

解 説

核融合炉ブランケット照射試験の現状

二村 嘉明*・佐川 尚司**・島川 聡司**
土谷 邦彦**・黒田 敏公***・河村 弘**

富山大学水素同位体機能研究センター*
〒930 富山市五福3190
日本原子力研究所**
〒311-13 茨城県東茨城郡大洗町成田町新堀3607
川崎重工業株式会社***
〒136 東京都江東区南砂2-4-25

Present Status of Irradiation Tests on Tritium Breeding Blanket for Fusion Reactor

Yoshiaki FUTAMURA*, Hisashi SAGAWA**,
Satoshi SHIMAKAWA**, Kunihiko TSUCHIYA**,
Toshimasa KURODA***, Hiroshi KAWAMURA**

Hydrogen Isotope Research Center, Toyama University*
Gofuku 3190, Toyama 930, Japan
Japan Atomic Energy Research Institute**
3607 Shinbori, Narita-cho, Oarai-machi
Higashi-ibaraki-gun, Ibaraki-ken, Japan
Kawasaki Heavy Industries, LTD.***
2-4-25 Minamisuna, Koutou-ku, Tokyou-to, Japan
(Received September 9, 1993; accepted November 7, 1993)

Abstract

To develop a tritium breeding blanket for a fusion reactor, irradiation tests in fission reactors are indispensable for obtaining data on irradiation effects on materials, and neutronics/thermal characteristics and tritium production/recovery performance of the blanket.

Various irradiation tests have been conducted in the world, especially to investigate tritium release characteristics from tritium breeding and neutron multiplier materials, and materials integrity under irradiation.

In Japan, VOM experiments at JRR-2 for ceramic breeders and experiments at JMTR for ceramic breeders and beryllium as a neutron multiplier have been perform-

ed. Several universities have also investigated ceramic breeders. In the EC, the EXOTIC experiments at HFR in the Netherlands and the SIBELIUS, the LILA, the LISA and the MOZART experiments for ceramic breeders have carried out. In Canada, NRU has been used for the CRITIC experiments. The TRIO experiments at ORR(ORNL), experiments at RTNS-II, FUBR and ATR have been conducted in the USA. The last two are experiments with high neutron fluence aiming at investigating materials integrity under irradiation. The BEATRIX-I and -II experiments have proceeded under international collaboration of Japan, Canada, the EC and the USA.

This report shows the present status of these irradiation tests following a review of the blanket design in the ITER CDA(Conceptual Design Activity).

1. 序 論

核融合炉のトリチウム増殖ブランケット部は、炉心プラズマ部の周りにおいて、炉心部から来る高速中性子 (DT炉では14.1MeV) の熱化, トリチウムの増殖 (生産), 熱変換, 熱エネルギーの外部取出を行うとともに, 中性子やγ線に対する生体遮蔽体でもある。また, ブランケット部には, トリチウム増殖性能を高めるために, 中性子増倍材 (Be, Pb等) を装荷するのが普通である。この様に, 核融合炉のブランケット部は, 核分裂炉の炉心部に相当する極めて重要なコンポーネントである。ブランケットの概念をFig.1に示す。

核融合炉の燃料であるトリチウムは半減期が約12.3年の放射性物質で天然に存在しないため, 核融合炉実用化のためには, トリチウム燃料の自己供給を可能とするトリチウム増殖ブランケット技術の確立が不可欠である。

国際熱核融合炉 (ITER) にはトリチウム増殖ブランケット技術を実証するために, 増殖材装荷量数トン~数10トンのブランケットの設置が計画されている。初めてこのような実用規模の大型ブランケットを設計するには, 種々の設計データ (ブランケットの核・熱特性, トリチウム生成・回収特性, トリチウム漏洩特性等) に関連する研究開発が必要である。これら必要なデータを得るには, 増殖材, 増倍材, 構造材等に係る特性, すなわち実験室規模の増殖材 (装荷量数g) の中性子照射試験による, 核熱特性, 中性子増倍

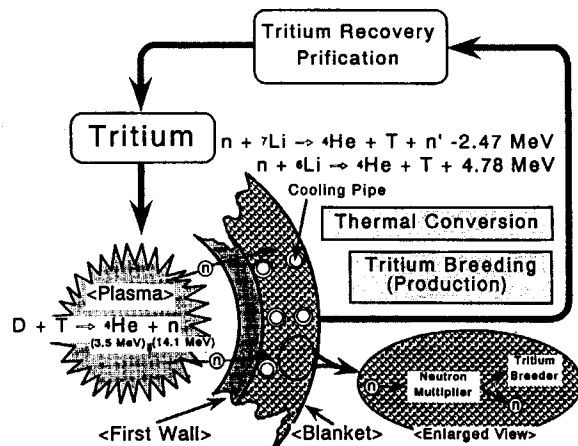


Fig.1 Concept of ceramic breeder blanket.

材 (Be) の諸特性, 及びトリチウム生成回収特性等の基礎データの把握, ならびにこれら基礎データに基づいて開発された工学規模の増殖ブランケット (増殖材装荷量: 数kg ~ 数100kg) の照射試験による, 増殖材領域の核・熱特性及び温度制御特性, トリチウム生成回収特性, 冷却材へのトリチウム漏洩特性等の工学データの把握が不可欠である。

ブランケット部でのトリチウム増殖は熱中性子によるものが全体の約80%を占めているから, 増殖材の核・熱特性やトリチウム生成回収特性等に関しては, 熱中性子炉でのブランケット照射試験により十分意義あるデータの取得が可能である。しかし, 構成材料の照射損傷に関しては, 照射する中性子エネルギーに対する考慮が必要である。

現時点までのトリチウム増殖ブランケット照射試験は, 増殖ブランケット材等の特性に係わる基礎データの取得とともに, 実験室規模のものをを用いた照射試験が種々の原子炉を使用して行われている。これらの照射試験によりトリチウムの生成回収特性, 増殖材の照射特性, 構造材との両立性, 増殖材の熱特性等の基礎データの取得が日本, 米国, ヨーロッパ及びカナダで実施されている。これらの現状を次に各国別に報告する。

今後, ブランケット照射試験は, 増殖ブランケット技術確立のために, 実験室規模から工学規模, 及び実用規模へと順次規模を大きくしたものに進んでいくものと考えられる。

2. 国際熱核融合実験炉 (ITER) におけるブランケット

2. 1. ITERでのブランケット設計の現状

日本, 米国, EC及びロシアの4極共同によるITERの設計活動は, 1990年12月に概念設計(CDA)を終了し, その成果を受けて1992年7月より建設に向けて工学的データを整備するための工学設計(EDA)が実施されている。但し, 現状では, CDAからのシステムの構成, 仕様, 炉構造概念及び炉の運転条件等の見直しに多くの時間が割かれており, ブランケットを始めとする個々の機器の詳細については, 今後の設計に負うところが大きい。以上のような状況であることから, ここでは, 設計として比較的まとまった形となっているCDAのブランケットについて記すこととする。

2. 2. ブランケットの役割と運転条件

Table 1にCDAにおけるITERの運転条件を示す¹⁾。運転は, 主としてプラズマ物理に関する試験を行う物理フェーズと, 核融合中性子環境下で原型炉用機器開発のための種々の試験を実施する工学フェーズの2段階に分かれている。核融合出力及び平均中性子壁負荷は, それぞれ両フェーズで多少の差はあるものの, ほぼ1,000MW及び1 MW/m²の規模である。中性子フルエンスとしては物理フェーズで0.05Mwa/m²以下であり, 工学フェーズでは約6年間の運転で1 Mwa/m²を達成するが, 可能であればそれ以降にも延長して運転を行うことから, 設計としては3 Mwa/m²

までを考慮することとなっている。中性子壁負荷は、ブランケット内の発熱及びトリチウム生成量の基底を成すものであり、ブランケットの熱設計及びトリチウム回収系設計において特に重要である。また、中性子フルエンスは、炉の運転期間を表すものであり、照射損傷の観点からブランケットの寿命に影響を及ぼす。

ブランケットは物理フェーズの初期から、ITERの全期間を通して設置されることとなっている。ここでのブランケットの主な役割

は、トリチウム生産による燃料の供給であり、1に近い（出来れば1以上の）トリチウム増殖比を達成して、できる限りの燃料自給を行うことが目的である。ITERは実験炉であり、特に発電を目的としないことから、安全性及び信頼性の確保をより容易とするために、冷却材としては低温・低圧（ $<100^{\circ}\text{C}$ 、 $<1.5\text{MPa}$ ）の軽水、構造材としては使用経験及び照射データが豊富な316ステンレス鋼が選定されている。実験炉以降のステップとして開発が予定されている原型炉等の動力炉においては、ブランケットでのトリチウム生産と共にエネルギーの外部取り出し、すなわち発電を行うことが目的となる。この場合には、冷却材を高温にすると共に、高温下で中性子の重照射に耐える構造材の開発が必要となる。

Table 1 Operating parameters in the physics and technological phases for ITER project planned in the ITER CDA: Plasma performance tests were major purpose of the Physics Phase, and the Technology Phase aimed to conduct engineering tests under 14 MeV neutron irradiation for the components to be used in a DEMO reactor¹⁾.

