

解 説

材料試験炉における核融合炉研究の現状

河村 弘・佐川 尚司・石塚 悦男・土谷 邦彦
中道 勝・堀井 一宏・坂本 直樹・新保 利定

日本原子力研究所 大洗研究所
〒311-13 茨城県東茨城郡大洗町成田町新堀 3607

Present Status of Investigation for Fusion Reactor with JMTR

Hiroshi Kawamura · Hisashi Sagawa · Etsuo Ishitsuka
Kunihiko Tsuchiya · Masaru Nakamichi · Kazuhiro Horii
Naoki Sakamoto · Toshisada Niiho

Oarai Research Establishment
Japan Atomic Energy Research Institute
3607 Shinbori, Narita-cho, Oarai-machi, Higashi-ibaraki-gun, Ibaraki-ken, Japan

Abstract

Components such as a blanket or divertor and instruments are exposed to a severe neutron irradiation field. As regards engineering, it is needed to grasp the characteristics of the components and instruments under neutron irradiation. Especially, a fusion blanket is the center of components, because it breeds tritium, generating heat energy and shielding neutron. Therefore, it is necessary to evaluate the in-pile functions of the blanket under neutron irradiation so as to construct ITER.

JMTR of the Oarai Establishment at JAERI is conducting in-pile functional tests of a blanket mock-up, the development of blanket materials, the development of instruments, a re-weldability test for vacuum vessel materials, an electron beam irradiation test of the divertor and armor materials after neutron irradiation and so on. This report briefly describes the present status of each study.

1. はじめに

ITER (International Thermonuclear Experimental Reactor : 国際熱核融合実験炉) のブランケット等各種コンポーネントや計測機器は、これまでのJT-60U等のような核融合

実験装置と比べて、桁違いに厳しい中性子照射を受ける。そのため、これらの中性子照射下における熱的、核的、機械的特性等を把握することが工学的課題となっている。特に、核融合炉ブランケットは、トリチウム増殖、熱エネルギー取出し、中性子遮蔽という機能を有することから、ITER建設のためには、中性子照射によるこれらの機能（炉内機能）を明らかにすることが必要不可欠となっている。

JMTR (Japan Materials Testing Reactor : 材料試験炉) で実施している核融合炉ブランケット照射開発試験の現状をFig. 1 に示す。核融合炉ブランケットの照射開発試験は、炉内機能試験及び関連開発試験からなる。前者は、トリチウム増殖材 (Li含有セラミック) 及び中性子増倍材 (ベリリウム) の大量製造技術に裏付けられた各種材料特性 (照射挙動を含む) を明らかにするとともに、上記の材料が充填されたブランケット構造模擬体を用いた in-situ ガススイープ実験により炉内機能を明らかにするために行うものである。現在のブランケット設計においては、トリチウム増殖材及び中性子増倍材は、熱応力及びスエリングの緩和やトリチウムの回収の容易さを考慮して直径 1 mm の球状材料を使用しようとしている。後者は、摩擦圧接材、傾斜機能材等を用いた異種材接合技術開発、磁気プローブ、MI ケーブル (Mineral Insulated Cable) 等の計測機器特性試験、中性子照射済プラズマ対向機器の熱負荷試験、真空容器材等の溶接性確証試験を行い、中性子照射による特性の影響を明らかにすることを目的としている。本報では、日本原子力研究所 (以下、原研と称す) で行っている核融合炉ブランケット照射開発研究の現状について記述する。

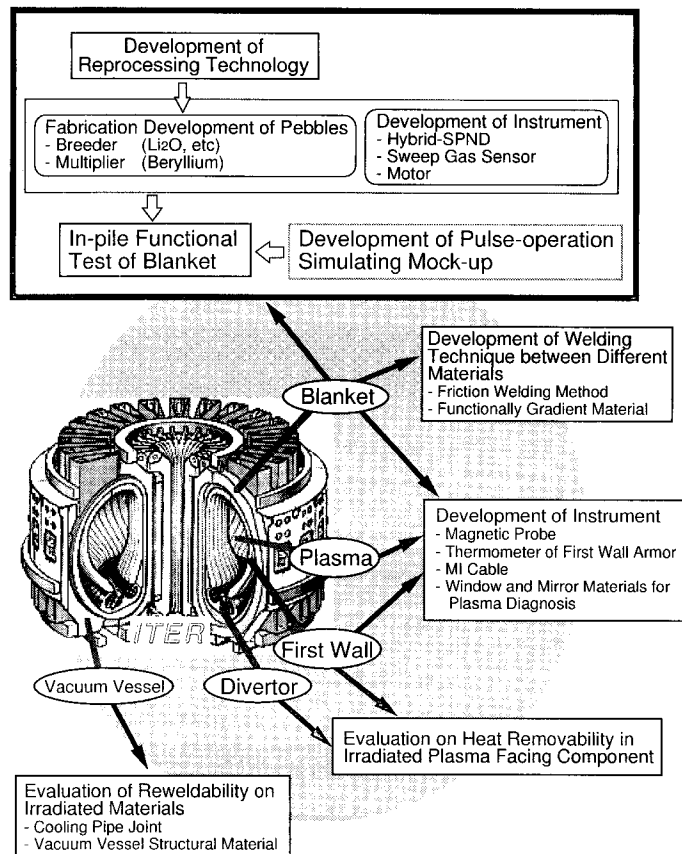


Fig. 1 ITER R&D activities performing in JMTR.

2. ブランケット照射研究の現状

2.1 炉内機能試験

(1) 照射試験体等の設計検討

試験体は、多層型キャプセル、回転型キャプセル及びkg充填型キャプセルの3つに大別される。各種照射試験体の横断面概念構造をFig. 2に示す。多層型キャプセル及びkg充填型キャプセルは中性子束及びトリチウム生成率を一定に保持した上で、温度変化やガス成分変化による影響を調べるための試験体である。回転型キャプセルは、中性子束変動（特に熱中性子束変動）時における温度応答を調べるための試験体である。前者は核融合炉の定常運転、後者は核融合炉のパルス運転を想定した照射試験に用いられる。

照射試験体の設計検討として、多層型キャプセルの検討結果について述べる。⁶Li同位体比に対するトリチウム生成量及び発熱量を各々Fig. 3及びFig. 4に示す。スイープガス装置の処理能力上、トリチウム生成率を 1.85×10^{11} Bq/d (5Ci/d)以下に、かつ照射試料を目標の照射温度にするために、発熱量を20~40W/cmの範囲にする必要がある。Fig. 3及びFig. 4から、⁶Li同位体比1.0at%に設定し、またJMTRの照射孔をL-4

