

JAERI-M

6684

核融合炉ブランケット化学の基礎

(I. 総説)

1976年8月

古川和男

この報告書は、日本原子力研究所が JAERI-M レポートとして、不定期に刊行している研究報告書です。入手、複製などのお問い合わせは、日本原子力研究所技術情報部（茨城県那珂郡東海村）あて、お申しこしてください。

JAERI-M reports, issued irregularly, describe the results of research works carried out in JAERI. Inquiries about the availability of reports and their reproduction should be addressed to Division of Technical Information, Japan Atomic Energy Research Institute, Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken, Japan.

核融合炉ブランケット化学の基礎
(I. 総説)

日本原子力研究所東海研究所燃料工学部

古川和男

(1976年7月30日受理)

核融合反応原子炉の概念を構成してゆくにあたっては、その炉工学的検討を始める前に、中性子物理的考察と並んで、炉材料物質に関して核化学的・トリチウム化学的挙動を含む総合的なブランケット化学的考察が優先されるべきである。そのための基礎的問題点を明かにするのが目的であるが、ここではその総説的なものを示して、第Ⅱ部以降の各論的解析の基準を明かにすることを試みた。

なお主要問題点は、ブランケット構造材、トリチウム親物質、1次および2次冷却材、および遮蔽材等の選定基準、それとトリチウム分離法、トリチウム環境放出防止法およびエネルギー変換方式の選択基準などである。

Fundamentals of Fusion Reactor Blanket Chemistry

(Part 1. Summary)

Kazuo Furukawa

Division of Nuclear Fuel Research, Tokai, JAERI

(Received July 30, 1976)

In constituting the concept of a nuclear fusion reactor, comprehensive study of the blanket chemical behavior of reactor materials including nuclear-chemical and tritium-chemical aspects is necessary, along with the neutron-physical study and ahead of the nuclear engineering consideration.

This report summarizes the criteria for problems treated in the subsequent parts.

Problems are the selections of blanket structural material, tritium-fertile material, and also the methods of tritium separation, environmental-release protection and energy conversion.

総 目 次

1. ま え が き
2. 総 説
3. ブランケット物質の物性
4. ブランケット物質中のトリチウム挙動
5. ブランケット物質中の核変換効果
6. 冷却材と構造材との共存性
7. ブランケットにおけるトリチウム分離法
8. ブランケット材料の安全性評価
9. 総合的検討
10. ブランケット化学の歴史と今後の課題
11. 結 語

第 1 部 目 次

1. まえがき	1
2. 総 説	2
2.1 核融合反応と化学	2
2.1.1 D-T Tokamak 炉における化学	3
2.1.2 その他の炉型と化学	4
[A] レーザー核融合炉	4
[B] D-D炉	4
[C] ハイブリッド炉	4
(Fission-Fusion Hybrid Reactors)	
[D] Li核融合炉	4
[E] B核分裂炉	4
2.2 核変換と化学的効果	5
2.3 D-T 炉ブランケット物質の選定について	6
2.4 トリチウム親物質の選択基準について	11
2.5 一次冷却材の選択基準について	12
2.6 ブランケット構造材, 二次冷却材の選択基準 (エネルギー変換方式の選択) ...	13
2.6.1 ブランケット主構造材の選択基準	13
2.6.2 二次冷却材の選択基準	15
2.6.3 エネルギー変換・利用方式について	16
2.7 トリチウム工学の化学的基礎 (トリチウム分離法の選択)	16
2.8 放射線遮蔽について	17
2.8.1 中性子遮蔽材について	17
2.8.2 γ 線遮蔽材について	19
2.9 炉安全性との関連	19
2.10 炉設計目標と材料選択	20

1. ま え が き

最近、核融合炉をめぐる諸問題の論議は一層活発となっている。その討論参考資料の一つとして、ブランケット化学に関する考察をまとめたものである。

そもそも無機融体（液体金属、熔融塩など）の原子力利用に関心あるものからみても、核融合炉は早くよりイマジネーションをかきたてるものであった。D・T反応に基づく融合炉型が最も魅力的とするならば、液体リチウム（Li）冷却の妥当性が早くから（例えばPost⁽¹⁾の総説〔1956〕）指摘されていた。著者等としても、液体Na技術の基礎付けをほぼ終えた時点より、Li系ブランケット物質および主構造材の選択から考察を始め、基礎となる実験的研究も進めてきた。その成果の一部は種々の形で公表してきたが〔巻末文献リスト参照〕、このような問題を論じるのに最も必要な総合的評価を展開するには充分でなかった。

ここでもまだ不十分であるが、より包括的な論議が進展する助けとなることを願いつつ、今までの考察をできるだけ系統立てて示してみた。

いま一つの理由は、日本ではとかく活発でなかった炉化学的研究強化の一端を担えればとも願うものである。炉化学的考察に充分基きつつ、独自の炉構成物質組合せの選択から手がけなくては、すぐれた炉概念設計は実現できないであろう。しかも材料化学の年を追う進歩を適確に吸収しつつ炉概念最適化を積み重ねるようにしなければ、核融合炉が本格化する数十年後には、時代おくれなものしか作られないのは明白であろう。

核分裂炉の歴史と比べた場合、融合炉はまだ炉工学の時代以前というべきであろう。炉工学の基礎となる“物理と化学”の時代としてとらえたい。炉において生起する諸現象は、物理・化学的にどのようなものであろうか？ それらを定量的に解析するための基礎データには何が必要か？ 充足させるにはどうしたらよいか？などに思いを馳せるべき時代と考えるし、これが、核融合炉の“生きた概要図”を描くための基盤のはずである。

工学・技術を軽視するのではない。少なくとも著者らは逆を考えているが、ここ当分は我々が最も苦心しなければならないのは、上記の物理的・化学的研究を遂行するための実験技術である。そのいくつかは巨大な形態のものになりがちであるために、“動力炉工学”と錯覚されがちなのではなからうか？ “研究装置工学”といってもよいかも知れない。炉としてもまず作らねばならないのは、“実験炉”というよりも“研究炉”というべきものであるかも知れない。（210参照）これらをスキップして、“動力炉”へ急いで混迷をまねくであろう。核分裂炉の歴史をふりかえって見ても、炉化学が充分成熟していないのが大きな問題となっている。以下に示すように、化学的問題がより深刻にかかわってくる核融合炉のR&D戦略においては、このようなことを充分教訓として、炉化学的に優れた炉型をもっと重視すべきではなからうか？

まず、「総説」の章において、この報告書の「総括」にあたるような議論を示してしまうことから始めてみたいと考える。ブランケット化学研究に関する一試論として、積極的な御批判・御教示をお願いしたい。

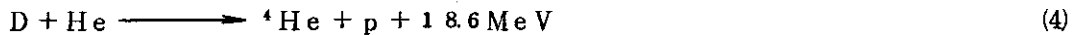
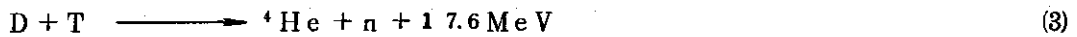
2. 総 説

2.1 核融合反応と化学

有効なエネルギー取出しのための核融合反応として考えられるものは、次のようなものであろう。

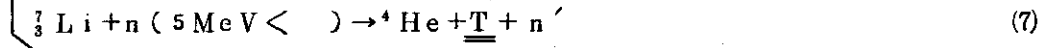
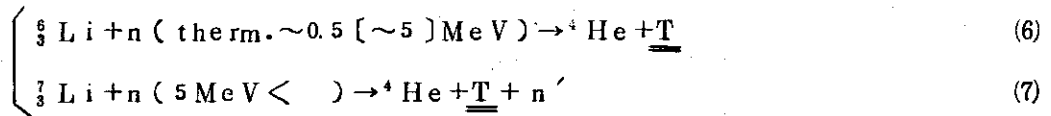
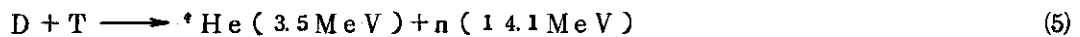
(A) D-D核融合反応

(約10億度)



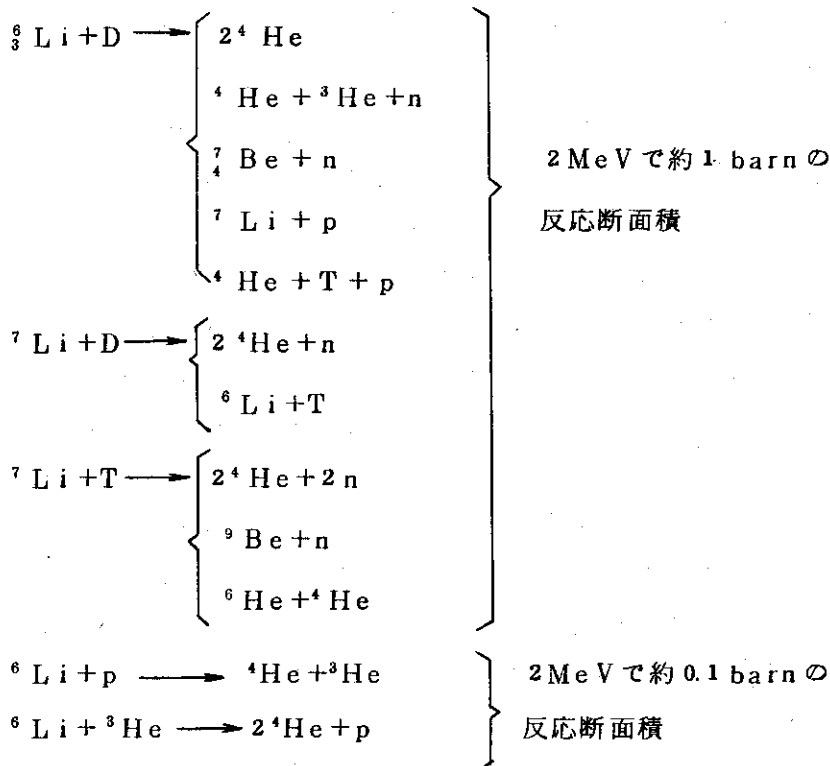
(B) D-T核融合反応

(約1億度)