Operating Parameter	Physics Phase	Technology Phase
Fusion Power [MW]	1100	860
Neutron Wall Load [MW/m ²]		
Inboard (min/max)	0.4/1.1	0.3/0.9
Outboard (min/max)	0.8/1.5	0.6/1.2
Neutron Fluence [MWa/m ²]	≤ 0.05	≤ 3.0
DT Flat Burn Time [sec]	≤ 400	2300
Minimum Dwell Time [sec]	200	200
Number of DT Pulses	10000	50000

2. 3. 概念設計 (CDA) におけるブランケット設計

2. 3. 1. ブランケット方式における増殖材の選択

トリチウム増殖ブランケットとしては、ITERの計画以前にも種々の設計が提案され、それらに関連したR&Dも展開されてきた。CDAにおけるブランケット設計に当たっては、まず使用する材料特にトリチウム増殖材（以下増殖材）の選定が議論され、近未来での建設を想定した実験炉における増殖材としてセラミック増殖材、リチウム鉛及びリチウム塩水溶液の3種類に候補材が絞られた。一般に検討されている他の増殖材として、液体リチウムが挙げられるが、液体リチウムと共存する構造材の開発が未成熟であること、また、化学的反応性が高く、特に冷却材として選定した水との反応を生じる危険性があること等、安全性に関するリスクが高いことから実験炉用としては不適と判断された。上述の3候補材のうち材料データを含むR&Dの進捗度が高いこと及びトリチウムインベントリーが比較的安く安全上有利であること、実験炉における設計及びR&Dをさらに進展させる

ことにより基本的に将来の動力炉への適用が可能であること等から、セラミック増殖材が第1オプションとして選定され、最も詳細な設計検討が実施された。一方、リチウム鉛とリチウム塩水溶液は代替オプションとして位置付けられ、それらに対する設計努力はCDA期間中も継続された。

2. 3. 2. 各極におけるブランケット設計

日本は、第1オプションとして選定されたセラミック増殖材ブランケットに集中して設計検討を実施した。Fig. 2¹⁾は、CDAにおいて日本が提案した多層ペブル充填型ブランケットである。増殖材として Li_2O を使用し、これを球形ペブル($\sim 1\text{ mm } \phi$)として充填している。また、トリチウム増殖性能を向上させるため中性子増倍材(以下増倍材)として、ベリリウムを使用し、これも同様のペブル形状($\sim 1\text{ mm } \phi$)として充填した。ペブル形状としたのは、運転時の熱応力割れを防ぐと共に、割れに伴って生じる充填層の伝熱性能劣化を防止するため及びスウェリングによる体積膨脹をペブル間の空間で吸収するためである。セラミック増殖材ブランケットの場合、増殖材の温度制御をどのように行うかが設計上の重要なポイントとなる。すなわち、増殖材からのトリチウム放出を促進する観点から下限温度が、また、増殖材の質量移行(Li_2O 等が水分と反応し LiOH が生成されるが、 LiOH の融点が約 42°C のためスィープガスによって増殖材領域外へ流出する現象)等を抑え健全性を維持する観点から上限温度が決められる。例えば Li_2O の場合、運転中の温度を $400\sim 1,000^\circ\text{C}$ (質量移行の問題から 800°C 以下にすべきとの見解もある)の範囲に維持する必要がある。冷却材温度が上記のように 100°C 以下であることから、冷却材と増殖材の間に何らかの温度制御層(熱抵抗層)が必要であり、Fig. 2ではベリリウムペブルの充填層を温度制御層として用いている。すなわち、ベリリウムペブルに中性子増倍と増殖材温度制御の機能を兼用させる構造である。また、本設計では、実験炉としてのITERの種々の運転に対応するため、通常運転時の増殖材温度を $400\sim 700^\circ\text{C}$ とし、上記の上/下限温度に対して余裕をもたせる設計となっている。

Fig. 3は、米国が提案したセラミック増殖材ブランケットである。増殖材及び増倍材を Li_2O 及びベリリウムとし、ベリリウム充填層を増殖材温度制御用に用いてこれらを層状に配置する概念は上記日本案と同様であるが、増殖材及び増倍材をいずれもブロック形状として使用することが日本案とは異なっている。ブロック形状とすることで、各材料のブランケット内への充填量が増加し、構造がコンパクトになると共にトリチウム増殖性能及び遮蔽性能上有利であるが、熱応力割れ及び熱変形、スウェリング等による各材料の健全性及び伝熱性能の劣化を如何に防ぐかが本設計の課題である。

ECの提案によるブランケットをFig. 4¹⁾に示す。増殖材及びヘリウムギャップ、冷却水、増倍材をステンレス鋼を介して配置した多重管を1つのユニットとし、このユニットをブランケット内に多数配列する構造である。増殖材及び増倍材としては、それぞれ円筒

ペレット状の LiAlO_2 及び環状ペレット状のベリリウムを使用している。本設計の特長は、冷却水チャンネルとして円形断面の管を用いていることから圧力境界の信頼性が比較的高いこと、また、ベリリウムを中性子増倍材としてのみ使用しベリリウムの内部発熱以外の負荷をかけないため、熱変形やスエリングによるベリリウムの健全性に及ぼす影響を比較的強く抑えられることである。一方、各材料（特に増殖材）をペレット形状としていることから、熱割れや変形による伝熱性能の劣化が懸念され

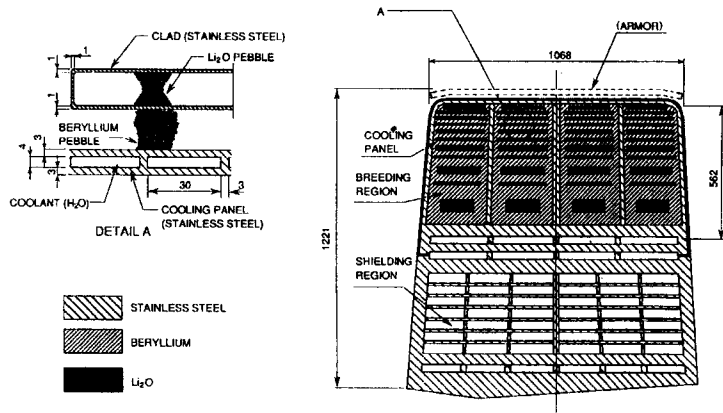


Fig. 2 Cross sectional views of multilayered ceramic breeder blanket design with both Li_2O breeder and Be neutron multiplier in the form of small spherical pebbles proposed by Japan in the ITER CDA¹⁾.

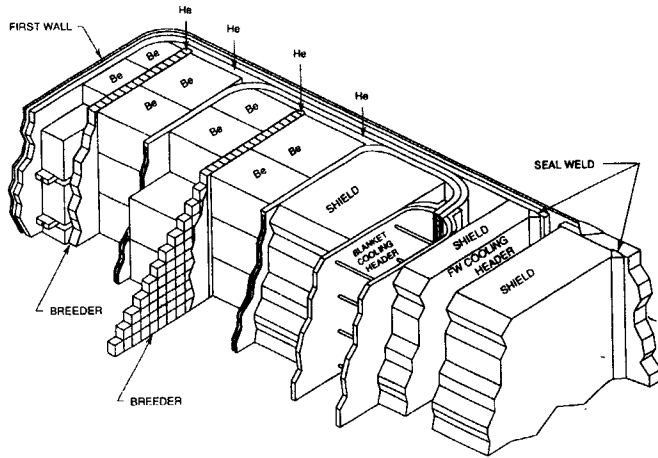


Fig. 3 Isometric view of multilayered ceramic breeder blanket design with both Li_2O breeder and Be neutron multiplier in the form of blocks proposed by the USA in the ITER CDA¹⁾.

ること、及び多数の多重管ユニットをブランケット内に如何に配列・固定するかが課題である。

以上、いずれの設計においても増殖材中の⁶Li濃縮度を50~90%に濃縮する（天然に存在するリチウム中の⁶Liは約7.4%）ことにより、正味トリチウム増殖比として約0.8が得られ、外部から供給可能なトリチウムと合わせてITERの運転に必要なトリチウム量を供給できる見込みである。

今後は、構造試作、モックアップ試験及び照射試験等のR&Dに基づく設計詳細化及び

機能・技術の実証に主眼が置かれ、それらを通して最終的にITERで使用されるブランケットの構造、増殖材及びその形状、増倍材形状等が決定されることになる。

尚、ロシアはセラミック増殖材ブランケットの設計についても種々の提案を行ったものの、その検討の主力は代替オプションであるリチウム鉛ブランケットに傾注された。リチウム鉛ブランケット

の概念を Fig. 5¹⁾ に示す。内部に冷却チャンネルを設けると共にリチウム鉛 ($\text{Li}_{17}\text{Pb}_{83}$) を充填した円管をブランケット容器内に配する構造となっている。炉運転中、リチウム鉛は冷却水で低温に保たれることから固化(融点: 235°C)しており、炉停止時に高温ヘリウムガスを円管内に通すことにより、リチウム鉛を溶融し炉外に取り出してトリチウムを回収する。いわゆるバッチ回収方式である。本ブランケットにより正味トリチウム増殖比は0.7~0.8が得られるとしている。

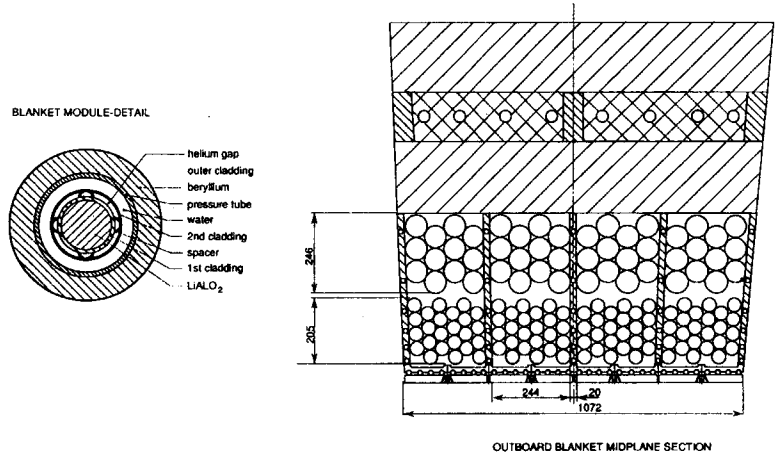


Fig. 4 Cross sectional views of breeder-in-tube ceramic breeder blanket design with both LiAlO_2 breeder and Be multiplier in the form of pellets proposed by the EC in the ITER CDA¹⁾.

