

JAEA-Review 2017-016 DOI:10.11484/jaea-review-2017-016

# JMTR 照射試験・照射後試験に関する技術レビュー

Technical Review on Irradiation Tests and Post-irradiation Examinations in JMTR

照射試験炉センター

Neutron Irradiation and Testing Reactor Center

原子力科学研究部門 大洗研究開発センター

Oarai Research and Development Center Sector of Nuclear Science Research

July 2017

Japan Atomic Energy Agency

日本原子力研究開発機構

本レポートは国立研究開発法人日本原子力研究開発機構が不定期に発行する成果報告書です。 本レポートの入手並びに著作権利用に関するお問い合わせは、下記あてにお問い合わせ下さい。 なお、本レポートの全文は日本原子力研究開発機構ホームページ(<u>http://www.jaea.go.jp</u>) より発信されています。

国立研究開発法人日本原子力研究開発機構 研究連携成果展開部 研究成果管理課 〒319-1195 茨城県那珂郡東海村大字白方2番地4 電話 029-282-6387, Fax 029-282-5920, E-mail:ird-support@jaea.go.jp

This report is issued irregularly by Japan Atomic Energy Agency. Inquiries about availability and/or copyright of this report should be addressed to Institutional Repository Section,

Intellectual Resources Management and R&D Collaboration Department, Japan Atomic Energy Agency.

2-4 Shirakata, Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken 319-1195 Japan Tel +81-29-282-6387, Fax +81-29-282-5920, E-mail:ird-support@jaea.go.jp

© Japan Atomic Energy Agency, 2017

JMTR 照射試験・照射後試験に関する技術レビュー

日本原子力研究開発機構 原子力科学研究部門 大洗研究開発センター 照射試験炉センター

# (2017年5月16日受理)

材料試験炉(JMTR)は 1968 年の運転開始から国内最大の照射試験炉として材料や燃料の基礎 研究、RI 製造、発電炉の開発や安全に関するプロジェクト研究に多大な貢献をしてきた。JMTR の照射試験研究を進めるにあたっては、照射技術及び照射後試験技術が極めて重要な要素であり、 約40年に渡り JMTR では技術開発を行いながら、照射試験や照射後試験に必要な設備整備を行っ てきた。今後も、JMTR のような大型照射試験炉には、第4世代の発電炉開発、それに係る燃料・ 材料の先進的な基礎研究並びに放射性同位元素等の安定供給等の利用ニーズが多くあり、その期 待は大きい。

現在、世界の試験研究炉を含む原子力関連施設の高経年化は共通の課題となっており、一部の 国においては、古い試験研究炉の廃止を進めつつ、新規照射試験炉の概念設計や建設が進んでい る。この状況は日本においても同様である。

本報告書は、JMTR で培ってきた照射試験及び照射後試験に係る技術開発について、技術の継承及び人材育成に資することを念頭にまとめたものである。

今後、照射試験炉の建設計画が具体化され、その設計・建設において、これらの照射技術が活 用され、新たな照射試験研究の推進に寄与されることを期待する。

# Technical Review on Irradiation Tests and Post-irradiation Examinations in JMTR

Neutron Irradiation and Testing Reactor Center

Oarai Research and Development Center, Sector of Nuclear Science Research Japan Atomic Energy Agency Oarai-machi, Higashiibaraki-gun, Ibaraki-ken

(Received May 16, 2017)

The Japan Materials Testing Reactor (JMTR) has been contributing to various R&D activities in the nuclear research such as the fundamental research of nuclear materials/ fuels, safety research and development of power reactors, radio isotope (RI) production since its beginning of the operation in 1968.

Irradiation technologies and post irradiation examination (PIE) technologies are the important factors for irradiation test research. Moreover, these technologies induce the breakthrough in area of nuclear research. JMTR has been providing unique capabilities for the irradiation test research for about 40 years since 1968.

In future, any needs for irradiation test research used irradiation test reactors will continue, such as R&D of generation 4 power reactors, fundamental research of materials/fuels, RI production.

Now, decontamination and new research reactor construction are common issue in the world according to aging. This situation is the same in Japan.

This report outlines irradiation and PIE technologies developed at JMTR in 40 years to contribute to the technology transfer and human resource development.

We hope that this report will be used for the new research rector design as well as the irradiation test research and also used for the human resource development of nuclear engineers in future.

Keywords : JMTR, Irradiation Technology, Post-irradiation Examinations, LWR, HTGR, Fusion Reactor, LWR Life Extension, LWR Fuel Burn-up Extension, Re-instrumentation, Re-irradiation, Capsule, Loop Irradiation Facility, Hydraulic Rabbit, Instrumentation

# 目 次

1.	ま	えが	き
2.	JM	ITR (	の概要
2	2.1	原于	子炉とホットラボ
2	2.2	原于	子炉
	2.	2.1	JMTR の性能
	2.	2.2	原子炉圧力容器
	2.	2.3	炉心
	2.	2.4	ベリリウム枠の管理
	2.	2.5	炉心管理
4	2.3	照身	寸施設
	2.	3.1	ループ照射施設13
	2.	3.2	キャプセル照射装置14
	2.	3.3	水力ラビット照射装置15
4	2.4	ホッ	ットラボ
3.	照	射試	験基盤技術
	3.1	キャ	アプセル設計
	3.	1.1	キャプセル、ラビットの基本構造
	3.	1.2	材料設計
	3.	1.3	熱設計
	3.	1.4	強度設計
	3.	1.5	耐震設計
	3.	1.6	核設計
	3.2	キー	ャプセル・ラビットの製作技術
	3.	2.1	材料・加工技術
	3.	2.2	接合・シール技術
	3.	2.3	炉心装荷技術
	3.	2.4	検査技術
	3.3	計測	則技術
	3.	3.1	温度計測
	3.	3.2	変位、圧力センサ
	3.	3.3	放射線計測
	3.	3.4	中性子照射量
	3.	3.5	化学センサ
	3.4	照身	付後試験技術
	3.	4.1	金相試験
	3.	4.2	材料試験61

3.4.	3 ガンマスキャニング・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・	·63
3.4.	.4 FP ガス捕集・分析	·65
3.4.	.5 渦電流探傷試験	·66
3.4.	.6 三次元 X 線撮影装置による観察	·67
3.4.	7 複合型微細組織解析装置	·67
3.4.	8 研究炉用の FP 放出率測定試験	·68
3.5	照射済試験片の再加工	·70
3.5.	1 照射後試験片放電加工	·70
3.5.	2 照射済核融合材料の再加工	·71
4. 研究	Eを先導する照射技術開発	·75
4.1	特殊照射キャプセル・・・・・	·75
4.1.	.1 一定温度制御	·75
4.1.	2 温度変動型キャプセル	·77
4.1.	3 インパイルクリープ試験キャプセル	·77
4.1.	.4 垂直移動型キャプセル	·78
4.1.	5 中性子パルス照射キャプセル(回転キャプセル)	·81
4.1.	.6 光計測キャプセル	·82
4.1.	7 径方向均一照射キャプセル	·83
4.1.	8 RISA 照射キャプセル	·84
4.2	再照射技術	·85
4.2.	1 再照射の目的	·85
4.2.	2 再照射手法	·86
4.2.	3 キャプセルの再組立	·87
4.2.	.4 再照射試驗	·87
5. 軽水	、炉炉内構造材 IASCC 研究関連照射技術	·89
5.1	飽和温度キャプセル	·89
5.2	き裂進展試験・き裂発生試験ユニット	·91
5.3	その場 IASCC 試験キャプセル	·92
5.4	水環境制御装置	·94
5.4.	1 装置整備の背景	·94
5.4.	2 装置の全体概要	·94
5.4.	3 水質制御システム(炉外装置)	·95
5.4.	.4 荷重制御機構	·98
5.5	要素技術	.99
6. 軽水	<炉燃料出力急昇試験装置	103
6.1	装置整備の背景	03
6.2	装置概要	03
6.3	沸騰水キャプセル(BOCA)・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・	106

6.4	キャプセル制御装置	)8
6.5	水ループ照射装置 (OSF-1)	)8
6.6	He-3 出力可変装置	)9
6.7	キャプセル交換機	11
6.8	装置特性試験	11
7. 高	温ガス炉燃料その場試験	15
8. 核	融合炉ブランケット特性評価試験技術	19
8.1	照射キャプセルの開発	19
8.2	ブランケット照射試験のための試験設備	23
8.3	照射試験結果	24
9. 試	験研究を先導する照射後試験技術開発	27
9.1	軽水炉燃料出力急昇試験のための再計装及び再照射技術	27
9.2	UO <sub>2</sub> ペレット中心孔加工技術	27
9.3	FP ガス圧力計、燃料棒中心温度測定用熱電対の計装	30
9.4	再計装燃料の BOCA への組込み	32
9.	.4.1 キャプセル試料組込み装置	32
9.	.4.2 高燃焼度燃料取り扱いのための組立装置の整備	33
9.5	照射下試験用 IASCC キャプセルの組立技術	34
9.	.5.1 IASCC 試験用キャプセルの組み立ての概要	34
9.	.5.2 溶接方法の開発	35
9.	.5.3 IASCC 試験用キャプセルのホットセル内組み立て	38
9.6	照射後 IASCC その場試験装置	38
9.7	微小試驗片照射後試驗	41
9.8	核融合炉ブランケット特性評価試験技術	43
9.	.8.1 ベリリウム特性試験技術	14
9.	.8.2 高熱負荷試験技術	46
9.	.8.3 ベリリウムと銅合金の接合	48
9.9	結晶方位解析の技術開発	48
10. 亲	新規照射/照射後試験設備の検討	51
10.1	シリコン半導体製造装置	51
10.2	2 Mo-99の製造	54
10.3	3 極低温照射設備	59
謝 辞	₽16	53
参考文	र को ····· 16	55

# Contents

1.	Introdu	1 1			
2.	Outline	Outline of JMTR   3			
2	.1 Rea	actor and Hot Laboratory ······ 3			
2	.2 Rea	actor 4			
	2.2.1	Performance of JMTR 4			
	2.2.2	Reactor Pressure Vessel			
	2.2.3	Reactor Core 5			
	2.2.4	Management of Beryllium Frame 6			
	2.2.5	Core Management 7			
2	.3 Irra	diation Facility 12			
	2.3.1	Loop Irradiation Facility			
	2.3.2	Capsule Irradiation Rig 14			
	2.3.3	Hydraulic Rabbit Irradiation Facility			
2	.4 Ho	t Laboratory 17			
3.	Fundar	nental Technology for Irradiation Test			
3	.1 Cap	osule Design ······23			
	3.1.1	Design of Capsule and Rabbit			
	3.1.2	Materials for Irradiation Capsule and Rabbit25			
	3.1.3	Thermal Design25			
	3.1.4	Strength Design29			
	3.1.5	Seismic Design ····································			
	3.1.6	Nuclear Design ····································			
3	.2 Fat	prication Technology of Irradiation Capsule and Rabbit			
	3.2.1	Material and Processing Technology			
	3.2.2	Welding and Seal Technology			
	3.2.3	Capsule Loading Technology			
	3.2.4	Inspection Technology 42			
3	.3 Ins	trumentation Technology ······47			
	3.3.1	Temperature ······47			
	3.3.2	Displacement and FP Gas Pressure			
	3.3.3	Neutron Flux and Gamma Ray			
	3.3.4	Neutron Fluence			
	3.3.5	Chemical Sensor			
3	.4 Pos	t Irradiation Examination Technology			
	3.4.1	Metallographic Examination			
	3.4.2	Materials Testing			

3.4.3	Gamma Scanning				
3.4.4	FP Gas Analysis				
3.4.5	Eddy Current Examination				
3.4.6	3D CT Image Display Device				
3.4.7	Metal Structure Image Observation Device				
3.4.8	FP Release Rate Measurement System for Research Reactor Fuel				
3.5 Re	processing of Irradiated Specimen				
3.5.1	Electric Discharge Machining70				
3.5.2	Reprocessing of Irradiated Fusion Component Material				
4. Irradia	tion Technology Leading Advanced Research				
4.1 Ac	lvanced Capsule				
4.1.1	Constant Temperature Control Capsule				
4.1.2	Temperature Fluctuation Control Capsule				
4.1.3	In-pile Creep Test Capsule				
4.1.4	Vertically Moving Capsule 78				
4.1.5	Neutron Pulse Irradiation ·····81				
4.1.6	Optical Measurement Capsule				
4.1.7	Horizontally Uniform Neutron Irradiation Capsule83				
4.1.8	Radiation Induced Surface Activation Research Capsule84				
4.2 Re	e-irradiation Technology 85				
4.2.1	Re-irradiation Purpose 85				
4.2.2	Re-irradiation Method ······86				
4.2.3	Re-fabrication Capsule87				
4.2.4	Re-irradiation Testing 87				
5. Techn	ologies for IASCC Research				
5.1 Sa	turated Temperature Capsule 89				
5.2 Cr	ack Growth Unit ·····91				
5.3 IA	SCC In-situ Test Capsule 92				
5.4 W	ater Environment Simulation Test Facility				
5.4.1	Background ·····94				
5.4.2	Outline of the Facility				
5.4.3	Water Quality Control System 95				
5.4.4	Load Control Device 98				
5.5 El	emental Technology Development ·····99				
6. LWR	Fuel Power Ramping Test Facility Service    103				
6.1 Ba	ckground for Construction of the Facility				
6.2 Ou	103 103				
6.3 Bo	biling Capsule 106				

6.4	BOCA Water Pressure Control Unit			
6.5	BOCA Cooling Unit (OSF-1) 10			
6.6	He-3 Gas Pressure Control Unit			
6.7	Capsule Handling Device	111		
6.8	Performance Test of the Facility	111		
7. HT	GR Fuel In-situ Tests	115		
8. Tri	tium Recovery on Fusion Blanket Development	119		
8.1	Capsule Development	19		
8.2	Tritium Release In-situ Test Facility	123		
8.3	Irradiation Test Result	24		
9. Irra	adiation Technology Leading Innovation Irradiation Research	127		
9.1	Re-instrumentation and Re-irradiation for LWR Fuel Power Ramping Test	127		
9.2	Drilling Unit for High Burn-up UO <sub>2</sub> Pellet	27		
9.3	Instrumentation of FP Gas Pressure Gauge and Thermocouple	130		
9.4	Loading of Re-instrumented Fuel in the BOCA	32		
9.4	4.1 Re-assembly System	132		
9.4	4.2 Re-assembly System for High Burn-up Fuel	33		
9.5	Capsule Assembly for IASCC In-situ Irradiation Test	134		
9.5	5.1 Capsule Assemble Procedure of IASCC In-situ Irradiation Test	134		
9.5	5.2 R&D of Welding Technology for Re-assemble of IASCC Capsule	135		
9.5	5.3 IASCC Capsule Assembly in the Hot Cell	38		
9.6	IASCC In-situ Test in the Hot Cell	138		
9.7	PIE for Small Test Specimen ·····	141		
9.8	PIE of Fusion Blanket Component	43		
9.8	8.1 PIE Technology of Beryllium	144		
9.8	8.2 High Heat Load Test Used Electron Beam ·····	146		
9.8	8.3 Beryllium and Cu Alloy Bonding	48		
9.9	Development of Cristal Orientation Analyzing	148		
10. Fi	uture Program of Irradiation Technology	51		
10.1	Production of Si Semiconductor	151		
10.2	Production of Mo-99 ·····	54		
10.3	Cryogenic Irradiation Facility	159		
Acknow	wledgements ······	63		
Referen	nces · · · · · · ]	65		

「JMTR 照射試験・照射後試験に関する技術レビュー」 執筆者一覧

# 第2章

第 2.1 節	川俣	貴則、大塚 薫(材料試験炉部 原子炉第1課)
第 2.2 節	大塚	薫、川俣 貴則(材料試験炉部 原子炉第1課)
	小向	文作(材料試驗炉部 技術課)
第 2.3 節	小川	光弘(材料試験炉部 照射課)
第 2.4 節	高田	文樹(材料試験炉部 ホットラボ課)

# 第3章

第3.1節	北岸	茂(材料試験炉部 技術課)
第 3.2 節	永田	寛、北岸 茂(材料試験炉部 技術課)
第 3.3 節	柴田	裕司、大塚 紀彰、武内 伴照(照射試験炉センター 照射試験開発課)、
	小向	文作、井手 広史(材料試験炉部 技術課)
第 3.4 節	田口	剛俊、加藤 佳明、高田 文樹、
	相沢	静男(材料試験炉部 ホットラボ課)
第 3.5 節	相沢	静男(材料試験炉部 ホットラボ課)

# 第4章

第 4.1 節	永田	寛	(材料試験炉部	技術課)
第 4.2 節	永田	寛	(材料試験炉部	技術課)

# 第5章

第 5.1 節	永田	寛(材料試験炉部	技術課)		
第 5.2 節	永田	寛(材料試験炉部	技術課)		
第 5.3 節	永田	寛(材料試験炉部	技術課)		
第 5.4 節	馬籠	博克(材料試験炉音	羽 照射課)、北岸	茂(材料試験炉部	技術課)
第 5.5 節	馬籠	博克(材料試験炉音	祁 技術課)		

# 第6章

伊藤 治彦、江口 祥平(照射試験炉センター 計画推進課)、 小川 光弘(材料試験炉部 照射課)

# 第7章

```
齋藤 隆、江口 祥平(照射試験炉センター 照射試験開発課)
```

#### 第8章

土谷 邦彦 (照射試験炉センター 照射試験開発課)

第9章				
第 9.1 節	中村	夏紀、川又(一夫(材料試験炉部)ホットラボ課)		
第 9.2 節	田口	剛俊、川又 一夫(材料試験炉部 ホットラボ課)		
第 9.3 節	加藤	佳明、川又 一夫(材料試験炉部 ホットラボ課)		
第 9.4 節	中川	哲也(材料試験炉部 ホットラボ課)		
第 9.5 節	柴田	晃、川又 一夫(材料試験炉部 ホットラボ課)		
第 9.6 節	柴田	晃(材料試験炉部 ホットラボ課)		
第 9.7 節	近江	正男、柴田 晃(材料試験炉部 ホットラボ課)		
第 9.8 節	土谷	邦彦(照射試験炉センター 照射試験開発課)		
第 9.9 節	加藤	佳明(材料試験炉部 ホットラボ課)		

# 第10章

10 平		
第10.1節	江口	祥平、竹本 紀之(照射試験炉センター 計画推進課)
第 10.2 節	鈴木	善貴 (照射試験炉センター 照射試験開発課)
第 10.3 節	中野	寛子(照射試験炉センター 照射試験開発課)

# 1. まえがき

材料試験炉「JMTR」は、我が国の原子力開発草創期である 1963 年に原子力委員会で材料試験 炉の基本的な建設方針が決定された。JMTR は、軽水減速・冷却タンク型で熱出力 50MW の汎用 型材料試験炉であり、①動力炉国産技術の確立と国産動力炉の開発のための原子炉用材料、燃料 等の照射実験、②放射性同位元素の生産及び③教育訓練の目的とし 1968 年 3 月に初臨界に達し、 1970 年 9 月から供用が開始された。その間に、原子炉建家に付属するホットラボが、1967 年から 1971 年にかけて、コンクリートセル及び材料試験用鉛セルが建設された。1982 年には材料試験用 鉄セルが設置され、発電用軽水炉燃料や材料の照射試験を中心に、新型転換炉、高速炉、高温ガ ス炉、核融合炉等の燃料・材料の照射試験に広く利用されてきた。さらに、大学を中心とした原 子炉材料に係る基礎研究や人材育成、医療・工業用のラジオアイソトープの製造等にも活用され る等、我が国の原子力に係る研究開発、利用の発展に貢献してきた。近年は、原子力発電の経済 性向上と放射性廃棄物の低減を目的とした軽水炉の高経年化及び燃料の高燃焼度化に係る研究開 発が利用研究の主体の一つとなっており、そのための施設整備や関連技術開発を行なってきた。 しかし、施設の高経年化が進んだことから JMTR は 2006 年に停止し、施設の更新と今後の照射試 験研究を見据えた新たな施設の設計・製作を行っているところである。

日本のエネルギー政策に関しては、2014 年 4 月に「エネルギー基本計画」<sup>[1-1]</sup>が閣議決定され、 原子力は安全の確保を大前提に、エネルギー需給構造の安定性に寄与する重要なベースロード電 源として位置づけられた。これに基づき、2014 年 12 月に「エネルギー関係技術開発ロードマッ プ」<sup>[1-2]</sup>が経済産業省から公表され、原子力発電に対して、軽水炉の安全性向上、廃止措置、放射 性廃棄物の処分、核燃料サイクルの推進と廃棄物の減容化・有害度低減等、具体的な研究・技術 開発項目が示された。

原子炉に関しては福島第一原子力発電所事故以来、安全性研究の重要性が増すとともに第4世 代原子炉の開発等の原子炉開発並びにそれに関連した基礎・基盤研究のニーズはむしろ拡大して いる。一方、JMTR を含め国内の研究炉はいずれも高経年化が進み、その一部は廃止措置計画が 検討されているとともにこの基盤施設の将来展望について明確化されていない状況である。いず れにせよ、原子力に関する研究・開発を進めていくには、基盤施設としての照射試験炉と照射試 験及び照射後試験技術は重要な要素であることから、今後の照射試験研究に資するために JMTR で培ってきた照射試験及び照射後試験に係る技術についてまとめたものである。

- 1 -

This is a blank page.

# 2. JMTR の概要

#### 2.1 原子炉とホットラボ

JMTR は、動力炉国産化技術の確立と国産動力炉の開発のための原子炉用材料、燃料等の照射 実験、放射性同位元素の生産を目的とし建設され、1968 年 3 月に初めて臨界に達した。

原子炉建家は、図 2.1 に示すように円筒形の鉄筋コンクリート建物でこれを囲んで南側にホットラボ施設、西側に機械室を含む特定施設、北側及び東側は照射準備室、居室実験室の建家が配置されている。原子炉建家は地上1階(一部3階)、地下4階の鉄筋コンクリート造り、屋根は鋼管造鉄板貼球面構造であって、直径41.4m、高さ地上20.4m、地下23.5mの大きさの建家である。この建家天井には30t/5tの旋回クレーンが設けられ、重量物の移動に使用されている。



図 2.1 JMTR とその関連施設

原子炉建家内は、常時大気圧より 50~98Pa 低く自動的に減圧(負圧)維持されており、万一、 放射性物質が原子炉建家内に洩れた場合でも、建家外に直接放散することを防止している。常時 人が出入りする扉は、負圧維持のため相互インターロック方式の二重扉を採用している。

炉プールは、厚さ 2.5m の普通コンクリートで遮へいされ、内部はステンレス鋼でライニングされている。カナルは、幅 3m、深さ 6.2m の水路でホットラボ建家に連結していて、使用済燃料要素、照射済のキャプセル等の移動及び保管に使われる。

JMTR 施設の特徴の1つとして、 図 2.2 に示すように、原子炉とホッ トラボがカナルにより連結されて おり、照射済燃料の照射試験等も可 能である。また、遠隔操作による照 射済試験片装荷やキャプセル溶接 技術を有しているため、照射済試料 の再照射試験もカナルを経由する ことによって移送が容易であり、短 期的かつ効率的にキャプセルの組 立・照射・解体が可能である。



図 2.2 JMTR 原子炉とホットラボ

# 2.2 原子炉

# 2.2.1 JMTRの性能

JMTR は、軽水減速冷却タンク型で定格熱出力 50MW、最大中性子束が高速中性子、熱中性子 とも約 4×10<sup>18</sup>n/m<sup>2</sup>/s と世界でも最高レベルの汎用照射試験炉である。 JMTR における諸元を表 2.1 に示す。

1. 本体施設					
炉型式 軽	水減速冷却タンク型		制御棒	形式	下方挿入駆動方式
原子炉出力 連	ē続最大熱出力(MW)	50			燃料フォロワ付き
中性子束				員数	5
燃料領域	$\phi_{th}$ $(n/m^2/s)$	最大 4×10 <sup>18</sup>		吸収体	ハフニウム
	$\phi_{\rm f}$ (n/m <sup>2</sup> /s)	最大 4×10 <sup>18</sup>		形状 (mm)	□63.0×800
反射体領域	$\phi_{th}$ (n/m <sup>2</sup> /s)	最大 4×10 <sup>18</sup>			ボックス型
	$\phi_{\rm f}$ (n/m <sup>2</sup> /s)	最大 1×10 <sup>18</sup>			
			燃料要素	<sup>235</sup> U 濃縮度 (%)	20
一次冷却水	冷却水入口温度 (℃)	最高 49		燃料芯材	U <sub>3</sub> Si <sub>2</sub> -Al 分散型合金
	冷却水出口温度 (℃)	約 56		燃料被覆材	アルミニウム合金
	压力 (MPa)	約 1.5		ウラン含有量 (w/o)	約 93
	流量 (m <sup>3</sup> /h)	約 6,000		可燃性吸収体	カドミウムワイヤ
反射材	ベリリウム		標準燃料要素		
キャプセルホルダ	ベリリウム、アルミニ	ウム		形状 (mm)	□76.2×1,200
				炉心装荷本数	24
			燃料フォロワ		
				形状 (mm)	□63.6×890

表 2.1 JMTR 諸元

# 2.2.2 原子炉圧力容器

JMTR の圧力容器は、図 2.3 に示すように、全高 9.5m、 胴径 3m、厚さ 34mm のステンレス鋼 (SUS304L) 製で、 全体は深さ約 13m の炉プール中に据え付けられている。

圧力容器の上蓋には、5個の小上蓋とループ、キャプ セル、水力ラビット等の照射設備のために多数のノズル が取り付けられており、炉心構成のための作業はこれら の小上蓋から行っている。

圧力容器胴中央部には、使用済燃料要素等を炉プール へ取り出すためのシュートが取り付けられている。

冷却水は、圧力容器の上部から入り、炉心部で4領域 に分かれて下向きに流れ、下部プレナムを通り圧力容器 外に流出する。炉心部の上下には厚い水の層があり、放 射線遮へいの役目を果たしている。

# 2.2.3 炉心

炉心部は、直径 1,560mm、実効高さ 750mm の円筒形 状で、H型をしたベリリウム枠で4 領域に区切られ、合 計 204 の格子がある。その格子には、

燃料要素、制御要素、ベリリウム反射 体要素、アルミニウム反射体要素等が 垂直に挿入され、配列されている。 JMTR 炉心部の全体写真及び燃料領域 部の写真をそれぞれ図 2.4 及び図 2.5 に示す。

ベリリウム枠、ベリリウム及びアル ミニウム反射体要素には垂直孔が設 けられ、キャプセルが装荷できる照射 孔となっており、キャプセル等が装荷 されない場合には同材質のプラグが 挿入される。



図 2.4 JMTR 炉心部の全体写真

ベリリウム及びアルミニウム反射体要素は、キャプセル等の照射条件に応じて格子の任意の位置に配置される。また、炉心部には、ガンマ線束の低い領域を作るため、ベリリウム枠の北側に沿ってジルコニウム合金製のガンマ線遮へい板が設けられている。H型のベリリウム枠はベリリウム反射体要素と組み合わせ、燃料領域内で発生する中性子を効果的に反射・減速している。

制御棒は5本(SH-1、SH-2、SH-3、SR-1、SR-2)装荷されるが、SR-1とSR-2のうち1本が微 調整棒として、他の1本が安全棒として使用される。制御棒駆動機構は、炉心上部での燃料要素、 キャプセル等の取扱いを容易にするため、圧力容器の下に配置している。



図 2.3 原子炉本体構造図

燃料要素には、標準燃料 要素と燃料フォロワがあ り、ともにウラン・シリコ ン・アルミニウム分散型合 金(U<sub>3</sub>Si<sub>2</sub>-Al)をアルミニ ウム合金で被覆した板状 燃料(通称:シリサイド燃 料、<sup>235</sup>Uの濃縮度:約20%) である。可燃性吸収体とし て、 $\phi$ 0.3mmのカドミウム 製ワイヤが標準燃料要素 には18本、燃料フォロワ には16本が取り付けられ ており、冷却水流路はチャ ンネル部で若干広くなっ



図 2.5 燃料領域部の写真

ている改良 ETR 型が使用されている。板状燃料は、熱伝導率が良いこと、燃料板の厚さが 1.27mm と薄いこと、燃料板表面を約 10m/s の流速で冷却水を流して除熱できること等の特色がある。ま た、JMTR では、1977 年から核不拡散政策のもとで国際的協調により進められた試験研究炉燃料 の濃縮度低減化に沿って、1986 年にウラン濃縮度を 93%から 45%へ、1994 年に 45%から約 20% へと順次低減化を図った。濃縮度 20%の燃料への移行時には、濃縮度低減化と併せて燃料のウラ ン充填量を増やすことにより、それまでの中間炉停止を廃止し連続 26 日の運転ができるようにし た。また、2001 年には炉心装荷燃料を 27 本から 29 本に増やした改良炉心に変更し、32 日の連続 運転ができるようにする等、高照射量を必要とする照射試験のため原子炉の稼働率の向上に継続 的に取り組んできた。

# 2.2.4 ベリリウム枠の管理

ベリリウム枠は、JMTR において定期 的に交換を行う最大の炉心構造物である。 ベリリウム枠は、東枠、西枠及び北枠か らなり、それぞれ垂直方向に7段に積ま れ、ベリリウム反射体要素と組み合わせ て燃料領域で発生する中性子を効果的に 反射・減速するためのものである。一方、 ベリリウム枠は、その燃料領域側と反射 体領域側及び垂直方向の高速中性子の照 射量に差が生じる。このため、内部に蓄



図2.6 ベリリウム枠の構造図

積するヘリウムが不均一となり変形(燃料領域側に湾曲)が進み、やがてベリリウム枠照射孔内 に装荷されたキャプセルの冷却条件の悪化と各炉心要素のハンドリングに支障をきたすことにな る。このため、ベリリウム枠の変形(曲がり)量を定期的に測定し、交換時期を決定している。 ベリリウム枠の構造図を図 2.6 に示す。

ベリリウム枠の交換は、これまで6回行われており、初代から第3世代までは同一の設計、第4世代からは、ベリリウム枠の照射孔径の拡大、寿命延長を目的とした形状の変更等を行った改良型の設計となっている<sup>[2-1]</sup>。

### 2.2.5 炉心管理

(1) はじめに

JMTR は、照射試験を目的とする汎用型照射試験炉であり、各運転サイクルにおいて多種多様 な照射試料が炉心に装荷される。このため、JMTR の炉心管理では、各運転サイクルの炉心配置 において、原子炉の各種反応度が制限値以内であることの確認及び燃料要素の熱的安全性等の確 認に加え、照射試料の照射条件も同時に満足させる必要がある。これら、安全及び照射条件につ いては、サイクル毎に作成する運転計画で確認する。以下に、運転計画における確認事項、炉心 配置の決定手順及び運転計画において使用する核計算の概要を述べる。

#### (2) 運転計画

JMTR では、各運転サイクルの運転開始前に核計算を行い、炉本体及び各照射装置において保 安規定で定める核的・熱的制限値を満足することに加え、個々の照射試料が要求する照射条件に 適合するように炉心配置を決定し、運転計画を作成する。運転計画への主要記載事項を表 2.2 に、 また、確認事項及びその制限値を表 2.3 に示す。運転計画は、原則として炉心構成日の約 3 週間 前までに発行することになっている。

# 表2.2 運転計画に記載する主要事項

炉出力	・連続運転最大出力		
	・炉心配置図		
	・装荷する燃料要素の種類ごとの数量及び全 <sup>235</sup> U量並びに燃料要素平均の最高燃焼度の推定値		
	・反射体要素の種類及び数量		
炉心配置	<ul> <li>・過剰反応度、停止余裕及び微調整棒の反応度変化率の推定値並びにいずれかの1本の制御棒が</li> </ul>		
	引抜かれ、他の全ての制御棒が挿入されている状態で未臨界であることの推定		
	・核的熱水路係数の推定値		
	・炉心の中性子束密度		
+ 1 - 7	・キャプセルの発熱量及び最高温度の推定値		
イヤノ	・キャプセルの異常の際、印加するおそれのある部分の反応度の推定値		
1270	・BOCA 照射装置の異常の際、印加するおそれのある部分の反応度の推定値		
OSF-1	・OSF-1 キャプセル(BOCA)の発熱量及び最高温度の推定値		
水力	・ラビットの挿入及び取出予定日		
ラビット	・ラビットの発熱量及び最高温度の推定値並びに反応度の推定値		

設備等	確認事項	制限值
	・ 炉心装荷燃料要素の <sup>235</sup> U 量	11kg以下*1
	・過剰反応度	15%Δk/k以下
	・全ての制御棒が全挿入されたときの炉の実効増倍率	0.9以下
	・いずれかの1本の制御棒が引抜かれ、他の全ての制御棒が	未臨界
百乙后	挿入されている状態での炉の臨界度	
原于沪	・連続最大熱出力	50MW
	・燃料要素平均の最高燃焼度	60%以下
	•核的熱水路係数 標準燃料	3.01 以下*1
	燃料フォロワ	3.41 以下*1
	・微調整棒の反応度変化率	0.5%∆k/k/s以下
キャプ	・異常の際、印加するおそれのある正の等価反応度	0.5%∆k/k以下
セル	・キャプセル1本当たりの発熱量	100kW 以下
	・異常の際、印加するおそれのある正の等価反応度	0.5%∆k/k以下
POCA	・He-3 ガス圧力変更により印加される等価反応度	0.1%∆k/k以下
OSE 1	・OSF-1 キャプセルの挿入又は取出しにより印加される等価	0.1%∆k/k以下
051-1	反応度	
	・OSF-1 キャプセルの発熱量	30kW以下
水力	・同時に挿入又は取出しの行われるラビットの等価反応度	0.1% <b>Δk/k</b> 以下
ラビット	・ラビットの発熱量	20kW以下

表2.3 運転計画における確認事項及びその制限値

\*1 : 改良 LEU 炉心

(3) 炉心配置の決定手順

各運転サイクルの炉心配置の検討は、照射試料の照射計画 (照射サイクル、照射孔位置、照射条件等の情報を記載)及び キャプセルの設計書を基に以下に示す手順で実施する。炉心 配置決定までの流れを図2.7に示す。

1)照射計画情報に基づく照射試料の炉心配置(案)をもとに、照射試料の照射条件(中性子束、照射量、線出力等)及び照射装置における表 2.3 に掲げる核的・熱的制限値を満足させるための炉心配置を検討する。ここで照射孔の中性子束及び線出力を調整する方法として、主に反応度調整要素\*2を用いる方法、ベリリウム反射体要素及びアルミニウム反射体要素の配置を変更する方法が用いられる。この方法により対処できない場合は、照射試料を装荷する照射孔位置を変更し照射条件を満足させる。このための検討は、2次元炉心計算を行う。



# 図2.7 炉心配置決定までの流れ

\*2:原子炉反応度及び中性子束を調整するために照射孔に挿入する円筒状要素。反応度調整要素には、アルミニウム及びステンレス鋼の肉厚が異なる数種類のものが用意されている。

- 2) 1) で検討した照射条件を満足する炉心配置(案)をもとに、保安規定に定められた原子炉に おける表 2.3 に掲げる核的・熱的制限値を満足していることを確認する。2) では、1) と同 様に反応度調整要素を用いる方法、ベリリウム反射体要素及びアルミニウム反射体要素の配 置を変更し、3 次元炉心燃焼計算を行う。
- (4) 炉心管理のための核計算

核計算においては、各炉心要素(約 1mm の水ギャップを含む 77.2mm×77.2mm 角)を基本とし た単位セルでのセル計算により群定数を作成し、2 次元炉心計算及び 3 次元炉心燃焼計算を行っ て所要の物理量を求める。使用する計算コードは、セル計算には SRAC コードシステムの PIJ(衝 突確率法による中性子スペクトル計算コード)を用いる。照射孔の中性子束、照射試料の発熱量 等の照射条件を検討するための 2 次元炉心計算には、CITATION(多次元炉心拡散計算コード)を 用いる。また、原子炉の各種反応度、燃料要素の核的熱水路係数及び燃焼度等を求めるための 3 次元炉心燃焼計算には、COREBN(多次元炉心燃焼計算コード)を用いる。核計算の流れを図 2.8 に示す。

(5) 反応度変化を及ぼす想定される異常

キャプセルの種類に応じて、以下の異常事象を想定し、反応度を推定している。 ①BOCA/OSF-1 キャプセル

・He-3 ガススクリーン破損によるスクリーン内への水の侵入

・OSF-1 キャプセルの異常な引抜き/挿入

・OSF-1キャプセル内の冷却水の蒸気化

②飽和温度キャプセル及び NaK 冷却キャプセル

・キャプセル内の冷却水の蒸気化

・NaK の流失

・キャプセル外筒破損によるキャプセル内への原子炉一次冷却水の侵入 ③中心温度が融点を超える燃料キャプセル

・溶融燃料のキャプセル下部への落下

・キャプセル外筒破損によるキャプセル内への原子炉一次冷却水の侵入 ④リーキ型キャプセル

・照射試料の脱落(構造的に脱落を考慮する必要がある場合) ⑤その他のキャプセル

・キャプセル外筒破損によるキャプセル内への原子炉一次冷却水の侵入

# JAEA-Review 2017-016



# 図 2.8 核計算の流れ

(6) 過剰反応度の推定

炉心計算では、燃焼依存のコールド・クリーン(FPを除外)での群定数を用い、全制御棒を上限位置(800mm)に設定して運転初期での実効増倍率(keff)を計算し、その結果をもとに過剰反応度(ρex)を次式で求め、制限値を満足することを確認する。

 $\rho \text{ ex} = (\text{keff-1}) / \text{keff} \times 100 (\% \Delta \text{k/k})$ (2.1)

(7) ワンロッドスタック余裕

炉心計算では、燃焼依存のコールド・クリーンでの群定数を用い、全制御棒を対象に、いずれ かの1本の制御棒を上限位置(800mm)とし、他の制御棒を下限位置(0mm)に設定して運転初 期での実効増倍率(keff)を計算し、臨界未満であることを確認する。

(8) 炉停止余裕

炉心計算では、燃焼依存のコールド・クリーンでの群定数を用い、全制御棒を下限位置(0mm) に設定して運転初期での実効増倍率(keff)を計算し、keffが制限値を満足することを確認する。

(9) 制御棒の微調整棒の反応度変化率

制御棒の微調整棒には、SR-1 及び SR-2 がある。各運転サイクルにおいて、そのうちの1本は 微調整棒(自動制御棒)として、他の1本は安全棒として使用される。反応度変化率(%Δk/k/s) は、制御棒の単位長さ当たりの反応度(%Δk/k/mm)と駆動速度(mm/s)の積で表される。制御 棒の駆動速度は、粗調整棒が200mm/min に対し自動制御棒では、それの10倍の速度となってい るため、反応度変化率は自動制御棒が粗調整棒に比べ格段に大きい。

炉心計算は、燃焼依存のコールド・クリーンでの群定数を用い、運転初期を想定した制御棒臨 界位置(自動制御棒以外は、固定位置)で行う。自動制御棒として選択された微調整棒について は、自動制御棒位置を変化させた計算を行い、自動制御範囲(550mm~650mm)における単位 mm 当たりの最大反応度を求める。反応度変化率は、この最大反応度(%Δk/k/mm)に自動制御棒の 最大駆動速度(33.3mm/s)を乗じて求める。

(10) 核的熱水路係数

核的熱水路係数( $F_N$ )は、核的ホットスポットファクター( $F_N$ )とも呼ばれ、炉心平均出力密度に対する局所最大出力密度の比で定義し、以下の4因子の積で表される。

$$F_{N} = F_{H} \times F_{Z} \times F_{L} \times F_{E}$$

(2.2)

ただし、

F<sub>H</sub>:水平方向出力分布因子

燃料要素の平均出力密度と炉心平均出力密度の比

Fz:垂直方向出力分布因子

燃料要素の垂直方向で比較した最大出力密度と平均出力密度の比

FL:燃料要素の水平方向で比較した最大出力密度と平均出力密度の比

F<sub>E</sub>:不確定因子

出力分布因子の計算誤差と運転サイクル毎の炉心構成の水平方向出力分布の変動割 合との積

炉心燃焼計算では、燃焼依存の群定数(FPを含む)を用い、運転に伴う制御棒の臨界位置を模擬した計算を行い、出力分布因子における  $F_H$ 及び  $F_Z$ を求める。 $F_L$ については、LEU 炉心及び改良 LEU 炉心の核特性解析で求められている各燃料要素に対する最大値を各運転サイクルで用いている。また、 $F_E$ については、 $H_N$ を各運転サイクルで確認することから、出力分布の計算誤差(1.15)のみを考慮している。

(11) 燃料要素の燃焼度

燃料要素の燃焼度は、核的熱水路係数のための炉心燃焼計算結果を基に推定している。

#### 2.3 照射施設

照射施設には、大別して、ループ照射装置、キャプセル照射装置及び水力ラビット照射装置が ある。

ループ照射装置は、PWR、BWR 又は高温ガス炉(HTGR)冷却材流動条件下で原子炉用燃料・ 材料の照射試験をすることを目的として設置した照射装置である。

OWL-1 (Oarai Water Loop No.1) は、高温高圧の水ループで、1970 年 7 月に完成し、第 3 サイ クルから第 66 サイクルまで運転を行い、1984 年に撤去した。この間、PWR、BWR 及び ATR 用 燃料の照射試験や冷却材中の腐食試験等を行った。

OWL-2 (Oarai Water Loop No.2) は、大口径の高温高圧の水ループで、1972 年 4 月に完成し、
 第 15 サイクルから第 102 サイクルまで運転を行い、1991 年に撤去した。運転後期においては、
 BOCA (Boiling Water Capsule) で行う BWR 型及び PWR 型燃料棒の出力急昇試験のためのベース
 照射として長期照射が行われた。

OGL-1 (Oarai Gas Loop No.1) は、ガスループで、1977 年 3 月に完成し、第 40 サイクルから第 115 サイクルまで運転を行い、1995 年に撤去した。本ループは、高温ガス炉開発のための被覆粒 子燃料確証試験に利用された。この間、高温工学試験研究炉(HTTR)通常運転状態とほぼ同等の 流動条件下で燃料棒 1 本または 3 本の健全性確認の照射試験並びに燃料体の構成部材である黒鉛 スリーブ、黒鉛ブロック等の高温照射効果把握のための照射試験を行った。また燃料から微量放 出される核分裂生成物を用いて配管、機器等への核分裂生成物(FP)沈着特性の把握、FP 濃度監 視計装系の開発及び実証試験を実施した。

キャプセル照射装置は、原子炉用燃料及び材料の照射目的に応じてその都度設計・製作され、 照射を終えると解体される。

水力ラビット照射装置は、燃料または材料を短時間照射するための照射装置である。主として アルミニウム容器に封じた試料を原子炉運転中に水流力を利用して任意の時間に炉心に出し入れ でき、短寿命の RI の製造、基礎研究等に利用されてきた。水力ラビット1号機(HR-1)は、1967 年度に炉本体と同時に据付け、第1サイクルから第165サイクルまで運転を行った。また、水力 ラビット2号機(HR-2)は、1972年10月に完成し、第17サイクルから第139サイクルまで運転 を行った。水力ラビット2号機の炉内管は、設置時、炉心の M-11 に挿入したが、1997年に炉内 管の寿命により交換した。その際、中性子のより高い M-9へ移設する設計変更を行った。その後 M-9照射孔を照射誘起応力腐食割れ(IASCC; Irradiation Assisted Stress Corrosion Cracking)の研究 のためのベース照射に用いる必要性から、装置を撤去した。

# 2.3.1 ループ照射施設

## (1) OWL-1 照射装置

OWL-1 照射装置は、大別して一次系、二次系、給水系、補助系、計測制御安全系、遮へい(ル

ープキュービクル)等から構成される。一次系は、 一次系炉内部分と一次系炉外部分からなる。一次 系炉内部分の炉内管は、折り返し型で外筒管、耐 圧管、流路仕切管等からなる。一次系炉外部分と は、入口及び出口枝管により接続されている。冷 却水は、炉内管底部でUターンして流れる。一次 系炉外部分は、照射試料を PWR もしくは BWR の運転モードの圧力、温度に設定し、循環、冷却 させる系でキュービクル内に設置された主循環 系、蒸気系、圧力調節系、主冷却系、精製系、脱 ガス系、試料採取系等から構成される。二次系は、 一次系の発熱を除熱する閉回路循環系で主循環 系、圧力調節系、冷却系、精製系、放射能検出系 等から構成される。OWL-1の主要仕様を表 2.4 に 示す。

耒	21	7K II		□士亜什垟
ৰম্ব	<b>Z. 4</b>	バルー	- ノ UWL-I	土安江侬

熱山桃乙古	最大	$1.4 \times 10^{18}  \mathrm{n/m^2} \cdot \mathrm{s}$
热中性于来	平均	$1.1 \times 10^{18} \text{ n/m}^2 \cdot \text{s}$
宣演中歴ス声	最大	$2.9 \times 10^{17} \text{ n/m}^2 \cdot \text{s}$
向速中性于来	平均	2.2 × 10 <sup>17</sup> n/m <sup>2</sup> · s
冷去	17 材	軽水
冷却杉	打 流 量	250 kg/min
冷却杉	打 温 度	320°C
冷却板	<b>打</b> 圧 力	15 MPa (11 MPa <sup>**</sup> )
蒸気含	含有率	20%(最大)
炉心部有	可効寸法	$\phi$ 39.7 $\times$ 7501 mm
試料最大発熱量		200 kW
	¥	

