

解 説

核融合炉増殖ブランケット炉内照射試験の現状

二村嘉明*、土谷邦彦**、長尾美春**、藤田淳哉**、河村 弘**

富山大学水素同位体機能研究センター*

〒930 富山県富山市五福 3190

日本原子力研究所 大洗研究所

〒311-1394 茨城県東茨城郡大洗町成田町新堀 3607

Status of In-situ Irradiation Tests on Tritium Breeding Blanket for Fusion Reactor

Yoshiaki FUTAMURA*, Kunihiko TSUCHIYA**, Yoshiharu NAGAO**,
Junya FUJITA**, Hiroshi KAWAMURA**

Hydrogen Isotope Research Center, Toyama University*

Gofuku 3190, Toyama, Toyama-ken 930, Japan

Oarai Research Establishment, Japan Atomic Energy Research Institute**

3670 Shinbori, Narita-cho, Oarai-machi, Higashi-ibaraki-gun, Ibaraki-ken 311-1394, Japan

(Received December 15, 1998; accepted March 15, 1999)

Abstract

To develop a tritium breeding blanket for a fusion reactor, irradiation tests in fission reactors must be conducted to obtain data on tritium production / release / recovery performance of the blanket.

In-situ various irradiation tests have been carried out in Japan (JMTR) and Europe (HFR) to investigate tritium release characteristics from ultra-small Li_2TiO_3 pebble (1 mm dia) bed. Tritium performance irradiation tests presently focus on Li_2TiO_3 ceramic considered promising as a new strong candidate for breeding material. This report shown the present status of in-situ

irradiation tests carried out throughout the world. An in-situ irradiation test program on tritium release for partial breeding blanket module is presented.

1. はじめに

核融合炉を実用エネルギー源として実現するには、原型炉段階で核融合によるエネルギーを電気エネルギーに変換して利用出来ることをプラント規模で技術的に実証することが必要である。

これには、燃料であるトリチウムの生産・取出し、核融合反応で生成される核エネルギーの熱エネルギーへの変換、周辺機器や生体に対する放射線遮蔽等の3つの大きな役割を有し、核融合エネルギーシステムの中核機器であるブランケットに係る設計データ及び設計・製作技術の確立が必須である。特に、天然に存在しないトリチウム燃料の自己供給を可能にするトリチウム増殖ブランケット技術の確立は不可欠である。

核融合原型炉の概念設計研究は我が国や米国で行われており、これらの概念設計における設計条件と主要な使用候補材料を国際熱核融合実験炉 (ITER) の例を含め Table 1 に示す。

Table 1 Major design parameters and candidate materials of fusion reactor

	SSTR	ARIES-RS	Pro-DREAM	ITER
Tritium Breeders	Li ₂ O	Liquid	Li ₂ O	Li ₂ ZrO ₃
Neutron Multipliers	Be	Be	Be	Be
Structural Materials	RAF(F82H)	V alloy	SiC/SiC	SS316
Coolants	Water	Liquid Li	He	Water
Inlet/Outlet Temperature	285°C/325°C	330°C/610°C	330°C/610°C	150°C/190°C
Max. Head Load	1 MW/m ²	0.48 MW/m ²	0.3 MW/m ²	0.5 MW/m ²
Max. Neutron Flux	5 MW/m ²	5.6 MW/m ²	1.6 MW/m ²	1 MW/m ²
Neutron Fluence	7 MWa/ m ²	14 MWa/ m ²	6.8 MWa/ m ²	1-3 MWa/ m ²

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関し、実験室規模のもの

を用いた照射試験によるデータの取得とともに、ブランケット試験体用の設計データ・設計技術確認用に、試験体の部分モジュールによる照射試験が日本及び欧州で計画されている。

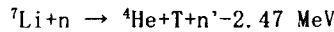
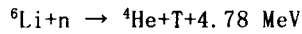
これらの照射試験の現状を報告する。

2. 原型炉用増殖ブランケットの要件

ブランケットは構造材料、トリチウム増殖材及び中性子増倍材の機能性材料等から構成される。トリチウム増殖材はブランケットの役割そのものを担う働きをするLiを含有する材料であり、エネルギーシステムとして核融合炉の運転・性能に直接に係わるものである。さらに、ブランケット構造体は或る期間の運転後交換することを前提に設計さ

れているが、トリチウム増殖材をブランケット構造体と独立に交換することは困難であるため、トリチウム増殖材の寿命はブランケット構造体の寿命に影響を与えることになる。このため、核融合炉用機能性材料は、構造材料と同様に、エネルギー源としての技術的実証を行う目的を有する原型炉の成立性に大きく係わる重要な材料である。