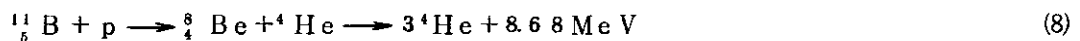
(C) Liを含む核反応

(約100億度)



(D) Bの核分裂反応⁽³⁾

(約30億度)



右端括弧内に工学的に必要なプラズマ温度の目安値を示したが、これから明かなよう

まず目指すべきはD-T反応と思れている。しかもTokamak炉型による開発が1969年頃から現在のところ最も先行しているように見える。

2.1.1 D-T Tokamak炉における化学

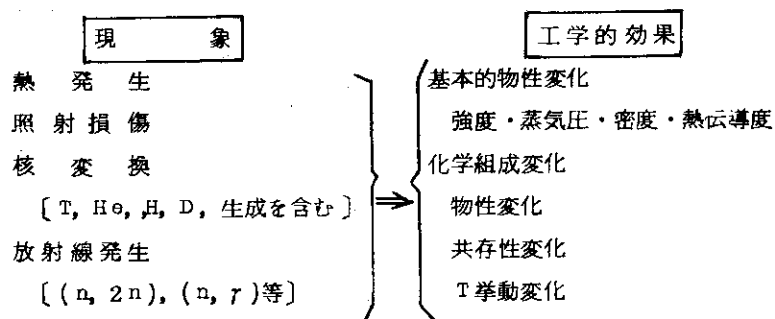
反応温度と断面積から見てD-D炉より20~30倍くらい実現容易として研究が進められているが、D-D炉の場合と異なり資源的に存在しないTを使う弱点から、さらに下記の諸点から、特に材料ないし化学的な問題点が一層中心的な課題とならざるをえない炉型といえるであろう。

- (a) エネルギー変換装置として、当然熱効率の高いものでなければならない。熱公害防止からも必要である。これは高温の装置であることが要求され、それを支えるのは材料の高温物理化学であろう。(高温物理化学)
- (b) 材料はエネルギー生産物であるから、エネルギーバランスは材料取換総経費、化学処理費をも含めたものでなければならない。そのような意味で真に経済的な設計をうるには、安定した長寿命の装置でなければならない。廃棄物を多量に産み出しているようでは不都合であろう。合理的によく閉じた物質サイクルが確立されているべきである。(物質サイクル化学)
- (c) 発生する14MeVの中性子はブランケット中に約1m以上貫入して核変換反応を起すから、炉内物質はすべて“元素変化”すなわち“化学的变化”を刻々とうける。それに対抗しつつ体系を維持再生するには、生体における新陳代謝機能に相当するような化学作用が構成されねばならないかも知れない。(2.2参照)(核変換化学)
- (d) Tの生産回収、精製増殖を自ら行う必要がある。

これには、(6)(7)の反応に主として依存することとなる。しかもTは高価かつ有毒である上に、とくに挙動が活発な水素原子であるから、炉内インベントリーを低く保持する迅速処理および安全管理に、十分な化学配慮が必要である。(トリチウム化学)

ブランケット内に発生する諸現象は、Table 1に示したようなものであろうが、その結果生ずる工学的効果は元素変化、物性形状変化を介してもっと複雑かつ高次の現象を引起すであろう。

Table. 1 ブランケット領域で発生する現象とその工学的効果



2.1.2 その他の炉型と化学

Tokamak 炉は少くも当面のプラズマ工学，ブランケット工学の R.&D.には最適と考えられる。しかし最終的实用炉型がどのようなものとなるかは予想困難であって、例えば次に示すような炉型への適度な配慮も忘れてはならない。

〔A〕 レーザー核融合炉

瞬間圧縮による非定常反応を利用するので、本質的にパルス運転となるのが心配である。磁場が不要となり、比較的小型な炉となるのは有利であろうが、レーザー導入孔を多数もうけねばならないのも問題でなからうか？ブランケット化学的には、Tokamak 炉と大差ないであろう。

〔B〕 D-D炉

燃料増殖が不要となり、発生する中性子は 2.45 MeV 、 14.1 MeV のものが半分づつである。また、それらと ^{23}Na との核反応でエネルギーを回収することにすれば、D-T炉に比べて中性子数は発生エネルギー当たり $1/3$ であり、 14.1 MeV 中性子は $1/6$ となる。⁽²⁾ ブランケット材は液体 Na でよいであろう。液体 Na 技術は比較的实用化しやすい利点があるが、D-T炉よりも強力な磁場を必要とするので、それと Na との相互作用が問題となろう。これには炉制御問題も含まれる。

〔C〕 ハイブリッド炉 (Fission-Fusion Hybrid Reactors)⁽⁴⁾

単純な核融合炉では实用化できないという見通しになった場合には、核融合で生じた中性子を ^{238}U とか ^{232}Th などに吸収させ、生成する ^{239}Pu 、 ^{233}U で運転する核分裂と結合させるハイブリッド方式の炉型が考えられる。ここでは一層複雑な核燃料サイクルを合理的に関連づけるために、より化学的な構想の炉型が好ましい。溶融塩熱中性子増殖炉 (MSBR) は、 $\text{LiF}-\text{BeF}_2$ を燃料溶媒としてすでに利用していることから、トリチウム増殖に極めて好都合であろう。

もっと長期の開発構想としては、

〔D〕 Li 核融合炉

$(^6\text{Li}+\text{D})$ 、 $(^7\text{Li}+\text{D})$ および $(^7\text{Li}+\text{T})$ の反応は、 2 MeV で約 1 barn の反応断面積をもつ。また陽子とは、前述 (§ 2.1 節) のように中性子を発生しない反応もあるが、 2 MeV において反応断面積は約 0.2 barn であり、これらはすべて余りに高温 (約 100 億度) を要する。

〔E〕 B 核分裂炉

軽い核の分裂反応としてとくに興味あるのは、§ 2.1 の (8) 式に示したものである。三箇の α 粒子になるだけであるから、中性子を出さず MHD 発電に適し、放射能が非常に少ない。したがってレーザー炉で約 30 億度に加熱できればこの反応は充分進むであろう。⁽³⁾ 例えば一案として Decaborane $\text{B}_{10}\text{H}_{14}$ (融点 99.7°C 、沸点 213°C) などの化合物の粒子を常温 (DT の極低温固体とは異なる) で落下させつつ、レーザーで加熱することが考えられる。発生するのは α 粒子であるので、比較的弱い磁場で集めることができるであろう。貫通孔の遮蔽が余り問題とならない点も関心を引く。強力なレーザー源の開発を含めて、化学者ももっと興味を示すべ

きではなからうか。

強いて言うなら、少なくともD-T炉は余りに炉化学的負担の大きい炉型といつてよいのではなからうか？(2.1.1参照)余りに楽観的な見通しをたてるものが多いように見られるが、これは化学者からの警告の声が小さすぎるからではないのであろうか？いずれにしても、もっと詳細に検討すべきであるので、まずD-T炉のブランケット領域の材料物質の選択基準を一通りしらべて見ることから始めたい。

2.2 核変換と化学的効果

核分裂炉では核化学的变化をうける物質は燃料体のみと考えてもよかったが、ここではブランケット構成体すべてが対象となる。それらの核変換によって(Table 1参照)、

- A. ブランケット構造材等の化学的組成変化, 体積形状変化, 強度変化, T溶解度・透過度変化, 熱・電気伝導度変化, 中性子反応断面積変化等,
- B. 冷却材の組成変化, その中のT挙動変化等,
- C. 共に変化した構造材と冷却材との間の共存性変化,
- D. T生成にともなう諸問題,

などが起きるので、それに対処するためにはどの程度の核変換が生じるかをまず知らなければならぬ。

ブランケット材料は液相でないかぎり、原則として20~30年間使用される。(液相は容易に交換または精製操作を加えうる。)その間に相当な元素変化を受けることがあるであろう。経済的な実用炉で必要となるかも知れない 10 MW/m^2 (第一壁)の出力密度であれば、20年間に

Nbでは約13.5%のZrと約9.5%のMo;

Moでは約8%のNb, Tc

が生じるという試算がある⁽⁵⁾。また、316ステンレス鋼では、Mn, V, Tiがそれぞれ3.0%, 4.5%, 1.2%の組成に増加すると考えられる⁽⁶⁾。これらは中性子スペクトルに大きく依存するので、正確な計算は炉設計が定まってからしか行えないが、炉が完成するような時代まで待つてはすまされる問題ではない。何故ならば、上記の諸例より $10^3\text{ mb}(=1\text{ b})$ 程度の反応断面積から $10^4\text{ appm}(=1\text{ a/o})$ 以上の組成変化が生じるわけであるから、 10 mb 位の反応で 100 appm の変化が予期されるが、そのような核反応の例はかなり多いことが知られているからである。その場合には、諸物性や共存性が決定的に変えられることも少なくないであろう。2桁下の 1 appm であっても腐食は促進されるかも知れない。

このような状況は、極めて深刻な工学的課題というべきである。なぜならば、

- a) 中性子エネルギーは 14 MeV から熱中性子まで分布していて、場所により中性子数およびエネルギーの分布が異なる。
- b) しかも我々は、その種々のエネルギーの中性子に対する充分な反応断面積を、一般元素に対してはまだ持ち合わせていない。特に重要な $5\sim 12\text{ MeV}$ の間で少ない。