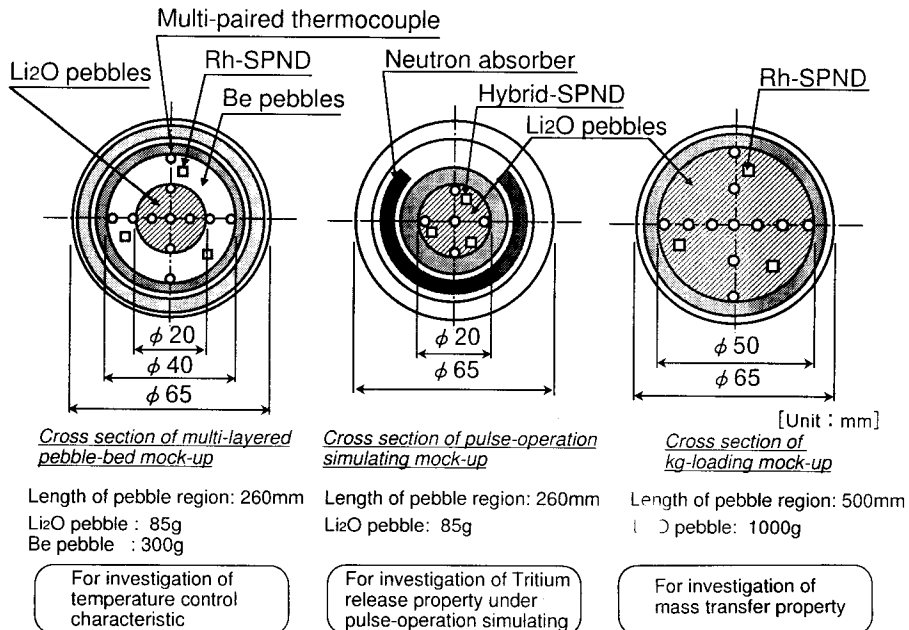


Fig. 2 Cross sections of considering mock-ups, i.e., multi-layered pebble-bed mock-up for investigation of temperature control characteristic, pulse-operation simulating mock-up for investigation of tritium release property under pulse-operation and kg-loading mock-up for investigation of mass transfer property.

とした。なお、この時のトリチウム生成率は約 1.4×10^{11} Bd/d (3.8Ci/d), 核発熱率は 26.9w/cm である。これら核熱計算の結果から、キャプセル構造を断熱筒付構造, Li_2O ペブルの ^6Li 濃縮度を 1.0%, 照射孔を L-4 とすることで照射温度条件は満足することが明らかになった。

これらの試験体は、スweepガス供給型のキャプセルで、炉外のスweepガス装置により、照射試験体へのスweepガスの供給及びスweepガス中に副産物として放出されるトリチウムの測定・回収を行う。

(2) ベリリウム特性試験設備の整備

ベリリウムは、核融合炉ブランケットの中性子増倍材やプラズマ対向材料として第一候補にあげられている材料であるが、中性子照射によるデータが不十分であるためにデータ取得が急務とされている。このため、JMTRホットラボにベリリウム照射後試験設備を新たに設置した。本設備は中性子で照射され、且つ核反応によって生成したトリチウムを含有しているベリリウム試料の照射後試験を系統的に実施することが出来る設備である。ベリリウム照射後試験設備の概略を Fig. 5 に示す。

設備は、グローブボックス、給気設備、トリチウムモニタ、トリチウム除去装置及び貯蔵箱から構成される。グローブボックスは常時 $-10 \sim -50 \text{mmHg}$ に負圧維持され、漏洩率は $0.1 \text{vol}\% / \text{h}$ 以下である。給気設備は、ヒートレス式ドライヤによって湿度 10% RH 以下の乾燥空気を供給できる設備である。トリチウムプロセスモニタの測定可能な濃度は、 $3.7 \times 10^{-2} \sim 3.7 \times 10^2 \text{Bq/cm}^3$ である。トリチウム除去装置は白金触媒でトリチウム

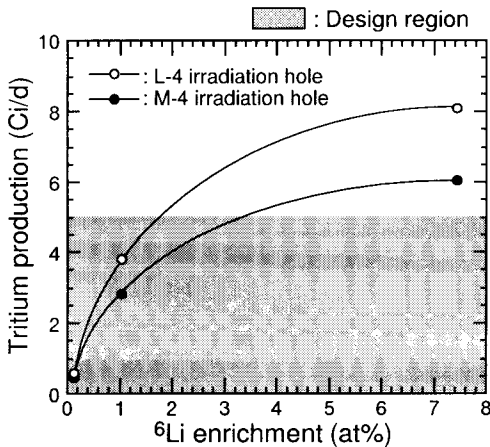


Fig. 3 Calculation result of tritium production rate for ^6Li enrichment at L-4 and M-4 JMTR irradiation holes. Design region is limited by tritium treatment of sweep gas system ($< 5 \text{Ci/d}$).

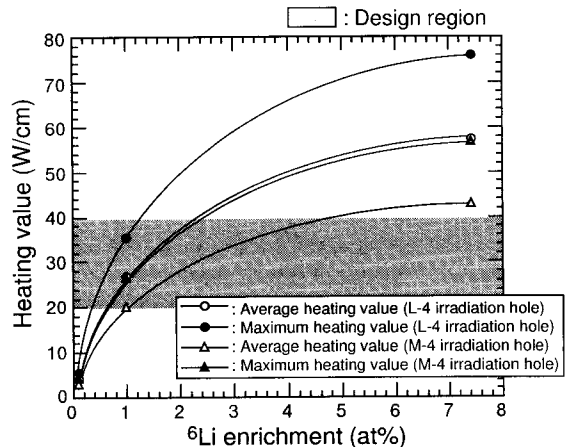


Fig. 4 Calculation result of maximum and average heating value for ^6Li enrichment at L-4 and M-4 JMTR irradiation holes. Design region is limited to control temperature in the tritium breeder and neutron multiplier.

ガスを酸化し、トリチウム水としてモレキュラシーブで回収する装置である。貯蔵箱の年間最大貯蔵能力は、トリチウムが670GBq (18 Ci) ,⁶⁰Coが673MBq (18mCi) である。トリチウム除去システムは、通常状態 (V1 及びV3 が開, V2 及びV4 閉) でスタンバイ状態にあり, トリチウムプロセスモニタのアラームによって排気の自動切替え (V1 及びV3 が閉, V2 及びV4 が開となる) が行われ, トリチウム除去モードに移行する。また, トリチウム除去装置は2つの

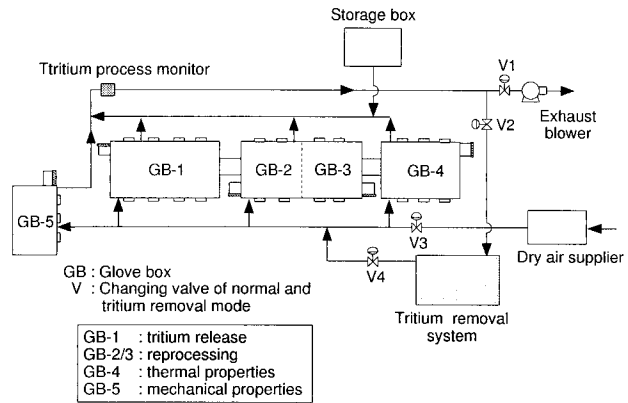


Fig. 5 Ventilation system of beryllium PIE (post irradiation examination) facility. Tritium release apparatus and leaser flush apparatus of thermal properties measurement are already installed in glove box No.1 (GB-1) and No.4 (GB-4) . Apparatus of beryllium reprocessing and mechanical test will be installed in glove box No.5 (GB-5) and No.2 and 3 (GB-2 and GB-3) in next year.