トリチウム増殖材の内、固体増殖材はリチウムを含有するセラミックスであり、増殖材ブランケットの内部に収納されて、核融合反応で発生する高エネルギー中性子とリチウムとの下記反応により、核融合炉の運転に必要なトリチウム燃料を生成する役割を有する。固体増殖材は、液体増殖材に比べて化学的に安定であり、高い安全性を有する反面、中性子等により放射線損傷を受ける。



固体増殖材は、高い放射線場に晒される中でその健全性を保持しつつ、内部での核発熱を利用して適切な温度範囲に保持され、生成放出されるトリチウムを効率的にその場

回収する機能を果たすため、主に Table 2 に示す特

Table 2 Main function and baseline properties of ceramic breeders

Function	Required Material Properties
High Tritium Breeding Ratio	High Lithium Content Easy Tritium Release/Recovery
Proper Breeder Temperature Control	High Thermal Conductivity
Soundness	High Neutron Irradiation Resistance High Mechanical Properties Good Chemical Properties Good Compatibility
Safety	Low Activation Low Reactivity to Coolant
Productivity	Easy Treatment

性が要求される^[1]。固体増殖材に求められる特性は、優れた熱伝導性、熱的安定性、化学的安定性、優れた機械的特性、照射環境にお

ける構造安定性、優れたトリチウム放出特性、製造の容易さなどが挙げられる。これまで、さまざまな Li 含有セラミックスについて研究が進められ、その結果、固体増殖材として高い可能性を持つものとして、Li₂O、Li₂TiO₃、Li₂ZrO₃、Li₄SiO₄、及び LiAlO₂ の 5 種類の材料についての試験が現在も進められている。固体増殖材料の特性評価の現状を

Table 3 に示す^[2]。この表から、良好なトリチウム放出特性を有する候補材でありながら、

Li₂TiO₃ は他の候補材と比べて必要なデータが大幅に不足していることが理解される。候補材については、一般的に、トリチウムの溶解、移送及び放射線照射効果に関するデータが不足している。

現在、日本、米国、EU、ロシアの各極で開発されている原型炉用ブランケットの設計概念によれば、固体増殖材は 2~3 成分系のセラミックスであり、中性子照射損傷による応力や熱応力による破損を防止する上で優れた形状である微小球が使用される。

Table 3 Materials data base assessment for solid breeders

Solid Breeders	Li ₂ O	Li ₂ TiO ₃	Li ₂ ZrO ₃	Li ₂ SiO ₄	LiAlO ₂
1. Baseline Physical Properties					
- Density	○	○	○	○	○
- Melting Temperature	○	▲	▲	○	○
- Vapor Pressure	○	×	▲	▲	○
- Thermal Expansion	○	▲	▲	○	○
- Thermal Conductivity	▲	▲	▲	▲	○
- Specific Heat	○	▲	▲	○	○
2. Baseline Mechanical Properties					
- Elastic Modulus	○	×	○	○	○
- Poisson's Ratio	○	×	▲	○	○
- Fracture Strength					
- Compressive	▲	▲	▲	▲	○
- Bending	▲	×	○	○	○
- Thermal Cycle	○	×	○	○	○
3. Chemical Stability/Compatibility					
- Composition/Purity	○	○	○	○	○
- Stability	○	▲	○	○	○
- Mass Transport	○	×	▲	▲	▲
- Compatibility - Water	○	▲	○	○	○
- Beryllium	○	▲	○	○	○
- Stainless Steel	○	○	▲	○	○
- SiC/SiC	×	×	×	×	×
4. Tritium Solubility/Transport					
- Tritium Solubility	▲	×	▲	▲	○
- Tritium Diffusivity	○	▲	▲	▲	○
- Absorption/Desorption	○	×	▲	▲	▲
5. Radiation Effects					
- Physical Properties	▲	×	▲	▲	▲
- Swelling	▲	×	▲	▲	▲
- Trapping/Transport	▲	▲	▲	▲	▲
- Fracture Properties	▲	×	▲	×	▲

○ : Adequate/good agreement, ○ : Limited/important agreement
 ▲ : Single set of data, × : No data

このため、それぞれの材料に対しての微小球形状材、特に直径 0.1mm 程度の微小球の大量生産技術の確立が求められる。現在、熔融造粒法^[3]、転動造粒法^[4]、湿式造粒法^[5-6]について微小球製造試験が行われている。その評価結果から、湿式造粒法のうち置換型ゲル化法が粒子径及び結晶粒径の制御、大量製造の容易さ、低コスト等の観点から、微小球大量製造法として有望であることが明らかになりつつある。また、原型炉レベルの中性子照射環境 (15~20%Li 燃焼度) における各材料の特性、健全性などの評価が必要である。さらに、日本はリチウム資源を 100%外国からの輸入に頼っているため、海水から採取したリチウムの