#### (2) OWL-2 照射装置

OWL-2 照射装置はループキュービクル内に設 置され、一次系、二次系、給水系、補助系、計測 制御安全系等から構成される。一次系は、炉内テ ストセクションに装荷された照射試料から発生 する熱を除熱し、冷却器を介して二次系に伝える 閉回路の冷却水循環系であり、炉内部分と炉外部 分に別れる。炉内部分は、照射試料を PWR もし くは BWR の運転モードで中性子を照射するため のものであり、垂直管、枝管、炉心周辺要素及び 指示金具からなる。垂直管及び枝管は、耐圧管と 外筒管の二重構造になっている。垂直管は、原子 炉圧力容器内を貫通しており、圧力容器の上蓋と

表 2.5 水ループ OWL-2 主要仕様

教中性です	最大	5.4×10 <sup>17</sup> n/m <sup>2</sup> ·s		
烈中性于来	平均	4.1×10 <sup>17</sup> n/m <sup>2</sup> ·s		
言法由姓乙吉	最大	5.5 $\times$ 10 <sup>16</sup> n/m <sup>2</sup> $\cdot$ s		
向迷中性于来	平均	4.2×10 <sup>16</sup> n/m <sup>2</sup> ·s		
冷却材		軽水		
冷却林	才 流 量	1100 kg/min		
冷却材温度		270℃ (285℃ <sup>**</sup> )		
冷却林	才 圧 力	7 MPa		
蒸気含	含有率	20% (最大)		
炉心部有	有効寸法	$\phi\;117.\;8\!\times\!7501$ mm		
試料最大	大発熱量	850 kW		

※ ( )内はBWR運転モード

下蓋で固定されている。冷却水は、この垂直管内を下から上へ流れる。耐圧管と外筒管の間には、 断熱するため、真空またはガス断熱層を設けて高温の耐圧管が反射体要素や原子炉冷却水に直接 触れない構造としている。炉外部分は、主循環系、蒸気系、圧力調節系、主冷却系、精製系、脱 ガス系、オートブリード系等から構成される。冷却方式は、加圧水型、沸騰水型の2種類があり、 それぞれの型により冷却水の流路が異なる。二次系は、一次系からの発熱を除熱する閉回路循環 系で、循環系、圧力調節系、冷却系、精製系及びオートブリード系からなる。OWL-2の主要仕様 を表 2.5 に示す。

(3) OGL-1 照射装置

OGL-1 照射装置は、一次系、二次系、精製系、補助系、試料交換機等から構成される。一次系

は、ヘリウムガスを冷却材とし、炉内管内に 挿入した照射試料を除熱し、一次冷却器を介 して二次系に伝える最高使用圧力 35kg/cm<sup>2</sup>G の閉回路ヘリウム循環系で、HTGR モードで 運転される。冷却材は、炉内管底部でUター ンして流れる。炉内管の材料には、高温材料 としてハステロイ X が用いられた。ガス循環 機を出たヘリウムガスは、ガス循環器の回転 数制御によって所定流量に調節され、再生熱 交換器及び加熱器で所定温度にしたのち、試 料部を通り照射試料を除熱する。試料部を出 たヘリウムガスは、再生熱交換器及び一次冷 却器で除熱し、ガス循環機の吸込側に戻り流 れを構成している。OGL-1の主要仕様を表 2.6 に示す。

#### 最大 $5.9 \times 10^{17} \text{ n/m}^2 \cdot \text{s}$ 熱中性子束 平均 4.5 $\times$ 10<sup>17</sup> n/m<sup>2</sup> $\cdot$ s 最大 $1.3 \times 10^{17} \text{ n/m}^2 \cdot \text{s}$ 高速中性子束 平均 9.6 $\times 10^{16} \text{ n/m}^2 \cdot \text{s}$ Heガス 冷却材 冷却材流量 6 kg/min 1000°C 冷却材温度 冷却材圧力 3 MPa 全不純物 不純物濃度 10 vpm 炉心部有効寸法 $\phi 82 \times 7501$ mm 試料最大発熱量 135 kW

2.3.2 キャプセル照射装置

キャプセル照射装置は、キャプセル、計測制御 装置等から構成される。

キャプセルは、照射試料の温度、圧力等をその 場(In-Situ)計測するか否かにより、計測付キャ プセルと無計測キャプセルに大別される。計測付 キャプセルは、試料の温度、圧力等を測定、ある いは制御するキャプセルで、キャプセル本体、保 護管、案内管、接続箱または接続ユニット等を備 えている。無計測キャプセルは、リアルタイムで の計測を行わないキャプセルで、バスケットを使



図 2.9 計測キャプセルの接続例

表 2.6 ガスループ 0GL-1 主要仕様

用する場合と使用しない場合がある。前者はリーキ型キャプセルと呼ばれ、試料が直接原子炉-次冷却水に接する構造のキャプセル、後者は密封型キャプセルと呼ばれ、アルミニウムまたはス テンレス鋼の容器に試料を挿入したキャプセルである。計測付キャプセルのうちでも特別な照射 目的の場合は、特殊キャプセルと呼ばれる。

計測制御装置は、計測装置、制御装置、真空排気装置、ガス供給系、放射線モニタ装置等から なる。計測制御装置は、接続箱または接続ユニットから取出された測定あるいは制御用の配線配 管を接続し、キャプセルの装荷された試料温度、圧力等を記録、制御を行う設備である。

計測キャプセルの接続例を図 2.9 に、キャプセルの種類を表 2.7 に示す。

分類	キャプセル形式	特徴	
無計測	リーキキャプセル	照射試料あるいは試料を封入した容器が原子炉 冷却水で直接冷却される。	
	密封型キャプセル	試料などがキャプセル容器に封入される。	
	計測キャプセル	温度、中性子束などの照射情報を計測する。	
計測付	真空温度制御キャプセル	キャプセル内ガス層の真空度を調節して照射温 度を制御する。	
	ヒータ温度制御キャプセル	電気ヒータで照射温度を制御する。	
飽和温度制御キャプセル、 中性子スペクトル調整 リープ試験キャプセル、 一定温度制御キャプセル キャプセル、 パルス照射キャプセル、 沸騰水 一照射キャプセル、 RISAキャプセル、 ガスス		中性子スペクトル調整キャプセル、 その場ク 定温度制御キャプセル、 照射試料垂直移動 ャプセル、 沸騰水キャプセル (BOCA) 、 均 ャプセル、 ガススィープキャプセル	
	これらのキャプセルの詳細け4 1項及び5章 6章 7章に記載		

表 2.7 キャプセルの種類

# 2.3.3 水カラビット照射装置

水力ラビット照射装置は、1 号機及び 2 号機を有し、冷却系、移送系等から構成され、目的に 応じて照射時間を任意に設定できる。冷却系は、炉内管、冷却ポンプ、挿入装置、取出装置、崩 壊タンク、冷却水モニタ等からなり、照射中においてラビット等の発熱を除熱するとともに、ラ ビットの挿入・取出しを行う系統である。移送系は、移送ポンプ、移送用挿入装置、キャスク設 備、放射線モニタ等からなり、冷却系から取出したラビットを一定期間カナル水中で放射能を減 衰させた後、キャスク設備まで移送を行う系統である。水力ラビット照射装置の主要仕様を表 2.8 に、水力ラビット 2 号機の全体構成を図 2.10 に、ラビットの構造を図 2.11 に示す。

表 2.8 水カラビット照射装置の主要仕様

		水力ラビット1号機	水力ラビット2号機	
ラビット最大挿入個数		3個	3個	
巾牌之声	熱中性子	$\sim 7 \times 10^{17} \text{ n/m}^2 \cdot \text{s}$	$\sim 1 \times 10^{18} \text{ n/m}^2 \cdot \text{s}$ (M-11) 3.5×10 <sup>18</sup> n/m <sup>2</sup> · s (M-9)	
甲性于果	速中性子 (>1MeV)	$\sim 8 \times 10^{16} \text{ n/m}^2 \cdot \text{s}$	$\sim 2 \times 10^{17} \text{ n/m}^2 \cdot \text{s}$ (M-11) 9.3×10 <sup>17</sup> n/m <sup>2</sup> · s (M-9)	
除熱能力		20 kW	9 kW	
反応度変化		最大0.1%Δk/k	最大0.1%Δk/k	
ラビット寸法		$\phi$ 32 mm $ imes$ 150 mm L	$\phi$ 32 mm $ imes$ 150 mm L	
冷却水温度		100 ℃以下	100 ℃以下	
冷却水流量		$\sim 11.5 \text{ m}^3/\text{h}$	$\sim 8.4 \text{ m}^3/\text{h}$	









# 2.4 ホットラボ

(1) 施設の経緯と概要

ホットラボは、JMTR で照射した燃料・材料の照射後試験を行う施設として、1967 年 4 月に建 設を開始し、1971 年に完成した。この施設の特色は、原子炉とホットラボをカナルで繋ぐことに より照射されたキャプセル等の運搬を極めて容易にしたことである。照射後試験施設としては、 燃料試験用コンクリートセル 8 基、顕微鏡用鉛セル 4 基及び材料試験用鉛セル 7 基があり、非破 壊試験及び破壊試験を行う基本的な各種内装機器の整備は、セルの建設と並行して進めた。また、 材料の動的機械強度特性を評価するため材料試験用鉄セル 5 基の増設、核融合炉用材料のブラン ケット材料の照射後試験としてトリチウムを含んだベリリウム特性試験用グローブボックス 5 基 の設置、高燃焼度燃料試験のための中性子遮へい体の整備、複合型微細組織解析装置の整備等を 行った。ホットラボの歩みを図 2.12 に示す。また、ホットラボのセル配置を図 2.13 に示す。



## 図 2.12 ホットラボの歩み

ホットラボ施設は、コンクリートセルが核燃料使用施設及び RI 使用施設で、鉛セル及び鉄セル 並びに微細組織解析室、物性試験室等が RI 使用施設となっている。JMTR で照射したキャプセル は、カナルで所定の期間(燃料:90日、材料:30日)以上冷却し、コンクリート No.1 セルへ搬 入され、コンクリート No.2 セルで解体したのち、コンクリートセル、顕微鏡鉛セル、鉛セルまた は鉄セル内で照射後試験が行われる。

原子炉とホットラボ施設がカナルで直結している施設は、世界的にも例はなく、セル内で照射 された試料をキャプセルへ組み立み、JMTRで再照射するユニークな照射試験も行っている。



図 2.13 ホットラボのセル配置

(2) コンクリートセル及び顕微鏡鉛セル

コンクリートセルは、8 基のセルが一列に並んだ配置となっており、No.1 セルから順に照射後 試験が進むよう照射後試験機器が配置されている。各セルは大きさにより、遮へい窓、マニプ レータが複数配置されている。

コンクリートセルでは、照射済キャプセルの解体や IASCC 試験のためのキャプセル再組立て並 びに燃料及び材料試料の照射後試験を行う。燃料試料は、非破壊試験として、外観検査、X線検 査、寸法測定、ガンマスキャニング、渦電流探傷試験、破壊試験として FP ガス捕集及び分析、密 度測定、金相試験用試料調整等が実施される。材料試料は、IASCC 試験等が実施される。

顕微鏡鉛セルでは金相試料観察、硬さ試験等が実施される。コンクリートセル、顕微鏡鉛セル の仕様及び試験装置について表 2.9~表 2.12 に示す。

Cell	セル内寸法 W (m) ×D (m) ×H (m)	遮へい壁厚さ(m)	窓の数	マニプレータ数	最大放射能量( <sup>60</sup> Co)
No.1	6.0×3.0×5.5	1.1	3	6	33 (PBq)
No.2	6.0×3.0×5.5	1.1	3	6	33 (PBq)
No.3	3.0×3.0×5.5	1.0	1	2	3.7 (PBq)
No.4	3.0×3.0×4.5	1.0	1	2	1.1 (PBq)
No.5	5.0×3.0×4.5	1.0	2	4	1.1 (PBq)
No.6	2.5×3.0×4.5	1.0	1	2	85 (TBq)
No.7	2.5×3.0×4.5	1.0	1	2	85 (TBq)
No.8	6.0×3.0×4.5	1.0	3	6	85 (TBq)

表 2.9 コンクリートセル仕様

Cell	セル内寸法 W (m) ×D (m) ×H (m)	遮へい壁厚さ (m)	窓の数	マニプレータ数	最大放射能量( <sup>60</sup> Co)
No.1	1.0×1.0×1.1	0.178	1	1	3.7 (TBq)
No.2	1.0×0.85×1.1	0.178	1	1	3.7 (TBq)
No.3	1.59×1.0×1.1	0.178	2	2	3.7 (TBq)
No.4	1.5×1.0×0.95	0.178	2	3	3.7 (TBq)

表 2.10 顕微鏡鉛セル仕様

# 表 2.11 コンクリートセル内試験装置

Cell	試験項目	主な装置	仕様
No.1	<ul> <li>・試料搬入</li> <li>・ 外観検査</li> </ul>	試料搬入装置 デジタルカメラ	荷重容量:500 (kg) 5M ピクセル CCD
No.2	・キャプセル解体	回転カッター	切断可能管径:f60(mm), 刃厚:1(mm)
No.3	・X 線撮影 ・ガンマスキャン ・FP インベントリー測定	三次元 X 線撮影システム ガンマスキャン装置 自動試料交換装置	管電圧:450kV 走査速度:5,10,20,40(mm/min)
No.4	・渦電流探傷試験 ・ギャップ測定	渦電流探傷試験装置 ギャップ測定装置	送り速度:5~30(mm/s) ギャップ範囲:1(mm)±5(µm)
No.5	<ul> <li>・寸法測定</li> <li>・密度測定</li> <li>・XMA 試料調整</li> <li>・溶接</li> <li>・FP ガス捕集・分析</li> </ul>	寸法測定装置 密度測定装置 イオンスパッタリング装置 遠隔操作型溶接機 FP ガス捕集装置	試料径:φ5~φ30±0.005 (mm) 長さ:0~1000±0.02 (mm) 最大 200 (g) ±0.01 (g)
No.6	・IASCC(照射誘起応力腐食割れ)試験	高温水中IASCC進展試験装置	容量:5,30(kN)定荷重、低歪速度 試験温度:573(K),10MPa,[純水]
No.7	・HTTR 用燃料試験	電気解砕装置	
No.8	·金相試験前処理	試料切断機・研磨機	試料径: φ 30 (mm)

# 表 2.12 顕微鏡鉛セル内試験装置

Cell	試験項目	主な装置	仕様
No.1	・顕微鏡観察	遠隔操作型金属顕微鏡	観察倍率:×6.4~2000
No.2	・硬さ試験	微小硬度計	荷重:50,100,200,500,1000,2000 (g)
No.3	<ul> <li>• X 線撮影</li> <li>• X 線回折分析</li> <li>• オートラジオグラフィー</li> </ul>	X 線装置 X 線回折装置 回転対陰極型イメージラジオ グラフ装置	管電圧: 25 (kVp) ターゲット: Cu, 容量: 2kW 定格出力: 1.2kW
No.4	・熱拡散率測定	レーザフラッシュ装置	試料径:8,10 (mm) 試料厚さ:1~3 (mm) 試験温度:RT~1500 (℃)

(3) 鉛セル、鉄セル

鉛セル7基及び鉄セル5基のセルがそれぞれ一列に並んだ配置となっている。各セルは大きさにより、遮へい窓、マニプレータが複数配置されている。

鉛セル及び鉄セルでは、引張試験、計装衝撃試験、クリープ試験、圧縮試験、破壊靱性試験、 応力腐食割れ試験、破面観察等を行う。また、これらの試験に供する試料は、コンクリートセル よりキャスクで移送する。材料試験用鉛セル、材料試験用鉄セルの仕様及び試験装置について表 2.13~表 2.16 に示す。

Cell	セル内寸法 W (m) ×D (m) ×H (m)	遮へい壁厚さ(m)	窓の数	マニプレータ数	最大取扱量( <sup>60</sup> Co)
No.1	1.5×1.3×1.95	0.2	1	2	1.3 (TBq)
No.2	2.9×1.75×2.25	0.15	3	4	37 (GBq)
No.3	2.9×1.75×2.25	0.15	3	4	37 (GBq)
No.4	1.2×1.75×1.8	0.15	2	2	37 (GBq)
No.5	1.2×1.25×1.8	0.15	1	2	37 (GBq)
No.6	2.8×1.25×1.8	0.15	2	3	37 (GBq)
No.7	2.75×1.25×1.8	0.15	4	1	37 (GBq)

表 2.13 材料試験用鉛セル仕様

表 2.14 材料試験用鉄セル仕様

Cell	セル内寸法 W (m) ×D (m) ×H (m)	遮へい壁厚さ(m)	窓の数	マニプレータ数	最大取扱量( <sup>60</sup> Co)
No.1	2.0×1.7×2.4	0.35	2	3	666 (GBq)
No.2	1.3×1. 6×2.35	0.4	1	2	5.9 (TBq)
No.3	3.2×1.7×2.4	0.35	2	4	666 (GBq)
No.4	2.2×1. 25×2.4	0.35	2	3	666 (GBq)
No.5	4.0×1.25×2.4	0.35	4	5	666 (GBq)

Cell	試験項目	主な装置	仕様
No.1	・ <sup>99</sup> Mo/ <sup>99m</sup> Tc 分離濃縮特性試験		
No.2	・ <sup>99</sup> Mo/ <sup>99m</sup> Tc 分離濃縮特性試験	<sup>99</sup> Mo/ <sup>99m</sup> Tc 分離濃縮試験装置	
No.3	<ul> <li>・外観検査</li> <li>・引張試験</li> <li>・衝撃試験</li> </ul>	ペリスコープ 引張試験装置 衝撃試験装置	倍率:×10 最大荷重:2kN Maximum energy:300J
No.4	・クリープ・疲労試験機	微小クリープ・疲労試験機	
No.5	・衝撃試験	衝擊試験装置	Maximum energy: 30J
No.6	·表面腐食解析	原子間力顕微鏡	
No.7	・SEM 観察 ・結晶方位解析	走查型電子顕微鏡 方位像顕微鏡	倍率:×15~20,000

# 表 2.15 材料試験用鉛セル内試験装置

# 表 2.16 材料試験用鉄セル内試験装置

Cell	試験項目	主な装置	仕様
No.1	<ul><li>・破面観察</li><li>・結晶方位解析</li></ul>	走查型電子顕微鏡 方位像顕微鏡	倍率:×5~30,000
No.2	・試料の貯蔵	Storage pits	48 pits
No.3	<ul> <li>・外観検査</li> <li>・引張試験</li> <li>・破壊靱性試験</li> <li>・熱処理</li> </ul>	ペリスコープ 引張試験機 破壊靱性試験装置 熱処理装置	倍率:×10 最大荷重:50kN 最大荷重:63kN 温度範囲:573K~1073K
No.4	・破壊靱性、超微小硬さ試験	小型破壊靱性試験機 ナノインデンター	
No.5	<ul> <li>・低速荷重腐食割れ試験 (SSRT/SCC test)</li> </ul>	SSRT/SCC 試験機	最大荷重: 30kN, 10kN

This is a blank page.

# 3. 照射試験基盤技術

#### 3.1 キャプセル設計

JMTR は、試料を照射する照射試験を実施するための材料照射試験用原子炉であり、照射試験 は、機構内外の利用者が多種多様な照射試料を照射リグであるキャプセル等に装荷して実施され る。まず、照射試験にあたっては、個々の照射試料が要求される照射条件を満足するように各運 転サイクルにおけるキャプセル装荷位置を決定し、所要の調整等の照射計画の立案を行う。

次に、キャプセル等の製作にあたっては、利用者の要望を取り入れ、JMTR キャプセル等設計 基準に基づいて設計を行う。また、キャプセル等の製作には JMTR キャプセル等検査基準に定め た検査の方法及び判定基準に基づいて検査を行う。

本節では、JMTR で用いられるキャプセル及びラビットの設計について記述する。

# 3.1.1 キャプセル、ラビットの基本構造

JMTR のキャプセルは、反射体要素に設けられた照射孔に装荷され、キャプセル外面と照射孔の間隙を流れる原子炉一次冷却水で冷却される。したがって、本流路(1mm)を確保するため、キャプセル外径は照射孔内径より2mm小さく設計され、流路を確保するためにキャプセル容器外面にパットが設けられる。

### (1) 計測付キャプセル

計測付キャプセルは、照射試料、熱媒体、ヒータ、 センサ(熱電対、SPND、フルエンスモニタ等)、スペ ーサ等を外筒の内部に配置して上下部端栓で封じた 容器(以下「キャプセル本体」という。)と、その上 部端栓から計測制御用配線や配管を引出し、これら計 測線等を保護管に入れて原子炉一次冷却水に触れず に原子炉圧力容器から取出す構造となっている。

キャプセル本体の外周に設けられたパッドと下部 のスペーサブロックの底を支点として反射体要素内 の照射孔に固定され、キャプセルと照射孔との間に均 ーな隙間を作る。この隙間が原子炉一次冷却水の流路 になる。一方で、反射体要素の外周にはスリットが設 けられており、格子板との間に隙間をつくることで反 射体要素間の流路になる(燃料領域と反射体領域では その流路ギャップが異なる)。キャプセル冷却水流路 の概要を図 3.1 に示す。



図 3.1 キャプセル冷却水流路の概要

照射試料が核燃料物質の場合は、照射試料に被覆を施して原子炉一次冷却水及び大気に接する ことのない構造とする。特に、核燃料物質のうちプルトニウムを含む場合には、二重の密封容器 を有する構造とし、外側の密封容器が破れたとしても内側の密封容器により密封を保つ設計とし ている。また、水または空気と激しく反応する物質 (Na、NaK等)及び照射実験中に大量のガスを発生 する等、他の物質と反応する物質を用いる場合にも、 二重の密封容器を有する構造とする。

#### (2) 無計測キャプセル

無計測キャプセルの種類及び概略構造図を図 3.2 に示す。無計測キャプセルは、計測制御用配線及び 配管を有しないキャプセル本体に把手を取り付け た構造である。

無計測キャプセルには照射試料を密封の外筒に 収納する密封構造(密封型)、原子炉一次冷却水を 内部に通して照射試料を冷却する構造(リーキ型) 及び再使用可能な把手が容易に着脱可能な構造(バ スケット型)がある。照射試料が原子炉一次冷却水 に接することに支障がある場合には、原子炉一次冷 却水と隔離するために照射試料を密封容器に格納 し、その容器をキャプセル内に収めることになる。

(3) ラビットの構造及び形状

ラビットの概略構造図を図 3.3 に示す。ラビット は外径 32mm、長さ 150mm の容器であり、容器を 溶接等で密封する構造(密封型)、ラビットの内部 に冷却水を通す構造(リーキ型)及び照射試料がラ ビットホルダの球面付円筒部を兼ねる構造(オープ ン型)がある。

密封型のラビットは、端栓とラビットホルダを溶 接、摩擦圧接または圧着により接合して密封する。 このうち、溶接による密封型のラビットは、端栓と ラビットホルダを溶接した後、端栓の封入孔からへ リウムガスを封入できる構造としている。また、圧 着による密封型のラビットは、ラビットホルダに端 栓をネジにより固定した後にプレス装置により圧 着して密封する構造となっている。

オープン型のラビットは、中実構造のラビットを 照射する際に使用する。



# 図 3.2 無計測キャプセルの種類及び 概略構造図



図3.3 ラビットの概略構造図
## 3.1.2 材料設計

JMTR の炉心を構成する燃料要素、反射体要素、キャプセル等は構造材料に原子炉一次冷却水 との耐食性等が求められている。構造材料の表面が腐食した場合、原子炉一次冷却水との摩擦、 反応等により剥離または溶解が起こり易くなる。これらの現象により、剥離または溶解した材料 の中には中性子の(n、γ)反応により放射化した元素や核変換反応を起こした元素(以下「腐食 生成物」という。)が含まれる。この腐食生成物は、原子炉一次冷却水中に拡散し放射能濃度を高 め、場合によっては一次冷却系内に沈着し、炉上作業、保守・点検作業等で作業員の被ばくとい った問題が生じる。このため、キャプセル等の構造材料には放射化断面積や中性子吸収断面積の 小さい材料を選択することで作業員の被ばく低減を行う。また、中性子経済の面からも構造材料 の選定は重要である。さらに、安全に照射試験を行うためには、高温により変質して低融点合金 を生成する等の劣化を起こさず、かつ両立性が良く、強度低下等の起こりにくい耐熱特性の良い 材料が求められる。

JMTR においては、原子炉一次冷却水に接する材料には、ステンレス鋼、アルミニウム及びア ルミニウム合金(銅0.5%以下のもの)、インコネル、金属ベリリウム、ニッケル、ジルカロイを 使用しており、それ以外の材料の使用を制限している。特に銀、銅、鉛、カドミウム、炭素鋼は 腐食や放射化がし易く、放出ガンマ線エネルギーが比較的高いため使用できない材料としている。

## 3.1.3 熱設計

キャプセル等を用いた照射試験により原子炉の運転に支障を及ぼさないことが求められる。一 方、試験目的により、照射試料の温度制御を行う場合、温度制御を行なわずに温度測定のみを行 う場合、または温度制御、温度測定いずれも行なわない場合がある。この場合でも、熱設計では、 原子炉に支障を及ぼさないように安全上の確認を行う。照射試料の目標温度が設定されている場 合は、その温度達成のための設計を行う。キャプセル等設計基準に定めている熱設計の基準(抜 粋)を表 3.1 に、以下に熱設計の概要を示す。

(1) 安全上の熱的制限

原子炉の運転では、炉心での核分裂反応を制御棒により制御するとともに、炉心を冷やすため に原子炉一次冷却水の流量を確保している。このため、キャプセル、ラビット及び OSF-1 キャプ セルを用いた照射試験によって原子炉の運転に支障を及ぼさないように熱的制限を定めており、 熱計算の結果について、この制限を満足することを確認する。

(2) 目標温度達成のための熱設計

キャプセル等の構造は、照射試料を中心に配置し、その周囲を熱媒体、内筒、外筒等の構成部 品が同軸多重円筒状に取り囲んでおり、各々の構成部品の隙間には液体または気体が充填されて いる構造が一般的である。そして、キャプセル等の内部での発熱は容器の外表面を流れる原子炉 一次冷却水で冷却される。このため、燃料や材料で発生する熱はキャプセル等の中心から容器表 面に向かって流れる。その間の温度は、熱抵抗の大きさと熱流束によって決定する。キャプセル 等の熱計算では、このような特徴の伝熱モデルの熱伝達方程式を解くことで温度分布を求める。 照射試料の目標温度達成のための熱計算では、照射試験中の状態において、構成部品の材料及 び寸法を変更することで発熱、熱伝導及び構成部品間の隙間の熱伝達(ギャップコンダクタンス) 等の計算条件を変え、目標温度になるまで計算を行う。計測付キャプセルにおいては、照射試験 中にキャプセル内のヒータやガス圧力等を調節して照射試料の温度を制御することができるため、 熱計算においても表 3.2 に示す温度制御方法を考慮して計算する。

一方、JMTR のキャプセル等の熱計算では、燃料試料の核分裂発熱、熱伝導率及び比熱の温度 依存性、輻射熱伝達、対流熱伝達、材料の熱膨張による寸法変化等を考慮し、多くの熱伝達計算 を解くために計算コードを用いている。使用している計算コードの説明を以下に述べる。

	第1部 第11条 キャプセル1本当りの発熱量は、100kW以下とする。
	2 キャプセルの冷却のための原子炉一次冷却水流量は、炉心差圧 0.3MPa (3.0kg/cm <sup>2</sup> )
	のとき照射孔当り 10m <sup>3</sup> /h 以下とする。
	3 キャプセルの主要部温度は、次に掲げる各号に対して満足していること。
	(1) キャプセルの発熱により、原子炉一次冷却水が沸騰しないこと。
キャプセル	(2) 燃料試料の中心温度は、原則として溶融温度以下とする。ただし、中心溶融を
	おこすおそれのある場合は、溶融することにより安全性及び試験の目的に支障
	を及ぼすおそれのないことを確認する。
	(3) キャプセル構成部品及び互いに接触又は接触するおそれのある構成部品間に、
	有害な変質、劣化、変形等が生じない温度であること。
	(4) 液体金属(Na、NaK等)が沸騰を生じないこと。
	第2部 第6条 ラビットの発熱量(同時に複数個照射される場合はその合計)は、20kW
	以下とする。
	2 ラビットの主要部温度は、次に掲げる各号に対して満足していること。
ラビット	(1) ラビットの発熱により、冷却水が沸騰しないこと。
ノロシア	(2) 燃料試料の中心温度は、溶融温度以下とする。
	(3) ラビット構成部品及び互いに接触又は接触するおそれのある構成部品間に、有
	害な変質、劣化、変形等が生じない温度であること。
	(4) ラビット構成部品は、融点以下であること。
	第3部 第6条 OSF-1キャプセルの照射試料の発熱量は、24kW以下とする。
	2 OSF-1 キャプセルの総発熱量は、30kW以下とする。
	3 OSF-1 キャプセルの主要部温度は、次に掲げる各号に対して満足していること。
OSF-1	(1) OSF-1 キャプセルの発熱により、OSF-1 冷却水が沸騰しないこと。
キャプセル	(2) 燃料試料の中心温度は、原則として溶融温度以下とする。
	(3) OSF-1 キャプセル構成部品及び互いに接触又は接触するおそれのある構成部品
	間に、有害な変質、劣化、変形等が生じない温度であること。
	(4) OSF-1 キャプセルの照射試料の表面で、膜沸騰が生じないこと。

表3.1 キャプセル等設計基準に定めている熱設計の基準(抜粋)

(1) ヒータによる温度制御	照射試料周囲のキャプセル構成部品に、ヒータ線等を埋め込み、又は固定 して照射試料の温度制御を行う。	
(2) 混合ガスによる温度制御	制御 混合ガス(ヘリウム及び窒素等)の混合比を変えることにより熱伝導率を 変化させ、照射試料の温度制御を行う。	
(3) 真空による温度制御 ヘリウム等のガス濃度を変更することにより、熱伝導率を変化させ、 試料の温度制御を行う。		
(4) 水による温度制御	温度、圧力及び流量を調節した水を流すことにより、照射試料の温度制御 を行う。	
(5) 併用による温度制御	上記の(1)~(4)の制御方法を組み合わせて、照射試料の温度制御を行う。	

表3.2 計測付キャプセルの照射試料の温度制御方法

1) GENGTC

GENGTC (Generalized Gap Temperature Calculation) は、 米国のオークリッジ国立研究所 (ORNL) でキャプセルの 温度計算用に開発された一次元熱計算コードである。

GENGTCには、次のような特徴がある。

①円柱座標系の1次元熱計算である。

- ②計算モデルが図 3.4 に示すように中心軸を同一にす
  - るリング状の形状である。
- ③核分裂による発熱の他にキャプセルの各構造材料の ガンマ発熱が考慮される。
- ④熱膨張を考慮して計算が行われる。

⑤熱伝導率の温度依存性が考慮される。

⑥ガス層では幅射による伝熱が考慮される。



図 3.4 GENGTC における熱計算 モデル (例)

⑦燃料試料内での出力分布(核発熱)を考慮して燃料中心温度を計算できる。 ⑧温度のパラメータサーベイに適している。

元のプログラムは大型計算機用であること、入出力が混在すること等の課題があったことから利便性の向上のために改良が行われてきた。2016年現在では、Microsoft Excel®版が整備され、人材育成のための研修における熱設計の実習にも利用されている<sup>[3-1], [3-2]</sup>。

2) NISA

JMTR の照射試験において、種々の要望に対応するために複雑な構造のキャプセルを設計す ることが多くなり、また、照射中及び照射後の照射試料の温度分布を精度良く評価するために 3 次 元モデルでの解析が必要になった。このため、3 次元有限要素法コード NISA (Numerically Integrated elements for System Analysis)を導入し、設計者の入力作業を支援するサブプログラムを整備し た<sup>[3-3], [3-4]</sup>。

NISA は、米国の EMRC 社により開発されたコードで広範囲の工学分野対象について解析可 能な汎用の有限要素法コードである。このコードは線形・非線形解析、静的・動的構造解析、 熱伝導等の解析モジュール及び専用プリ・ポストプロセッサを有し、また、2 次元及び 3 次元 の板、薄肉シェル、厚肉シェル、ソリッド等の高次要素の大規模ライブラリが備えられている。 NISA コードは、大型コンピュータ、スーパーミニ、ミニコン、マイコン、パソコンの多くの機 種で使用できる商業ベースのコードである。

JMTR で整備された NISA コード用サブプログラムのうち主要なものを以下に述べる。

キャプセル温度評価サブプログラムは、対話形式でキャプセル構造データ(寸法、材質等) 及び境界条件(γ発熱率、熱伝達率等)を入力でき、熱伝導解析モデルを容易に作成できるプ ログラムであり、熱膨張計算サブプログラムと試験片温度評価サブプログラムから構成されて いる。

熱膨張計算サブプログラムは、キャプ セル温度評価サブプログラムに熱膨張を 考慮して温度を計算するプログラムであ る。キャプセル温度評価サブプログラム で行われる熱伝導解析では、キャプセル の初期形状に基づいて温度分布を求める。 この際に熱膨張は考慮されていない。し かし、実際には熱膨張によりキャプセル 構造物間のギャップ間隔は変化し、その 結果、ギャップ部の熱伝達と温度分布が





変化する。このため、熱膨張計算サブプログラムで、熱負荷による熱応力解析の変位結果を熱 伝導解析のギャップ間隔の変化に反映させ、温度及び変位量が一定値以下になるまで、熱伝導 及び熱応力解析を繰返し行い、評価精度を向上させたものである。NISA コードによるキャプセ

試験片温度評価サブプログラムは、試験 片単体の温度評価を行うものであり、主に 高温高圧水中で照射する試験片の温度評 価に用いている。試験片はコンパクトテン ション試験片、低歪速度引張試験片、円柱 及び矩形の形状がある。試験片の構造デー タ及び境界条件を入力し、熱伝導解析モデ ルを自動的に作成できる。NISA コードに よるコンパクトテンション試験片の温度 計算の結果(例)を図 3.6 に示す。

ルの温度計算の結果(例)を図3.5に示す。



図 3.6 NISA コードによるコンパクトテンション 試験片の温度計算の結果(例)

#### 3) FINAS/STAR

熱設計の高度化に向けて、NISA を用いた照射キャプセルの温度計算と同等以上の性能を目指 して、様々な解析が可能な計算コードを適用するために、新たな熱計算コードとして FINAS/STAR の整備・検討を進めている<sup>[3-5]</sup>。FINAS/STAR は、有限要素用法を用いた汎用非線 形構造解析プログラムである。本コードは、静的応力解析、動的応力解析、熱伝導解析の機能 を備えており、任意形状の構造物に対して、線形弾性解析や弾塑性、クリープ挙動等の非弾性 解析が可能である。

本コードにおいても NISA コードのように設計者の入力作業を支援するサブプログラムを整備しており、キャプセルや試験片の温度を求めるものがある。

# 4) SATCAP

SATCAPは、沸騰水キャプセルや飽和温度型キャプ セル等の内部に高圧水を供給するキャプセルの熱挙 動を評価し、キャプセルの熱設計に利用することを目 的に開発された<sup>[3-6], [3-7], [3-8]</sup>。

SATCAP で扱うキャプセルの概略構造図を図 3.7 に 示す。本コードでは、供給水の流れにより 3 種類のタ イプの計算が可能である。図 3.7 に示す通り、単流タ イプは、キャプセルの下方から上方に供給水が流れる ものである。導水管タイプは、キャプセル内部に導水 管があり、供給水が導水管を通って下方に送られ、下 方から情報に供給水が流れるものである。仕切管タイ プは、キャプセル内部に仕切管があり、供給水が外筒 及び仕切管の間を上方から下方に送られた後、下方か ら上方に供給水が流れるものである。



単流タイプ 導水菅タイプ 仕切菅タイプ

計算においては、キャプセル内部の発熱が流入して きた供給水の加熱に使われることや容器外側で原子 図 3.7 SATCAP で扱うキャプセルの 概略構造図

炉一次冷却水によって冷却されることを考慮した計算モデルを解く。本コードにより、キャプ セルの供給水の状態、温度等の熱的な状態を算出し、キャプセルの全体的な状態を把握するこ とでキャプセルの内部構造の選定、照射試料が目標温度を達成するか等の判定を行う。

# 3.1.4 強度設計

キャプセルは、内圧または外圧に対して十分な強度を有するとともに照射試験中に原子炉運転 に支障を生じないよう設計する必要がある。このため、キャプセルの強度設計では、主要部(容 器の胴、端栓等)が内圧及び外圧による機械的応力及び熱応力に対し、十分な強度を有している ことを確認する。この強度を確認する際には、キャプセルの耐圧部の設計厚さが試験研究用原子 炉施設に関する構造物等の技術基準(15 科原安 第13 号)を満足すること、またはキャプセル各 部の応力を求めこれらの応力が以下の項目を満足するよう設計する。

①機械的応力(内圧または外圧による一次膜応力、一次曲げ応力、二次応力、輔方向温度差による熱応力を含む)が許容応力以下であること。

②熱応力(半径方向温度差による熱応力及び局部の応力集中を含む)と機械的応力との和が許 容応力の3倍以下であること。

③繰返し応力による疲労破壊、サーマルラチェットを生じないこと。

④クリープ現象によるキャプセルの破壊や応力分布に大きな変化を生じないこと。

# 3.1.5 耐震設計

耐震設計については、JMTR キャプセル等設計基準に、「第 14 条(耐震設計)計測付キャプセルは、静的に水平方向 0.6G、鉛直方向 0.3G の地震力に耐えるように設計する。」と定めている。 一方、JMTR の原子炉施設の設置(変更)許可申請書においては、「原子炉機器のうち、その損傷 により公衆に対して直接または間接に放射線障害を及ぼすおそれのある機器等は、原則として水 平方向 0.6G、鉛直方向 0.3G の地震力に耐えるように設計する。ただし、動的な解析を特別に行 う場合にはこの値を低下することがあるとしている。」と定めており、静的解析の他に動的解析に より耐震強度を確認する場合がある。このため、耐震計算では、上記の静的設計地震力と JMTR 建家地震応答解析による床応答スペクトルを用いた動的地震力に対して十分な強度を有すること を確認する。

従来の耐震計算では、設計の度、計算モデルを新たに作成し、有限要素法解析コードを用いて 計算を行ってきた。そこで、キャプセルの耐震計算を簡便に行うために、耐震解析モデルの作成、 解析入力支援、解析結果の評価支援を行うプログラム(耐震解析プログラム)を整備した。本プ ログラムは、有限要素法構造解析コード FINAS/STAR による自重解析、静的震度解析およびモー ダルスペクトル応答解析に必要な解析条件を容易に入力でき、これらの入力データをもとにした 計算モデルを自動的に作成できる。計算モデルの作成範囲は、キャプセル本体を含み、圧力容器 ノズルフランジ部との接合部までの保護管、さらにその上部の接続ユニットまでとしている。

# 3.1.6 核設計

核設計については、JMTR キャプセル等設計基準で表 3.3 のように定めている。

キャプセル	第1部 第14条 キャプセルにおいては、異常の際、印加する おそれのある正の等価反応度は、0.5%Δk/k以下とする。
ラビット	第2部 第8条 同時に挿入又は取り出しの行われるラビットの 等価反応度は、0.1% $\Delta$ k/k以下とする。
OSF-1 キャプセル	第3部 第8条 0SF-1キャプセルにおいては、異常の際、印加 するおそれのある正の等価反応度は、0.5%Δk/k以下とする。 2 0SF-1キャプセルにおいては、挿入又は取り出しにより印加 される等価反応度は、0.1%Δk/k以下とする。

表3.3 キャプセル等設計基準に定めている核設計の基準(抜粋)

# 3.2 キャプセル・ラビットの製作技術

JMTR は、材料や燃料の照射試験として国内初の材料試験炉であり、運転を開始から現在に至 るまで、様々な照射キャプセルが設計・製作されてきた。照射キャプセルの製作においては、材 料の選定や溶接方法等多種多様な技術的困難に直面しながら、その過程において数多くの技術が 蓄積されてきた。ここでは、これまで検討されてきた主な技術について、背景や経緯を含めて記 述する。

## 3.2.1 材料·加工技術

キャプセル等に使用する材料については、キャプセル等設計基準の使用材料において、原子炉 一次冷却水と接するキャプセル構成部品の制限等が記載されている。材料の選定においてはこの 基準に従うとともに、以下のような様々な検討において材料の選択及びその加工がされてきた。 ここでは主な検討内容について記述する。

## (1) ステンレス鋼の製作と照射効果

原子炉一次冷却水と接する構成部品は、 キャプセル等設計基準に基づき、ステンレ ス鋼、アルミニウム及びアルミニウム合金、 ジルカロイ等を使用することと定められ ている。その中で、特に計測付キャプセル に用いられる外筒や上下部端栓、保護管等 構成部品のほとんどは、耐圧、耐食性、耐 高温強度、延性等に優れた特性をもち、加 工や溶接等でも信頼できる技術が確立さ れているステンレス鋼を選定している。

ステンレス鋼で作られる構成部品のう ち、外筒、内筒、保護管に用いられる管材 や、上下部端栓等に加工される鋼材及び保 護管等は、キャプセルの外径寸法等が決ま

# 表 3.4 JMTR で用いられていた管材、鋼材及び 保護管の部材一覧

<b>括</b> 拓()	++ ///
	// 10
$\phi$ 110 $\times$ t3. 5 $\times$ 1200	SUS304 or SUS316L 低Co材
$\phi$ 65×t2.0×1500	SUS304 or SUS316L 低Co材
$\phi$ 60×t2. 0×1200	SUS304 or SUS316L 低Co材
$\phi$ 60×t4. 0×1200	SUS304 or SUS316L 低Co材
$\phi$ 60×t5.0×1200	SUS304 or SUS316L 低Co材
$\phi 40 \times t1.5 \times 1200$	SUS304 or SUS316L 低Co材
$\phi$ 40 $\times$ t2. 5 $\times$ 1200	SUS304 or SUS316L 低Co材
$\phi$ 32×t2.5×1200	SUS304 or SUS316L 低Co材
$\phi$ 30×t1.5×1200	SUS304 or SUS316L 低Co材
φ 120×1200	SUS304 or SUS316L 低Co材
$\phi$ 70×1200	SUS304 or SUS316L 低Co材
$\phi$ 50×1200	SUS304 or SUS316L 低Co材
$\phi$ 34×t1.5×6500	SUS304 or SUS316L
$\phi$ 25×t1.5×6500	SUS304 or SUS316L
	種類 (mm) $\phi$ 110×t3.5×1200 $\phi$ 65×t2.0×1500 $\phi$ 60×t2.0×1200 $\phi$ 60×t4.0×1200 $\phi$ 60×t5.0×1200 $\phi$ 40×t1.5×1200 $\phi$ 40×t2.5×1200 $\phi$ 32×t2.5×1200 $\phi$ 30×t1.5×1200 $\phi$ 120×1200 $\phi$ 50×1200 $\phi$ 34×t1.5×6500 $\phi$ 25×t1.5×6500

っているため、製作期間の短縮や製作費の削減を考え、あらかじめ製作・保管し、キャプセル製 作時に支給するかたちをとってきた。JMTR で用いられていた管材、鋼材及び保護管の部材一覧 を表 3.4 に示す。

ステンレス鋼は、主に SUS304 や SUS316 を使用している。特に、IASCC 研究を実施すること になってから、IASCC の耐食性に優れる SUS316L が広く採用されるようになった。また、不純物 として含まれるコバルト(<sup>59</sup>Co)が(n, γ)反応で放射化され<sup>60</sup>Coとなることで、放射線量が高 くなり、廃棄にあたって支障をきたすため、素管や鋼材の製作にあたっては、Co含有量を通常の 0.3wt.%以下から目標 0.03wt.%以下に抑えた低 Co材を採用している。また、設計温度の精度は外 筒や内筒とその内側の熱媒体等のギャップ寸法の加工精度に大きく左右される。そこで、外筒材 や内筒材には内径基準とした冷間引抜管を用いる方法を採用している。

ステンレス鋼の中性子照射損傷評価については、JMTR の運転開始以来、多数の材料照射試験 が行われてきた。1976年にはOWL-2炉内管の使用寿命に関するサーベランステストが実施され、 SUS316について最高使用温度 285℃、最大高速中性子照射量  $3.4 \times 10^{25}$ n/m<sup>2</sup> (E>1.0MeV) までの 評価を行った<sup>[3-9]</sup>。また、1995年にはOWL-2炉内管の SUS316の追加テストが実施され、最大照 射量は  $1.0 \times 10^{26}$ n/m<sup>2</sup> (E>1.0MeV) までの評価を行った。さらに、2008年には、キャプセル外筒 管等の残材から試験片を製作する打ち抜き法が開発され、バスケットキャプセルの外筒管から SUS304 試験片が製作され、最大照射量  $3.9 \times 10^{26}$ n/m<sup>2</sup> (E>1.0MeV) までの評価を行った<sup>[3-10]</sup>。こ れらの試験片の一部について SSRT 試験を実施し、 $2.0 \times 10^{26}$  n/m<sup>2</sup>の材料では、200<sup>°</sup>C以下では表面 に粒界割れとなる IASCC や IGSCC(粒界型応力腐食割れ: Intergranular Stress Corrosion Cracking) が発生していないことが確認された。そのため、現在のキャプセル等設計基準では、原子炉一次 冷却水のバウンダリを構成するキャプセル構成部品のステンレス鋼(SUS304、SUS316 相当)の 中性子照射量の限界値は、 $2.0 \times 10^{26}$  n/m<sup>2</sup> (E>1.0MeV)以下としている。