吸着塔を交互に再生することで吸着材の交換が必要なく, 連続運転が可能である。本設備での1日最大トリチウム取扱量は, 7.4GBq (200mCi) である。今後は, 本設備を用いて, 中性子照射したベリリウムからのトリチウム放出率測定, 熱的特性, 機械的特性及びベリリウムの再処理などの研究を進めていく予定である。

2.2 ブランケット材料

(1) トリチウム増殖材

原研の核融合炉ブランケット設計では, トリチウムインベントリーが低いこと, Li密度及び熱伝導率が高いこと等から, 酸化リチウム (Li_2O) をトリチウム増殖材の第1候補に挙げている。そして, 前節で述べられたように直径1mmの微小球として使用することを提案している¹⁾。ここでは, 特に球状 Li_2O の製造技術及び特性評価の現状について報告する。

1) 製造技術

球状トリチウム増殖材の製造技術としては, 製造が時間的及びコスト的に容易であること, 歩留まりが良いこと等が求められる。加えて, 日本はリチウム資源をほとんど持たないことから, 使用済トリチウム増殖材の再処理を念頭に置いた製造技術の開発を考えなければならない。

技術開発を行っている製造法をTable 1に示す。溶融造粒法²⁾及び転動造粒法³⁾は,

Granulation Method	Melting	Rotating	Sol-Gel
Granulation Apparatus			
Fabrication Procedure	<p>Powder (Pressing to Disk)</p> <p>↓</p> <p>Granulation (Melting / Dropping)</p> <p>↓</p> <p>Decomposition (Conversion to Li₂O)</p> <p>↓</p> <p>Sintering</p>	<p>Powder (Milling)</p> <p>↓</p> <p>Granulation (Rotating)</p> <p>↓</p> <p>Sintering</p>	<p>Powder (Mixing with Source)</p> <p>↓</p> <p>Granulation (Dropping/ Aging)</p> <p>↓</p> <p>Calcination (Removal of PVA)</p> <p>↓</p> <p>Decomposition (Conversion to Li₂O)</p> <p>↓</p> <p>Sintering</p>

Table 1 List of three granulation processes of Li₂O pebble.

ほぼ技術検討及び試作が完了しており、後者の方法で年間10kg規模の球状Li₂Oが生産可能となっている。湿式造粒法に関しては、昨年度から検討を開始し、製造の見通しが得られている。製造工程で比較を行うと、熔融造粒法は短時間で造粒を行えるが、Li₂Oへの転換工程が必要となる。次に転動造粒法は、造粒には時間を要するが、造粒後すぐに焼結を行うことができる。一方、造粒装置が複雑なことからトン規模の大量製造を考えた場合、造粒装置の大型化に難点がある。最後に、湿式 (Sol-gel) 造粒法は、Li₂Oへの転換行程が必要となるが、装置が簡単でかつ室温で取扱えるため大量製造に向いている。さらに、使用済増殖材の再処理過程では、リチウム化合物を水溶液として処理するが、この液をそのまま湿式造粒法の始発溶液として用いることが可能である。従って、再処理工程と製造工程に連続性を持たせることができる。今後は、さらに湿式造粒法について最適化を図っていく。

2) 特性評価

増殖材の特性評価は、単体時の特性評価と使用環境を想定した増殖材充填時の特性評価を行う必要がある。

まず、増殖材の単体特性の検討を行った結果を以下に記す。球状Li₂Oの物理的特性をTable 2に示す。熔融造粒法と転動造粒法で製造した球状Li₂Oの物理的特性を比較

すると、真球度及び圧壊強度では、溶融造粒法の方が良い結果が得られたが、有意な差は認められなかった。

次に、使用環境を想定した増殖材充填時の検討を行った結果を以下に記す。増殖材は、ト

リチウム増殖性能および熱伝導率の向上のために充填密度をできるだけ向上することが望まれる。そこで、球状Li₂Oの充填密度に関する検討を行った結果、拘束振動充填を行うことにより、充填率を向上できることが明らかになった。さらに、球状Li₂O充填領域中におけるスイープガス(He)の流れ特性試験を行った結果、Fig. 6に示すようにスイープガスの設計がKozeny-Carmanの式を用いて行えることが明らかになった。また、スイープガス中に水分を30ppm添加し600℃で300時間加熱を行った結果、増殖材からのリチウムの顕著な質量移行は認められなかった⁴⁾。

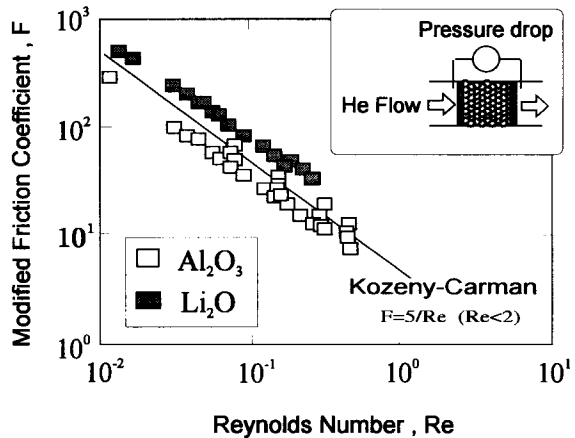
現在、Li₂Oを中心に進めているが、増殖材としては幾つかの候補(Li₂O, LiAlO₂, Li₄SiO₄, Li₂ZrO₃及びLi₂TiO₃)が挙げられており、これらの特性調査を行っている。原研では、1996年度末を目標に製造技術及び増殖材料の1次選定を行い、2~3の材料に絞り込むとともに、その選定材に対して照射特性に関するデータを詳細に取得していく予定である。

(2) 中性子増倍材

核融合炉ブランケットの中性子増倍材として、前述のごとく球状ベリリウムが使用される。球状ベリリウムの製造技術としては、マグネシウム還元法及び回転電極法が挙げられる⁵⁾。マグネシウム還元法は、既存のホットプレスベリリウムの製造工程で使用されている技術で、副産物として生産す

Method	Average diameter (mm)	Average Spheroidicity (mm)	Density (% T.D.)	Grain size (μ m)	Surface area (m ² /g)	Surface roughness (μ m)	Mechanical strength (kg-f)
Melting	0.965	1.06	73.9	8~38	0.39	1.85	2.39
Rotating	0.898	1.13	84.3	10~50	0.14	1.91	1.59
Sol-Gel	(1.97)	(1.27)	(54.0)	-	-	-	(0.47)

Table 2 Characteristics of produced Li₂O pebble with three methods.



$$\Delta P \propto F L a u^2 / e^3$$

- F : Modified friction coefficient,
- L : Bed length,
- a : Surface area
- u : Flow rate of Helium gas,
- e : Bed porosity

Fig. 6 Flow characteristics of He gas in pebble bed. He gas in pebble bed evaluated Kozeny-Carman's law because relation of Reynolds Number on Modified Friction Coefficient was coincided with "F=5/Re (Re<2)".

ることができるために製造コストを低く押さえることができるが、不純物が多い等の問題がある。回転電極法は、精製済のベリリウムロッドを回転させてタングステン電極との間でアーク溶解し、飛散する際の表面張力でベリリウムが球状になる性質を利用した方法である。回転電極法で製造したベリリウムは不純物を低く押さえることができる。

2) 特性評価

ベリリウム中には、中性子照射による核反応でヘリウム及びトリチウムが生成され、スウェリングや機械的特質等の変化を引き起こす。特に高温においてはヘリウムが動きやすくなり、ヘリウムバブルの連結、結晶欠陥及び粒界によるトラップなどによって高温時の照射挙動に大きな影響を与える。

球状ベリリウムの圧潰試験における変位-荷重曲線をFig. 7に示す⁵⁾。中性子照射した試料は、脆化による割れによって荷重が大きく変化している。高速中性子照射量に対する破壊応力の変化をFig. 8に示す^{5, 6)}。武田⁷⁾らとBarabash⁸⁾の結果では、破壊応力が $1 \times 10^{21} \text{ n/cm}^2$ 程度ではほぼ一致しているが、Beeston⁹⁾らの結果は一致していない。これは中性子スペクトルの影響によるヘリウム生成量の違いとも考えられるため、dpaやヘリウム生成量を考慮した比較が必要である。また、今後の研究課題として製造法に依存する粒径や不純物等の影響も明らかにする必要がある。