利用及び使用済固体増殖材の再利用を含めたリチウムサイクルの構築を視野に入れた固体増殖材料の開発も提案されている^[7]。

3. 日本における照射試験の現状

日本における固体増殖材の in-situ 照射試験として、東京大学「弥生炉」を用いた TTTx 実験^[8]及び日本原子力研究所 (以下原研) の JRR-2 (東海研究所) を用いた VOM 実験^[9-10]ならびに JMTR (Japan Materials Testing Reactor : 大洗研究所) を用いた ORIENT-1 実験^[11-12]がある。本章では、最近実験が開始された ORIENT-1 について記述する。

3.1 トリチウム増殖材照射試験 (ORIENT-1)

3.1.1 概要

JMTR を用いた in-situ 照射試験は、平成 10 年 2 月から開始されている。本照射試験の特徴は、固体増殖材の使用量が、これまでの試験と比較して約 1 桁多い量 (100g 程度) となっており、固体増殖材の材料照射試験のみでなく、ブランケット構造を模擬した照射試験が可能であることが上げられる。ORIENT-1 では、固体増殖材料として低温におけるトリチウム放出特性が良好として注目されているリチウムタイタネイト

(Li_2TiO_3) 微小球を用いて、 Li_2TiO_3 からのトリチウム放出特性を調べている。JMTR を用いた in-situ 照射試験の概要を Fig.1 に示す。なお、トリチウムの計測は、炉外に設置したスイープガス装置にて行っている。これまで、JMTR で 4 サイクル (1 サイクル = 25 日) の試験が終了したので、得られた結果を述べる。

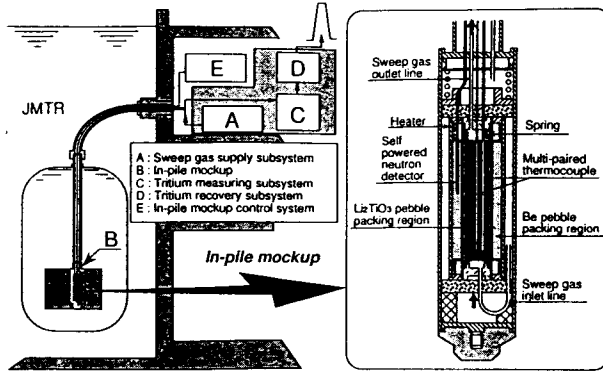


Fig.1 Block diagram of irradiation facility and virtual cross-section of in-pile mockup.

微小球の充填量は約 134g であった。なお、 Li_2TiO_3 微小球の充填部の寸法は、約 $20 \times 1260\text{mm}$ である。また、 Li_2TiO_3 微小球の充填部の周りには、熱媒体として、ベリリウム (Be) 微小球を充填した。本照射試験体における Li_2TiO_3 微小球及び Be 微小球の充填部の概略を Table 5 に示す。照射試験体内の温度計測は、K 型多対式熱電対を用いて行うとともに、自己出力型中性子検出器 (SPND) を用いて相対中性子束を測定した。照射試験体の中性子照射は、JMTR の K-2 照射孔 (A1 反射体部: □加熱率: 0.25W/g) で行った。なお、本照射孔の熱中性子束及び高速中性子束は各々 $2 \times 10^{13} \text{ n/cm}^2/\text{s}$ 、 $2 \times 10^{11} \text{ n/cm}^2/\text{s}$ である。

Table 4 Characteristics of Li_2TiO_3 pebbles

Properties	Value
Density	80.1%TD
Sphericity	1.11(av.)
Diameter	0.85-1.18 mm
Grain size	3 mm(av.)
Collapse load	22-30N
Impurity	Na;50ppm, Ca;41.4ppm, Fe;75.3ppm, Cr;45.2ppm, Si;61.5ppm,

Table 5 Main specifications of pebbles packing region

Li_2TiO_3 pebble packing region	
Packing fraction	62.0%
Loaded weight	133.5g
Length of packing region	261mm
Be pebble packing region	
Packing fraction	61.2%
Loaded weight	289g
Length of packing region	262mm

3.1.2 照射試験

照射試料として、転動造粒法で製造した直径 1 mm の Li_2TiO_3 微小球を用いた。 Li_2TiO_3 微小球の特性を Table 4 に示す。

ORIENT-1 で用いている照射試験体の概略図を Fig.1 に示す。本照射試験体に充填した Li_2TiO_3

照射試験体内に生成したトリチウムは、水素を添加したヘリウムガスにより、 Li_2TiO_3 微小球充填部をスイープし、炉外に設置したスイープガス装置の電離箱により計測された。なお、スイープガスの流量は 200 ~ 950 cm^3/min 、水素添加量は 100 ~ 10000 ppm の範囲で変化させた。