- c) 各材料中において、天然に存在する原子核のみに対する核反応データでは不十分である。それらからの誘導核種の核データをも知っておかねばならないからである。(一例としては Fig. 1 の⁹⁴Nb)
- d) それらの誘導核種には短寿命の放射性核種を含むので、炉の運転状態によって生成核種の量は影響をうけるであろう。また、短寿命のものでは、実験的に核データを測定することは不可能に近いかも知れない。
- e) 材料物質には多量の添加元素または不純物元素が含まれている。それらが化学的に有害な元素に変換されることを恐れねばならない。例えば、FからO、ClからSが生ずるようなことである。

以上から、余りにも広範囲な核データの要請をかかえていることを知るであろう。個々の核種のデータを求めることは不可能と考へて、実用材料を照射しつつ核工学データを求めればよいと考えられるかも知れない(シミュレーション)。しかし、時間をいし履歴(即ち何時間いくらのdoseをうけ、何時間休止してまた何時間照射されたか)を無視した加速実験は殆ど無意味となってしまう。しかも被照射条件を定めるパラメータが余りに多いので、どれだけ有効な推算ができるかに大きな疑問が生じる。

もう一つ飛躍して考えるなら、実際に近い炉を作って運転しつつこの効果を実験的に求めればよいのであるが、そのようなものは極めて高価であり、さらに安全運転の保証がえられないかも知れない。

やはり我々は、原則に従って基礎データを確保してゆくべきであろう。当面少くも Table 2 に示したような天然同位体の核データが必要である。炉構成に必須な元素、遮蔽・特殊機器用元素のほか、不純物として混入する元素も加えてある。14MeV中性子に対する核反応データは塚田⁽⁷⁾によりよく整理されている。Table 2 はまだ極めて不完全であるが、少し精度は悪くても空欄は、数値のオーダーに関する理論的推定がなされて埋められる必要があると考える。実験できるものは可能なかぎり埋める努力が必要なのは勿論である。

次には、これらを母体としつつ核変換ネットワーク図を作ることである。一例を Fig. 1 に示した。天然NbまたはMoからの核変換により

天然NbからはZr, Mo

天然MoからはNb, Zr, Tc, Ru など

が生ずる様子が分るであろうが、定量的解析には少くも

⁹³Mo, ⁹⁹Mo, ⁹²Nb, ⁹⁴Nb, ⁹³Zr, ⁹⁹Tc など

の天然にない誘導核種のデータが必要と思われる。

2.3 D-T炉ブランケット物質の選定について

第一壁を除いたブランケット領域に使用する材料物質(T親物質, 冷却材, 構造材, 遮蔽材, 断熱材等)として一般的に要求される条件を示すと,

- (a) T親物質以外は、一般に中性子と反応せず、核変換, 崩壊熱, 誘導放射能などの少ない同位体から構成されるのが望ましい。この判定には Table 2 が役立つ筈であるが,

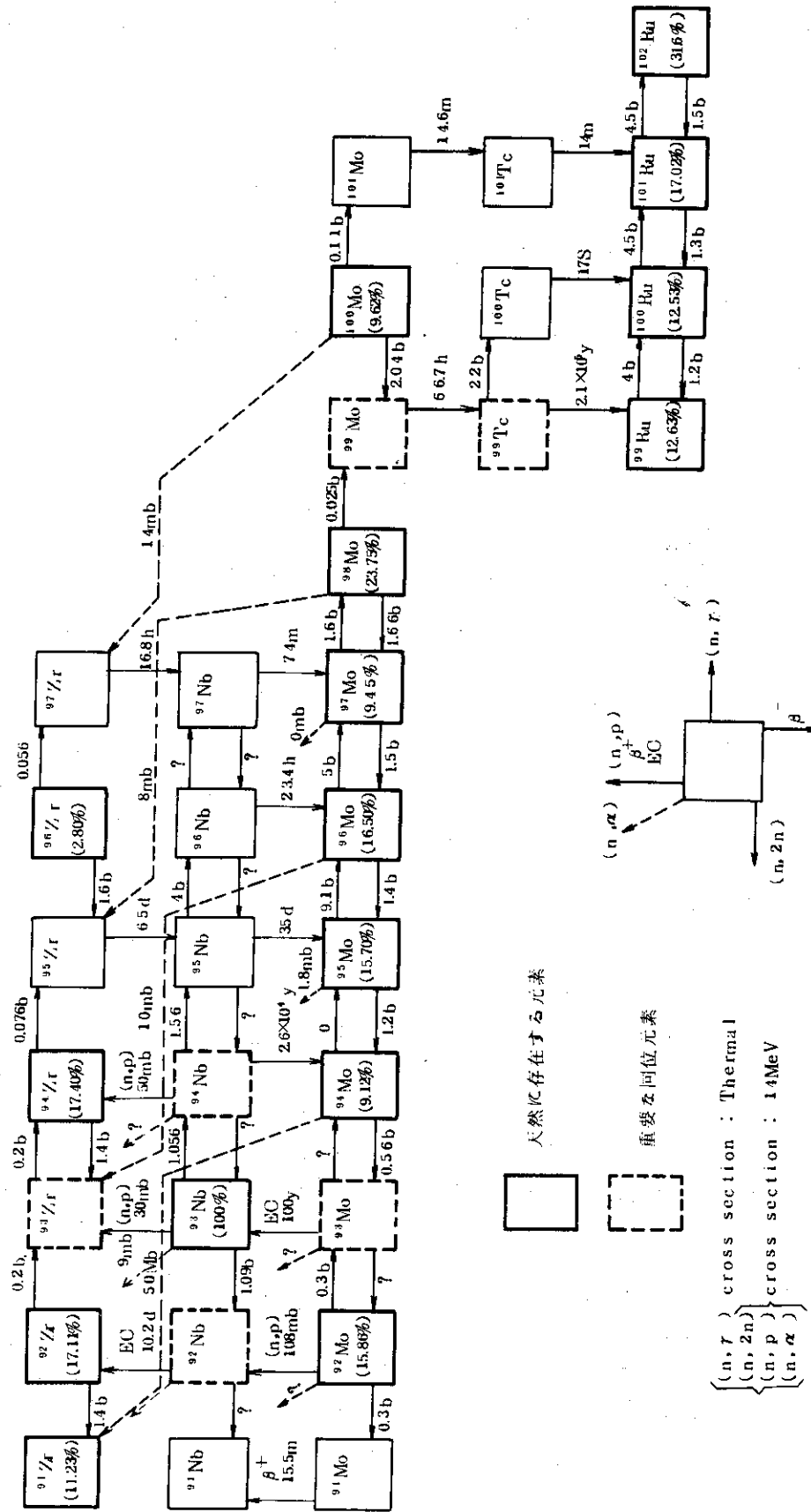


Fig. 1 Nb Mo の中性子による核変換シエーマ図 (A16)

大野・古川 (1976. 5. 4改)
(1975. 2. 20)

Table. 2(A) ブランケット化学的に関心ある元素の中性子反応断面積 [単位 mbarn] (A16)

A	(存在比)	total capture				(n, γ)			(n, 2n)		(n, p)		(n, α)		E _{th} (MeV)	E _{th} (MeV)	E _{th} (MeV)	E _{th} (MeV)	E _{th} (MeV)	E _{th} (MeV)
		0.025eV	10keV	1MeV	14MeV	0.025eV	10keV	1MeV	14MeV	E _{th} (1MeV)	0.025 eV	1MeV	14MeV	0.025eV						
A ⁶ Li (7.42)		941b	2200	1330	1420	44.7	0.07		78△	3192			940b	265	26	⁶ Li				
A ⁷ Li (92.58)		1090	1050	1500	1460	36.0	0.1		22					7	10	⁷ Li				
A ⁹ Be (100)		6010	6000	1600	1480	9.5		1×10 ⁹ △		14.3			3836b	317	20	⁹ Be				
A ¹⁰ B (1.96)		3838b	8100	2590	1450				27△							¹⁰ B				
A ¹¹ B (80.4)		5040	5010	2310	1320	5.0	0.008	1.9×10 ⁹ △	19△	13.0					31	¹¹ B				
¹² C (98.9)		4730	4670	2560	1300	3.36			0△						144	¹² C				
¹⁴ N (99.6)		11850	7467	2630	96	75.0	0.027	0.017	6.5	11.3	1819	21		0.5	96	¹⁴ N				
¹⁶ O (99.76)		3700	3690	7940	1610	0.16			0△	10.25					122	¹⁶ O				
A ¹⁹ F (100)		4007	3479	3190	1747	10	0.029		47△	40.3					12	¹⁹ F				
A ²³ Na (100)		3850	02	3130	1630	534	0.2	0.23	20	3.77					125	²³ Na				
Mg		3470	3480	3000	1750	62	1	0.21	20	4.44					384	Mg				
²⁷ Al (100)		1740	1300	2350	1730	232	3.4	0.13	24	1.90					124	²⁷ Al				
Si		2310	1950	4230	1830	160	0.26	0.50	8	3.06					261	Si				
³¹ P (100)						190△			17△						200△	³¹ P				
³² S (95.02)						25(30keV)			0△						308△	³² S				
Cl		4970	2000	2300	2100	3285	7.95	0.01	22	355	5	98			89.5	Cl				
K		4360	2480	2350	2310	2100	3.3		3	51	2.3	364			112	K				
Ca		3000	2320	1150	2150	430	1.5	0.26	1.7	0.55		5	400	3	90	Ca				
⁴⁸ Ti (73.45)						83△			370△						39△	⁴⁸ Ti				
V		10060	62	3200	2320	5060	2.07	1.57	640	3.0					20.9	V				
Cr		4680	84	3020	2400	1534	2.49	3.6	235	3.5					65	Cr				
⁵⁵ Mn (100)			50	3060	2540		9.10	3.35	571	3.75					35	⁵⁵ Mn				
Fe		13960		4130	2570	2560	2.9	0.2	403	0.5					85	Fe				
⁵⁹ Co (100)		160		3710	2680	160	1.46	4.6	3	4.0					29	⁵⁹ Co				
Ni		10680		2790	2830	2910	2.8	7.2	20	1.0					55	Ni				
Cu		11490	140	3520	2960	3788	5.7	1.29	609	1.4					37	Cu				
⁸⁹ Y (100)						1280△		2△	750△						25△	⁸⁹ Y				
⁹⁵ Zr		10170	8240	6600	4030	5000	2.04	2.21	1060△						32△	⁹⁵ Zr				
⁹⁰ Zr (51.46)						64△			560△						33△	⁹⁰ Zr				
⁹¹ Zr (11.23)									1400△							⁹¹ Zr				
⁹² Zr (17.11)						200△			1300△						19△	⁹² Zr				
⁹⁴ Zr (17.40)						80△			1400△						5△	⁹⁴ Zr				

