☆

☆

材料試験炉(JMTR)における照射技術の現状

(日本原子力研究所) 中田 宏勝, 瀬崎 勝二, 佐藤 雅幸

日本原子力研究所の材料試験炉(JMTR)は、昭和43年3月に臨界に達した後、各種燃料や材料の照射試験に利用されてきた。照射技術の基本をなす照射装置としては、水力ラビット装置、キャプセルおよびインパイルループがあり、原子力開発の進展に対応して各種の装置を整備してきた。

本稿では、照射技術として開発要素を多く有するキャプセルとインパイルループの現状について述べる。

☆

☆

1. はじめに

材料試験炉(JMTR)⁽¹⁾は、日本原子力研究所における一連の研究炉設置計画の締めくくりとして建設されたもので、昭和43年3月に臨界に達した後、45年1月に定格出力(50 MW)を達成し、以来今日まで各種燃料や材料の照射試験に利用され、軽水炉の定着化と新型炉の研究開発に大いに役立っている。

炉の建設に当っては、当時盛んに運転されていた米国アイダホ研究所の MTR や ETR を手本とし、ETR 改良型燃料の採用、Be 反射体の使用、ステンレス鋼製原子炉容器の使用、計測系へのトランジスタの全面的採用など、当時としては最新の技術を駆使して完成したものであって⁽²⁾、現在でも、この種の試験炉としては世界有数の中性子束を誇っている⁽³⁾。第1表に、JMTR の特性を示す。基本的には、今日まで建設当時のまま運転を続けて来ているが、米国の核不拡散政策の影響で、当初93%であった燃料の濃縮度を45%に変更する計画が進行中である⁽⁴⁾。また、これを期に、安全性のより一層の向上のため冷却系について改造が行われた⁽⁵⁾。燃料濃縮度については、さらに20%に低減される計画であり、その際には研究炉としては我が国

で初めて可燃性毒物を採用することが検討されている⁽⁶⁾。

照射技術の基本をなす照射装置として建設当初想定されたものは、水力ラビット装置、キャプセルおよびループであり、現在でも変わっていない。水力ラビット装置は、少量の試料を密封したカプセルを水流力により原子炉の運転中に炉心に挿入したり、炉心から取出したりできるもので、数分から数時間といった比較的短時間の照射に利用される。キャプセルは、比較的多数の試料を封入して炉心の燃料領域あるいは反射体領域に設けられた照射孔に挿入されるもので、照射中に試料の温度を調節したり、試料から発生するガスを分析したりでき、照射する試料や目的に応じて多種多様な型式のものがある。またループは、JMTR の冷却水とは別の独立した冷却材、一般には動力炉と同等の温度圧力の水またはガスを循環させて、試料を冷却しながら照射するためのものである⁽⁷⁾。写真1に、各種照射装置が取り付けられた JMTR の炉心を示す。

照射の目的としては、動力炉の研究開発に直接関係する燃料や材料の照射(約30%)のほか、ラジオアイソトープ(RI)の生産(約20%)と一般研究開発のための試料照射(約50%)があり、その割合は運転開始当初から今日に至るまであまり変わっていない。照射装置では、キャプセルがほぼあらゆる照射目的に使用されているのに対し、水力ラビット装置は主に一般研究開発に、またループはもっぱら動力炉研究開発に使用されている⁽⁸⁾。

以下に、照射技術として開発的要素を多く有するキャプセルとループの現況について述べる。なお、照射技術の重要な構成要素である照射後試験についても述

第1表 JMTR の 特性

型 式	濃縮U軽水減速冷却タンク型
最大熱出力	50 MW
燃 料	U・Al 合金板状燃料
²³⁵ U 装荷量	約 7 kg
制御棒	5 本(Hf 吸収体/燃料フォロ付)
出力密度	500 kW/l(燃料領域内平均)
冷却水流量	6,000 m ³ /h(燃料板間流速: 10 m/s)
冷却水圧力	14 kg/cm ² ・G(炉心入口)
冷却水温度	47°C(炉心入口), 55°C(炉心出口)
熱中性子束	約 4×10 ¹⁴ n/cm ² ・s(最大)
速中性子束	約 4×10 ¹⁴ n/cm ² ・s(最大)
運転方式	22日運転/サイクル・5サイクル/yr

Irradiation Techniques in Japan Materials Testing Reactor: Hirokatsu NAKATA, Katsuji SEZAKI, Masayuki SATOH.