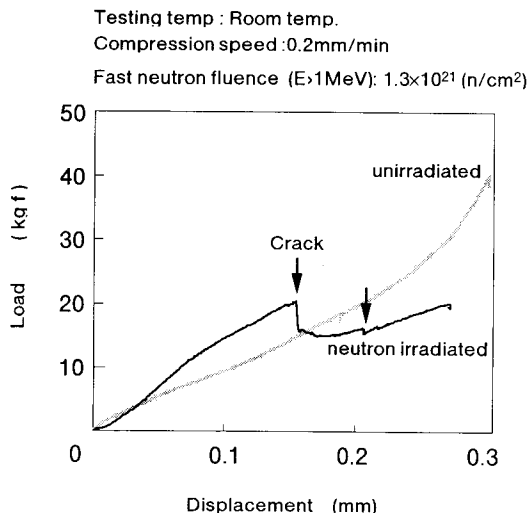


Fig. 7 Displacement-load curve of beryllium pebble produced by rotating electrode method. Beryllium pebble was irradiated at about 330°C in JMTR. The load curve of un-irradiated sample is relatively smooth. For the irradiated sample, some big cracks which shows embrittlement caused by neutron irradiation were actually observed.

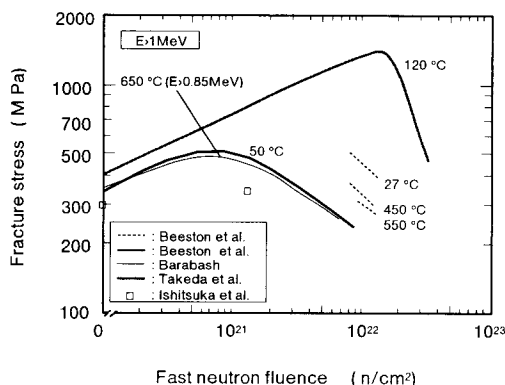


Fig. 8 Fracture stress of neutron irradiated beryllium.

Fracture strength has a peak and decrease by temperature. The data of Barabash (irradiation temp. 650 °C, $E > 0.85$) and Takeda et al. (irradiation temp. 50 °C) have a peak about 10^{21} n/cm^2 . However, the data of Beeston are not agree with Barabash and Takeda et al.. This differences is presumed to be caused by the deference of neutron spectrum. It should be compare using helium production or dpa.

ベリリウムからのトリチウム放出には粒界及びヘリウムバブルによるトラッピング、酸化ベリリウム不純物及び表面酸化膜等が影響を与える因子として考えられている。特に表面酸化膜はトリチウムの放出に大きく影響するため、球状ベリリウムの表面酸化膜の測定結果を基にして、一次元球対称の拡散モデルに表面酸化膜が増加するモデルを提案した。このモデルを差分法により解き、トリチウム放出曲線を算出したところ実験値とよく一致した¹⁰⁾。この時使用したトリチウムの拡散係数をFig. 9に示す。これらの研究は、表面状態が時間と共に変化し続けるということを考慮した点では、これまでのト

リチウム放出研究にない新しい展開である。表面酸化膜の影響は、場合によっては粒界やヘリウムバブルよりもトリチウム放出速度に大きな影響を与える可能性があるため、粒子界やヘリウムバブルの影響を調べるには、表面酸化膜の効果を取り除く必要があると考えられる。また、ヘリウムバブルが相互に連結してトリチウムの放出経路を作ったために生じるトリチウムの爆発的な放出現象がBaldwinらによって観測されているが¹¹⁾、今後はこのような現象に対するモデル化も必要となるであろう。

3) 再処理技術開発

核融合炉ブランケットにおいてベリリウムは大量に使用されるので、廃棄物の低減化や資源の有効利用という観点からベリリウムの再処理技術開発は重要となる。再処理技術は現在開発中であるが、塩素を利用した乾式法が有望である¹²⁾。この方法は、使用済のベリリウムを500℃程度で塩素と反応させて放射性廃棄物と分離し、塩化ベリリウムを1400℃程度で熱分解してベリリウムを回収する方法である。この一連の過程の中でベリリウム化合物をベリリウム金属に戻す技術が最も難しく、今後更に工夫が必要である。

2.3 照射試験体用測機器開発

前述のようにJMTRを用いて、核融合炉ブランケットの温度制御特性やトリチウムの生成放出特性といった炉内機能を評価するための照射試験（以下、ブランケット炉内機能試験と称す）が計画されている。そのため、現在照射試験体の設計が進められているが、そ

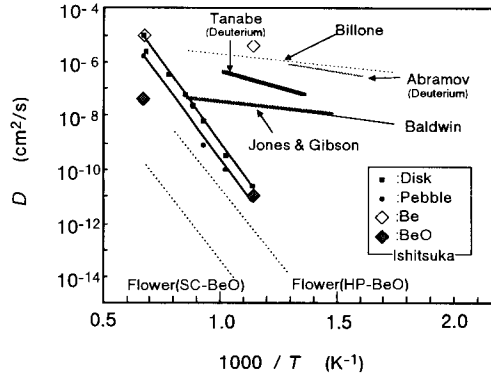


Fig. 9 Tritium diffusion coefficients for Be and BeO. The plots of disk and pebble show effective tritium diffusion coefficients which contained the effect of surface oxide layer. The plots of Be and BeO were calculated from tritium release curve of beryllium pebbles using surface oxide layer growth model.

れと並行して精度の良い照射データを取得するための計測機器の開発も行っている。現在開発を行っている主な計測機器としては、新型中性子検出器、スweepガスセンサ及び多対式熱電対である。以下に、これまでの研究成果を簡単に記述する。

(1) 新型中性子検出器

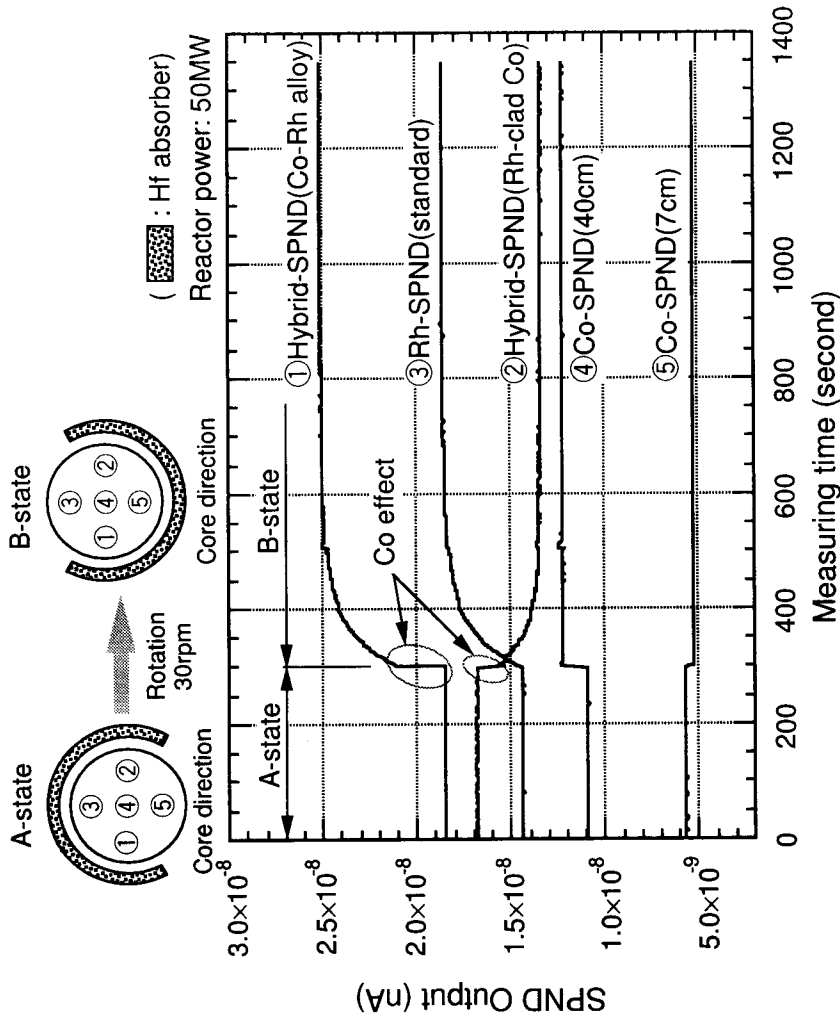
核融合炉ブランケットの炉内機能に関する最重要課題の1つとして、核融合炉のパルス運転（1,000秒運転、200秒停止）時の照射挙動を評価することが挙げられている。そのため、パルス運転を模擬できる照射試験体の開発とともに、中性子束変化を高感度で且つ高応答性で測定可能な自己出力型の中性子検出器（SPND：Self Powered Neutron Detector）が必要となる。新型のSPNDとして、CoにRhを被覆したエミッタ材及びCoとRh合金のエミッタ材を新たに考案し、SPNDの試作を行い、低温であるが炉内での性能試験を行った。その結果、Fig.10に示したように、高感度で且つ高速応答性を示すことが確認され、目標としていたSPND製作の見通しが得られた。今後、3次元核計算コードを用いて照射データの詳細な解析を行うとともに、高温時の照射における出力特性を評価する。

