

JAERI-M
90-222

核融合炉用液体ブランケット開発の調査
—ニュートロニクス研究の現状と課題—

1990年12月

真木 絃一

JAERI-Mレポートは、日本原子力研究所が不定期に公刊している研究報告書です。
入手の間合わせは、日本原子力研究所技術情報部情報資料課（〒319-11茨城県那珂郡東海村）
あて、お申しこしてください。なお、このほかに財団法人原子力弘済会資料センター（〒319-11茨城
県那珂郡東海村日本原子力研究所内）で複写による実費頒布をおこなっております。

JAERI-M reports are issued irregularly.

Inquiries about availability of the reports should be addressed to Information Division, Department
of Technical Information, Japan Atomic Energy Research Institute, Tokai-mura, Naka-gun,
Ibaraki-ken 319-11, Japan.

© Japan Atomic Energy Research Institute, 1990

編集兼発行 日本原子力研究所
印刷 日立高速印刷株式会社

核融合炉用液体ブランケット開発の調査
—ニュートロニクス研究の現状と課題—

日本原子力研究所那珂研究所核融合実験炉特別チーム

真木 紘一

(1990年11月26日受理)

過去のブランケット開発の流れの中で融体ブランケット開発の変遷を調査し、融体ブランケットにおけるニュートロニクス研究の課題と現状を述べる。本題のニュートロニクス研究の現状と課題の調査対象としては、主として狭義の融体ブランケットである Self-cooledタイプのブランケットとし、一部水またはガスで冷却するタイプのブランケットも含めた。調査の結果をまとめると、以下のようになる。

核融合炉のブランケットに鉛を用いた場合には、中性子増倍率では、ベリリウムを用いた場合よりもやや劣る。資源的にはベリリウムよりも圧倒的に豊富な鉛を、核融合炉ブランケットに利用することは、核融合炉の将来にとって重要な意味を持つ。ニュートロニクスの立場からは、融体ブランケットは、構造上の工夫によって核融合炉のトリチウム増殖比の目標値を達成できる可能性が残されている。

Survey of Fusion Reactor Liquid Metal Blanket Development
- Issues and Present Status in Neutronics Studies -

Koichi MAKI

Fusion Experimental Reactor Team
Naka Fusion Research Establishment
Japan Atomic Energy Research Institute
Naka-machi Naka-gun Ibaraki-ken

(Received November 26, 1990)

Liquid metal blanket concepts designed up to now were surveyed. From the present survey, issues and present status in neutronics studies are explained. The extent of survey is restricted with in not only a field of self-cooled liquid metal blankets but also that of water or gas cooled liquid metal blankets. From the present survey, following results are obtained.

Lead neutron multiplier is not superior to beryllium neutron multiplier in neutron multiplication for tritium breeding blankets in fusion reactors. Lead is much more abundant than beryllium in material resource. Utilizing lead as neutron multipliers is therefore significant in the future of fusion reactor development. From the viewpoint of neutronics, liquid metal blankets leave possibilities to achieve a target value of tritium breeding ratio by skillfully devising blanket structure.

Keywords : Liquid Metal Blanket, Neutronics, Issues, Present Status,
Self-cooled, Water or Gas Cooled

目 次

1. はじめに	1
2. ブランケット開発史における融体ブランケット	1
3. ニュートロニクス研究の課題と現状	10
3.1 ニュートロニクスの課題	10
3.2 トリチウム増殖比の目標値	11
3.3 核データの現状	12
3.4 ブランケット構造に係わる課題	16
4. まとめ	21
謝 辞	21
参考文献	22

Contents

1. Prologue	1
2. Liquid Blankets in Blanket Development History	1
3. Issues and Present Status in Neutronics Studies	10
3.1 Issues in Neutronics	10
3.2 Targets of Tritium Breeding Ratios	11
3.3 Status of Nuclear Data	12
3.4 Issues in Blanket Structure	16
4. Summary	21
Acknowledgements	21
References	22

1. はじめに

核融合炉開発においてブランケットという言葉は、“プラズマを包むもの”あるいは“プラズマを取り囲むもの”という広い意味で用いられていたようである。実際、プラズマから放出される荷電粒子から第一壁を防御するためにプラズマを中性のガスで取り囲む、所謂、ガスブランケットと呼ばれる概念がある。また、トリチウムを生産せず、単に中性子の運動エネルギーを熱エネルギーに変換して採り出す装置もブランケットと呼ばれている。これに対して、狭い意味でブランケットとは、D-T核融合炉の燃料の1つであるトリチウムを生産し、且つ中性子の運動エネルギーを熱エネルギーに変換して採り出す装置と考られている。本レポートでは、このような狭い意味のブランケットを対象としており、以下ブランケットという言葉は、狭義のブランケットを指すものとする。

一方、融体ブランケットとは、広い意味では固体ブランケットと対称的に考えられているブランケットを意味し、Self-cooledタイプのブランケットのみならず、液体金属増殖材を用い水またはガスで冷却するタイプのブランケット、フライベ(F L I B E)のような熔融塩タイプのブランケット等を意味するものとする。本題のニュートロニクス研究の現状と課題の調査対象としては、主として狭義の融体ブランケットであるSelf-cooledタイプのブランケットとし、一部水またはガスで冷却するタイプのブランケットも含める。

本レポートでは、次の第2章では過去のブランケット開発の流れの中で融体ブランケット開発の趨勢あるいは変遷を述べる。第3章でニュートロニクス研究の課題と現状を述べる。

2. ブランケット開発史における融体ブランケット

核融合炉ブランケット開発の始まりは、核融合炉開発において当面の開発目標としてD-T核融合を照準にせざる得ないとした時点に遡る。核融合炉の燃料の1つであるトリチウムは12.3年の半減期で β^- 崩壊し天然には存在しない核種である。核融合炉開発の当初は、燃料の1つであるトリチウムを他から導入することも考えられたようである。トリチウムを他から導入することは、トリチウム生産用原子炉の建設あるいはあるいは現存する原子炉の転用を意味する。しかし、このような場合には、総合エネルギー生産の観点から核融合炉は主要なエネルギー源にはなり得ないという矛盾を含むことになり、ブランケット開発の必要性が認識された。

開発当初(1970年頃)は、液体リチウムをトリチウム増殖材及び冷却材として用いたブランケット^{1,2)}が提案された。カラム研究所が提案したブランケットをFig. 1, 2に示す。また、UWMAK-IのブランケットをFig. 3, 4に示す。間もなくリチウムの酸化物($\text{Li}_2\text{Al}_2\text{O}_4$)を増殖材に用いてヘリウムガスで冷却するブランケットを設置したトカマク型核融合炉の概念がConn³⁾らによって提案され、同じ頃増殖材にフライベ(F L I B E)を用いヘリウムガスで冷却するブランケット⁴⁾のトカマク型核融合炉の概念がプリンストン大学から発表された。その後リチウムの酸化物としては、更に Li_2O を用いたブランケットが原研^{5,6)}から提案された。また、リチ

1. はじめに

核融合炉開発においてブランケットという言葉は、“プラズマを包むもの”あるいは“プラズマを取り囲むもの”という広い意味で用いられていたようである。実際、プラズマから放出される荷電粒子から第一壁を防御するためにプラズマを中性のガスで取り囲む、所謂、ガスブランケットと呼ばれる概念がある。また、トリチウムを生産せず、単に中性子の運動エネルギーを熱エネルギーに変換して採り出す装置もブランケットと呼ばれている。これに対して、狭い意味でブランケットとは、D-T核融合炉の燃料の1つであるトリチウムを生産し、且つ中性子の運動エネルギーを熱エネルギーに変換して採り出す装置と考られている。本レポートでは、このような狭い意味のブランケットを対象としており、以下ブランケットという言葉は、狭義のブランケットを指すものとする。

一方、融体ブランケットとは、広い意味では固体ブランケットと対称的に考えられているブランケットを意味し、Self-cooledタイプのブランケットのみならず、液体金属増殖材を用い水またはガスで冷却するタイプのブランケット、フライベ(FLIBE)のような熔融塩タイプのブランケット等を意味するものとする。本題のニュートロニクス研究の現状と課題の調査対象としては、主として狭義の融体ブランケットであるSelf-cooledタイプのブランケットとし、一部水またはガスで冷却するタイプのブランケットも含める。

本レポートでは、次の第2章では過去のブランケット開発の流れの中で融体ブランケット開発の趨勢あるいは変遷を述べる。第3章でニュートロニクス研究の課題と現状を述べる。

2. ブランケット開発史における融体ブランケット

核融合炉ブランケット開発の始まりは、核融合炉開発において当面の開発目標としてD-T核融合を照準にせざる得ないとした時点に遡る。核融合炉の燃料の1つであるトリチウムは12.3年の半減期で β^- 崩壊し天然には存在しない核種である。核融合炉開発の当初は、燃料の1つであるトリチウムを他から導入することも考えられたようである。トリチウムを他から導入することは、トリチウム生産用原子炉の建設あるいはあるいは現存する原子炉の転用を意味する。しかし、このような場合には、総合エネルギー生産の観点から核融合炉は主要なエネルギー源にはなり得ないという矛盾を含むことになり、ブランケット開発の必要性が認識された。

開発当初(1970年頃)は、液体リチウムをトリチウム増殖材及び冷却材として用いたブランケット^{1,2)}が提案された。カラム研究所が提案したブランケットをFig. 1, 2に示す。また、UWMK-IのブランケットをFig. 3, 4に示す。間もなくリチウムの酸化物($\text{Li}_2\text{Al}_2\text{O}_4$)を増殖材に用いてヘリウムガスで冷却するブランケットを設置したトカマク型核融合炉の概念がConn³⁾らによって提案され、同じ頃増殖材にフライベ(FLIBE)を用いヘリウムガスで冷却するブランケット⁴⁾のトカマク型核融合炉の概念がプリンストン大学から発表された。その後リチウムの酸化物としては、更に Li_2O を用いたブランケットが原研^{5,6)}から提案された。また、リチ