(1986年 2月6日 受理)

写真 1 JMTR の炉心

べることは多いが、今回は炉内照射に関する解説にとどめ、別の機会に譲りたい。

II. キャプセル

JMTR の炉心には、最大約 100 体のキャプセルを装荷することができる照射孔が用意されており、照射の目的に応じて、中性子束密度や中性子エネルギーを選定して照射孔を決めている。キャプセルの外径は、運転開始以来、40 mm が標準であるが、30 mm のほか、その後、特別に大きい試料を照射するため、65 mm が追加されている。

キャプセルの内部構造も、運転開始当時は、単に試料を封入するか、熱電対で温度を測定する程度の簡単なものであったが、技術開発により、キャプセル内のガス圧力を変えて温度を制御する真空温度制御型のものや電気ヒータ温度制御型のものが使用されるようになった。これらの方式は、現在 JMTR のキャプセル照射の基本技術となっている。その後、照射要求の高度化に対応して、炉内クリープ試験キャプセル、NaK 熱媒体キャプセル、試料回転キャプセル、熱中性子を Cd で遮断するキャプセル、スイープガスで発生するガスを炉外で測定するキャプセルなどが順次開発され、各種動力炉の燃料・材料の照射に利用されている⁷⁾。

今後とも、キャプセル照射の多様化、高度化はますます進むものと考えられるが、原研における多目的高温ガス炉 (VHTR) 研究開発と安全性研究の進展を反映して、この分野におけるキャプセル照射で、近年著しい進歩が見られたいくつかの例を以下に示す。

黒鉛クリープキャプセル⁸⁾は現在、開発が進められている VHTR の炉心材料である黒鉛の高温照射クリープ特性を測定するものである。このキャプセルでは、直列に連結した棒状黒鉛試料をすべて 900°C に保ちながら、ペローズにより引張荷重を加えるようになっている。各試験片のクリープ量は、照射後試験において、同時照射した非荷重試験片との寸法比較により求めている。

鉄鋼キャプセル⁹⁾は、軽水型動力炉の压力容器鋼材の照射脆化を調べるため、試料温度を $290 \pm 10^\circ\text{C}$ の範囲に保って照射するものである。キャプセルには、RCT 試験片やシャルピー衝撃試験片が多段に多数装荷される。発熱源となる炉内の γ 線強度の分布や運転中の変動を補正するため、熱媒体とキャプセル外筒とのギャップを、 γ 加熱の小さい炉心上下部で大きくするとともに、電気ヒータを 5, 6 分割して取付け、個別に電力量を制御できるような構造となっている。これまでに、約 50 体のキャプセルが照射され、压力容器の加圧熱衝撃に関する研究等に多くのデータを提供している。

温度急昇キャプセル¹¹⁾は、VHTR 燃料の安全性研究のために、冷却ガス喪失や流路閉塞を模擬して、燃料試料の温度を急速に上昇させ、挙動を調べることを目的としている。核発熱一定の状態では、試料のみの温度を上昇させるため、熱媒体をペローズで上下に駆動することにより、熱伝達を変える構造となっている。今後、燃料の安全性評価に有用なデータを提供することが期待される。

出力急昇試験設備 (BOCA/OSF-1)¹²⁾は、軽水炉の通常運転時および過渡変化時における出力変動下の燃料照射挙動を解明することを目的としたもので、その全体構成を第 1 図に示す。BOCA は、燃料ペレットスタック長 40 mm の BWR 標準燃料を装荷し、BWR 条件下で照射することができる。燃料棒の出力は ^3He ガス圧力を 4~0.03 MPa の範囲で加圧または減圧することにより、約 3 倍変更することができる。出力変化速度は $30 \text{ kW/m} \cdot \text{min}$ から $5 \text{ W/m} \cdot \text{min}$ である。この照射設備では、我が国で初めて照射済燃料をキャプセルに組み込んで照射試験が実施されている。また、シュラウド照射装置により、原子炉の運転中にもキャプセルの交換が可能で、短い期間に数本の燃料棒の出力急昇試験を実施することができるようになっている。これまでに、軽水炉燃料安全性研究のための出力急昇試験が 10 数回実施されており、引き続き高性能燃料の出力急昇試験を実施するための準備が進められている。