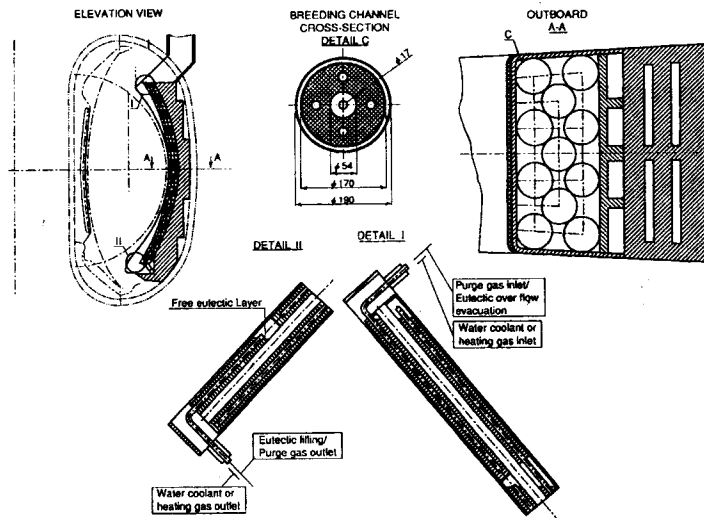


Fig. 5 Cross sectional views of ^{83}Pb - ^{17}Li breeder blanket design with breeder-in-tube configuration proposed by Russia in the ITER CDA: the most part of ^{83}Pb - ^{17}Li is in solid phase during DT burn time, and melted to be transported out of the reactor for tritium recovery during the reactor down time¹⁾.

2. 4. 日本における工学 R & D 計画

これまでに日本及び諸外国で実施されたブランケット工学 R & D は、トリチウム増殖材 (Li₂O 等) 及び中性子増倍材 (Be) の材料特性に主眼を置いた小規模照射試験であった。これらの試験に関しては 3 章に述べる。これらの試験結果等から、基本的な材料特性については、おおむねデータが蓄積されてきている。しかしながら、ITER 建設のために必要となる詳細設計データ (高フルエンス照射, 核融合炉パレス運転模擬照射時のトリチウム生成回収特性等) としてはまだ不十分であり, 今後さらにブランケット構造を模擬した工学規模 (キログラム規模) のブランケット工学 R & D が不可欠となってきている。

上記詳細設計データ取得のためのブランケット工学 R & D として, 炉外機能試験と炉内機能試験を中心に Fig. 6 に示すような計画が立案されている。炉外機能試験では, 試験ループと小・中規模試験体を用い, 増殖材等を充填したブランケットの伝熱流動, 耐久性, 安全性等の試験を実施する。炉内機能試験では, 上記ブランケットの核熱特性, トリチウム生成回収特性, 照射健全性等に関する試験を原子炉を用いて実施する。また, ブランケット筐体製作技術開発を行うとともに, 熱応力負荷時の機械的特性評価試験を実施する。さらに, これらの試験のための基盤技術開発として, 上記増殖材及び増倍材の微小球 (1mm) の製造技術開発や照射・非照射材料試験を継続して実施する計画である。以後, 特に今回の主題である照射試験関連研究である【炉内機能試験】について述べる。

炉内機能試験として, ITER/EDA ではロシアの 3 基の候補原子炉 (RBT-10, IVV-2M, SM-3) を用いた照射試験が平成 8 年度頃から計画されている。しかしながら, このロシアの照射試験設備は 4 極の共通試験設備として用いられるため, 時間と照射設備の能力の制約から, 各極の照射試験は 1 回程度しか行うことができない。従って, 本試験は ITER ブランケット構造模擬試験体を用いた総合炉内確認試験として位置付けられるものである。このロシア炉照射試験に先立って, 炉外及びロシア炉以外での炉内試験によるブランケット構造及び基本特性を調べるための R & D が必要であり, この炉内試験として, JMTR を用い

た照射試験が平成 7 年度から計画されており, 増殖材充填領域の諸特性 (温度制御特性, 核特性, トリチウム回収特性及び冷却材へのトリチウム漏洩特性等)

R&D Items \ Year	1992	1993	1994	1995	1996	1997
[Blanket]						
Out-pile Functional Test	Test Loop Fabrication	Heat Transfer and Pour Test			Safety and Durability Test	
In-pile Functional Test	Mockup Design	Mockup Fabrication	Functional Test (JMTR, Russian Reactors)		Life Test (Russian Reactor)	
Box Structure Development	Partial Module Test		Full Scale Mockup Fabrication		Full Scale Mockup Thermal component Test	
Material Development			Mass Fabrication Technology Irradiation Test (JMTR-2, JMTR etc) Fundamental Engineering Test			
[Shielding Development]						
Shielding Test		Inboard-Bulk Shielding Test			Sky-Shain Experiments	

Fig. 6 Schedule of Blanket R&D in ITER/EDA

を取得することになっている。本 J M T R 照射試験結果に基づいて、ロシア炉照射試験体が製作される。また、ロシア炉照射試験結果の補完用データとしても有用である。

一方、ロシア照射試験体をはじめとする試験体の製作に際しては、試験精度の向上等の観点から、核熱評価手法の開発、増殖材及び増倍材のペブル充填特性、スweepガス流れ特性の把握、炉内計装技術の開発等を行う必要があり、これらは、J M T R 照射試験により実施される計画である。

3. 日本における照射試験

日本におけるブランケット材（トリチウム増殖材及び中性子増倍材）の照射試験は、in-situ トリチウム放出実験として、日本原子力研究所（以下原研）の J R R - 2 を用いた V O M 実験、東京大学「弥生」炉を用いた T T T E x 実験が行われている。原研大洗研究所（以下 J M T R）では、照射後に加熱放出実験を行いブランケット材特にベリリウムからのトリチウム放出特性研究が行われている。

3. 1. V O M 実験

V O M 実験は、昭和56年から原研東海研究所にある J R R - 2 炉を用いて行われており、熱中性子束は約 $1 \times 10^{14} \text{ n/cm}^2 \text{ s}$ 、トリチウム生成率は約 1 Ci/d である²⁾。本実験の特長は、1 体の照射キャプセル内に 2 体の照射試験体を装荷できるため、2 種類のトリチウム増殖材 (Li_2O , LiAlO_2 等) のトリチウム放出特性を同一照射条件下で比較でき、また、各試料から放出するトリチウムの化学形態を水成分とガス成分に分けて測定できることである。本実験の系統図を

Fig. 7 に示す³⁾。

実験パラメーターとしては、トリチウム増殖材の種類及び形状、スweepガス中の水素添加量、増殖材温度等である。これまでの実験結果から以下のようなことが明らかになっている。

—スweepガス中の水素添加量が

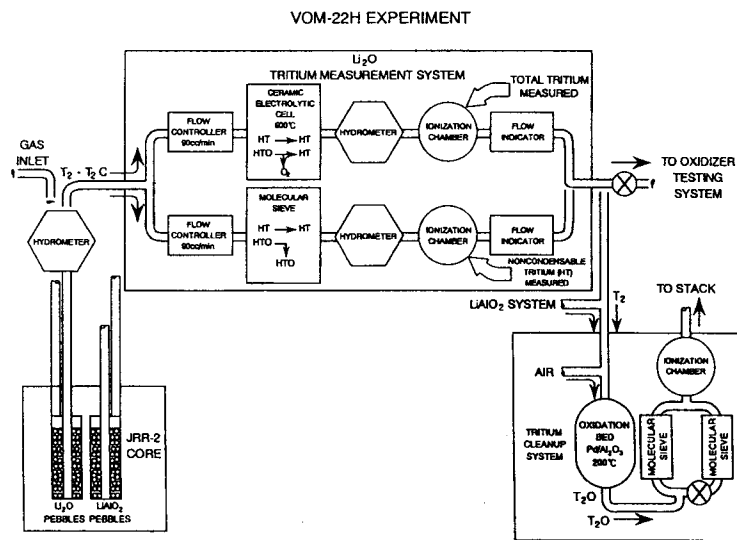


Fig. 7 Schematic flow diagram of VOM experiment, which can measure total tritium and tritium gas species concentrations in sweep gas at the same time³⁾. Sweep gas : 100cc/min.

少ないとトリチウム放出の脈動が現れ、0.1%以上水素を添加しないと十分な促進効果が得られない (Fig. 8 参照)²⁾。

—トリチウム放出性能の最も優れているのは Li_2O 、ついで Li_4SiO_4 、 LiAlO_2 の順であり、この差はトリチウム拡散係数の大小によると考えられる (Fig. 9 参照)⁴⁾。

—トリチウム放出挙動は、拡散機構の他に表面反応も大きく影響している。また、低温においては表面における物質移行が支配的であり、一方高温では、拡散が律速過程となっている。

3. 2. JMTRにおける照射試験

中性子増倍材であるベリリウムについては、ホットプレス及び回転電極法にて製作したもの(結晶粒度が異なる)について照射実験を行い、照射後試験としてトリチウム放出実験やトリチウムの拡散係数を求める実験を行っている。実験系統図を Fig.10に、ホットプレスベリリウムからのトリチウム放出実験結果を Fig.11に示す。現在までの実験結果から、トリチウム放出につい

VOM-21H Experiment

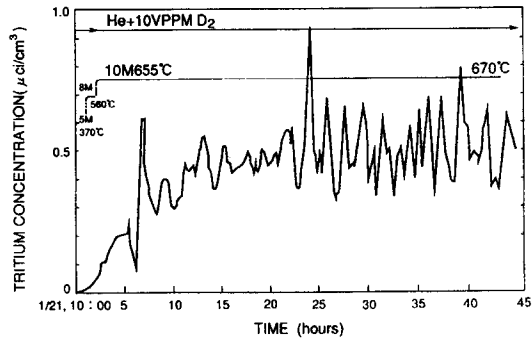


Fig. 8 Effect of sweep gas composition on the tritium release²⁾.