(2) アルミニウム合金を使った各種構成部材の製作

アルミニウム合金は、入手しやすく加工が容易で強度もあり、熱伝導率が良く、耐食性にも優 れることから、原子炉の構造材として多用されている。特に、強度についてそれほど要求のない キャプセル部材の試料ホルダや熱媒体、リーキ型キャプセルや水力ラビットの容器等には、放射 化量を抑えるため純アルミニウムが採用されている。

JMTR キャプセル等の圧力バウンダリ構成部材としてアルミニウムを使用する場合には、純ア ルミニウムの A1050 もしくは A1070 を採用している。A1050 等の機械的性質に関する中性子照射 効果のデータはないが、同じ純アルミニウム系に属し、未照射時における機械的性質に有意な差 がない A1100 の中性子照射量を参考として、3.75×10<sup>26</sup> n/m<sup>2</sup> (E>0.1MeV) までの領域において、 伸びは照射量の増加とともに若干減少するが同照射量においても残存伸びとして約 27%を有し十 分な延性を示すことが確認されている。この値を中性子スペクトル指標で除算した 1.2×10<sup>26</sup> n/m<sup>2</sup> (E>0.1MeV) を、アルミニウム(A1050 相当)の中性子照射量の制限値として定めている。

アルミニウムを熱媒体として利用した もののうち、ステンレス鋼の内筒とアルミ ニウムの熱媒体とのガスギャップ層をな くすることでより除熱が行えるよう、ステ ンレス鋼とアルミニウムの共引き管も、キ ャプセルにおいて多く用いられてきた。共 引き管の形状は、JMTR のホットラボで現 有する解体機器との関連により、図 3.8 に 示す寸法によることとされている。



図 3.8 ステンレス/アルミニウム共引き管

(3) 高融点金属材料

照射試験のうち、特に高温ガス炉の開発の一環として行われた被覆粒子燃料や黒鉛等の照射試 験においては、照射目標温度が1000℃以上に達するため、キャプセル構成部材としても高温に耐 えうる材料を用いる必要がある。JMTR では各々の照射目的にあわせ、以下のような高温環境下 で適した材料が使われてきた。

1) ハステロイ

高温ガス炉の燃料や材料の照射試験等として使われた OGL-1 の構成部材のうち、1 次系のヘ リウムガスの流れを分離したり、対流を防止したりする機能部材としては、1000℃近いヘリウ ムガスが直接接するため、ニッケルベースの耐熱合金鋼としてハステロイ X が採用された。こ の機能部材のうち内壁管は、薄肉でかつ大口径であるため、鍛造丸棒の中央部を深穴加工法 (BTA加工法)によってくり抜いた管であり、この高温強度を検討するため、800、900及び1000℃において15,000時間までの大気中クリープ破断試験が実施された。また、実際の使用環境であるヘリウム雰囲気でのクリープ試験が行われ、大気中との比較の結果、大気中よりも破断寿命が長い等の結果が得られた<sup>[3-11]</sup>。

#### 2) Nb-1%Zr

高温ガス炉用の燃料や材料の照射試験では、照射温度が燃料で1350~1550℃、材料で1000℃ 近くになる。この照射試験を計測付キャプセルで行う場合のキャプセル構造としては、試料を インナーキャプセル内部に納め、その外側を何層にも仕切り、そのギャップを真空に引いて(真 空度調整)、断熱することで目標の温度制御を達成する。インナーキャプセルには、1000℃近い 高温でも、密閉容器が破損しないだけの熱膨張を吸収する構造設計と熱応力に対して十分な強 度を有する材料が望まれる。上記のハステロイの他、Ta、Nb、Mo、W 等高融点金属が候補材 料に上げられ、その中で1000℃においても十分な強度を有し、機械加工性、溶接性に優れ、放 射化断面積も小さいNb-1%Zr 合金が採用された。照射キャプセルの構成部材として使用するに あたり、1000℃近辺の真空中高温引張試験及び1000℃までの流動へリウム中の高温クリープ試 験を行い、健全性が確認されている<sup>[3-12]</sup>。

## (4) セラミックスの機能材料/構造材料としての適用検討

高速炉や高温ガス炉等の開発にあたって、長期照射に耐えうる信頼性の高い照射装置の構成部 材の適用検討を行った。

セラミックスは高融点で熱伝導率が小さいこと から、キャプセルの構成部材としては高温照射キ ャプセルの断熱材として採用されている。材料と しては、不純物が少なく製作精度も良く密度の小 さいアルミナやムライトがよく用いられる。キャ プセルの軸方向の熱移動を断熱する目的で、断熱 板(1mm 厚さのステンレス板と 1mm のギャップ を組み合わせた部品)と対で上下に配置し使用す る。アルミナ断熱材の使用例を図 3.9 に示す。



図3.9 アルミナ断熱材の使用例

JMTR では、高温容器部材としては Nb-1%Zr の使用実績があるが、使用限界温度は 1000℃程度 であるため、それ以上の構造材としてセラミックスを検討した。高温容器の候補材質として諸特 性を比較検討した結果、SiC 及び Si<sub>3</sub>N<sub>4</sub>が最も有望と考えられた。円筒形状の製作については、外 径 40mm、肉厚 3~5mm 程度の場合、長さ 500~800mm 程度のものまでは可能であったが、それ 以上薄肉なものや長いものは製作が困難であることがわかった。また、内筒としての適用には接 合・シール技術の確立が必要であり、現在、実用までには至っていない。

#### (5) 液体金属の熱媒体としての利用

燃料試料等、特に除熱を必要とする照射キャプセルにおいては、熱媒体に液体金属であるナト リウムカリウム合金(NaK)が採用される。なお、同じ液体金属として高速炉の冷却材として利 用されるナトリウム(Na)があるが、Na は融点が高く常温で固体であるのに対して、NaK は融 点が低く、常温で液体であるため、キャプセルへの封入がより容易である液体として取り扱うこ とができる。ただし、NaK は、ナトリウムと同様、空気や水との接触で発熱・発火・爆発が起こ る等化学的反応性が極めて高いため、その取扱いには注意が必要である。

JMTR の運転前に取りまとめられた報告書「JMTR の平常時および事故時の熱的安全性の解析」 のなかの実験設備(キャプセル)による事故として、NaK による事故を想定しており、キャプセ ル1体に封入し得る NaK の最大量を 700cm<sup>3</sup>とし、その全量が完全に水と混合・反応したとした 場合、発生熱は 900kcal 程度で、発生水素量は 60L と評価している。その上で、事故の程度は発 生する時間と周囲の状況が関係するとしており、仮にキャプセル内に原子炉一次冷却水が流入し た場合、水との反応により発生した NaOH によりキャプセルの内圧が上昇し冷却水の流入が鈍く なることから瞬時に NaK と水とが混合することはないこと、また、キャプセルを装荷する反射体 要素等が障壁になり、炉心領域から隔離されることから、炉心に大きな影響がないと評価されて いる。さらに、NaOH を用いた NaK-水反応の予備実験も行われ、NaK の挙動について上記と同様 な実験結果が報告されている。

キャプセルの設計においては、NaK を封入する場合は内筒と外筒の二重管構造とし、構成材と の両立性が担保されることや沸騰しないことを条件とした。また、組立においては、封入方法と して、当初、グローブボックスを用いる方法がとられたが、NaK の酸化等の欠点があったため、 専用の装置を整備し、充填した NaK の計量や封入口のシール方法も検討された。また、内筒溶封 後に放射線透過試験により、NaK が問題なく充填されたことを確認している。

(6) シースヒータ

計測付キャプセルの詳細な温度制御に使用する電気ヒータとしてシースヒータを使用している。 シースヒータの外径としては、製作上取扱い易い 2mm を標準としている。

1) シースヒータの装荷方法

シースヒータの装荷方法としては、ヒータホルダに設けた溝にシースヒータを取り付ける。 当初は、ヒータホルダに径方向に巻きつけるのではなく、縦方向に 10mm 程度の間隔で這わせ て取り付けていたが、シースヒータの曲部部分やヒータホルダから浮いた部分で断線すること が多かった。そのため、適度に引っ張りながら取り付けることができる巻きつけ構造を適用し た。ただし、巻きつけ構造の場合、折り返しを考慮しなければならないため、一般的なヒータ ホルダの厚みとして 5~6mm 以上が必要となる。

2) シースヒータの標準化

シースヒータの出力は線間抵抗で決まるが、当初、線間抵抗 3Ω/m のニッケルクロム材を発 熱部に使用した ZEZ 型(Z:低温引出部(ニッケルクロムをジルコニウム銅で被覆)、E:発熱 部)を使用していたが、発熱部を管状にすることで線間抵抗 7Ω/m とした TUT 型(T:低温引 出部、U:発熱部)に移行した。また、シースヒータの発熱部の長さについては、当初、ヒー タホルダの長さに合わせて発熱長を決めていたが、発注時間がかかることから全て発熱長さを 2m とした。これら標準化したシースヒータを予め購入し、キャプセルの製作期間を短縮した。 3) 鋳込みヒータ

ヒータキャプセルの構造としては、一般的に熱媒体の外側に溝を設け、そこにヒータを巻き つける構造を用いているが、その外側はガスギャップ層となるため熱抵抗が大きく、局所的に 過熱されることで断線の懸念があった。そこで、ヒータをアルミニウムや銅、Ni ロウで鋳込む、 鋳込みヒータを製作した。これにより、ヒータ表面の温度を下げ、絶縁材(MgO、SiO<sub>2</sub>)の絶 縁不良を抑え、ヒータ出力を上げることが可能となった。ただし、アルミニウムの場合、その 軟化点である 400℃以上では使用できないことや、長尺の鋳込みヒータは鋳込む際に熱が加わ るため、真直度を得るために、再加工する等の課題もある。

4) セラミックスヒータ

キャプセルの温度制御は、1000℃を超える高温照射キャプセルの場合、ヒータ線が断線する 懸念があるため、真空温度制御のみ用いられている。そこで、高温下でも使用可能なセラミッ クスヒータのキャプセルへの適用が検討された。セラミックスヒータは、断線しにくく、かつ ニクロム線よりも電気抵抗が大きいので少ない電流で高い発熱量が得られる等の優れた特徴を 有している。後述するスプリング引上型キャプセルにおいて、スプリングを固定した低融点合 金の溶解・切断に用いた。この場合、温度制御用としては、高温となる発熱部とリード線との つなぎ部の構造や、ヒータ管からの輻射を含む熱の逃げに対する断熱方法、セラミックス全体 に電流を流すためヒータ内外面を円筒状のアルミナで絶縁する必要がある等、課題が多く、実 用化には至っていない。

(7) 部材間の両立性の検討

JMTR では、高速炉や高温ガス炉等の燃料材料の照射試験を行うにあたり、キャプセルやルー プ照射装置が開発されたが、これら高温環境下での照射試験を必要とするため、部材間の両立性 が問題となる。そこで、照射試料であるグラファイトや核燃料と耐熱金属との両立性試験を行っ ている。

グラファイトと耐熱金属の両立性においては、凝着や浸炭を防ぐため、接触面上にセラミック コーティングを施すのが有用である<sup>[3-13], [3-14]</sup>。また、被覆粒子燃料用キャプセルにおいては、黒鉛 と耐熱金属との接触面の両立性を考慮して、黒鉛の緩衝材としてモリブデンを溶射したコーティ ング技術を採用されたが、黒鉛スリーブに溶射されたモリブデンが、約 1000℃に達した際、急激 にガスが発生し、内筒内の温度及び内圧が上昇し破損、核分裂生成物が漏えいする事象が発生し た。これは溶射を空気中で行ったため、溶射中に生成した蒸気圧が低い少量の酸化モリブデンが 800~1000℃で蒸発したことが原因であった。今後、キャプセル構成部材において溶射技術を用い る際は酸化物の有無やガス放出挙動に十分な検討を行っておく必要がある。

材料間の両立性が起因となって発生した問題として、多目的高温ガス炉用被覆粒子燃料用キャ プセルから微量の核分裂生成物が漏えいする事象があった。原因として、照射試料の温度を約 1600℃に保持するために組み込んだ熱反射板 (Ni) と不純物ガス吸着を目的とした板 (Ti 及び Zr) が接触することで、この部分の温度が照射時に約 1000℃と上昇し、接触点で低融点合金ができ、 燃料被覆管である Nb-1%Zr を溶かし、管壁にピンホールができたためであった<sup>[3-15]</sup>。

他にも、アルミニウムと銅について炉外試験を実施したところ、300℃付近で低融点合金を作る

ことを確認している。以上のことから、材料の両立性が確認されていないものについては、炉外 加熱試験により確認してから、キャプセルの部材に採用することが必要である。

## 3.2.2 接合・シール技術

キャプセルの管材と端栓との接合には溶接または圧接方法を用いる。また、キャプセル内から 取り出される計装線等のシールにはロウ接を用いる。ここでは、これら接合方法について述べる。

## (1) 一般的な溶接方法

ステンレス鋼を用いたキャプセルの外筒と端栓や保護管等の溶接は主に TIG 溶接で、開先の形 状は V 形もしくは、差し込み型の突合せ溶接を採用した。なお、IASCC キャプセル等、キャプセ ル内部に高温高圧水が流れるタイプは、強度を増すため裏当て無しの突合せ溶接とした。なお、 熱収縮の発生や裏なみの大きさが懸念されることから、実機構造を模擬した試験により、形状や 溶接条件を決定した。通常のキャプセルでは、上部端栓と計装線は、銀ロウ付けやニクロブレー ズで接合する。一方、BOCA や飽和温度キャプセルのような高温高圧水をキャプセル内に保持す るものは、ロウ材が溶け出し、シール機能が保たれなくなる可能性があるため、まず上部端栓に 取出管を TIG 溶接で取り付け、取出管の端部と計測線のアダプタを TIG 溶接し、機密する構造と した。

(2) 電子ビーム溶接

電子ビーム溶接は、高真空中で溶接を行うため、大気の汚染がなく、エネルギー密度が大きく、 また、溶接部に加えられる入熱量が少ないため、歪が少なく、深い溶け込みが得られる長所をも っている。高融点金属の溶接や、溶接時の酸化が懸念されるニオブやチタン等の活性金属や、熱 伝導率が高いアルミニウムや銅等、またステンレス鋼と銅等の異種金属溶接等に適している。

キャプセル等の製作での使用例としては、アルミニウム容器を利用したラビットの溶接や高温 照射用のインナーキャプセルや内筒として用いられる Nb-1%Zr の溶接等に用いられてきた。イン ナーキャプセルやラビット等は溶接部と照射試料封入部が近く、溶接による熱影響を受けやすい が、電子ビーム溶接は入熱量が少ないため、その点も適している。また、シャルピー専用キャプ セルのアルミニウム容器の溶接の際は、当初は TIG 溶接法やプラズマ溶接法が検討されたが、適 用の見通しを得なかったため、電子ビーム溶接を適用した。アルミニウムの材質としても、当初 は耐食アルミニウムを使用したが、ビードが乱れる等、不純物の影響が考えられたことから、純 アルミニウムに変更した。

(3) ロウ接によるシール技術の確立

JMTR で照射する計測付キャプセルの製作において、キャプセルから取り出される計装線の取 出部の気密を保持するため、銀ロウ接を用いている。しかし、このロウ接では、接合部のロウ切 れ、ボイド発生、溶込不足等の欠陥を生じることがあり、欠陥の補修として再ロウ接を行うと、 計装線類の断線や絶縁不良となるトラブルの発生が顕著になる。そこで、その原因調査とロウ接 部の溶込深さの安全裕度を評価するために各種試験を行った。検討の結果、(a) 過熱によるロウ 接損傷を防止するためロウ接の作業性を考慮した設計を心がけること、(b) 計装線のシース材の 選定の際は粒界腐食感受性の低いL級鋼種のSUS304LまたはSUS316Lを採用すること、(c) 過 熱による溶損事故あるいは粒界腐食割れを極力防ぐ目的から加熱温度はできるだけ低温で実施し 作業は迅速に行うこと等に留意することが重要となった。また、各種試験結果から、ロウ接溶込 深さは最小2mmあれば十分な接合強度を有し気密性能も十分保証できることがわかった。さらに、 ロウ接部の健全性を保証する手段として、ロウ接部の内部確認が可能なX線透過試験法の活用と、 接合部の微小剥離が検知可能なヘリウムリーク試験法の相互利用が大変有効な手段であることが わかった。

なお、高温環境下で照射試験を行うインナーキャプセル等から出される上部端栓と計装線の気 密に用いられるロウ接として、初期にニクロブレーズが用いられた。この方法は、照射試験温度 が約 1400℃もの高温照射試験を行う高温ガス炉用燃料のキャプセル等に採用されており、WRe を採用した熱電対の取り出しや、ガススイープ配管の取り出しや、材質としてはステンレス鋼の 他、Nb-1%Zr 等にも適用されている。

また、新たな計装線として注目されていた光ファイバを装荷したキャプセルにおいては、光フ ァイバは熱により光透過率や被覆材の強度等に影響を受けやすいことから、通常のキャプセルに 用いる銀ロウ付けによる方法は適用できないため、光ファイバの表面に無電解メッキを取り付け、 その後深海用光ケーブルのシールに使用されているハンダ付けシール方法と、この技術を応用し た耐熱性を向上させた高温用の銀ロウ接シール方法が検討された。これらの方法を用いて炉外試 験および照射試験を行った結果、光ファイバの透過率特性に影響を受けないことや、シール性能 の照射による問題はないことを確認した<sup>[3-16]</sup>。

## (4) 圧接法の適用

摩擦圧接法は、接合する部材を高速ですり合わせた際に生じる摩擦熱を利用して金属と金属を 接合する方法であり、接合対象部材の酸化や熱等の影響排除や異種材の接合等、溶接が困難な材 料の接合に多く用いられている。ラビットの容器として用いられるアルミニウム材の接合では摩 擦圧接法が用いられており、多くの実績を有している<sup>[3-17]</sup>。また、ガスキャプセルの真空制御管に は、カナル水での保護管切断時に制御管を通して水が入らないよう、切断部分のみアルミニウム 管にして切断時に密封するため、ステンレス鋼管とアルミニウム管の摩擦圧接管を用いている。 また、熱伝導性が良いアルミニウムを外筒容器として使用する際は、アルミニウムの円筒胴とス テンレス鋼の上部端栓の接合に摩擦圧接法を用いた。本キャプセルについては、約2ヶ月間の照 射試験を行い、実用化が図られた<sup>[3-18], [3-19]</sup>。その他、Nb-1%ZrやZry-2とステンレス鋼との接合に は、Ni ロウ付け等が用いられるが、ロウ付けの場合、耐熱や耐圧強度等には限界があることから、 これら異種材の接合にも摩擦圧接法が検討されている<sup>[3-20], [3-21]</sup>。

爆発圧接法は、接合しようとする金属板を重ね、その上にのせた起爆材を爆発させることで接 合する方法である。キャプセル等の製作での採用例としては、シャルピー専用キャプセルにおい て、アルミ製ボックスから熱電対(ステンレスシース)を引き出す際の気密シールとして、爆発 圧接が採用された。また、燃料試料のキャプセルにおいては、内筒内に NaK を封入し、その外側 にアルミニウムの熱媒体と外筒が配置されるが、より除熱能力を向上させるため、内筒外側にア ルミニウムの熱媒体を圧接させ、ギャップを極力小さくしたステンレス・アルミニウム二重管を 製作する際に、爆発圧接法が採用された。なお、爆発圧接法では、圧接時に火薬が残存し放射化 の影響があることから、キャプセル構成部材として採用する際は注意が必要である。

(5) 冷間圧接法を用いた水力ラビットの組立

水力ラビット円筒胴と端栓の接合には、電子ビーム溶接法や摩擦圧接法が適用されてきたが、 装置が大型で取扱いが難しいことや、接合工程が多く製作期間が長いことが課題であった。そこ

で、作業が単純で速くかつ経済的な方法で ある冷間圧接法(常温圧接法)を用いた水 カラビットの検討を行った。冷間圧接法を 用いたラビットの組立手順を図 3.10 に示 す。本ラビットの試作試験の結果、接合部 に欠陥がなく組み立てられるとともに、 JMTR で照射する場合の 1.96MPa の外圧、 1MPa の内圧、300℃までの熱サイクルに耐 えること、及び炉内挿入時の 300G の衝撃 に耐えうることを試験で確認し、JMTR で 照射試験に適用できる見通しを得た。



図 3.10 冷間圧接法を用いたラビットの組立手順

(6) メカニカルシールの BOCA への適用

BOCA は、発電炉等で高燃焼度まで照射された軽水炉燃料を短尺化し、ホットラボで再計装機 器を取り付けた後、JMTR において異常過度条件での各種照射試験を行う燃料試料専用のキャプ セルである。従来は、この再計装機器は溶接により燃料試料被覆管に取り付けていたため、試験 終了とともに廃棄処分していた。しかし、BOCA は非常に高価であることから再利用可能な方法 として、メタルOリングを用いた機械継手(メカニカルシール)の試作試験を行った<sup>[3-22]</sup>。

メカニカルシールは、接続間のシール材としてメタル O リングを供し、締付けナットで適切な トルクで締め付け、密封する構造である。このメタル O リングについては、シール部周囲の流体 の種類や温度、圧力等に応じて、材質、表面被覆、形状寸法等を検討した。締付けナットには、 締付抵抗の低減およびネジ部のかじり防止のため、ネジ部の SUS630 材にデフリックコート処理 を施し、ナット内部には締付けの際に共回りによってメタル O リングの表面に傷が付くことを防 止するため、2 枚のワッシャー(すべり板)を設けている。

メカニカルシールを使った試験体を製作し、当該シール部の健全性、耐久性を確認する各種試 験検査を行った。このうち熱サイクル試験では、メカニカルシールを構成する部材の材質の熱膨 張係数の違いにより、シール部に隙間が生じることがわかった。このことから、メタルOリング の他に熱膨張係数差を緩和するためのリングを追加することで隙間を解消できることがわかった。 これにより、異常過度試験と同様の水環境下でもシール部の健全性および耐久性が示され、BOCA への適用の見通しを得た。

# 3.2.3 炉心装荷技術

計測付キャプセルの炉内装荷全体 概要を図 3.11 に示す。キャプセルを所 定の炉心位置に挿入するためには、保 護管の曲げ作業や保護管と案内管の 接続作業を行う。また照射後は案内管 等を取外し、保護管の切断後にキャプ セル本体部がホットラボに送られる。 これら一連の作業を行う上で様々な 技術を開発した。ここではその主な項 目について以下に記載する。

(1) キャプセル装荷支援プログラム

JMTR で計測付キャプセルは図 3.11 に示すように、所定の照射孔からキャ プセルの計装線等を通した保護管を 2 ヶ所曲げることで圧力容器の所定の ノズルフランジから保護管を取り出 し、計装線等を炉外の試験装置に接続 する。一方、圧力容器内では他のキャ プセルや構造物との競り合いやキャ プセルの出し入れがあるため、3 次元 的な配置を考慮する必要がある。この ため、本作業を支援するプログラム (JMTR キャプセル装荷支援プログラ ム)を開発した。



# 図 3.11 計測付キャプセルの炉内装荷全体概要

本プログラムは、計測付キャプセルの炉内装荷状態を平面図及び立面図で表示する機能を持つ。 これらの図には、計測付キャプセルの装荷に影響する全ての炉内構造物が描かれており、炉内配 置を一目で確認することができる。また平面図には、計測付キャプセル及び炉内構造物の水平断 面を描かせることができる。これにより計測付キャプセルと炉内構造物の相対位置が視覚化され、 競り合い問題を詳細に検討することができる。さらに、保護管の曲げ加工図を表示する機能や照 射サイクル毎の計測付キャプセル一覧表を作成する機能、計測付キャプセルの装荷に関する制限 事項をチェックする機能を持ち、キャプセルの照射計画管理から設計・製作、炉内装荷準備作業、 照射中の炉心配置確認と広範囲に利用可能なプログラムである。このプログラムを用いて作成し たキャプセル保護管の立体図面と炉心の平面図面の例を図 3.12 に示す。



図 3.12 キャプセル保護管の立体図面と炉心の平面図面の例

## (2) 保護管曲げ加工技術

保護管の曲げ作業は、計算で求めた第1曲点及び第2曲点の長さ、曲げ角度、炉心角度等に合わせて、パイプベンダー、角度定規等の専用工具を使用して、保護管の二箇所を所定の角度に曲げる作業である。保護管のツバにあるスリッド部分(炉心方向0°)を基準に曲げ角度を合わせ、キャプセル本体をキャプセル指示台(本体用)に載せ、第一曲点の先にキャプセル指示台(保護管用)をセットする。その後、曲げ治具の油圧ベンダで第一曲点、第二曲点を所定の角度に曲げ、最後にキャプセルを治具から外して所定の角度や位置の確認を行う。

なお、キャプセルの設計においては、曲げ作業により保護管内を通る計装線等に悪影響を及ぼ さないために、計装線用コネクタや圧接管等が曲げ位置に配置されないよう考慮される。特に、 後述する飽和温度キャプセルの場合、保護管内に高温高圧水が流れる配管が配置されるが、初期 の飽和キャプセルにおいて熱電対が破損する事象が生じた。この原因は、曲げ加工により計装線 が給排水管と保護管に挟まれることや給排水管の熱膨張によって計測線が挟まれることによって、 変形または破損することが分かった。そのため、給排水管と計測線を分ける保護管内スペーサを 製作し、計測線が挟まれないよう保護管の曲げ位置の上下二箇所にこのスペーサを組み込む方法 を採用した。

(3) 接続ユニットおよび接続箱の開発

キャプセル保護管内の信号線やヒータ用電線は、炉プール周りに配置するキャプセル制御盤に 接続するが、剛性の高い金属製の保護管のまま原子炉内からキャプセル制御盤まで引き廻すこと は極めて困難である。しかし、万一キャプセルが破損した場合、原子炉冷却水がキャプセル制御 盤に直接漏れ出ることになる。この課題に対する対策として、接続ユニット及び接続箱を設置し、 キャプセルの境界としている。接続箱及び接続ユニットの概略図をそれぞれ図 3.13 及び図 3.14 に 示す。 接続箱は炉周りに配置され、保護管から案内管を通して接続箱と接続される。案内管は計測線 及び真空制御管を入れたフレキシブルチューブを使用する。これにより、接続箱と案内管は耐圧 構造となり、キャプセル破損においても原子炉冷却水バウンダリを維持できる構造としている。

熱電対やヒータ用電線の接続箱からの取り出しは、 ソフトケーブルの場合はセラミックコネクタで、MI ケーブル等の場合はコナックスシールで取り出せる 構造となっている。

接続ユニットは、保護管内から取り出された計測 線(信号線やヒータ用電線)を束にして一括接続で きるプラグイン型式であり、真空制御管も接続し、 一次側の端子台を耐圧構造とすることでキャプセル 破損においても原子炉冷却水バウンダリを維持でき る構造とした。なお、接続ユニットの二次側となる 案内管の材料として合成ゴム管を採用したことで、 整然と引き廻すことを可能とし、原子炉圧力容器上 部での燃料交換やキャプセル取扱の作業性を極めて 良好なものにすることができた。



図 3.13 接続箱の概略図



図 3.14 接続ユニットの概略図

後述する飽和温度キャプセルでは、高温高圧水が通った配管の取出しを行うため、専用の接続 ユニットが製作された。飽和温度キャプセル用接続ユニットは、圧力容器のノズルフランジにボ ルトで固定され、原子炉一次冷却水の耐圧バウンダリ及び給排水漏えい時の耐圧バウンダリを構 成するとともに、保護管から取り出される計装線や給排水管を分岐し、炉外装置に接続するため の案内管が接続される。給排水管はユニット内で機械継手により接続されるが、給排水管の熱膨 張を吸収するため、ユニット側の給排水管はコイル状に巻かれている。飽和温度キャプセル用接 続ユニットの概略図を図 3.15 に示す。 (4) キャプセル取り出し

照射試験を終了した計測付キャ プセルにおいては、保護管内や制御 配管内の放射性ガス濃度が基準値 内であることを確認後、各接続機器 の取外し及び計装線や配管等の切 断が行われる。キャプセルの炉心装 荷時と同様、炉プール水を原子炉圧 力容器上まで下げ、炉上にて炉心か ら取外しを行うが、キャプセル本体 は放射化しており作業員の被ばく を避けるため、保護管に保護管吊り 具を取り付け、保護管の第2曲点が ノズルフランジから出るまでキャ プセルを引き上げた後、炉プール水 を満水にした状態で、炉回りから保 護管吊り具につけたロープを引っ 張ることで圧力容器からキャプセ ルを取り出す。取り出されたキャプ セルをキャスク台車に固定し、第1 カナルに移送し、キャプセル保管板 に保管する。

キャプセルをホットラボ移送前 に水中切断機を用いてカナルで保 護管の所定の位置の切断を行う。な



# 図 3.15 飽和温度キャプセル用接続ユニットの概略図

お、保護管の切断位置は、保護管に取り付けたツバを目印とし、真空制御管等の配管が装荷され ていないキャプセルにおいてはツバ上を、配管が接続されており切断により水の侵入が懸念され るキャプセルにおいてはツバを2個取り付けその間を切断する。このとき、水の侵入を防ぐため、 ツバ2個間の配管にはアルミニウム管を配置し、アルミニウム管を圧着して切断することで、水 の侵入を防ぐ構造となっている。

# 3.2.4 検査技術

JMTR では運転開始当初から、第三者の立場から原子炉に装荷するキャプセル等の品質検査を 実施するため部内に独立した検査体制が整えられた。JMTR の照射装置の場合、構造材は 1.5mm 以下の薄肉のものがほとんどであるとともに、中性子経済の観点からアルミニウム合金を使用す ることが多かった。しかし、このようなものを対象とした X 線検査や超音波探傷検査等の非破壊 検査の事例は少なかった。このため、X 線撮影条件や超音波探傷手法を確立するための開発を行 い、「JMTR キャプセル等検査基準」を整備した。その後、照射キャプセルや照射装置の開発に応 じて導入した特殊材料(Zry-2 材やハステロイ X 材等)についても非破壊検査手法の開発が行われ、適時、検査基準への取込みを行った。

#### (1) 検査項目と内容及び検討事項

1) 材料検査

キャプセル等に使用される材料は、製造メーカが発行する材料検査証明書(ミルシート)等 による記録確認とし、化学成分分析値・材料強度試験値等の内容が所定の規格値等を満足して いることを確認する。キャプセル等に使用する材料はすべて対象で、ミルシートがないものに ついては、別途分析等を行い、確認する。

2) 外観検査

キャプセル等の外観は、自然光または白色光のもとで、目視により表面に割れ・傷・欠け・ 変形等の有害な欠陥がなく、油脂等の付着物がないことを確認する。キャプセル等に使用する 部品はすべて対象であり、加工ミスやバリ、面取り等の有無についても確認する。また、表面 あらさについては、必要に応じて表面あらさ計等を用いて確認を行う。なお、保護管の原子炉 ノズルフランジを貫通する部分(シール部)は特に傷やバリ等を詳細に確認する。溶接部表面 においては、溶接ビード等の仕上がり状態として、割れや有害な傷、着色等がなく、ビードの 幅と高さ等が不均一でないことを確認する。

3) 標示検査

キャプセル等に印字したキャプセル名や切断マークを目視により確認し、切断位置の主要寸 法を直尺、メジャー等を用いて測定し確認する。キャプセル等の照射後は、キャプセル表面が 変色する場合もあるが、炉上やホットラボでの切断でも重要になってくるため、印字のはっき りしたものであることを確認する。

4) 寸法検査

検査対象物の内外径や肉厚測定等の主要寸法については、ノギスやマイクロメータ、鋼尺等 の測定器具を用いて測定する。ただし、直接測定することが困難な場合は、限界ゲージ、超音 波測定器等を用いて測定する。測定精度としては、ノギスを用いる場合は1/10mm、マイクロメ ータやシリンダーゲージを用いる場合は1/100mm、鋼尺や巻尺を用いる場合は1/1mmを目安と する。公差は承認図に記載されている値とするが、記載がない場合はJIS規格等に従う。なお、 測定器具は校正されたものを使う。照射孔とキャプセルの間隙を一定にするためのパッド径に ついては、パッド径が大きすぎると照射孔に損傷を与えたり、挿入できなくなる恐れがあり、 小さすぎると照射中にキャプセルの除熱が均一に出来なくなったり、異常振動を起こす恐れが あることから重要な検査である。

5) 質量検査

キャプセル等に使用される部品の質量は天秤等を用いて測定を行うとともに、合計質量が所 定の質量以下であることを確認する。この質量が放射化したキャプセル部材や照射試料の線量 率評価や装荷作業を行う上で重要である。キャプセル組立後の長尺ものの場合、天秤等を2台 使うことにより測定を行うが、それも不可能な場合は、部品や一部組立時の質量を足し合わせ る等、計算等の間接的方法で確認する。 6) 真直度検査

キャプセルを照射孔に問題なく挿入させるため、キャプセル外筒部は所定の真直度が要求さ れる。真直度の測定は、すきまゲージ、ダイヤルゲージ等を用いる。BOCA のように長尺のも のについては、トランシット等を用いて測定を行う。通常、キャプセル外筒は 0.3/全長 (mm) 以下、ラビットは 0.1/150 (mm) 以下、OSF-1 は外筒部で 1/3000 (mm) 以下及び全長で 1/1500 (mm) 以下とする。すきまゲージによる測定は、対象物を定盤上に置き、定盤と対象物の隙間 を測定し、最大値を真直度とする。また、ダイヤルゲージによる測定は、定盤上に置いた V ブ ロックの上に対象物を置き、対象物を回転させてその最大値と最小値の差の 1/2 を真直度とす る。トランシットは主に OSF-1 で使用され、キャプセルと重りをつけたピアノ線を吊るして、 真直度を求める。

7) ヘリウム漏れ検査

ヘリウム漏れ検査は、「JIS Z 2331 ヘリウム漏れ検査方法」等に準じた方法で行い、所定の許 容値内であることを確認する。なお、原則として、燃料試料の場合 1×10<sup>-8</sup>Pa・m<sup>3</sup>/s 以下、材料 試料の場合 1×10<sup>-6</sup>Pa・m<sup>3</sup>/s 以下とする。

キャプセルにおいては、内部をヘリウムで満たしその外側を真空に引くことで漏れがないか 確認する真空外覆法と、内部を真空に引きその外側の溶接部等にヘリウムを流し漏れがないか 確認するペルジャー法等で検査する。

8) エチレングリコール検査

エチレングリコール検査は、検査対象物をエチレングリコール溶液で浸漬し、溶液の容器を 真空に引くことによって表面から気泡が発生しないことを確認する。材料試料を被覆したイン ナーキャプセルやラビットの照射試料の検査時にヘリウム漏れ検査が出来ない場合に採られる 検査である。

9) 耐圧検査

耐圧検査は、検査対象物に気圧または水圧をかける加圧法で行われ、所定の検査圧力に耐え、 かつ有害な漏えいや変形がないことを確認する。漏れの確認は、圧力計及び発泡液等を用いて 確認する。ただし、容器または管の構造上当該圧力で検査を行うことが著しく困難であるキャ プセル等については、可能な限り高い圧力で検査を行ったうえで、浸透探傷検査や放射線透過 検査、超音波探傷検査等非破壊検査を行うことで代替検査とする。通常キャプセルでは、実際 の照射試験状態と同じ条件とするため、キャプセル完成後の検査では外側に原子炉一次冷却水 が流れる圧力容器内の圧力を想定して、対象物の外側を加圧する外圧法を用いるべきであるが、 暫くはキャプセル本体の外筒管と上下部端栓までを内側を加圧する内圧法で代用してきた。耐 圧検査の気圧を加える場合は、ヘリウムや窒素、アルゴン等の不活性ガスを用い、水圧を加え る場合は純水を用いる。

10) 浸透探傷検査

浸透探傷検査は、「JIS Z 2343 浸透探傷試験法及び浸透指示模様の分類」等に準じて、検査対象部に浸透液を塗布し、割れ、線状欠陥、円形状欠陥等の浸透指示模様がないことを確認する。 主に溶接部のビード部及び熱影響部が検査対象としている。

# 11) 放射線透過検査

放射線透過検査は、「JIS Z 3104 鋼溶接継手の 放射線透過試験方法」等に準じて行うもので、 溶接部や圧接部を対象とし、割れ、ブローホー ル及びタングステン巻き込みが無いことを確認 する。溶接部検査の場合、円周溶接部の放射線 透過検査を実施する際、キャプセル内に配置さ れる照射試料等の充填物の影響が排除できると きは、通常は二重壁両面撮影により撮影を行う が、溶接部が突合せではなく差込溶接の場合、 撮影配置によりビードの影と差し込みしろの影 が重なることがあるため、二重壁片面撮影によ り撮影を行う。また、内部構成部材の影響が排 除できない場合は、サイド判定撮影により撮影 を行う。キャプセルでの放射線透過検査の撮影

12) 超音波探傷検查·渦流探傷検查

超音波探傷検査は、試験体に超音波を一定パ ルスで伝搬させ材料中で反射する超音波を受信



# 図 3.16 キャプセルでの放射線透過検査の 撮影方法の種類<sup>[3-23]</sup>

し、欠陥の波形をブラウン管に表示して検出する方法である。また、渦流探傷検査は、金属材 料等導通性のある試験体に交流電流を流したコイルを接近させ、コイルに発生した交流磁束が 試験体内部を通過するときに発生するうず電流の変化を測定して欠陥検出を行う方法である。 JMTR では、圧力バウンダリを要する外筒管や保護管、燃料試料を密封する被覆管等、特に耐 圧強度が必要な管材には、素材の段階で超音波探傷検査または渦流探傷検査を行うよう規定さ れている。超音波探傷検査は「JIS G 0582 鋼管の超音波探傷試験方法」等に準じて、渦流探傷 検査は「JIS G 0568 鋼の貫通コイル法による渦流探傷試験方法」等に準じて行い、測定値が検 査要領書に記載された許容値内であることを確認する。

13) 絶縁抵抗検査・導通検査

絶縁抵抗検査と導通検査は、キャプセル内に装荷する熱電対やヒータ等が、所定の性能を満 足することを確認するために行われるもので、絶縁抵抗検査は絶縁抵抗計を用いて測定値が検 査要領書に記載された許容値内であることを確認し、導通検査は回路計(テスター)を用いて 電線間に断線がないことを確認する。絶縁抵抗は原則として、熱電対は100V DC で、ヒータは 500V DC で、SPND は 10V DC の電圧を印加し、熱電対及びヒータは 1M Ω以上であること、SPND は 1×10<sup>9</sup> Ω以上であることを確認する。キャプセル製作において、部品検査時から組立完成時 までの各作業段階の前後で行われるが、端栓部からの取出しのための溶接やロウ付け時や組立 加工時、アダプタを介し補償導線の接続時等に断線及び絶縁低下する可能性がある。部品や組 立時及び完成後の段階でも、湿気等の影響により絶縁が低下することが起こり得るため、注意 が必要である。 14) 表面密度検查

燃料試料を被覆した照射試料は、核燃料物質による冷却水汚染防止のために、表面密度検査 を行う。本検査はスミヤ法で採取した試料を、アルファカウンタ等を用いて測定し、測定値が 検査要領書に記載された許容値内であることを確認する。

15) 構成確認検査

構成確認検査は、照射試料及び構成部材をキャプセル等に組込む際に、承認図面等に記載さ れたとおりに組み立てられていることを、目視または必要に応じてX線撮影等により確認する。

16)機能検査

機能検査は安全上必要な事項について行われるもので、BOCA では希釈管の通気等、再利用 バスケットでは把手の着脱状況等、安全上必要な事項について確認を行う。

17) 照射履歴検査

照射履歴検査とは、再照射キャプセル及び再利用バスケットにおける、照射期間、照射場所、 照射内容等の照射履歴の記録確認で行う。

#### (2) 検査技術の向上

1) X線撮影治具による欠陥の検出感度の向上

キャプセル等の管材と端栓との溶接の欠陥の検査として放射線透過試験を実施している。キ ャプセルの外径は肉厚であり、かつ、試験範囲内の肉厚が場所により連続的に変化する場合が ある。このため、適切な肉厚補償治具を用いて、透過写真において所定の透過度計識別度が得 られるようにすることが必要である。また、溶接の施工により、余盛が残る可能性もあるため、 余盛高さが肉厚補償治具の効果に影響を与えないようにすることも必要である。そこで、これ ら課題を解決するため、余盛付の模擬試験体を製作し、X線透過試験に関する試験を行った。 その結果、欠陥検出能を向上させ、かつ、余盛高さが肉厚補償治具の効果に影響を与えないよ うにするため、肉厚補償治具の径をわずかに被検体の外径と変えた治具を用いることが良いと の結論が得られた<sup>[3-24]</sup>。透過度計識別度については、JIS 基準の 2.0%を十分に満足する 1.3%の 値が得られた。

X線撮影時に対象物の形状に起因して発生する散乱 X線によって透過写真にかぶり現象が生 じると、外筒溶接部の検査領域の一部が黒くなり、欠陥の検出感度が低下してしまう。そこで、 X線撮影治具として、①パイプ型、②角型、③山型、④ブロック型、⑤挟み込み型を試作し、 欠陥の検出感度の向上に関する予備試験を実施した。その結果、試作した X線撮影治具の有効 性が確認できた。また、溶接部とその近傍(X線撮影治具との隙間)のフィルム濃度差が 1.0 程度であれば透過写真の観察が容易になることが分かった。さらに、各 X線撮影治具の有効性 を比較した結果、試験体と同材質のパイプを用いた撮影治具が、散乱 X線によるかぶり現象を 除去し、透過写真の像質向上に最も有効であることを確認した。

2) 放射線透過試験によるキャプセル内部構造確認検査の試行

JMTR では、キャプセルに装荷した照射試料や構成部材が図面の通りの位置に収まっている かどうかを確認するため、キャプセル組立完成後に放射線透過試験による構造確認検査を行っ ている。近年の照射試験技術の向上にともない、複雑な内部構造のキャプセルが増加したこと もあり、より詳細な内部構造の確認が求められている。そこで、現行の放射線透過試験の手法 でどの程度までキャプセルの内部構造を確認できるか、模擬キャプセルを使って試験を行った <sup>[3-23]</sup>。その結果、着目する物体とその周囲のコントラスト(濃度差)が最大になる適切な濃度の 設定を行うことと、キャプセルの左右を板材等で挟む等で散乱線の影響を防止することで、現 行の放射線透過試験で実施可能なことを確認した。

3) 多重 O リングによるヘリウムガスの透過漏えい抑制

キャプセル等の機器には、放射能閉じ込め及びキャプセル内照射環境維持の目的で、溶接部 等の気密性が厳重に要求される。この気密性の確認としてヘリウム漏えい検査を行う。当検査 は、検査対象箇所の一方を真空にし、他方にヘリウムガスを充満させ、材料中の欠陥を通過し て漏えい検出器に到達するヘリウムガスを測定するものだが、検査対象の一方を真空にするた めには、この部分にガスケットを用いて気密に囲閉し、内部の大気を排気する必要がある。ガ スケットには一般的にOリングが用いられ、材質はクロロプレンゴムやフッ素ゴムが多く用い られるが、ヘリウムは原子量が小さいため物質を透過する性質も強く、Oリングを透過するヘ リウムガスが漏えい検出器に検出され、検査に影響を与える問題がある。この影響を排除する 目的として、Oリングを二重にすることによるヘリウムガスの透過漏えい抑制効果について試 験を行った<sup>[3-25]</sup>。その結果、二重に装着された Oリングの間にヘリウムガストラップ用の間隙 を設けることがヘリウムガス透過漏えいの時間遅れを作り出すうえで極めて有効であることが わかり、通常のヘリウム漏えい検査に要する時間内ではヘリウムガスの透過漏えいの影響がな いことが分かった。

#### 3.3 計測技術

# 3.3.1 温度計測

温度計測の概要

原子炉内における温度計測には、高温・高圧水または水蒸気環境に耐えられ、かつ高放射線環 境に晒されても著しく性能が低下しないことが必要である。このため、実用的な温度測定方法と して、オンライン計測は、シース型熱電対、オフライン計測ではメルトワイヤを使用することと なる。

JMTR では、これまでシース型熱電対による温度計測やその応用について技術開発が行われ、 本項ではこれらの成果について記述する。

(2) シース型熱電対

シース型熱電対は、構造が単純で  $\phi$  0.5mm のような非常に細いものも製作可能である。また、 組み合せる芯線によって起電力の特性や適用温度範囲も照射条件によって決めることができる。

	K型(C/A)	N型 (Nicrosil-Nisil)	W/Re型
使用温度(℃)	$\sim 1000$	800~1100	$1000 \sim 1900$
シース外径 (mm)	0.5, 1.0, 1.6	1.0, 1.5	1.6
3/- 7 ##	SUS304, SUS316	SUS316	Nb-1%Zr
2-XM	インコネル600	インコネル600	Mo
絶縁材	MgO	MgO	BeO

表 3.5 JMTR における使用熱電対の仕様

JMTR において使用実績のあるものは K 型、N 型及び W/Re 型であり、これらを表 3.5 に示す。また、各種熱 電対の使用温度範囲を図 3.17 に示す。この 3 種類以外 の熱電対では、E,J,T 型については使用温度範囲が狭い、 R,S,B 型については熱起電力が小さい等の理由から、照 射キャプセルのオンライン計測や計装設備には用いて いない。

一方、W/Re型の熱電対は、1000℃以上の高温での計 測は可能であるが、使用されるタングステンの中性子断 面積が大きいため、中性子環境下では照射時間に伴って、 徐々に特性が低下していくという欠点も有している。

# (3) 多対式熱電対

多対式熱電対は、1本のシースの 中に複数の熱電対を内蔵した構造の ものである。概略図を図3.18に示す。 この多対式熱電対を用いることによ って、径の小さな照射キャプセルで も軸方向に多くの測温点を設けるこ とができる。