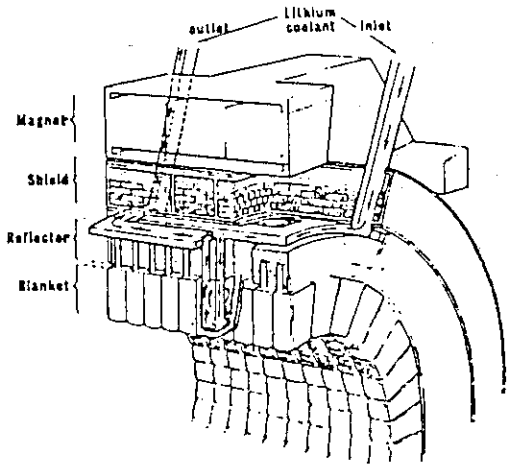


Fig. 1

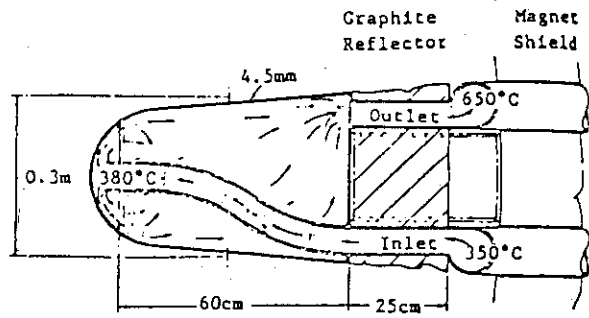


Fig. 2

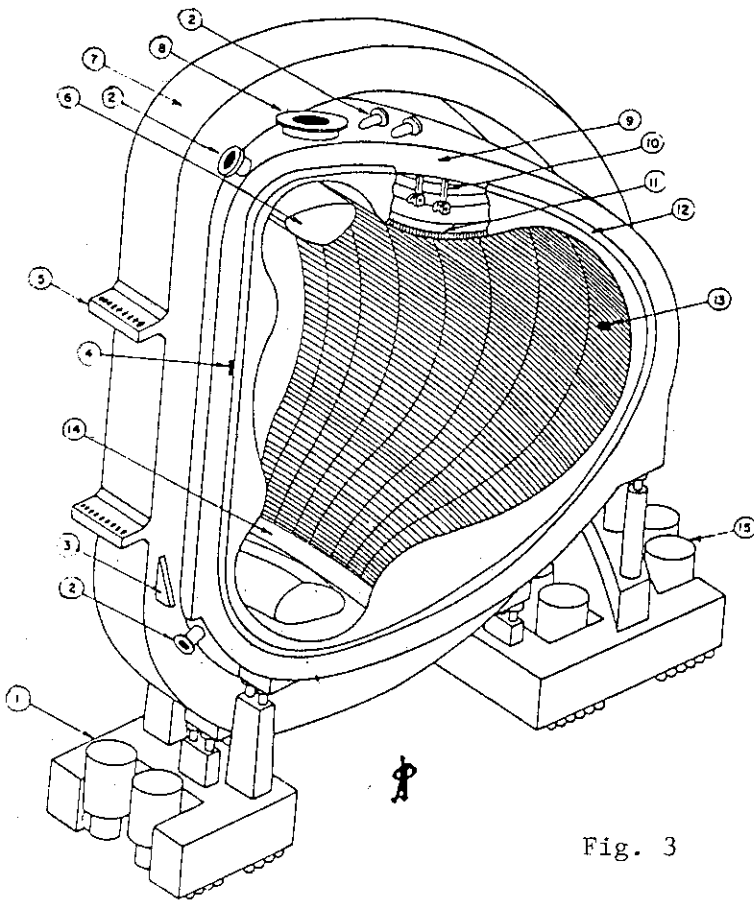


Fig. 3

- 1- Front motorised caterpillar
- 2- Lithium inlet or outlet
- 3- Front magnet devar support
- 4- Front blanket support bar
- 5- Magnet support shear beam
- 6- Vacuum port shield
- 7- Toroidal magnet in its devar
- 8- Vacuum connection
- 9- Shield
- 10- Rear blanket support rods
- 11- Heat Removal cells
- 12- Blanket seal flange
- 13- Neutral beam injection port
- 14- Particle collection plate
- 15- Rear motorised caterpillar

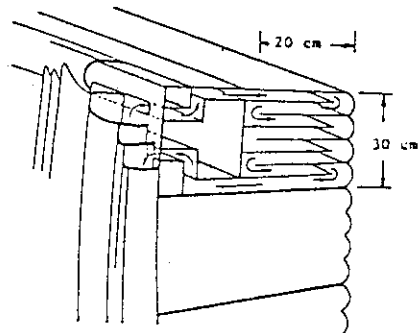
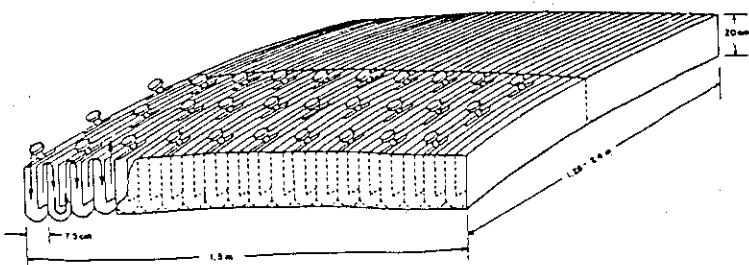
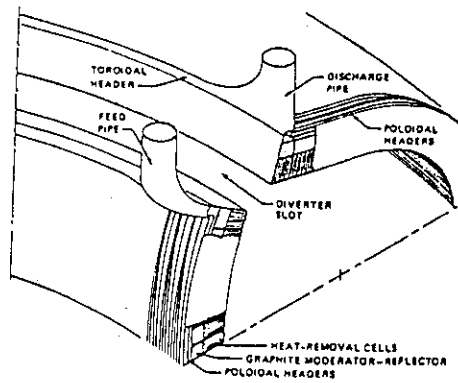


Fig. 4

ウムを増殖材に用いてヘリウムガスで冷却するブランケットが数件⁷⁻¹⁴⁾ 発表されている。ここでは、その中の1つであるFINTORという核融合炉の設計で提案されたブランケットをFig. 5, 6, 7に示す。

一方、液体リチウムをトリチウム増殖材及び冷却材として用いる融体ブランケットは、これと並行して、幾つか提案された¹⁴⁻¹⁷⁾。その中の1つであるバンドルチューブ型のブランケットをFig. 8, 9に示す。水冷却ブランケットが登場したのは比較的遅く、1979年に発表されたトカマク型核融合炉NUWMAK^{19, 20)}においてである。このブランケットでは、トリチウム増殖材として $\text{Li}_{62}\text{Pb}_{38}$ が用いられた。なお、リチウムと鉛の化合物がトリチウム増殖材として提案されたのが、その2年程前で、 Li_7Pb_2 の形で採用されヘリウムガス型のブランケット^{21, 22, 23)}として提案された。また、 $\text{Li}_{17}\text{-Pb}_{83}$ の形でリチウムと鉛の化合物が用いられるようになったのは、INTORのフェーズIIAの頃である。この時期に、水冷却タイプ²⁴⁾ (Fig. 10) と CO_2 -cooledタイプ (Fig. 11) のブランケットが提案されている²⁵⁾。

INTORの時期には、米国ではBCSS²⁶⁾とFINESSE²⁷⁾が行われ、ブランケット材料と構造材の候補がそれまでのデータベースを背景に行われた。INTOR最後の時期に提案された $\text{Li}_{17}\text{-Pb}_{83}$ を用いるSelf-cooling型のブランケットをFig. 12, 13²⁸⁾に示す。その後1988年から1990年末までの予定でITERのCDA (Conceptual Design Activity)²⁹⁾が進められている。その中から、ソ連が提案した $\text{Li}_{17}\text{-Pb}_{83}$ を用いる水冷却型のブランケットをFig. 14, 15²⁹⁾に示す。このブランケットは、Fig. 15から解るようにチューブ型をしており3重のチューブで構成されている。これは、ピン型とも呼ばれている。

これらのブランケットについて、Self-cooled液体金属のブランケットと、水またはガス冷却型液体金属ブランケットに分類して、それぞれ、Table 1、Table 2にまとめる。その特徴及び代表的特性パラメータとして、型式、冷却材の種類、その温度、圧力、トリチウム増殖材の種類、増殖比、構造材、その最高温度、反射材の種類、第一壁中性子負荷、ブランケットモジュール数、トリチウム装荷量、発表年とした。なお、1980年以降は種々のブランケット概念としては幾つか提案されているが、ここでは、核融合炉全体の設計の一環としてブランケット設計がなされたものに限定した。

また、以上を開発年別にまとめると、Table 3のようになる。この表より、最近の傾向として融体ブランケットは、液体リチウムブランケットが少なくなり、リチウム鉛を用いたブランケットの方に集約される傾向にある。また、固体ブランケットでは、中性子増倍材を用いたトリチウム増殖材として数種のリチウムの酸化物が候補に登っており、絞り込まれるにはまだ時間を要するようである。

従って、融体ブランケットにおけるニュートロニクス研究の課題と現状を把握するためには、一つは、中性子増倍材としては鉛とベリリウムを使用することが考えられるので、鉛とベリリウムの核特性上の相互効果を、もう一つは、トリチウム増殖材としてはリチウムと鉛を混合または化合物で使うことが考えられるので、リチウムと鉛の核特性上の相互効果を検討しなければならない。そこで、次章ではこれらの点について調査検討する。

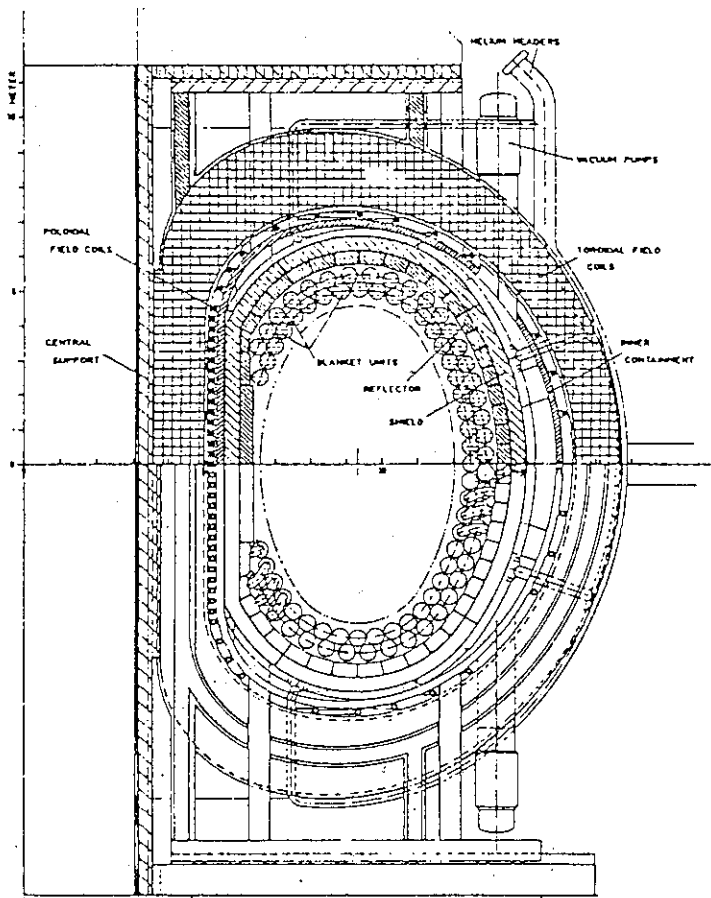


Fig. 5 FINTOR-D Elevation View.¹²⁾

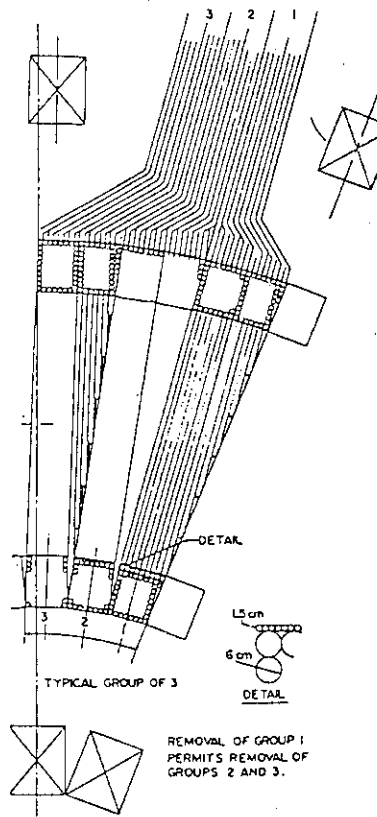


Fig. 8 Section Perpendicular to Pole of Machine Showing Two Types of Submodules and Two TF Coils.¹⁸⁾