Table. 2 (B) ブランケット化学的に関心ある元素の中性子反応断面積 [単位 m barn] (A16)

	total capture				(n, γ)		(n, 2n)		(n, p)		(n, α)					
	0.025eV	10 keV	1MeV	14MeV	0.025eV	10keV	1MeV	14MeV	E _{th}	1MeV	14MeV	E _{th}	0.025eV	1MeV	14MeV	
¹³⁸ Ba (71.86)					500△			1200△								Ba
¹³⁹ La (100)	15	16580	6760	4910	146	944	91	1700△								¹³⁹ La
¹⁴¹ Ce	36400	14700	5900	4930	2900	230	136	0.04								¹⁴¹ Ce
A Pb	11370	10600	4390	5400	178	35		677	2360							Pb
Bi																Bi
A ⁹³ Nb (100)	1050	110	7000	3990	1054	105	221	89	1090			4.5	9			⁹³ Nb
A ⁹⁵ Nb	9170	8340	6600	4030	4000	523	251									⁹⁵ Nb
¹⁸¹ Ta (99.99)								7.04	2200							¹⁸¹ Ta
¹⁸² Ta					7050	5360	55	120	42							¹⁸² Ta
A Mo (natural)	7650	6780	3140		2133	49	42	6.1	2160							Mo
A ⁹² Mo (15.86)					2650	31	23	6.89	1200							⁹² Mo
A ⁹⁴ Mo (91.2)					300△		2.0△	※310B7 (14.25MeV)								⁹⁴ Mo
A ⁹⁵ Mo (15.70)	9090	7970	6630	4220	9072	689	51.2	2.0	1200△							⁹⁵ Mo
A ⁹⁶ Mo (16.50)					※5000 (150eV)				1400△							⁹⁶ Mo
A ⁹⁷ Mo (94.5)	1610	1880	6710	4280	1603	659	380		1500△							⁹⁷ Mo
A ⁹⁸ Mo (23.75)	85	7490	6730	4310	85	199	274	1.1	1660△							⁹⁸ Mo
A ⁹⁹ Mo	10810	8680	6740	4340	5000	720	126	1.6								⁹⁹ Mo
A ¹⁰⁰ Mo (96.2)	110	12850	6770	4390	108	184	20.2	6.0△	※3790 (14.5MeV)							¹⁰⁰ Mo
¹⁸² W (26.41)	0	5	6140	5150	0	46	111	4.5	80	1670						¹⁸² W
¹⁸³ W (14.40)	690	20	6310	5140	689	21.3	194	7.9	626	1600						¹⁸³ W
¹⁸⁴ W (30.64)	150	0.4	6320	5120	146	4.0	83	34	7.49	1630						¹⁸⁴ W
¹⁸⁶ W (28.41)	0	3	6170	5080	0	3.0	73	3.0	7.34	1620						¹⁸⁶ W

※ BNL-325

△ Kineo Tsukada : " Nuclear Reactions and Subsequent Radio active Decays Induced by 14-MeV Neutrons " (JAEERI-M 6354)
ENDFB-III ENDFB-IV

• D. Okrent : " Nucl. Metallurgy " Vol IX (1963) P. 1~

※ 太田正男 : 核融合炉ブランケットに関する断面積 (昭 48.2月)

参考文献

まず熱中性子吸収断面積の小さい元素が有利といってよいであろう (Table 3 参照)。一般に (n, r) 反応全体が少ないと見てよいからである (Table 2 参照)。

^{15}N , O , D , C , F , Be , Bi , (^7Li) , ^{11}B , Mg , Si , Pb , Zr , ... などがよいということになる。

Table 3 熱中性子吸収断面積の小さい元素

	元 素 (または原子)	(存在比)	barn	[天然元素 - barn]
1.	^{15}N	0.39%	0.000024	[N 1.88]
2.	O		0.0002	
3.	D	0.015%	0.00057	[H 0.33]
4.	C		0.0037	
5.	F		0.009	
6.	Be		0.01	
7.	Bi		0.034	
8.	^7Li	92.5%	0.036	[Li 7.0]
9.	^{11}B	81.2%	<0.05	[B 750]
10.	Mg		0.06	
11.	Si		0.13	
12.	Pb		0.17	
13.	Zr		0.18	
14.	P		0.21	
15.	Al		0.23	
16.	H		0.33	
17.	Ca		0.43	
18.	S		0.49	
19.	Na		0.53	
20.	^{37}Cl	24%	0.56	[Cl 31.6]
21.	K		1.97	

(b) 中性子を増倍させる $(n, 2n)$ 反応については、一般にその断面積が大きい方がよいであろう。これは中性子エネルギーの高い領域で生じるので、一応 14 MeV における断面積の値を目安にすることとなる。(Table 2 参照) Be は例外である。

Be ; W, Mo, Nb, Ta, Pb, Cu, ……

これらは構造材などと兼用されるのが好ましい。しかしこの断面積が余りに大きくて、材料的に好ましくない核種を多量に生じないかどうかには当然注意を要する。

(c) (n, p) および (n, α) 反応が小さい元素であることも重要であるが、これは中間エネ

ルギー程度の中性子に対し最大の断面積を示すので認定は困難である。Table 2 のようなものの充実が切望される。

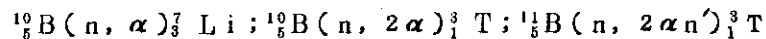
- (d) 核変換, T生成および照射損傷などに対し材料特性の変化が少ないものがよい。これには一般に液相が好ましいのは明かであろう。中でも単純な単原子液体(純金属液体), イオン性液体(熔融塩)が, 本来の諸物性が優れていることからみても最適であろう。
- (e) 中性子との相互作用が一般に少ないことが好ましいといいたいわけであるが, 現実の炉システム構成においては逆に相互作用を行わせ

放射線熱化・反射・遮蔽設計など

を可能とせねばならない。中性子減速・反射・吸収材としての

C(またはGraphite), D, B, ...

などの使用は必須となる。なお, Bは,



などの反応が著しく, 皆T生成へとつながる意味で興味がある。(A1, C3, A16) (§ 2.8 参照)

- (f) その他, プラズマの磁場閉じ込めが行われる場合には, 非磁性物質でなければならぬ。また低電導度が望ましい。磁場制御上の困難が過渡期の電磁誘導のために生ずる恐れがあり, また流動物質(電磁流体)であれば強いMHD制動力が働く。電気化学的効果が問題となることもあるかも知れない。
- (g) その他, 安全性・経済性評価に耐えること。

以上が一般論である。気・液・固相のブランケット物質が, ブランケット機能に一般的にどのように適合するかは, Table 4に示してある。(A14, A16)

ブランケット物質は, 機能から少くも

- A トリチウム親物質
- B 一次冷却材
- C ブランケット構造材
- D 二次冷却材
- E 遮蔽材
- F その他

に分類できるであろう。これらに関する一般論をもう少し進めてみたい。

2.4 トリチウム親物質の選択基準について

T生産用親物質として中心となるのは, ${}^6\text{Li}$ (天然存在率7.5%)および ${}^7\text{Li}$ (92.5%)である。§ 2.1の(6), (7)式から分るように, ${}^6\text{Li}$ は約500keV以下, ${}^7\text{Li}$ は5MeV以上でT生成が著しい。しかも後者の(7)式では中性子が再生されて減少しない。一般には天然Liを使用したらよいであろうが, もし組成を工夫したり, 補充する必要があったとしても, ${}^6\text{Li}$ と ${}^7\text{Li}$ の分離は比較的容易で, アメリカその他で工業化されている。例えば, 99.995% ${}^7\text{Li}$ でも約3万円/kgである。(8)

したがって選ばれるべき物質の条件としては,

- (a) Liをできるだけ空間的に高密度に含有するもの,

Table. 4 液・固・気相ブランケット材の機能と
一般的適合性 (○良, △問題あり, ×不適)

機能・役割	一般的適合性		
	液相	固相	気相
1. 粒子線・γ線等の熱化	○	○	×
2. 冷却・熱輸送	○	×	△
3. Tritiumの増殖	○	○	×
" 分離	○	×	○
4. 放射線の遮蔽	○	○	×
" " ストリーミング防止	○	△	×
5. システム構成			
機械的 { 構造体強度	×	○	×
{ 熱的均一性	○	×	×
化学的 { 化学的パuffア	○	△	×
{ 物質除去・再生	○	×	△