この多対式熱電対については表 3.6 に示す仕様のものが製作され、照 射試験が行われた。特に 600℃以上 の高温では K 型熱電対の寿命が著し く低下するので、より高温での温度 計測にも使用できるよう N 型熱電対 (+極: Nicrosil (Ni14.2%,Cr1.4%,Si)、 -極 Nisil (Ni4.4%Si))を用いた多対 式熱電対の開発も行われた<sup>[3-26]</sup>。

<u></u>:クロメル/アルメル |||:銅/コンスタンタン ニクロシル/ニシル クロメル/コンスタンタン マングステンルニウム 2500 2200 200 1800 1200 ŝ 1500 # 度範 1000 赒 750 650 Æ 500 500 使 -260 260 -500 0 25~0 65  $10 \sim 20$  $30 \sim 32$ シース径 (mm)

図 3.17 各種熱電対の使用温度範囲



図 3.18 多対式熱電対の概略図

	従来型		発展型
開発目的	試作	照射試験	試作
熱電対の種類	K型		N型
芯線径(mm)	φ 0. 5		
シース径(mm)	φ 1. 8		
シース長さ(mm)	5,000	6,000	3,000
温接点数	3		
温接点間距離(mm)	100-100-100	92-65-65	50-30-30

表3.6 多段式熱電対の仕様

(4) メルトワイヤ

メルトワイヤは無計装の照射試料、特に、ラビットを用いるような照射試験において照射試料 の温度をオフラインで計測するためのものであり、融点の異なる合金線を数種類組み合わせ石英 管に封入したものである<sup>[3-27]</sup>。メルトワイヤの外観を図 3.19 に示す。また、メルトワイヤの組成 と融点を表 3.7 に示す。

No

1

2

3 4

5

6

7

8

In

\_

97

\_

\_

Sn

16

62

100

25

1

\_



表 3.7 メルトワイヤの組成と融点 <sub>組成(wt%)</sub>

Bi

52

Pb

32

38

\_

75

97.5

60

融点

(°C)

95

143

183

232

268

309

343

420

Zn

\_

\_

40

100

Ag

\_

3

\_

1.5

\_

\_

(232'C) (370'C) (370'C) (232'C) (370'C) (370'

# 3.3.2 変位、圧力センサ

(1) 変位、圧力センサの概要

中性子照射環境下における試験片の伸び変化やインナーキャプセル内の FP ガス圧等を計測す るための測定機器の開発が行われている。変位や圧力の変化を測定する方法として、原子炉内と いう環境において使用に耐えるものを選定していくとその方法は限られ、接触型でありかつ機械 的にも堅牢なものであるということが求められる。本項では、原子炉内で使用できるこれらの測 定機器の開発について記述する。

(2) 差動トランス

差動トランス(Linear Variable Differential Transformer: LVDT)は JMTR における照射試験において、変位測定器及び圧力測定器の校正部品として使用された実績がある。差動トランスの概略 構造を図 3.20 に、外観写真を図 3.21 に示す<sup>[3-28]</sup>。



図 3.20 差動トランスの概略構造



図 3.21 差動トランスの外観写真<sup>[3-28]</sup>

図 3.20 に示す通り、差動トランスは一次コイル(励磁コイル)と二個の二次コイル及び可動コ アから構成されている。一次コイルが励磁された状態で、コアの位置が変位すると二次コイルの 鎖交磁束が変化し、それによって二次側起電力も変化する。差動トランスを用いた変位の測定で は、この二次コイルの起電力を測定することによって、間接的に変位測定を行うというものであ る。

(3) ヘリウムマイクロメータ伸び計

開発された伸び計には前述の差動トランスを用いたものとヘリウムマイクロメータがあり、 BOCA や照射クリープキャプセルによる燃料棒の伸び、照射下でのステンレス鋼のクリープ試験 等で使用された実績がある。

ヘリウムマイクロメータの測定原理は、図 3.22 中のオリフィス部とノズル部の流量係数、ガス 密度、圧力差を用いることによって、測定対象物との距離が算出されるものである。

JMTR では、バッフル型とニードル型の2種類のヘリウムマイクロメータの開発が行われた。 歪測定において、バッフル型は、測定範囲は狭い(約200 $\mu$ m)が精度は高く(±2 $\mu$ m 程度)、ニ ードル型は、測定範囲は広い(約15mm)が精度は±10 $\mu$ m である<sup>[3-29]</sup>。



(4) ガス圧力計

ガス圧力計の開発は、主に核分裂生成ガス(Fission Products gas: FP ガス)による燃料被覆管内の圧力を計測するために行われた。このガス圧力計の概略図を図 3.23 に、本圧力計の出力特性を図 3.24 に示す。構造としては、前述の差動トランスと圧力によって伸縮し長さが変わるベローズ

を組み合わせたもので、圧力 が変化するとベローズの伸縮 によって差動トランスのコア の位置が変わり、二次コイル の起電力が変化する。

JMTR では、コイル部分に 用いる電線を当初セラミック 被覆のものであったが、MIケ ーブルに変更することで、高 温時の絶縁性を高め、使用温 度の高いものを製作し、 BOCA キャプセル等で使用さ れた実績がある。



図 3.23 作動トランス型 FP ガス圧力計の構造





(5) き裂進展その場測定

IASCC に関する研究で照射中のき裂進展測 定は極めて重要な技術である。CT 試験片のき 裂進展その場測定機器の概念を図 3.25 に示す。 試験片 (CT) にき裂が発生し、進展することに よる電極間の電気抵抗の変化を測定するもの である。本機器の開発にあたっては、本機器を 装荷する高温・高圧水環境での機能評価試験も 行った<sup>[3-30]</sup>。



機器の概念

# 3.3.3 放射線計測

(1) はじめに

原子力材料等の照射試験において、照射試料の炉内環境における挙動を詳細に解析・評価する ためには、照射中の温度や中性子束及びγ線量率等の精密な計測が要求される。このうち、本項 では、JMTR における中性子束及びγ線量率分布をリアルタイムに計測する手法として、照射キ ャプセルに装荷し得る小型化が可能な自己出力型検出器に関する検討について述べる。

## (2) 自己出力型検出器の概要

自己出力型検出器(Self-Powered Detector, SPD)とは、検出信号の発生に際して外部からの電源 供給を必要としない検出器のことである。図 3.26 に示すように、SPD の検出部はエミッタ、コレ クタ、絶縁材の 3 つの部材のみで構成されている単純な構造であることから、直径数ミリ以下に 細径化することができる。このため、SPD は照射キャプセル等の狭い空間における放射線計測に 適した検出器である<sup>[3-31],[3-32]</sup>。

SPD には中性子検出用 (Self-Powered Neutron Detector, SPND) 及び $\gamma$ 線検出用 (Self-Powered Gamma Detector, SPGD) の2種類がある。放射線と検出部材料との相互作用によって生じるエミ  $\gamma$ ターコレクタ間に生じる微弱な電流を微小電流計で計測することにより中性子束または $\gamma$ 線量 率を得ることができる。SPD の動作原理を図 3.27 に示す。



図 3.26 SPD の構造



図 3.27 SPD の動作原理

(3) 自己出力型中性子検出器 (SPND)

SPND の出力電流は、エミッタ材料の中性子捕獲によって起こる核反応に由来し、主として下 記の 2 つの原理で発生する電子によって生じる微弱電流を計測することで中性子束を得ることが できる。

β崩壊によるβ線

②即発γ線によって発生するコンプトン電子及び光電子

したがって、エミッタ材にはこれらの核反応を生じやすい材料、すなわち中性子捕獲断面積の 大きな元素を選択することが望ましい。文献のデータ<sup>[3-33]</sup>に基づき、主な元素の原子番号と中性子 捕獲断面積の関係をまとめたグラフを図 3.28 に示す。

JMTR では、エミッタ材として①型のロジウム (Rh)、バナジウム(V)及び②型のコバルト(Co) を選定し、製作した SPND の中性子照射試験を行っ た。その結果、いずれの SPND も 50MW までの原子 炉熱出力に対してほぼ直線的に出力電流が上昇する 結果を得ており、SPND による原子炉出力の測定が 原理的に可能であることが示されるとともに、感度 は②型よりも①型のほうが優れていることが分かっ た。一方で、過渡応答性は、①型では数分程度と長 く、即座に応答する②型のほうが優れている。

研究炉もしくは試験炉で SPND を使用する場合、





組み込まれる中性子照射キャプセルの直径は決まっているため、装荷する検出器の大きさにも制限がある。したがって、このような用途においては、1本の検出器に高感度で応答性が良いという2つの機能を持たせることが重要となる。JMTRでは、①型の感度と②型の応答性を兼ね備えたハイブリッド型 SPNDとして、RhとCoを同時に用いたエミッタの採用を検討した。しかし、Coは核変換によって半減期が5年程度の強いッ線源となることや、信号線との熱起電力が大きい

ミッタ材として必ずしも適さないことが分かった。 そこで、Rh と全率固溶する②型の材料として Pt を 選定し、Pt と Rh の組成比が 6:4 となる Pt-40%Rh 合金エミッタを製作した。JMTR で中性子照射試験 を行ったところ、中性子束を急激に変化させた過渡 現象に対して、まず即応成分として 20mms 以内に Pt の即発 $\gamma$ 線による信号成分が検出され、その後、 Rh の $\beta$ 崩壊による信号成分の増大が観測された。 細径で高感度かつ応答性の良いハイブリッド型 SPND の開発に成功した。図 3.29 に Pt-40%Rh 合金 エミッタを用いた中性子照射試験の結果を示す。

ことから出力誤差を生じやすいという観点から、エ





# (4) 自己出力型ガンマ線検出器 (SPGD)

図 3.27 に示した SPD の動作原理のうち、入射ガンマ線がエミッタに当たると、はじき出された 電子が絶縁材を通過してコレクタに到達し、微弱な電流を検出することにより、放射線の強さを 測定する検出器である。したがって、エミッタ材 にはコンプトン散乱及び光電効果の断面積が大 きい元素、すなわち原子番号の大きい元素を選択 する必要がある。これを満たす元素として鉛(Pb) とビスマスが挙げられるが、JMTR ではより融点 の高い Pb をエミッタ材に選定した。さらに、感

# 表 3.8 試験に供した SPGD のエミッタ形状

直径×長さ [mm]		
_	$\phi \ 3  imes \ 50$	_
$\phi \ 2  imes 100$	$\phi \ 3  imes 100$	$\phi \ 5  imes 100$
	$\phi \ 3 \times 150$	

度とエミッタ形状の関係を整理するため、キャプセル内に装荷可能な範囲で長さ及び太さを変えた5種類のSPGDを製作し、γ線照射試験を高崎量子応用研究所内(現量子科学技術研究開発機構高崎量子応用研究所内)のコバルト照射施設で行った。試験に供したSPGDのエミッタ形状を表3.8に示す。



図 3.30 SPGD の出力電流のエミッタ長さ 依存性

図 3.30 及び図 3.31 に示す照射試験結果から、エ ミッタ長さを 50mm から 150mm の範囲で長くする と出力が増大するものの、2mm から 5mm の範囲で 太くしても出力はほとんど変わらないことが分か った。エミッタ重量(体積)当たりのγ線検出感 度を整理したところ、5 種類のうち々2×100mm の エミッタ形状を有する SPGD の感度が最も高く、 キャプセル内等の狭隘部における設置・使用に適 することが明らかとした。また、同 SPGD の検出 下限を調べるため、低いγ線吸収線量率場で照射 試験を行った。その結果、10Gy/h 以上のγ線に対 して約±14%の精度で測定が可能であることが分 かった。 ¢2×100mm のエミッタ形状を有する SPGD の出力特性を図 3.32 に示す。



図 3.31 SPGD の出力電流のエミッタ直径 依存性



# 図 3.32 φ2×100mm のエミッタ形状を 有する SPGD の出力特性

# 3.3.4 中性子照射量

(1) フルエンスモニタ

フルエンスモニタ(F/M)は放射化法に より原子炉内の中性子照射量を計測するた めのもので、針金状や箔状のものを用いる。 F/M として針金状や箔状を用いるのは、検 出器自体の量を少なくして試料近傍の中性

子束分布の乱れを小さくするとともに、自己遮へいによって生 ずる検出器の表面と内部での放射化量の相違を少なくするこ とにより、正確な測定ができるようにするためである。また、 放射能を測定する段階でも F/M が細くまたは薄い方が放射線 の自己吸収が少なくなるので測定に好都合となる。

F/M として、高速中性子用には鉄ワイヤ、熱中性子用については Al-Co、V-Co、Ti-Co 合金ワイヤを使用している。F/M の主な仕様を表 3.9 に、F/M の外観を図 3.33 に示す。

各々の F/M で使用している核反応は次のとおりである。 高速中性子束 : <sup>54</sup>Fe (n,p) <sup>54</sup>Mn (T<sub>1/2</sub> : 312.12 日)

熱中性子束 : <sup>59</sup>Co (n, γ) <sup>60</sup>Co (T<sub>1/2</sub> : 5.271 年)

F/M に使用する金属ワイヤや F/M 容器の種類及び寸法は、 評価対象の中性子エネルギー(高速領域または熱領域)、使用 温度や照射時間を考慮して選択する。F/M を照射キャプセル内 に3次元的に配置することにより、任意位置の中性子照射量も しくは中性子束を推定することができる。JMTR における典型 的な F/M の配置例を図 3.34 に示す。

表3.9 F/Mの主な仕様

		低温用(500℃以下)	高温用(500~1000℃)
容器材質		アルミニウム	合成石英
容器寸法		外径 ;	外径 ; 3mm
		長さ ; 25mm, 40mm	長さ ; 15mm
モニタ材	高速中性子用	Fe	Fe
	熱中性子用	Al-Co	V-Co, Ti-Co



図 3.33 F/M の外観



図 3.34 F/M の配置例

(2) 中性子照射量の評価

JMTR における中性子束及び中性子照射量の評価は、測定と核計算の組合せによって行う。核 計算は、計算モデル(解析モデル)の良否が結果を大きく左右する。このため JMTR 炉心及び照 射キャプセル内を3次元モデル化して計算し、照射試料及び F/M 位置での中性子束、中性子スペ クトル等を評価している。

計算コードは3次元連続エネルギーモンテカルロ計算コードの MCNP (ver. 4B) である。使用 する核データライブラリは、日本で評価済みである JENDL-3.2 に基づいた MCNP 用の連続エネ ルギー断面積ライブラリ FSXLIB-J3R2 及び米国の評価済み核データライブラリ ENDF/B-III に 基づく S ( $\alpha$ ,  $\beta$ ) データライブラリ tmccs 等を使用している。

MCNP 計算により出力される計算結果は、炉心の実効増倍係数( $k_{eff}$ )、1 線源あたりの指定され たエネルギー領域における中性子束、反応率等の値が出力される。中性子照射量評価では、これ ら出力結果について 50MW に規格化した場合の熱中性子束(<0.683 eV)、高速中性子束(>1.0 MeV)、<sup>54</sup>Fe(n,p) <sup>54</sup>Mn反応率及び <sup>59</sup>Co( $n,\gamma$ ) <sup>60</sup>Co反応率が使用される。 よって、

放射化法により求められた反応率の測定値 MCNP 計算値による実効断面積(=反応率/中性子束)

から、F/Mによる中性子照射量測定値を求めることができる。

また、この測定値と、MCNP 計算値を比較することによって(実際には、反応率の測定値と MCNP 計算値の比較によって)、計算による誤差を求め、照射試料位置の MCNP 計算値の計算精 度を検証している。その中性子束の評価精度を図 3.35(高速中性子束)及び図 3.36(熱中性子束) に示す。高速中性子束(1 MeV 以上)は±10%、熱中性子束(0.683 eV 以下)は±30%となってい る<sup>[3-34],[3-35],[3-36]</sup>。



# 3.3.5 化学センサ

(1) はじめに

核融合炉ブランケット用トリチウム増殖材或いは酸化物燃料に対する照射試験において、照射 試料より発生するトリチウム或いは酸素の測定を目的とした固体電解質型ガス濃度センサ <sup>[3-37],[3-38]</sup>を開発した。本項ではこれら固体電解質を用いたガス濃度センサの開発状況について記述 する。

(2) 測定の原理

水素イオン(プロトン)導電性固体電解質を例として、固体電解質によるガス濃度測定の原理 を説明する。固体電解質は固体でありながら電解質を含む溶液のように、特定のイオンに対する 導電性を示す材料である。図 3.37 は両面に電極を取り付けた固体電解質を隔膜としたセルに、濃 度が異なる水素を供給したモデルである。まず、高濃度側の水素が負極に接触すると電子を失い、 プロトンに変化する。その後プロトンは固体電解質を通って低濃度側へと移動し、移動先の正電 極で電子を受け取ることで水素へと変化する。このプロトンが移動する際に電極間には電位差(起

電力)が発生し、その大きさは電極間の濃度差に よって決定される。式(3.1)はネルンストの式 と呼ばれ、電極間に生じる起電力とガス分圧の関 係を示したものである。同式は全圧 P1 及び P2が 同じ大気圧である場合、ドルトンの法則より式 (3.2)のように書くことができる。したがって、 低濃度側の水素濃度である \$2 及び温度 T を既知 の値とすることで、起電力 E より高濃度側の水素 濃度である**∮**」を評価することができる。



図 3.37 固体電解質によるガス濃度測定原理

(3.1)

(3.2)

$$E = \frac{RT}{2F} \ell n \frac{p_1}{p_2} = \frac{RT}{2F} \ell n \frac{P_1 \phi_1}{P_2 \phi_2}$$

$$\phi_1 = \phi_2 \bullet EXP \left(\frac{2FE}{RT}\right)$$
E : 起電力 (V)
F : ファラデー定数 (C/mol)
R : 気体定数 (J/K/mol)
T : 温度 (K)
p\_1 : 高濃度側ガス分圧 (Pa)
p\_2 : 低濃度側ガス分圧 (Pa)
\phi\_1 : 高濃度側ガス濃度 (%)

:低濃度側ガス濃度

 $\phi_2$ 

(3) ガス濃度センサの概要

 $\phi_1 = \phi_2$ 

固体電解質型ガス濃度センサの基本構造図を図 3.38 に示す。図に示したようにガス濃度センサは 固体電解質、基準物質、電極、熱電対、ヒータ、 計測線及びハウジングによって構成される。固体 電解質には水素濃度センサではプロトン導電性の 材料、酸素濃度センサには酸素イオン導電性の材 料を使用する。ヒータは固体電解質を導電性が現 れる動作温度まで加熱するために使用する。熱電 対はヒータ制御に使用するとともに、基準物質内 の温度を測定する役割を持つ。基準物質は粉末状



(%)

# 図 3.38 固体電解質型ガス濃度センサの 基本構造図

の物質であり、加熱することで水素または酸素を発生する性質を持つ。この基準物質が放出する 水素等の濃度は極微少であるが、計算によって予測することができる。そのため、基準物質を固 体電解質内に充填することで、測定対象側を高濃度側ガス濃度 (1、センサ内部を低濃度側ガス濃 度 b2 として扱うことが出来る。また、基準物質近傍に温度測定用の熱電対及び加熱用のヒータを

装荷することで、低濃度側ガス濃度 φ2を熱電対指示値より求めることが出来る。起電力 E は、固体電解質内外に設けた電極にポテンショメータのような高い入力インピーダンスを持つ計測機器 と接続することで測定することが出来る。電極からの起電力の取出し及びヒータ駆動のため、計 測線には MI ケーブルを使用し、これら部品要素をハウジングに組み込むことで水素濃度センサ、 酸素濃度センサを構築する。

固体電解質型ガス濃度センサの特徴は、構成材料が無機物または金属であること及び密閉構造 であることから、耐熱性及び耐圧性に優れ、有機物のように放射線によって分解する恐れが無い。 そのため、照射中のキャプセル内部及び試料近傍に配置することが可能であり、オンラインでの 水素濃度または酸素濃度測定を行うことが可能である。

(4) 水素濃度センサ

水素濃度センサの基本構造を図3.39に示す。 本水素センサはトリチウム増殖材から放出さ れるトリチウムの量を測定するために開発し た計測機器である<sup>[3-37]</sup>。

固体電解質にはプロトン導電性を示し、高 温下における機械的強度及び化学的安定に優 れた CaZr<sub>0.9</sub>In<sub>0.1</sub>O<sub>3- $\alpha$ </sub>を採用している。基準物 質は AlPO<sub>4</sub>·xH<sub>2</sub>O と La<sub>0.4</sub>Sr<sub>0.6</sub>CoO<sub>3- $\alpha$ </sub>の混合粉 末を採用した。AlPO<sub>4</sub>·xH<sub>2</sub>O は加熱すること で水素と酸素を放出する。この AlPO<sub>4</sub>·xH<sub>2</sub>O に導電性セラミックである La<sub>0.4</sub>Sr<sub>0.6</sub>CoO<sub>3- $\alpha$ </sub>を



# 図 3.39 固体電解質型水素濃度センサの 基本構造

混合した粉末を K 型熱電対及びセラミックヒータとともに、CaZr<sub>0.9</sub>In<sub>0.1</sub>O<sub>3-α</sub>内に装荷することで、 センサ内部の水素濃度を規定することが出来る。基準側及び測定側の各電極には多孔質状の白金 を取付けることで、化学的安定性及び水素に対する反応性を高めている。MI ケーブルの素線につ いては、電極用リード線には Ni、ヒータ用リード線には Cu を採用している。

図 3.40 には開発した水素濃度センサの起電力 特性として、セラミックヒータによって温度 700℃まで加熱し、100、1000 及び 10000ppm の水 素含む窒素ガスを測定した際の結果を示したも のである。本図のように本水素濃度センサは雰囲 気中に含まれる水素に応じた起電力を出力し、 700℃まで水素濃度を測定することが可能である。



図 3.40 水素濃度センサの起電力特性

(5) 酸素濃度センサ

酸素濃度センサの基本構造を図 3.41 に示す<sup>[3-38]</sup>。本酸素センサは軽水炉等で照射された燃料内部の挙動を化学的解析するため、燃料内酸素ポテンシャルを測定するために開発した計測機器である。固体電解質には酸素イオン導電性を示し、1000℃以上の高温でも使用可能な安定化ジルコニア(YSZ)を採用した。基準物質には長時間安定した起電力を得られる Ni/NiO を採用し、基準 側電極である Ni 棒とともに、YSZ 内へ装荷した。MI ケーブルの素線については、電極用リード線には Pt-10%Rh線を採用した。



図 3.41 固体電解質型酸素濃度センサの基本構造<sup>[3-38]</sup>

酸素濃度センサの周囲を覆う Fe/FeO は燃料の模擬試料であり、燃料棒内の酸素分圧に近い酸素 分圧を持つ。そのため、Fe/FeO に測定用電極を設け、さらに 600~1000℃まで加熱することで、 燃料棒と近い酸素濃度下における酸素濃度センサの起電力特性を評価した。なお、Fe/FeO の電極 用リード線も Pt-10%Rh 線を使用した。その評価結果を図 3.42 に示す<sup>[3-39]</sup>。

図 3.42 に示すように、本酸素濃度センサは Fe/FeO 中の酸素に応じた起電力を出力し、1000℃ まで酸素濃度を測定することが可能となる。



図 3.42 固体電解質型酸素濃度センサの起電力特性<sup>[3-39]</sup>

# 3.4 照射後試験技術

# 3.4.1 金相試験

(1) 概要

金相試験は、各種非破壊試験及び一部破壊試験の終了後実施される。金相試験機器は、コンク リート No.8 セルに設置されている。

燃料棒の金相試験を行う場合、金相試料を採取するための燃料棒切断、金相試料樹脂埋め込み、 試料研磨、試料観察を実施する。燃料ペレットにクラック等があった場合、細心の注意を払って 試験を行わなければならない。

(2) 試験工程

金相試験は前述したように、試料切断、樹脂埋め込み、研磨、観察等の手順で行う。

1) 試料切断

試料切断はホットラボで設計・製作したマ イクロカッタで行う。切断機は最大 30mm ま での試料の切断が行える。切断刃はダイヤモ ンド刃を使用し、水にて切断部分の冷却を行 う。本切断機はバランスウェイトにより試料 切断量を自動調整している。切断機の仕様を 表 3.10 に示す。

# 表 3.10 切断機の仕様

機能	性能
回転数	0∼1000 rpm
ダイヤモンドカッタ	直径 125、厚さ 0.6 mm
冷却	水
試験片サイズ	最大 φ 30 mm
切断厚さ	1 mm

2) 試料埋め込み

試料切断後、試料埋め込み用のアクリル管(外径 30mm)に試料をセットし、エポキシ樹脂 による試料埋め込みを行う。エポキシ樹脂はセル内で使用するため硬化時間の遅いものを使用 する(約8時間硬化)。エポキシ樹脂はコンクリートセル操作室で調合し、あらかじめ真空容器 内で気泡を抜き、ポリ瓶容器に入れ替え、セル内へ投入する。その後、試料の入ったアクリル 管へエポキシ樹脂を注入し、再度セル内において真空装置にて気泡抜きを行い、所定の場所に て樹脂を硬化させる。

(3) 試料研磨

埋め込み樹脂硬化後、試料表面 観察のため、試料研磨を行う。試 料研磨はコンクリートNo.8 セル内 架台に埋め込む形で設置されてい る JMHL 型回転研磨機で行う。 JMHL 型回転研磨機の概略図を図 3.43 に示す。

研磨機はディスクを回転させる



図 3.43 JMHL 型回転研磨機の概略図

モータ、研磨紙もしくは研磨布を回転させるディスク、研磨試料をセットする試料ホルダ等で構 成される。研磨紙や研磨布はアクリル板に貼り、ディスクへセットする。このアクリル板は使い
捨てである。試料ホルダは埋め込み管径の孔が3個空いており、同時に3個の試料を研磨することが出来る。また、試料研磨時にはこの試料ホルダへ研磨試料をセットした後、300gもしくは500gの重りを入れて研磨する。研磨時の試料冷却には、水もしくはラッピングオイルを使用する。

(4) エッチング

金相試料の組織観察のために、薬品によるエッチングを行う。エッチングは薬品調合後実施す るものや、電解エッチングを用いる。

(5) 試料観察

試料研磨後及び試料エッチング終了後、金属組織観察を行う。金属組織の観察は、遠隔操作型 金属顕微鏡が設置されている顕微鏡鉛 No.1 セルへ移動して実施する。遠隔操作型金属顕微鏡の概 略図を図 3.44 に示す。



図 3.44 遠隔操作型金属顕微鏡の概略図

## 3.4.2 材料試験

(1) シャルピー衝撃試験

シャルピー衝撃試験は、材料試験用鉛セル内に設置 された遠隔操作型のシャルピー衝撃試験装置により、 中性子照射された原子炉圧力容器鋼の照射脆化による 健全性評価データを取得するために実施する。

試験は300Jタイプが-197℃、-140~600℃、30Jタイ プが-197℃、-140~200℃で実施可能である。試験温度 で一定時間保持後、ロボット機構により自動的に温調 槽内から試験片を掴み、試験機にセット後、ハンマー が落下し試験を実施する。データ収集が自動化されて おり、荷重-変位が自動的に収集される。シャルピー衝 撃試験装置の写真を図3.45に示す。





(2) 引張試験

引張試験は、材料試験用鉄セル内に設置された遠隔 操作型の引張試験装置により、軽水炉構造材(A533B 鋼、2-1/4 鋼、SUS304 等)等の照射脆化による健全性 評価データを取得するために実施する。

試験は最大負荷荷重 50kN、室温及び 200~600℃、 試験速度 0.05~50mm/min で実施可能である。試験片 は板状試験片、丸棒試験片、微小型試験片等があり必 要に応じてチャックを選択する。データ収集が自動化 されており荷重-変位が自動的に収集される。高温引張 試験装置の写真を図 3.46 に示す。



図 3.46 高温引張試験装置の写真

(3) クリープ試験

材料試験用鉛セル内に設置された遠隔操作型の微小クリープ試験装置 2 台により、照射損傷に よる長時間機械的特性の劣化を把握し、劣化の進行と照射損傷指標との相関性を明らかにするた めに、照射材の高温クリープ試験を行うものである。

試験装置は、最大負荷荷重±2kNのサーボモータに よるクロスヘッド駆動型クリープ試験装置本体、真空 槽、内熱型電気炉(タンタルヒーター)、伸び測定器、 真空排気装置に操作室側の制御盤で構成された装置 により、300~700℃でのクリープ試験及びクリープ疲 労試験が実施可能である。試験片はクリープ試験用 (SS-3 タイプ/SSS-3 タイプ微小クリープ試験片)、クリ ープ疲労試験用(SF-1 タイプ微小クリープ減験片)、クリ ープ疲労試験用(SF-1 タイプ微小クリープ疲労試験 片)があり必要に応じてチャックを選択する。最大4 本同時に試験が可能となる。データ収集が自動化され ており荷重-変位が自動的に収集される。遠隔操作型微 小クリープ試験装置の写真を図 3.47 に示す。



図 3.47 遠隔操作型微小クリープ試験 装置の写真

(4) 破壊靭性試験

破壊靭性試験は、材料試験用鉄セル内に設置された 遠隔操作型の破壊靭性試験装置により、照射済原子炉 圧力容器鋼の照射脆化による健全性評価データを取 得するために実施する。

試験は、最大負荷荷重±50kN(静的)、-150~300℃、 繰り返し速度 0.001~約 60Hz、 歪波形は両振り、片振 り、正弦波、三角波、矩形波等により実施可能である。



図 3.48 破壊靭性試験装置の写真

試験は、除荷コンプライアンス法またはマスターカーブ法で実施する。データ収集が自動化され ており荷重-変位が自動的に収集される。破壊靭性試験装置の写真を図 3.48 に示す。

#### (5) レーザ歪制御低サイクル疲労試験

疲労試験は、材料試験用鉄セル内に設置された遠隔操作型の高温疲労試験装置により、中性子 照射された材料の低サイクル疲労特性に関する試験データの取得のため実施する。レーザ歪制御 低サイクル疲労試験装置の写真及び概略図を図 3.49 に示す。



図 3.49 レーザ 金制御低サイクル疲労試験装置の写真及び概略図

動的最大負荷荷重±10kNの電気機械式疲労試験装置本体、真空電気炉、レーザマイクロゲージ 式歪計測装置、真空排気装置及びセル背面側に置かれた試験片チャック用油圧源並びに操作室側 の制御盤で構成されている。試験可能な温度範囲は室温及び200~800℃である。

本試験装置では、新たに開発した非接触型のレーザマイクロゲージ式歪計を用いて試験片変位 を高速で計測(2ms/1データ)できる。疲労試験片は平行部直径 4mm、標点間距離 6mm で平行部 に歪計測用のツバを持つ形状とし、疲労試験片のツバ間隔の変化を測定し、試験機の変位制御信 号として入力することにより行うものである。

(6) 超高温引張試験

超高温引張試験は、材料試験用鉛セル内に設置された遠隔操作型の超高温引張試験装置により、 中性子照射された高温ガス炉材である超塑性材の高温下における材料特性に関する試験データ取 得のため実施する。

試験は、セル内に最大負荷荷重 2kN の引張試験装置本体、大気中電気炉及び操作室側の制御盤 で構成されている。大気中雰囲気においても超高温(1200~1600℃)で試験可能な電気炉を考案 し試験を可能とした。データ収集が自動化されており荷重-変位が自動的に収集される。

## 3.4.3 ガンマスキャニング

(1) 概要

ガンマスキャニングは、照射した燃料棒から放出されるガンマ線の分布測定データより、燃料 棒の燃焼分布を測定するものであり、コンクリート No.3 セルに設置されている。 ガンマスキャニング装置は、燃料棒を移動させる試料移動機構、燃料棒から放出されるガンマ 線コリメータ機構およびガンマ線を検出・分析等を行う測定器類で構成される。ガンマスキャン 装置の概略図を図 3.50 に示す。



図 3.50 ガンマスキャン装置の概略図

(2) 試料移動機構

試料移動機構は、燃料棒を固定し、移動 させる移送部とその操作を行う操作盤で構 成され、コンクリートセル操作室から見て、 セル背面の位置に設置され、遮へい窓越し に操作を行う。試料移動は、上下駆動、左 右方向(水平駆動)、試料回転が行える。試 料移動機構の仕様を表 3.11 に示す。

表 3.11 試料移動機構の仕様

装	置		仕	様	
		封料サイブ	直径	5~16 mm	
		武科サイス	長さ	100~800 mm	
試料移動装置		移動速度	上下	5, 10, 20, 40 mm/m	
			左右	5、10、20 mm/m	
			回転	0.5∼5 rpm	
Ge検出器		FWHM (Co-60)		1.85 keV	
		効率		25%	
コリメ	ータ	スリット、 7	ホール		

(3) コリメータ機構

コリメータ機構は、燃料棒から放出されるガンマ線の量を制限することにより、ガンマ線検出 を最適にさせるもので、セル背面遮へい壁内に設置されている。コリメータ機構は前段と後段の コリメータを組み合わせて使用する。ホットラボにおけるコリメータの前段は、回転機構内へ固 定されているため、アイソレーションルーム内のハンドルを回転させることで使用するコリメー タを選択できる構造である。コリメータは鉛製もしくはタングステン製である。

前段選択後、後段コリメータは、アイソレーションルーム内からコリメータホルダへ乗せ、コ リメータ挿入棒で押し込む。前段コリメータ及び後段コリメータにはアイマークが取られており、 接続にこの部分がかみ合うようになっている。

コリメータには中心部に孔が開いており、ここからガンマ線を放出させる。この孔は円もしく は長方形(スリットと呼ぶ)の形をしている。燃料棒のガンマ線分布測定を行う際は長方形タイ プを、板状の燃料板の測定時には円状のコリメータを選択し測定する。コリメータ機構の概要図 を図 3.51 に、コリメータの仕様を表 3.12 に示す。



	_			·	
型	式	形状	材質	寸法	(mm)
				φ 0.75,	L150
(Internet	Channes .	孔	鉛	φ1.5、	L150
Sent la la foi				ø3, 1	L150
A 5	イプ	スリット	鉛	$1.0 \times 15$	L150
			タングステン	$0.2 \times 20$	L150
В 9	17	孔	孔 鉛	φ1.5、	L150
				φ1.5、	L300
				φ1.5,	L550
				φ3.0,	L150
				φ3.0、	L550
				φ 5.0,	L300
				$1.0 \times 15$	L300
				$1.0 \times 15$	L550
				2 0×15	1150

表 3.12 コリメータの仕様

(4) 測定機器類

ガンマ線を測定する測定機器は、Ge 検出器、波高分析器等で構成される。Ge 検出器はコンク リート No.3 セルアイソレーションルーム内に配置される、波高分析器はコンクリートセル操作室 に配置される。燃料棒のガンマスキャン(例)を図 3.52 に示す。



図 3.52 燃料棒のガンマスキャン結果(例)

## 3.4.4 FP ガス捕集・分析

FP ガス捕集・分析は、照射した燃料棒プレナム 部を穿孔し燃料棒内の空隙容積及びガス圧力を測 定するとともに、ガスの一部を分取してガス分析 を行い、FP ガス放出率を評価するものである。FP ガス分析装置のガス捕集部の写真を図 3.53 に示す。



図 3.53 FP ガス分析装置のガス捕集部の写真

## 3.4.5 渦電流探傷試験

渦電流探傷試験は、照射した燃料棒の被覆管の内面及 び外面に発生した欠陥の検出を行う試験である。燃料被 覆管に生じた欠陥の検出方法には、X線検査、漏洩検査 等があるが微細なクラックや貫通していない欠陥の検出 には渦電流試験が最も効果的である。過電流探傷装置の 外観を図 3.54 に示す。

ホットラボにおける本装置は、コイル中を移動させる ことにより燃料棒被覆管の欠陥を検出する。当装置にお いては、二種類のコイルが選択でき貫通型コイルで燃料



図 3.54 渦電流探傷装置の外観

棒の軸方向の欠陥位置を、プローブ型コイルで軸方向及び周方向の欠陥位置を明らかにすること ができる。また、人工欠陥付き標準試料のデータと比較することにより欠陥の形状、大きさ及び 被覆管内外面の別等を判定することもできる。

同じ試験装置を用いて照射中に形成された被覆管表面の酸化膜の厚さを測定する場合は、酸化 膜が絶縁体なのでコイルを被覆管に押し付けた時、酸化膜の厚さ変化がコイルと被覆管母材との 距離の変化としてコイルインピーダンスに変化を与えるので、その変化を測定することにより酸 化膜の厚さを測定することができる。燃料棒を周方向あるいは軸方向に走査し、その信号出力レ ベルを標準試料(酸化膜のない被覆管)の出力レベルと対比することにより酸化膜の厚さを± 0.005mmの精度で測定できる。

また、当試験装置を用いて照射した研究用燃料板の表面に形成された酸化膜厚さの測定を行った。測定装置は、長さ50~800mm、幅30~80mm、厚さ1.0~2.0mmの照射済燃料板の試験が出来るものであり、測定は、プローブ型コイルを使用しX方向に燃料板移動、Y方向にプローブ移動して行われる。Y方向は、X方向のラインスキャンの位置決定にのみ使用する。検査周波数は、1024kHzを単一で使用する。

燃料板の酸化膜厚さ測定装置の外観を図 3.55 に示す。また、試験速度 0.5mm/s にて行った研究 炉用燃料板(長さ:150mm、幅:50mm、厚さ:1.27mm、被覆材:AlMg<sub>2</sub>)表面の酸化膜厚さ測定 試験の結果を図 3.56 に示す。



図 3.55 燃料板の酸化膜厚さ測定装置の外観



測定試験の結果

## 3.4.6 三次元 X 線撮影装置による観察

三次元 X 線撮影装置は、非破壊検査の高度化を図り、JMTR 等にて照射されたキャプセル、燃料要素の構造確認及び再組み立てキャプセルの溶接部健全性等の撮像を三次元にて表示するものである。三次元 X 線撮影システムの概要図を図 3.57 に示す。

システムの構成は、X線発生装置(X線管球)、 X線検出器(ラインセンサ)、試料駆動機構(試 料駆動部、回転昇降試料台)より構成される。

X線発生装置は、高電圧発生部及びX線管球 より構成され、マイクロプロセッサ制御器で制 御される。X線検出器は、コリメータとしてタ ングステン合金2枚にてスリット幅を調整でき る構造とし、X線検出器としてタングステン酸 カドミウム(CdWO4)を使用した。試料駆動機 構は、被検体を設置した回転試料昇降台を上下 移動及び回転させる。



図 3.57 三次元 X 線撮影装置の概要図

## 3.4.7 複合型微細組織解析装置

複合型微細組織解析装置は、照射済材料の局所的な微小領域に特化した高精度の解析を行うために整備したものである。複合型微細組織解析装置の概要を図 3.58 に示す。

本装置は、局所的な微小領域の高精度解析に 必要な観察したい部分を探し、その部分のみ局 所的に試験片加工して微細組織観察・分析がで きる複合型微細組織解析システムであり、(透過 電子顕微鏡 TEM)(観察)、集束イオンビーム加 工装置(FIB)(試料加工)及びエックス線光電 子分光装置(XPS)(分析)から構成されている。

TEM は、電子顕微鏡の一種であり、高倍率 (20,000,000 倍) での試料観察が可能である。観 察は、試料に電子を当て、試料を透かして観察 しなければならないため、観察試料を出来るだ け薄くしなければならない。



図 3.58 複合型微細組織解析装置の概要

FIB は、集束イオンビームを当てて試料を加工する装置であり、微細加工(100nm オーダ)を 可能にしこれにより TEM 観察試料である薄片を作製するものである。

XPS は、試料表面(最少領域 7.5 µm)に X線を照射し、発生する光電子のエネルギーを測定することで試料の元素分析や化学結合状態を調べることが出来る装置である。

## 3.4.8 研究炉用の FP 放出率測定試験

JMTR 燃料の濃縮度低減化計画に際し、低濃縮ウラン(LEU)高密度シリサイド燃料炉心の安 全評価に資するため、高温時(600℃から1,100℃)における FP の放出率測定装置を開発した。

試料は、JMTR にて1サイクル(燃焼度約22%<sup>235</sup>U)照射した低濃縮ウラン(LEU,濃縮度約20%、4.8gU/cm<sup>3</sup>)の分散型シリサイド燃料(U<sub>3</sub>Si<sub>2</sub>90%、USi 10%-Al とU<sub>3</sub>Si<sub>2</sub>50%、U<sub>3</sub>Si 50%-Al)2個と、 中濃縮ウラン(MEU,濃縮度約45%、1.6gU/cm<sup>3</sup>)の分散型アルミナイド燃料(UAl<sub>3</sub>70%、UAL<sub>4</sub>30%-Al) 1個で、今回の試験用に特別に製作したミニプレートより切り抜いたものである。

試験は、照射終了後10日から90日の間に行い、試料を600~1100℃まで100℃ステップで加熱 し、各温度において放出される<sup>85</sup>Kr、<sup>133</sup>Xe、<sup>131</sup>I、<sup>137</sup>Cs、<sup>103</sup>Ru、<sup>129m</sup>Te 等のFP の放出量をキャリ アガスに乾燥空気を使用して測定した。各試験ステップで試験装置の組立、分解、測定を繰り返 すことにより試料から放出された FP を全て捕集し測定することができた。

#### (1) 試験装置

試験装置は、セル内設置部分とセル外設置部分に大別される。セル内部分は、試料加熱系、固体 FP 捕集系等よりなり、セル外部分は、希ガス FP 捕集系、真空排気系、キャリアガス導入系、制御系等よりなる。試験のために JMTR ホットセルに設置した高温時 FP 放出率測定装置の概略図 を図 3.59 に示す。



図 3.59 高温時 FP 放出率測定装置の概略図

試料が放出する FP を全て捕集し試験の精度を上げるため、セル内部分は加熱ステップごとに組 立・分解・再組立を繰り返し行う構造とし、炉心管、沈着管、フィルタは、その都度新しい部品 に交換し使用する方式とした。試料の加熱には、赤外線ゴールドイメージ炉(4.8kW、加熱長さ: 170mm)を使用し、試験温度の制御及び測定には R型(Pt-Pt、Rh)熱電対1本を使用した。試料 皿は、試料の温度を正確に測定するため熱電対の上端で接触させるように設置し、放出した固体 FPを出来る限り試料の近くで一箇所に沈着させるため沈着管で試料を覆った。加熱中の酸化、溶融と加熱終了後の沈着した FP の洗浄等を考慮し、炉心管は石英製、試料皿は白金製、また沈着管及び試料ホルダをセラミック製とした。

Ru、Te、I、Cs等の固体 FP の捕集には、ガラスフィルタ1段、ゼオライトフィルタ3段、チャ コールフィルタ3段を使用した。フィルタの脱ガスとフィルタへの水分及び希ガスの吸着を防ぐ ため恒温槽(500W)を使用し、さらに試料加熱系と固体 FP 捕集系の接続管への固体 FP の沈着を 出来る限り少なくするために特性ヒータ(200W)を使用した。Kr、Xe 等の希ガス FP の捕集には コールドトラップ1段とチャコールトラップ3段を使用し、さらに安全対策として大容量の予備 トラップ1段を使用した。

各トラップは、加熱ステップごとに組立・分解・測定・再組立を繰り返し行う構造とし、チャ コールトラップは、試験の精度を上げるためにその都度新しい部品に交換した。

トラップの脱ガスのための特性ヒータ(200W)を使用し、冷却のためエチルアルコールとドラ イアイスを使用した。吸着 FP の放射線を遮へいするために1及び2段目のチャコールトラップは、 鉛製容器(厚さ 3mm)にて覆った。なお、チャコールフィルタ及びチャコールトラップには、有 機ヨウ素の放出を考慮し添着活性炭を使用した。希ガス FP の放出開始と捕集終了を確認するため コールドトラップの直前にスミヤ用 GM サーベイメータを使用した。

各系内の脱ガス及び密封性確認とキャリアガスの流量調整及び排気等を行うため、真空排気系 には油回転ポンプ(100L/min)1台、油拡散ポンプ(240L/s)1台、ピラニ真空計2台、バラトロ ン真空計1台等をした。キャリアガスは、露点-60℃、水分60ppmの乾燥空気ボンベ(7m<sup>3</sup>,150kg/cm<sup>2</sup>) を使用し、流量調整のための系の入口と出口にそれぞれ流量計と流量調節バルブ各1個を使用し た。

加熱炉の温度制御には、PID プログラム制御を使用し、捕集した FP の測定には、HP.Ge 検出器 付きのマルチチャンネル波高分析器(4096ch MCA)を使用した。また、スタックへの<sup>131</sup>I の放出 を考慮し、本試験の各作業を行うホットセルの各排気系には、チャコール(添着活性炭)フィル タを各1段装着使用した。

(2) 試験試料

試験試料は、高温時 FP 放出率測定試験用に特別に製作した小さなアルミニウム分散型の燃料芯材を二箇所に埋め込んだ3種類(A、B、C)のミニプレートから採取したものである。

- (3) 試験方法
  - 1) 試験雰囲気

系内にキャリアガスとして乾燥空気を 0.1L/min の流量で流し、約 0.09MPa の乾燥空気雰囲気で試験を行った。

2) 試験温度

1℃/sの昇温速度で 600℃、700℃、800℃、900℃、1000℃、1100℃の試験温度まで加熱し、100℃ ステップの各試験温度にて 60 分間保持した。

3) 測定対象 FP

本試験で放出が予定されている FP のうち半減期及び放出するガンマ線のエネルギー等を考 慮して比較的測定容易な<sup>85</sup>Kr、<sup>133</sup>Xe、<sup>131</sup>I、<sup>137</sup>Cs、<sup>103</sup>Ru、<sup>129m</sup>Te を対象とした。