3.1.3 リチウムタイタネイト微小球からのトリチウム放出試験

第 1 回目の照射試験における原子炉起動時のトリチウム放出

特性を Fig. 2 に示す。なお、全トリチウム濃度 (HT+HTO) 及びガス成分トリチウム濃度 (HT) は、電離箱で測定した単位体積当りのトリチウム濃度をスイープガス流量、電離箱の圧力及び温度により補正した値を示している。また、照射温度は、 Li_2TiO_3 微小球充填部の中心温度 (T_{CL}) を代表値として記述した。本結果から、 Li_2TiO_3 微小球充填部の中心温度が 140°C の時、トリチウムの放出が開始されることが明らかになった。なお、この時の Li_2TiO_3 微小球充填部のエッジ温度は 118°C であった。また、 T_{CL} の上昇とともに、トリチウム放出量は増加することが明らかになった。

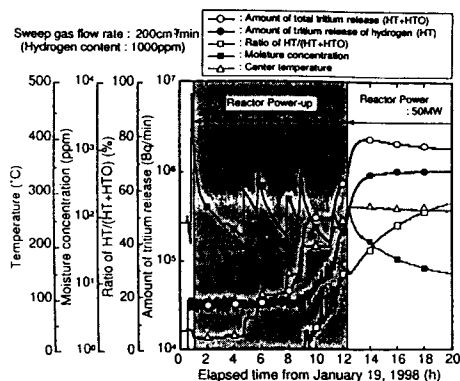


Fig.2 Results of tritium release at reactor power-up.

第1回目の照射試験では、 T_{CL} の上昇とともに照射試験体から放出される水分が上昇することが明らかになった。これは、水分が 30ppm 以下で管理されているグローブボックス内で照射試験体を組み立てたにもかかわらず、水分放出量が増加することは、照射試料の調整、照射試験体の製作等の際には、より水分管理した施設を利用する必要があることが示唆される。

スイープガス中の水素添加量の変更によるトリチウム放出特性の影響を調べた。スイープガス流量を $200\text{ cm}^3/\text{min}$ と一定にし、水素添加量を 10000ppm から 1000ppm に減少及び 1000ppm から 10000ppm に増加した。水素添加量を減少/増加した場合、一時的にトリチウム放出量は減少/増加するが、約5時間程度で一定値になった。一定値になったときのトリチウム放出量は、1000ppm と 10000ppm では、ほとんど変化はなかった。本水素添加量の範囲では、トリチウム放出量に影響がないことが明らかになった。

スイープガス流量変更におけるトリチウム放出特性の影響を調べた。スイープガス流量の変更によるトリチウム放出特性を Fig. 3 に示す。その結果、スイープガス流量を $200\text{ cm}^3/\text{min}$ から $500\text{ cm}^3/\text{min}$ に変更しても、単位時間当たりのトリチウム放出量が変化しなかったことから、ITER 設計条件である水素添加量 1,000 ppm の時にトリチウム

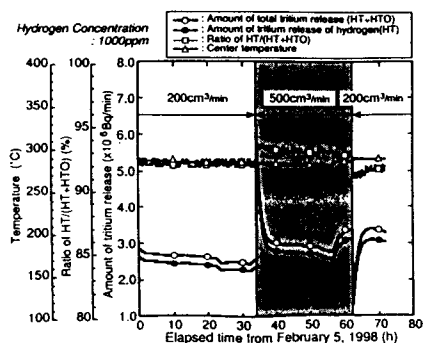


Fig.3 Results of sweep gas flow rate change test.

放出特性に及ぼすスイープガス流量の影響がない見通しが得られた。

今後、 T_{CL} を 500°C まで上昇させた試験を行うとともに、水素添加量の決定、トリチウム放出に関する解析を行う予定である。

3.2 部分モジュール照射試験

ITERの利用目的の1つとして、ITERを中性子源とした核融合原型炉ブランケットのテストモジュール照射試験が考えられている。この試験で用いるテストモジュールを設計製作するためには、少なくとも構造等の一部を模擬した試験体を用いたブランケット炉内機能評価が必要不可欠となる。そのため、日本においては、JMTRを用いた部分モジュールインパイル照射試験が平成16年度から計画されている。

一方、部分モジュールインパイル照射試験を実施するためには、既存設備（スweepガス装置等）の一部改造を行うとともに、照射済試験体の解体廃棄及び照射済トリチウム増殖材等の照射後試験を行うための「照射後特性試験設備」、高温高压水冷却条件を模擬するための「高温高压水制御装置」等の整備が必要となる。部分モジュールイン