(2) sweepガスセンサ

各国で行われていたトリチウム増殖材からのトリチウム放出特性を評価するための実験¹³⁻¹⁶⁾では、照射試験体からトリチウムモニタまでの距離が長い（20～50m）ため、途中の配管へのトリチウム付着が起り、精度の良い評価が出来ないことが懸念されていた。そのため、直接照射試験体内で放出されたトリチウムが測定可能なセンサの開発を行っている。センサ部には、高温での使用環境を考慮し、ペロブスカイト型のプロトン導電体¹⁷⁾を選定し、基準物質もセンサの構造が単純になるように固体電解質を採用した¹⁸⁾。これまでに本センサ試作を行い、軽水素及び重水素を用いた炉外での性能試験、及びγ線照射下での性能試験を行った。その結果、Fig.11に示したように、水素同位体濃度に比例した感度の良いセンサ製作の見通しを得た。また、γ線では、 2.2×10^6 Gyまでの性能試験を行い、影響のないことを確認した。今後は、トリチウムを用いた性能試験を行い、β線による影響を評価するとともに、中性子照射下での健全性を評価する。

(3) 多対式熱電対

ブランケットの炉内機能性能を評価するために、照射温度は最も重要な因子の1つであり、照射試験体内のトリチウム増殖材領域や中性子増倍材領域の径方向あるいは軸方向の温度分布を測定することが必要不可欠である。しかし、増殖材及び増倍材領域のペブル充填率の観点、及び照射試験体の構造上の観点から、多数の熱電対を取付けることは不可能である。従って、1本の熱電対に数カ所の温接点を有する熱電対の開発を行っている。これまでに、温接点間距離100mmで、3点の温接点を有する熱電対を試作し、炉外性能試験を行った。その結果、800℃までは十分に使用可能であることが明らかになった。今後は、炉内での性能試験を行い、健全性を評価する。



河村 弘・佐川尚司・石塚悦男・土谷邦彦・中道 勝・堀井一宏・坂本直樹・新保利定

Fig.10 In-situ measuring results of SPNDs. A-state means that the window of neutron absorber opens toward the reactor core and B-state means that the window opens on the opposite side of the core.

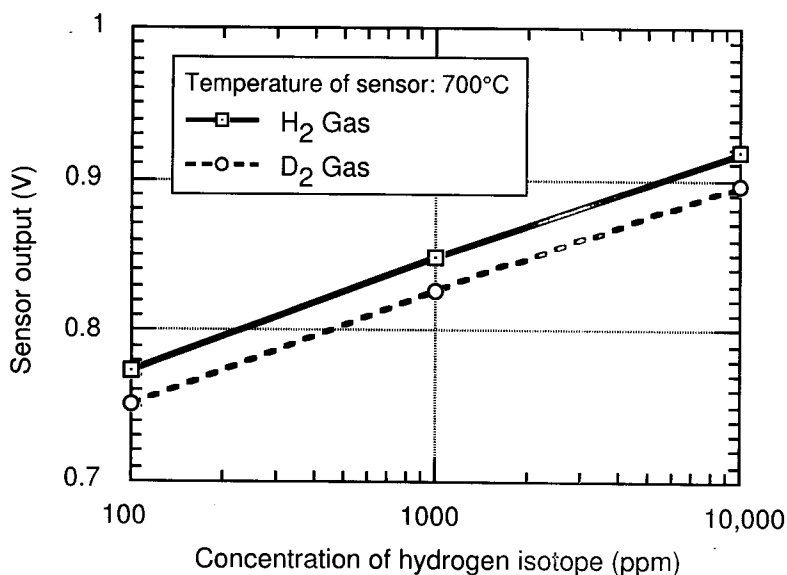


Fig.11 EMF measuring results of sweep gas sensor for concentration of hydrogen isotope. The bulk gas was Ar. It seems that the difference of output is caused by the transference number of H₂ and D₂.

3. ブランケット関連機器開発

3.1 異種材接合技術開発

伝熱特性及び高強度の観点から、Cu合金（アルミナ分散強化銅（Al₂O₃-Cu）、Cu-Cr-Zr合金等）が第1壁やダイバータの冷却管として着目されている¹⁹⁻²¹⁾。この冷却管は、ステンレス鋼のマニホールド部に接続されるため異材接合となり、接合による変形が少なく機械的・金属学的特性の優れた接合の方法の開発が必要となる。接合部の機械的強度、元素分析、さらに、中性子照射後の機械的特性等を正確に把握することが重要である。現在、接合技術開発として、拡散接合法、ロウ付け法等が行われている²⁰⁾。一方、摩擦圧接法は、管材の接合法としては、最も良好な接合法の1つである^{23, 24)}。これらの観点から、Cu合金とステンレス鋼（SUS316）との摩擦圧接法による接合試験を行っている。

まず、Al₂O₃-CuとSUS316の摩擦圧接法による異材接合試験を行った²⁵⁾。試作試験にて最適摩擦圧接条件を決定し、この条件で接合した試験片について引張試験を行った。Al₂O₃-Cu/SUS316接合材の引張試験結果をFig.12に示す。この結果、Al₂O₃含有量の増加とともに接合材の強度は増加しているが、母材と比較して小さくなっていることが明らかとなった。しかしながら、全て母材（Cu合金）部分が破断したことから、Al₂O₃-CuとSUS316の摩擦圧接法による異材接合の見通しが得られた。さらに、金相観察及びSEM/EPMA分析にて接合部の微視的評価も実施した。

次に、Cu-1%Cr-1%ZrとSUS316の摩擦圧接法による異材接合試験を行った。上記試作試

験と同様に、最適摩擦圧接条件を決定し、この条件で接合した試験片について引張試験を行った。Cu-1%Cr-1%Zr/SUS316接合材の引張試験結果、接合材の引張強度は母材(Cu-1%Cr-1%Zr)と同等な強度が得られるとともに、全て母材部分で破断したことから、Cu-1%Cr-1%ZrとSUS316の摩擦圧接法による異材接合の見通しが得られた。さらに、金相観察及びSEM/EPMA分析にて接合部の微視的評価も実施した。