(b) 少くも炉安全上から、Tのブランケット内インベントリを少なくできるもの、即ちT溶解度少なく、放出分離効率の高いもの(増殖率、経済性からも要求される。)

(c) H, Dを含む化合物は、Tが薄められるので問題である。

(d) 少くも、§ 2.3でかかげた諸条件に矛盾しないもの、を探ることとなる。

関心ある物質は次章 § 3などで示すこととしたい。

2.5 一次冷却材の選択基準について

ブランケットおよび第一壁の冷却材としては、一般に多量に使用されるので、物質選択基準としては、

(a) ブランケット一般に必要な条件として § 2.3に示したようなもの、

(b) すぐれた熱除去・熱輸送特性をもつもの、

すなわち、高い熱伝達係数を持ち、粘性・融点・蒸気圧・密度などが低いものが望ましい。

(c) すぐれた構造材料との共存性をもつもの。

(d) すぐれた耐照射性をもつもの。

これには、単純液体(純金属またはイオン性液体)が最適である。

(e) T親物質を兼ねるのが望ましい。(§ 2.4 参照)

以上の条件をすべて充たすようなものはないであろうが、最も理想に近いのは

Ⓐ 液体冷却材がT親物質を兼ねる場合(炉外熱交換)

であろう。しかし、

Ⓑ T親物質を兼ねたいような一般液体を炉内に送り、熱を取出す場合(炉内熱交換)。

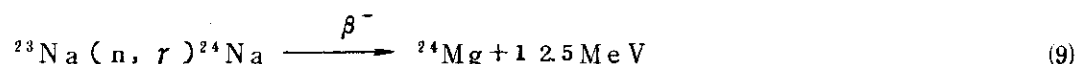
が考えられる。これには、液体沸騰による除熱も考えられる。

Ⓒ 液体の代わりに気体冷却材による場合(炉内熱交換)。

も考えられる。

またこれらを併用したものなど、種々の方式が考えられる。

(A)としては金属Li液体およびLiF-BeF₂系溶融塩などが代表であろう。(B)としては⁽⁹⁾金属K, Cs またはNaK などがある。D-D炉の冷却材としてはNaが提案されている。これは、



という発熱反応が使用できるからである。

(C)としては核的に不活性な⁴Heガスの利用が中心であろう。これはまた、破損時対策などを考慮して、第一壁その他、特殊部分の補助的冷却材として有効であろう。

これらの物質を中心に、詳細な論議は以下の各章で検討する。一般物性は§3で取上げ、§9で総合評価を試みる。

2.6 ブランケット構造材、二次冷却材の選択基準について(エネルギー変換方式の選択)

一般に、一次冷却材は炉内で放射化され、特にTにより汚染されているであろう。これによって直接発電を行うのは、T環境放出防止、事故時の対策等からみて好ましくない。したがって、一次冷却材と熱交換器を介した二次冷却材の使用が一般に考えられている。これはまたエネルギー変換方式の選択とも強く関連した話題である。さらにブランケット主構造材の選択も、別箇のものとして同時に評価した方が得策であろう。それは膨大な予備データを背景にした総合技術評価により、再調整がなされた結果でなければならぬ。したがってまた、余り特異なものは健全な技術でないかも知れない。

来世紀まで見こしつつ最近Fraas(ORNL)⁽¹⁰⁾がまとめたこれらの相関的分類図をFig. 2に示しておく。

2.6.1 ブランケット主構造材の選択基準

主構造材としては、一般のブランケット材と同様に

- (a) §2.3の基準に従うこと、しかも特に
- (b) (n, 2n)反応断面積がかなり大きいこと。しかしこれが大きいことは核変換が激しいことを意味する。
- (c) また構造材として当然な、優れた機械的性質が求められる。しかも核融合炉では、形状が極めて複雑かつ大規模なものとなるので、耐熱衝撃性の大きいものでなければならぬ。定常運転が不可能なものでは特に重要である。これには、低熱膨張率、高熱伝導度などが必要となる。
- (d) 水素(トリチウム)の透過率は小さいものであることが要求されるかも知れない。
Tは実際上Nbを自由に出入りすると考えてよい。その点Moの透過率はNbの $10^{-3} \sim 10^{-4}$ となる。
(A2, B1, B2, C2)
- (e) 特に重要なのは冷却材との共存性(§6参照)であろう。なぜならば、核融合炉ではすべての物質が発熱する。(これは一般に原子核の大きい構造材元素で一層著しいであろう。)

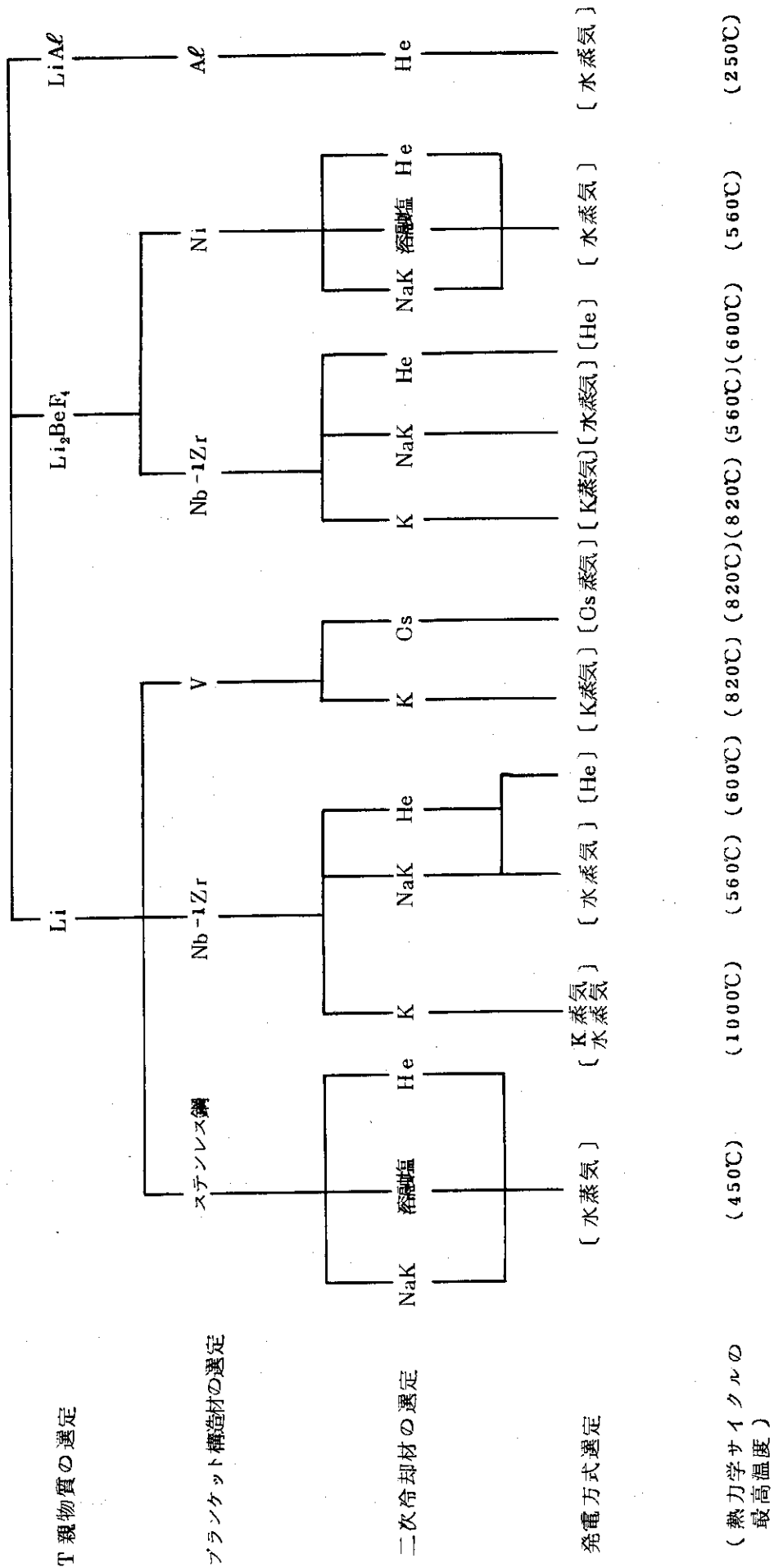


Fig. 2 エネルギー変換方式とブランケット材、冷却材の選択

- ので、冷却材との接触なしにはすべて溶融してしまうと考えるべきだからである。
- (f) 最も経験の多い実用材としてステンレス鋼が選ばれるとすると、これは冷却材の最高温度で600℃までの技術に相当すると考えるべきであろう。
- (g) さらに高級な実用材としてはNi合金が考えられる。液体Liに対しては300℃位までしか使用できないが、フッ化物溶融塩またはHeガスを用いれば800℃以上にまで耐えるであろう。
- (h) 液体Li, NaK, K, Csなどに対してNb-ZrのようなNb合金またはV合金を使用すれば、前者で1000℃、後方で850℃位まで使用できると思われるが、その場合には、液体金属の不純物濃度管理にホットトラップを必要とする。レフラクトリ金属の大規模使用には次のような点に注意しなければならない。(詳細は§9.2)
- (1)ホットトラップ技術は、コールドトラップより不安定・高価な技術、(2)構造材外側は低圧Heガスまたは真空空間に接触するであろうが、O, N, Cを含んだガス中不純物により劣化するから600℃以上では使用困難であろう。⁽¹⁾(3)水素雰囲気では、比較的低温に保持した時水素化物を作ってしまう。(4)建設、保守、修理時に空気にさらすことは避けられず、高温時の腐食を促進する。
- (i) その点Moは比較的不活性な金属で、特に水素との共存性がよく不透過である点^(A1, B2)に興味がある。ただし溶接性・耐照射性に問題がある。
- (j) Al合金およびSAPは誘導放射能が少ないのに関心が示されている。しかし、Heなどの二次冷却材を使用するとして発電用水蒸気温度は200℃位にとどまり、熱効率が低くなりすぎるから補助的構造材と考えるべきである。