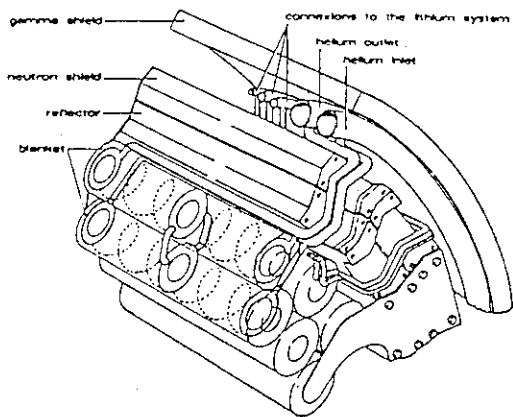


Fig. 6 Arrangement of blanket and shield units.¹²⁾

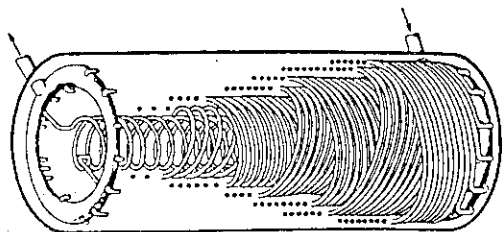


Fig. 7 Blanket heat transfer system with thread-wound cooling tubes.¹²⁾

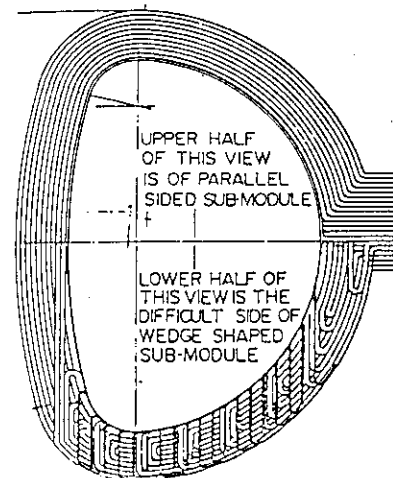


Fig. 9 Section Through Plasma Showing Two Types of Submodules.¹⁸⁾

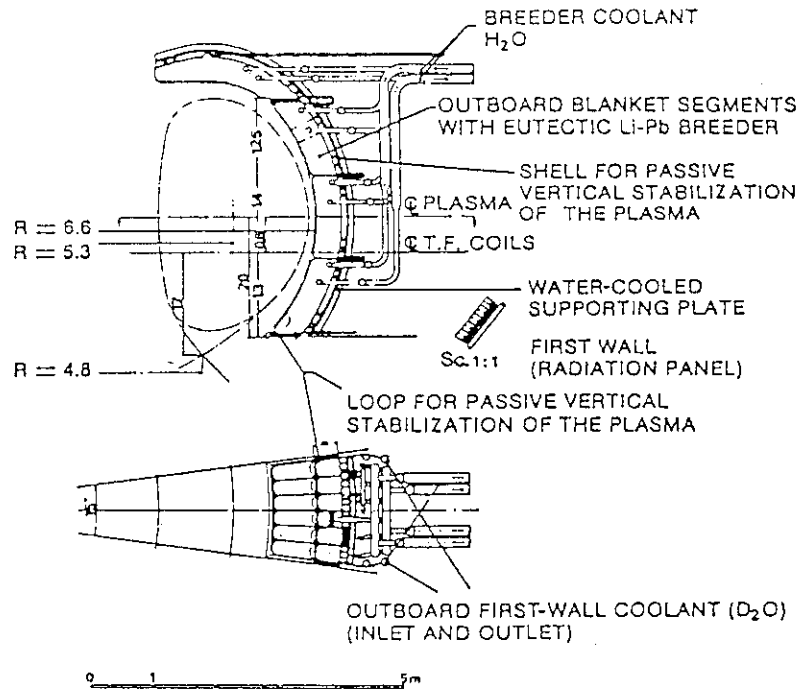


Fig. 10(a) INTOR elevation view with liquid breeder ($Li_{17}Pb_{83}$) blanket.²⁴⁾

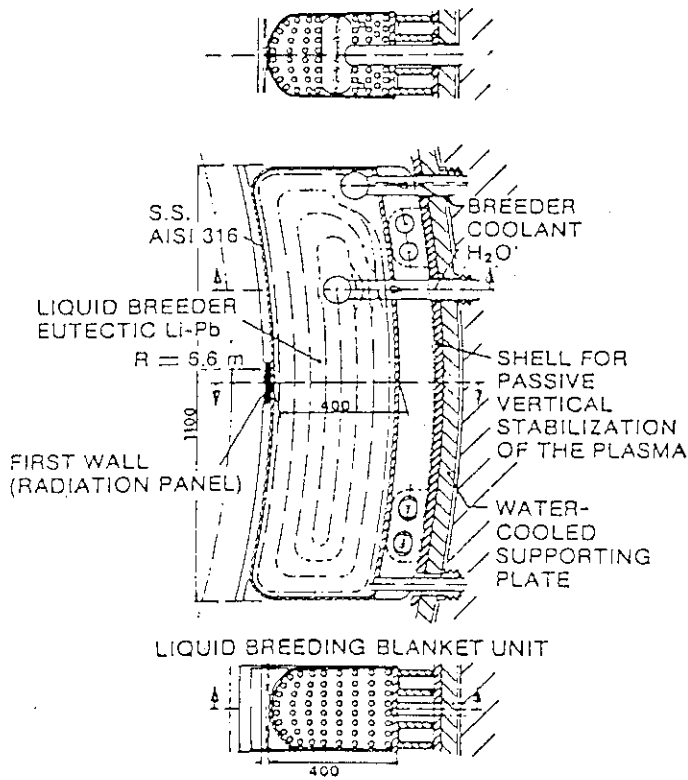


Fig. 10(b) Liquid breeder ($Li_{17}Pb_{83}$) blanket unit.²⁴⁾

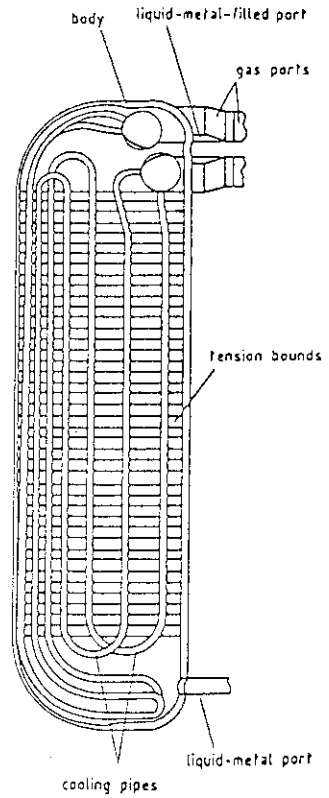


Fig. 11 Carbon-dioxide-cooled blanket.²⁵⁾

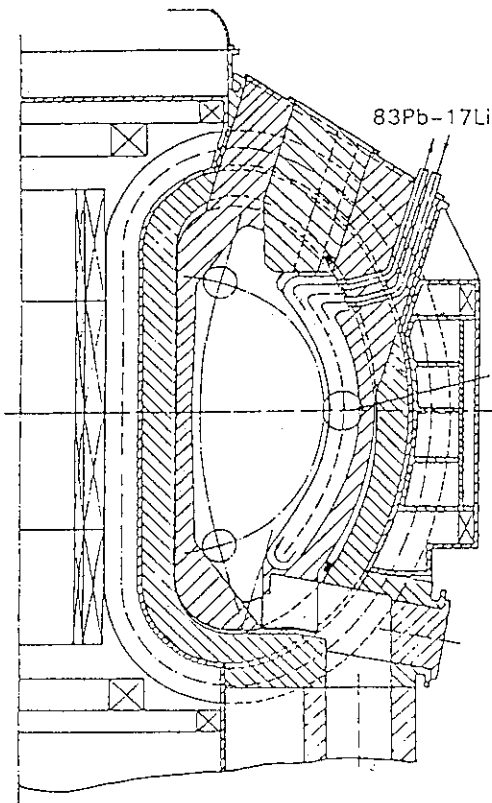


Fig. 12 Cross section of the NET torus.²⁸⁾

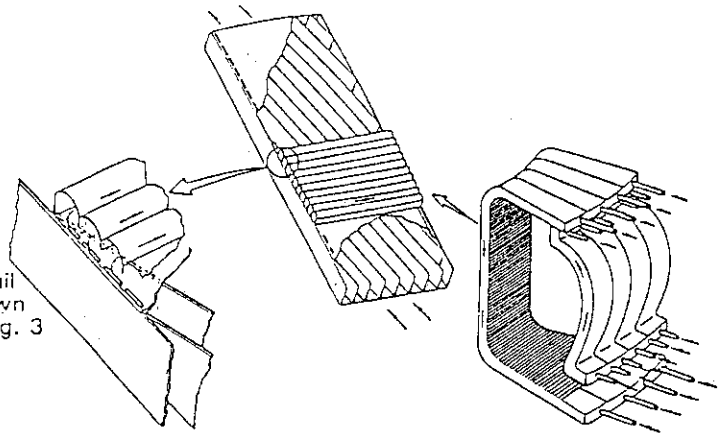


Fig. 13(a) Argonne National Laboratory reference design for the self-cooled liquid-metal blanket.²⁶⁾

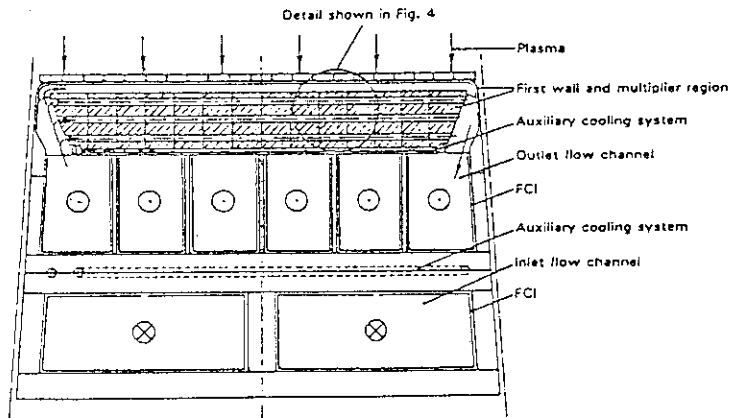


Fig. 13(b) Cross section of a liquid-metal-cooled blanket segment for NET, detail of Fig. 12.²⁸⁾

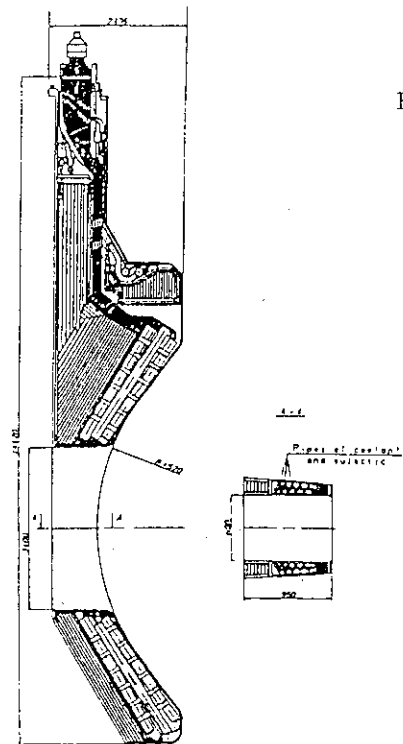


Fig. 14 CENTRAL SEGMENT OF OUTBOARD BLANKET.²⁹⁾

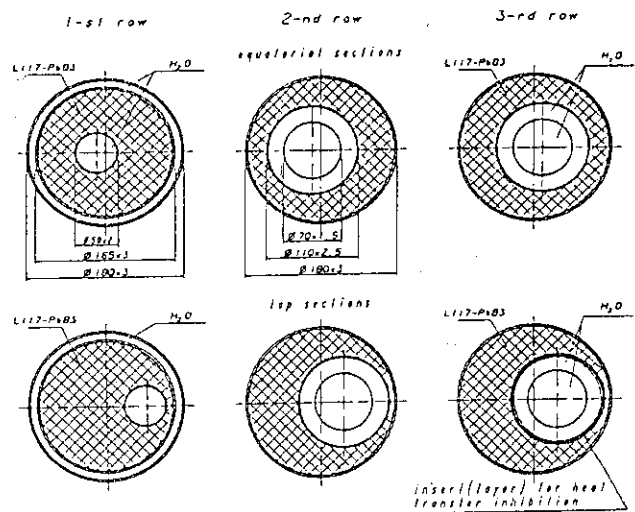


Fig. 15 CROSS-SECTION OF THE BREEDING CHANNELS.²⁹⁾

Table 1 Main parameters of self-cooled liquid metal blankets in magnetic confinement fusion reactor designs

型式	カラム研の 実験炉 ¹⁾	UWMAK-I ²⁾ (ウイスコリア大学)	UWMAK-III ¹⁵⁾ (ウイスコリア大学)	ORNLの 実験炉 ^{16,17)}	ORNLの 実験炉 ^{10,11)}	ORNLの 実験炉 ¹⁸⁾	NETの液体 金属ブランケット ²⁸⁾
冷却材 (圧力)	Li 350/650°C	Li (21気圧) 283/483°C	Li (ブラケット側: He) 630/980°C (488/870°C)	レース トラック型 Li-K (8.2気圧) 996/1052°C (Li) 927/982°C (K)	カセット型 コントウア型 HITEC	バンドル チューブ型 Li (100気圧) 236/500°C	83Pb-17Li 275/350°C
入口/出口温度		3.8cm/s	1 cm/s	9000kg/s 500kg/s			705 kg/s
流量または流速				Li	Li	Li	83Pb-17Li
トリチウム増殖材	Li	Li	Li	Li	Li	Li	0.83(内側 ブランケット無) SS316L
増殖比	1.3	1.49	1.25	1.52	~1	~1	
構造材	Nb-1Zr	SS316	TZM	Nb-1Zr	SS316	SS316	
構造材最高温度	717°C	500°C	1000°C	1100~1200°C	500°C	500°C	
反射材	グラファイト	SS	グラファイト	グラファイト	グラファイト	なし	なし
第一壁中性子負荷	3.9 MW/m ²	1.25 MW/m ²	2.5 MW/m ²	0.55 MW/m ²	2~4 MW/m ²	3.14 MW/m ²	1.088 MW/m ²
ブランケット モジュール数	32	12	18	60 (ブラケット)	18×3	18	
トリチウム装荷量 (ブランケット内)		12.2 kg	1.0 kg	0.375 kg			
発表年	1971	1973	1976	1973	1977	1978	1988