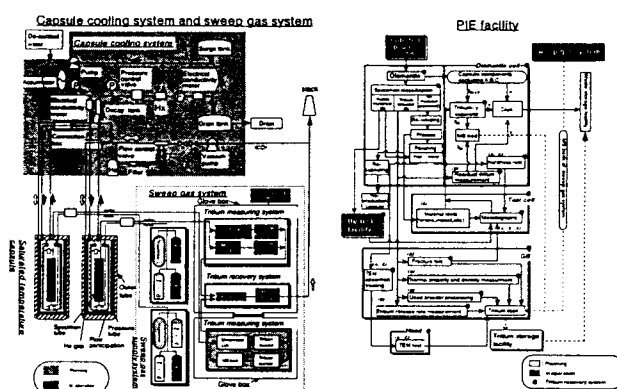


Fig.4 Block diagram of Blanket Functional Test facilities.

パイル試験を主対象とした増殖ブランケットインパイル試験設備全体の概要をFig.4に示す。

照射後特性試験設備は、照射後の照射試験体から、固体増殖材、中性子増倍材、構造材等を取り出し、各種試験（引張試験、圧壊試験、表面観察、残存トリチウム量測定等）を行う。また試験片の加工、再溶接、研磨、再処理（粉末化、HIP成型）及びTEM試料の調整も行える設備を有する。これらの試験はJMTRの臨界実験装置跡地を使用し、ホットセル、グローブボックス等を用いて行うことで検討を開始した。

高温高压水制御装置は、増殖ブランケットインパイル試験設備のうち、部分モジュールの実機冷却水環境下でのインパイル試験を可能とする装置である。本装置は、特殊な飽和温度キャプセルと接続し、340℃、15MPaの高温高压水の給排水を行い照射試験体を照射試験条件に維持する冷却系統と、特殊飽和温度キャプセルの温度維持のためのヘリウムギャップのヘリウム圧力調整を行うギャップガス系統から構成される。

4. 欧州における照射試験の現状

欧州では、LISA及びLILA^[13]、MOZART^[14]、EXOTIC^[15]等の固体増殖材の照射試験が行われ、核融合炉ブランケットに関する基礎的データが蓄積されている。本章では、照射試験が行われているEXOTIC-8について記述する。

4.1 トリチウム増殖材照射試験 (EXOTIC-1~8)

4.1.1 概要

EXOTIC(Extraction Of Tritium In Ceramics)実験^[15-18]は、EUにおける固体増殖ブランケットの設計とそのR&Dを行うことを目的とした、オランダのHFR(High Flux Reactor)を用いたオンライントリチウム放出率測定による種々のリチウムセラミックスの中性子照射実験とその照射後試験である。EXOTIC実験は、1983年にNRL(英国)、SCK/CEN Mol(ベルギー)及びECN Petten(オランダ)の共同プロジェクトとして開始され、その後、1990年からはFZK Karlsruhe、ENEA Casaccia、CEA Saclay及びECN Pettenの共同プロジェクトとして続けられており、現在EXOTIC-8実験が行われている。

EXOTIC-1~7実験では、7種類のトリチウム増殖材(Li₂SiO₃、Li₂O、LiAlO₂、Li₆Zr₂O₇、Li₈ZrO₆、Li₂ZrO₃、Li₄SiO₄)のトリチウム放出実験が行われ、EXOTIC-8実験では、さらにLi₂TiO₃についての実験も行っている。

4.1.2 照射試験キャプセル

EXOTIC実験で使用されている照射リグの水平方向断面をFig.5に示す。照射リグは、

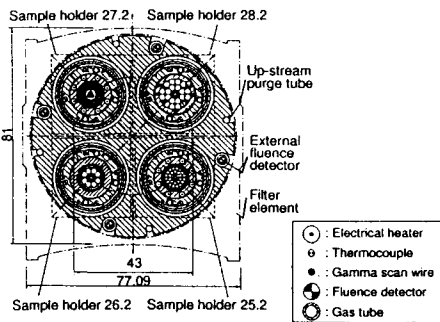


Fig.5 Cross section of capsules designed for irradiation in EXOTIX

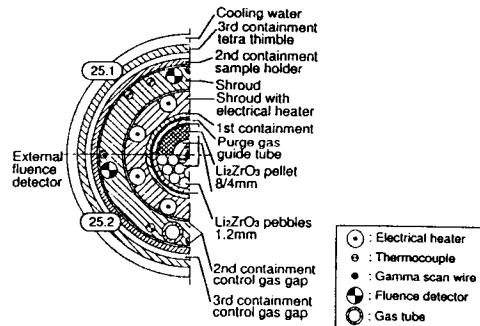


Fig.6 Cross section of EXOTIC sample holder.