以上の結果から、Cu合金とステンレス鋼(SUS316)との摩擦圧接法による異材継手の見通しが得られた。また、 Al_2O_3 -Cu/SUS316及びCu-1%Cr-1%Zr/SUS316接合材の照射試験を行い、照射後試験として、引張試験、硬さ試験、金相観察及びSEM/XMA分析を実施し、照射効果を解明する予定である。

3.2 再溶接性確認試験

核融合炉の炉内構造物及び真空容器の補修・交換においては、構造物の溶接を行う。しかしながら、ステンレス鋼等のNiを含んだ構造物においては、中性子照射により構造物中にHeが生成され、溶接性に大きな影響を与える²⁶⁾。このため、照射材を溶接した際の溶接継手特性を把握し、補修・交換が可能となる時期等を決定する必要がある。これまでに、EBR-II (Experimental Breeder Reactor) で照射したステンレス鋼の溶接が行われているが^{27, 28)}、系統だった溶接部の特性評価は行われていない。これらの観点から、炉内構造物及び真空容器材として有望視されているステンレス鋼(SUS316)を用いた再溶接性確認試験を開始した。

溶接及び試験片加工のための遠隔操作型TIG溶接装置及び加工装置をJMTRホットラボのコンクリートセル内に設置し、照射材を用いた溶接施工を可能とした。再溶接性確認試験プロセスとして、中性子照射した構造物を遠隔操作型TIG溶接装置を用いて溶接し、遠隔操作型加工装置にて引張試験片に加工する。試験片加工後、照射後試験項目としては、引張試験、硬さ試験等の機械的特性ならびに金相観察、SEM/XMA分析により溶接部の微視的特性評価を行う。

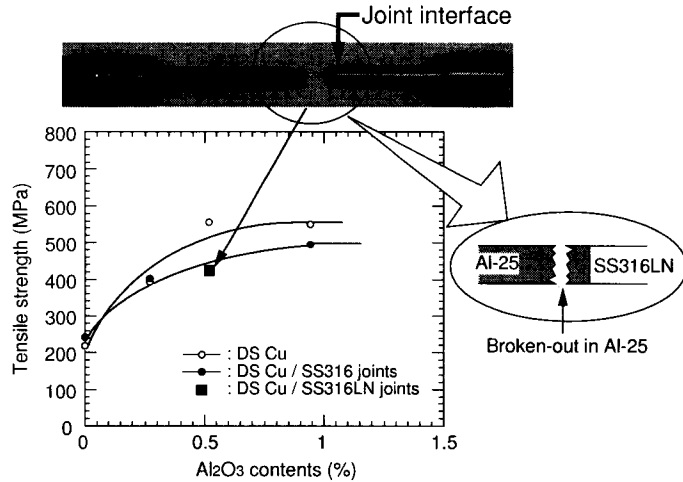


Fig.12 Relation between tensile strength of Cu-alloy/SUS316 and Al_2O_3 contents of Cu-alloys.

予備的試験として、JMTRで200℃、 $1.4 \times 10^{20} \text{n/cm}^2$ まで照射したステンレス鋼（SUS316）を用いて、未照射／未照射、照射／未照射及び照射／照射の組合せの溶接試験片を製作し、上記照射後試験により溶接部の特性評価を行った。Fig.13に200℃における引張試験結果を示す。未照射／未照射及び照射／未照射試験片の引張強度は未照射母材とほぼ同じ強度であり、未照射材の部分で破断した。一方、照射／照射試験片の引張強度は照射母材と比較して小さく、熱影響部（HAZ：Heat Affected Zone）で破断した。

Fig.14に照射／照射試験片のSEM／XMA分析結果を示す。この結果、熱影響部において粒界に気泡集合体が観察された。これは、溶接における熱の上昇及び冷却時における収縮応力により、生成されたHeが気泡となって粒界に集まったものと考えられる。本結果は、H.T.Linらの結果^{29, 30}と比較でき、今後、照射材における気泡成長過程を明らかにする必要がある。

さらに、照射試料に原子炉起動時及び停止時の熱的及び核的な履歴を与えず、一定温度及び一定中性子束での照射を行うクリーンヒットキャプセルを用いて、中性子照射量をパラメータにした照射材の再溶接性確認試験を行うとともに、核融合炉構造材の第1候補であるSUS316LN材についての溶接性を調べる。

3.3 照射済プラズマ対向機器の熱負荷試験

核融合炉プラズマ対向機器（第一壁及びダイバータ）はプラズマから高い熱負荷^{31, 32}を

Tensile test temp. : 200°C

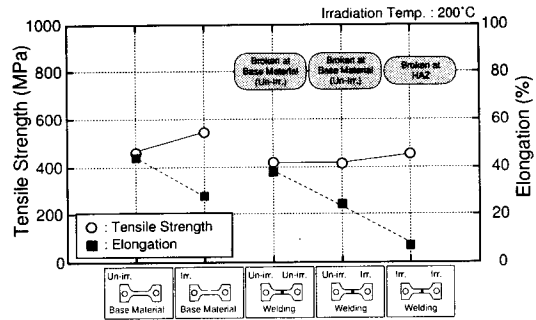


Fig.13 Results of tensile tests on weldments. Tensile strength of weldments of un-irradiated/un-irradiated and un-irradiated/irradiated SUS316 was almost similar to that of the un-irradiated base materials. On the other hand, tensile strength of weldments of irradiated/irradiated SUS316 was smaller than that of the irradiated base materials.

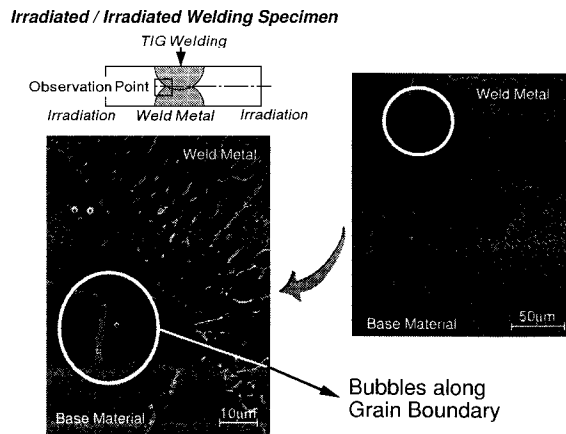


Fig.14 SEM micrographs of cross section for weldment of irradiated/irradiated SUS 316. The small bubbles were observed at the parts of weld metal and heat affect zone (HAZ). The size of these bubbles were approximately $0.5 \mu\text{m}$.

受けるとともに高中性子束に曝されるため、これらに耐えうる材料開発及び構造検討が急務となっている。そこで、中性子照射済のプラズマ対向材及びプラズマ対向機器を供試材とし、プラズマディスラプションの際に生ずる高熱負荷を模擬した熱衝撃試験及びプラズマ対向機器の構造を模擬したモックアップを用いた定常加熱試験（除熱特性試験）を行うために、JMTRホットラボのホットセル内に熱負荷試験装置（OHBIS:Oarai Hot-cell electron Beam Irradiation System）を設置した。本試験装置は、最大出力50kWの電子ビームを0.1ms以上の任意の照射時間にて照射できる装置である。本試験装置の主な仕様をTable 3に示す。

Electron Gun	Power Density	$\leq 2.5 \text{GW}/\text{m}^2$ *
	Beam Power	$\leq 50 \text{kW}$
	Beam Potential	30kV
	Beam Current	$\leq 1.7 \text{A}$
	Beam Shape	circle
	Beam Scanning	Sin wave, $\leq 1 \text{kHz}$, $\pm 150 \text{mm}$ in X,Y
	Exposure Time	$\geq 0.1 \text{ms}$
	Moving Time	$\geq 0.1 \text{ms}$
Work Chamber	Vacuum	$< 1 \times 10^{-4} \text{Pa}$

* : calculated value at $\phi 5 \text{mm}$ in dia. of E.B.