Table 2 Main parameters of gas and water cooled liquid metal blankets in magnetic confinement fusion reactor designs

型式	フリスツノ大学の 実験炉 ⁴⁾	ORNLの 実験炉 ⁷⁾	ORNLの 実験炉 ^{8,9)}	ORNLの 実証炉 ^{10,11)}	GAの 実証炉 ²¹⁾	FINTOR-D ¹²⁾ (イフ ⁷ 研究所)	INTOR ²⁴⁾	ITER-USSR ²⁹⁾
冷却材 (圧力)	He (50気圧)	He	He (70気圧)	カセット型 コントウア型 He (60気圧)	ツボ型 He (50気圧)	糸巻き型 螺旋型 He (50気圧)	ヴェセル ユニット型 H ₂ O	チューブ型 H ₂ O
入口/出口温度	360/638°C		204/370°C	77/477°C	275/585°C	150/350°C	240/260°C	50/70°C
流量または流速	3240 kg/s		800 kg/s					
トリチウム増殖材	FLIBE	Li	Li	Li	Li ₇ Pb ₂ (粉体)	Li	83Pb-17Li	83Pb-17Li
増殖比	1.04		1.15	~1	1.04	1.54	0.72(net) 1.20(local)	
構造材	PE-16	SS316	SS316	SS316	インコネル	SS	SS316	SS316
構造材最高温度	663°C		573°C		600°C	400°C	370°C	
反射材	ポリエチレン	グラファイト	グラファイト	グラファイト	SS/B ₄ C	SS	なし	なし
第一壁中粒子負荷	1.76 MW/m ²	0.4 MW/m ²	1.07 MW/m ²	2~4 MW/m ²	1.85 MW/m ²	1.3 MW/m ²	1.3 MW/m ²	1.0 MW/m ²
ブランケット モジュール数	48		12	18	1100(セル数)	24		
トリチウム装荷量 (ブランケット内)	0.047 kg						0.5-1.0 kg	
発表年	1974	1975	1977	1977	1977	1978	1983	1989

Table 3 Trend of fusion reactor blanket development

	1970	72	74	76	78	1980	82	84	86	88	1990
融体ブランケット											
○液体リチウム Self-cooled	・カララム研 の実験炉	・UWMAK-I ・ORNLの実証炉 (Li-K冷却)	・UWMAK-III ・カセット型 (ORNLの実証炉)	・UWMAK-III ・カセット型 (ORNLの実証炉)	・カセット型 (ORNLの実証炉) ・糸巻型、螺旋型 (イサヲ研) ・He冷却 (イサヲ研)						
ガス冷却											
○リチウム鉛 Self-cooled											
ガス冷却											
水冷却											
○FLIBE											
固体ブランケット											
ガス冷却 増倍材なし											
増倍材あり (Be、Pb、等)											
水冷却 増倍材あり (Be、Pb、等)											
国際的動向											

3. ニュートロニクス研究の課題と現状

3.1 ニュートロニクスの課題

核融合炉のブランケットに要求されるニュートロニクスの課題としては、一般には融体ブランケットと固体ブランケットでは区別がない。課題としては、次のような項目が列挙される。

- ① トリチウム増殖比を高めること。
- ② 高フルエンス下で材料が耐えること。
- ③ 核発熱密度を集中させないこと。
- ④ エネルギー増倍率が高いこと。
- ⑤ 遮蔽性能が高いこと。
- ⑥ 放射化物等の廃棄物が少ないこと。

これらの課題を達成する方法は、ブランケット構造と密接に関連しており、融体ブランケットと固体ブランケットでは自ずと異なってくる。これらの中で、①と②が圧倒的な重要度を持っていることは、論を待たない。③は核発熱密度を冷却構造上除熱可能な値とするようブランケット構造に対して要求している。②は材料開発とも絡んでくるため、本レポートでは主として①の課題に関連する問題を議論する。③については、ブランケット設計上苦勞する課題であるにも拘らず、ニュートロニクス関係の文献からは、議論できるに足り得る情報が得られない。熱流動関係のレポートで議論されるものとする。以上の前提に従い、トリチウム増殖比（以下、TBRと記す）に関連する課題を以下に挙げる。

[1] ブランケット構造以外の課題

この項では、ブランケット構造以前の基礎データ、及び計算手法に係わる問題が関係する。

1) 核データあるいは核定数の精度の問題

- ・ 中性子増倍材の $(n, 2n)$ 反応断面積、二次中性子のエネルギー及び角度分布。
- ・ トリチウム増殖材の (n, t) 反応断面積。
- ・ 構造材の非弾性散乱断面積、弾性散乱断面積、二次中性子のエネルギー及び角度分布、中性子吸収反応断面積、荷電粒子生成断面積。
- ・ 冷却材の非弾性散乱断面積、弾性散乱断面積、二次中性子のエネルギー及び角度分布、中性子吸収反応断面積、荷電粒子生成断面積。

2) 解析手法の問題

使用コードの精度あるいは、限界。

3) モデル上の問題

- 1、2、3次元のモデル作成上の限界。

これらの中で、2)、3)は融体ブランケット特有の課題ではないので、この項で課題とし

て掲げるに止め、本レポートでは1)の核データあるいは核定数の問題について述べる。

[2] ブランケット構造に係わる課題

この課題は、主に中性子の有効利用に関係する課題である。プラズマから入射された中性子がトリチウム生産に、あるいは中性子増倍反応に有効に利用されているかどうかという問題である。更に、中性子増倍反応で生成された中性子が、トリチウム生産に有効に利用されているかどうかという問題がある。従って、融体ブランケットと固体ブランケットでは、構造が異なるため、それぞれ独自の課題があるものと考えられる。

3.2 トリチウム増殖比の目標値

TBRを考える場合に、先ず第一に、実際にブランケットを設置できる領域を考慮した核融合炉全体でのTBR、即ち”ネットTBR”の目標値を議論し、次にそれを達成するために核融合炉の構造を考慮して、所謂、”ローカルTBR”の目標値を示さなければならない。

ネットTBRについては、Adbou³⁰⁾によれば、トリチウム生産の倍加時間を2~10年とすると、TBRのマージンは0.04~0.10になると推定し、核データの不確かさによるTBRの不確かさを-0.02~0.07とし、ネットTBRとして、1.02~1.17が必要であるとしている。しかし、倍加時間によるTBRのマージンは核融合炉の規模に関係するため、核融合炉の出力とトリチウムの装荷量を一般化した取扱い方をした方が便利であり、それを紹介する。トリチウムは半減期12.3年で β^- 崩壊するので、その崩壊定数 $\lambda = 0.05653 \text{ y}^{-1}$ を用いると、TBRのマージン ΔT_{BR} は次式で表される³¹⁾。

$$\Delta T_{BR} \sim \frac{N_T}{P_f} (1 - e^{-0.05653 \cdot t_2})$$

ここで、 N_T はトリチウムの全装荷量(炉心部、貯蔵設備等を含む)でkg単位で表した量であり、 P_f はMW単位で表した核融合出力であり、 t_2 は年単位で表した倍加時間である。この式を図示するとFig. 16のようになる。この図より、 $N_T/P_f \sim 0.01$ とし、倍加時間を2~10年とすると、 ΔT_{BR} は0.09~0.02となり、その中間を取ると $\Delta T_{BR} \sim 0.05$ となる。また、核融合炉作業委員会が採用している核データの不確かさによるTBRの不確かさは0.05³²⁾であるので、これを採用すると、ネットTBRの目標値は1.10となる。もし、倍加時間を考慮しない場合には、即ち、 $t_2 = \infty$ とすれば、ネットTBRの目標値は1.05となる。次に、核融合炉炉心部の構造を考慮したローカルTBRは、ネットのTBRにブランケットの設置可能領域を考慮したカヴァリッジというファクターを掛ければ与えられる。カヴァリッジのファクターには、ダイヴァータやNBIポートが含まれることは勿論、ブランケット容器厚さ等全てを含める。ITERでは~0.6、実証炉クラスではダイヴァータの占める割合が小さくなることやインボードブランケットも充分厚く採れるものと考えられるので、カヴァリッジはITERより大きく~0.8とする。そうすると、ネットTBRの目標値1.10を達成する場合には、ITERでは

～1.8、実証炉クラスでは～1.4のローカルTBRを目標としなければならない。もし、倍加時間を考慮しない場合、即ち、ネットTBRの目標値1.05を達成する場合には、ITERでは～1.7、実証炉クラスでは～1.3のローカルTBRを目標としなければならない。

3.3 核データの現状

融体ブランケットにのみに依存する核データの現状を述べる前に、トリチウム生成反応断面積について述べる。融体ブランケットでも固体ブランケットでもトリチウムを生成するのは、共に ${}^6\text{Li}$ 、 ${}^7\text{Li}$ のトリチウム生成反応である。ただし、液体リチウムから成る融体ブランケットの場合には、リチウムのみ反応で中性子増倍反応も期待しTBR = 1以上を達成しようとしている。 ${}^6\text{Li}(n, t)\alpha$ 、 ${}^7\text{Li}(n, n't)\alpha$ の両反応断面積をそれぞれFig.17とFig.18、及びFig.19とFig.20に示す³³⁾。

次に、鉛を使用する融体ブランケットに直接関係する鉛の中性子増倍反応について述べる。もともと、ベリリウム代わりに鉛を中性子増倍材として使用する固体ブランケットにおいても、直接関係する重要な反応である。最近、ベリリウムを中性子増倍材として使用する固体ブランケットの設計例が多いこともあり、ベリリウムと鉛の中性子増倍反応をそれぞれFig.21³⁴⁾、及びFig.22³⁵⁾に示す。

以上のように、それぞれのブランケットによって中性子増倍反応が異なるものと考えられる。 ${}^7\text{Li}$ のトリチウム生成反応も一種の中性子増倍反応と見なすことができるので、 ${}^7\text{Li}$ も含めて中性子増倍反応の特徴をTable4で比較する。この表ではリチウムとしては、天然リチウムを想定している。もし、～50%に ${}^6\text{Li}$ を富化して用いる場合には、 ${}^7\text{Li}$ の原子数密度が約半分になる。この表より、ベリリウムは原子数密度が際だって高く、且つ反応のしきい値が低いので、最も大きな中性子増倍反応が期待できることが分かる。鉛の場合には反応断面積が大きく、しきい値が高いのが特徴である。また、鉛には、数keV～数百keVで共鳴吸収領域があるのが特徴で、トリチウム増殖比を高める目的とは逆方向に作用するため、二次中性子をこれらの共鳴吸収から逃れるような構造上の工夫が必要となる。