4) FP の捕集及び測定方法

I、Cs、Ru、Teは、セル内で捕集し、フィルタ等に沈着あるいは吸着した FP は、フィルタ等 をセル内で直接ガンマ線測定した。また、炉内管及び接続管等に沈着した FP は 6N の水酸化ナ トリウム溶液で洗浄し、その洗浄液の一部をセル外でガンマ線測定した。Kr、Xe は、セル外で 捕集し、チャコールトラップに吸着した FP はセル外で直接ガンマ線測定した。

(4) 試験手順

試験は、キャプセルの解体、ミニプレートの外観及び X 線検査、試験試料の切り抜き、外観検 査を行った後、試験装置の組立及び試験準備、試料のセットと加熱及び FP の捕集、試験装置の分 解、捕集した FP の測定等を繰り返し行い、1 ステップ 2 日以上合計 80 日を要した。

(5) まとめ

試験・研究炉用等の高温時における FP 放出率測定装置を開発し、JMTR において1サイクル(燃 焼度:約22%<sup>235</sup>U)照射した分散型 LEU シリサイド燃料 (U<sub>3</sub>Si<sub>2</sub> 90%、USi 10%-Al と U<sub>3</sub>Si<sub>2</sub> 50%、 U<sub>3</sub>Si 50%-Al) 2 個と分散型 MEU アルミナイド燃料 (UAl<sub>3</sub> 70%、UAL<sub>4</sub> 30%-Al) 1 個の高温時 (600℃ から 1,100℃)における FP 放出率測定試験を行った。各試験ステップで試験装置の組立、分解、 測定、新規部品による再組立てを繰り返すことにより試料から放出された FP を全て捕集し測定す ることができた。

#### 3.5 照射済試験片の再加工

#### 3.5.1 照射後試験片放電加工

材料の照射試験研究は、通常引張試験片、シャルピー試験片、CT 試験片等の機械試験片や金相 試験片をキャプセル等の照射リグで中性子照射した後にホットラボで照射後試験を行う。この場 合、照射は不活性ガス中でかつ無負荷状態で行われる。一方、発電炉の構造材料は高温・高圧水 中で荷重負荷された状態で中性子照射され、照射損傷挙動がキャプセル等の照射リグで照射され たものと異なることが推測される。

JMTR のキャプセルやループ照射設備の構造材は、高温・高圧水等の様々な環境下で、しかも 様々な荷重負荷状態で中性子照射されている。これらの構造部材から試験片を採取して照射後試 験を行うことによって、中性子照射中の環境影響について評価できることが期待されることから、 照射後試験片放電加工技術を開発した。

対象とした照射リグ構造部材は、照射済 OWL-2(第1世代炉内管)の外筒管(外径:145mm、 厚さ:4.3mm)、耐圧管(外径:127.4mm、厚さ:4.8mm)、ラッパー管(長さ:78.5mm、厚さ: 1.9mm)及びキャプセル外筒部材(外径:60mm、厚さ:3mm)である。これらの構造部材から丸 棒引張試験片、シャルピー衝撃試験片、平板引張試験片、CT 試験片を採取した。

採取する試験片は、予め照射量分布をγスキャン装置により測定して採取位置を決定した。コ

ンクリートセルに設置した放電加工装置の写真を図 3.60 に示す。また、加工の流れを図 3.61 に示す。

1) 炉内管切断

カナルに設置した切断装置で所要の寸法を切断した 管は、コンクリート No.2 セル内に設置した炉内管切断 装置により細断する。当装置は、使用済 OWL-2 炉内管 及びキャプセル外筒管等から各種の材料試験片を製作 する加工素材を切り出すための装置で、ギロチンソー型 パイプ切断機であり、切断物チャック機構、切断送り機 構、鋸刃交換機構からなる。

2) ガンマスキャン

開発した精密型回転ステージを用いて、上記炉内管切 断装置で切断した試験片加工素材の周方向の線量分布 を測定する目的でガンマスキャニングする。精密型回転 ステージは、コンクリート No.3 セルに設置されたガン マスキャニング装置の試料移動機構部に取り付けて使 用する。

3) 放電加工装置による試験片切り出し

コンクリート No.2 セル内に設置した放電加工装置に より、各種の材料試験片を製作する。試験片表面の研磨 仕上げ等の二次加工はダイヤモンド砥石により行う。放 電加工のための加工液は、吹きかけ方式により純水を使 用し、二次加工のためのダイヤモンド砥石の冷却にも併 用する。

加工する試験片形状は、丸棒引張試験片、シャルピー衝撃試験片、平板引張試験片及びコンパクトテンション試験片である。製作した試験片の外観写真を図 3.62 に示す。

## 3.5.2 照射済核融合材料の再加工

(1) 概要

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、構造材の溶接を行う必要がある。しかしながら、ス テンレス鋼等の Ni を含んだ構造材においては、中性子照





図 3.60 放電加工装置の写真



図 3.61 加工の流れ



図 3.62 製作した試験片の外観写真

コネル 625) を用いた再溶接性確証試験を実施した。

## (2) 試験片加工装置及び再溶接装置

核融合材再生手順を図 3.63 に示す。再溶接性確 証試験プロセスとして、中性子照射した構造材を遠 隔操作型 TIG 溶接装置にて溶接し、遠隔操作型加 工装置にて引張試験片に加工した。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 る溶接部の微視的特性評価を行った。



図 3.63 核融合材再生手順

## (3) 核融合炉構造材料の再溶接性

予備的試験として、JMTR で 200℃、1.4×10<sup>20</sup>n/cm<sup>2</sup>/s 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、照射後試験 により溶接部の特性評価を行った。これらの組合せで製作した溶接材の 200℃における引張試験 結果を図 3.64 に示す。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ほぼ同じ で小さく熱影響部(HAZ: Heat Affected zone)で破断した。溶接断面部の SEM/XMA 分析では、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<sup>[3-40]</sup>。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 再溶接性確証試験も行った。この結果、照射温度による溶接性に影響することも明らかになった。



(a) 溶接材の引張試験結果



(SUS316:照射/照射の組合せ) 熱影響部の粒界に気泡が観察。核反応により生 成された He が、溶接熱により熱影響部に凝集 し気泡に成長と予想。

(b) 再溶接材の SEM 観察結果



上記の予備試験と同様に、JMTR で 150℃、2.0× **表 3.13 インコネル 625 中の He** 10<sup>20</sup>n/cm<sup>2</sup>/s まで照射したインコネル 625 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、照射後試験により溶接部の特性評価を行った。こ れらの組合せで製作したインコネル 625 の溶接材の引張試 験結果及び SEM 観察結果は、前述の SUS316 と同様な傾向 であった。特に、本試験では、インコネル 625 の構成材料 による He の生成量を評価して、構造材料中の He 量に対す る溶接性について検討を行った。インコネル 625 中の He 生成表の評価結果を表 3.13 に示す。なお、インコネル 625

# 生成表の評価結果

核反応	He生成量 (appm)
Fe(n, $\alpha$ )	5. $2 \times 10^{-3}$
Ni(n, α)	4.8 $\times 10^{-1}$
$Cr(n, \alpha)$	$1.4 \times 10^{-2}$
Mn(n, $\alpha$ )	4.3 $\times 10^{-5}$
<sup>58</sup> Ni(n, $\gamma$ ) <sup>59</sup> Ni(n, $\alpha$ )	2.2 × 10 <sup>-1</sup>
$B(n, \alpha)$	9.6 $\times 10^{0}$
合 計	$1.0 \times 10^{1}$

中のホウ素(B)の含有量も測定し、He 生成量への影響も評価した。この結果、生成 He は、B による  $(n, \alpha)$  反応が最も多く、本照射量での He 生成量は約 10 appm であり、その内の Ni による 生成量は約0.7ppmであることが分った。

国際熱核融合実験炉(ITER)用構造材の第1候補であるSUS316LNについての溶接性を調べた。 本試験では、欧州で製作した SUS316LN-IG と日本で製作した SUS316LN-IG を用いた再溶接試験 を実施するとともに、溶接した照射済ステンレス鋼を前述したカップリング照射の技術を活用し て、再照射を行い、照射後の溶接材の特性も調べた。なお、欧州用 SUS316LN-IG と日本用 SUS316LN-IG の B の含有量は、それぞれ 11.8ppm 及び 3.4ppm であった。JMTR での照射試験は、 照射温度は $150^{\circ}$ 、中性子照射量は第1回目が $2\sim5\times10^{20}$ n/cm<sup>2</sup>、溶接後は $7.5\times10^{20}$ n/cm<sup>2</sup>で行った。 この結果、溶接時の熱入力を抑制することにより、図 3.65 に示すように溶接後の He バブルの成 長を抑えることができ、良好な溶接材を作製可能であることを明らかにした。また、再照射後の 溶接材の機械的特性は、溶接材による組合せの違いには影響しないことも明らかにした<sup>[3-41]</sup>。



図 3.65 溶接条件の設定と金相観察結果

This is a blank page.

# 4. 研究を先導する照射技術開発

## 4.1 特殊照射キャプセル

## 4.1.1 一定温度制御

(1) 利用研究

高エネルギー中性子等の粒子線を照射した場合、衝突カスケードと呼ばれるはじき出しの連鎖 を伴った照射欠陥が生じる。軽水炉から核融合炉まで、中性子照射によって発生する金属材料の 特性変化のほとんどが、この過程を出発点として、マルチスケール的な進展を経て機械的特性や 物理的特性変化へと繋がっていくことが分かっている。また、低エネルギー中性子等の場合は原 子核との核反応により発生するヘリウム(He)原子、水素原子が集合して金属中に残る。中性子 照射損傷基礎過程におけるこれらの現象は、中性子照射量、中性子エネルギー、照射速度、照射 温度に大きく依存する。しかし、照射試験炉を用いた照射においては、技術的な問題から、図4.1 に示すように原子炉出力が定格出力(50 MW)になった後に温度制御を行うというプロセスを用 いている。JMTR の場合、原子炉運転開始から定格出力になるまでに約10時間を要する。この間、 照射試験材料は低温状態で照射される。この低温照射の過程で発生した照射損傷が残存し、照射 損傷基礎過程研究の支障となることから、低温照射履歴を排除する必要がある。

そこで、低温照射履歴を排除するための照射技術と して、JMTR で使用しているキャプセル容器内のガス 層の圧力を変える(0.1 Pa~1 Pa)ことによってガス層 の熱伝導率を調節する方法(以下「真空制御方式」と いう。)と内装する電気ヒータでキャプセル内発熱量を 調整する方法(以下「ヒータ制御方式」という。)を併 用して原子炉起動時から定格出力及び定格出力から原 子炉停止の期間まで、一定の照射温度を制御する「一 定温度照射キャプセル」を開発した。



(2) キャプセルの熱設計

図 4.1 標準的なキャプセルの温度制御



#### (3) 一定温度制御キャプセル

運転開始から定格出力まで、定格出力から原子炉停止までの間、一般的に照射試料は低温で照 射される。この低温照射の過程を排除するために一定温度制御キャプセルを開発した<sup>[4-1]</sup>。

当キャプセルは、真空制御方式とヒータ制御方式を併用するものである。一定温度制御装置の 概要を図 4.3 に示す。



図4.3 一定温度制御装置の概要

通常のキャプセルは、試料の周りに電気ヒータとガス層が設けられているが、原子炉の低出力 時にも照射温度を達成できる様にガス層を大きくし、断熱効果を大きくすることで、運転開始前 からヒータの出力とガス層の圧力(真空度)を調整して試料を目標温度に制御することが可能と なる(ただし、ガンマ発熱率の大きな燃料領域の照射ではガス層を大きく取れないことから一定 温度制御は不可)。

原子炉起動時及び停止時の出力変化には、ヒータの出力調整は応答が良いため、通常のフィー ドバック制御を用いた温度制御で問題ないが、ガス層の圧力調節による温度制御は応答が悪く、 試料の温度変化を検出した後にガス層圧力を手動で調整するフィードバック方式では高い制御精 度が得られない。このため、真空制御方式のガス層圧力調整系に原子炉の出力信号でガス層の圧 力を先行調整する先行制御回路を組み込み、ヒータ出力のフィードバック制御と併用して試料温 度を制御する方式とした。この制御方式では、原子炉の出力変化に伴う試料温度の変化に先行し てガス層の圧力を調整するため、配管抵抗による温度の制御遅れを補うことができ、制御精度を 高めることが可能となった。

本方式を用いて照射用キャプセルの温度制御を行なった結果、原子炉出力上昇中の試料の温度 変動は、図 4.4 に示すように照射温度 500℃で±3℃以内におさえることができた。 原子炉の出力に先行してガス層の 圧力を先行制御する方式の場合、ガ ス層の寸法がキャプセルは個々で異 なるために、計算で制御関数を求め ることは困難である。このため、制 御関数の初期値を過去に照射した同 様なキャプセルの運転経験に基づい て定め、その制御結果を制御関数に 反映させる手法を用いた。



## 4.1.2 温度変動型キャプセル

発電炉や核融合炉では、実際の炉の起動時か ら定格運転にいたるまでの温度履歴が照射特 性に影響を及ぼすことが考えられる。そこで、 本キャプセルは、4.1.1 項で述べた一定温度制御 キャプセルの発展型として、発電炉の温度履歴 を想定して、照射中に照射温度を一定期間内に 昇温、高定格温度、降温、低定格温度と繰り返 すものである<sup>[4-2]</sup>。温度変動型の温度制御の一例 を図 4.5 に示す。



## 4.1.3 インパイルクリープ試験キャプセル

放射線の影響による材料のクリープ歪み測定については、従来、対象物を照射場において一定 時間照射し、その後照射場から取り出しホットラボ等でクリープ試験を行ってきた。しかし、原 子炉等の構成材料においては、中性子照射環境下で起こる照射下クリープ現象が知られており、 その現象の評価を行うには照射場においてその場試験を行う必要がある。そこで、JMTR では照 射試験中に材料のクリープ歪み試験を行うため、照射下クリープ歪み測定キャプセルを開発した [4-3]。

(1) インパイルクリープキャプセルの構造

インパイルクリープキャプセルの構造を図 4.6 に示す。

本キャプセルは、引張試験片のインパイルクリープ試験を行うものであり、金属ベローズに外部からヘリウムガスで加圧することによって試験片に引張荷重をかけ、クリープ伸びは内装する 差動トランスで測定する。クリープ試験では試験片の温度制御が重要な要素である。図 4.6 では 図示されていないが、内装するヒータで温度制御は可能である。図に描かれている熱中性子吸収 材(または熱中性子増倍材)は中性子スペクトル調整を目的としたものである<sup>[44]</sup>。クリープ伸び 測定には差動トランスの他にヘリウムマイクロメータ法を用いる設計もある。





(2) 黒鉛インパイルクリープ試験用キャプセル

高温ガス炉を構成する黒鉛構造材の照射下クリープ試験の場合、照射温度が1200℃と高温になることから、主要部のキャプセル構造材には黒鉛、ハステロイ等の高温構造材を用い、温度制御には、真空制御方式とヒータ制御方式を併用した<sup>[4-5]</sup>。なお、歪み測定用差動トランスと試験片を 歪伝達移動ロッドでつなぐが、この間の温度が異なると熱膨張差分の誤差を生じることになるの で、荷重負荷しない歪伝達移動ロッドとの歪み差で測定値を補正する仕組みを用いた。

#### 4.1.4 垂直移動型キャプセル

材料の照射試験においては、中性子照射量が同じであっても、照射温度や中性子束等の照射環 境因子の履歴が異なると、照射による効果も異なるため、これら照射環境因子と材料の照射特性 との相関を明らかにすることが重要である。これまでJMTRでは、照射温度については、原子炉 起動時から停止時まで一定に保って制御を行うことを可能とした。しかし、中性子については、 原子炉の照射孔位置、軸方向位置によって中性子束や中性子スペクトルが異なることから、照射 損傷基礎過程に関しての研究を体系的にまとめることが困難であった。そこで中性子束、中性子 スペクトルが変わらないピンポイントな位置でしかも照射温度を一定にした照射試験を行う目的

として、原子炉が定格出力の ときにキャプセル内で照射試 料を垂直に移動させる垂直移 動型キャプセルを開発した。 垂直移動型キャプセルの種類 を表 4.1 に示す。

表	4.	1	垂直移動型=	キャ	プセ	ルの	種類
---	----	---	--------	----	----	----	----

型 式	駆 動 方 法	移動量
試料昇降型 (クリーンヒット型)	ヘリウムガスの圧力により試料を上下に 移動する。	約800mm
試料引上型	ワイヤにより試料を引き上げる。	約900mm
形状記憶合金駆動型 (SMA駆動型)	形状記憶合金をコイル状にし、温度によ る変態を利用して試料を上下に移動する。	約500mm
スプリング引上型	ばね固定治具を切り離し、ばねの戻りを 利用して試料を引上げる。	約800mm

(1) 試料昇降型(クリーンヒット型) キャプセル

試料昇降型キャプセルは、1本のキャプセル内にある複数の案内管内で照射試料を封入したインナーキャプセルをガス圧力により、各々任意の時間に挿入及び取出を行うことで、各照射期間の中性子束と照射温度を所定の目標値にすることができるものである。

垂直移動型キャプセル構造と照射事例を図 4.7 に示す。キャプセル内のインナーキャプセルは、 原子炉起動時及び停止時の出力変化による照射影響を受けないよう、キャプセル上部の炉心外に ー旦回避しておき、定格出力に 達してから炉心に装荷し、順次 希望照射量に達した時点で引き 抜くことのできる構造となって いる。キャプセル上部にあるガ ス切替えバルブによりインナー キャプセルを昇降させる。なお、 このバルブには、耐放射線性を 有し、かつ、3系統単独で切替え が可能なソレノイド式バルブを 用いている。



(2) 試料引上型キャプセル

試料引上型キャプセルはワイヤ巻取り装置を 介して原子炉運転中の任意の時期に照射試料を 封入したインナーキャプセルを炉心領域外へ移 動できる機能を有したキャプセルである。ヒータ 制御方式及び真空制御方式により、原子炉出力上 昇前や出力低下中も照射温度を一定にできる一 定温度制御型キャプセルでもある。外径 40mm の キャプセル内に、小型のインナーキャプセルが5 体装荷でき、随時各々引き上げて操作を行える構 造となっている。当初、ワイヤの引上げにはかな りの抵抗がかかり、ワイヤが切断することがあっ たが、組立時及び案内管装荷時にワイヤの引出管 を交差させることなく、なるべくストレートに組 み立てるとともに、極力曲がり角度を小さくする 保護管曲げ位置にし、炉心装荷に注意を払うこと で、ワイヤの切断を回避する工夫をした。試料引 上型キャプセルの構造図を図 4.8 に示す<sup>[4-6]</sup>。



(3) 形状記憶合金駆動型キャプセル

光ファイバのように照射劣化しやすいものを原子炉内で使用し、測定や観測をする場合、照射 による劣化を少なくするため、使用時にのみ炉心領域に挿入し、未使用時に炉心領域から退避さ せる必要がある。このため、温度により形状が変化する形状記憶合金を駆動素子として利用し、 温度変化で自動的に垂直方向に伸縮する形状記憶合金駆動型キャプセルを開発した<sup>[4-7]</sup>。

形状記憶合金には、コイル線径 2mm、逆変態開始温度 95℃(368K)、コイル平均径 26mm、自 由長 172mm の Ti50-Ni50(at%)合金製の SMA コイルをキャプセル用に開発し、炉外試験におい て負荷荷重 12N の条件で加熱用ヒータにより最大駆動距離 430mm を確認した。

キャプセルの概略図を図 4.9 に示す。駆動方式は、形状記憶コイルの下部にレーザ管(石英) を用いた放射線測定器を取り付け、コイル内に挿入したヒータ線を加熱することにより、コイル

を収縮させて試料の引上げを行う。試料を炉内に 挿入する場合はヒータの電源を断とし、試料を引 き上げる場合にはヒータの電源を投入する。試料 の軸方向の位置確認は、別に設けられた摺動抵抗 シャフトと摺動子による抵抗測定、あるいは位置 信号によるパルスカウンタから求められる。

照射試験の結果、1 サイクル目に常時加熱して いる SMA コイルの冷却/再加熱に伴う伸長/収 縮を用いてコイルの駆動試験を2回実施したとこ ろ、約 320mmの駆動距離が確保された。しかし、 次のサイクルでは駆動距離が約 290mm に低減し、 炉外試験で得られた駆動距離を下回った。また、 照射試験中での試料容器の炉心領域への挿入は途 中までしか挿入できなかった。原因としては、 SMA コイル部の温度は 63℃であったが、SMA コ イルの炉心側先端部はガンマ発熱により逆変態開 始温度を超え、コイルの逆変態に伴う伸張駆動機 能が十分に働かなかったためと思われる。

(4) スプリング引上型キャプセル

軽水炉材料の照射試験において、温度、圧力、中性子束等 の照射環境因子と、加速照射試験における材料の特性変化の 相関を明らかにするため、より高い中性子束の照射場で、短 時間で同じ照射量を与え、かつ、照射量が目標値に達した後 は照射影響を受けないところに退避させるキャプセルとして、 スプリングにより試料を引き上げるスプリング引上型キャプ セルの開発を行った。本キャプセルの構造図を図 4.10 に示す。

本キャプセルは、スプリングにより、照射サイクル途中で から 照射試料を引き上げる方式を採用しており、引上げ方法は、 試料が入っているインナーキャプセルが予定照射量に達した 時点でスプリングを固定している低融点合金をセラミックヒ ータで溶解・切断し、スプリングの力で炉心領域から引き上 げるものである。なお、スプリングには、ばね材料として高 Z-温に強く、長時間にわたり引張力を保持するインコネル-750 を採用した。



## 図 4.9 形状記憶合金駆動型キャプセル の構造図



# 図 4.10 スプリング引上げ型 キャプセルの構造図

## 4.1.5 中性子パルス照射キャプセル(回転キャプセル)

ITER の研究において、ブランケットの機能 の内、トリチウム生成回収特性やトリチウム 増殖材の有効熱拡散率等の照射効果を知るこ とが重要であるが、ITER はパルス運転である ことから、これらの特性を実験的に把握する ことを目的として回転キャプセルを開発し、 ITER のパルス運転を模擬した照射試験を計 画した。

本キャプセルは、キャプセル内に窓付円筒 状のハフニウム製中性子吸収体を試料容器の 周囲に配置し、その中性子吸収体を回転させ ることにより、照射試料に入射する中性子を パルス状に変化させる。キャプセルの概念図 を図 4.11 に示す。



図 4.11 中性子パルス照射キャプセルの概念図

この中性子吸収体を回転させる機構として、停止位置の制御が容易で外径上キャプセル内に装 荷することが可能な小型で、高放射線下で使用できるステッピングモータを開発した。モータ用 コイル材には、耐熱性および耐放射線性の高い MI ケーブルを採用し、軸受には耐熱性および耐 放射線性の観点からオイルレスのセラミックス製ベアリングを用いた。さらに、中性子吸収体の 窓の位置を確認するための位置検出器としては、無機材のみを使用したリミットスイッチを選定 し中性子照射下における回転の信頼性を高めた。

この回転駆動機構の性能を評価 するため、照射試料として自己出力 型中性子検出器(SPND)を装荷し たキャプセルを製作し照射試験を 行った。その結果、試料部の温度を 最高 600℃まで上げた状態で正常に 回転できることを確認し、駆動機構 として十分な性能を有することが わかった<sup>[4-8]</sup>。中性子パルス照射時に おける SPND 出力変化測定結果を図 4.12 に示す。



JMTR の第 136~165 サイクル運転の間、この中性子吸収体の回転駆動機構の内側に、核融合炉 ブランケットで用いるトリチウム増殖材の候補材の一つであるチタン酸リチウム(Li<sub>2</sub>TiO<sub>3</sub>)を充 填した容器を配置し、ITER パルス運転を模擬したトリチウム生成回収特性等を調べるための照射 試験を行い、30 サイクルの照射試験でも使用可能であることが実証された<sup>[4-9]</sup>。

## 4.1.6 光計測キャプセル

核融合炉のプラズマ状態(プラズマの密度、温度、不純物等)を確認するには、図 4.13 に示す ように、真空容器内に鏡材・窓材を取り付け、窓材から光ファイバを介して測定する必要がある。 この光計測用窓材の中性子照射下における光透過特性を明らかにするため、炉内で光透過損失量 を測定するための光計測キャプセルを開発した<sup>[4-7]</sup>。

窓材として、サファイヤと溶融石英(KUクオーツ)の2種類を選定し、図4.13に示すように 各々2個の試料を2つの温度領域に分けて試験台に配置し、キャプセル上部から軸を介して試験 台回転用ステッピングモータにて試験台を回転させる。光透過量の測定は、窓材のないEを基準 位置として、炉外から白色光を光ファイバで導入し、窓材の透過光をコーナーキューブ反射鏡で 反射させて光ファイバで受光し、炉外に取り出して分光器によって光の強度を測定した。その際、 照射孔の炉心方向はガンマ発熱で若干キャプセルが反るため、2つの光軸調製用ステッピングモ ータにより軸調整を行い、位置Eで光透過量が一番高くなるよう軸調整を行った。

図 4.13 に示す測定結果から、本キャプセルの開発により、光透過損失量は中性子照射量ととも に増加すること、可視領域の波長範囲では KU クオーツの損失量が小さいこと、低温で照射した 場合には炉停止時等の僅かな中性子照射量増加でも損失量が大きくなること等が明らかになった。



図 4.13 核融合炉内のプラズマ測定方法と光計測キャプセル概念図及び光透過測定例

## 4.1.7 径方向均一照射キャプセル

中性子の炉心径方向の勾配は、JMTRの照射孔の内、燃料領域では かなり平坦であるが、反射体領域では大きい。このため、キャプセ ル内部に装荷した照射試料の中性子照射量は、照射孔によって、炉 心側と反炉心側とで 20~30%の差が生じることがある。この対策と して、無計測キャプセルにおいては、照射途中の中間炉停止時にキ ャプセルの炉心方向をハンドリングにより反転させることで対処し てきた。しかし、JMTR 第 108 サイクル以降は JMTR の運転が 30 日 連続運転となったことで途中での反転作業は出来なくなった。この ため、照射試料内の中性子照射量をできるだけ均一にするために無 計測キャプセルは冷却水流を利用して回転させる自己回転型無計測 キャプセルを開発した。また、計測付キャプセルではステッピング モータを利用した動力回転型キャプセルとして、照射試料を回転さ せることで、径方向の中性子照射量を均一にする均一照射キャプセ ルを開発した。

ゲー次冷却水 バスケット 照射試料 中性子照射量 炉一次冷却水

図 4.14 冷却水流による回転 キャプセルの概略 構造図

(1) 冷却水流による均一照射キャプセル

照射試料をできる限り均一に照射したいとの利用者の要望は常に あった。特に、医療用や工業用に用いられる Ir-192 線源やトレーサ 用の P-32 線源においては、できる限り均一な比放射能を有する製造 が要求されていた。そこで、RI 製造に用いられる無計測キャプセル において、原子炉の一次冷却水流を利用して試料を納めたインナー キャプセルを回転させることにより、試料の水平方向に対して均一 に照射するキャプセルを開発した。キャプセルの概略構造図を図 4.14 に示す。本キャプセルでは、無計測キャプセル下部に永久磁石 によって同じ極同士は反発することを利用した回転部分を配置し、 上部のインナーキャプセルを浮かせて、上面及び側面に、原子炉一 次冷却水の流れを利用してインナーキャプセルを回転させるための 溝を設けて照射試料を回転させることを可能とした。

(2) モータによる均一照射キャプセル

試料内の中性子照射量をできるだけ均一にするため、照射試料の 入った内部容器をキャプセル上部のステッピングモータにより反転 させキャプセル内の方向を変えることで試料中に生じる照射量の傾 きを相殺緩和することができる均一照射キャプセルを開発した<sup>[4-10]</sup>。 キャプセルの概略構造図を図 4.15 に示す。

キャプセルの内部容器の反転用動力機構にはステッピングモータと減速器を使用している。内部容器を反転させると熱電対等計装線は捩れによる塑性変形を起こすことから、計装線をコイル



概略構造図

状にカールさせることで、反転による計装線の耐久性と健全性を確保している。照射温度は、真空制御及びヒータ制御で制御し、照射試料雰囲気は真空制御の影響を受けないようにヘリウムガ スを密封した容器構造とした<sup>[4-11]</sup>。

なお、本キャプセルの機能としては、JMTR で材料の照射試験を行う場合、高速中性子束/熱 中性子束の比が発電炉より一桁小さいため、より実炉に近づける方法として、カドミウムめっき を施したステンレス製の筒で照射試料を装荷した内部容器を取り囲むことにより、熱中性子を吸 収させて中性子スペクトルを調整する機能も持たせている。

照射試験の結果から、同一水平面に配置された 6 個の照射試料の中性子照射量のばらつきは±3.5%であり、反転させない場合の±17%から大幅に改善された。また、目標照射温度 280±2.5℃ の範囲で制御できた。さらに、中性子スペクトル(高速中性子束/熱中性子束の比)は、調整しない場合の約 0.07 から 0.24~0.29(目標値 0.3~0.5)となる等、きめ細かな中性子スペクトル調整が可能となった。

## 4.1.8 RISA 照射キャプセル

放射線誘起表面活性(Radiation Induced Surface Activation; RISA)は、放射線照射で生成する電 子-正孔対により現れるもので、紫外線による光触媒反応と類似の現象と考えられており、材料の 濡れ性や耐食性が向上することが確認されている。この RISA 現象を放射線照射場に応用するこ とで、BWR 炉心の出力増加や事故時の炉心冷却時における安全余裕の現実的な評価に期待されて いる。しかし、これまでの RISA 現象の検証実験では、ガンマ線照射下や照射試験後のものであ り、中性子を含む複合照射環境下での実証例は少ない。そこで、強制流動場の限界熱流束(Critical Heat Flux; CHF)について、実機相当の複合放射線照射下と非照射下との測定結果を比較し除熱性 能の変化を評価するため、JMTR を使った沸騰伝熱試験が行われた。

RISA 照射キャプセルは、外筒外径 40mm の真空・ヒータ温度制御キャプセルである。照射試料 は、CHF の測定を行うステンレス鋼製の伝熱体で、外径 24mm、長さ 105mm で、中心には純水を 流すための直径 2mm の流路が設けられている。照射試料の外周部には熱源としてヒータが巻かれ ているが、Ni ロウにより鋳込むことで高出力対応としている。照射条件として、圧力、質量流速、 入口水温をパラメータとすることで、限界熱流束が発生するまでの沸騰曲線データを取得し、 RISA 現象の伝熱に対する影響を調べた<sup>[4-12]</sup>。

炉外装置は、給水タンクから一定圧力・一定流量の供給水を、給水管を通してキャプセル内に 送り、照射試料である伝熱体内面を通過後、排水管を介して貯槽タンクに流し出すワンスルータ イプの試験装置である。

製作された RISA 照射キャプセルは、JMTR 第 161~162 サイクルで照射試験が行われた。この 照射試験と非照射試験での強制流動場の限界熱流束の比較検証結果から、JMTR での照射により 沸騰曲線が 2~5℃高過熱度側に移動するとともに、限界熱流束が平均約 10%上昇した。この結果 は、RISA 現象が伝熱現象に影響を及ぼしていると考えられる<sup>[4-13], [4-14]</sup>。

## 4.2 再照射技術

## 4.2.1 再照射の目的

多目的照射試験炉として、様々な照射要求に応じた照射試験の場を提供するため、表 4.2 に示 すような組合せ照射による照射研究の創出を行ってきた。

四白乙粉	照射場の特徴			一個一个同	石田マウンノ入田マ
照射力規	他の照射場	JMTR	カップリング照射場	炳达区	研究力野
高速炉 / JMTR	弾き出し 損傷	He 生成	弾き出し He 損傷 <sup>+</sup> 生成	(udde) 調査 サー ・ ・ ・ ・ ・ ・ ・ ・ ・ ・ ・ ・ ・	クリープ強度 評価
JMTR / 加速器	微分性 (時間依存)	積分性 (集積)	照射欠陥の同定	•••• •••• •••• ••••   •••• •••• •••• ••••   ••• •••• •••• ••••   ••• •••• •••• ••••   ••• •••• •••• ••••   ••• •••• •••• ••••	損傷初期 過程解析
商用炉 / JMTR	遅速性 (時間依存) 実機環境	加速性 (時間依存) 付加機能性 (溶接 / 照射)	再生補修技術 の確証		高経年化 損傷対策
JMTR JMTR	弾き出し 損傷	He 生成	弾き出し/ He 損傷 / 生成	Wudde)     スペクトル調整 (核融合炉材の初期損傷模擬)       ・     ・	照射相関法 確立

## 表4.2 組合せ照射による照射研究の創出

#### (1) カップリング照射

JMTR は多目的照射試験炉として軽水炉材料の他、核融合材料、高速炉材料等の照射試験にも 利用されてきたが、JMTR は軽水炉であり、核融合材料、高速炉材料の照射損傷に関する研究に おいて中性子スペクトルが異なることが課題であった。この課題を克服して利用研究のイノベー ションを図る目的で他の照射ベットとのカップリング照射技術を開発した。カップリング照射は、 軽水炉である JMTR より硬い中性子スペクトルを有する高速炉(常陽)や加速器で照射された試 料を JMTR で再照射することによって、材料に照射される中性子スペクトルを調節するものであ る。

(2) 照射損傷機構研究

軽水炉圧力容器鋼材の中性子照射脆化に対するアニーリング効果研究を目的として、JMTR で 照射後にホットラボでアニーリングして照射損傷を回復させ、再度 JMTR で照射し、照射による 脆化とアニーリングによる回復効果を調べることが検討された。

(3) 照射誘起応力腐食割れ(IASCC)研究

軽水炉材料の IASCC 研究のため、材料試料のその場試験を行っているが、その際、高中性子量

照射試験体が必要である。そのため、発電用原子炉やJMTR の他のキャプセルでベース照射を行った試料を、JMTR のその場試験装置で再照射する手法が検討された。これら組合せ照射を行うにあたっては、照射済試料をJMTR で照射するキャプセルに装荷する必要があるため、再照射技術の開発を行った。

## 4.2.2 再照射手法

## (1) 無計測キャプセル

無計測キャプセルの場合、再照射試料を直接 JMTR の原子炉一次冷却水で冷却するリーキ型ま たは容器に密封する密閉型で照射する。照射試料等を密封する場合、再照射試料を除くキャプセ ル構成部品をあらかじめ製作しておき、外部から持ち込んだ再照射試料を JMTR ホットセル内に おいて、インナーキャプセルまたは密封型キャプセルに挿入し、溶接またはネジ込み方式で端栓 を接合する。

溶接は、端栓を溶接チャンバー内の自動溶接(EB 溶接)で行う。EB 溶接には少量のアルゴン ガスが、溶接後の密封容器のヘリウムリーク試験を実施するためにはヘリウムガスが必要となる ため、アルゴンガスとヘリウムガスの混合ガス雰囲気で行う。溶接チャンバー内で自動溶接する 場合は、密封容器部を両側で固定することから、溶接トーチが回転するタイプの溶接機を使用す る。

ネジ込み方式の場合、キャプセルの再使用化が可能となり使用済キャプセル廃棄物の低減も期 待できる。接合部のシールには、フェルールの金属面同士が接触しシールする機械的継手タイプ (端栓プラグ型)と、金属 O リングで金属面同士を締め付けてシールを行う端栓キャップ型を採 用した。

(2) 計測付キャプセル

本キャプセルの場合、全長が約7mでありホットセル内に入れることは難しいため、キャプセル本体部と保護管部を分離して照射試料の装荷を行う。図4.16に計測付キャプセルの組立概念を示す。



図 4.16 再照射計測付キャプセルの組立概念

## 4.2.3 キャプセルの再組立

(1) ホットセル内でのキャプセル本体部の組立

キャプセル本体部の外筒、上部端栓、試料ホルダ、試料スペーサ等のキャプセル構成部品は予 め製作しておき、ホットセル内で再照射試料を装荷し易いようにある程度まで組み立てたものを ホットセル内に持ち込む。再照射試料を挿入する試料ホルダや試料スペーサには、熱電対が既に 取り付けられており、再照射試料とともに、あらかじめ下部端栓が溶接された外筒に挿入される。 その後、外筒と上部端栓とをホットセル内の自動溶接装置を用いて溶接する。キャプセルの形状 によっては、下部端栓を自動溶接する。キャプセルを再使用するために、機械的継手方式を用い る方法も採用した。上部端栓接続の場合、通常のシースヒータを熱媒体外側に取り付けられない ため、温度制御は真空制御方式のみで実施する。下部端栓接続の場合は、予めヒータを配置でき るが、予め熱電対を配置したインナーキャプセルに再照射試料を装荷し、熱電対を取り出すため、 上部端栓においてコネクタ接続する構造である。

#### (2) カナルでの組立

キャプセル本体部の組立後、ホットセルからカナルに水中移送し、カナル水面上で保護管部を 接続する。計装線や配管を接続するため、保護管部から計装線や配管を取り出せる構造としてい る。熱電対やヒータの接続には気密コネクタを用い、配管の接続は機械的継手を用いた。なお、 保護管部の曲げ作業は接続前に実施する。

#### (3) 炉上での組立

組み立てたキャプセルを原子炉に装荷する場合、通常、作業員が原子炉圧力容器の蓋の上で手 作業によりノズルから挿入するが、放射化した試料を装荷した再照射キャプセルの場合、作業員 の被ばく防止のため、炉プール水位を上昇した状態で、カナルと炉プールの炉プール水密ゲート を解放し、水中を移動させて原子炉圧力容器の蓋の大ノズルを開けた状態で炉心に装荷し、その 後、炉プール水を下げた後に手作業により照射孔へ装荷する。

## 4.2.4 再照射試験

(1) 常陽/JMTR カップリング照射

ホットラボでの組立が比較的容易な無計測キ ャプセルに、高速炉(常陽)で 1.9×10<sup>25</sup>m<sup>-2</sup> (E>0.1MeV)まで照射した試料を装荷し、JMTR にて照射を行った<sup>[4-7]</sup>。その後、真空温度制御を 行う計測付キャプセルに照射済試料を装荷する ための詳細設計を行い、ホットラボにて再照射 試料の組み込み及びキャプセル本体部の組立を、 カナルにてキャプセル本体部と保護管部の接続 を行い、原子炉に装荷し照射試験を行った。キ ャプセル本体部の概念図を図 4.17 に示す。



キャプセルの概念図

(2) JMTR/JMTR カップリング照射

軽水炉圧力容器鋼材の中性子照射脆化に対する焼鈍効果研究のため、①照射した試料、②照射

後に焼鈍した試料、③焼鈍後に再照射した試料の各々の照 射後試験結果を比較することにより、照射による脆化とア ニーリングによる回復効果を調べることを目的としたカッ プリング照射を行った<sup>[4-15], [4-15]</sup>。使用したキャプセルの構造 図を図 4.18 に示す。キャプセルは、キャプセル本体部と保 護管部に分かれる。キャプセル本体は、ホットセル内で試 料交換をした後、再び接続するため、キャプセルの外筒と 下部端栓の接続には金属Oリングを用いた機械継手を採用 した。試料交換を容易にするため、試料は熱電対を予め配 置したインナーキャプセルに装荷する。熱電対の信号はイ ンナーキャプセル上部に取り付けてある気密コネクタとキ ャプセルの上部端栓に取り付けたもう一方の気密コネクタ を接続させることで取り出す。試料の温度制御は、真空制 御方式と各段に装荷した電気ヒータによるヒータ制御方式 を併用して行う。カナル上でキャプセル本体部と保護管部 の計装線と配管を接続するため、保護管部の計装線(ソフ トケーブル)と配管(o2mm)は、コイル状に巻き、保護 管部から引出・挿入しやすくした。なお、接続はキャプセ ル本体と同じ方法を採用している。



## 図 4.18 使用したキャプセルの 構造図

照射された試料の焼鈍は、JMTRカナル水中において、再照射キャプセルを焼鈍容器に挿入し、 焼鈍容器から水を抜き、ヘリウムに置換して行う。試料の焼鈍後、カナル側壁に取り付けた作業 台にキャプセル受け台を据え付け、再照射キャプセルを受け台に固定し、保護管部を切離す。キ ャプセル本体部と保護管部の切離し作業後は水密性のキャップを施し、キャプセル本体部はカナ ル水中に沈めてホットラボへ移送し、保護管部は次の接続まで炉周りの保管場所に仮置きする。

ホットセル内では、キャプセルの下部端栓接続部を端栓締め付け治具で外し、インナーキャプ セルの取出し・交換後、新しい金属シールに交換し、下部端栓接続部を締め付ける。その後、ホ ットセルから取り出されたキャプセル本体部をカナルに移動し、キャプセル本体部と保護管部の 接続を行う。

原子炉への装荷は、キャプセル本体が放射化しているため、炉プール水位を満たした状態で、 カナルと炉プールの炉プール水密ゲートを解放し、水中を移動させて原子炉の炉心に装荷する。

# 5. 軽水炉炉内構造材 IASCC 研究関連照射技術

## 5.1 飽和温度キャプセル

軽水炉の高経年化プロジェクトでは、炉心構造材の IASCC が重要な研究テーマの一つである。 IASCC 研究にあたっては、高い中性子照射量を必要とするため、当初中性子束が最も高い領域で の照射が計画された。一方、通常のガスキャプセルによる温度制御では照射試料の温度が高くな り、軽水炉の照射温度である約 288℃に制御して照射試験を行うこと、径方向及び軸方向の照射 温度をほぼ同じにすることが非常に困難であった。そこで、キャプセル内に水を供給し、圧力を 調整することで照射試料表面を核沸騰状態に保つことにより所定の温度に制御できる飽和温度キ ャプセルを開発した<sup>[5-1]</sup>。飽和温度キャプセルの概要を図 5.1 に示す。なお、飽和温度キャプセル の種類としては、試験片を JMTR で照射後、ホットラボにて照射後 IASCC 試験を行うものと、照 射下で試験片応力や水環境を制御しながら IASCC 試験を行うものと、その照射下試験用に加速照 射を行うものがある。



図 5.1 飽和温度キャプセルの概要

## (1) 加速照射用飽和温度キャプセル

照射後にホットラボにて IASCC 試験を行う場合や照射下 IASCC 試験のベース照射の場合、中 性子加速照射が必要で、高中性子照射量を得るため、JMTR 炉心においては燃料領域で照射試験 を行う。それに伴い、試験片及びキャプセル構成部材のガンマ発熱も大きくなるため、効率的に 除熱を行うとともに、キャプセル流路を狭くすることで流速を増加させるキャプセル構造として、 図 5.2 に示すような熱媒体・導水管型キャプセルを用いる<sup>[5-2]</sup>。



図 5.2 照射後 IASCC 試験及び加速照射用飽和温度キャプセルの概念図<sup>[5-2]</sup>

キャプセルは、外筒管内に照射試料とともに流量を上げるため、熱媒体を使用し、その材料と してステンレス鋼、ジルカロイもしくはチタンを使用した。高温高圧水は導水管を通してキャプ セル下部に供給され、中央の試験片部を上昇する構造となっている。試験片は、CT や UCL 試験 片の他、SSRT、TEM、C リング、平板型引張及びビードオンプレート溶接試験片等を照射した。 なお、燃料領域より外側のガンマ発熱率が低い照射孔で照射したキャプセルの場合、外筒と内筒 の二重管構造とし、内外筒間を真空制御管で He ガス濃度を調整することにより照射温度を調整で きる構造とした。キャプセルの概略図を図 5.3 に示す。



図 5.3 二重管構造を採用した加速照射用飽和温度キャプセルの概略図

## (2) IASCC 照射下試験用飽和温度キャプセル

発電炉内で発生する IASCC は、材料と高温高圧水が同時に照射の影響を受けて発生する現象で あり、この現象を適切に評価するためには、軽水炉内の環境を模擬した温度、水質、照射条件の もとで試験を行う必要がある。そこで、照射下で IASCC 試験を行うことができる、照射下試験用 の飽和温度キャプセルを開発した<sup>[5-3], [5-4]</sup>。

## 5.2 き裂進展試験・き裂発生試験ユニット

飽和温度キャプセル内に装荷される照射下試験用の計装として、照射下で CT 試験片に荷重を 負荷し、き裂の進展長さをオンラインで測定するき裂進展試験ユニットと、単軸定荷重試験片 (UCL (Uniaxial Constant Load) 試験片)に定荷重を負荷し、照射中に破断した時間を検知するき 裂発生試験ユニットの2種類を開発した。

(1) き裂進展試験ユニット

き裂進展試験ユニットは、CT 試験片に荷重を負荷する荷重負荷機構と、き裂の進展長さを測定 する計測機器及び照射試料からなる。図 5.4 に照射下試験に用いた電位差法によるき裂進展測定 及び荷重負荷機構の概念とき裂進展試験ユニットの概略図を示す。



#### 図 5.4 き裂進展測定及び荷重負荷機構の概念とき裂進展試験ユニットの概略図

試験片の荷重負荷機構は、キャプセル内の高温高圧水と試験片に取り付けたベローズ内のガス 圧力の差圧を調整することにより、CT 試験片に負荷をかけるものである。また、き裂進展長さの 測定には、直流式電位差法(6 端子法)を用いて、外側の端子に一定のパルス電流を流し、内側 の端子で電圧を測定し、き裂進展により変化する電位差を測定するものである。

ウィングと MI ケーブルは、ホットセル内での組立を容易にするため、予め先端部のプラグに MI ケーブルが点溶接されている。ウィングはホットセル内で試験片にボルト固定し、電気抵抗を 下げるため、さらに点付溶接を行う。