Irradiation capsule : VOM-21H. Swweep gas : He+0.001% D_2 , 100cc/min.

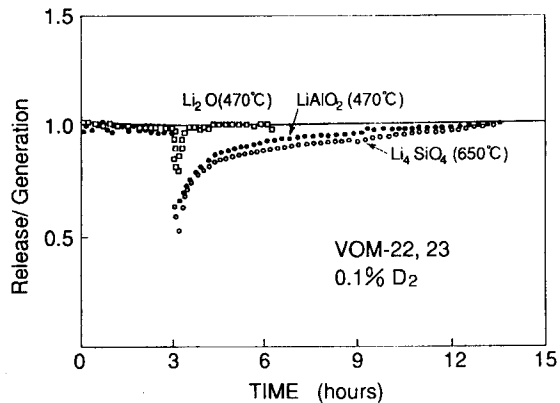


Fig. 9 Tritium release characteristic of tritium breeder materials, Li_2O , LiAlO_2 , Li_4SiO_4 , when irradiation temperature was changed from 800°C to 470°C (Li_2O), 700°C (LiAlO_2) and 650°C (Li_4SiO_4)⁹⁾.

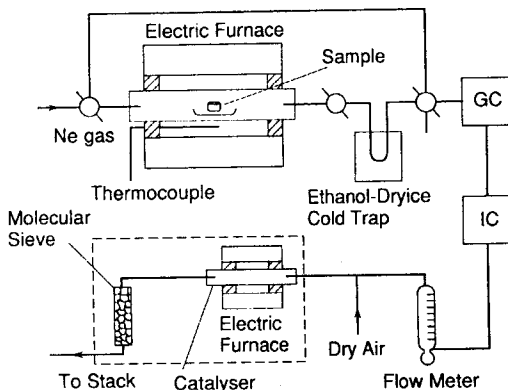


Fig.10 Schematic flow diagram of tritium release experiment from beryllium⁵⁾. Released tritium water species can be measured by cold trap and gas species by gas chromatograaph(GC).

ては600℃以上にならないと放出されないこと、また、表面酸化膜がトリチウム放出に大きな影響を及ぼすことが明らかになった⁵⁾。

トリチウム増殖材については、密封キャプセルでの照射試験を行っており、照射された増殖材からのトリチウム放出特性については、加熱試験によりトリチウム放出の温度特性等を評価する試験が行われる予定である。また、Li₂Oペブル充填層の照射下熱伝導率の変化を評価するための照射試験についても開始される予定である。

3. 3. 大学における照射試験

ブランケット材やトリチウムに関する研究は、富山大学、東京工業大学、九州大学等多くの大学で行われているが、照射試験特に中性子照射下トリチウム放出実験は、東京大学工学部が「弥生」炉を用いて行っている(TTTE x 実験)。TTTE x 実験は、中性子束が小さいため高燃焼度における実験には適さないものの、小型であるという特長を生かして実験体系をコンパクトにできるという利点を有している。これらの利点を生かして、セラミック増殖材(Li₂O, LiAlO₂等)におけるトリチウムの放出化学形態、トリチウム放出速度及びスイープガス組成による影響等について研究を行っている。スイープガス組成の違いによるトリチウム放出形態の実験結果を、Table 2に示す。本表により、脱水日数にかかわらず、スイープガスにH₂を添加した場合には放出化学形は主にガス成分であり、O₂を添加した場合には主に水成分であることが明

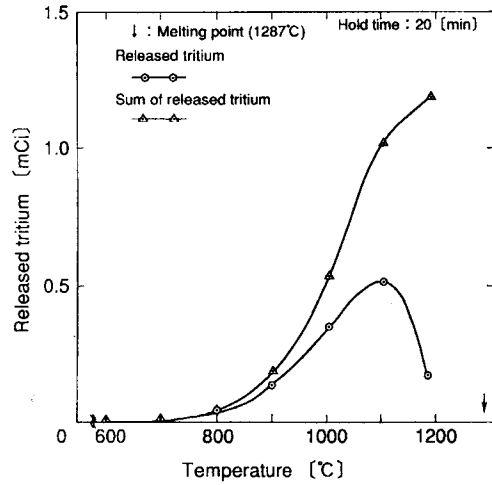


Fig.11 Tritium release from hot-pressed beryllium⁵⁾.

Sweep gas: Ne, 1cc/min. Irradiation temp.: 200°C. Fast neutron fluence: 3.8×10^{20} n/cm². Thermal neutron fluence: 6×10^{20} n/cm².

Run No.	Dehumid. period (day)	Sweep gas	Temp. (°C)	Water (%)	Gas (%)
7-1	3 ^a (1 ^b)	He + 4%H ₂	609	5.5	94.5
7-2	3 (2)	He + 4%H ₂	706	3.7	96.3
7-3	3 (3)	He + 4%H ₂	510	2.3	97.7
7-4	3 (4)	He + 4%H ₂	411	11.6	88.4
3-1	3 (1)	He	604	79.0	21.0
4-1	3 (1)	He	604	90.8	9.2
12-1	1 (1)	He + 1%O ₂	604	98.7	1.3
12-2	1 (2)	He + 1%O ₂	604	99.7	0.3
12-3	1 (3)	He + 1%O ₂	604	99.9	0.1

Table 2 Chemical form of released tritium (effect of sweep gas)

Sweep gas: 100cc/min. Tubing and packing material: steel or stainless steel. a: pre-dehumidification at 800°C. b: dehumidified in the reactor⁶⁾.

らかになった。一方スイープガスにHeのみを用いた場合はすこし複雑で、試料の脱水日数によって異なり、含有水分の影響を受けていると考えられる⁶⁾。また、同様に「弥生」炉を用いて、リチウム鉛の中性子照射下トリチウム放出実験も行われている (T T T E x - II)。

4. 欧州及びカナダにおける照射試験

欧州では、EXOTIC⁷⁻⁹⁾、LILA及びLIS¹⁰⁾、MOZART¹¹⁾、SIBELIUS¹²⁾が、またカナダではCRITIC¹³⁻¹⁵⁾等のブランケット材照射試験が行われ、トリチウム増殖材からのトリチウム放出挙動及び中性子増倍材の照射効果等の研究が進められ、核融合炉ブランケットにおける基礎的なデータが蓄積されている。これらの in-situ 実験のうち主なものについて実験装置及び実験結果を概説する。

4. 1. EXOTIC 実験

EXOTIC実験は、オランダにあるHFR炉を使用したトリチウム増殖材のトリチウム放出実験である。1990年までにEXOTIC-5までの照射実験⁹⁾が完了し、450以上の試料についてのトリチウム放出挙動データが蓄積されている。実験に用いられたトリチウム増殖材は、セラミック増殖材 (Li_2O , LiAlO_2 , Li_2ZrO_4 , Li_4SiO_4 等)のペブル及びペレット (外径10 mm, 内径6 mm)であり、実験条件としては、加熱温度及びパージガス中の水素添加量等を変動させている。実験装置の概略図をFig.12に示す。照射キャプセルはステンレス鋼で製作されており、熱電対、中性子及びγ線モニターが内蔵されている。

本項においては、EXOTIC-5の実験結果について記述することとする。EXOTIC-5ではこれまでの in-situ 実験の実績から、各増殖材に対して照射条件を統一することでトリチウム滞在時間の比較検討が行われた。本実験で得られた各増殖材におけるトリチウム滞在

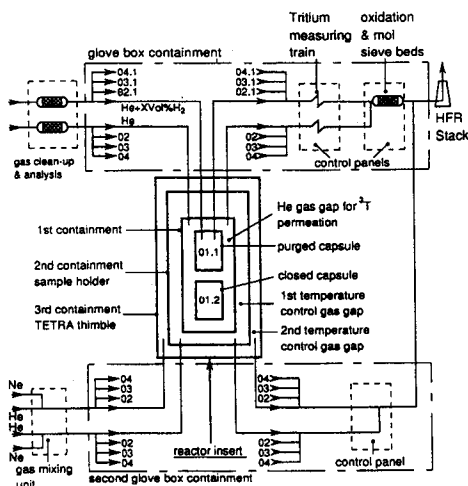


Fig.12 Schematic arrangement of EXOTIC sample holder and out-of-pile control panels. The instrumentation included thermocouples, neutron fluence detector sets and gamma scan wires in the stainless steel capsules. In-situ tritium release were measured by ionization chambers⁹⁾.

時間の結果を Fig.13 に示す。実験で使用した増殖材によって理論密度、粒径、細孔径等の違いがあるが、本実験で得られたトリチウム滞在時間を比較・検討すると、300~550℃の温度範囲において、 Li_2ZrO_3 のペレットが1番短く、 LiAlO_2 のペレットが1番長いことが明らかとなった。また、パージガス中の水素添加量によるトリチウム放出挙動の効果及び ^6Li 含有率の効果についても実施された。

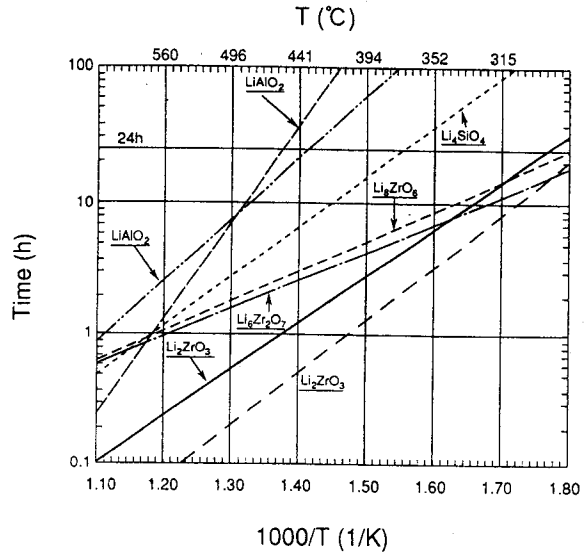


Fig.13 Tritium residence times of Li-ceramics irradiated in EXOTIC-5. The straight lines of the Arrhenius plot represent the least square fit of the available data⁹⁾.