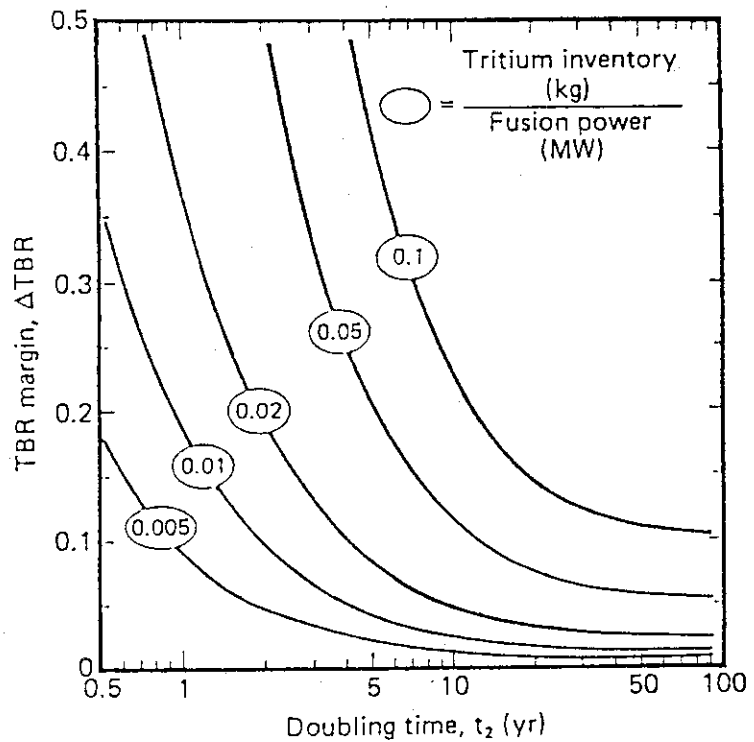


Fig. 16 Relationship between doubling time and TBR margin.³¹⁾

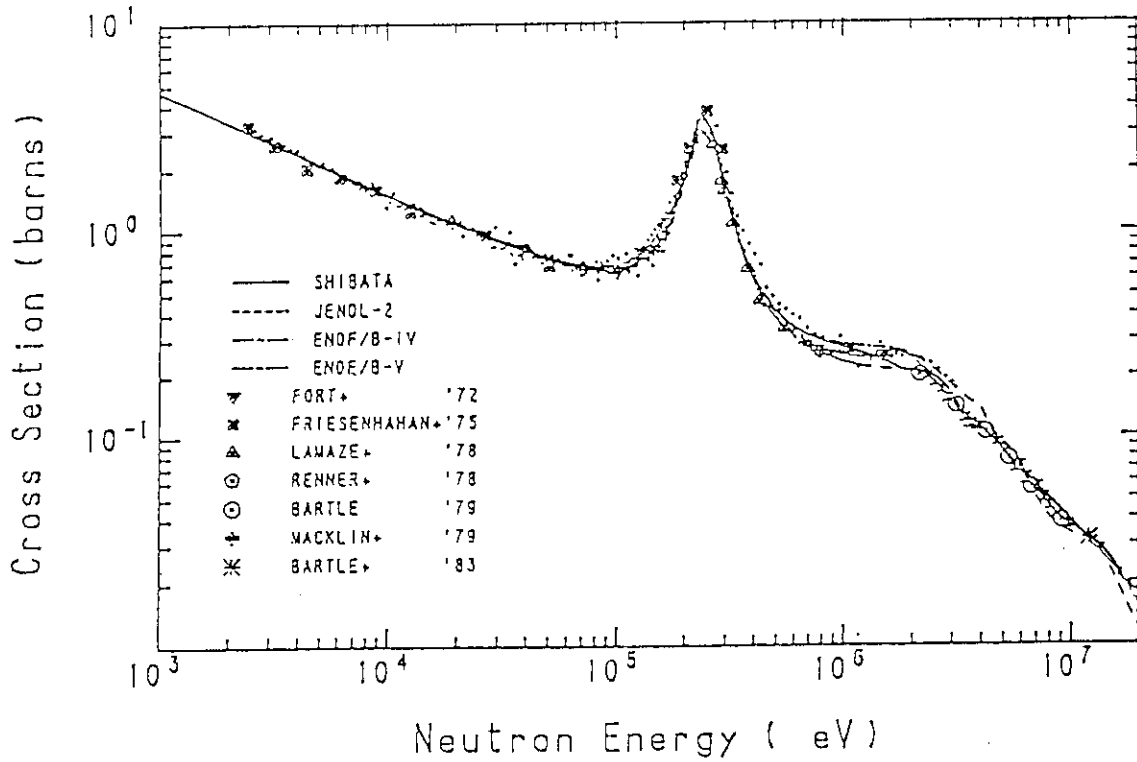


Fig. 17 The ${}^6\text{Li}(n, t)\alpha$ Reaction Cross Section³³⁾

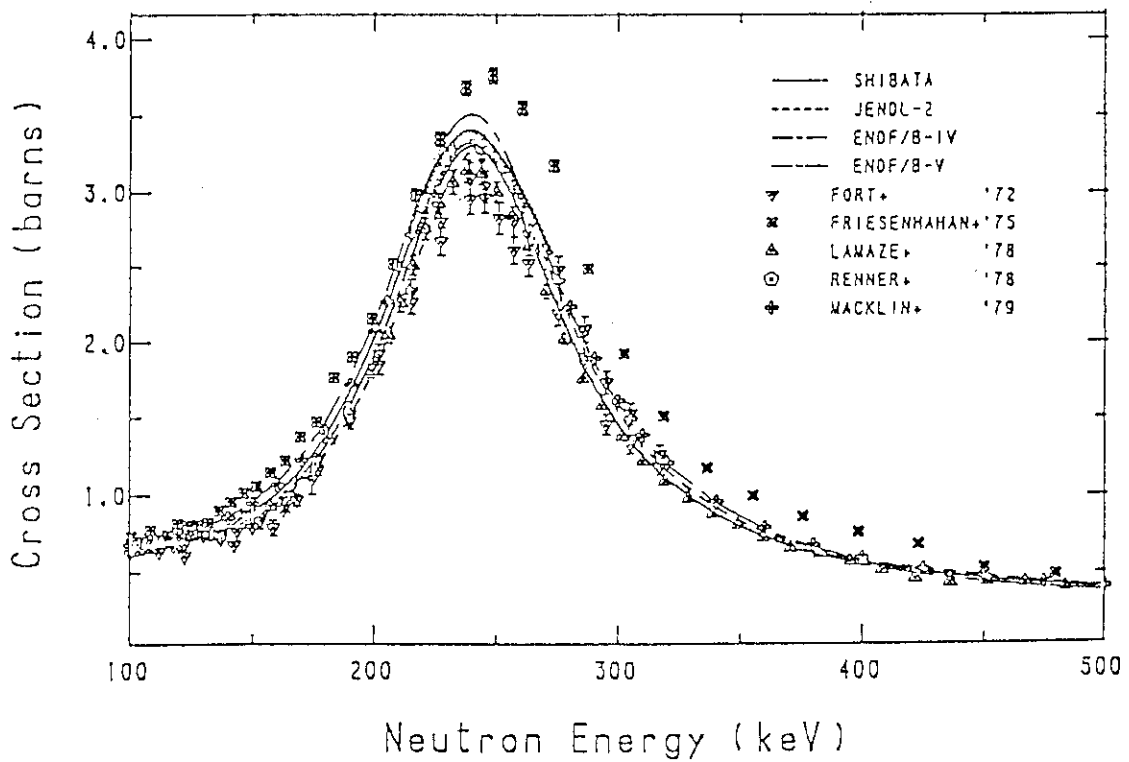


Fig. 18 The ${}^6\text{Li}(n, t)\alpha$ Reaction Cross Section (100~500KeV)³³⁾

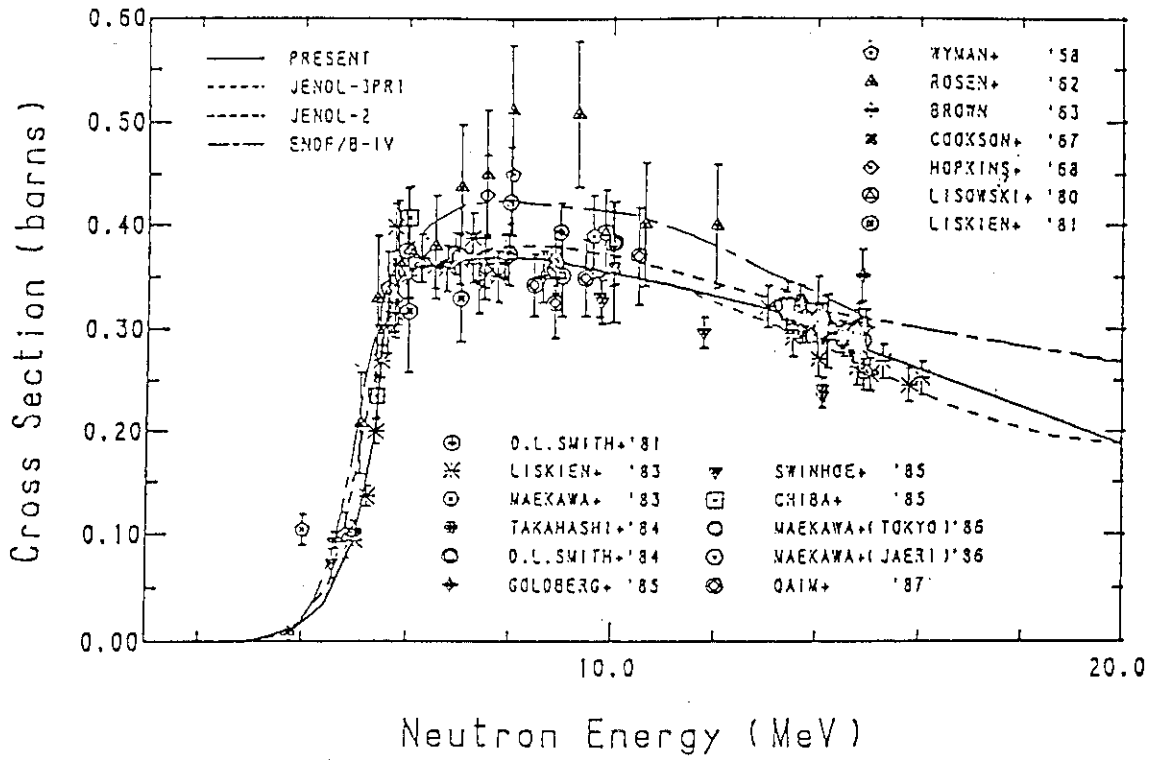


Fig. 19 The ${}^7\text{Li}(n, n't)\alpha$ Reaction Cross Section³³⁾

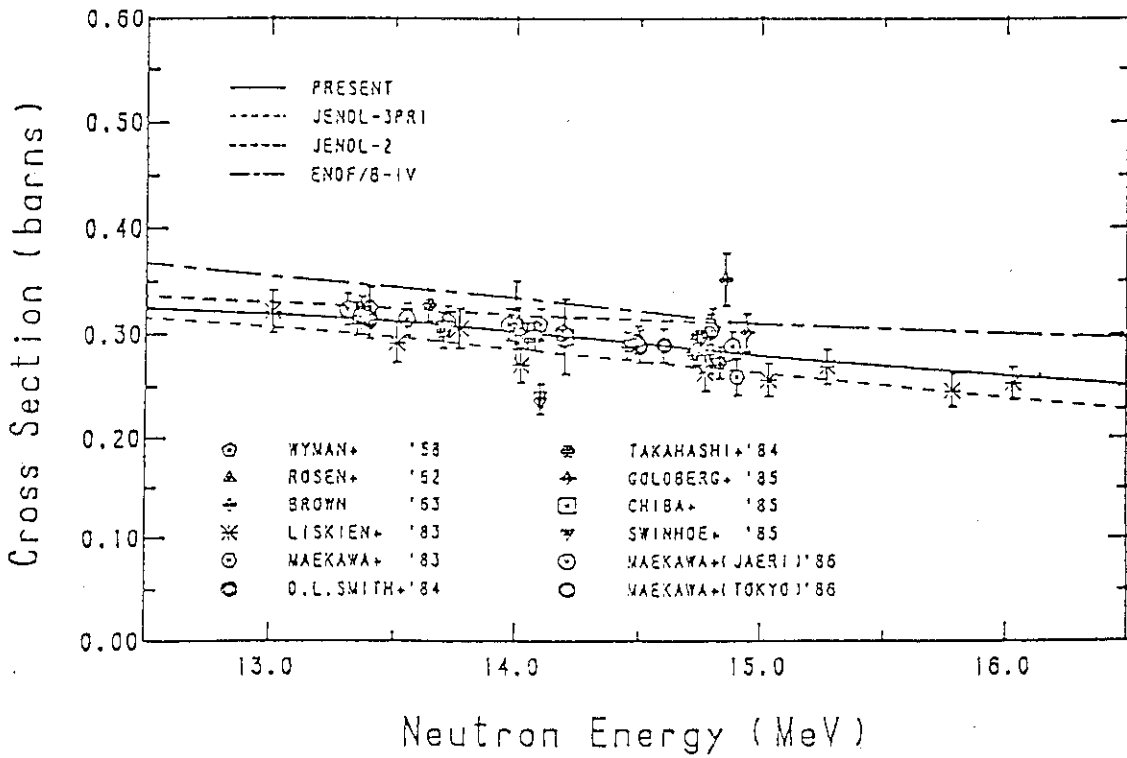


Fig. 20 The ${}^7\text{Li}(n, n't)\alpha$ Reaction Cross Section (12~17MeV)³³⁾

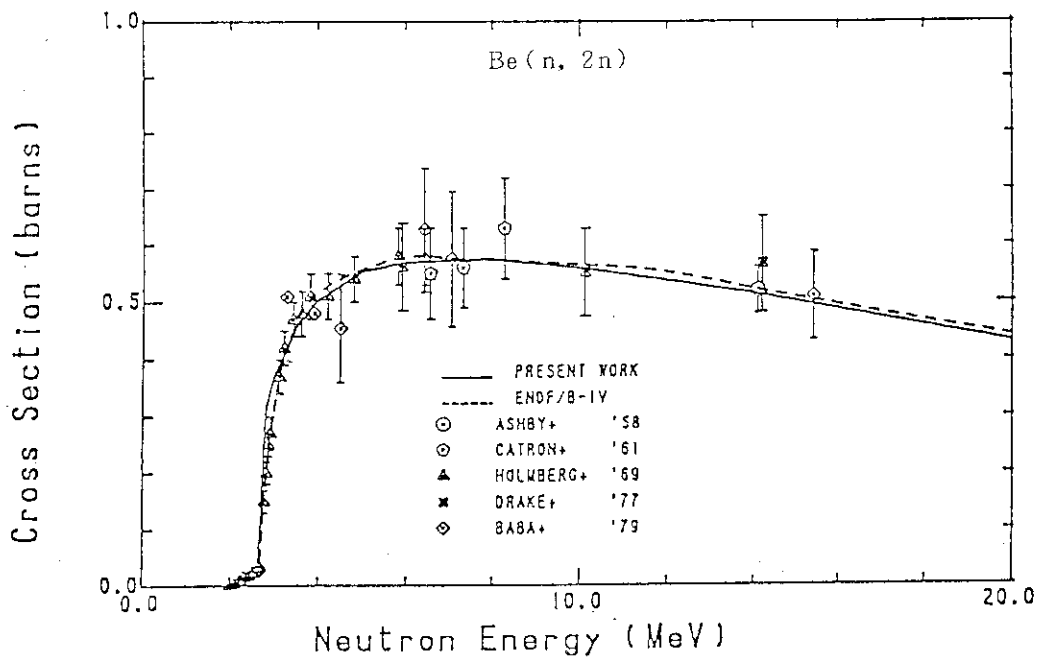


Fig. 21 Measured and calculated (n, 2n) cross sections.³⁴⁾

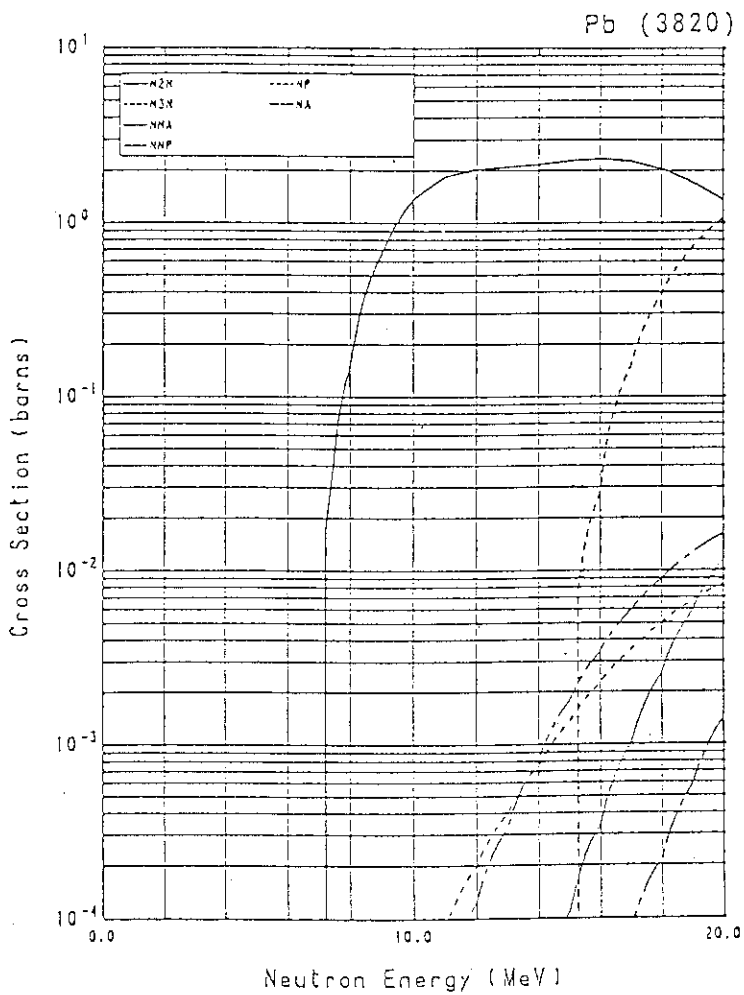


Fig. 22 Pb(n, 2n) Cross Section in JENDL-3³⁵⁾

Table 4 Comparison of nuclear parameters in typical neutron multipliers

核種 \ 項目	中性子増倍反応断面積 (バーン)	中性子増倍反応の しきい値 (MeV)	原子数密度 (n/cm^3)
^7Li	0.4	2.8	6.8×10^{22}
^9Be	0.6	1.8	1.2×10^{23}
Pb	2.2	7.4	3.3×10^{22}

ベリリウムと鉛の中性子増倍率を比較した例をFig. 23とFig. 24に示す³⁶⁾。ベリリウムと鉛はそれぞれ無垢のものを用いた結果である。ベリリウムは中性子増倍率が ~ 3 で飽和しているのに対し、鉛は ~ 2 で飽和している。この点からも、中性子増倍効果はベリリウムの方が鉛より大きいことが示されている。

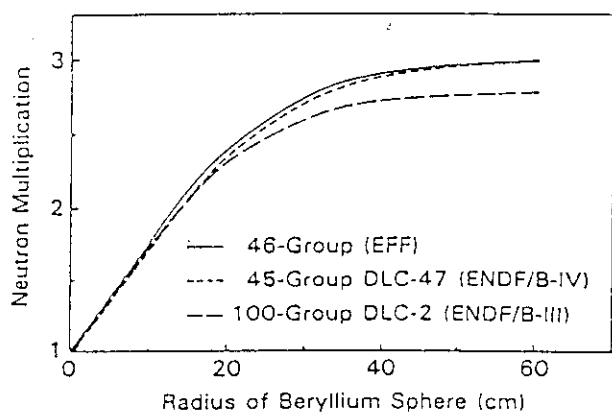


Fig. 23 Intercomparison of various cross-section libraries for total neutron multiplication in a beryllium sphere as a function of radius for a centrally placed point 14-MeV neutron source.³⁶⁾

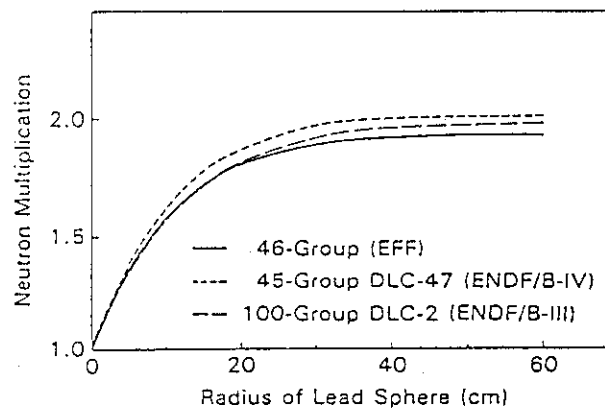


Fig. 24 Intercomparison of some cross-section libraries for total neutron multiplication in a lead sphere as a function of radius for a centrally placed point 14-MeV neutron source.³⁶⁾

3.4 ブランケット構造に係わる課題