第 1 図 JMTR 出力急昇試験設備(BOCA/OSF-1)の全体構成

RIを生産するためのキャプセルは、比較的構造が簡単であるが、近年は核融合炉用に必要となるトリチウムの生産技術を確立するため、Li化合物をターゲットとするトリチウム製造技術の開発にも努力が払われている。

Ⅲ. インバイループ

JMTRの建設に当っては、水およびガス各2本、Naおよび水蒸気各1本の合計6本のインバイループの設置が計画されたが、実現しているのは水ループ2本(OWL-1と-2)、ガスループ1本(UGL-1)の合計3本である。水ループの2本は、その後の軽水炉開発の状況をみれば当然の結果である。ガスループでは、当初コールドホールやAGRを想定したCO₂ガスが、高温ガス炉計画のスタートによりHeガスに変わっている。Naループは、FBRの開発に欠かせないものであるが、これが実現していないのは残念なことである。第2表に、JMTRのインバイループの特性を示す。

さて、OWL-1はJMTRが運転を始めた直後に設置され、完成当初はATR燃料棒の照射試験⁽¹³⁾に、またその後は人工欠陥燃料からのFP放出実験⁽¹⁴⁾や燃料中心温度測定実験⁽¹⁵⁾などに利用され、ATRの開発と軽水炉の安全性研究に大いに貢献した。残念ながら、こ

第2表 JMTRのインバイループ

	OWL-1 [†]	OWL-2	UGL-1
炉心位置	D-7	K, L-3, 4	G, H-3, 4
熱中性子束			
最大(n/cm ² ・s)	1.4×10 ¹⁴	5.4×10 ¹³	5.9×10 ¹³
平均(n/cm ² ・s)	1.1×10 ¹⁴	4.1×10 ¹³	4.5×10 ¹³
速中性子束			
最大(n/cm ² ・s)	2.9×10 ¹³	5.5×10 ¹²	1.3×10 ¹³
平均(n/cm ² ・s)	2.2×10 ¹³	4.2×10 ¹²	9.6×10 ¹²
7加熱率(最大)(W/g)	1.5	0.5	1.0
冷却材	軽水	軽水	Heガス
冷却材流量(kg/min)	250	1,100	6
冷却材温度(°C)	320	270(285) ^{††}	1,000
冷却材圧力(kg/cm ² ・G)	150(115) ^{††}	73	30
蒸気含有率または不純物濃度	蒸気含有率 20%(最大)	蒸気含有率 20%(最大)	全不純物 10 vpm
炉心部有効寸法	39.7 [†] ×750 [†]	117.8 [†] ×750 [†]	82 [†] ×750 [†]
試料最大発熱量(kW)	200	850	135
炉内管型式	折返し型	貫通型	折返し型

[†] 59年9月炉内管引抜、廃止、^{††} ()内はBモードの場合

のループは機器の老朽化が著しく、また具体的な利用計画がないことから、59年9月に炉内管が炉心から引き抜かれ廃止の処置がとられている。しかし、OWL-1はJMTRにとって最初のループであったばかりでなく、日本で初めての本格的ループでもあり、その建設と運転の経験は、照射技術にとって貴重なものであ

た。とりわけ、近年軽水炉で問題となっている放射性腐食生成物(クラッド)については早くから着目し、53年には我が国で初めて化学除染を試みるとともに、60年には残存している炉外部機器を利用してクラッド分離実験が行われている⁽¹⁶⁾。