(2) き裂発生試験(定荷重試験) ユニット

き裂発生試験(定荷重試験)ユニットは、引張試験片に定荷重を負荷する荷重負荷機構と、照 射中に破断した時間を検知する破断検知機構及び照射試料からなる。き裂発生試験ユニットの概 略図を図 5.5 に示す。

試験片の荷重負荷機構は、キャプセル内の高温高圧水と試験片に取り付けたベローズ内のガス 圧力の差圧で荷重を制御して試験片に負荷をかける。

また、破断検知機構は、予めベローズ内に取り付けられた MI ケーブルを、ベローズが縮む距離に合わせて設定し、試験片が破断した際に、MI ケーブルに接触することで抵抗が変化した時間を測定することにより行うものである。



図 5.5 き裂発生試験ユニットの概略図

## 5.3 その場 IASCC 試験キャプセル

IASCC 照射下試験用飽和温度キャプセルは、前述した加速照射用飽和温度キャプセルで得た試験片をホットラボで本キャプセルに組み込み、高温高圧水中で荷重負荷した状態で照射させるキャプセルである。

キャプセルの構造には仕切管タイプを採用した。これは、仕切管内の断面が広く、ホットセル 内で遠隔による照射試料や照射下試験用治具を容易に取扱いできるためである。また、装荷され る照射孔はガンマ発熱率が低い反射体領域であるため、キャプセル内に供給された水温の低下を 防止し、試料表面でも安定した核沸騰状態を維持するために、外筒管と内筒管の間に真空制御を 行えるよう二重管構造とした。一方、照射済試験片をホットセルにて組み込むにあたり、保護管 を途中で分離、接続可能な構造とし、キャプセル本体部と保護管部の接続方式にメタル O リング を用いた機械的継手を採用した。

(1) キャプセル本体部

キャプセル本体部は、外筒管、内筒管、仕切管、上下部端栓等から構成され、キャプセル上部 から給水管を通って供給された高温高圧水は、内筒管と仕切管の間を通り、キャプセル下部で折 り返され、キャプセル上部から排水される。これまでの飽和温度キャプセルの外径は 60mm の外 筒管を用いていたが、き裂進展試験・き裂発生試験ユニットを装荷するため、また外内筒の二重 管構造とするために、外径 65mm の外筒管を採用した。また、ホットセル内で照射済試験片を組 み込むにあたり、仕切管の組立を容易にするため、ボルトによる固定方式とした。計測機器とし ては、き裂進展試験・き裂発生試験ユニット、キャプセル内の水温を制御するための熱電対、高 速中性子照射量を測定するためのフルエンスモニタが取り付けられる。

(2) キャプセル保護管部

キャプセルの保護管には、熱電対、MIケーブル、ベローズ制御管及び真空制御管をコイル状に 配置し、また給排水管は、接続ユニット内の給排水管のコイル部を利用して、保護管から引き出 せる構造とした。給排水管、ベローズ加圧管及び真空制御管には保護管より引き出すためのワイ ヤが取り付けてある。キャプセル本体部と保護管部の熱電対は気密コネクタのプラグで、ヒータ 用の MI ケーブルは、他の計測線にノイズを発生させる可能性があるので、1本ずつ気密コネクタ で接続した。 (3) 照射試験結果

IASCC 照射下試験用飽和温度キャプセルの照射試験が、第 150~165 サイクルの間で、所定の 照射孔において照射試験が行われた。試料の温度については、いずれのキャプセルにおいても、 目標照射温度 288℃から 20℃以内に抑えて照射試験を行った。また、圧力も約 7.0MPa であり BWR を模擬した高温高圧水環境下での照射試験を可能とした。

(4) き裂進展試験・き裂発生試験ユニット構造の改良

上記の IASCC 照射下試験用飽和温度キャプセルの開発により、軽水炉の炉内構造材料の IASCC に関する健全性評価が行われ成果があげられたが、さらなる評価向上のため、き裂進展試験ユニット及びき裂発生試験ユニットの構造改良を行った<sup>[5-5]</sup>。

1) 試験片の大型化に伴うき裂進展試験ユニットの改良

破壊力学的に有効な応力拡大係数(K値)の有効範囲は、試験片の大きさや材料の降伏応力 に依存する。降伏応力の上昇は低照射領域では期待できないため、有効範囲を広げるためには、 試験片の大型化が不可欠である。従来のき裂進展試験ユニットでは、荷重負荷機構及びキャプ セル構造の制限から 0.4T-CT (B=5.6mm) 試験片までしか装荷できないため、0.5T-CT (B=12.7mm) 試験片による試験ができるよう、ユニットの改良を行った。

試験片の大型化に伴い、最大荷重の増大が必要であるが、従来型ユニットで採られていた単 軸引張方式では構造上不可能なため、テコ式への変更を行った。テコ式はハルデン炉において、 支点を挟んでテコの力点と作用点とが交差しているはさみ方式の実績があるが、高圧水が送れ なくなった場合のトラブル時に差圧が過大になり破損を招く等の懸念から、従来型と同様、ベ ローズ減圧方式を採用した。また、作用点と支点との距離が短くでき、ユニット長を短くする ことができるため、試験片リガメント側をユニットと反対側に設置する構造を採用した。

開発した新ユニットは ANSYS コードより線形応力解析が行われ、0.5T-CT (B=12.7mm) 試験片に目標荷重(約7.6kN)が負荷できる見通しが得られた。

2) き裂長さ測定技術の高度化

低照射領域ではき裂進展速度が遅いため、き裂長さの測定精度の向上を図ることが求められる。測定精度に大きな影響を与える要因として、試験片と計測線の絶縁性や、MIケーブルの接続部の気密性や引回し等に起因するノイズの影響が考えられるため、これら要因を改善するき 裂進展ユニット構造を検討した。

絶縁方法の改善として、従来型ユニットでは試験片と荷重ピンとの間に酸化処理を施したジ ルカロイ-2を挟むことで絶縁を確保したが、酸化被膜が破損する等の問題が生じた。このため、 新たにイットリア添加部分安定化ジルコニアを用いた絶縁スリーブを用いる構造とした。また、 試験片への MI ケーブルの取付けには、従来、MI ケーブルの芯線とシースを溶接し、シースに キャップをかぶせてウィングに溶接していたが、よりノイズを低減させるために芯線とシース を絶縁した状態で接続する新たな端末処理方法を検討した。

3) き裂発生試験ユニットの改良

従来のユニットでは、試験片の破断は、それによって収縮したベローズ内に取り付けた端子 と MI ケーブルが接触することによる電気抵抗の変化から検出していた。しかし、この接点方 式では、未破断の状態で計測回路がオープンとなりノイズ等の影響が大きいこと、接点が接触 した際も接触不良等によってノイズが入りやすいこと等から、破断の有無の判断が困難な場合 があった。このため、き裂発生に伴う試験片の変形の検出が可能な方法として、リニア可変差 動トランス(LVDT)方式を検討した。LVDT方式の利点は、破断検出におけるノイズ低減化の 他、試験片の変形(伸び)をリアルタイムで計測できることである。実用化にあたっては、コ イルの巻数や、ユニットの短尺化、計測線のセラミック被膜導線の適用等、検討を行った。

## 5.4 水環境制御装置

#### 5.4.1 装置整備の背景

IASCC を含む SCC を防止・抑制するための対策として、BWR では水素注入及びその応用とし ての貴金属注入が実用化されている。また、PWR では IASCC 発生要因のひとつである水の放射 線分解による酸化剤の過剰発生を抑制するために一次系の水に水素を溶解させているが、近年、 PWSCC の抑制等、ニッケル基合金の健全性と燃料健全性及び被ばく線源低減の総合的改善の観点 から一次冷却材中の溶存水素濃度の最適化を図る検討が行われている。

これらの SCC 抑制効果に関する研究及び実証のためには、IASCC にかかる中性子照射、応力、 水環境を制御した照射試験装置が不可欠であることから、JMTR では、水環境制御装置の整備を 行った。

## 5.4.2 装置の全体概要

水環境制御装置は、軽水炉の水化 学にかかる基礎研究及び実証試験を 目的として JMTR に設置したもので ある。図 5.6 に水環境制御装置の概 念図を示す。水環境制御装置は 5 シ ステムを有する。その内、BWR 運転 条件のものが 3 システム、PWR 運転 条件のものが 1 システム、運転条件 を BWR と PWR に変換可能なものが 1 システムである。これらのシステ ムは図 5.7 に示すように、放射線強 度が異なる種々の照射位置に設置可 能な照射キャプセル(飽和温度キャ プセル)と接続され、閉ループを形 成する。



図 5.7 水環境制御装置の概略系統図

## 5.4.3 水質制御システム(炉外装置)

水質制御システムは、キャプセル 内の温度、圧力、水質等を BWR の 炉内環境を模擬するために、キャプ セルに水質調整された高温高圧水を 供給するとともに、キャプセルを通 過した水を精製して循環するための 設備であり、水質制御装置は充填ポ ンプ、ヒータ、冷却器及び水質調節 のための水素、酸素等のガス供給系、 腐食生成物除去用フィルタ及びイオ ン交換樹脂からなる。本装置の概要 を図 5.8 及び図 5.9 に示す。図 5.8 に 示す BWR 専用水質制御システムは BWR 運転条件専用の制御装置であ り図 5.6 に示した B1、B2 及び B3 の 炉外装置である。図 5.6 に示す PWR 専用水質制御システムはP1及びBP1 の炉外装置である。PWR 用水質制御 システムには、発電炉の運転方式に 合せ、リチウム (LiOH) やホウ素 (H<sub>3</sub>BO<sub>3</sub>)の薬液注入系が付加される。 薬液注入系の詳細を図 5.10 に示す。 また、水質制御システムの運転パラ メータを表 5.1 に示す。

(1) 循環系統

循環系統は、水の圧力及び流量、 温度を制御してキャプセルへ供給 するとともに、キャプセルからの排 水を圧力調節弁で減圧後、水質調整 系統に行き、水質調整系統から戻っ た水が再度循環する系統である。構 成機器は、以下に示す主ポンプ、サ ージタンク、予熱管、冷却管、加熱 器、圧力調節弁等から構成される。







図 5.9 PWR 専用水質制御システムの系統図



図 5.10 薬液注入系の系統図

## 表 5.1 水環境制御システムの運転パラメータ

	BWI	PWR用	
	B1, B2	B3	P1、BP1
加熱器出口温度	常温 (約20 ℃)	240 °C	300 °C
溶存酸素濃度	無添加	$8 \sim 10 \text{ ppm}$	$8\!\sim\!10$ ppm
主ポンプ出口流量	$0.63 \text{ m}^3/\text{h}$	$1.25 \text{ m}^3/\text{h}$	$0.4 \text{ m}^3/\text{h}$
圧力調節弁入口圧力	約 7.5 MPa	約 7.5 MPa	約 15 MPa

1) 主ポンプ(往復動型ダイヤフラムポンプ)

主ポンプは、装置の系統圧力を所定の圧力まで昇圧するとともに、水質調整された水をキャ プセルへ一定流量で供給するためのもので、各基それぞれ2台の主ポンプを並列に設置し、定 常運転時においては2台とも定格容量の50%以下で運転することにより、万一、1台のポンプ に故障等が発生した場合においても残り1台のポンプで全流量を確保でき、キャプセルへの給 水に影響を与えないように考慮されている。

2) サージタンク(たて置き円筒型タンク)

サージタンクは、主ポンプの脈動及び水質分析に必要な系統水のサンプリングによる系内の 圧力変動を吸収・緩和するためのものである。

3) 予熱管(二重管式再生熱交換器)

予熱管は、キャプセルへの供給水の昇温を効率的に行うため、キャプセルからの排水熱を利 用した熱交換器である。

4) 冷却管(二重管式熱交換器)

冷却管は、予熱管を通過したキャプセルからの排水をイオン交換樹脂の性能等に支障のない 温度まで冷却水で冷却するものである。

- 5)加熱器(ウェル型ニクロム線式、低電力密度電気ヒータ) 加熱器は、キャプセル内に装荷された試験片の温度を所定の温度範囲に制御するため、供給 水温度を調整することを目的とし、各系統にそれぞれ設置している。万一、ロードヒータに断 線等の故障が発生した場合においても加熱器下部から交換が可能な構造としている。
- 6) 圧力調節弁(ダイヤフラム式空気作動弁)

圧力調節弁は、照射試験中にキャプセル内の圧力保持と高圧水の減圧を行うためのものであ る。故障等の異常時には切り替えができるように2台を並列に設置している。また、弁駆動用 圧空の喪失時には弁開度を保持することが可能な機構を設けている。また、異常時においても キャプセル部の流量を最低限確保するため、圧力調節弁が全閉とならないように機械式の全閉 防止機能を設けている。

(2) 水質調整系統

水質調整系統は、照射試験の目的に適応させるため溶存酸素濃度及び溶存水素濃度の調整を行 うとともに、キャプセルから排出された水を全量精製するための系統であり、水質調整タンク、 クラッド除去フィルタ、イオン交換塔等から構成されている。本設備を用いた照射試験では、系 内に含まれる不純物及び腐食生成物(クラッド)がキャプセル内で放射化するため、これらを除 去するため全量精製を行っている。また、PWR 条件における照射試験での水質調整には、ホウ素 及びリチウムを添加する必要があるため、これらを添加することができるように供給装置を備え 付けた。

1) 水質調整タンク

水質調整タンクは、キャプセルへの供給水の水質を調整するためのもので、液相部には溶存 酸素濃度、溶存水素濃度の調整を行うための水質調整用ガス(ヘリウム、酸素及び水素)の細 かな気泡を発生させるバブリングノズルが設けられている。また、水質制御システムには、ホ
ウ素、リチウム、亜鉛等を添加するための供給装置(将来増設)の接続が可能なノズルを設けている。

2) クラッド除去フィルタ(中空糸膜フィルタ)

クラッド除去フィルタは、系統内に含まれる固形状の腐食生成物(クラッド)を除去するた めのもので、イオン交換塔の上流側に設置している。フィルタの形式は、ろ過性能及び逆洗性 に優れ、二次廃棄物の発生が少ない中空糸膜フィルタとし、また、フィルタの交換が容易に行 える構造としている。なお、クラッド除去フィルタには、ガンマ線を遮へいするための遮へい 体を設けている。

3) イオン交換塔

イオン交換塔は、キャプセルを通過した水を下降流で通水し、排水に含まれるイオン状の不 純物除去を目的とした混床式2基を並列に設置し、水質の状況により1基のみでの使用、また は2基を同時に使用することが可能となっており、ガンマ線を遮へいするための遮へい体内に 格納されている。また、水質制御システムには、将来計画されているPWR条件における照射試 験の際に注入されるホウ素及びリチウムの除去を目的とした、単床式のリチウム除去用(陽イ オン(H形))1基、ホウ素除去用(陰イオン(OH形))1基のイオン交換塔を不純物除去用イ オン交換塔の下流側に並列に設置し、目的に応じて切り替えて使用することが可能である。な お、イオン交換樹脂の再生は行わず、廃樹脂として処理するため、イオン交換塔には流体移送 が可能な樹脂排出ラインに接続されている。

4) 薬液注入系

薬液注入本系は、PWR系統の供給水にホウ素及びリチウムを添加するための供給装置であり、 薬液供給タンク、調整タンク、ポンプ、流量計及び弁類等から構成される。

補給水タンクから純水を供給し、薬液供給タンクに貯蔵したホウ酸水溶液(H<sub>3</sub>BO<sub>3</sub>)と水酸 化リチウム水溶液(LiOH)を添加した水溶液を調整タンクに送り、ポンプで循環させることで 薬液を混合してホウ素及びリチウム濃度を調整する。そして、ホウ素及びリチウムの濃度を調 整した薬液を水質調整タンクに送る。系統内のホウ素及びリチウムの濃度については、サンプ リング測定を行い、必要に応じて薬液を供給して濃度を調整する。

(3) 計測制御系統

計測制御系統は、水環境制御装置の運転に必要となる温度、圧力、流量、放射線量等のプロセス量を計測及び制御するとともに、照射試験データである試験片温度、水質等の計測データを収 集する設備であり、制御盤、水質測定計器、放射線モニタ、その他の各種計測器等から構成され ている。

1) 水質測定計器

水質測定計器は、水環境制御装置の系内における溶存酸素濃度、溶存水素濃度、電気伝導率 及び pH をインラインで計測するためのもので、水質調整タンク、サンプリングラインに設置 している。

2) 放射線モニタ

放射線モニタは、水環境制御装置の設置場所となる JMTR 炉室地下1階キュービクル内にお

けるガンマ線の線量率を連続的に監視するためのものである。

3) その他の各種計測器

水環境制御装置の運転、保守に必要となる温度、圧力、流量、水位等の計測器及び安全弁作 動検知器等を設置している。

#### (4) 真空制御装置

真空制御装置は、ガンマ発熱率の低い反射体領域のキャプセル用にキャプセルの放熱防止のた めに設けている外筒と内筒間の真空断熱層を真空引き及びヘリウムガスによるパージをするため の装置である。本装置は、キャプセルの真空断熱層の真空度の急激な低下を検知し、真空を遮断 するためのインターロック機構が設けられており、圧力計、真空計、緊急遮断弁、流量調節弁、 仕切弁、制御盤等から構成されている。

#### 5.4.4 荷重制御機構

荷重制御装置はキャプセル内の照射試験片に荷重をかける機構である金属ベローズのガス圧力 を調節するための機構である。本機構は、荷重制御ガスを供給するガス供給部、電磁弁、キャピ ラリチューブ、配管等で構成する圧力制御装置部及び電磁弁の開閉操作を自動的に行い、試験片 ユニットの荷重発生機構であるベローズ内の圧力制御等を行う圧力制御部から構成される。また、 2 体の試験片ユニットを装荷するキャプセルを同時に 8 本接続することを想定し、最大 16 体の試 験片ユニット (ベローズ内圧力)の独立した制御が行えるものである。

(1) ガス供給部

ガス供給部は、ヘリウムガスボンベ、減圧弁、ボンベラック等から構成され、圧力制御装置部 の給気側に接続している。

#### (2) 圧力制御装置部

圧力制御装置部は、荷重制御ガスの流量を制限するためのキャピラリチューブ、荷重制御ガス の供給・排気を自動的に行うための電磁弁等から構成され、キャプセル内の試験片ユニットのベ ローズ内の圧力制御を精度良く行うために、内径及び長さの異なるキャピラリチューブを組み合 わせて、給気速度・排気速度の微調整を行う。また、装置故障等の異常事象時に対応して、急速 にベローズの昇圧及び降圧を行うために、キャピラリチューブを経由しないバイパスラインを設 けている。また、キャピラリチューブ等の配管には EP 管(電解研磨管)を使用、弁類については 信頼性が高いベローズシール弁等を使用している。

なお、万一の試験片ユニットの破損による漏水が発生した場合に備えて、圧力制御装置部と試 験片ユニットとの間には「漏えい検出ユニット」(漏えい検知器及び緊急遮断弁)を設置した。

(3) 圧力制御部

圧力制御部は、圧力信号(キャプセル入口圧力及び出口圧力の平均圧力)、主ポンプの起動・停止等の運転状態、装置故障等の異常信号等を取り込み、圧力制御装置部の電磁弁の開閉操作を自

動的に行い、キャプセル内ベローズ内の圧力制御を行うようになっている。

(4) 漏えい検出ユニット

漏えい検出ユニットは、キャプセル内に装荷される試験片ユニット内のベローズ等の破損によ り、キャプセル供給水が CT 試験用荷重制御装置の荷重制御ガス(ヘリウムガス)系へ漏れ出す ため、荷重制御装置とキャプセル(試験ユニット)の間に荷重制御ガス系内の圧力上昇及び漏え い水の電極による検出の二種類(二重)の方法で検出するための装置である。漏えい検出ユニッ トは、漏えい検知器、遮断弁、圧力スイッチ等を有する「機械装置部」と遮断弁の開閉状態、荷 重制御ガス系内の漏水、圧力変化等の表示機能及び弁の開閉操作機能を有する警報表示・操作盤 から構成される。

#### 5.5 要素技術

#### (1) 加熱器

1) ウェル型ヒータ

ヒータが断線した場合の対策として、加熱器容器の保護管(ウェル)内にヒータ管を挿入し て固定する構造とした。これにより、ヒータ管の引抜き、交換作業が可能となり、ヒータが断 線した場合は、原子炉停止後に端子箱内の解線作業を行うことで予備のヒータと容易に交換す ることができるようにした。

2) ニクロム線式、低電力密度ヒータ

ヒータは、実績のあるニクロム線式低電力密度ヒータを採用し、18本のヒータで温度制御を 行うこととした。加熱器は、最大約 45kW(AC440V:1本あたり 2.5kW)である。回路構成に ついては、18本のヒータを6本パラ・Δ結線とした。これにより、ヒータが断線した場合、加 熱器全体のヒータ容量が 17/18(約 94%)に低下するが、加熱器のヒータ必要容量(37kW; ヒータ 15本分に相当)に対して余裕を持っており、最大3本のヒータが断線した場合において も照射条件を変更することなく、照射試験を続行できるようにした。

- (2) 主ポンプ
  - 1) ガスロック現象発生対応

ガスロック現象が発生し、流量が低下した場合に備え、主ポンプの出ロラインにエア抜きの ためのドレンラインを敷設し、容易にエア抜きができる構造とした。これにより、ガスロック 現象が発生した場合、速やかにエア抜きができるようになり、流量が低下している時間を短く することが可能となった。

2) 主ポンプ出口流量の変動対策

複数台のポンプを並列運転することで、同期状態は必ず発生する問題である。対策として、 主ポンプ出口の圧力及び流量の脈動を吸収するためのサージタンクを設けるとともに、主ポン プ出口にアキュムレータを設置し脈動を吸収する構造とした。

3) 主ポンプ流量の制御方法 主ポンプ流量の制御方法は、過去の運転経験を基に、インバータによるモータの回転数制御 幅を25~55Hzとし、ストローク量をインバータ制御と連動して自動的に調整することで、主ポ ンプの起動から定常時の流量まで主ポンプ出口流量を完全自動化した。これにより、流量低下 が発生した場合においても、速やかに設定した流量に復帰できるとともに、運転員の負担軽減 等の運転の効率化を図ることを可能とした。

(3) 電源ユニット(制御電源)

2) 圧力調節弁制御系の二重化

- 信号変換器ユニットの分散化(1ユニット16点×4ユニット)
  重要な圧力信号を2ユニットに分散し、電源ユニット故障等の異常時においても系統内の圧力が必ず監視できるように振り分けた。
- 並列に2系統ある圧力調節弁の制御動作について、制御する圧力伝送器と調節計を二重化し 独立制御とした。
- (4) 計測線

従来の計測線用案内管における、計測点数の増加を図るための要となるセラミック気密端子に ついて、従来の端子ピンは、熱電対8対、銅合金5対、予備1ピン(銅合金)の計27ピンであり、 温度以外の実験データが5点と限られていたが、端子ピンの径を細くして端子ピン数を増やした。 また、温度計測については、クロメル/アルメル1対を使用しセラミック気密端子部の温度を測 定し、接続部の温度を補償する外部温度補償方式を採用した。これらの改良により、熱電対数の 制限がなくなり、温度データ、温度以外の実験データをランダムに14点取り出すことができるよ うになった。

(5) 給排水管用案内管

従来の給排水管用案内管は、重量が重く、フレキ管部分が 10m(固定)と長く引き回しが悪か ったため、キャプセル装荷作業に多大な時間と労力を要した。そこで、過去の経験を踏まえ以下 の改良を行った。

上部・下部案内管の軽量化

給排水管をスウェージロックで接続するために摺動構造であり重かった上部案内管、下部案 内管を固定型として軽量化を図った。

② 真空フレキシブルホース(汎用品)の採用

上部案内管、下部案内管の摺動構造の代りに、汎用品の真空用フレキシブルホース(±10%) 伸縮が可能なステンレス鋼製フレキシブル構造)を採用し、上部案内管、下部案内管内での給 排水管のスウェージロック接続を可能とした。

自在な長さ調整

長さの異なる真空用フレキシブルホースを準備し、接続に専用クランプを用いて長さ調整を 可能とし、余長を短くして引き回しを改善した。

## (6) 新規サンプリングラインの敷設

照射下における腐食環境を評価する上で重要な過酸化水素(H<sub>2</sub>O<sub>2</sub>)濃度を精度良く評価するためには、過酸化水素の分解を抑制する必要がある。既設のサンプリングラインは、キャプセル出ロ配管から接続ユニット及び案内管を介して、キュービクル内に設置してあるサンプリング冷却管で冷却後、サンプリングボックスで採取するため、サンプリング水の冷却に時間を要する。

新規サンプリングラインの冷却方法は、接続ユニット内のキャプセル出口配管からサンプリン グ配管を分岐し、炉プール水により急冷する設計とした。炉プール水による冷却効果については、 調整運転により実証されている。なお、配管の径路については、既設装置の配置、操作等を考慮 した最短経路で敷設する設計としている。 This is a blank page.

# 6. 軽水炉燃料出力急昇試験装置

## 6.1 装置整備の背景

原子力発電において、原子炉の燃料に熱 的・応力的な変動を与えることを避けるため、 従来原子力発電所はベースロード電源とし て定格連続運転を行ってきた。しかし、原子 力発電の比率が増加してくると、電力需要の 日負荷変動に対応した、いわゆる負荷追従運 転が必要となった。しかしこの変動は燃料棒 の PCI (ペレット・被覆管相互作用)または PCMI (ペレット・被覆管機械的相互作用) 破損による燃料破損を生じやすくなり、負荷 追従運転に耐える高性能燃料の開発が重要 な研究課題となった。高燃焼度燃料 PCI/SCC 破損のメカニズムを図 6.1 に示す。

JMTR では、高性能燃料の開発とその安全 性実証試験を目的として軽水炉燃料の出力 急昇試験を行うための「JMTR 出力急昇試験 装置」を、1981 年 8 月に整備した。その後、 軽水炉の経済性向上と使用済み燃料発生量 削減を目的とした軽水炉燃料高燃焼度化が 計画された。表 6.1 に国内の BWR/PWR 燃 料の高燃焼度化計画を示す<sup>[6-1]</sup>。燃料の燃焼 度の増加とともには出力急昇時の燃料破損 しきい値が低下することが知られており、 高燃焼度燃料の開発と安全性確証のための



図 6.1 高燃焼度燃料 PCI/SCC 破損メカニズム

表	6.	1	国内の	BWR/PWR	燃料の高燃焼度化計画 <sup>[6-</sup>	1]
---	----	---	-----	---------	---------------------------	----

		E	BWR			
高燃焼化ステップ	I	п	Ⅲ(現状)	10×10	大幅 高燃焼化	次世代 軽水炉
U−235濃縮度 最高(wt%)	4.0	4.6	4.9	4.9	5.0超	5.0超
燃料集合体 最高燃焼 度 (MWd/kgU)	40	20	55	55-60	70	70超
導入時期	1987年	1991年	1999年	(2015年)		2030年頃
	P	WR				
高燃焼化ステップ	I	Ⅱ(現状)	ш	次世代 軽水炉		
U−235濃縮度 最高(wt%)	4.1	4.8	5.0超	5.0超		
燃料集合体 最高燃焼 度  (MWd/kgU)	48	55	60-70	70超		
導入時期	1889年	2004年	(2004年)	2030年頃		

出力急昇試験であり、JMTR 出力急昇試験装置の改造を行った。

本改造は、高燃焼度燃料の出力急昇試験において十分なピーク出力を得るためのものである。 さらに、JMTR における高燃焼度燃料出力急昇試験のためには、発電炉で照射された高燃焼度燃料に計装を施し(再計装)、出力急昇試験 BOCA に装荷(再装荷)するための多くの技術開発と 設備整備を併せて行った。

## 6.2 装置概要

- (1) 設計の基本方針
  - 1) 燃料棒の出力急昇条件
    - 出力変動幅 ; 2 倍以上
    - 最大線出力 ; 50kW/m

2) 燃料棒照射環境

雰囲気; 高温高圧水(BWR 条件)

燃料棒表面温度 ; 燃料棒出力変動に関わらず 290℃を維持する。

3) 燃料棒破損後の措置

燃料棒破損検出後、原子炉の運転を停止させないで速やかに炉心から引き抜き、一定期間 冷却後にホットラボに移送して照射後試験を実施する。

4) 炉外装置の設置場所

炉外装置は、装置の運転・監視の利便性を優先して、原子炉建家内に設置する。

5) 出力急昇試験モード

本装置を用いた軽水炉燃料の 出力急昇試験は、図 6.2 に示すよ うにマルチステップランプ、シ ングルステップランプ及びパワ ーサイクリングモードを想定 する。



(2) 装置主要諸元

本装置の主要諸元を表 6.2 に示す。本装置は 1988 年に U-235の燃焼が進んだ高燃焼度燃料の出力急昇試験を行う ことを目的に熱中性子経済をあげる為に OSF-1 炉内管の 炉心部材質をステンレス鋼からジルカロイに変更した。ま た、He-3 出力可変装置のガス圧力変動巾の拡大(0.05~ 4MPa から 0.03~4MPa)等の改造を行なったが、同表は改 造後の諸元を示す。

(3) 装置全体構成

軽水炉燃料出力急昇試験装置(通称;BOCA-OSF-1)の 概略図を図6.3に示す。本装置は沸騰水キャプセル(BOCA)、 キャプセル制御装置、水ループ照射装置(OSF-1)、He-3 出力可変装置、及びキャプセル交換機で構成される。

BOCA は照射試料である燃料棒を高温高圧水中(BWR

条件)で照射するためのキャプセルであり、高温高圧水は燃料棒表面で核沸騰し、燃料棒の出力 が変動した場合も燃料棒表面温度はほぼ一定に維持される。キャプセル制御装置は、BOCAの水 圧を加圧、精製するためのもので連続的に少量の水(約 1mL/s)を循環させる。また、本装置は 放出水中のFPを測定することによって照射中の燃料棒のPCI/SCC破損を検出する機能を有する。 OSF-1 は、BOCAを挿入する炉内管を有し、BOCAの冷却機能を有する。本炉内管は原子炉圧力 容器上蓋で開口し、原子炉運転中にBOCAを挿入・取出しでき、本開口部はBOCAを挿入される ことによって閉じる設計になっている。炉内管は原子炉炉心部で同心円状の二重構造となってお

表 6.2 主要諸元

BOCAキャプセル			
冷却材	純水		
通常運転圧力	7.3 MPa		
冷却水流量	$1 \times 10^{-6} \text{ m}^3/\text{s}$		
水ループ照	射装置 (OSF-1)		
	$3\sim 8\times 10^{17}$ n/m <sup>2</sup> · s		
熱中性子束	$4\sim\!11\!\times\!10^{17}~\mathrm{n/m^2}\cdot\mathrm{s}$		
	ジルカロイ製炉内管		
速中性子束	$2 \times 10^{17} \text{ n/m}^2 \cdot \text{s}$		
最大発熱量	30 kW		
冷却材	純水		
冷却水流量	1.9 m <sup>3</sup> /h		
H-3出	力可変装置		
中性子吸収体	He-3ガス		
圧力変動巾	0.03~4 MPa		
燃料出力変動巾	2~3 倍		
<b>游</b> 彩山土亦心声座	30 kW∕m•min		
<u> </u>	$\sim 5$ W/m $\cdot$ min		

り、内部に中性子吸収断面積の大きい He-3 ガスが装荷され、熱中性子に対するスクリーン(He-3 ガススクリーン)を構成する。この He-3 ガススクリーンの He-3 ガス圧力を変動させることによ って燃料棒内熱中性子束が変化して燃料棒の出力を変える。He-3 出力可変装置は、He-3 ガススク リーン圧力を変える装置であり、圧力を変える機構と He-3 と中性子との反応で生成するトリチウ ムを除去処理する機能を有する。キャプセル交換機は、BOCA の OSF-1 炉内管への挿入・取出し を行う機器であり、燃料棒に破損が生じた場合に速やかに BOCA を OSF-1 から取り出すために、 出力急昇試験中は常時設置されている。



図 6.3 BOCA/OSF-1 照射装置の概略図

(4) 装置全体構成

本装置の安全動作を表 6.3 に示す。本装置の安全動作は、照射燃料棒の大破損防止に主眼を置いたものである。

項目	設定値	動作	備考
		0SF-1冷却系	
冷却水流量低	$1.0 \text{ m}^3/\text{h}$	原子炉スロースクラム	冷却能力の低下により、BOCA
炉内管入口圧力低	0.196 MPa	原子炉スロースクラム	内温度が上昇し、燃料棒の大
炉内管出口圧力低	0.049 MPa	原子炉スロースクラム	破損防止
		キャプセル制御装置	
高圧吸水系圧力高	8.24 MPa	原子炉スロースクラム	BOCAキャプセル破損防止
<b>直</b> 耳咽水 조耳 力併	6 37 MPa	原子炉スロースクラム、	BOCA内水が膜沸騰して燃料棒
间压效水和压力医	0.37 MI a	遮断弁閉	のバーンアウトを防止
水モニタ指示高	$1000 \ s^{-1}$	遮断弁閉	FPの炉外への放出量制限
		He-3出力可変装置	
He-3系圧力高	4.02 MPa	加圧系の弁閉	<sup>3</sup> Hを含むHe-3系破損防止
ベローズ内圧高	-53.9 kPa	高圧用、低圧用アキュム	<sup>3</sup> Hを含む <sup>3</sup> Heガスの <sup>3</sup> H対策のな
ベローズ外圧高	0.196 MPa	レーク 安石 开開、 并圧・ 高圧系切離し	い窒素ガス系への漏洩防止

表	6.	3	軽水炉出	力急	昇試験装	置の	安全	動作
---	----	---	------	----	------	----	----	----

## 6.3 沸騰水キャプセル (BOCA)

## (1) キャプセル概要

沸騰水キャプセル (BOCA) は燃料棒が組み込まれ、炉心 に挿入されるものであり、概要を図 6.4 に示す。本キャプセ ルは大別して燃料棒を組み込む容器と保護管部からなる。 燃料棒は高温高圧水 (BWR 条件) に装荷され、燃料棒表面 では核沸騰状態になり、表面温度は燃料棒出力変動中もほ ぼ一定に維持される。

保護管部には、遮断弁(水圧動作弁)、希釈管及び洗浄管 が配置される。これらは、いずれも作業者の放射線被ばく 低減を目的としたものである。遮断弁は燃料破損(キャプ セル制御装置で検出)時に放出される FP を含む BOCA の 高温高圧水を閉じ込める働きをする。希釈管は燃料破損時 に高濃度の FP を含む高温高圧水の濃度を希釈するもので ある。また、洗浄管は BOCA を OSF-1 炉内管から引き抜く 前にキャプセル内を洗浄し、キャプセルの放射線線量を下 げる目的で使用される。



図 6.4 BOCAの概要



図 6.5 沸騰熱伝達と燃料棒 表面温度



## 図 6.6 BOCA 核沸騰伝熱 特性試験の結果

## (2) 燃料表面温度

本キャプセルの場合、キャプセル内の高温高圧水は燃料 棒表面で核沸騰の状態を維持することが重要であり、この 状態では、図 6.5 に示すように燃料棒表面温度はほぼ一定の 値を示すが、燃料棒出力がさらに上昇すると沸騰は遷移沸 騰から膜沸騰状態に移行して燃料表面温度は急激に上昇し て燃料被覆管は大破損(バーンアウト, burn out)する。軽 水炉燃料出力急昇試験は、PCI/SCC 破損に関するものであ り、核沸騰状態を維持することが必要である。また、放射 線被ばく防止の観点からもこの大破損を防ぐことが重要で ある。

上記に述べたように本沸騰熱伝達特性の把握は極めて 重要である。このことから、電気ヒータを用いた燃料棒、 BOCA キャプセル及び OSF-1 の冷却系を模擬した実験装 置を製作して沸騰熱伝達特性に関する試験を行った。この 試験は BOCA 高圧水圧力をパラメータに行った。BOCA 核沸騰伝熱特性試験の結果を図 6.6 に示す。BOCA の運転 は、本試験結果を基に燃料表面で高圧水が核沸騰する範囲 で行われる。 (3) 希釈管の希釈特性

BOCA を用いて燃料棒の出力急昇試験で燃料棒被覆管が破損した場合、燃料棒の発熱を止めて その状態を維持するとともに遮断弁を閉じることによって BOCA を密閉して FP の放出を止める。 ここで、遮断弁を閉じるまでの FP の炉外装置への放出を最小限にするために、燃料棒から放出さ れる FP 濃度を検出できる最小濃度まで希釈するために用いるのが希釈管である。希釈管の構造図 を図 6.7 に示す。



## 図 6.7 希釈管の構造図

稀釈管は、水で満たされた容積 50cm<sup>3</sup>の小容器内に 0.1mm の孔を設けたコイル状の細管が収め られ、これを 5 段連ねた構造になっている。FP を含む BOCA 排水はコイルの細管の小孔から容器 内に吹き出され、容器内の水で稀釈される。この稀釈を 5 段階に行うことによって、装置周辺の 空間線量を低減するものである。

この希釈管については、KOH 溶液を用いて稀釈性能試験を行った。試験には小容器容量 80cm<sup>3</sup>、 5 段の希釈管で溶液流量を 1cm<sup>3</sup>/s とした。希釈管の小容器の容量を 80mL とした場合の希釈性能 に関する計算結果を図 6.8 に示す。本計算では、希釈管を 5 段とした場合の 30 秒後の希釈管出口 の濃度比は、10<sup>-4</sup>以下になる<sup>[6-2]</sup>。



## 6.4 キャプセル制御装置

キャプセル制御装置は、沸騰水キャプセル(BOCA)に高圧水を給水、精製するためのもので、 水質調整タンク、給水ポンプ、サージタンク、再生熱交換器、冷却器、加熱器、燃料破損検出器 等から構成される。BOCA内の水の精製は連続的に少量の水を給排水する方式によって行われる。 BOCAからの排水が流れる部分には放射線遮へいが施されるとともに、主要機は負圧に保たれる 操作ボックス内に収められる。

本装置の概略系統図を図 6.9 に示す。 BOCA 内には脱気純水はプランジャ式高圧 給水により供給される。アキュムレータは BOCA 内の水を加圧するとともに、水の膨 張収縮を吸収して一定の圧力(7.26± 0.2MPa)に保つためのもので、プラダ型で 10Lの容量のものを2基並列に設置してい る。BOCA 内の水圧は3台の圧力計により 監視され、給水ポンプの起動・停止により 運転圧力を制御する他、圧力の異常変化(高、 低)を検知して原子炉を自動停止させる。 特に圧力が異常に低下した場合、照射中の 燃料がバーンアウトして燃料の大破損につ ながることから重要な安全動作である。

BOCA からの排水は、シンチレーション



図 6.9 キャプセル制御装置の概略系統図

計数管を用いたモニタで常時放射能監視し(装置改造後に Ge 半導体検出器を追加)、ニードル型 高圧水放出弁と流量計を経て、原子炉排水系に排水される。

出力急昇試験の結果、照射燃料棒が破損して核分裂生成物(FP)が放出した場合、水モニタの 指示が上昇して警報が発せられる。その場合、排水のサンプリング分析を行い、FP が検出される と、遮断弁を手動で閉じて排水を停止する。なお、水モニタの指示が異常に上昇した場合は遮断 弁が自動で停止される。なお、照射終了後時は、BOCA からの排水を一旦貯留タンクに貯留して イオン交換塔で FP 等の放射性核種を処理する。

## 6.5 水ループ照射装置(0SF-1)

水ループ照射装置(OSF-1)の概略図を図 6.10に示す。本装置は炉内管と炉外装置から なる。炉内管は原子炉圧力容器上部で開口し ており、BOCAを挿入することによって閉止 され、炉外部と BOCA を冷却するためのル ープが形成される。炉内管の構造図を図 6.11 に示す。



炉内管は仕切管を有し、BOCA は上部からこの仕切管内に 挿入される。冷却水は仕切管内を下方に流れ、BOCA を冷却 して炉内管下端部で仕切管の外を上方に流れる。仕切管は炉 心部でさらに二重構造となり、本二重管内には He-3 ガスが 封入される。炉外装置は循環ポンプ、サージタンク及び熱交 換器等で構成される。循環ポンプは当冷却水が BOCA 表面 で乱流状態となり BOCA 燃料の発生熱を冷却するのに十分 な能力(1.9 m<sup>3</sup>/h)を有する。

炉内管は当初ステンレス鋼製としたが、後に U-235 の燃焼 が進んだ高燃焼度燃料の出力急昇試験で十分な出力を得る 為に、炉心部の材料を熱中性子の吸収断面積が小さいジルカ ロイ製にする設計の変更を行った。

## 6.6 He-3 出力可変装置

He-3 出力可変装置は、図 6.11 に示した OSF-1 炉内管炉心 部の He-3 ガススクリーン内の圧力を変更することによって 照射燃料棒の出力を急昇するための装置であり、He-3 ガス 圧力を調整する他に<sup>3</sup>He の核反応で発生するトリチウム (<sup>3</sup>H) を吸収して系内の<sup>3</sup>H 濃度を低く抑える機能を有する。He-3 ガス圧力と燃料棒出力相対値を図 6.12 に示す。また、燃料 棒出力変更特性試験結果を図 6.13 に示す。さらに、本装置 の系統図を図 6.14 に示す。



## 図 6.11 0SF-1 炉内管の構造図





Т T T 79 F-2 | での測定結果 1.0 燃料棒線出力密度( He-3圧力0.15MPalc規格化) 計算結果 0.9 臨界実験装置(JMTRC)での 測定結果 0.8 0.7 0.6 0.5 0.4 0.3 2 3 He-3ガス圧力(MPa)

図 6.12 He-3 ガス圧力と燃料棒 出力相対値



図 6.14 He-3 出力可変装置の系統図

本装置は、アキュムレータ、ガス循環器、トリチウムトラップ等から構成される。本装置の場 合、トリチウムの系外への漏洩を防止するために、以下のような設計とした。

- (1) 圧力調節は、2 次側の窒素ガス圧力を金属ベローズ製のアキュムレータを介して1 次側の He-3 系に伝える方式とする。アキュムレータは、当初1 台で He-3 ガス圧力を 0.05~4 MPa の範囲 で変更する設計としたが、U-235 の燃焼が進んだ高燃焼度燃料の出力急昇試験を行う為に本 圧力変動幅を 0.03~4 MPa に拡張する必要が生じた。その為にアキュムレータを2 台にして 低圧側と高圧側の2 段で圧力変更を行う方式に設計変更した。
- (2) ガス循環器は、<sup>3</sup>H を含む He-3 ガス系の密封性能を維持するために、容器と逆止弁で構成し、 容器内のヒータを on-off する熱膨張型としたが、後にガス流量性能を高めるために、金属ベ ローズを用いた循環器に変更した。
- (3) He-3 ガス系内のトリチウム濃度を下げるために、チタンスポンジを用いたが、本トリチウム トラップは、その後運転温度を低く出来、吸収したトリチウムの回収も容易なジルコニウム に変更した。
- (4) トリウムトラップを用いた。本トラップは高温(400℃)で運転されるために、透過によるト リチウムの漏洩を極力小さくするために、ヒータ内蔵型として容器の温度を極力低く保つと ともに容器にはアルミニウムを用い、アルミニウムの酸化皮膜による透過防止効果に期待した。
- (5) トリチウム漏洩防止のために、He-3 ガス系は可能な限り溶接構造とし、交換の必要なトリチ ウムトラップ、ガス循環器、アキュムレータの接続にはフランジを用い、O リングはメタル O リングとした。

本装置は当初、アキュムレータを一台で設計したが、高燃焼度燃料の出力急昇試験の実施にあたり、He-3 ガス圧力変更幅を 0.05MPa~4MPa から 0.03MPa~4MPa に拡大する必要が生じ、図 6.14 に示したようにアキュムレータを 2 台にして低圧側と高圧側で切り替える方式に変更した。その結果アキュムレータの総容積はむしろ小さくなり、圧力変更速度の改善にもなった。

## 6.7 キャプセル交換機

キャプセル交換機は、OSF-1 炉内管に BOCA キャプセルを挿入・取出しする機器であり、照射 燃料の破損が検出されたら速やかに BOCA キャプセルを OSF-1 炉内管から取り出す為にキャプセ ル照射中は BOCA キャプセルに常時接続されている。以下に照射燃料棒の PCMI 破損確認に BOCA キャプセル取り出しまでの手順を示す。

- ①キャプセル制御装置の水モニタ指示値及び Ge 検出器により、燃料ピンの破損と判断したら遮断 弁を閉とする。
- ②He-3 出力可変装置制御盤の試験停止ボタンを押し、He-3 系の圧力を 4MPa に昇圧する。
- ③BOCA キャプセルを炉心部から引き抜くためにキャプセル交換機により 1.1m 上昇させる。
- ④BOCA キャプセル内の圧力を降圧する。
- ⑤BOCA キャプセル内の水圧動作弁を閉じる。
- ⑥BOCA キャプセル内のバイパス電磁弁を開とし、破損処置を行う。
- ⑦キャプセル交換機により BOCA キャプセルを炉内管より取出し、仮置台へ挿入する。

#### 6.8 装置特性試験

(1) 燃料棒出力評価

軽水炉燃料出力急昇試験は、燃料出力変動時の PCI/SCC 破損メカニズム及び破損しきい値を求める ことが重要課題の一つであり、燃料棒出力を高精度 で評価することが求められる。燃料棒の出力は OSF-1 炉内管の出入り口温度差と冷却水流量から求 める。そこで、図 6.15 に示す実験体系にて、燃料棒 を模擬した電気ヒータを用いて燃料発熱量の校正 を行った。