4. 2. CRITIC 実験

CRITIC 実験は、カナダの N R U 炉で実施されている in-situ 実験である。トリチウム増殖材として Li_2O ペレット (外径40mm, 内径30mm) が用いられ、実験条件は加熱温度375~850℃であった。パージガスは $\text{He} + 1\% \text{H}_2$ の混合ガスを用い、トリチウム計測が連続的に行われた。本研究では、トリチウム放出挙動の解明だけでなく、パージガスの影響及び Li_2O ペレットの照射後試験として X 線回折, γ 線スペクトロメリー及び SEM 観察等の結果についても考察されている。

CRITIC 実験のトリチウム回収割合及びパージガス中の水分量測定結果を Fig.14 に示す。この結果、加熱温度を 552℃ から 380℃ に低下させた時、全トリチウム放出割合は減少していることが明かとなった。このとき、ガス成分トリチウムの割合は増加し、パージガス中の水分含有率は減少していることが確認された。この原因として、加熱温度 552℃ のとき、 LiOH もしくは LiOT

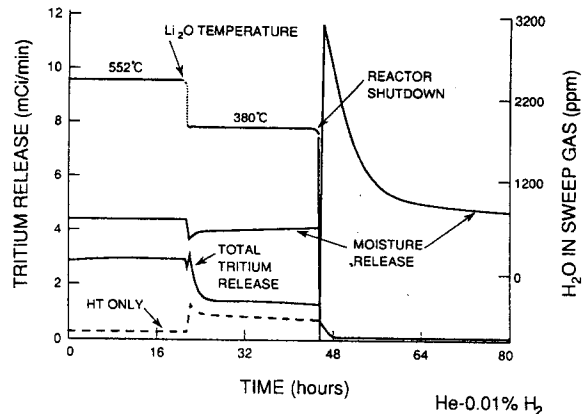


Fig.14 Total tritium recovered, and HT form only, for a temperature change test from 552°C to 380°C¹³⁾. The moisture content in sweep gas is also shown; it undergoes a sudden rise at reactor shutdown, a feature typical of this leak.

の解離（解離温度：445℃）が起こったため、バージガス中の水分量が多かったものと考えられる。本研究において、トリチウム放出挙動は複雑で表面離脱反応に支配されているが、1次反応では説明することができなかった。

照射後試験の結果、X線回折においてLiOHが同定され、放射化分析では不純物による放射性同位元素の生成が明らかとなった。またLi₂Oペレット中の残留トリチウム量を測定した結果が考察され、⁶Liの燃焼率が算出された。

4. 3. SIBELIUS 実験

SIBELIUS 実験はオランダのペテン研究所にあるHFRを用いて行われており、その目的は前項で記述した2つのin-situ実験とは異なり、照射環境下における増殖材とベリリウム及び構造材とベリリウムの相互作用についてのデータを得ることである。ベリリウムからのトリチウム放出実験については加熱試験において実施され、両立性についてはSEM観察によって実施された。

照射温度は270℃及び550℃に設定された。照射試料の配置をFig.15に示す。

トリチウム放出割合の結果をFig.16に示す。この結果、Li₄SiO₄ペレットにおけるトリチウム放出挙動は、Li₄SiO₄ペブルの放出挙動と異なり2つのピークを持っていることが確認された。この原因は、炭酸塩の影響であることが考察された。一方、中性子照射下（1690時間、550℃）におけるLi₄SiO₄とベリリウムとの化学的反応が観察された。この結果、Li₄SiO₄表面に薄い反応層が観察され、界面においてBe-Li-Si酸化物を含んでいる可能性があるものと考えられている。また、Li₄SiO₄の中のトリチウム

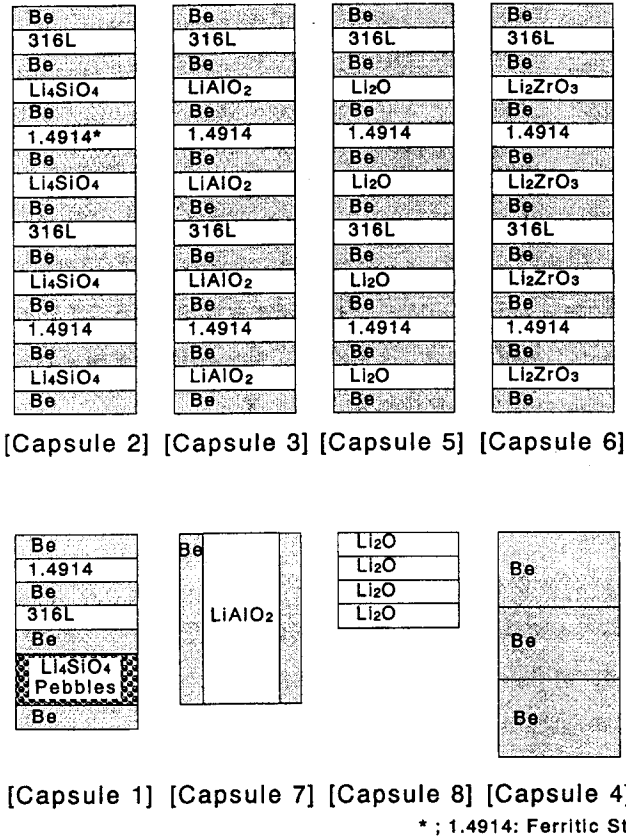


Fig.15 Schematic arrangement of sample capsules of SIBELIUS¹²⁾. All eight capsules are independently controlled and continuously purged by He+0.1% H₂ gas. Irradiation temperature are 550℃ except for the capsule-4.

核融合炉ブランケット照射試験の現状

インベントリー評価がなされ、 Li_4SiO_4 ペレットのトリチウム残留時間が1時間であることが確認された。

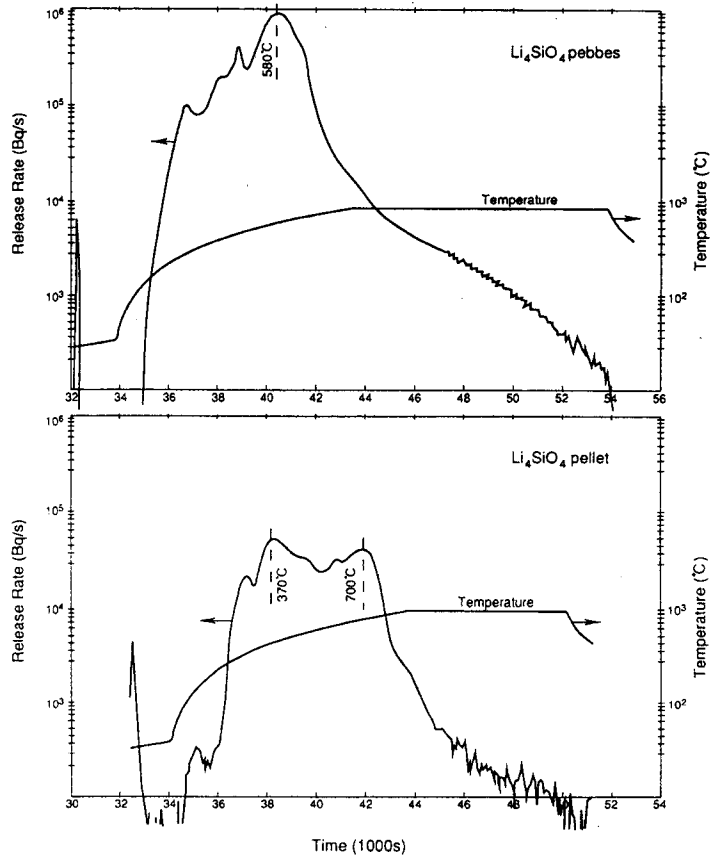


Fig.16 Tritium release of Li_4SiO_4 ^(1,2). Ramp 5°C/min to 850°C, purge gas He+0.1% H_2 . In the experiment with Li_4SiO_4 pellet, two tritium release peaks are observed at 370°C and 700°C.