4つの独立したチャンネルから構成されている。各チャンネルに照射試料は、各々2段組みに配列され、1つの照射リグには合計8個の試料が装荷される。Fig.6は各チャンネルの径方向断面を示したものである。照射試料の形状は、ペブル及びペレットである。計装としては中性子フルエンスモニタ、γスキャンワイヤ及び熱電対等が配置される。試料部の温度は、ギャップガス(He、Ne、N₂)により制御される。また、EXOTIC-6実験では、温度制御に電気ヒータが使用された。

EXOTIC-8実験では、トリチウム増殖材からのトリチウム放出特性、高リチウム燃焼度の増殖材の特性、パージガスの化学的特性等についての照射試験が行われているが、この試験では、試料部半径方向の熱勾配又は燃焼度の勾配を小さくするためにFig.7及びFig.8に示すキャプセルにより照射試験が行われている。この試験におけるトリチウ

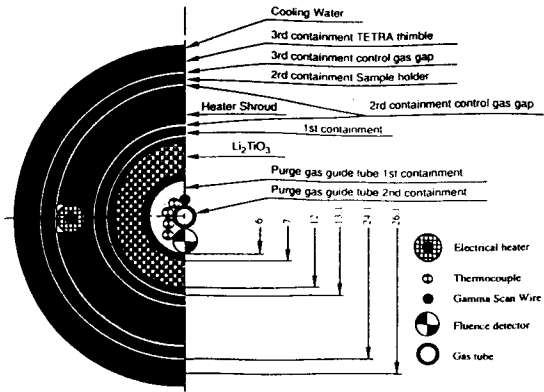


Fig. 7 Cross section of capsules designed for irradiation of pebbles in EXOTIC-8, aiming at low thermal gradient for material with natural lithium abundance and tritium release characteristics as the target objective.

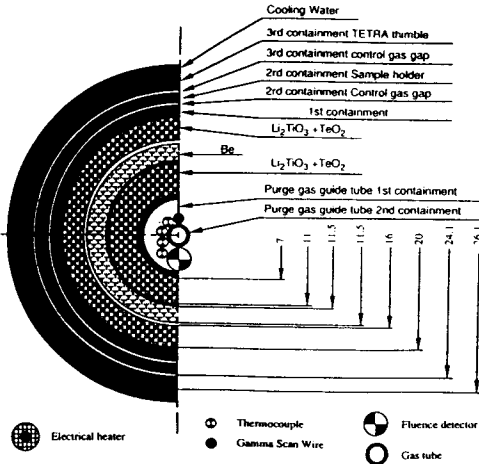


Fig. 8 Cross section of capsules designed for irradiation of pebbles in EXOTIC-8, aiming at low thermal gradient for material with 50% ⁶Li abundance and high lithium burn-up as the target objective.

ム増殖材中の Li は天然組成である。EXOTIC-8 における in-pile 試験のトリチウム測定系概要を Fig. 9 に示す。この装置により連続測定とガス流量、圧力、トリチウム放出量の制御を行う。

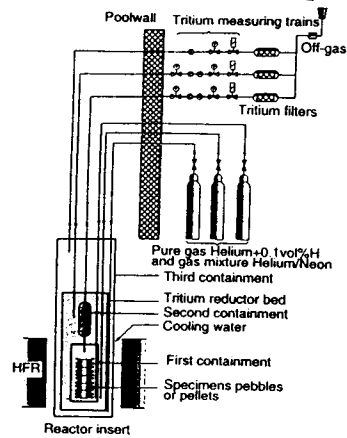


Fig. 9 Schematic of ceramic breeder in-pile experiments typical for the EXOTIC-8 series

4.1.3 リチウムチタネイト微小球からのトリチウム放出試験

EXOTIC-8 実験において、 Li_2TiO_3 微小球からのトリチウム放出実験が行われた。 Li_2TiO_3 微小球充填領域のピーク中性子束は高速中性子 (0.1MeV 以上) で $9 \times 10^{17} \text{m}^{-2}\text{s}^{-1}$ 、熱中性子 $5 \times 10^{17} \text{m}^{-2}\text{s}^{-1}$ である。トリチウムは電離箱で測定された。バージガスの純度は 99.9999% で不純物として H_2O 及び O_2 があり、それぞれ 1.0ppm 及び 0.1ppm 未満である。

Li_2TiO_3 微小球からのトリチウム放出率の測定結果を Fig. 10 に示す。これらの試験では、温度トランジェントを行い、その際のトリチウム放出挙動を測定したものである。温度が 450°C 以下になると放出率は減少している。EXOTIC-8 における最初の Li_2TiO_3 微小球のインパ

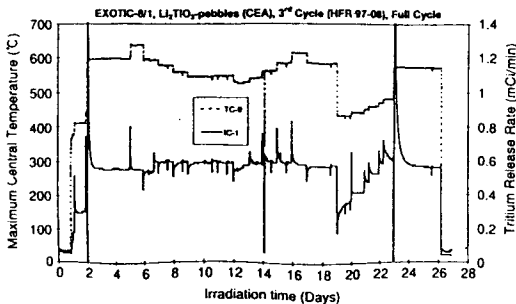


Fig. 10 Results of E-8/1 experiment in 3rd HFR cycle, with temperature of leading thermocouple and T-production rate as derived from IC-signal.