試験結果を図 6.16 に示す<sup>[6-3]</sup>。試験の結果、炉内 管出入口温度はバラツキが大きく使用できないこ とが分かった。これは、BOCA キャプセルの OSF-1 炉内管内で偏心により流路断面積の不均一化によ るものと推定された。そこで流路断面積が大きい出 口温度で評価することとした。本試験の結果、燃料 棒の出力評価精度は、燃料出力 300 ~600 W/cm で ±4.5~±6.5%であることを確認した。







図 6.16 燃料棒の出力校正試験結果

## (2) 出力変更能力と原子炉反応度変化

He-3 ガス圧力を段階的に変えるとともに、BOCA キャプセルに組み込んだ SPND により燃料棒の出力比を求めた。図 6.13 に He-3 ガス圧力と燃料棒出力比について計算値と実験値を示した。 出力急昇試験では、本データを基に、燃料棒出力が直線的に上昇するように He-3 圧力調節を行う。

He-3の中性子吸収断面積が大きいことから、原子炉反応度が変化し、原子炉制御性に支障をき たす恐れがあることから、He-3ガス圧力を 4MPa から 0.15MPa まで変化させた時の原子炉反応度 変化を実験的に求めた。その結果反応度変化は、+0.044%であり、He-3ガス圧力を最速(1分) で変化させた場合でも、原子炉制御棒の応答は十分であり、原子炉出力の過渡的変動はなかった。 なお、出力を急激に変動させる場合、原子炉自動制御棒の位置が変動することから、試験前に自 動制御棒位置を調整し、自動制御範囲から逸脱することがないようにする必要があることも分か った。

#### (3) 熱特性

BOCA/OSF-1 炉内部の構造と伝熱 メカニズムを図 6.17 に示す。燃料棒 の発熱は、OSF-1 の冷却水に強制対流 熱伝達で伝えられるが、燃料棒からの 伝熱は発熱が小さい段階では自然対 流熱伝達で、発熱が大きくなると BOCA 高圧水の沸騰が開始し、燃料棒 表面では核沸騰熱伝達、仕切管には凝 縮熱伝達で熱が伝わる。核沸騰開始後 は、燃料棒の発熱が上昇しても表面温 度はほぼ一定値を示すが、さらに発熱 が上昇すると遷移沸騰から膜沸騰に 移行し、燃料表面温度は急激に上昇し



図 6.17 BOCA 炉内部構造と伝熱メカニズム

て燃料被覆管が大破損する現象、いわゆるバーンアウトを起こす。出力急昇試験では研究目的上、 あるいは安全上(炉内装置の空間線量率上昇)、このバーンアウトを避けることが重要である。そ の為に核沸騰から遷移沸騰に移行する発熱量を正確に把握する必要がある。 本熱特性については、燃料棒を模擬したヒータピンを用いた炉外試験を行って確認した。 Jens-Lottesの式を用いた計算結果及び炉外試験結果を図 6.18 に示す<sup>[6-4]</sup>。



図 6.18 BOCA 燃料棒線出力と表面温度試験結果<sup>[6-4]</sup>

(4) 希釈管性能試験

軽水炉燃料出力急昇試験における燃料破損で炉外キャプセル制御装置に放出される FP を含む BOCA 内高圧水の放射能濃度を低く抑えることが、本装置周辺に立ち入る技術者等の被ばく線量 率低減のために重要である。本装置では、キャプセル制御装置の燃料破損検出器で燃料棒破損が 検知されると BOCA キャプセル内の遮断弁を閉じられ、それ以上の FP 放出が防止されるが、BOCA 高圧水の放射能濃度を希釈することによって、それまでに放出される放射性物質の量を小さく抑 える。このため、希釈管には燃料破損を検出できる限度近くまで放出高圧水を希釈する能力を評 価した<sup>[6-2]</sup>。

1) 試験方法

希釈管は図 6.7 に示したように、水で満たされた容積 50cm<sup>3</sup>の小容器内に 0.1mm の孔を設け たコイル状の細管が収められ、これを 5 段連ねた構造になっている。試験では、可視可能なア クリル製で 1~5 段の模擬希釈管を使用し、窒素ガスを加圧、流量調節弁で流量調節した。ト レーサとして NaCl 水溶液を使用し、NaCl 水溶液の Na 濃度変化を測定することによって希釈 効果を求めた。試験条件を表 6.4 に示す。

希釈管1段の試験条件			
圧力	0.96 MPa (窒素ガス)		
流量(目標)	1, 2, 3, 6, 10 $cm^3/s$		
Na濃度(目標)	78 ppm (NaCl ; 200 ppm 水溶液)		
希釈管5段の試験条件			
圧力	0.96 MPa (窒素ガス)		
流量(目標)	1, 2 $cm^3/s$		
Na濃度(目標)	59,000 ppm(NaCl ; 15 % 水溶液)		

表 6.4 希釈管希釈効果試験条件

#### 2) 試験結果

希釈管性能試験結果を図 6.19、図 6.20 及び図 6.21 に示す<sup>[6-2]</sup>。図 6.19 は、希釈管段数 1 段の ものについて BOCA 高圧水の流量をパラメータに行った試験結果である。この結果、流量増加 とともに希釈管出口の放射能濃度増加が早くなり、燃料破損検出が早くなるが、キャプセル制

御装置周辺の空間線量率の上昇も早まることを示 している。図 6.19 と図 6.20 は、希釈管が 1 段と 5 段の場合の希釈性能を示す。この結果、希釈管を 5 段にすることによって希釈管出口の放射能濃度の 上昇が穏やかになり、BOCA 遮断弁を閉じた後にキ ャプセル制御装置に流出する FP を少なくすること ができ、立入り者の被ばく線量を抑えるのに有効で あることを示している。以上より、BOCA キャプセ ルの希釈管を 5 段とし、キャプセル制御装置の放射 線遮へい設計も行った。



図 6.20 BOCA 高圧水 1mL/s 時の希釈係数<sup>[6-2]</sup>



図 6.19 BOCA 高圧水量と希釈係数<sup>[6-2]</sup>



図 6.21 BOCA 高圧水 2mL/s 時の希釈係数<sup>[6-2]</sup>

# 7. 高温ガス炉燃料その場試験

HTGR 燃料は、図 7.1 に示すように 500~600 µ m の燃料核をセラミックで被覆した球(被覆燃料粒子)を黒鉛に分散させた燃料コンパクトを黒鉛スリーブに挿入して燃料棒を構成し、それを さらに黒鉛ブロックに組み込んで燃料体としたものである。本燃料の特徴は、1000℃を超えるよ うな高温で使用できる。一方、被覆燃料粒子の被覆層(セラミック)から微量の核分裂生成物(FP) が拡散して放出されることは、想定された設計となっているが、原子炉運転中に発生する被覆粒 子燃料の破損を小さく抑えることが重要である。運転中の燃料健全性は、温度、温度変化、燃焼 度等の照射条件に依存する。ガススイープキャプセルは、HTGR の定常運転中や異常時の燃料破 損特性に関する研究を目的として照射中の FP 放出率を測定するために開発されたものである。





JMTR における高温ガス炉用被覆粒子燃料の 照射試験<sup>[7-1], [7-2]</sup>は、密封型計測付キャプセル、ガ ススイープ型キャプセル(FGS キャプセル)、ガ スループ照射装置(OGL-1)の三種類の照射装置 によって行われた。

FGS キャプセルは、キャプセル本体の内筒内に 装荷された被覆粒子燃料コンパクトからの核分 裂生成希ガス (FP ガス)の放出率を温度と時間 の関数として詳細に追うことができ、他のキャプ セル照射装置にはない特長を有するものである。 照射試験の全体構成図を図 7.2 に示す。



図 7.2 ガススイープ型キャプセルを 用いた照射試験の全体構成図

(1) ガススイープ型キャプセルの構造

FGS キャプセルは、主に照射下での被覆粒子燃料の健全性を調べるためのものであり、照射下で 被覆粒子燃料コンパクト表面をヘリウムガス (He) でスイープすることにより、被覆粒子燃料から放 出される Kr や Xe 等の FP ガスをキャプセルから FP ガス測定系に導出し、被覆粒子燃料からの FP ガス放出率を評価できる<sup>[7-3]</sup>。FGS キャプセルの構 造図を図 7.3 に示す。

照射試料である被覆粒子燃料コンパクトには、 HTTR の初装荷用として製造された被覆粒子燃料 を装荷した。HTTR 初装荷被覆粒子燃料は日本で



図 7.3 FGS キャプセルの構造図

初めて大量生産を行った被覆粒子燃料の製造ラインから抜き取り、必要なウラン装荷量となるように SiC 球を核とした希釈粒子を混合して、粒子充填率を合わせて燃料コンパクトを成型したものである。

キャプセル構造は、軸方向に2個の内筒を有する。各内筒には、被覆粒子燃料コンパクトを2 個装荷し、各内筒はヘリウムスイープガス供給系を共有し、排気系は各独立とした。スイープガ スは、内筒内の黒鉛製試料容器の上端栓部の多数の小孔から流入し、被覆粒子燃料コンパクト外 表面と容器内壁との間を通過して、容器底部から中央の排気管を通って排出され、キャプセル(保 護管部)内の排気管途中に設けた放射性ヨウ素除去用の活性炭トラップを通った後、FP ガス測定 のための炉外装置(スイープガス測定装置)に導かれた。

各段の被覆粒子燃料コンパクトの中心に W/Re 熱電対(Nb-1%Zr シース、BeO 絶縁、 W5%Re-W26%Re 芯線)を配置し、温度測定を行った。なお、保護管部には、W/Re 熱電対のシー ス先端部が破損したときの防護対策として、FP ガスのシース内絶縁材からの漏洩を阻止するため に気密端子を設けた。照射温度の制御は、2 重内筒のギャップのヘリウムガス圧を制御する真空 温度制御法により、2 個の内筒を各々独立して温度制御を行った。温度制御用熱電対は、W/Re 熱 電対の中性子照射による起電力低下の問題から、2 重内筒内に挿入した N型熱電対(Nicrosil-Nisil) を選定した。

被覆粒子燃料コンパクトの照射試験では、燃料温度は1400~1600℃を目標とした。このための 照射キャプセルの構造は、被覆粒子燃料コンパクトを2重内筒内部に装荷し、この2重内筒間ギ ャップを真空に引き、真空度を調節することにより被覆粒子燃料コンパクト温度を1400~1600℃ に範囲で一定に維持できるようになっている。特に、長期間にわたり照射する場合は燃料のバー ンナップにともなう発熱減少による大幅な温度低下を補うため、内筒材料としては1000℃近辺の 温度においても内筒が破損しないだけの十分な強度を有するものが要求される。材料として 1000℃で十分な強度を有し、機械加工性もよく、照射後放射能の問題もない Nb-1%Zr 合金を使用 した。本材料を使用するにあたり、1000℃×10,000h の流動へリウム中の高温クリープ試験を実 施し、得られたデータをもとにクリープ領域における許容応力強さを求めた。 (2) スイープガス測定装置

本装置は、照射中に FGS キャプセルから放出 される FP ガスを低流量のスイープガス(高純 度 He ガス)によって炉外の測定装置に導き FP ガスの放出率を測定した。測定装置を通過した スイープガスは、液体窒素冷却の活性炭コール ドトラップによって FP ガスを除去し、FP ガス 除去後のスイープガスは、ガスモニタで監視し ながらスタックより大気に放出した。本装置の 各構成機器の概要は、以下のとおりである。ガ ススイープ測定装置の設計仕様を表 7.1 に示す。

#### 表 7.1 FGS 照射装置仕様

	スイープガス精製炉	1100 °C
<u></u> 111111111111111111111111111111111111	スイープガス供給装置	80 °C
取訂価皮	測定装置	室温
	トラップ装置	-196℃~室温
	スイープガス供給装置	0.4 MPa
売到市力	FPガス配管	0.4 MPa
取司圧力	測定装置	0.4 MPa
	トラップ装置	0.98 MPa
スイープガ	1000 mL/min	

1) スイープガス供給装置

本装置は、スイープガス(高純度 He ガス)をキャプセルに供給するための装置である。スイ ープガスは JMTR の He ガスラインより供給され、本装置によって高純度に精製し、所定の圧 力流量でキャプセルに供給する。

2) 接続箱

接続箱は、第1、第2及び第3接続箱の3個より構成されている。第1接続箱はスイープガ ス供給装置からキャプセルへの計測制御用配管配線の中継に使用する。第2及び第3接続箱は、 キャプセルから地下1階へスイープガス配管を導くため、炉プール内貫通スリーブ付近及び地 下1階貫通スリーブ出口付近に設けられる。

3) 測定装置

本装置は、キャプセルよりスイープされてきた FP ガスの放射能を測定することによって照射 燃料から放出される FP ガスの放出率を測定するための装置である。

本装置は当初、手動サンプリング装置、自動サンプリング装置より構成されていた。高温ガ ス炉の研究開発の一環として、燃料破損の早期発見のための基礎データを得るため、スイープ ガスを連続的に測定して、キャプセルの放出 FP 挙動の時間依存を調べるため自動サンプリング 装置を撤去し、破損燃料検出試験装置(Fuel failure detector)を設置した。

4) FP 捕集装置

本装置は、キャプセルより放出される FP ガスを捕獲するための液体窒素冷却型チャコールト ラップである。

キャプセルから放出される FP ガスは測定装置を通った後、液体窒素で冷却されたチャコール トラップに導かれる。ここでほとんどの FP ガスが捕獲され、モニタしながら原子炉の排気系に 排気される。チャコールトラップは2基設け、常時1基を使用する。他の1基はトラップされ た放射能の減衰を行わせるために使用する。 This is a blank page.

## 8. 核融合炉ブランケット特性評価試験技術

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。

核融合ブランケットは、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へい等の3つの大きな役割 を有する。したがって、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 術の確立は不可欠である。

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。また、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(Li)を含有するセラミックスであり、ブラン ケット構造体の内部に装荷され、核融合反応で発生する高エネルギー中性子とLiとの核反応によ 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。

$^{6}Li + n \rightarrow \ ^{4}He + \ ^{3}H + 4.78MeV$	(8.1)
$^{7}\text{Li} + n \rightarrow {}^{4}\text{He} + {}^{3}\text{H} + n' - 2.47\text{MeV}$	(8.2)

固体増殖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、機械的特性、照 射環境における構造安定性、トリチウム放出特性、製造の容易さ等が重要である。これまで、各 種 Li 含有セラミックスについて、Li<sub>2</sub>O、Li<sub>2</sub>TiO<sub>3</sub>、Li<sub>2</sub>ZrO<sub>3</sub>、Li<sub>4</sub>SiO<sub>4</sub> 及び LiAlO<sub>2</sub> が候補材として研 究が進められていた。このため、核融合原型炉の概念設計研究、さらに ITER の開発・建設のた めの ITER 工学 R&D も開始され、ITER で使用するブランケット構造体の設計を確立するために、 JMTR を用いたブランケットのその場試験が開始された<sup>[8-1]</sup>。

## 8.1 照射キャプセルの開発

## (1) 概要

JMTR で行う核融合炉ブランケットの構造体を模擬した照射キャプセルとして、多層型キャプ セル、回転型キャプセル等の照射キャプセルが開発された<sup>[8-2],[8-3]</sup>。核融合炉用ブランケット構造 体を模擬した照射試験の概要を図 8.1 に示す。多層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トリチウム生成回収特性を調べるため に行った(ORIENT-I)。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 温度応答やトリチウム生成回収特性を調べるために行った(ORIENT-II)。すなわち、前者は核融 合炉の定常運転、後者は核融合炉パルス運転を想定したものである。これらの照射キャプセルの 開発までには、構造検討のみならず、目的に応じた計測機器の開発、キャプセル解体を考慮した 各種要素開発も行われた。以下に多層型キャプセル及び回転型キャプセルの設計、要素開発につ いて述べる。



(ORIENT : Oarai Irradiation Experiment on Fusion Blanket)

## 図 8.1 核融合炉用ブランケット構造体を模擬した照射試験の概要

- (2) キャプセル設計と要素開発
  - 1) 多層型キャプセル

多層型キャプセルは、構造体の中性子束及び温度分布やトリチウム生成回収特性を調べるた めのものであり、その概念を図 8.2 に示す。多層型キャプセルの照射条件及び設計条件を表 8.1 に示す<sup>[8-4]</sup>。外径 φ 65mmのキャプセル容器内にトリチウム増殖材(直径 1mmのLi<sub>2</sub>TiO<sub>3</sub>微小球)、 中性子増倍材(直径 1mm の Be)を充填したインナーキャプセルを配置した。インナーキャプ セルには、外径 φ 23×260mmのステンレス容器の中に Li<sub>2</sub>O<sub>3</sub> 微小球、その周りに外径 φ 48× 455mmのステンレス容器を配置し、Be 微小球を充填し、多層型構造とした。照射温度は、Be を充填したステンレス容器にヒータを設置し、照射中の温度を一定にできるようにした。また、 このインナーキャプセルには、熱中性子束を測定するための SPND と温度分布を測定するため の熱電対を装荷した。

トリチウムの生成回収特性の評価にあたっては、Li<sub>2</sub>TiO<sub>3</sub> 微小球充填部に常時ヘリウムガスを 供給し、炉外に設置したブランケット照射設備に設置したトリチウムモニタで測定できるよう にした。



(a) 全体構造概念図

(b) インナーキャプセルの構造概念図

図8.2 多層型キャプセルの構造

照射条	件	照射キャプセル設計条件		
熱中性子束 (E<0.683eV)	: $\sim 2 \times 10^{17} \text{ n/m}^2/\text{s}$	トリチウム増殖材	: Li <sub>2</sub> TiO <sub>3</sub>	
高速中性子束 (E>1MeV)	: $\sim 8 \times 10^{15} \text{ n/m}^2/\text{s}$	增殖材形状	: φ1mm (微小球)	
照射温度	: 250~400°C	増殖材焼結密度	: 80.1%T.D.	
平均体積発熱率	: $\sim 5 \text{MW/m}^3$	充填寸法	: $\phi 20 \times 260$ mm	
トリチウム生成量	: $\sim$ 7.4 $\times$ 10 <sup>10</sup> Bq/d	充填重量	: 133.54g	
スイープガス	:純He、He+H <sub>2</sub>	充填率	: 62.0%	
スイープガス流量	$: 10 \sim 1000 \text{cm}^3/\text{min}$	中性子増倍材	:Be	
水素含有量	: 100~1000ppm	增倍材形状	:φ1mm (微小球)	
		充填重量	: 288.95g	
		充填率	: 61.2%	

表 8.1 多層型キャプセルの照射条件及び設計条件<sup>[8-4]</sup>

2) 回転型キャプセル

回転型キャプセルは、核融合炉パルス運転を模擬できるように、中性子吸収材である Hf を回転する構造であり、照射試験中はトリチウム増殖材充填部の熱中性子束及び温度分布の測定やパルス運転時のトリチウム生成回収特性を調べるものである。回転キャプセルの概念図を図 8.3 に示す。本キャプセルの設計にあたって、回転型キャプセルの照射条件及び設計条件は表 8.2 に示す通りとした<sup>[8-5]</sup>。



図8.3 回転キャプセルの概要

照射象	条件	照射キャプセル設計条件		
熱中性子束 (E<0.683eV)	: $\sim 2 \times 10^{16} \text{ n/m}^2/\text{s}$	トリチウム増殖材	: Li <sub>2</sub> TiO <sub>3</sub>	
高速中性子束 (E>1MeV)	: $\sim 5 \times 10^{15} \text{ n/m}^2/\text{s}$	増殖材形状 (大球)	: φ 1.93mm	
照射温度	: 200~400°C	増殖材焼結密度	: 83.4%T.D.	
平均体積発熱率	: $\sim 2 M W/m^3$	増殖材形状 (小球)	: φ 0.29mm	
トリチウム生成量	: $\sim$ 7.4 $\times$ 10 <sup>10</sup> Bq/d	増殖材焼結密度	: 82.2%T.D.	
スイープガス	:純He、He+H <sub>2</sub>	充填率	: 83%	
スイープガス流量	$: 10 \sim 900 \text{ cm}^3/\text{min}$			
水素含有量	$: 100 \sim 10000$ ppm			

# 表 8.2 回転型キャプセルの照射条件及び設計条件<sup>[8-5]</sup>

本照射キャプセルは、外径 φ 65mm とし、その中にトリチウム増殖材(直径約 2mm と約 0.3mm の Li<sub>2</sub>TiO<sub>3</sub> 微小球)を充填したインナーキャプセルを配置し、インナーキャプセルの周りには、 中性子吸収体である回転できる窓付き Hf と固定用 Hf を配置した。照射温度は、Li<sub>2</sub>TiO<sub>3</sub> 微小球 を充填したステンレス容器にヒータを巻き、照射中の温度を制御できるようにした。このイン ナーキャプセルには、熱中性子束を測定するための SPND と温度分布を測定するための多対式 熱電対を装荷した。窓付き Hf が炉心方向に対して開の時と閉の時における照射温度及びトリチ ウム生成量の評価結果を表 8.3 に示す。

	窓付きH	fの位置
	0pen時	Close時
高速中性子束 (n/m²/s)	5. $4 \times 10^{15}$	4. $4 \times 10^{15}$
熱中性子束 (n/m²/s)	$1.9 \times 10^{16}$	2. $7 \times 10^{15}$
全中性子束 (n/m²/s)	8. $2 \times 10^{16}$	5. $2 \times 10^{16}$
aα加熱(kW/kg)	0.75	0.11
gγ加熱(kW/kg)	0.17	0.14
トリチウム生成量 (Bq/d)	3. $3 \times 10^{10}$	4.8 $\times 10^{9}$
Li <sub>2</sub> TiO <sub>3</sub> 微小球充填部の中心温度 (°C)	356	275
Li <sub>2</sub> TiO <sub>3</sub> 微小球充填部の容器側温度 (°C)	315	264

表8.3 Li203 微小球充填体の照射条件の計算結果

## 8.2 ブランケット照射試験のための試験設備

ブランケット照射試験設備は、中性子照射下におけるトリチウム増殖材からのトリチウムの生成・放出特性を把握するための設備として 1996 年 10 月に JMTR に整備されたものである。本照射試験設備は、照射試験体に装荷したトリチウム増殖材微小球充填体から生成・放出されるトリチウムをオンラインで測定するスイープガス装置、トリチウム増殖材領域の温度制御と中性子束の測定を行うキャプセル制御盤等から構成されている<sup>[8-6]</sup>。スイープガス装置の概略系統図及び主な性能を図 8.4 及び表 8.4 に示す。なお、本照射試験設備で濃度測定後のトリチウムは、白金触媒を装荷した酸化反応器を通してトリチウム水にし、トリチウム回収系の吸着塔(モレキュラシーブ)で回収する。



図 8.4 スイープガス装置の概略系統図

項目	性能
スイープガス流量	$10 \sim 1000  {\rm cm}^3 / {\rm min}$
水素添加量	10~10,000ppm もしくは 0ppm
トリチウム処理量	$3.7 \times 10^{11} \text{Bq/d}$
電解セル	電解還元方式(電解効率:>90%)
回収プロセス吸着塔	モレキュラーシーブ充填(水分除去率:>99.9%)
トリチウムモニタ	電離箱方式(吸着防止対策、補助電極式の採用)

表 8.4 スイープガス装置の主な性能

## 8.3 照射試験結果

多層型キャプセルを用いた照射試験(ORIENT-I)では、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トリチウム生成回収特性を求めた。また、回転 型キャプセルを用いた照射試験(ORIENT-II)は、中性子束変動(特に熱中性子束変動)時におけ る温度応答やトリチウム生成回収特性を求めるために行った。

ORIENT-I で得られた主な結果として、図 8.5 に示す通り、 $\gamma$  発熱率及び $\alpha$  発熱率の補正をする ことで、照射試験中の Li<sub>2</sub>TiO<sub>3</sub> 微小球充填部と Be 微小球充填部の温度分布評価が可能となったこ とである。なお、核熱計算にあたっては、MCNP コードと TRUMP コードを用いた。

ORIENT-II で得られた主な結果として、図 8.6 に示す通り、ITER パルス運転模擬時のトリチウム生成回収特性を明らかにしたことである。パルス運転時のトリチウムの回収速度の時定数は、一定出力運転時とほぼ同じであり、微視的な変動は Li<sub>2</sub>TiO<sub>3</sub> 微小球充填体の温度や中性子束の変動によるものと考えられる。

また、ORIENT-I 及び ORIENT-II の照射データをまとめた結果として、図 8.7 及び図 8.8 に示す 通り、水素添加量及び照射温度によるトリチウム生成回収特性を評価し、Li<sub>2</sub>TiO<sub>3</sub>充填体への水素 添加量は水素分圧 1Pa (1000ppm) 以上、温度 300℃以上でほぼ全量回収できること等を明らかに した。



図 8.5 微小球充填体の温度特性



図8.6 パルス運転時のトリチウム生成回収特性



図 8.7 水素分圧のトリチウム生成回収特性





This is a blank page.

# 9. 試験研究を先導する照射後試験技術開発

## 9.1 軽水炉燃料出力急昇試験のための再計装及び再照射技術

軽水炉燃料研究において、安全性及び経済性の観点から、高燃焼度燃料のふるまいの究明のため、発電炉等で照射された燃料棒に FP ガス圧力計及び熱電対を再計装し、再照射試験中の燃料棒内圧及び中心温度を測定するための技術を開発した。本技術開発では、FP ガス圧力計等の再計装機器を機器を開発するとともに、遠隔操作による端栓加工、FP ガス圧力計及び熱電対等の再計装機器を燃料棒へ取りつけるための UO<sub>2</sub> 中心孔加工、溶接及び再計装燃料棒の照射試験用キャプセルへの挿入までの一連の技術を確立した。軽水炉燃料出力急昇試験の概要を図 9.1 に示す。



図 9.1 軽水炉燃料出力急昇試験の概要

## 9.2 UO2ペレット中心孔加工技術

出力急昇試験のための燃料棒は、発電炉で照射された高燃焼度燃料を原子力科学研究所(原科研)等の他施設において発電炉用燃料棒を短尺化したものまたは予め短尺化したセグメントを発電炉で照射した高燃焼度燃料を、ホットラボへ搬入し、再計装燃料棒として組み立てる。試験に供する燃料棒へは、ペレットの中心温度を測定するための熱電対や燃料棒内の圧力の変化を測定する計装を取り付ける。計装を取り付けるには、UO2ペレットの中心へ孔をあける加工が必要なため、UO2ペレット中心孔加工装置等を開発した。本技術により BWR 型燃料棒、PWR 型燃料棒について加工を行い、中心孔深さ 52mm の加工を行うことができた<sup>[9-1]</sup>。照射済燃料棒への熱電対再計装の概略手順を図 9.2 に示す。



図 9.2 照射済燃料棒への熱電対再計装の概略手順

(1) 端栓加工装置

照射済燃料棒は端栓を溶接し、密封された状態でホッ トラボへ搬入される。ホットラボでは、上部端栓を切断 し、燃料ペレットに熱電対等を挿入するための中心孔を ドリルで開ける。照射済燃料ペレットは照射によりクラ ックが発生してリロケーションしているが、この状態を 保つために、端栓加工は、燃料棒に回転、衝撃等を与え ることなく、端栓部の切断、穴あけ、被覆管外周加工及 びテーパー加工が行える手法を用いた。端栓加工装置は、 試料チャック機構、バイト回転機構、バイト送り機構及 び切削屑回収機構から構成される。端栓加工装置の写真 を図 9.3 に示す。



図 9.3 端栓加工装置の写真

(2) UO2ペレット中心孔加工装置

中心孔加工装置は、端栓加工装置により燃料棒被覆管 の端栓部を加工後、燃料ペレット中心へ熱電対等を装荷 するための中心孔を加工するためのものである。本装置 は、コンクリートセル内に設置される装置本体(冷却固 化ユニット、穿孔ユニット、切削屑回収ユニット、乾燥 ユニット)、およびセル外へ設置される操作盤、及び輸 送治具から構成される。UO2ペレット中心孔加工装置本 体の写真を図 9.4 に示す。構成する各ユニットは以下の とおりである。



図 9.4 U02ペレット中心孔加工装 置本体の写真

(3) 冷却固化ユニット

冷却固化ユニットは、照射済燃料棒を装置に固定するためのものであり、燃料棒を装着するた めのホルダと冷却固化容器とから構成される。加工する燃料棒内の燃料ペレットには、照射によ りクラックが発生してリロケーションしているが、この状態を保つ必要がある。そのために凍結 CO<sub>2</sub>(ドライアイス)によって燃料棒及びクラックのはいった UO<sub>2</sub>ペレットを固定する。燃料棒 を装着したホルダに約 1MPa の CO<sub>2</sub>ガスを満たした後、冷却固化容器内を液体窒素で満たすこと によりホルダ内のペレット及び被覆管は凍結 CO<sub>2</sub>(ドライアイス化)によって完全に固定される。 この固定するための凍結 CO<sub>2</sub>の温度を維持するため、液体窒素レベルは液体窒素の供給・停止に よって自動調節される。また、加工終了後昇温して CO<sub>2</sub>を排出するために、電気ヒータと断熱材 が冷却固化容器の周囲に設置されている。

(4) 穿孔ユニット

穿子ユニットは、照射済燃料棒のUO2ペレットに孔を開けるもので、ドリル回転用モータ、ド リル垂直方向駆動エアシリンダ機構、ドリルの位置及びペレット穿孔深さ測定用のマグネスケー ルから構成される。ドリルの垂直方向の駆動は、エアシリンダ機構の空気圧力をプログラムに従 って自動制御され、ドリルの押し付け圧力は、5kg/cm<sup>2</sup>から 10kg/cm<sup>2</sup> で任意の圧力に設定可能で ある。切削加工用ドリルはダイヤモンドの焼結材を使用したチップタイプドリルを開発した。

(5) 切削屑回収ユニット

切断層回収ユニットは、穿孔による燃料ペレット切削層を回収するもので、空気供給源、真空 ポンプ及び吸い込み管から構成され、穿孔ユニットのドリル垂直方向駆動エアシリンダ機構に取 り付けられ、UO2ペレットの中心孔内に挿入されるノズルより圧縮空気を吹き出すと共に、UO2 ペレット上端の吸い込み管より吸引される。なお、ペレットの穿孔と切削層回収作業は数回に分 けて行われ、中心孔穿孔及び切削層回収は、交互にプログラムによって自動的に行われる。穿孔 子ユニット及び切削層回収ユニットの水平方向の駆動は、ステッピングモータによって制御され る。

(6) 乾燥ユニット

乾燥ユニットは、穿孔作業終了後に燃料棒の減圧後の CO<sub>2</sub> ガス及び水分除去に使用するもので あり、乾燥容器、真空ポンプ及び窒素ガス供給源から構成される。燃料棒減圧後のペレット内に 残存する CO<sub>2</sub> ガス及び水分は、乾燥容器の電気ヒータにより加熱し窒素ガスをスイープすること により除去される。

(7) スリーブ挿入ユニット

スリーブ挿入ユニットは、CO<sub>2</sub>(ドライアイス)を一旦除去する際に UO<sub>2</sub> ペレットの中心孔が 崩れるのを避けるため、その補強のための Mo スリーブを挿入するために使用される。Mo スリー ブは、冷却固化容器の上端にセットされたスリーブ挿入治具によって、中心孔に押し込まれる。

## 9.3 FP ガス圧力計、燃料棒中心温度測定用熱電対の計装

軽水炉燃料出力急昇試験では、試験中の燃料のふるまいを把握するために試験燃料にペレット 中心温度測定用熱電対と燃料棒から放出される FP 圧力を測定する圧力計等を計装する。再計装さ れた燃料棒(以下「再計装燃料棒」という)は、沸騰水型の照射用キャプセル(以下「BOCA キ ャプセル」という)に装荷され、原子炉内に挿入される。この工程には、再計装機器と照射済燃 料棒端栓との溶接の他に、穿孔装置のセラミックス部分を保護する保護管の溶接がある。本溶接 において、再計装機器と照射済燃料棒の溶接部及び穿孔装置保護管の片側は、ともに突合せ溶接 構造であり、保護管の他端は隅肉溶接構造である<sup>[9-2],[9-3]</sup>。

## (1) 溶接装置

溶接装置は、溶接機、溶接チャンバー及び真空排気装置 からなる。溶接チャンバーは、内部に溶接トーチが回転す る自動溶接機構を備えており、再計装機器と照射済燃料棒 を挿入した状態で、真空排気装置により真空排気や溶接ガ ス雰囲気制御ができる構造になっている。溶接チャンバー は、セル内に設置し、溶接機、真空排気装置及びアフター ガスボンベはセル外の操作室に設置された。セル内に設置 した溶接装置の写真を図 9.5 に示す。



図 9.5 セル内に設置した 溶接装置の写真

1) 溶接機

溶接機は外径が 3mm から 50mm、肉厚が 0.13mm から 32mm までの管を溶接することができる。

## 2) 溶接チャンバー

溶接チャンバーは、ステンレス製の外径 200mm、長さ 150mm の中空円筒状である。その円 筒の側面から、直径約 14mm の再計装機器と燃料棒とをそれぞれ側面から挿入するための貫通 部を備え、O リングでシールされる。溶接チャンバーは、再計装燃料棒に振動を与えないため に、トーチ側を回転する自動溶接構造である。溶接機からの電源ケーブルの負極側は、予めト ーチ側に接続されているが、正極側は電源ケーブル付の専用クリップにより燃料棒の一部に接 続する。溶接チャンバー内は、真空排気・ガス置換(Ar ガスまたは He ガス)を4回行った後、 セル外の高圧ガスボンベから配管を通してアフターガスを供給し、ガスを流した状態で溶接を 行う。アフターガスの種類は、アルゴンガスまたは実験に供する燃料棒内ガスと He-Xe (9.1%) -Kr (1.1%) 混合ガスを用途に応じて使い分ける。

3) 真空排気装置

真空排気装置は、溶接チャンバー内ガスの置換に使用するもので、真空排気用のロータリー ポンプ(排気速度 300L/min)を備えている。真空排気装置とホットセル内の溶接チャンバーと はホットセル壁の貫通孔を還した配管によって接続し、ガス置換時のガスの排気は、セル壁の 排気系に接続した。 (2) 二重計装機器



図 9.6 二重計装機器の概略図

出力急昇試験を実施するにあたり、燃料ペレットの照射中における温度の測定及び照射中にお ける燃料棒内の圧力を測定することを目的に、燃料中心温度と燃料棒内圧の両方を測定するため の計装機器(二重計装機器という)を開発した。設計・製作した二重計装機器の概略図を図 9.6 に示す。二重計装機器は、燃料中心温度測定用熱電対、燃料棒内圧測定用圧力計及び燃料棒を BOCA キャプセルに挿入・取出しをするための装着装置(クイックコネクタ)から構成される。 熱電対は、W-5%Re と W-26%Re 素線、BeO 硝子及び外径 1.6mm の Mo-49.5%Re シースから構成 される。W-5%Re と W-26%Re 素線は、気密端子により MI ケーブルに接続される。この MI ケー ブルは、2 対のクロメルーアルメル素線(4 線)、MgO 絶縁粉末、0.8mm 外径のインコネルシー スから成る。MI ケープルは、圧力計の中心部を通して装着装置に導かれる。

装着装置は、再計装機器の先端に付いており、再計装燃料棒を BOCA キャプセル内に組み込ん だ時に、キャプセルと再計装燃料棒間の導通を取るための7芯のコネクタであり、金属 O リング で BOCA キャプセル内の冷却水を気密シールすることにより絶縁を保つ構造となっている。

(3) 計装と燃料被覆管の溶接

再計装機器は、BOCA キャプセルの構造上から、再計装機器の外径は 14mm 以下、長さは 300mm 以下に制約される。

"再計装機器と照射済燃料棒との端栓溶接"及び"穿孔装置保護管の隅肉溶接部と突合せ溶接" については、溶接試験を行い、最適溶接条件を求めた。本溶接試験では、溶接不良や溶接終了直 前に、内部ガスの圧力上昇による吹かれ等が生じて小さな穴を生じた場合でも、再溶接すること により良好な溶接結果を得られることも確認した。

(4) 保護管の曲がり修正

当初、溶接終了後の保護管の隅肉溶接部に比較的大きな曲りが生じた。この隅肉溶接部の曲り の原因は、溶接部に近い外周に設けた深さ 0.75mm の薄肉部分で生じたと考えられ、曲りのある 外側の一部を加熱することにより、この曲りを戻す方法が考案された。

## 9.4 再計装燃料の BOCA への組込み

## 9.4.1 キャプセル試料組込み装置

軽水炉燃料の高度化対応に関して JMTR の軽水炉燃料異常過渡試験に供するための沸騰水キャ プセル(以下、「BOCA」という。)の組立・解体を行うためにキャプセル試料組込み装置を整備 した。このキャプセル試料組込み装置では、UO2燃料の燃焼度(出力 55GWd/t)までの取扱いで JMTR 異常過渡試験が進められた。その後、高燃焼度化や出力向上等軽水炉の高度利用に伴い、 高燃焼度燃料 UO2燃料または MOX 燃料(出力 110GWd/t)の中性子源の増加に伴う取扱い及び組

立作業の効率化を図るため BOCA への新たな組立方法の 装置整備を行った。

初期のキャプセル試料組込 み装置の概要を図9.7に示す。 本組立装置の構成は、BOCA を装荷し、コンクリートNo.1 セル(以下、「C-1 セル」とい う。)内へ搬入するための遮へ い体と計装した燃料棒を BOCA内に挿入組込むため、 C-1 セル内に設置された半自 動制御のキャプセル端栓締付 装置から大別される。



図 9.7 初期のキャプセル試料組込み装置

〈キャプセル組立装置の概要と一連の組立工程〉

遮へい体(総重量約20t,全長約9m)は、遮へい厚さは最大27.5cmの鉛鋳込み、3段繋ぎの連結 された円筒形の遮へい体である。遮へい体は全長に渡り軸方向に2分割する構造で遮へい体の下 部にはロータリー式シャッタードアーが設けられている。遮へい体に格納された移動ベッドに取 り付けられた BOCA は遮へい体上端からの移動ベッドの押し込み、引出し操作によりセル内へ搬 入されるものである。また、取扱う燃料の中性子源の強度に応じ、遮へい体の他に作業者の被ば く防止のための遮へい体の外側にポリエチレン製(厚さ15cm)の中性子遮へい体が取り付けられ る。以下にキャプセル組立の手順を示す。

①遮へい体への BOCA の装荷・取出しは、C-1 セルに連結されたカナル〈深さ約 6.2m、水路幅 3m〉 水中で、移動ベッドと共に既設クレーンでカナル上の遮へい体移動機構に搭載される。遮へい 体移動機構はカナル壁上に敷設のレール上を自走して C-1 セル横型ガンマゲートに接続する。

②遮へい体のシャッタードアーを開け、予め BOCA を取り付けた移動ベッドを操作し、C-1 セル 横型ガンマゲートを介して BOCA をセル内へ水平に搬入する。セル内へは全長約 7.8mの BOCA の下端約 1.5 m が搬入される。

③セルの架台上に設置した端栓締付装置により、搬入された BOCA 外筒管の一端を保持し、下部 端より、予め、計装燃料棒試料の組込みまたは取り出しを行う。組込み工程に当たって、計装
燃料棒上端の計装コネクタと BOCA 内蔵の計装コネクタ(ピン側)の装着は計装燃料棒試料の 挿入方向(角度)により位置決めされ、その挿入荷重は 85kg~100kg(計測付き燃料棒の先端 コネクタ部に金属中空 O-リングを取り付けたもので、挿入荷重は金属中空 O-リングの潰し 荷重。)である。これにより、計装コネクタの信号接続部は BOCA 高圧水からシールされる構 造になっている。

④キャプセル端栓締付装置の締付け機構により BOCA 下部端栓をネジ込む。ネジ込み量は、BOCA 端栓部の特殊な金属 O リング (コナックスシール)の圧潰量が 0.7 ±0.1mm となるよう動力機の 締付けトルク約 6kg・m に調節する。

⑤BOCA 上端の案内管からヘリウムガスを導入してヘリウムリーク試験で密封性を確認する。

⑥BOCA 下部外筒管(下部端栓ネジ部)に水 83kg/cm<sup>2</sup>G を加圧し、耐圧試験を行う。また、耐圧 試験後の水の放射性核種分析により、照射試験前の計装燃料棒試料の健全性を確認する。

⑦計装燃料棒試料が挿入された BOCA は、上記②、①の操作順により、遮へい体はカナル水中に
 戻し、遮へい体の2分割の上部遮へい体を開放して BOCA を取り付けた移動ベッドを取出す。
 ⑧BOCA をカナル水中において水平(横置き)から縦置きに反転し、BOCA を取外し吊り下げた

状態で JMTR へ引渡し移送する。

### 9.4.2 高燃焼度燃料取り扱いのための組立装置の整備

高燃焼度燃料及び MOX 燃料の燃焼度は最大 110GWd/t であり、取扱いでは中性子源の増加に伴い、十分な中性子線の遮へい設計が必要となった。従前の遮へい体を用いた取扱い方法では中性子源の寄与による遮へい体からの二次ガンマッ線の放出が大きくなるが、必要な厚さの中性子遮へい体を設けるにはスペースが狭く改造することは不可能であった。このため、遮へい体を用いることなく、カナルと C-1 セルが連結されている施設の利を生かし、BOCA をカナル水中から直接、C-1 セル内に搬入する手法の設計として検討を行なった。

## (1) 新規の組立装置の概要

新規のキャプセル搬入装置は、約 6m カナル底部に設置する搬入機構に より、BOCA を横置きから縦状態に カナル水中を安定良く移動させ、最 終的にBOCA下端を上方向約56度の 傾斜をもって、C-1セル内架台面上 の電動開閉ハッチ開口部より搬入す るものである。これに伴い、キャプ セル端栓締付装置を従来の横置きか ら斜め置きに設計変更した。

新規のキャプセル試料組込装置は、 図 9.8 に示すように、セル内に設置さ



図 9.8 新規のキャプセル試料組込み装置の概念図

れるキャプセル端栓締付装置、カナル水中に固定設置されるキャプセル搬入装置、及び BOCA キャプセルを装荷しカナル水中・セル間を移動するキャプセル保持ベッドから構成される。

(2) キャプセル搬入装置

キャプセル搬入装置はキャプセル保持ベッドをプッシュチェーン駆動機構によりカナル底敷設 のレールフレームを介してセル側へ移動し、カナル壁のガイドレールに沿って BOCA キャプセル の一端をセル内へ搬入するものである。

(3) キャプセル端栓締付装置

キャプセル端栓締付装置は、保持ベッド前部の BOCA 外筒管の一端を斜め軸芯約 56 度で確実 に保持し、計装燃料試料の挿入、BOCA 端栓の締付け、ヘリウムリーク検査等行うことができる 装置である。

## 9.5 照射下試験用 IASCC キャプセルの組立技術

JMTR では、IASCC の機構の解明に向けて、軽水炉の水環境を模擬した照射試験装置を設置し て照射下でき裂進展試験を実施するための技術開発を行った。この技術は、JMTR で一度ベース 照射を終了した試験片をホットセル内でき裂進展試験ユニットを備えたキャプセルに組込み、 JMTR における照射下でき裂進展試験を実施するものである。本技術は、ホットセル内で照射済 試験片を試験ユニットに組込み、照射下試験用のキャプセルとして組立てる溶接等の技術である。 今回の周溶接技術の確立では、これまでのカップリングキャプセルの周溶接や照射済燃料棒の端 栓溶接に用いたトーチ回転式の方法とは異なり、トーチを固定して溶接対象物となるキャプセル の内・外筒を回転させる方式の TIG 溶接装置を開発するとともに、これまで経験の無かった厚肉 管の TIG 溶接条件の検討を行った。

## 9.5.1 IASCC 試験用キャプセルの組み立ての概要

照射下 IASCC 試験を実施するまでに必要な作業手順としては、まず、JMTR で所定の照射量ま で照射をした試験片を装荷したキャプセルを JMTR ホットラボのコンクリートセル内へ移送し、 キャプセルを解体して試験片を取り出す。そして、コンクリートセル内において、取り出した照 射済試験片を IASCC 試験用キャプセルへ装荷し、計測用ケーブルを取り付け、内筒及び外筒の溶 接を実施し、キャプセルを組み立てるものである。内筒及び外筒組立後、He リーク検査、耐圧検 査、浸透探傷試験を実施し溶接部の健全性を確認する。その後、キャプセルをカナル経由で JMTR へ移送し、原子炉内での照射下試験を実施する。図 9.9 に照射下 IASCC 試験のための作業の流れ を、図 9.10 にホットセル内における IASCC キャプセルの組立概要を示す。

本試験を行うにあたり、内筒及び外筒を溶接するための溶接装置、並びに CT 試験片ウィング 固定用点付け溶接装置を新たに開発した。

JAEA-Review 2017-016



図 9.9 照射下 IASCC 試験の作業の流れ



図 9.10 ホットセル内における IASCC キャプセルの組立概要

# 9.5.2 溶接方法の開発

(1) 遠隔操作型キャプセル溶接装置の開発

ホットセル内でキャプセル溶接を行うため、遠隔操作型キャプセル溶接装置の設計・製作を行った<sup>[94]</sup>。溶接装置はキャプセルのセットを容易に出来る構造とし、かつキャプセルの形状(曲り) を考慮しキャプセルの回転がスムーズに出来るように設計した。

ホットセル内で組み立てるキャプセルは、全長が約3m、重量約29kgで、原子炉に装荷するために上部保護管が曲げられ、さらに軽水炉の水環境を模擬するためにSUS316L材の内筒・外筒をもつ二重管構造である。特に、高い内圧が加わる内筒の溶接部は外径54mm、肉厚3mmとなり、上部端栓と突き合わせ溶接で溶接を実施するものである。