2.6.2 二次冷却材の選択基準

二次冷却材は、炉外熱交換の場合には余り放射化されないであろうが、炉内熱交換方式の設計では一次冷却材との差異は(物質としても)なくなるのであろう。余り厳密な定義は無意味であろう。したがって余り一般的な論議は行いえないが、特徴的課題を少しひろっておく。

- (a) 液体金属冷却材は、熱伝達特性がよく高融点金属との共存性もよいことから注目されているが、液体Na技術が発達しつつあるからといって、Li, K, Csなど他の液体金属も同様と考えるわけにはゆかない。Naはコールドトラップ精製技術が有効に利用でき、ステンレス鋼が使えるなどの好運に支えられた特異な技術であることを忘れてはならない。NaKはほぼNaと同様な化学的特性をもち、予熱不要などの利点をもつが、高価である上に熱特性もNaの約60%に減るので、大規模の実用炉ではそれ程有利ではない。
- (b) 二次系に水または水蒸気を使用することは、Tの拡散放出防止上から好ましくないもので、取上げるべきでないであろう。
- (c) 溶融塩特にフッ化物の利用が広く考えられる。例えばLiF-BeF₂系(Flibe), LiF-NaF-KF共融物などはHastelloy-NなどのNi-Mo-Cr合金が800℃まで使用可能である。これは空気中での耐食性も充分あり、高温まで実

用性の高い技術といえるであろう。⁽¹¹⁾ またもっと融点の低い NaBF_4 - NaF 系などの部分的利用も考えられる。^(A1, A7, B3)

- (d) He ガス の利用も考えられる。しかし 40~100 atm の高圧が必要であり、材料との共存性保持もかならずしも容易でなく、熱容量が小さくてポンプ動力を要する^(B5, B20)ので、これは補助的に使用し、大部分の熱輸送は液体によるべきではなからうか？

2.6.3 エネルギー変換・利用方式について

一次系における温度で考えて 700°C 以上の熱が炉外に引出せるならば、プロセス用の熱利用またはガスタービン発電も現実的になってくるであろう。しかし、それ以下では水蒸気発電方式がやはり非常にすぐれたものとして留まるであろう。この場合、T が水中に混入することは是非避けなければならない。

2.7 トリチウム工学の化学的基礎 (T 分離法の選択)

上記の選択の場合に同時に考えなければならないのは T 問題である。D-T 炉の成否をきめるものの一つは、生成 T の完全回収法の確立如何にかかっているからである。したがって関係する諸材料物質中の T 挙動をよく理解しておくことが、炉概念設計の基本となるであろう。

まず、T 生成量のブランケット内分布、ブランケット物質中の T 溶解度、T 透過度などのデータが必要であるが、ブランケット環境内では極めて低濃度 (例えば Li 中で約 1 ppm) の T が対象となるので、(イ)金属および非金属不純物の影響も無視できないことを忘れてはならない。これに(ロ)放射線照射効果が透過度などを変えさせるかも知れない。また(11)核変換によって生じた不純物も加わるので、極度に複雑な化学的相互作用が展開されることであろう。

工学的には、ブランケット内のすべての反応機構を知る必要はないとしても、例えば充分安定な水素化物を作る元素イットリウム (Y) などが、核変換で生成するような場合には、その濃度が次第に高くなると T のかなりの量をトラップしてしまい、T インベントリが予期値を増大するかも知れない。したがって、かなり詳細にあらゆる可能性ある現象を解析しておかないと、20年間に起きる炉内現象に重大な見落しを生じるかも知れない。

このような現象をよく理解できるようになったならば、その時間と共に変化する事態によく適合した T 分離回収法を開発しなければならない。しかも、炉において許される T の環境放出量は 10 Ci/日以下でなければならないであろう。

我々が対象としているのは、(a) ppm レベルの微量化学領域であり、(b)極めて複雑な、しかも時間と共に組成が変化する物質系内の現象であり、さらに(c)実験の一層困難な高温領域であり、しかも(d)特に活発な挙動の水素(トリチウム)が対象である点に、今までの無機化学現象とは全く異った難問をかかえているわけである。

ある程度似た現象は、核分裂炉の燃料体における核分裂生成物 (FP) などの挙動であろう。しかしこれは一般に被覆管内に閉じこめられており、細かい分析をできるだけ無視する方式となっている(被覆固体燃料)のが普通である。そのかわり燃料体の安全性解析、事故評価が非常に困難であり、また使用済燃料の輸送、再処理、再製造、再輸送などの課題をかかえてしまっているが、これらを合理化するのに成功したのが溶融塩増殖炉型

(8) MSBR⁽¹²⁾ であって、 $\text{LiF}-\text{BeF}_2-\text{ThF}_4-\text{UF}_4$ (71.7-16-12-0.3mole%) の流動燃料中で FP は生成し、連続的に再処理され、最適組成が維持される。この系が我々の対象と最も似たものといえるかも知れない。ただ MSBR では、14 MeV 中性子は関係せず、炉心はこの燃料塩と黒鉛とのみから成っている所に大きな差異がある。(しかし、このような類縁性があることから、核融合炉開発を成就させるのに、MSBR を実用化しておくことは、極めて合理的であろう。しかもこの炉でも T が生ずる。生成量は核融合炉の 1/1000 位であるが、T 管理の手頃な開発舞台である。また必要な T 生産施設として核融合炉開発を支援させられる^(B7)。))

では、具体的に核融合炉ブランケットからの T 分離法にはどのようなものがあるのでしょうか？親物質毎に次の提案がすでになされてきている。まだ上記のような吟味を経たものは一つもないわけであるが、その主要なものを整理してみると Fig. 3 のようになるであろう。これは Fraas の表⁽¹⁰⁾ を参考にしているが、かなり変更してある。これらの解説および批判は §7 で行いが、ここでは、今後もっと多種の工夫が提示されてしかるべきことおよびその際に材料組合せの工夫が中心であるべきであり、また T の環境放出防止への最大限の配慮が必要なことを強調しておきたい。

2.8 放射線遮蔽について

ブランケット領域におかれた物質の最大の使命は、T 生産といってよいのかも知れない。しかし実用炉を設計するとなると恐らく最も苦心するのは遮蔽設計であろう。より充分に T 増殖をはかることは、中性子を吸収させることであるから、互に援護し合える設計項目であるが、遮蔽にはストリーミング、チャンネリングなどのことを考えても明かなように極めて慎重・精細な配慮が必要である。化学的考察の場であるから、ここではこれ以上論じないが、この難問解決を少しでも容易にするため、炉設計で利用しやすい遮蔽用諸物質を用意しておかなければならない。

なお遮蔽を重視する理由を今一つ補足しておく、磁場によるプラズマ閉込めを行うなら、磁石は遮蔽の外に置くこととなるが、遮蔽が厚くなると磁場が弱まり、また炉構造上、経済上の致命的負担となりかねないからでもある。

2.8.1 中性子遮蔽材について

14 MeV という高エネルギー中性子は、1次元計算でもブランケット (T 増殖部) と遮蔽部とを合せると約 2 m、少くも 1.5 m 以上の厚さを要すると信じられている。現実の炉は複雑な貫通部や隙間をもっているので、種々のエネルギーおよび線量の中性子に対して適当な遮蔽用物質が必要となろう。しかも高温領域にも必要となればそれらを持込んで遮蔽するようにするのが幾何学的にも有利である。そのような場合には、

- (a) BeO : 中性子減速・反射のほか ($n, 2n$) 反応利用もできる。
- (b) 黒鉛 : 耐熱度が非常に高い。
- (c) B_4C , BN などの B 化合物