5. 米国における照射試験

トリチウム回収特性に関しては、トリチウム放出や回収のメカニズム解明を目的とした比較的中性子束の低い in-situ 実験が実施された。TRIO, RTNS-II, BEATRIX-I 実験がこれに該当する。また、照射健全性に関しては高い中性子束での密封照射試験が実施された。リチウム燃焼に対する粒成長、スウェリングといった照射健全性の確認を目的として、FUBR, ATR 実験が行われた。その後、上記のトリチウム回収特性と増殖材健全性を総合的に確認するために、中性子束の高い in-situ 実験として BEATRIX-II 実験が計画され現在継続中である。

5. 1. TRIO 実験

TRIO 実験は、オークリッジ研究所の O R R 炉を用いた日本の V O M 実験と並び最も初期の in-situ 実験である。Table 3 に TRIO 実験組合せを示す。Fig.17 に照射用キャプセル

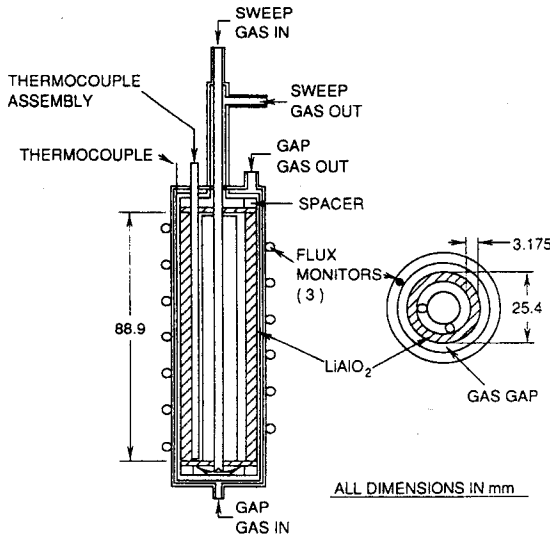


Fig.17 Design concept of TRIO-01 Capsule with lithium aluminate(LiAlO₂) specimen, which was irradiated in ORR¹⁶⁾.

を示す。LiAlO₂を用いたこの実験では、スイープガスに水素を添加することによるトリチウムの放出促進が明らかにされ、固体増殖材のトリチウムイベントリが非常に小さくできる (<0.1 wppm) ことが示された。また、トリチウム放出は拡散モデルによる解析とよく一致することが確認された^{16, 17)}。

5. 2. RTNS-II 実験

ロスアラモス研究所の14MeV 中性子照射装置 RTNS-II を使い、Li₂O, Li_{1.7}-Pb_{8.3}, FLIBE (Li₂BeF₄) のトリチウム放出特性が調べられた。この実験では主に放出トリチウム化学形とスイープガス組成 (He-1% H₂ の場合) の関係について検討された。Fig.18にトリチウム放出実験装置を、Fig.19に実験装置の照射試料部を示す。Fig.20に示されるように Li_{1.7}-Pb_{8.3}はスイープガス組成に関係なく放出トリチウム化学形はほとんどガ

Table 3 Test matrix, temperature and sweep gas composition, lithium aluminate (LiAlO₂) of TRIO experiment¹⁶⁾.

Run No.	Time (Days)	Nominal ^a Temperature (°C)	Changes in Nominal ^b Sweep Gas Composition
1	2	600	—
2	2	700	—
3	1	700	He/ 1.0% H ₂
4	5	550	—
5	2	500	—
6	1	550	—
7	3	600	—
8	2	650	—
9	6	650	100% He
10	1	400	100% He
11	1	500	100% He
12	4	550	100% He
13	5	600	100% He
14	2	700	100% He
15	1	700	—
16	1	700	300 cc/ min
17	3	700	30 cc/ min
18	1	700	—
19	1	650	—
20	4	650	He/ 0.2% O ₂
21	2	650	—
22	1	600	—
23	3	550	—
24	1	600	—
25	2	560	—
26	3	550	—
27	7	525	—
28	7	500	—
29	3	480	300 cc/ min
30	4	480	—
31	2	500	—
32	2	550	—
33	3	650	—

^a Average temperature on west side. Coldest temperature is ~100°C lower, hottest temperature is approximately 50°C higher.

^b Nominal sweep gas is 0.1% H₂ in He, at a flow rate of 100 cc/ min.

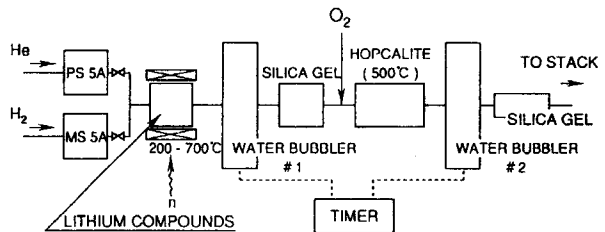


Fig.18 Tritium release facility of RTNS-II experiment⁴⁾.

ス成分で占められるが、 Li_2O 及び FLIBE はスイープガスが He の場合には水成分が占め、水素添加した He-1% H_2 の場合にはガス成分が占めることが明らかにされた。また、 Li_2O の照射後 H_2 添加時間の経過に従ってガス成分の割合が減少すること、 $\text{Li}_{17}\text{-Pb}_{83}$ からのトリチウム放出では液体増殖材中の拡散のみならず表面脱離反応や流動様式の重要性が指摘された。

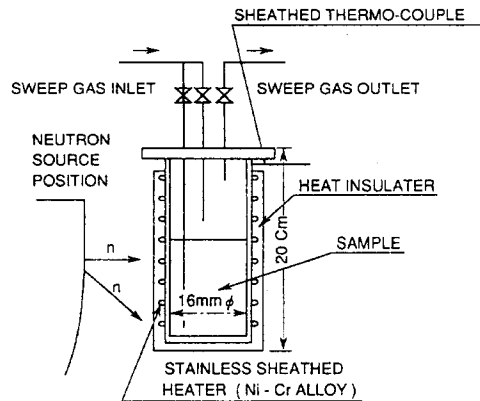


Fig.19 A Neutron irradiation sample of tritium release facility⁴⁾.

5. 3. FUBR 実験

FUBR は、アイダホ国立研究所高速炉 EBR-II を用い、固体増殖材の粒成長及びスウェリングといった照射健全性の確認をするために Li_2O , Li_2ZrO_3 , Li_4SiO_4 , Li_2SiO_3 に対する密封照射試験である。ただし、この実験で使用された照射容器は生成したトリチウムやヘリウムを完全密封するものではなく、ナトリウム冷却材中に放出される構造になっている。Table 4 に試験組合せを示す。

トリチウム及びヘリウムの保持特性は、照射後の真空熱実験によって調べられた。トリチウム保持は Li_2ZrO_3 が Li_2O や LiAlO_2 に比べて小さいこと (Fig.21 参照), ヘリウム保持特性は Li_2O が最も大きいこと (Fig.22 参照) が明らかになった^{18, 19)}。スウェリングに関しては、 LiAlO_2 , Li_2ZrO_3 及び Li_2SiO_4 がそれぞれ最大 1%, 1.4%, 1.5

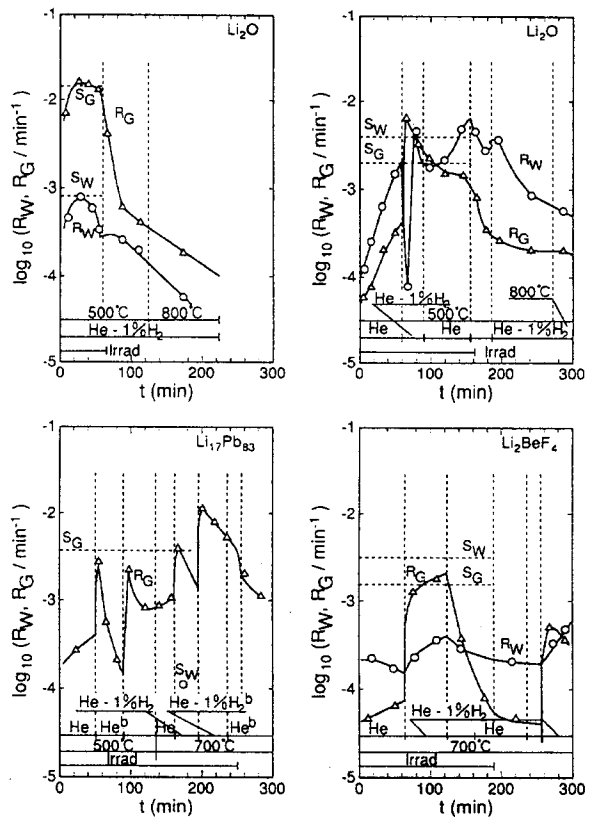


Fig.20 Tritium release rate for chemical form of water and gas as function of irradiation and sweep gas composition⁴⁾. (Rw : tritium release by water form, Rg : tritium release by gas form, Sw : tritium production rate of water form, SG : tritium production rate of gas form)

Table 4 Test matrix of FUBR-1B experiment, using LiAlO_2 , Li_4SiO_4 , Li_2SiO_3 , Li_2ZrO_3 and Li_2O , Irradiated in EBR-2⁽⁹⁾.

Capsule I. D.	Material	Source	⁶ Li Enrichment (%) ^a	Diameter (cm) ^b	Column Length (cm) ^c	Density (%) ^d	Predicted Centerline Temperature (°C)
S4T	LiAlO_2	Saclay	95	2.32	5.08	80	1125
S4B	Li_4SiO_4	Karlsruhe	81	1.65	5.08	95	800
S5T	Li_2ZrO_3	HEDL	95	2.32	5.08	80	1225
S5B	Li_2O	JAERI	56	1.64	5.08	86	900
B8B	Li_2O	JAERI	56	0.95	5.71	85	500
B8T	Li_2O	JAERI	56	0.95	5.71	83	725
B8C	Li_2O	JAERI	56	0.95	5.71	84	975
B9B	Li_2O (SC) ^e	JAERI	7.5/0.7	0.8	5.71	100	575
B9T	Li_2O	Springfield	56	0.95	5.71	78	800
B9C	Li_2O	JAERI	56	f	5.71	100	900
B10B	LiAlO_2	Saclay	95	0.95	5.71	74	450
B10T	LiAlO_2	Saclay	95	0.95	5.71	74	750
B10C	LiAlO_2	Saclay	95	0.95	5.71	74	950
B11B	Li_4SiO_4	Karlsruhe	95	0.95	5.71	93	550
B11T	Li_2SiO_3	Karlsruhe	95	0.95	5.71	81	760
B11C	LiAlO_2	Casaccia	95	0.95	5.71	80	700
B12B	Li_4SiO_4	Karlsruhe	81	f	5.71	97	475
B12T	Li_2ZrO_3	Springfield	95	0.95	5.71	81	850
B12C	LiAlO_2	Casaccia	95	0.95	5.71	80	825

