炉においては安全性、健全性上重要な機器である。したがってその製造、検査等に関する規則、基準との整合性もブランケットシステムにおいて重要である。

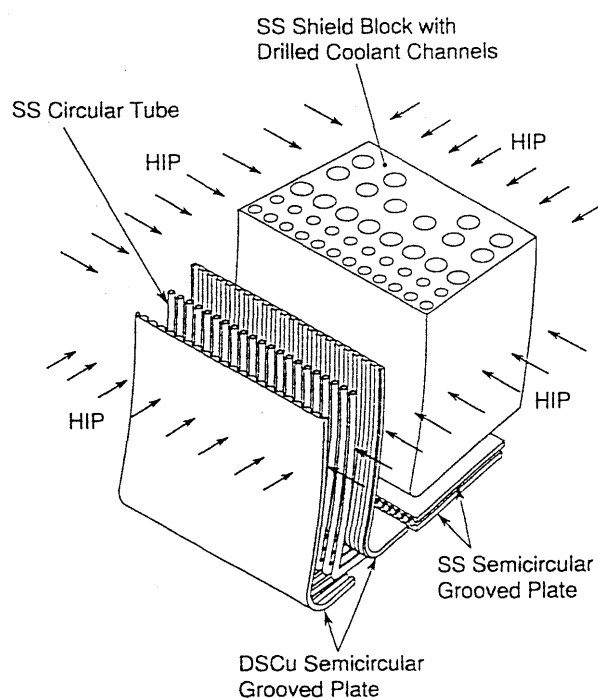


Fig. 7 HIP bonding of first wall and blanket system [6].

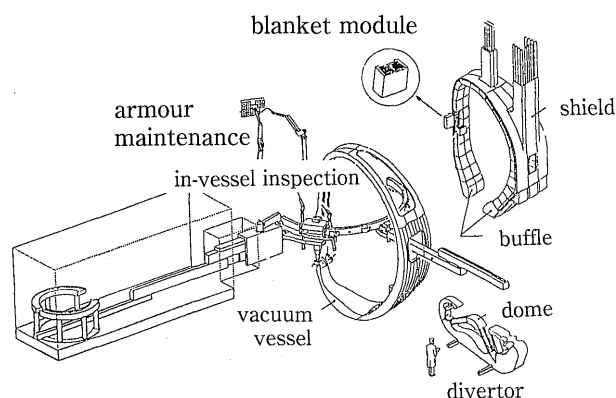


Fig. 8 Exchange of blanket module by vehicle type maintenance system.

5.9 保守

ブランケットは代表的な核的機器であり、かつ放射化されることよりその保守、交換方法等について当初より十分に検討しておく必要がある。ITER/EDA では Fig. 8 に示した方法により遠隔操作によるブランケットモジュールの交換を考えている。放射線場で使用できるセンサー、機器などの開発も必要となるが大きな困難は予想されない見込みである。

5.10 リサイクル/廃棄物

使用後の材料/物質のリサイクルや処分を要する廃棄物の量、放射能強度の時間変化などもブランケットシステムの評価に忘れてはならない。

6. おわりに

エネルギー発生装置としての核融合炉の中で、中心的な役割を果たすブランケットの研究開発、設計製造におけるシステムの検討の重要性を指摘するとともに、構成機器の概要と課題、およびシステムインテグレーションにおいて重要な観点を整理した。

参考文献

- [1] Technical Basis for the ITER Final Design Report, Cost Review and Safety Analysis (FDR), IAEA, 1998.
- [2] R.F. Mattas *et al.*, Fusion Eng. Des. **39-40** 659 (1998).
- [3] E. Ishitsuka, H. Kawamura, T. Terai and S. Tanaka, J. Nucl. Mater. **258-263**, 566 (1998).
- [4] E. Ishitsuka and H. Kawamura, Fusion Eng. Des. **41**, 195 (1998).
- [5] A. Sagara, O. Motojima, S. Imagawa, O. Mitarai, T. Noda, T. Uda, K. Watanabe, H. Yamanishi, H. Chikaraishi, A. Kohyama, H. Matsui, T. Muroga, N. Noda, N. Ohyabu, T. Satow, A.A. Shishkin, Dai-Kai-Sze, A. Suzuki, S. Tanaka, T. Terai, K. Yamazaki and J. Yamamoto, Fusion Eng. Des. **41**, 349 (1998).
- [6] S. Sato *et al.*, Fusion Eng. Des. **39-40**, 609 (1998).