Table 3 Detailed parameters of OHBIS. Beam potential is constant, and beam current is variable (maximum value : 1.7A).

照射済プラズマ対向機器の熱負荷試験としては2種類の試験、即ち、熱衝撃試験及び定常加熱試験を行う予定である。

熱衝撃試験では、所定出力の電子ビームをダミーポット内にてコンディショニングした後、デフレクションコントローラによって瞬時に電子ビームを供試材に移動させ、供試材の熱衝撃特性を評価する。この時の電子ビーム移動時間は0.1msである。また電子ビーム照射後の試験項目は、表面損耗量測定、表面観察（SEM）、断面金相観察等である。

また、定常加熱試験ではダイバータモックアップ試験体が供試材として用いられる。このダイバータモックアップ試験体は、銅合金製の角柱パイプ上にベリリウム製アーマタイル等を接合したものである。本試験では、ダイバータモックアップ試験体に20kgf/cm²、100l/minの冷却水を予め流し、電子ビームを試験体上で走査して冷却水温度の上昇から除熱特性を評価するほか、試験体の熱変形量、アーマタイル表面及びアーマタイル/銅合金製角柱パイプ接合部の健全性等について明らかにする。

OHBISの性能評価として、電子ビームの熱流束測定を、カロリメーターを用いて行った。カロリメーター内には熱電対を接合された4種類の測定素子（ベリリウム、タンゲステン、黒鉛及び無酸素銅製）が取付けられている。この測定素子に直径1.6mmのスリットを通過させた電子ビームを所定時間照射し、その時の測定素子の温度上昇から熱流束値を算出した。測定素子としてベリリウム及び黒鉛を用いたときの熱流束測定結果をFig.15に示す。ベリリウム及び黒鉛に対して得られる最高熱流束は、現在のところ、1050MW/m²及び700MW/m²である。また、熱流束プロファイル測定結果から、その半値幅は約3～4

mmであることが明らかとなった。

本試験装置のセル内設置は、1994年度に完了した。1995年度は、装置の稼働を開始し、電子ビームの特性評価を行った後、未照射材料（ベリリウム等）を用いた熱衝撃試験、定常加熱試験を行うための機器整備を行う。そして1996年度以降は、照射済ベリリウム材料を取扱うためのトリチウム除去系の整備を行い、ベリリウム材料を中心とした試験を行っていく予定である。

ITERの工学設計が進められるなか、照射済プラズマ対向機器の熱負荷試験を行うことができる本装置が今後のプラズマ対向機器設計に寄与する役割は、非常に大きいものと思われる。

3.4 核融合炉用計測機器の中性子照射試験

原研では、核融合炉で用いる各種の計測機器に関してJMTRを用いて照射試験を行い、中性子照射による性能の評価を行うとともに、耐放射線性の高い計測機器の開発を行っている。現在開発を行っている主な計測機器は、窓材（サファイア）、光ファイバ及び磁気プローブである。以下に、これまでの研究成果を簡単に記述する。

(1) 窓材

プラズマ温度やプラズマ密度等を光情報として炉外へ導くため、中性子や γ 線照射場でも透光率変化の無い窓材の開発を目標として照射試験を進めている。これまでに、照射温度250℃で、中性子照射量 $5 \times 10^{19} \text{ n/cm}^2$ でのサファイア窓材の予備照射試験を行った。その結果、Fig.16に示したように約300~1,000nmの波長領域の透光率が低下することが明らかになった。現在、照射温度をパラメータにし、温度による透光率の回復度を評価するための照射試験が実施されている。その後、これらの照射結果を反映し、その

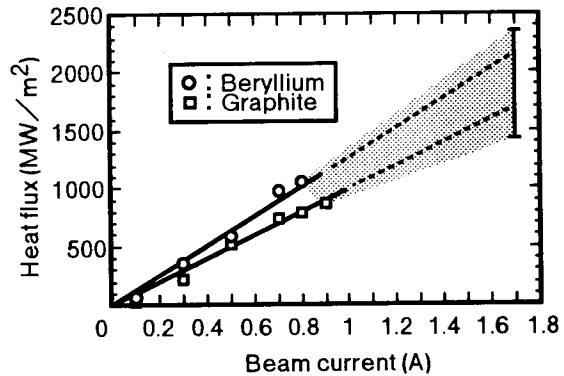


Fig.15 The heat flux with beam current. The heat flux increases linearly with increasing beam current. Present maximum heat flux on beryllium and graphite is respectively 1050 and 700MW/m². Heat flux on beryllium is larger than graphite, because beryllium has a large absorption coefficient for electron beam.

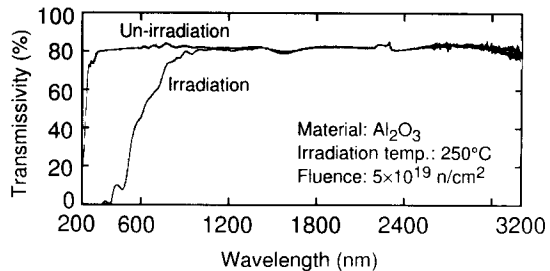


Fig.16 Irradiation result of sapphire window material. The wavelength region from ultraviolet to visible radiation degraded by neutron irradiation.

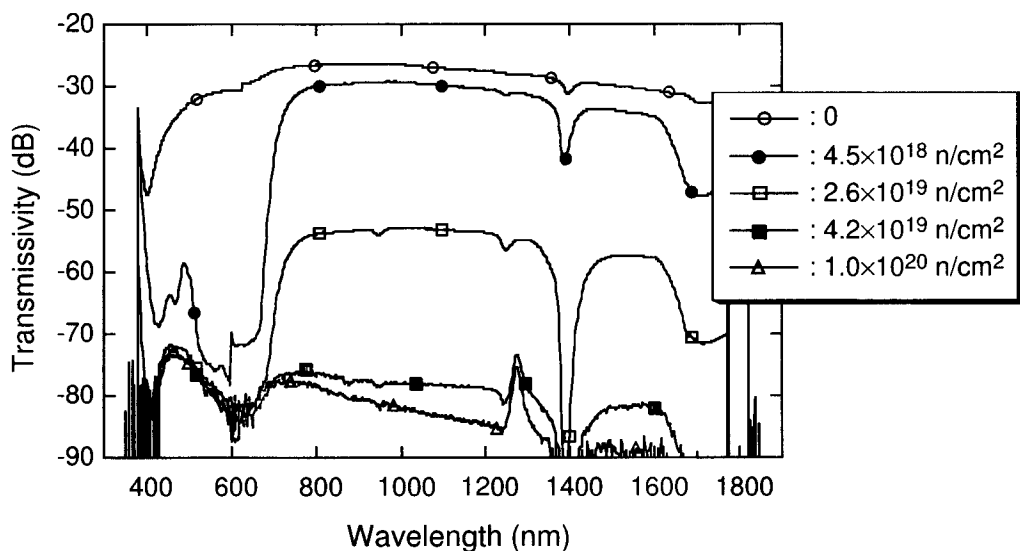


Fig.17 Irradiation result of optical fiber. The irradiated optical fiber is step-index fiber. The transmissivity degraded extremely by neutron irradiation.