^a Pellet enrichment to $\pm 2\%$ ⁶Li - except single crystal Li_2O

^b Pellet diameter to ± 0.002 cm - except single crystal Li_2O

^c Pellet column length to ± 0.02 cm

^d Pellet density

^e SC=single crystal; half of the pellets enriched in ⁶Li to 7.5%, the other half to 0.07%

^f Sphere diameter is 4 mm for Li_2O and 1 mm for Li_4SiO_4

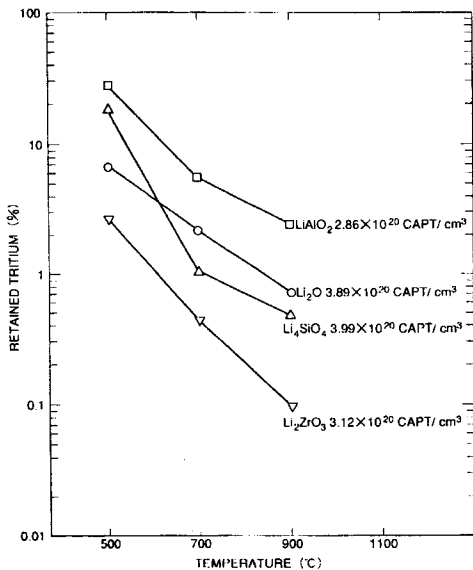


Fig.21 Tritium retention after neutron irradiation in Li_2O , LiAlO_2 , Li_4SiO_4 and Li_2ZrO_3 at burnup up to 3.89×10^{20} , 2.86×10^{20} , 3.99×10^{20} and 3.12×10^{20} captures/cm³, respectively¹⁽⁸⁾.

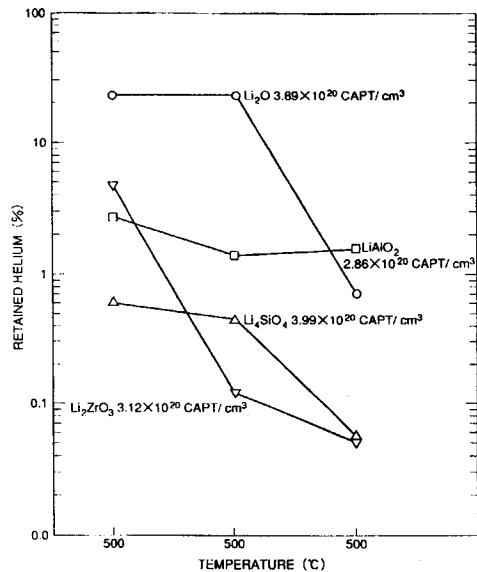


Fig.22 Helium retention after neutron irradiation in Li_2O , Li_4SiO_4 and Li_2ZrO_3 at burnup up to 3.89×10^{20} , 2.86×10^{20} and 3.12×10^{20} captures/cm³, respectively¹⁽⁹⁾.

%であったが、 Li_2O は最大8%に達した。 Li_2O はヘリウム保持特性が大きいため、大きなスウェリングを引き起こしていると考えられた²⁰⁾。

5. 4. BEATRIX 実験

(1) BEATRIX-I

BEATRIX-Iは、日本、カナダ、EC及び米国による国際協力として実施された、セラミクス増殖材に関する共同照射試験である。これは、トリチウム放出挙動を中心に照射特性に関する組織化された最初の実験計画であり、各国供試験の試料交換方式が採用され、JRR-2 (日本)、NRU (カナダ)、SILOE, MELUSIN, HFR (EC)、EBR-II (米国)の各原子炉で照射試験が行われた。照射試料は Li_2O 、 Li_2ZrO_3 、 LiAlO_2 、 Li_4SiO_4 である。それぞれの実験アプローチの比較から、照射試験技術としてシステム効果の重要性、特にトリチウム計測機器校正の重要性が指摘された。また、中性子照射損傷がトリチウム放出回収に影響するため、次のステップとして、硬い中性子エネルギースペクトルで長期間の実験が必要であると結論された²¹⁾。

(2) BEATRIX-II

BEATRIX-Iに続いて計画されたBEATRIX-IIは、トリチウム放出挙動、照射損傷、熱特性、ベリリウム増倍材との両立性等の解明を目的としたin-situ試験である。照射試験は、米国の高速炉FFTFにて、Fig. 23に示すトリチウム測定回収装置を用いた。照射試料は、 Li_2O 、 Li_2

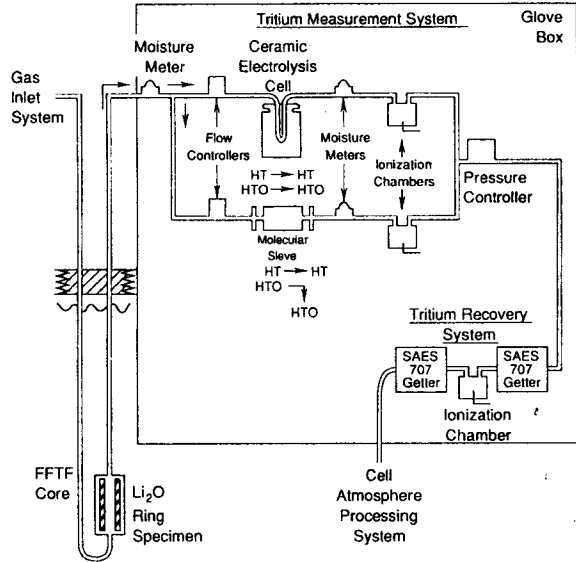


Fig.23 Tritium measurement system and tritium recovery system for FFTF Irradiation under BEATRIX-II²²⁾.

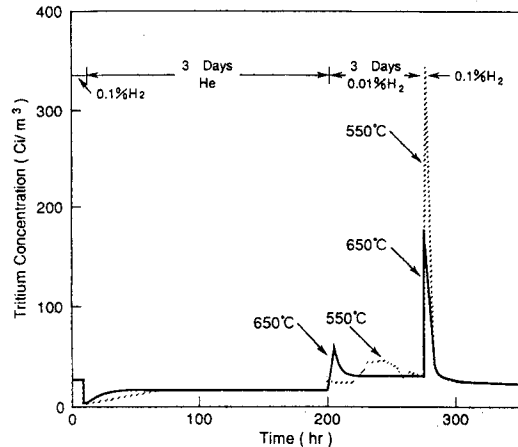


Fig.24 Tritium concentration in Lithium Oxide for a series of gas composition changes in the order of $\text{He}-0.1\%\text{H}_2$, 8 days in He , 3 days in $\text{He}-0.01\%\text{H}_2$, $\text{He}-0.1\%\text{H}_2$ for temperature of 550 and 650°C²³⁾.

ZrO₃, LiAlO₂, Li₄SiO₄の単体試験用及びそれぞれのLi含有セラミクスとBeとの両立性試験用である^{22, 23)}。

この照射試験はPhase 1が終了し、これまでにパージガスに水素を添加することによりLi₂Oは4%の燃焼度に耐え、温度勾配をもつ場合にもトリチウムを速やかに回収できることが明らかになっている (Fig.24及び Fig.25)。なお現在、照射後試験が実施中であり、引き続きその結果が発表される予定である。

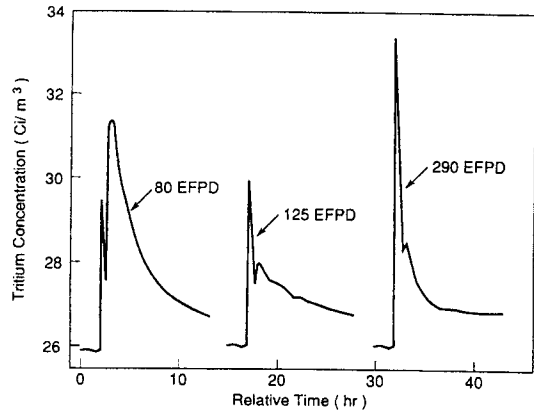


Fig.25 Tritium concentration in Lithium Oxide for during temperature changes from 550 and 650°C after irradiation periods of 80, 215 and 290 EFPD²³⁾.

5. 5. ATR 実験

米国アイダホ国立研究所のATR炉を用いたベリリウム照射試験である。ベリリウムからのトリチウム放出特性は、照射後昇温実験によって詳細に調べられた。密度100%, 99.6%及び80.9%T.Dの各ベリリウムのアニール温度に対するトリチウム残存量 (%) の実験結果を Table 5 に示す。400°C以下ではトリチウムはほとんど放出されず、500°Cから600°Cで爆発的にトリチウムが放出することがこの実験から明らかにされた。特に約600°Cでの爆発的なトリチウム放出の一例を Fig.26に示す。図中の2つの実験は、昇温ステップの保持時間が異なるが、その効果は見られず、爆発的な放出 (第2のピーク) はほぼ同じような傾向を示している。この現象は、高温でヘリウムバブルの連結が起これ、そのバブルがトリチウム放出に寄与したと結論された²⁴⁾。

さらに、ベリリウムの密度をパラメータにした実験が引き続いて実施されており、ポーラスなベリリウムを利用した照射健全性の改善検討が行われている²⁵⁾。

Initial Density, %TD	Fluence, 10 ²² n(E>MeV)/cm ²	Irrad. T °C	Tritium appm	Helium appm	Anneal. T °C	Anneal t h	Retained Tritium %
100	5.0±0.3	~75	2530	26100	300	20 - 114	99.99
					400	142 - 170	99.75
					500	99 - 669	99.4
					600	148 - 202	10
					700	17	
99.6	0.26	~75	71.8	872	300	350	99.905
					400	307	99.45
					500	365	96.7
					600	~440	
80.9	0.26	~75	55.3	733	300	386	96.8
					400	335	62.0
					500	318	11.0
					600	435	1.0

Table 5 Summary of ITER R&D data on tritium and helium retention in irradiation beryllium²⁴⁾.