融体ブランケットの構造に係わる課題を議論する前に、鉛とベリリウムの資源的な相違について触れておく。Table 5 に核融合炉に必要な材料の量と資源埋蔵量³⁷⁾を示す。なお、この表は1989年³⁸⁾に見直されている。この表によれば、現価格での埋蔵量及び高価格での埋蔵量とも、鉛はベリリウムに比べて圧倒的に豊富であることが示されている。このような状況を踏まえて、

Table 5 Species and amount of materials required for fusion reactors and resource researves
核融合炉に必要な材料の量と資源埋蔵量^{37,38)}

材料名	10 ⁷ MWe 発電に必要な材料 (×10 ⁴ ton)	1968-2000 の累積需要 (×10 ⁴ ton)	現在価格での埋蔵量 (×10 ⁴ ton)		高価格での埋蔵量 (×10 ⁴ ton)	
			今回調査	Wisconsin group の推定	今回調査	Wisconsin group の推定
Al	6~26	780~1,270	1,168*	2,002	NA*	NA
B	8.0~10	最大 17.9	72	20.2	NA	NA
Be	0.46~1.0	0.03~0.04	0.032	NA	0.98以上	NA
C	22~90	24~34	100*		NA*	NA
Cr	11~50	87.1~109.2	700*	370	NA*	NA
Cu	20~86	437~666	357,357*	390以上	1,280*	600以上
Fe	100~190	2.0~1.8×10 ⁴	92,000*	248,000	320,000*	NA
He	0.4~11	最大 0.53	0.8		5	NA
Hg	0.02	0.4~0.5	0.14		1以上	NA
K	0.2	890~1200	10,120*		実質的に無限*	NA
Li	9.0~15	0.52~0.76	6.04	1.8	250,000*	4.1
Mn	6.1	382~460	最低 1,000	NA	NA	NA
Mo	6.0~28	3.7~4.5	4.9~9.5	9.4	10~17	NA
Nb	0.8~33	0.37~0.50	5.9~7.8	7.0	19	17.3
Ni	5.0~45	23~28	68.2*	24.2	NA*	NA
Pb	100~120	142~178	92~118	219.0	140	500以上
Ti	4.8~8.0		146	181.0	30.4*	NA
V	4.0~24	1.04~1.22	9.1*		NA*	NA

1) *印は文献(10)より流用

NA: not available

2) 現在価格 1,968~2,000 の累積需要, *印以外の今回調査埋蔵量は主として参考文献(15)による。

3) Wisconsin group の推定は参考文献(14)による。

核融合炉における融体ブランケット構造の研究と課題を議論すべきである。

核的な性質で述べた点から、ブランケット構造に要求される課題について述べる。

①鉛はベリリウムと比べて中性子増倍反応のじきい値が高いので、核融合反応で発生した 14 MeV 中性子をできる限り減速させないで鉛と中性子増倍反応させるようにすることが、ブランケット構造に要求されている課題である。

②前節で述べたように、鉛は数 keV~数百 keV で共鳴吸収領域があるため、これを逃れるように構造を工夫することが課題である。

③鉛から (n, 2n) 反応等で発生する二次中性子うち後方散乱中性子を有効にトリチウム生成に利用できるよう構造上工夫することが課題である。

これらの課題を解決するために、従来から採られてきた方法をまとめると、以下のようになる。

①に関しては、14 MeV 中性子をできる限り減速させないようにするため、鉛自身は非弾性散乱断面積が比較的小さいので、第一壁を薄くする、非弾性散乱断面積の小さな材料を用いる (例えば、ガス冷却方式や重水冷却方式)、⁶Li の富化度を高めたリチウムを用いる、等が考えられている。