場照射試験を行い、透光率変化と照射量の関係の評価する。

(2) 光ファイバ

前述の窓材の開発と同様に、プラズマからの光情報を炉外へ導くため、中性子や γ 線照射場でも透光率変化の無いファイバ材の開発を目標として照射試験を進めている。これまでに、耐 γ 線の高いファイバ³⁰⁾の中性子照射試験を行い、Fig.17に示すように低中性子照射量でも透光率が大きく低下することが明らかになった。今後は、ファイバ材に添加する添加物の種類や量をパラメータにした照射試験を行い、より耐放射線性の高いファイバ材を開発する。

(3) 磁気プローブ

核融合炉の磁場の測定及び制御に必要な磁気プローブに関して、中性子や γ 線照射場でも電気特性に影響のないコイル材の開発を目標として照射試験を進めている。これまでに、セラミック被覆線及びMIケーブルを用いた磁気プローブを製作し、照射試験を行った。原子炉起動時インダクタンス測定結果から、セラミック被覆線の磁気プローブは550℃で SiO_2 の影響と思われるインダクタンスの急激な低下が見られた^{34, 35)}。一方、MIケーブルのものは、650℃でも健全であったが、インダクタンスに温度依存性が見られることが明らかになった。また、いずれの磁気プローブに関しても、原子炉の定格出力時(50MW)はインダクタンスが一定であり、中性子照射による影響は見られないことが明らかになった。今後は、 SiO_2 を用いないセラミック被覆線磁気プローブの照射試験、並びにMIケーブル絶縁材の照射誘起伝導(RIC: Radiation Induced Conductivity)や照射誘起絶縁劣化(RIED: Radiation Induced Electronic Degradation)を評価するた

めの照射試験を行う。

4. おわりに

以上のように、原研材料試験炉部では、核融合炉ブランケットの照射開発研究を中心として、その他に核融合炉構造材や計測機器の照射研究を進めており、ITERの設計に対して有意義なデータを取得しつつあると自負している。特に、OHBISは照射済のプラズマ対向機器材の熱負荷試験が行える点で世界で唯一のものであるため、アーマ材やダイバータ材の開発に大きく貢献できるものと期待されている。

今後は、更に各種の照射研究を進めていくとともに、ブランケット照射試験体でのin-situ試験を行い、ブランケット構造模擬時、中性子束過渡変化時及び大量充填時における核熱特性やトリチウム生成放出特性などの照射データを取得し、核融合炉ブランケットの設計に役立てる計画である。

参考文献

- 1) T.Kurasawa, H.Tajatsu, et al., Fusion Eng. Des., 27 (1995) 449-456
- 2) Kunihiro Tsuchiya, Hiroshi Kawamura, et al., J.Nucl. Mater. 219 (1995) 240-245
- 3) T.Suzuki, O.Murata, S.Hirata, "Advances in Ceramics, Vol.27 : Fabrication and Properties of Lithium Ceramics III", p37, Copyright 1992, The American Society, Inc.
- 4) Etsuo Ishitsuka, Masaru Nakamichi, et al., J.Nucl. Mater. 212-215 (1994) 881-884
- 5) E.Ishitsuka and H.Kawamura, Fusion Eng. Des. 27 (1995) 263.
- 6) D.S.Gelles., G.A.Sernyaev, M.Dalle Donne and H.Kawamura, J.Nucl. Mater., 212 /215 (1994) 29.
- 7) 武田卓士, 雨沢博男, 飛田健治, JAERI-M 86-007 (1986) .
- 8) V.Barabash, Brief review of Be study for plasma-facing component in RF for ITER reactor, presented at the US/RF exchange meeting, St. Petersburg, Russia, September 17-19, (1992) .
- 9) J.M.Beeston et al., in Wechsler, M.S. and Smith, W.H. (eds.) , Proc. Symp. on materials performance in operating nuclear systems, CONF-730801 (1973) .
- 10) E.Ishitsuka, H.Kawamura and T.Terai, in K.Herschbach, W.Maurer and J.E.Vetter (eds.) , Fusion technology 1994, Elsevier Science B.V. 2 (1995) 1345.
- 11) D.L.Baldwin, J.Nucl. Mater. 179-181 (1991) 329.
- 12) H.Kawamura, K.Tatenuma, Y.Hasegawa and N.Sakamoto, " Reprocessing technology development for neutron irradiated beryllium ", Proceedings 2nd IEA international workshop on beryllium technology for fusion, INEL CONF-9509218 (1995) .
- 13) T.Kurasawa, H.Watanabe et al., J.Nucl. Mater. 141-143 (1986) 265-270.

- 14) H.Kwast, R.Conrad et al., J. Nucl. Mater. 155-157 (1986) 300.
- 15) R.A.Verrall, D.H.Rose et al., J. Nucl. Mater. 179-181 (1991) 855-858.
- 16) O.D.Slagle et al., J. Nucl. Mater. 191-194 (1992) .
- 17) Y.Yajima, H.Iwahara et al., Sensors and Actuators Chemical, 5 (1992) 145-147.
- 18) T.Yajima, K.Koide at al., 電気化学, 58 (1990) 547-550.
- 19) O.K. Harling, G.P. Yu, N.J. Grant and J.E. Meyer, J. Nucl. Mater., 103&104 (1981) 127.
- 20) G.J. Butterworth, J. Nucl. Mater. 135 (1985) 160.
- 21) G.J. Butterworth and C.B.A. Forty, J .Nucl. Mater., 189 (1992) 237.
- 22) H.Nishi, Y.Muto and T.Araki, NGEAL, 36 (1994) 432.
- 23) T.Kikuchi and H.Kawamura, JAERI-M 88-150, (1988) .
- 24) K.Tsuchiya, H.Kawamura and R.Oyamada, JAERI-Tech 95-017, (1995) .
- 25) K.Tsuchiya, H.Kawamura and M.Saito, Fusion Technol. vol.1 (1995) 447.
- 26) H.R.Brager and J.L. Straalsund, J.Nucl. Mater., (1973) 134.
- 27) M.M.Hall, Jr., A.G.Hins, J.R.Summers and D.E.Walker, Weldments, Physical Metallurgy and Failure Phenomena, Proc. 5 th Bolton Landing Conf., Aug. 1978, General Electric Co., Schnectry, NY (1979) 365.
- 28) S.D.Atkin, in ADIP Semiannu. Prog. Rep., Sept. 30, 1981, DOE/ER-0045/7, U.S.Dept. of Energy, Office of Fusion Energy, pp.110.
- 29) H.T.Lin, M.L.Grossbeck and B.A.Chin, Metallurgical Transactions A, 21A (1990) 2585.
- 30) C.A.Wang, H.T.Lin, M.L.Grossbeck and B.A.Chin, J.Nucl. Mater., 191-194 (1992) 696.
- 31) T.Kuroda, G.Vieder, M.Akiba, A.B.Antipenlov, M.Araki, et al., "ITER Plasma Facing Components", ITER Documentation Series, No.30, IAEA (1991) .
- 32) K.Nakamura, et al., J.Nucl. Mater. 212-215 (1994) 1201.
- 33) 稲田浩一他, 光ファイバ通信, 電気書院 (1989) .
- 34) K.Ara, JAERI-M 83-181 (1983) .
- 35) K.Ara et al., Fujikura Tachnical Review, vol.67 (1984) p.78.