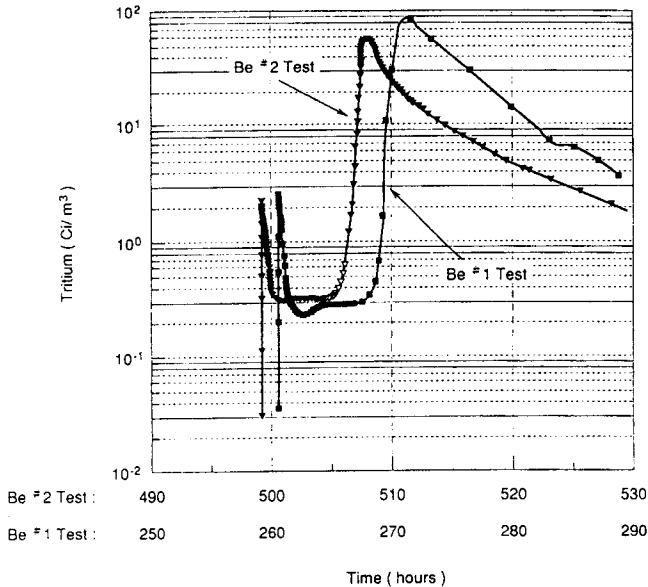


Fig.26 Burst-type tritium release from both tests at 884 K⁽⁴⁾. Axes are log tritium concentration (Ci/cm³) versus experiment time. The samples were annealed in step-wise at 573, 684, 784 and 884K. Temperature was raised to 884K at 251 hours in Be#1 Test at 499 hours in Be#2 Test. Initial smaller peaks at 251 hours and 499 hours are the normal diffusional release peaks.

5. 6. その他の実験

上述した実験以外にも、Be照射試験として EBR-II の COBRA 照射試験及び FFTE での Be ペブル照射試験が実施中である。

6. あとがき

これまで、核融合炉ブランケット開発に必要な不可欠な照射試験のうち、基礎データ取得に至るまでの照射試験の現状について述べてきた。これらの状況を Table 6 にまとめて示す。この表からもわかるように、トリチウム放出挙動を主とする必要な基礎データの取得のための実験室規模の照射試験は、熱中性子及び高速中性子を用いて実施されている。これらの照射試験により、各種の増殖材のトリチウム放出特性（トリチウム放出に関する温度効果）、スイープガス中の水素添加によるトリチウム回収特性、ベリリウムからのトリチウム放出特性等に係る知見が得られており、ITERブランケットの設計に反映されている。この材料特性に主眼を置いた小規模（グラム規模）照射試験は、ほぼ終了の域に達しており、順次実規模ブランケットとの照射特性評価のための工学規模（キログラム規模）の照射試験に移行して行くものと考えられる。

ITER工学設計のために必要な照射試験として、以下の3項目の必要性が指摘されている。

- ①高フルエンス照射試験（高フルエンス時照射挙動の検証）
- ②長尺物の照射試験（質量移行効果等の検証）
- ③パルス運転規模照射試験（パルス運転時照射挙動の検証）

Table 6 Present status of neutron irradiation tests performed in Japan, EC and USA to develop a tritium breeder blanket for fusion reactor.

Items	Reactor	Japan			EC(including Canada)			U.S.A.				Remark	
		JMTR	JRR-2	YAYOI*	HFR	NRU	SILOE	FFTF*	ORR	RTNS-II**	EBR*		ATR
Material Test Ceramic Breeder	(1) In-Situ Test Breeder Materials		VOM Li ₂ O LiAlO ₂	TTTEX Li ₂ O LiAlO ₂	EXOTIC Li ₂ O LiAlO ₂ Li ₂ ZrO ₃ Li ₄ SiO ₄	CRITIC Li ₂ O	USA, JULA Li ₂ O LiAlO ₂ Li ₂ ZrO ₃ Li ₄ SiO ₄	BEATRIX Li ₂ O LiAlO ₂ Li ₂ ZrO ₃ Li ₄ SiO ₄	TRIO LiAlO ₂				
		Breeder Shape (Pellets) (Pebbles)	○	○	○	○	○	○	○	○			
(2) PIE Breeder Materials	Tritium Release Test		○	○	○	○	○	○	○				
		Li ₂ O LiAlO ₂ Li ₂ ZrO ₃ Li ₄ SiO ₄	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
Tritium Release Test (Annealing) Irradiation Effects	Beryllium Technology (1) Tritium Release (2) Compatibility	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
		○	○	○	(SIBELIUS) ○	○	○	○	○	○	○	○	○
Blanket Integrated Test (In-Situ Test)		◆				◆							

* : Fast Reactor, ** : 14MeV Neutron Source, ○ : Operation, ◆ : Planning

核融合炉ブランケット照射試験の現状

高フルエンス照射試験に関しては、原子炉の照射能力の観点からブランケット構造を模擬した工学規模照射試験は非常に厳しいため、実験室規模の材料試験で補完する必要があり、米国のATR等を使用して早期に実施することが必要と思われる。また、残りの2項目については、NRU炉照射試験(CRITIC計画)及びJMTR照射試験を軸にして進められるものと思われる。このように我が国のJMTRにおけるブランケット技術開発に果たす役割は非常に大きく、また、その成果が海外からも期待されている。

ITERブランケット以降は、ITERを照射ベッドとしたテストモジュールの照射試験により、原型炉ブランケットの開発へと進んで行くものと考えられる。

略 語

ITER : International Thermonuclear Experimental Reactor

CDA : Conceptual Design Activity

EDA : Engineering Design Activity

VOM : Vertical Of Material

TTTEx : 名称理由不明

EXOTIC : EXtraction Of Tritium In Ceramics

LILA : 名称理由不明

LISA : 名称理由不明

MOZART : Melusine Oxide Zirconate Aluminate Release of Tritium

SIBELIUS : 名称理由不明

CRITIC : Chalk River In-reactor Tritium Instrumented Capsule

NRU : 名称理由不明

HFR : High Flux Reactor

ORR : Oak Ridge Research Reactor

BEATRIX : Breeder materials Exchange mATRIX

TRIO : 名称理由不明

RTNS : Rotating Target Neutron Source

FUBR : 名称理由不明

SILOE : 名称理由不明

MELUSIN : 名称理由不明

ATR : Advanced Test Reactor

COBRA : 名称理由不明

FFTF : Fast Flux Test Facility

文 献

- 1) IAEA, ITER Blanket, Shield and Material Data Base, ITER Documentation Series, No.29, 1991
- 2) 倉沢利昌他, 「トリチウム増殖材照射下トリチウム放出試験 (VOM-21H), JAERI-M, 86-152 (1986)
- 3) T.Kurasawa, H.Watanabe et al., J. Nucl. Mater. 141-143 (1986) 265-270
- 4) 昭和63年度文部省科学研究費補助金研究成果報告書, 「核融合炉トリチウム増殖材料の増殖・回収性能評価」 (1989)
- 5) 石塚悦男他, 「ベリリウム中のトリチウム挙動実験(2)」, JAERI-M, 90-013 (1990)
- 6) S.Tanaka, T.Terai et al., Fusion Engineering and Design 7 (1989) 345-351
- 7) H.Kwast, R.Conrad et al., Journal of Nuclear Materials, 141-143 (1986) 300
- 8) H.Kwast, R.Conrad et al., Journal of Nuclear Materials, 155-157 (1986) 300
- 9) H.Kwast, R.Conrad et al., Paper Presented at The 16th Symposium on Fusion Technology (SOFT), LONDON, UK, Sep. 3 - 7 (1990)
- 10) H.Werle, W.Breitung et al., Journal of Nuclear Materials, 155-157 (1988) 538-543
- 11) M.Bric, Advances in Ceramics, Vol.27 (American Ceramic Society, Westerville, OH, 1990) 361-370
- 12) W.Dienst, D.Schild et al., KfK-5109, Dezember (1992)
- 13) J.M.Miller, R.A.Verrall et al., Fusion Technology, 14 (1988) 649
- 14) R.A.Verrall, D.H.Rose et al., Journal of Nuclear Materials, 179-181 (1991) 855-858
- 15) J.M.Miller, R.A.Verrall et al., Advances in Ceramics, Vol.27 (American Ceramic Society, Westerville, OH, 1990) 299-316
- 16) R.Clemmer, et al., "The TRIO Experiment" Argonne National Laboratory ANL-84-55 (1984)
- 17) R.Clemmer, et al., Journal of Nuclear Materials, 133-134 (1985) 171
- 18) D.L.Baldwin and G.W.Hollenberg, Journal of Nuclear Materials, 141-43 (1986) 305-10
- 19) G.W.Hollenberg and D.L.Baldwin, Journal of Nuclear Materials, 133/34, (1985) 242-45
- 20) G.W.Hollenberg, Advances in Ceramics vol.25 (1989)
- 21) T.Kurasawa, Private communication
- 22) T.Kurasawa, et al., Ceramic transactions vol.27 (1992)
- 23) O.D.Slagle, et al., Journal of Nuclear Materials, 191-194 (1992)

- 24) D.L.Baldwin, et al., "Tritium Release from Irradiation beryllium at elevated Temperatures", PNL-SA-16998 (1990)
- 25) J.M.Beeston, et al., "Mechanical Testing of Irradiated Beryllium", Beryllium Technology Workshop, Clearwater Beach, Florida, EGG-FSP-10017 (1991)