が高温領域に持込めるであろう。しかしこれら固相物質は隙間を持ち、冷却材を別に必要とする。

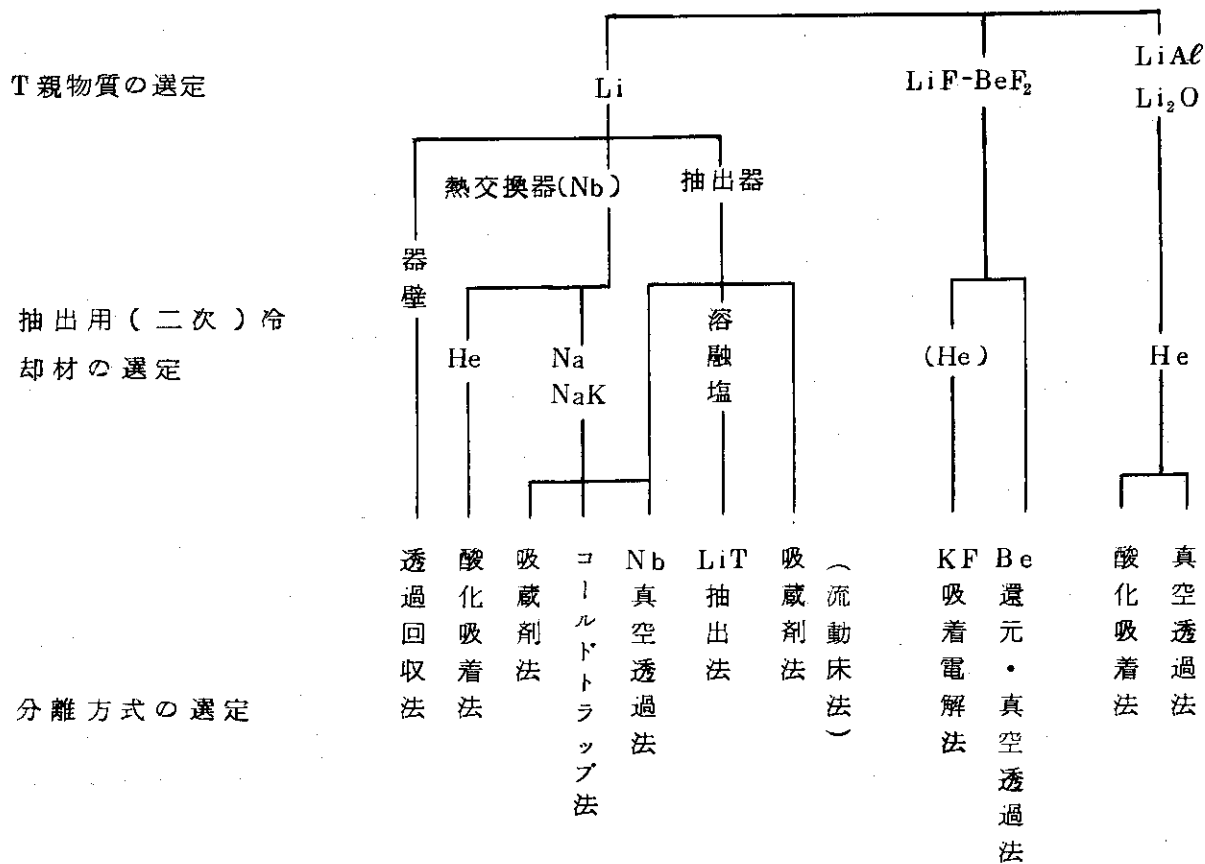
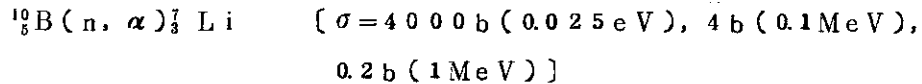


Fig. 3 トリチウム分離方式とブランケット材の選択 (A16)

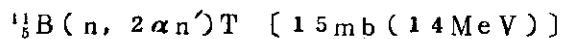
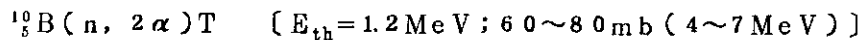
(d) Bを含んだ熔融塩(例えば NaBF_4 , LiBF_4 , LiBO_2)の利用も積極的に推奨すべきであろう。この利点は、

- 1) 充填・除去・再生が容易で、隙間がない。
- 2) 高温で使用でき、熱応力の心配なく、冷却材を兼ねられる。
- 3) ^{10}B (天然存在比 19.6%) は大きな断面積 σ で



により ^7Li を作る。これはもう一つ中性子を吸収すればTを作るので、中性子を無駄に有害な誘導放射性同位元素作りに回させないですむ。

- 4) また ^{11}B (天然存在比 80.4%) と共にT生成も次の反応でおこなわれる。



したがって、§ 3以下でB化合物にも充分な注意をはらうようにしたい。核変換の影響は§ 5で論ずる。

(e) 常温領域では、上記固体材料のほかに NaBO_3 水溶液、パラフィン・ポリエチレンなどの有機物などが考えられるであろう。

2.8.2 γ 線遮蔽について

γ 線遮蔽には質量の大きい原子核が有利であり、したがってPbが必要となる。これは遮蔽とは逆であるが $(n, 2n)$ 反応が著しいのも特長である。金属Pbのほかに、上記B含有熔融塩と同様にPb含有融体(例えば LiPb_2 , $\text{PbCl}_2 - \text{PbF}_2$ など)を利用するとよいであろう。^(B20)

§ 3以下でPb化合物についても注意を払うようにしたい。

2.9 炉安全性との関連

我々は化学的観点から、長期間の運転中に生じる物質の変化への対処など、多くの困難な課題を核融合発電炉はかかえていることを示してきた。

機械工学的、構造設計的立場からは、まず耐圧および耐磁界力が問題となり、また熱サイクル・熱衝撃への対処が非常に大きな問題となる。しかも安全度を充分に取ろうとすると、非常に大型となって、自体を保持することが困難となるかも知れない。さらに経済性が破たんをきたしてしまいかも知れない。

したがって、個々の構成要素的技術は全体の設計にできるだけ負担をかけないような簡明かつ高性能のものとし、それらをうまく組合せて全体としても最も単純で合理化されたものを目指す必要がある。さらに事故時の配慮も必要である。

例えば、高圧ガスの利用は構造材を厚くし安全設計を困難とするが、Heのプラズマの漏洩は一番問題が少いかも知れない。しかし高温でも常圧で使用できる液体金属や熔融塩は、熱容量も大きくポンプ停止時にもある程度の冷却能が期待できる。

液体金属の場合には、漏洩時の化学反応、火災、煙、ガス放出等について充分な検討を要する。その点、熔融塩の場合には安定で、激しい化学反応の心配もなく蒸気圧も低いので

で、大きな事故時にもただ凝固して環境への影響が最も少いであろう。保守修理作業時などにも、固った塩は全く飛散せず、放射能放散も少ないので作業は極めて安全かつ容易であることが、溶融塩実験炉 MSRE の経験から指摘できるであろう。

これら安全取扱い、および事故解析に関連した基礎化学的研究も重要な課題であろう。

2.10 炉設計目標と材料選択

炉が実験炉、試験炉または実用炉であるかによって材料の選択基準が大きく変化することも忘れてはならない。^(A14) 現在でも考えられる炉の目的は多岐にわたる。(§ 1 参照)

- (a) 科学的実現性試験用炉 (Scientific Feasibility Test Reactors) : とにかく、プラズマを閉じ込めて燃焼維持できることを証明せねばならないが、それをとにかく保持できるだけの材料であればよい。
- (b) 工学的実現性試験用炉 (Engineering Feasibility Test) : 炉工学的設計データを取るための種々の実験炉が必要であろう。例えば (b 1) 第一壁開発用, (b 2) 中性子分布測定用, (b 3) 炉制御法開発用, (b 3) T 挙動研究用, (b 4) 熱設計用, (b 5) 遮蔽設計用, (b 6) 材料開発用などが少なくも考えられる。各々独立には不要であっても、目標は二三にしぼったものでなければ有効な実験炉として機能しないであろう。また最初から高性能な炉とするには設計データが不足であろう。少なくも一種で間に合うとは考えられない。
- (c) 発電試験炉 (Experimental Power Reactors) : 総合的工学試験を行いうる種々の炉型が試験されることとなろう。まだ低性能または比較的小型であろう。
- (d) 発電原型炉 (Prototype Power Reactors) : 経済性を追求し確認するための中型炉
- (e) 実用発電炉

時間的にも大きくずれてくるので、先行を必要とする材料開発においては少なくも、

- A. 初期用 [上記の(a), (b)] 5~20年後
- B. 中期用 [" (c), (d)] 15~40年後
- C. 長期用 [" (d), (e)] 30~50年後

の材料を別箇に、しかも相互の開発成果の積み上げをはかりつつ構想することが求められるであろう。

(第 1 部 終り)

謝 辞

核データ等に関し、物理部長塚田甲子男氏に御教示いただいたことを感謝いたします。

〔引用文献〕

- (1) R.F.Post : "Controlled Fusion Research-An Appl.of the Physics of High Temp.Plasmas", Rev.Mod.Phys.28 (1956) 338-362
- (2) 吉川允二: "燃料方式", 「核融合炉の調査研究-炉心グループ中間報告書」日本原子力学会 p1~7 (1973).
- (3) T.Weaver et al.: Bull.Am.Phys.Soc.Series II, 18 (1973) 1300 ;
G.H.Miley et al.: COO-2218-17 (1974)
- (4) B.R.Leonard : "A Review of Fusion-Fission (Hybrid) Concepts", Nucl.Tech.20 (1973) 161
- (5) S.Blow : AERE-R-6581(1971) ; J.Brit.Nucl.Ene. Soc., 11 (1972) 371
- (6) Univ.Wisconsin Fusion Feasi .Study Group : UWFDM-68 Vol.1 (1973)
- (7) Kineo Tsukada : JAERI-M6354 (1976)
- (8) ed. R.C.Robertson : "Concept. Design Study of a Single-Fluid MSBR ", ORNL-4541 (1971); M.W.Rosenthal et al. : "Development Status of MSBR." ORNL-4812 (Aug 1972)
- (9) R.Carruthers et al.: CLM-R/85 (1967)
- (10) A.P.Fraas : ORNL-TM-4999 (1975)
- (11) J.H.De Van : "Compatibility ", WASH-1206 (1972) p25~31
- (12) 古川和男, "液体(核)燃料", 原子炉工学講座第4巻 (1971) 培風館