②については、鉛とリチウムを混合、あるいは化合物として使用する、更には⁶Li の富化度を高めたリチウムを用いる、等が考えられている。

③については、鉛のできるだけ近い位置にリチウムを置く方法として、化合物として使用することが考えられている。

ブランケットの構成から議論した例を述べる。Fig. 25³⁹⁾は、Li (self-coolingの場合)、 Li_7Pb_2 と Li_2O (ともにヘリウムガス冷却の場合) を基本増殖材として、ヘリウムガス冷却、グラファイトとベリリウムの有無、及びその厚さの相違、厚さ5 mmの第一壁をSSの代わりにヴァナジウム合金を用いた場合、以上のそれぞれについて、トリチウム増殖比とブランケット厚さの関係を示したものである。この図より、融体ブランケットであるLi (self-cooling) と Li_7Pb_2 (ヘリウムガス冷却) は、TBRで Li_2O (ヘリウムガス冷却) よりも~0.2程度劣るが、~1.6程度得られることが示されている。もっとも、この図は、増殖領域内には構造材がない理想的な場合である。

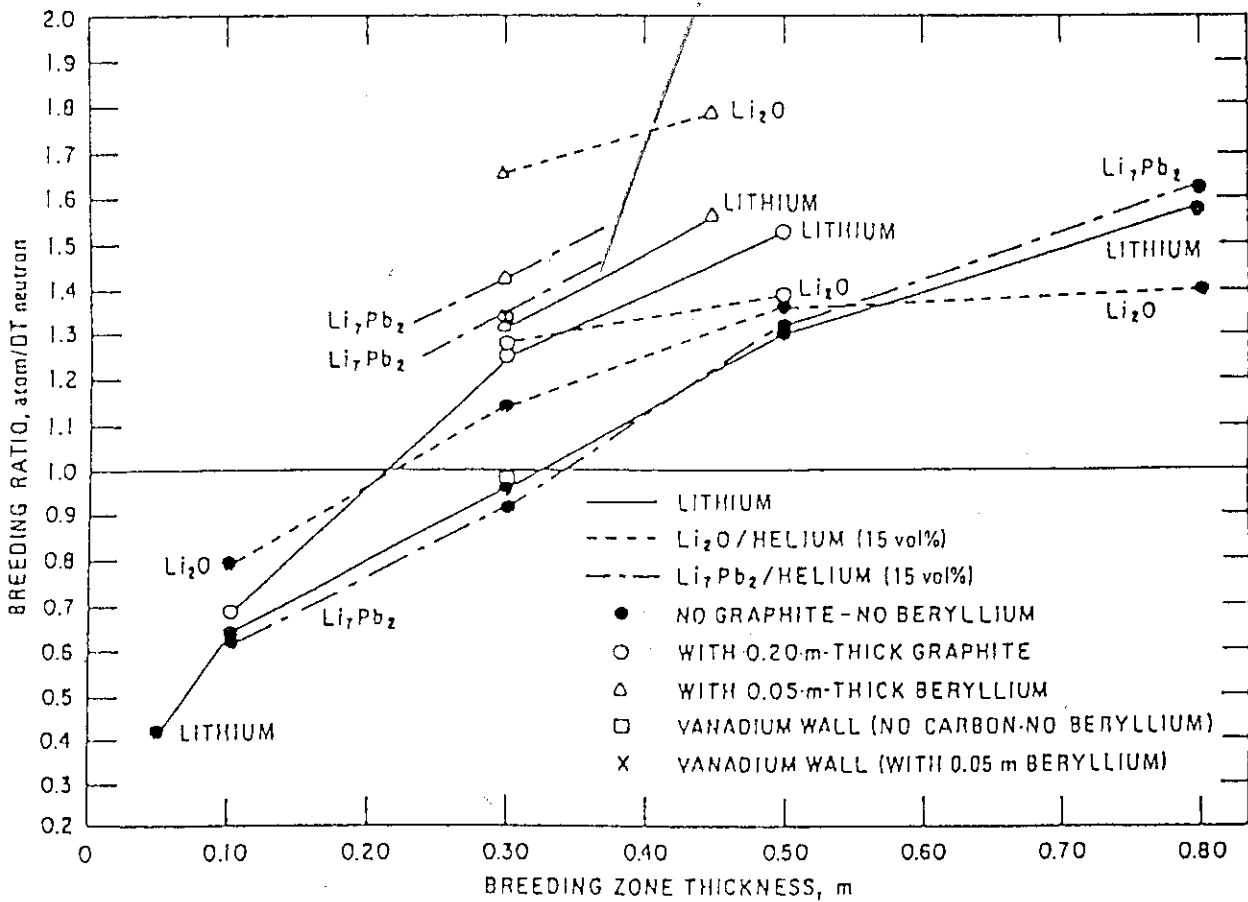


Fig. 25 Tritium BR versus breeding zone thickness.³⁹⁾

次に、融体ブランケット及び固体ブランケットの種々のタイプのブランケットについてTBRをタンデムミラーとトカマク核融合炉の設計において評価した例を紹介する。Table 6、7⁴⁰⁾にそれぞれを示す。融体ブランケットにおいても、3次元のTBRとして、ネットTBR

の目標値1.1を越えていることが示されている。しかし、カヴァリジ等の明確な記述がないので、これ以上の議論はできないが、Li₂O（ヘリウムガス冷却）と同等のTBRを達成していることにより、今後の研究開発に期待がかかっている。

Table 6 Nuclear Performance of TMR Concepts⁴⁰⁾

Breeder Material	⁶ Li Content/TD (%)	Coolant	Structure	Thickness (cm)		Three-Dimensional TBR ^b	Energy Deposition (MeV/D-T)	
				Blanket ^a	Beryllium		Blanket	Total
Lithium	7.4/100	Lithium	V-15 Cr-5 Ti	80.3	---	1.19	16.7	17.8
Lithium	7.4/100	Lithium	HT-9	80.3	---	1.14	15.8	17.6
17Li-83Pb	30/100	17Li-83Pb	V-15 Cr-5 Ti	90.3	---	1.13	18.6	19.2
Lithium	7.4/100	Helium	HT-9	108.0	---	1.17	15.5	17.1
Li ₂ O	7.4/80	Helium	HT-9	68.0	---	1.14	14.5	16.0
γ-LiAlO ₂	60/80	Helium	HT-9	58.0	10.0	1.16	17.0	19.0
γ-LiAlO ₂	90/87	Water	HT-9	70.0	20.4	1.22	18.3	18.4
γ-LiAlO ₂	50/85	NS	HT-9	49.9	18.0	1.29	17.4	18.4
Flibe	7.4/100	Helium	HT-9	85.0	20.0	1.29	21.0	21.6

^aIncludes first wall/blanket/manifolds.

^bAdjusted for end cell fusion and neutron losses in choke coils and for startup heating penetration.

Table 7 Nuclear Performance of Tokamak Concepts⁴⁰⁾

Breeder Material	⁶ Li Content/TD (%)	Coolant	Structure	Thickness (cm) Inboard/Outboard		Three-Dimensional TBR	Energy Deposition (MeV/D-T)	
				Blanket ^a	Beryllium		Blanket	Total
Lithium	7.4/100	Lithium	V-15 Cr-5 Ti	64/75	---	1.28 ^b	17.1	17.8
Lithium	7.4/100	Helium	HT-9	61/120	---	1.16 ^b	16.0	17.5
Li ₂ O	7.4/80	Helium	HT-9	41/85	---	1.11 ^c	15.5	16.5
γ-LiAlO ₂	60/80	Helium	HT-9	41/70	0/10	1.04 ^c	16.9	18.7
γ-LiAlO ₂	90/87	Water	HT-9	35/70	20/20	1.16 ^c	18.3	18.7
γ-LiAlO ₂	50/85	NS	HT-9	49.9/49.9	18/18	1.24 ^c	17.6	18.3
Flibe	7.4/100	Helium	HT-9	41/85	20/20	1.17 ^c	20.8	22.1

^aIncludes first wall/blanket/manifolds.

^bLithium-cooled V-15 Cr-5 Ti limiter.

^cWater-cooled Cu-2Be limiter.

最後に紹介するのは、Fig. 26に示すようなベリリウム中性子増倍材を用いたLi、およびLi₁₇-Pb₈₃（両者とも90%の⁶Liの富化度）の融体ブランケットの例である⁴¹⁾。それぞれのTBRとベリリウムの体積占有率の関係は、Fig. 27のようになる。ベリリウムがない場合には、Li及びLi₁₇-Pb₈₃を用いたTBRは、それぞれ1.3及び1.47程度である。ベリリウムの体積占有率が~60%を越えるとTBRの増加は飽和し、それぞれ1.74（但し天然リチウムを用いた場合は1.68程度）及び1.7まで向上していることが示されてい

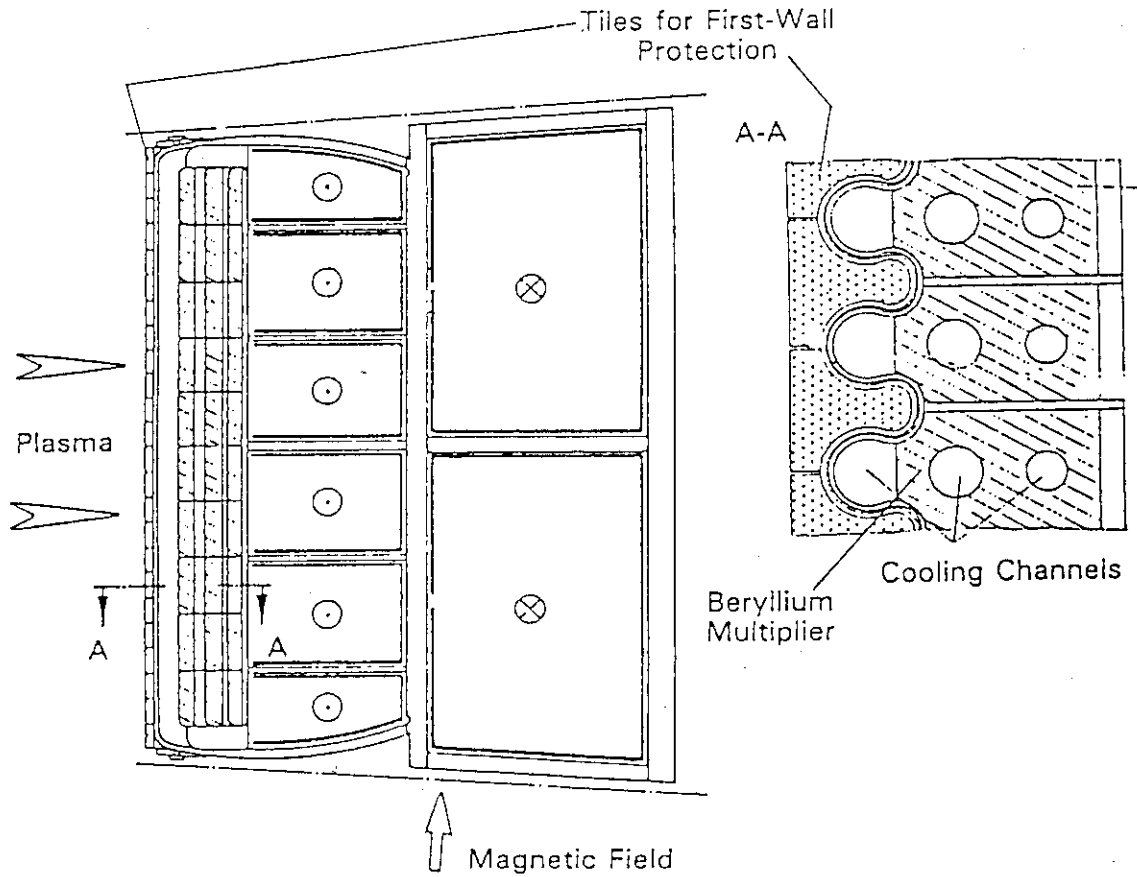


Fig. 26 Cross section of a segment of the liquid-metal blanket (taken from Ref. 41).