一方、OWL-2は47年3月に完成した大型水ループで、炉内管の内径は当時設計が進められていたATR(「ふげん」)の圧力管の内径(117.8mm)と同一とされている。炉内管は大口徑を確保するためJMTRの原子炉容器を上から下まで貫通して取り付けられており、ループ技術に新しい進歩をもたらした。完成後のループは、主にATR燃料要素の照射試験に利用されATRの完成に役立った。その後は安全性研究のため燃料被覆管としてのジルカロイ管の照射に利用されたが、近年は前章で述べたBOCAによる出力急昇試験に供する燃料棒のベース照射に用いられている⁽¹⁷⁾。残念ながら、58年3月に炉内管が故障したため、現在は休止となっているが、61年9月には復旧し利用が再開される見通しである。

他方、OGL-1の建設はVHTRの研究開発が始められると同時にスタートし、幾多の開発試験を経て52年3月に完了している。開発試験では、世界でも類を見ない高温で運転するため、特に使用材料や構造面で多大な努力が払われている。そのお蔭もあって、最初の燃料照射試験では世界で初めて、核発熱により燃料体出口ガス温度1,000°Cを達成している⁽¹⁸⁾。

完成後のOGL-1は今日まで、多目的高温ガス実験炉に用いる燃料の健全性確認を目的とした燃料照射試験に利用されている⁽¹⁹⁾。幸いループの運転は順調で、14,000 h以上にわたって大したトラブルもなく経過している⁽²⁰⁾。また、クラッドを含めたループ系内の放射線量も低く、機器周辺の放射線量率は極めて低く保たれており、高温ガス炉プラントの安全性を実証している。

OGL-1では、燃料照射試験中に放出されるFPを利用して、FPの沈着特性に関する測定が長い間行われて来ており、貴重な知見が得られている⁽²¹⁾。近年は、1次系FP濃度監視計装系の開発にも利用されており、実験炉建設に必要なデータを供給している⁽²²⁾。なお、OGL-1の炉内管は62年に寿命に達するため、新しい炉内管に交換される予定であり、引き続き高温ガス炉燃料の照射試験に利用されることになっている。

Ⅳ. 技術開発

照射試験においては、照射試料の炉内照射挙動を多

角的かつ高精度に測定することが重要である。JMTRでは、すでにフルエンスモニタ、自己出力型中性子検出器(SPND)、小型核分裂計数管(マイクロFC)などの中性子測定器、熱電対、測温抵抗体、メルトワイヤなどの温度測定器、各種圧力測定器や差動トランスを応用した変位量測定器などが利用可能となっている⁽²³⁾。現在は、2,000°C以上の高温を長時間安定して測定できる熱電対、照射試料の長さ、直径等の変位量測定器、高燃焼度燃料からのFPガス放出挙動を測定するための遠隔取付け型FPセンサー等の開発が進められている。

また、これらの炉内計装を組み込んだ照射装置としては、高照射量、高燃焼度、極低温、超高温、腐食環境等、動力炉や実験炉では、運転管理上、実施不可能な過酷な条件で照射するものが必要となろう。このため、これらの炉で一度照射された試料を加工、再計装して再照射することが不可欠となり、キャプセル等の遠隔組立技術、再使用化技術の一環として、形状記憶合金継手の開発、キャプセル内部の化学洗浄技術の開発が進められている。また、これらの照射装置の製作に当たっては、その健全性を確認することが不可欠であり、X線、超音波を利用した高度な非破壊検査技術が併せて開発されている⁽²³⁾。

他方、JMTRは汎用の照射試験炉であり、各運転サイクルごとに、各種多用途照射試料が装荷されるため、運転サイクルごとの炉心特性を十分に把握する必要がある。運転開始当初には、JMTRC(臨界実験装置)による炉物理実験と核計算により炉心計画を策定していたが、その後、計算コードの整備と実験による検証を行い、現在では、炉心の核的・熱的安全性の検討、照射条件の最適化等の炉心計画を全面的に核計算により行えるようになっている⁽²⁴⁾。第2図に、核計算による最近の炉心の中性子束分布を示す。これに伴い、JMTRCは、新型照射試験装置の開発のための基礎試験、燃料濃縮度低減化に関する炉物理実験、中性子スペクトルの測定等⁽²⁵⁾に使用されている。