〔高温融体材料研究室・研究報告リスト〕

A. 公開報告書・解説

- (A1) 古川和男：“D-T核融合炉用材料について”
「核融合炉検討会報告書」JAERI-memo 4152 (公開)
(1970) p. 34-68
〔同上翻訳〕 “Reports by Study Group on Fusion Reactor-Chap.4
Materials, AEC-TR-7293 (1972) p. 37~74
- (A2) K: Furukawa, H. Amano, H. Ohno: “Some Comments of Blanket
Chemistry of D-T Fusion Reactors,” Nuclear Fusion, 12 (1972)
p 487
- (A3) 大野英雄, 大道敏彦, 古川和男: “無機融体の物性値および状態図— Li_2BeF_4 ”,
JAERI-M 4750 (1972)
- (A4) 大野英雄, 古川和男: “同上—アルカリ硼フッ化物”, JAERI-M 5053
(1972).
- (A5) 大道敏彦, 大野英雄, 工藤博司, 古川和男: “溶融 Li_2BeF_4 中の弗素の自己拡散係数”
溶融塩, 16 (1973) 231
- (A6) 大道敏彦, 古川和男: “溶融フッ化物中における金属の腐食の熱力学的考察(溶融
 Li_2BeF_4 中のHastelloy Nの挙動)”, JAERI-M 5393 (1973)
- (A7) 古川和男, 大野英雄: 「核融合炉の調査研究—核融合炉調査研究専門委員会材料グル
ープ中間報告書」, (日本原子力学会, 1973)
- § III 構造材料と冷却材の共存性
- § V ブランケット化学
- (A8) 古川和男: 「核融合炉技術の現状と展望」, 原子力学会志 15 (1973) 748~
V 2 ブランケット環境と材料の共存性
- (A9) 古川和男, 白石健二: “暗闇の中の光を求めて進む核融合炉”, 金属, 43 №11
(1973) 24
- (A10) 古川和男: “高温液体金属と溶融塩技術”, 「高速電磁液流調査研究分科会成果報告
書」(機械学会, 1974/12) p159-170
- (A11) 古川和男, 加藤義夫: “高温融体実験技術概説”, 日本機械学会誌, 77 №668
(1974) p. 762-768
- (A12) 古川和男, 加藤義夫: 「高温融体の熱・流体計測法に関する研究成果報告書」
(日本機械学会, 1975)
- § I. 1.3 Naの導電性および熱電能に着目する测温法
- § I. 3.4 ボール式流量計
- § I. 3.5 流体素子流量計
- § I. 4.3 インダクタンス式液面計
- § II. 1.2.3 細線加熱法による熱伝導率の測定法
- § II. 1.3 自己拡散係数測定法(全5項目)

- (A13) 古川和男：「原子炉材料ハンドブック」(日刊工業)
 § 5.6 溶融塩
 § 1.1.5.2 液体ブランケット材
 § 1.1.4 構造材と冷却材の共存性
- (A14) 古川和男：“核融合炉ブランケットの材料化学的問題点”，「核融合炉材料における照射損傷 短期研究会報告書」(京大炉) KURRI-TR-140(1975)
 p. 38~43
- (A15) 古川和男，“融体ブランケットに関する研究”，「核融合研究開発成果報告書(昭和44-49年度)」
 (原子力特定総合研究)(1975.7) p. 256-258
- (A16) 古川和男，「核融合研究の進歩と動力炉開発への展望，核融合炉調査研究専門委員会最終報告書」
 (1976.7)
 § V 4.1 ブランケット領域の化学(総論)
 § V 4.3 液体ブランケット材の物性と共存性
 § V 4.8 液体ブランケット材とトリチウム
- (A17) Y.Kato, K.Kobayashi, N.Araki & K.Furukawa: "A Method for Measuring Thermal Diffusivity of Molten Salts by Step-wise Heating" J.Phys.E.Sci.Instruments, 8 (1975) 461
- (A18) 大道敏彦, 古川和男：“溶融 Li_2BeF_4 中のフッ素の自己拡散係数”，学振第140委資料(昭49/12)
- (A19) T.Ohmichi, H.Ohno & K.Furukawa: "Self-diffusion Coefficients of Fluorine in Molten Li_2BeF_4 ", J.Phys.Chem. 80 (1976) 1628.
- (A20) 大野英雄, 網脇恵章, 梅咲則正, 古川和男, 岩本信也：“溶融 LiBeF_3 中のフッ素の自己拡散係数”，学振第140委資料(昭51/1)
- (A21) 大野英雄, 古川和男：“溶融 $\text{LiF}-\text{BeF}_2$ 系のX線構造解析”，学振第140委資料(昭51/1)
- (A22) 古川和男, 大野英雄, 岩本信也：“溶融フルオロベリリウム酸塩および珪酸塩の構造類似性とその溶融スラグ研究への応用”，学振第140委資料(昭51/1)
- (A23) H.Ohno & K.Furukawa: "Phase Diagrams in the Pseudobinary Systems of Li_2BeF_4 , Alkali-fluoroborates and Alkali Fluorides.": J.Nucl. Materials: 62 (1976) in press.
- (A24) H.Katsuta & K.Furukawa: "Hydrogen Behavior at Low Concentration in Liquid Sodium", Proc. Met. Soc.AIME Sympo. Chemical Aspects of Corrosion and Mass Transfer in Liquid Sodium. p. 351 (1971)
- (A25) H.Katsuta & K.Furukawa: "Interaction of Nonmetallic Impurities of Low Concentration in Liquid Sodium." Proc.2nd Int. Conf.on the

Properties of Liquid Metals, p. 517 (1972)

(A26) H.Katsuta & K.Furukawa: "Hydrogen and Oxygen Behaviors in Liquid Sodium (Experimental)", Nuclear Tech. 30 (1976) in press.

(A27) H.Katsuta, T.Ishigai & K.Furukawa: "Hydrugen Release through Niobium contacting with Liquid Lithium", J.Nuclear Materials (1976) in press.

B. 学会発表(口頭)

- (B1) 古川和男, 天野怒, 大野英雄: "トリチウム製造分離法の一構想(核融合炉ブランケット化学-1)", 日本原子力学会(昭46/4)
- (B2) 古川和男, 天野怒: "核融合炉用材料としてのNbとMoの評価(核融合炉ブランケット化学-2)", 日本原子力学会(昭47/3)
- (B3) 大野英雄, 大道敏彦, 古川和男: "溶融アルカリ硼弗化物中のLiF溶解度(核融合炉ブランケット化学-3)", 日本原子力学会(昭47/3)
- (B4) 加藤義夫, 古川和男, 小林清志, 荒木信幸, 秋山淳一郎: "溶融Flibe(Li_2BeF_4)の熱拡散率(核融合炉ブランケット化学-4)", 日本原子力学会(昭48/4)
- (B5) 古川和男, 加藤義夫, 大野英雄: "溶融塩ブランケットD-T融合炉の一構想(核融合炉ブランケット化学-4)", 日本原子力学会(昭48/11)
- (B6) 古川和男, 大野英雄, 加藤義夫: "液相および固相ブランケットとその比較(核融合炉ブランケット化学-5)", 日本原子力学会(昭49/10)
- (B7) 古川和男: "トリチウム生産へ溶融塩炉利用の可能性(核融合炉ブランケット化学-6)", 日本原子力学会(昭50/4)
- (B8) 大野英雄, 古川和男: " Li_2BeF_4 - RBF_4 系状態図, (核融合炉ブランケット化学-7)", 日本原子力学会(昭50/11)
- (B9) 加藤義夫, 大野英雄, 大道敏彦, 勝田徳司, 古川和男: "フッ化物溶融塩ループの製作と運転, 日本原子力学会(昭48/11)
- (B10) 大野英雄, 沼田博雄, 加藤義夫, 大道敏彦, 勝田博司, 古川和男: "溶融塩ループにおける腐食の研究(2) Flinak (Li-Na-K-F)-Hastelloy N系", 日本金属学会(昭49/4)
- (B11) 加藤義夫, 大野英雄, 大道敏彦, 勝田博司, 沼田博雄, 古川和男: "フッ化物溶融塩ループによる研究(第2報)第1回腐食実験", 日本原子力学会(昭49/3)
- (B12) 加藤義夫, 大野英雄, 坂倉英明, 勝田博司, 古川和男: "同上(第3報)850°C腐食実験" 日本原子力学会(昭50/4)
- (B13) 加藤義夫, 大野英雄, 大脇弘嗣, 勝田博司, 古川和男: "同上(第4報)800°C腐食実験", 日本原子力学会(昭51/3)
- (B14) 加藤義夫, 古川和男, 小林満志, 荒木信幸, 秋山淳一郎: "溶融Flibe (Li_2BeF_4)の熱拡散率", 日本原子力学会(昭48/4)

- (B15) 加藤義夫, 古川和男, 小林清志, 荒木信幸: “ステップ関数状加熱法による熔融塩の熱拡散率測定精度”, 日本金属学会(昭51/4)
- (B16) 大野英雄, 万木貢, 古川和男: “ $\text{LiCl}-\text{PbCl}_2$ 系熔融塩の構造”, 日本金属学会(昭50/4)
- (B17) 大野英雄, 古川和男: “ $\text{Rm}(\text{AB}_3)_n$ 型アルカリ熔融塩の構造”, 日本金属学会(昭50/10)
- (B18) 古川和男, 大野英雄, 岩本信也, 網脇恵章, 梅咲則正: “フルオロベリリウム酸塩と珪酸塩の構造類似性とその熔融スラグ研究への応用”, 日本金属学会(昭50/10)
- (B19) 大野英雄, 古川和男: “熔融 Li_2SO_4 および LiNO_3 のX線構造解析” 日本物理学会(昭49/10)
- (B20) 古川和男, 大野英雄, 大道敏彦, 加藤義夫: “核融合炉用熔融塩技術の現状と展望” 日本金属学会(昭48/10)

C. 関連特許

- (O1) 古川和男: “トリチウムの製造法” 特許登録第769106号
- (O2) 古川和男, 勝田博司: “水素分離装置” 特許公開51年14190号
- (O3) 古川和男, 田中吉左右, 大道敏彦, 天野怒: “トリチウムの生産分離法および装置” 特許公開50年125199号
- (O4) 大野英雄, 古川和男: “フッ化物洗浄法” 特許出願(1976 4/27)