イル試験におけるリチウム燃焼度は1.9%であった。 Li_2TiO_3 微小球 (^6Li 濃縮度は51.5%) の高燃焼度照射は1998年3月から始まっており1999年まで行われる予定である。

4.2 部分モジュール照射試験

EBP (European Blanket Project) では、核融合炉原型炉で用いるブランケットとして2種類のブランケットの技術開発^[19]を行っている。これらのブランケット概念の実物大のモジュール、つまりTBM (Test Blanket Modules) はITERで試験が行われる予定である。このような実物大のモジュールの開発には幾つかの段階を経て行われる。HCPB (Helium Cooled Pebble-Bed blanket) のEBPサブプロジェクトでは、実際の運転条件における中性子照射下の部分モジュールの準備が進められている。

HFR炉でインパイル試験を行うためのHCPB部分モジュールをFig. 11に示す。この部分モジュールは、2つのベリリウム層で囲まれた高さ9mm、直径45mmの円筒型の増殖材層から構成されている。このペブル層はRAFMs (Reduced-Activation Ferritic-Martensitic) 鋼の2枚のディスクで分離されている。この部分モジュールはFig. 12に示すように照射リグ中に4段配置されて照射される。

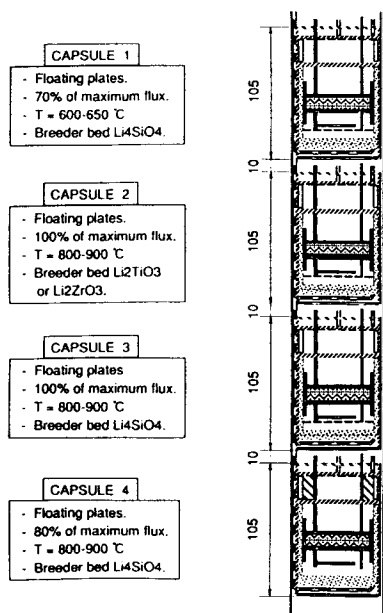


Fig. 12 Schematic of in-pile section with four test elements capsules in REFR-rig

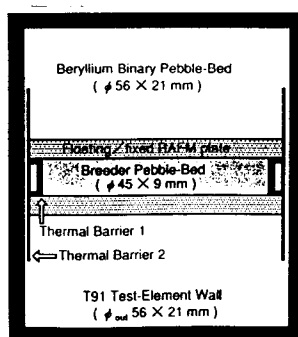


Fig. 11 Schematic of HCPB submodule test element for in-pile testing in HFR

この試験では、増殖材として Li_3SiO_4 及び Li_2TiO_3 又は Li_2ZrO_3 が予定され、温度は、 Li_3SiO_4 についてはFZKで行われたトリチウム増殖材層の熱的及び機械的試験結果に従って、2種類の温度範囲(600-650°C及び800-900°C)で行われる。

照射場の核特性(特にn, α -heating)は、モンテカルロコードMCNPによりHFR炉を3次元的にモデル化して計算された。尚、トリチウム増殖材の ^6Li の濃縮度は天然組成(7.5%)とした。試験のための主要な核的パラメータをTable 6にまとめた。熱的及び機械的な解析はANSYS5.3を用いて軸対称モデルにより行われた。中性子束のピーク位置における温度の計算結果をTable 7に示す。解析結果は、この構成が適当であることを示している。部分モジュール

ルの完成は1999年になる見通しで、HFR炉での照射試験は1999年に開始される予定である。照射後試験は2001～2002年の半ば頃に行う予定である。

Table 6 Main Nuclear parameter for the in-pile test of HCPB submodules

	Nuclear Characteristics per year, 280 FPD
Lithium Burn-up	~3-4 %
Damage in RAFM Steel	~3.2 spa
He-production in Beryllium	~500 appm He
Fast Fluence: >0.1MeV >1MeV	~3.9x 10 ²⁵ m ⁻² ~1.8x 10 ²⁵ m ⁻²

Table 7 Typical results of the calculated temperature profiles for the test-element HSM-8.3 in the peak flux position with helium in gas gap