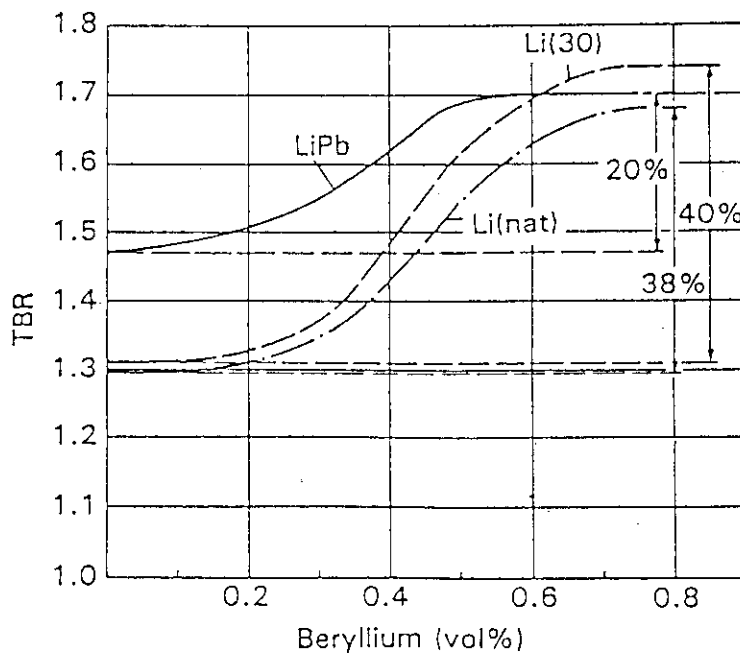


Fig. 27 Liquid-metal blanket: dependence of the TBR on the volume fraction of beryllium introduced into the front channel of the blanket.⁴¹⁾

る。これらの値は、3.2節で述べたITERのローカルTBRの目標値を達成しているものと考えられる。

以上のように、ニュートロニクス上は、融体ブランケットの場合でもTBRの目標値を達成できる可能性があり、ニュートロニクスの特性を踏まえた構造上の工夫が課題である。

4. ま と め

核融合炉ブランケットのうち融体ブランケットについて、核データの現状を踏まえてニュートロニクスの立場からブランケット構造にか係わる課題の現状について述べ、若干今後の方向について触れた。これらをまとめると、以下のようになる。

核融合炉のブランケットに鉛を用いた場合には、中性子増倍率では、ベリリウムを用いた場合よりもやや劣ることが示された。しかし、融体ブランケットは、構造上の工夫によって核融合炉のトリチウム増殖比の目標値を達成できる可能性があることが、ニュートロニクス研究の現状と課題をレビューすることによって明らかになった。資源的にはベリリウムよりも圧倒的に豊富な鉛を、核融合炉ブランケット、特に融体ブランケットにおいて利用することは、核融合炉の将来にとって重要な意味を持つものと考えられる。ニュートロニクスの立場からは、核融合炉のブランケットとして充分成立する可能性が残されているというのが結論なので、熱流動的、電磁流体力学的、化学的、放射線材料学的、その他諸々の立場から、融体ブランケットの実現に向けて今後の展開が期待される。

謝 辞

本調査を進めるに際し、有意義な助言を頂きました核融合研究部トリチウム技術研究室の吉田浩主任研究委員、核融合実験炉特別チームの関泰主任研究委員、東大工学部原子力工学科の田中知助教授、斑目春樹助教授、寺井隆幸助教授に感謝致します。最後に本研究を進めるにあたり多くの御支援を頂いた松田慎三郎核融合実験炉特別チームリーダーに感謝致します。

る。これらの値は、3.2節で述べたITERのローカルTBRの目標値を達成しているものと考えられる。

以上のように、ニュートロニクス上は、融体ブランケットの場合でもTBRの目標値を達成できる可能性があり、ニュートロニクスの特性を踏まえた構造上の工夫が課題である。

4. ま と め

核融合炉ブランケットのうち融体ブランケットについて、核データの現状を踏まえてニュートロニクスの立場からブランケット構造にか係わる課題の現状について述べ、若干今後の方向について触れた。これらをまとめると、以下のようになる。

核融合炉のブランケットに鉛を用いた場合には、中性子増倍率では、ベリリウムを用いた場合よりもやや劣ることが示された。しかし、融体ブランケットは、構造上の工夫によって核融合炉のトリチウム増殖比の目標値を達成できる可能性があることが、ニュートロニクス研究の現状と課題をレビューすることによって明らかになった。資源的にはベリリウムよりも圧倒的に豊富な鉛を、核融合炉ブランケット、特に融体ブランケットにおいて利用することは、核融合炉の将来にとって重要な意味を持つものと考えられる。ニュートロニクスの立場からは、核融合炉のブランケットとして充分成立する可能性が残されているというのが結論なので、熱流動的、電磁流体力学的、化学的、放射線材料学的、その他諸々の立場から、融体ブランケットの実現に向けて今後の展開が期待される。

謝 辞

本調査を進めるに際し、有意義な助言を頂きました核融合研究部トリチウム技術研究室の吉田浩主任研究委員、核融合実験炉特別チームの関泰主任研究委員、東大工学部原子力工学科の田中知助教授、斑目春樹助教授、寺井隆幸助教授に感謝致します。最後に本研究を進めるにあたり多くの御支援を頂いた松田慎三郎核融合実験炉特別チームリーダーに感謝致します。

る。これらの値は、3.2節で述べたITERのローカルTBRの目標値を達成しているものと考えられる。

以上のように、ニュートロニクス上は、融体ブランケットの場合でもTBRの目標値を達成できる可能性があり、ニュートロニクスの特性を踏まえた構造上の工夫が課題である。

4. ま と め

核融合炉ブランケットのうち融体ブランケットについて、核データの現状を踏まえてニュートロニクスの立場からブランケット構造にか係わる課題の現状について述べ、若干今後の方向について触れた。これらをまとめると、以下のようになる。

核融合炉のブランケットに鉛を用いた場合には、中性子増倍率では、ベリリウムを用いた場合よりもやや劣ることが示された。しかし、融体ブランケットは、構造上の工夫によって核融合炉のトリチウム増殖比の目標値を達成できる可能性があることが、ニュートロニクス研究の現状と課題をレビューすることによって明らかになった。資源的にはベリリウムよりも圧倒的に豊富な鉛を、核融合炉ブランケット、特に融体ブランケットにおいて利用することは、核融合炉の将来にとって重要な意味を持つものと考えられる。ニュートロニクスの立場からは、核融合炉のブランケットとして充分成立する可能性が残されているというのが結論なので、熱流動的、電磁流体力学的、化学的、放射線材料学的、その他諸々の立場から、融体ブランケットの実現に向けて今後の展開が期待される。

謝 辞

本調査を進めるに際し、有意義な助言を頂きました核融合研究部トリチウム技術研究室の吉田浩主任研究委員、核融合実験炉特別チームの関泰主任研究委員、東大工学部原子力工学科の田中知助教授、斑目春樹助教授、寺井隆幸助教授に感謝致します。最後に本研究を進めるにあたり多くの御支援を頂いた松田慎三郎核融合実験炉特別チームリーダーに感謝致します。

参 考 文 献

- 1) Hancox, R., Proc. of International Conference on Nuclear Solutions to World Energy Problems, ANS (1972).
- 2) Conn, R. W., et al., UWFDM-68(1972).
- 3) Conn, R. W., et al., UWFDM-114(1974).
- 4) Mills, R. G., et al., MATT-1050(1974).
- 5) Sako, K., et al., Proc. 5th Conference on plasma physics and Controlled Nuclear Fusion Research, Vol.3, (1974) 535.
- 6) Sako, K., et al., JAERI-M7300 (1977).
- 7) Roberts, M., Bettis, E., ORNL/TM5024 (1975).
- 8) Roberts, M., et al., ORNL/TM5552 (1977).
- 9) Flanagan, C. A., et al., ORNL/TM5575 (1977).
- 10) Steiner, D., et al., ORNL/TM5813 (1977).
- 11) Werner, R. W., Proc. 7th Symp. on Engineering Problems of Fusion Research, Vol.2, (1977) 1445.
- 12) Farfatetti-Casali, F., Ponti, C., Van Heuschen, R., Proc. 3rd Topical Meeting on the Technology of Controlled Nuclear Fusion, Vol.1, (1978) 249.
- 13) Baker, C.C., et al., Proc. 8th Symp. on Engineering Problems of Fusion Research, Vol.3, (1979) 1614.
- 14) Morgan, C. A., et al., ibid 1648.
- 15) Conn, R. W., et al., UWFDM-150, (1976).
- 16) Fraas, A. F., ORNL/TM-3096 (1973).
- 17) Steiner, D., Proc. of IAEA Workshop on Fusion Reactor Design Problems (1974) 309.
- 18) Wells, W. M., Proc. 7th Symp. on Engineering Problems of Fusion Research, Vol.2, (1977) 1707.
- 19) Conn, R. W., et al., UWFDM-330, (1979).
- 20) Conn, R. W., et al., Proc. 3rd Topical Meeting on the Technology of Controlled Nuclear Fusion, Vol.2, (1978) 1049.
- 21) Kearney, D. W., et al., Proc. 7th Symp. on Engineering Problems of Fusion Research, Vol.2, (1977) 1483.
- 22) Hancox, R., Walters, C. R., Proc. 7th Conference on plasma physics and Controlled Nuclear Fusion Research, Vol.3, (1978) 323.
- 23) 小川 潔, 「トカマク以外の環状系核融合炉(核融合炉作業委員会報告)」名大プラ研核融合研究情報企画センター(1976年6月) 93.
- 24) IAEA, International Tokamak Reactor Phase Two A Part I, (1983) 385.

- 25) ibid 642.
- 26) Smith, D. L., "Blanket Comparison and Selection Study - Final Report," ANL/FPP/84-1, Argonne National Laboratory (1984).
- 27) Abdou, M., et al., "FINESSE Study of the Issues, Experiments and Facilities for Fusion Nuclear Technology Research & Development," UCLA-ENG-84-30 (1984).
- 28) Malang, S., et al., "Self-cooled Liquid Metal Blanket Concept," Fusion Technology, Vol.14 (1988) 1343.
- 29) IAEA, ITER Concept Definition, International Atomic Energy Agency, Vienna, (1989).
- 30) Abdou, M. "Tritium Breeding Issue and Breeding Neutronic Problem," presented at US/Japanese Workshop on Breeding Neutronic Experiment, Dec.6-17, 1982, Japan Atomic Energy Research Institute.
- 31) Maki, K., "Increase of Tritium Breeding Ratio by Blankets Having Front Breeder Zone in Fusion Reactors," Fusion Technology Vol.8, (1985) 2655.
- 32) 核融合炉作業委員会, 「核融合炉へのアプローチと比較」、名大プラ研核融合研究企画情報センター、(1980) 139.
- 33) Chiba, S., Shibata, K., "Revision and Status of the Neutron Nuclear Data of ${}^6\text{Li}$ and ${}^7\text{Li}$," JAERI-M 88-164 (1988).
- 34) Shibata, K., "Evaluation of Neutron Nuclear Data of ${}^9\text{Be}$ for JENDL-3," JAERI-M 84-226, (1984).
- 35) Nakagawa, T., Asami, T., Yoshida, T., "Curves and Tables of Neutron Cross Sections --Japanese Evaluated Nuclear Data Library Version 3--," JAERI-M90-099 (1990).
- 36) Kumar, A., Sahraoui, C., "Analysis of Activation Measurements Done on Slabs of Beryllium and Lead at LOTUS Facility," Fusion Technology Vol.13 (1988) 484.
- 37) 浅見 直人, 西川 正名, "資源の確保," 「核融合研究の進歩と動力炉開発への展望」 「核融合調査」研究専門委員会、日本原子力学会、(1976) 454.
- 38) 法貴 四郎、他 監修、原子力ハンドブック、オーム社(東京) (1989) 824.
- 39) Jung, J., "A Comparative Study of Tritium Breeding Performance of Lithium, Li_2O and Li_7Pb_2 Blankets in a Tokamak Power Reactor," Nucl. Technology, Vol.50 (1980) 60.
- 40) Jung, J., Foley, J. V., "A Comparative Multidimensional Nuclear Analysis of Candidate Blanket Designs for Tokamak and Tandem Mirror Reactor Concepts," Fusion Technology Vol.8 (1985) 1998.
- 41) Fischer, U., "Optimal Use of Beryllium for Fusion Reactor Blankets," Fusion Technology, Vol.13 (1988) 143.