Ⅴ. むすび

JMTRは運転開始からすでに16年を経過しており、30年程度といわれる原子炉の寿命の半ばに達している。この間、軽水炉の定着化や核融合炉開発の本格化など、JMTR建設当時には予想されなかった原子力研究開発動向の変化があった。動力炉開発に必要な照射試験の実施を使命とするJMTRにとって、この変化は極めて重大である。また、一般研究開発の先端化も進んでいる。

注) 値はピーク値を示す。炉心配置により変動する。

第 2 図 JMTR の標準的な炉心における中性子束分布

今後は、これら研究開発の動向変化を反映して JMTR の利用のされ方も変わって行くと考えられるので、新しい照射装置の開発だけでなく、新しい照射試験に対応できるように原子炉自体を改造する必要も生じよう。

— 参考文献 —

- (1) 原研: Conceptual design of the Japan Materials Testing Reactor, *JAERI* 1056, (1964).
- (2) 阿部滋忠, 他: 原子力工業, 11 [5], 5~40 (1965).
- (3) IAEA: Research Reactors in Member Status, IAEA-mf-1, (1980).
- (4) SATO, M.: JAERI RERTR Program, *CONF-801144*, 20~35 (1983).
- (5) 桜井文雄, 小山田六郎: JMTR における LOCA の熱水力解析, *JAERI* 85-001, (1985).
- (6) NAGAOKA, Y., et al.: Neutronic analysis of the JMTR with LEU fuel and burnable poison, *CONF-8410173*, 363~374 (1985).
- (7) 八巻治恵, 堀木欣一郎, 一色正彦: 原子力誌, 21[12], 925~934 (1979).
- (8) 原研: JMTR 照射ハンドブック, *JAERI-M* 83-053, (1983).
- (9) 中田宏勝: 黒鉛の高温照射技術, 炭素, No. 108, 21~30 (1982).
- (10) ITAMI, H., et al.: The present status of irradiation activities in JMTR, *IAEA-SR-119*, IAEA Semin. on Applied Research and Service Activity for Research Reactor, Copenhagen, Denmark, 9~13, Sep. 1985.
- (11) TANAKA, I., et al.: In pile high temperature irradiation testing techniques for the materials and fuels of HTGR in JMTR, "Irradiation Technology", (HARDT von der P., RÖTTGER, H. eds.), 529~537 (1983).
- (12) 中田宏勝, 他: JMTR 出力急昇試験設備の開発(3), *JAERI-M* 85-021, (1985).
- (13) 動燃事業団: 新型転換炉圧力管材料試験の概要, 動力炉技報, No. 9, 37~49 (1973).
- (14) 例えば, 山本克宗, 他: 転水炉燃料のための FP 放出実験データ集(I), *JAERI-M* 8045, (1979).
- (15) 安藤弘栄, 他: 燃料中心温度測定実験第 1 次試料(77LF-33J)の実験総合報告, *JAERI-M* 83-003, (1983).
- (16) 伊丹宏治: 原子力工業, 31[9], 47~51 (1985).
- (17) 中田宏勝, 他: ³He-BOCA 出力急昇試験設備の開発・2(試験計画と³He-BOCA の設計), *JAERI-M* 9343, (1981).
- (18) 松永朗郎, 他: 原子力誌, 21[3], 245~267 (1979).
- (19) 福田幸朔, 他: 同上, 26[1], 57~74 (1984).
- (20) 原研: 多目的高温ガス炉研究開発の現状, (1985).
- (21) TSUYUZAKI, N., et al.: Fission product plate-out measurement of Oarai helium gas loop OGL-1, Paper presented at IAEA Specialists' Mtg. on Fission Product Release and Transport in Gas-cooled Reactors held in Gloucester, UK, 22~25 Oct. 1985.
- (22) TERADA, H., et al.: Development of monitoring system for gaseous fission products in the primary coolant helium of HTGR's, *IEEE Trans. Nucl. Sci.*, NS-33[1], 679~683 (1985).
- (23) 大岡紀一: 非破壊検査, 31[5], 308~317 (1982).
- (24) 永岡芳春, 他: 熱中性子炉体系標準核計算コードシステム SRAC によるベンチマーク計算, *JAERI-M* 9781, (1981).
- (25) SAKURAI, K.: *Nucl. Instrum. Methods*, 213, 359~372 (1983).