SUBSECTION	TEMPERATURES(°C)		
	Max.	Min.	Average
Breeder Pebble Bed	840	529	734
Breeder Thermal Barrier	636	503	587
Beryllium Pebble-Bed	544	150	315
Floating/fixed plates	560	425	508
T91 2 nd Thermal Barrier	432	241	395
T91 Container Wall	261	131	193

5. あとがき

核融合炉ブランケットの開発に必要な設計データを取得するため、日本及び欧州で行われている照射試験の現状について述べてきた。

照射試験用固体増殖材は、新たに候補材として考えられるようになってきた Li₂TiO₃ に絞るようになり、かつ、種々の候補材の実験室規模の基礎データ取得の照射試験から実用ブランケットを模擬した試験体の部分モジュールの照射試験へと移行しつつある。これにより、実用ブランケット試験体内の固体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等に係る知見が得られ、原型炉ブランケットの設計に反映されていくものと考えられる。

材料特性に主眼をおいた小規模照射試験は、ほぼ終了の域に達しており、順次実規模プラント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いくものと考えられる^[20]。

【参考文献】

1. 田中 知, 「核融合炉ブランケットおよび燃料サイクルに関する諸問題」, エネルギーレビュー, (1988).
2. D. Smith et al, "ITER Blanket, Shield and Material Data Base", ITER Documentation Series, No29, International Atomic Energy Agency VIENNA, 1991.
3. N. Asami, K. Nagashima, H. Akiyama, M. Nagakura, N. Suemari and A. Ohya, "Development of Fabrication Methods for Lithium Ceramics", Ceram. Trans., 27(1989)17.
4. T. Suzuki, O. Murata and S. Hirata, "Development of Small Spherical Lithium

- Ceramics for Fusion Reactor Blanket”, Ceram. Trans. 27(1989)37.
5. K. Tsuchiya, K. Fuchinoue, S. Saito, K. Watarumi, T. Furuya and H. Kawamura, J. Nucl. Mater., 253(1998)196.
 6. K. Tsuchiya, H. Kawamura, K. Fuchinoue, H. Sawada and K. Watarumi, “Fabrication Development and Preliminary Characterization of Li_2TiO_3 Pebbles by Wet Process” to be published in J. Nucl. Mater. (ICFRM-8).
 7. K. Tsuchiya and H. Kawamura, “Trial Fabrication of Tritium Breeders for Fusion Blanket with Lithium Recovered from Seawater”, Fusion Engineering and Design, 39-40(1998)731-737.
 8. S. Tanaka, T. Terai, et al., Fusion Engineering and Design, 7(1989)345-351.
 9. 倉沢利昌 他, 「トリチウム増殖材照射下トリチウム放出実験 (VOM-21H)」, JAERI-M, 86-152(1986).
 10. T. Kurasawa, H. Watanabe et al., J. Nucl. Mater., 141-143(1986)300.
 11. H. Kawamura, K. Tsuchiya, et al., “Tritium Release Behavior from Lithium Titanate Pebbles at Low Irradiation Temperature”, Proceeding of the 20th Symposium on Fusion Technology, Volume 2, (1998)1289-1292.
 12. H. Kawamura, K. Tsuchiya, et al., “Tritium Breeding Blanket Development with JMTR”, Proceeding of the Seventh International Workshop on Ceramic Breeder Blanket Interactions (CBBI-7), Petten, to be published.
 13. H. Werle, W. Breitung et al., Journal of Nuclear Materials, 155-157(1986)300.
 14. M. Bric, “The MOZART In-pile Tritium Extraction Experiment: Analysis of In-Flux Tritium Release”, Advances in Ceramics, Vol.27(1990)361-370.
 15. H. Kwast, M. Stijkel et al., “EXOTIC: Development of ceramic tritium breeding materials for fusion reactor blankets”, ECN-C 95-123 (1995)
 16. H. Kwast, M. Stijkel et al., “Data compilation for EXOTIC 1-6”, CBBI-5 workshop proceedings, to be published.
 17. Jaaq G. van der Lann, M. Stijkel, “Post irradiation examinations of EXOTIC-7: Irradiation to high lithium burn-ups”, CBBI-5 workshop proceedings, to be published
 18. Jaaq G. van der Lann, “EXOTIC-8: Irradiation of lithium ceramics for ITER EPP, DEMO and EBP test blanket”, CBBI-5 workshop proceedings, to be published
 19. Jaaq G. van der Lann, R. Conrad et al., “In-pile testing of submodules for the HCPB DEMO blanket concept in the HFR Petten”, Proceedings of the 20th Symposium on Fusion Technology, Marseille, France, 7-11, Volume 2, (1998)1243-1246.

20. 二村嘉明，土谷邦彦，河村 弘他，「核融合炉ブランケット照射試験の現状」，富山大学水素同位体機能研究センター研究報告 13，(1993)1-25.