IASCC キャプセルの溶接方法を図 9.11 に示す。キャプセル溶接装置は、 溶接トーチを固定し、溶接試料を回転 する方式の TIG 溶接装置で、装置本体、 操作盤、溶接電源及びガス供給装置で 構成される。装置本体はセル内に設置 し、それ以外の操作盤等はセル外へ設 置されている。装置本体は、キャプセ ルを回転させるための回転駆動部、内 筒及び外筒を保持する回転支持部、溶



図 9.11 IASCC キャプセルの溶接方法

接トーチを移動させる溶接トーチ移動部からなり、回転駆動部、回転支持部ともベース板上スラ イド出来る構造で任意の位置に固定出来るようにした。また、回転駆動部、回転支持部ともにキ ャプセルを上下に挟み込んでセットできるように設計してあり、径の違う太さの管のセットも行 える。また、回転駆動部はゴムローラー(4 個)により試料を回転させ、回転支持部も同様にロ ーラー(金属製)がついており、キャプセルの回転が行えるようにした。この機構によりトーチ 固定型溶接に比べ、マニプレータ操作により行う内筒及び外筒のセットが可能となった。

キャプセルは原子炉に装荷するために上端部が曲げられている。そのため、キャプセルを回転 させるとバランスが悪く、回転が不規則になってしまい、溶接がうまくできない。この現象をな くすための対策として、キャプセルの曲がりと逆の方向にバランスウエイトを取り付け、キャプ セルを回転させることとした。バランスウェイトは保護管部に取り付けられ、角度調整、ウェイ ト位置の微調整が出来るようになっている。

また、内筒管及び上部端栓は一体で製作することができないため、いくつかの部品を溶接し、 継ぎ合せる必要がある。そのため、目標とする溶接部分には多少なりともひずみが生じていた。 このひずみによるトーチギャップの変化が考えられるため、試料とトーチギャップ幅を自動的に 同じにする治具を製作し、溶接トーチ部へ取り付けた。ギャップ幅固定治具はローラーにより周 溶接部分をトレースし、スプリングにより凹凸を吸収させ、ギャップ幅を一定に保つものである。 これにより内筒溶接部にひずみがあってもトーチギャップは一定に保たれる。

(2) CT 試験片ウィング固定用点付け溶接装置の開発

CT(き裂進展試験)試験片ウィング固定用点付け溶接装置は、IASCC試験用キャプセルへ組み 込まれる照射済 CT 試験片の計測を確実にするために行うものである。CT 試験片は計測用ケーブ ル(MI ケーブル)を取り付けたウィングを六角ボルトで固定後、点付け溶接により固定するもの である。これは照射試験中に六角ボルトが外れてしまった場合を考慮したものである。照射済 CT 試験片は表面が酸化膜で覆われているため、ウィング取り付け部分は事前に酸化膜を除去した後 に点付けを行った。

CT 試験片ウィング固定用点付け溶接装置は、装置本体、操作盤、溶接電源、ガス供給装置で構成される TIG 溶接装置である。装置本体はセル内に設置し、それ以外の操作盤等はセル外へ設置される。装置本体は、試験片セット部を固定する試料固定部、溶接トーチ移動部からなり、溶接

トーチ移動部は前後、左右、トーチ上下の動作が出来るものとなっている。このうち前後及びト ーチ上下については電動で動作できる。また、トーチギャップは、溶接装置操作用コンピュータ により自動セット出来るものである。さらに、この溶接装置は IASCC 試験用キャプセルへ試験片 を組み込む際の固定台としても使用した。

(3) 内筒、外筒の溶接

内筒(外径 54mm 肉厚 3mm)及び外筒(外径 65mm 肉厚 2mm)の溶接法を見つけるためにコ ールドモックアップ試験を実施した。モックアップ試験は溶接部分を模擬した試料で実施し、溶 接条件を求めた。求める溶接条件は、トーチギャップ、溶接電流、周速度等である。ただし、コ ールドモックアップ用の模擬試料は、キャプセル全体を模擬したものではなく、溶接を実施する 近傍の形状のもので実施した。各設定値での溶接、そして溶接後は模擬溶接試料の表面及び裏側 の外観、溶接部分の金相試験を行い、これを繰り返して最適条件を求めた。

1) 内筒(外径 54mm 肉厚 3mm)の溶接

ホットラボでは、外径 40mm、肉厚 2mm のキャプセル端栓溶接の経験を有していたので、 IASCC キャプセル用内筒 (外径 54mm 肉厚 3mm)の溶接も、その経験を基に技術開発を行った。 しかし、これまでの溶接装置(溶接試料を固定し、トーチを回転させる方式)では溶接する管 の横から下側において溶けたビードの重さが表面張力を上回るために溶接ビードが垂れ、ある いは溶け落ちてしまう等、良好な溶接結果が得られなかった。そこで前述した遠隔操作型キャ プセル溶接装置を開発した。この溶接装置は、溶接トーチを固定し、溶接試料を回転する方式 とした。また、当初使用していた溶接電源では溶接終了時にクレータが出来てしまい減肉状態 となっていた。この問題点を解決するためにクレータ防止のためのダウンスロープ機構を有す る溶接電源を用いた。

溶接を行うには、試料とトーチ先端のギャップ幅、電流値、溶接速度等の条件が重要となる。 今回のU開先無しの外径 54mm、肉厚 3mm の突き合わせ溶接は、ホットラボでは初めてであっ たため、モックアップ試験を数多く実施し、溶接条件を求めた。当初、溶接速度を高速、溶接 電流を大電流にすることにより溶接ビード幅を狭くして同じ溶け込み深さを得ることを目指し たが、外径 54mm 肉厚 3mm の突き合わせ溶接は困難であった。モックアップ試験では、溶接を 実施し、目視での溶接部及び試料裏側の溶接状態の確認を行い、さらに溶接後、溶接試料を切 断、埋め込み、研磨及び腐食を行い溶接ビードの溶け込み状態及びクレータ部の確認を行った。

その後、同一条件で溶接が出来るかを確認するために、周溶接を行った。また、最適条件で の溶接の健全性を確認するために、模擬溶接試料から引張試験片を製作し、引張試験を実施し た。

溶接条件は、試行錯誤の結果、最適周速度と1周目に120Aの電流により試料を暖め、2周目 に 100A の電流に下げることにより試料裏側まで溶接ビードを溶け込ませ、さらに溶接終了時 にダウンスロープを設定する溶接方法を採用することで、肉厚 3mm での突き合わせ溶接が可能 となった。 2) 外筒(外径 65mm 肉厚 2mm)の溶接

外筒(外径 65mm 肉厚 2mm)の溶接はキャプセル端栓と外筒の突き合わせ溶接を行うもので ある。溶接速度と1周目に120Aの電流により試料を暖め、2周目に100Aの電流に下げる、内 筒の溶接法を基本として、最適条件を求めた。内筒の溶接は管の合わせ部で溶接を実施したが、 外筒は端栓部と外筒管の溶接である。この部分では端栓部と外筒管の熱の伝わりが違うため、 合わせ部での溶接では十分な溶け込みが得られなかった。そこで、合わせ部より1mm 端栓側に トーチ先端を移動させ溶接を行うことで、良好な溶接が出来るようになった。

(4) CT 試験片点溶接

CT 試験片点溶接の状態を確認するために、模擬 CT 試験片を用いてモックアップ試験を実施した。モックアップ試験は試験片組み込み部を模擬したものを用意した状態で行った。また、実際の試験片には酸化膜がついているため、人工的に酸化膜をつけその後溶接を行う部分の酸化膜を除去し、点溶接を実施し、良好な結果を得た。

## 9.5.3 IASCC 試験用キャプセルのホットセル内組み立て

IASCC 試験用キャプセルのホットセル内組立ては、マニプレータ操作によりキャプセルを組み 立てるものである。遮へい窓で 1.1m、装置設置場所がセル内約 2m の位置であり、併せて約 3m 離れた位置で溶接を行うこととなる。試料セット、溶接位置の確保には、トランシットや双眼鏡 を使用したマニプレータ作業となる。また、CT 試験片の点溶接では、溶接面がセル前面からは確 認できないため、鏡を使用し溶接位置を決定し実施した。

組み立てる IASCC 試験用キャプセルは CT 試験片用と UCL 試験片を取り付けるものの 2 種類 がある。CT 試験片は所定の位置にねじにて固定し、その後点溶接を片側 2 ヵ所ずつ実施する (UCL 試験片はねじ止めのみ)。次に、仕切り板を取り付け内筒に挿入し、上部端栓との溶接を実施した。

キャプセルの内筒周溶接終了後並びに外筒周溶接終了後、外観検査、寸法検査、耐圧検査、He リーク検査及び浸透探傷試験のキャプセル検査を実施する。

#### 9.6 照射後 IASCC その場試験装置

腐食環境、照射下という要素が複合的に作用して引き起こされる照射誘起応力腐食割れ(IASCC) は高経年化軽水炉における重要な課題である。このため、IASCCのメカニズム解明や発生・進展 特性に関する研究を総合的に進めることを目的として、照射下応力腐食割れ試験を行うとともに、 ホットラボに高温高圧水ループを設置して照射済み試験片の IASCC 試験を行うこととした<sup>[9-5]</sup>。 本装置は模擬 BWR 環境下にて溶存酸素量等の条件を制御し JMTR で照射された高放射線量の試 験片に対するき裂進展試験を実施するものであり、ホットラボに 5 基設置した。

本装置は、高放射線量(最大で1×10<sup>26</sup>n/m<sup>2</sup>, E>1MeV)となる試験片を同時に4個使用する場合 を考慮して、試験装置の主要部分は遮へいされたホットセルの中に設置された。

コンクリートセル No.6 セルに設置した荷重試験機は最大負荷容量 10kN のロードセルを有し、 1 台の試験機に試験片(0.5T-CT 試験片)2 個を装着して荷重制御によるき裂進展試験を行うこと が可能である。コンクリート No.5 セルに設置した荷重試験機は最大負荷容量 30kN のロードセル を有しており、1 台の試験機に試験片を1 個 装着して荷重試験を行うことが可能である。 また、鉄セル No.5 に設置された試験機は1 号機が30kN、2 号機が10kNのロードセルを 有し、1 台の試験機に0.5T-CT 試験片2 個を 装着して荷重制御によるき裂進展試験を行う ことが可能である<sup>[9-6]</sup>。

コンクリートセルに設置した照射材用高温 水中 IASCC 進展試験装置本体の外観写真を 図 9.12 に、試験装置の主な仕様を表 9.1 に示 す。試験装置の構成を以下に示す。



図 9.12 照射材用高温水中 IASCC 進展 試験装置本体の外観写真

最大負荷容量	30kN および10kN
最大ストローク	30mm
制御波形	定荷重、定歪、三角波、台形波、ランプ波
対象試験片	CT試驗片、SSRT試驗片
最高試験温度	300℃(鉄5セル、コンクリート6セル)、310℃(コンクリート5セル)
最高試験水圧	10MPa (鉄5セル、コンクリート6セル)、10.5MPa(コンクリート5セル)
最大流量	トータル30L/h(1台のオートクレーブで15L/h)
水質計測項目	溶存酸素濃度、pH、液電導度

表 9.1	照射材用高温水中	IASCC 進展試験装置の	主な仕様
-------	----------	---------------	------

(1) 荷重試験機

ホットセルに設置された試験機は、試験機本体フレーム、荷重負荷モータ、外部荷重計、内部 荷重計、変位計、き裂進展試験治具、高圧試験槽(オートクレーブ)で構成される。BWRの運転 条件と同一の温度及び圧力条件で運転する試験機のオートクレーブは、三重のOリングを用いて 高温水の漏えいを防ぐとともに、クラッチハンドルにて遠隔操作で容易に開閉が可能となってい る。内部荷重計は下部荷重負荷ロッド内部に配置されているために、試験ロッドの水圧保持用 O リングによる摺動摩擦がかからないものとなっている。

(2) 高温高圧水ループ

照射材用高温水中 IASCC 進展試験装置の試験水循環系の概略図を図 9.13 に示す。ホットセル のサービスエリア内に設置された高温高圧水ループは、セル内のオートクレーブに高温高圧水を 供給する。コンクリートセルに設置されたループは容量 100L の試験水タンク、送水ポンプ、高圧 ポンプ、水質測定系、予熱器・冷却器、熱交換器、イオン交換器等で構成される。また、鉄セル に設置されたループにはこれらに加え高流速送水ポンプを有する。



図 9.13 照射材用高温水中 IASCC 進展試験装置の試験水循環系の概略図

コンクリートセルに設置された試験装置の試験水タンクには、試験水の溶存酸素濃度を制御す るためのアルゴンガス及び酸素ガス配管が接続されている。

また、鉄セルに設置された試験装置はこれらに加え、溶存水素濃度を制御するための水素ガス 配管を有する。

水質調整タンクに蓄えた試験水は、送水ポンプにより系統内を循環する。高圧ポンプは BWR の運転条件を模擬した試験を実施するために、系統内の試験水を加圧圧力調整弁で調節すること により、オートクレーブ内の圧力を最大 10MPa に昇圧することが可能であり、オートクレーブ内 の流量を15L/hに保持するように調節される。鉄セル側の試験装置に有する高流速送水ポンプは、 照射下試験キャプセルと同等の試験水流量条件を満たすために、オートクレーブと予熱器の間に 設置され、高温で循環試験水流量最大 1000L/h を保持することができる。また、鉄セルに設置さ れた試験装置では、高腐食条件を満たすために、試験片近傍に過酸化水素水を各オートクレーブ に注入可能な小型高圧ポンプ(20mL/h)及びタンク(20L)が装備されている。

熱交換器は、オートクレーブの出口側配管の熱を入口側配管に伝えることで試験水の加熱効率 の向上を図るものである。試験水の温度は、予熱器とオートクレーブ周りの加熱ヒータを用いて 最高 300℃に加熱することが可能である。

循環系統は水質計測ラインを有し、オートクレーブ入口及び出口にて系統内を流れる試験水の 溶存酸素濃度、pH、電気伝導度を測定する。試験水の溶存酸素濃度は、水質調整槽内で試験水中 にバブリングするアルゴンガスまたは酸素ガスの流量を電磁弁で自動調節することによって数 ppb~35ppmの範囲で制御することができる。 (3) 操作盤

制御盤には、試験片に付加する荷重や歪み量を制御するためのユニット及びオートクレーブ内 を循環する試験水の温度と溶存酸素濃度を制御するためのユニットが組み込まれている。

操作盤には、電源喪失時に熱収縮等による試験片の破断を保護するための駆動モータに電気を 供給する非常電源が装備されている。

(4) 試験片き裂長さ測定デバイス

試験片き裂長さ測定装置は、直流電位差測定器、マルチデータ収集・制御システム、点溶接機 及び測定リード線で構成される。き裂進展試験における試験片のき裂長さを連続測定するために、 点溶接機を用いて試験片に溶接した4本のリード線の外側一組に直流電流を負荷し、直流電位差 (DCPD)測定装置を用いて、内側の一組で電位差出力を直流電位差(DCPD)測定装置を用いて

測定する。また、さらに2本のリード線を試験 片側面に溶接し参照電位を測定する。参照電位 は、き裂長さ測定において、試験片温度等、き 裂長さ以外の要因で電位が変化していないこ とを確認するために測定する。リード線にはテ フロン被覆されたステンレス線が用いられる。 リード線はオートクレーブに取り付けられた 機密端子を通して、オートクレーブ内の試験片 まで導かれ、試験片に点溶接される。試験片き 裂長さ測定デバイスの概要を図 9.14 に示す。



図 9.14 試験片き裂長さ測定デバイスの概要

#### (5) 腐食電位測定装置

腐食電位測定のため、オートクレーブに取り付けた Ag/AgCl 型外部参照電極(照合電極)と試料間の電位測定を行う。測定した電位は標準電極電位に換算する。

(6) データ収集装置

長時間のき裂進展試験における各種試験条件のトレンドデータを取得するために、IASCC 進展 試験用データ収集記録ソフトを装備している。データ収集用のコンピュータは管理区域内にある が、管理区域外の居室からデータをモニタすることが可能であり、異常時に早期発見が容易とな っている。

#### 9.7 微小試験片照射後試験

微小試験片を用いて材料の特性を調べる試験技術の開発は、照射場が加速器型中性子源等で照 射された試験片の照射後試験で不可欠なものである。

微小試験片のための機械的特性評価試験方法として開発が進められた試験は、スモールパンチ (SP)試験、微小引張試験、ディスクベンド試験、高速パンチ試験、微小硬さ試験及び微小衝撃試 験があり、これらの強度特性試験のために用いられる微小試験片は、主として透過型電子顕微鏡 観察試料に使われている円盤状の TEM 試料を、そのままの形状で、あるいは加工して使用するこ とを基本とした<sup>[9-7]</sup>。このような微細な試験片をマニプレータで取り扱うためには、試験片の寸法 及び形状に起因する様々な制約があった。このため、微小試験片試験の技術開発では、一連の試 験装置の開発と並行して微小試験片の加工及び取扱いと試験中あるいは試験後の変形量測定等に 関する各種装置の開発も同時に進めた。

開発されたホットラボで使用可能な遠隔操作型の SP 試験装置は、SP 試験及び微小な引張試験 を行うことができる、微小試験片試験のための専用機として開発された。

SP 試験は、JIS 規格であ るバルジ試験の一種であり、 一軸の荷重を加えるだけで 試験片に二軸引張状態の応 力を導入しながら変形を与 えることができるために、 引張試験に比べて応力の多 軸性を高めることができ、 寸法効果を低減できる機械 的特性評価試験方法とされ た<sup>[9-8], [9-9], [9-10]</sup>。この結果、 破壊じん性値に相当する物 性値を比較的小さい試験片 からも得ることができるよ うになった。SP 試験におけ る機械特性評価の概要を図 9.15 に示す。



図 9.15 スモールパンチ試験における機械特性評価の概要

- 試験装置の特徴
  - 1) 温度制御

冷却方法は、低温域の試験温度範囲を広げるために真空中における冷却タンク内液体窒素を 流量制御する方法、冷却タンクに試験治具を接触させて熱伝導により冷却する方法を併用し、 さらに、熱伝達率を改善するために熱媒体として不活性ガス(ヘリウムガス)の導入量を制御 する。

2) 真空槽

真空槽は、高温ヒータ、冷却タンク、試料自動供給システムを内蔵するために大型円柱形状 とする。

3) 試験片ホルダ

試験片ホルダは、微小な試験片をセットするために上下分割方式とし、試験片の周囲を保持 する銅製ブロックで熱伝導を良くする。 4) 試験片自動供給装置

試験片の供給は、真空中で連続して12個の試験ができるように、ターンテーブル方式とする。

- 5) SP 試験及び引張試験 試験治具を交換することで、SP 試験片、引張試験片各々12 個の試験を可能にする。
- (2) ラウンドロビン試験

本装置の整備及び特性試験後、各研究機関で行った SP 試験片によるラウンドロビン試験を行った。ラウンドロビン試験は、2 つの異なった試験片形状のクーポン試験片(10mm×10mm×0.5mm) 及び TEM 試験片( $\phi$ 3×0.25mm)の SP 試験片で実施された。図 9.16 で実施したラウンドロビン 試験の結果を示す。



図 9.16 ラウンドロビン試験の結果

ラウンドロビン試験において、SP エネルギーについて他の研究機関と比較した結果、変位検出 ロッドによる直接測定法を採用した本装置の場合は試験機クロスヘッド変位による間接測定の場 合より 5%から 10%程度低い値を示した。なお、同時に求めた試験片の試験機クロスヘッド変位で は微小試験片試験装置として有用性が明らかとなった<sup>[9-11]</sup>。

### 9.8 核融合炉ブランケット特性評価試験技術

ITER 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、中性子遮へい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を明らかにすることが必要不可欠であった。

1992 年度から、JMTR では、核融合炉ブランケットに係る照射技術開発として摩擦圧接材、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 による特性を明らかにすることを目的として行った。ここでは、JMTR で行った核融合炉ブラン ケットに係る照射技術開発の内、照射後試験技術として行った開発について記述する。

## 9.8.1 ベリリウム特性試験技術

(1) 概要

ベリリウム(Be)は、軽く機械的特性に優れていること等から、航空・宇宙材料から音・電子 部品等にいたるまで幅広い分野に利用されている。鋳造 Be は、一般に硬くもろく、精密加工しに くい材料である。このため、一般用途の Be は、ホットプレス等の粉末冶金法で成形し、精密加工 を行っている。一方、Be は酸化しやすい材料であり、空気中ではアルミニウムのようにすぐ酸化 皮膜を形成する。さらに、酸化 Be の熱伝導率は金属 Be より優れている等、他の金属材料には見 られない特異な特性を持った材料である。

原子力分野における Be の用途は、試験研究炉の中性子反射体、減速材、中性子発生源として利 用されている。また、核特性に優れていることや低原子番号材料であること等から、核融合炉ブ ランケットの中性子増倍材及び第一壁材料等として注目されている。

しかし、核融合炉材料としては、機械的特性に関しても、従来の照射量よりも高く、さらに高 温領域の特性が必要とされる。また、機械的特性のほかにも熱的特性、トリチウムの挙動、熱衝 性、スパッタリング、表面反応等のデータが必要とされている。特に、中性子照射の影響に関し ては、データ数が少なく、信頼性に欠けているといった状況であった。このため、中性子照射に よる特性への影響を調べることを目的として、ホットラボ内に照射済 Be を取り扱える設備を整備 した。

(2) ベリリウム特性試験設備

中性子照射した Be は、毒性があるうえ、中 性子照射による核反応によってトリチウムが 生成することから、安全性を考慮した照射後 試験設備が必要となり、ホットラボ内に中性 子照射した Be を専用に取り扱える設備とし て、ベリリウム特性試験設備を整備した。本 設備は、中性子照射した Be 試料の照射後試験 を系統的に実施することができる設備とした。

ベリリウム特性試験設備の概要を図 9.17 に 示す。また、放射性同位元素取扱量を表 9.2 に示す。本設備は、グローブボックス、給排 気設備、グローブボックス内のトリチウムを 除去回収するためのトリチウム除去装置、排 気中のトリチウム濃度を監視するためのプロ セストリチウムモニタ及び試料を貯蔵するた めの貯蔵箱で構成されている。ベリリウム特 性試験設備の構成機器に関する主な仕様を表 9.3 に示す。



図 9.17 ベリリウム特性試験設備の概要

# 表 9.2 ベリリウム特性試験設備の放射性同 位元素取扱量

放射性	取扱量		
同位元素	1日当たり	年間	
<sup>3</sup> H	7.40 GBq (200 mCi)	670 GBq (18Ci)	
<sup>10</sup> Be	5.55 kBq	505 kBq	
<sup>60</sup> Co	7.4 MBq	673 MBq	

中性子照射した Be 試料は、 ステンレス製密封試料容器を 介してグローブボックス内で 取扱う。グローブボックス内 は、常時-10~-50mmH<sub>2</sub>O に維 持し、負圧および温度異常を 示す警報器を発する。通常運 転時においては、乾燥空気が 給気設備からグローブボック スに供給され、排気ブロアに よって排気ダクトへ排気され るが、排気中のトリチウム濃 度が上昇するとプロセストリ

表 9.3 ベリリウム特性試験設備の構成機器に関する主な仕様

装置名	主な特徴	性能	
公生記借	・ミストセパレータ	・0.3mm-95%捕集	
和又取加	・ヒートレスドライヤ	<ul> <li>湿度:10%以下</li> </ul>	
ガローブギックフ	・内蔵鏡面仕上げ( <sup>3</sup> H汚染除去)	・負圧維持:-10~-50 mmH <sub>2</sub> 0	
96-95998	・温度及び負圧監視	・漏洩率:0.1 vol%/h以下	
	·循環除去方式	・循環除去流量:25 m <sup>3</sup> /h	
トリチウム除去装置	<ul> <li>白金触媒連続再生方式</li> </ul>	・白金触媒変換効率:99%以上	
	・モレキュラシーブ吸着塔		
		·測定範囲:	
トリチウム プロヤスモニタ	・ヌード型電離箱	3.7 $\times$ 10 <sup>-2</sup> $\sim$ 3.7 $\times$ 10 <sup>2</sup> Bq/cm <sup>3</sup>	
) [ [ ] [ ] ]		(25 m <sup>3</sup> /h排気時)	
排気装置	・インバータ制御方式	・排気量:25 m <sup>3</sup> /h	
		<ul> <li>年間貯蔵能力</li> </ul>	
的基体	・鉛遮蔽体	<sup>3</sup> H:670 GBq (18Ci)	
只丁/ <b>政</b> ·相		<sup>10</sup> Be : 505 kBq	
		<sup>60</sup> Co : 673 MBq	

チウムモニタの信号を受けて給気設備の停止、給気配管のバルブ閉、排気ブロア停止、排気配管 のバルブ閉、トリチウム除去ライン配管バルブ開の操作が自動的に行われ、トリチウム除去のた めの循環運転に移行するシステムとなっている。乾燥空気流最は、25m<sup>3</sup>/h であり、換気回数は1 時間当たり3回である。供給本設備の安全に関わる構成機器は、非常用電源と接続され、停電時 にも機器が停止することのないように配慮した。

ベリリウム特性試験設備の 各グローブボックス内に設置 されている主な測定装置の性 能を表 9.4 に示す。

グローブボックス NO.1 (GB-1) に設置されているト リチウム放出率測定装置は、 中性子照射済の Be をヘリウ ムキャリアガス中で加熱し、

表 9.4 ベリリウム特性試験設備の各グローブボックス内 に設置されている主な測定装置の性能

GB番号	装置名	試験条件	試験内容
GB-1	トリチウム放出率測 定実験装置	温 度:~1300℃ 雰囲気:Heガス	加熱によるトリチウム放出率を 測定。トリチウムガス成分及び 水成分の分離測定が可能。
GB-4	熱的特性試験装置	<ul> <li>         這 度:室温~1200℃     </li> <li>         雰囲気:真空中         2.7×10<sup>-5</sup>Pa(700℃)     </li> </ul>	熱拡散率及び比熱の測定。
GB-5	機械的特性試験装置	<ul> <li>湿 度:室温~800℃</li> <li>雰囲気:真空中</li> <li>2.7×10<sup>-5</sup>Pa(800℃)</li> </ul>	引張試験、曲げ試験、圧潰試験 等が可能。

放出したトリチウムを電離箱で測定するシステムである。測定可能なBe試料の寸法は直径10mm、 厚み 10mm 以下である。トリチウムの計測系は、モレキュラシーブで水成分のトリチウムを除き ガス成分のみのトリチウムを測定する系と、電解セルを用いて水成分のトリチウムを還元し全ト リチウム量を測定する系から構成されており、トリチウムの化学形態測定も可能である。測定後 のトリチウムは、モレキュラシーブとチタンゲッターで除去した後、グローブボックス内に排気 される。試料の加熱は、小型ヒータを用いて短時間で約1200℃まで加熱可能であり、核融合炉の パルス運転パターンを模擬することも可能である。

グローブボックス NO.2 及び3 (GB-2,3) には、試料の重量測定用の電子天秤、密度測定装置、 試料調整用切断及び研磨装置等を設置した。また、Beの再処理装置等の新規装置も設置可能なス ペースを確保した。再処理装置は、照射した Be からガンマ線を放出する <sup>60</sup>Co 等の不純物を除去 し、Be の再利用を研究するための装置である。 グローブボックス NO.4 (GB-4) には、レーザフラッシュ法により試料の熱拡散率及び比熱を 測定する熱的特性試験装置を設置した。測定可能な試料の寸法は、直径が 6~10mm、厚みが 1~ 3mm のディスク形状である。

グローブボックス NO.5 (GB-5) には、試料の圧潰、曲げ及び引張強度を測定するための機械 的特性試験装置を設置した。試験可能な試料の形状は、圧潰試験が直径約 1mm の球状、曲げ試験 が 3×4×40mm、引張試験が直径 3mm×長さ 56mm の試験片としたが、試験治具を変更すること により、他の形状にも対応可能とした。

(3) 設備利用の成果

本施設を用いた試験で球状 Be の圧潰試験における変位一荷重曲線、中性子照射した Be 試料の 破壊靭性値の変化等が明らかになった。また、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 Be 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 加するモデルが実験値とよく一致することが分かった<sup>[9-12]</sup>。

#### 9.8.2 高熱負荷試験技術

#### (1) 概要

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を受けるとと 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)を行うためにホットラボのコンクリートセル 内に熱負荷試験装置(OHBIS: Oarai Hot-cell electron Beam Irradiation System)を整備した<sup>[9-13]</sup>。

(2) 熱負荷試験装置(OHBIS)

OHBIS 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。照射済プラズマ対向機器の熱負荷試験として、2 種類の試験、即ち、熱衝撃試験及び定常 加熱試験を行うことができる装置である。OHBISの外観及び主な仕様を図9.18及び表9.5に示す。 本試験装置のセル内設置は、電子ビームの特性評価を行った後、未照射材料(Be、黒鉛等)を用 いた熱衝撃試験及び定常加熱試験を開始した。また、照射済 Be 材料を取扱うためのトリチウム除 去系の整備を行い、照射済 Be 材料を用いた試験の実施も可能とした。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 よって隣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した。この時の電子ビ ーム移動時間は、0.1ms であった。なお、電子ビーム照射後の試験として、ホットラボに整備して いる試験装置を用いて、表面損耗量測定、表面観察(SEM)、断面金相観察等を行った。

定常加熱試験では、ダイバータのモックアップ試験体を供試材として用いて行った。このモッ クアップ試験体は、銅合金製角柱パイプ上に Be 製アーマタイルを接合したものとした。本試験で は、ダイバータモックアップ試験体に 1.96MPa、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 らかにした。

OHBIS の性能評価は、電子ビームの 熱流束測定を、カロリーメーターを用 いて行った。カロリーメーター内には 熱電対を接合された 4 種類の測定素子 (Be、タングステン、黒鉛及び無酸素銅) が取付けられている。この測定素子に 直径 1.6m 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。この結果、Be及び黒 鉛に対して得られる最高熱流束は、それぞれ 1050MW/m<sup>2</sup>及び 700MW/m<sup>2</sup>であった。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~ 4mm であった。



図 9.18 熱負荷試験装置(OHBIS)の外観

表 9.5 熱負荷試験装置(OHBIS) の主な仕様

構成	項目	仕 様
	出力密度	$\leq$ 2.5 GW/m <sup>2</sup>
	ビーム出力	$\leq$ 50 kW
雨了体	ビーム電圧	30 kV
电丁奶	ビーム電流	$\leq$ 1.7 A
	ビーム形状	円形
	照射時間	$\geq$ 0.1 ms
真空容器	真空度	$<$ $1 \times 10^{-4}$ Pa

(3) 照射済プラズマ対向材の熱負荷特性評価

OHBIS を用いた熱衝撃試験は、核融合炉用プラズマ対向材の候補である炭素繊維強化炭素複合材(CFC材)を用いて行った。熱衝撃エネルギーは、ディスラプション時に対向材へ吸収される量に相当する 20MJ/m<sup>2</sup> で行った。試験条件として、JMTR で最大 0.4dpa (照射量:5.6×10<sup>20</sup>n/cm<sup>2</sup>、 照射温度:283℃)で照射した1次元及び2次元炭素繊維複合材(CFC材)を用い、500及び 800MW/m<sup>2</sup>×40ms の熱衝撃を与えた。熱衝撃による CFC 材の損耗重量と中性子照射量の依存性及び試験後の CFC 損耗部の観察結果を図 9.19 に示す。この結果、損耗重量は中性子照射量の増加とともにほぼ直線的に増加し、損耗重量は未照射 CFC 材の約 2 倍になることを明らかとした<sup>[9-14]</sup>。



図 9.19 熱衝撃による CFC 材の損耗重量と中性子照射量の依存性及び試験後の CFC 損耗部の観察結果

## 9.8.3 ベリリウムと銅合金の接合

ITER 遮へいブランケットの第一壁アーマ材料の 候補であるベリリウム (Be) とヒートシンク材料の 候補である銅合金(アルミナ分散強化銅(DSCu)、 CuCrZr、等)を高温等法圧プレス(HIP)法で接合 する技術を開発した。本接合試験では、中間層とし て Al、Cu、Ti もしくは Cr 等の複合層を用いた HIP 接合体のを試作を行なった。試作した HIP 接合体に ついては、図 9.20 に示すように OHBIS に設置し、 HIP 接合体内部を冷却水で除熱しながら、HIP 接合 体のベリリウム面に電子ビームで加熱することで、 繰返し熱負荷を与え、熱サイクル特性試験を行なっ た。なお、HIP 接合体の OHBIS への取付けについて は、中性子照射を行った試料でも耐熱ゴム製Oリン グで両端部を締付ける方法とし、表面温度の変化は 赤外線カメラで測定できるようにした。熱サイクル 試験は、表面熱負荷は 5MW/m<sup>2</sup>、熱負荷時間は 15 秒として、最大 1000 サイクルまでの熱負荷を与え た。BeとDSCuのHIP 接合体を用いた熱サイクル試 験結果を図 9.21 に示す。

その結果、Al 及び Ti の中間層を入れた接合材 (Type 1) は良好な除熱性能を維持し、試験後の破損 は観測されなかったが、中間層がない接合材(Type 2) ではコーナで冷却遅れが観測され、接合部に剥 離が生じていた。このような試験データの蓄積によ り、中性子照射された試料の熱サイクル特性を明ら かにし、第1壁の設計データを取得した<sup>[9-15]</sup>。



図 9.20 OHBIS への接合体の取付け方法



# 図 9.21 Be と DSCu の HIP 接合体を用いた 熱サイクル試験結果

#### 9.9 結晶方位解析の技術開発

結晶方位解析装置は、走査型電子顕微鏡(SEM)を基本とした装置であり、試料表面からの電 子線回折による菊池パターンをコンピュータにより解析し、結晶方位等を解析するものである。

IASCC の特徴であるき裂が結晶粒界を進展する機構について、電子線後方散乱解析(EBSD) 法により材料の結晶粒内やき裂周囲の結晶方位関係及び残留応力をミクロな空間分解能(0.3~ 50mm 四方)にてマクロな領域(数mm 四方)に渡ってホットラボで測定できる技術を世界に先 駆けて、開発したが、これらは既製の解析ソフトウェアではデータ解析が不可能であったため、 新しく2種類の解析プログラムを開発した。また、走査型電子顕微鏡に結晶解析(EBSD)装置を 付加した遠隔操作型結晶方位解析装置を世界で初めてホットセル内に整備し、材料が放出する放 射線の影響及び EBSD 法観察に不可欠なき裂を有し、中性子照射で脆化した試料を平滑研磨する 技術を確立した。その結果、従来では実施できなかった放射化した構造材料の結晶方位解析を可 能とした。以下に開発の現状を記載する。

(1) EBSD 試料の調製技術の開発

結晶方位解析装置による解析のためには、試験片表面の加工層等の影響を極力減らすため、通常の鏡面研磨よりもさらに緻密な化学研磨を行う必要がある。ホットラボでは、化学研磨を遠隔 で行うために研磨条件の最適化を行った。

また、試料には応力腐食割れを生じた部位のように非常に脆い試料について、き裂を変形およ び消失させることなく上記の精密な研磨を行う技術を確立した。特に、き裂内に酸化物や樹脂が 存在する場合には、SEM の精密な電子線走査が行えなくなり結晶方位解析が不可能となることを 克服するために、酸化物や樹脂を除去できる研磨技術の最適化も行った。

(2)新しい後方散乱電子回折像(EBSD)解析法の開発

結晶のミスオリエンテーションをミクロな空間分解能でマクロな領域まで測定することができ るという特徴を利用した新たな2種類の解析方法を開発した。

1) 粒界性格分布の測定方法

き裂等が進展した両側の結晶のミスオリエンテーションの測定により、粒界型応力腐食割れ が進展した粒界性格の分布等を解析する方法。

2) 局所的なひずみの測定方法

結晶粒内のミスオリエンテーションを細かい測定間隔で測定することにより、すべり変形等 が生じることで格子が僅かに歪むことと、測定されるミスオリエンテーション値と関連付け、 き裂先端等でのひずみをミクロな空間分布で解析する方法。

これらの解析手法により粒界性格を調べることで、これらの機構の役割を検討できることとな り、軽水炉構造材料の高経年化対策におけるメカニズム検討等に寄与することができる。

低炭素ステンレス鋼のき裂進展試験後に実施した歪み分布解析の結果の一例<sup>[9-16]</sup>を図 9.22 に示す。



図 9.22 低炭素ステンレス鋼のき裂進展試験後に実施した歪み分布解析の結果の一例<sup>[9-16]</sup>

This is a blank page.

# 10. 新規照射/照射後試験設備の検討

## 10.1 シリコン半導体製造装置

(1) 概要

シリコン単結晶中には、Si-28(約 92%)、Si-29(約 5%)、Si-30(約 3%)が均一に存在している。この単結晶に原子炉で熱中性子を照射すると、 ${}^{30}$ Si (n,  $\gamma$ ) ${}^{31}$ Si $\rightarrow$ <sup>31</sup>P 反応により P(リン)が 生成する。この反応を利用して、高純度シリコン単結晶内に不純物であるリンを添加(ドーピン グ)し、半導体を製造する方法を中性子ドーピング(NTD: Neutron Transmutation Doping)法という。

NTD 法により製造されるシリコン半導体(NTD-Si)の特徴を以下に示す。

- 1) 中性子は高い物質透過性を持ち、シリコン単結晶内に均一にリンをドーピングすることがで きるため、抵抗率分布の均一性に優れる。
- 2) 中性子の照射時間により添加するリンの量を制御できるので、必要とされる抵抗率を精度良 く得ることができる。
- 3) 照射した NTD-Si 中に放射能が誘導されるため、放射能減衰に冷却期間が必要である。
- 4) 高速中性子によって結晶中に照射損失を生ずるため、その回復のため熱処理が必要である。
- 5) 従来の不純物元素の添加方法に比ベコストが高い。

このような特徴から、原子炉で製造した NTD-Si は、原子炉を用いない一般的な方法により製造した半導体に比べ抵抗率の均一性に優れているため、高品位半導体として大電力用のサイリスタやパワートランジスタ、ダイオード等の製品をはじめ、一般産業分野から家電分野まで幅広く利用されている。また、一層の低炭素化、省エネルギー化に有効である NTD-Si を含めたシリコン半導体の世界市場は、今後も鉄道、電力等の分野において、特に高抵抗のパワー半導体としての需要が見込まれている。

世界の NTD-Si の総生産量は、年間約 160t (2004 年度推定) であり<sup>[10-1]</sup>、このうち国内需要は約 90t である。一方、原子炉の稼働条件や設備容量不足のため、国内の NTD-Si の製造能力は、日本 原子力研究開発機構の試験研究炉 JRR-3 による年間 5t 程度であり、国内需要のほとんどを海外の 試験研究炉での製造に依存しているのが現状である。一方、現在世界で製造されている NTD-Si の直径は6インチが主流であり、JRR-3 でも最大6インチの NTD-Si を製造しているが、製造の効 率性、経済性等の観点から、6インチを超える NTD-Si の大口径化への移行が求められている。な お、6インチ以上の NTD-Si が製造可能な世界の試験研究炉 9 炉のうち、オーストラリア OPAL、韓国 HANARO、ドイツ FRM-II 及びベルギーBR-2 では、既に8インチの NTD-Si の生産が行われ ており、今後新設される試験研究炉においても8インチが標準仕様になっていくことが予想され ている<sup>[10-2]</sup>。

こうした状況を踏まえ、今後高まっていく NTD-Si の国内需要に対応するため、国内への高品 位シリコン半導体の安定供給実現の観点から、JMTR を用いた大口径 8 インチの NTD-Si 製造のた めの照射技術について検討を行った。 (2) シリコン半導体製造装置の概念検討

JMTR で大口径 8 インチの NTD-Si の製造を行うためのシ リコン半導体製造装置の概念検討を行った<sup>[10-3]</sup>。概念検討に 当たり、炉心構造及び他の照射設備との関係を考慮して検討 した結果、図 10.1 の JMTR 炉心配置例に示すとおり、JMTR 炉心北側の 7.72cm 角の反射体要

素 16 個分の領域(約 30cm×約 30cm)に本装置の炉内管 を設置することとし、また、照射するシリコン単結晶の照射 試料(以下「シリコン試料」という。)は、 φ 203.2mm(8 イ ンチ)×H275mm として検討を行った。シリコン半導体製造 装置の概念検討図を図 10.2 に示す。

本装置は、新試料搬入装置、 試料着脱装置、試料照射装置、 炉内管、供給水装置、搬送装 置、吊下げ装置、貯蔵装置、 取出装置等で構成する。本装 置を用いた照射の主な流れ を以下に示す。

シリコン試料をシリコン 収納容器に収納したもの(以下「試料」という。)は、新 試料搬入装置で原子炉運転 時に試料を試料交換室に搬 入する。試料交換室で試料照 射装置を用いて試料を照射



図 10.2 シリコン半導体製造装置の概念検討図

位置に移動し、径方向中性子束分布の平坦化のため、回転させながら照射する。その後、軸方向 中性子束分布の平坦化のため、試料を軸方向に移動させ(試料を約 220mm 吊上げ)、照射する。 照射後、遮へい容器に収納し、貯蔵プールで所用の期間冷却後、除染室に移動させ、除染及び放 射線モニタリングを行った後、搬出する。

本装置で8インチのシリコン試料を照射することにより、JMTRにおいてNTD-Siを年間約20t 製造できる見通しを得た。

## (3) 予備照射試験

高速中性子はシリコン単結晶中に照射欠陥を引き起こすため、NTD 法では原子炉で発生する高速中性子束は可能な限り小さいことが望ましいとされている。しかし、JMTR は高速中性子束の割合が大きい中性子スペクトルを有する。このことから、シリコン半導体製造装置の詳細設計を行うためには、JMTR の中性子スペクトル特性による製品品質への影響をあらかじめ把握する必要がある。



図 10.1 JMTR 炉心配置例

一方、JMTR は運転休止中であるため、カザフスタン共和国の試験研究炉 WWR-K(熱出力 6MW) <sup>[10-4]</sup>を用いて予備照射試験を実施した。予備照射試験の目的は、JMTR のような軽水炉タイプの試 験研究炉の中性子スペクトル特性による製品品質への影響及び中性子の均一照射特性を含む NTD-Si の製造能力の把握である。

予備照射試験は、WWR-K の保有設備の状況から、直径約6インチのシリコン試料を用いて行 うこととした。WWR-K で用いたシリコン照射装置<sup>[10-5]</sup>は、原子炉運転中、試料を軸方向に回転・ 昇降するための機能を有する簡易的な照射装置で、昇降装置部、回転装置部及びシリコン試料を 収納するシリコンホルダで構成している。

本装置をWWR-Kに設置し、予備照射試験に先立ち、シリコン試料の形状を模擬したアルミニ ウム合金試料4体を用いて照射場特性試験(試料の回転を模擬)を行った。アルミニウム合金試 料には、15箇所(径方向5点(A~E点)×軸方向3点(3段))にフルエンスモニタを配置して 照射し、照射後にこれらフルエンスモニタを取り出して中性子束の評価を行った。その結果、照 射場の中性子特性を把握するとともに、シリコン照射装置による試料の軸方向回転及び炉心への 装荷・取出しが適切に行われることが確認できた<sup>[10-6]</sup>。

照射場特性試験の結果に基づき、FZ(Floating Zone)法で作られたシリコン試料2体の予備照 射試験を行った<sup>[10-6]</sup>。予備照射試験の結果、JMTRのような軽水炉環境で照射した場合に高速中性 子によって生じる格子欠陥については、照射後の熱処理により十分回復し、製品としての基準を 満足することが分かった。

抵抗率分布の均一性は、径方向について RRG (Radial resistivity gradient)、軸方向について ARV (Axial resistivity variation) という数値で評価される。NTD-Si の商用生産においては、顧客によっ て異なるものの、近年では概ね、RRG 値について 4~5%以下、ARV 値について 5~8%以下が要 求されている<sup>[10-7]</sup>。これに対し、本予備照射試験では、径方向の均一性については RRG 値が 4.8% 以下となり、商用レベルを満足できたことが分かった。これは、径方向中性子束分布の平坦化の ために取り入れた試料の回転機構が正常に機能したことによるものである。一方、軸方向の均一 性については、ARV 値が 9.8%程度であり、商用レベルには達しなかった。これは、炉心部におけ る本装置の設置スペースの関係から、軸方向中性子束分布の平坦化機構を組み込むことが出来ず、軸方向について固定位置で照射したためである。

また、本予備照射試験では、目標抵抗率を 500Ω・cm として照射時間等を設定して照射したが、 抵抗率の測定結果は概ね 400Ω・cm 程度であり、やや照射時間が過剰であったことが分かった。 これについては、今後、中性子照射量(照射時間)をパラメータにした照射試験を複数回行い、 照射時間と抵抗率の関係曲線を詳細に求める必要がある。

(4) 今後の課題

以上の概念検討及び予備照射試験の結果を踏まえ、大口径(8 インチ)の高品位シリコン半導体(NTD-Si)を製造するためにシリコン半導体製造設備を設置する場合の課題について以下に整理した。

1) 水中で使用する試料照射装置の電動機類の防水設計及び遮へい設計

2) 保守管理を考慮した作業用ロボットの機能単純化検討及び遮へい対策

- 3) 試料照射装置の具体的な運転条件(照射時間、試料引上げ前の減衰時間、照射後試料の放射線量、冷却期間等)の評価(評価のための照射試験の実施を含む。)及び設定並びにこれらに基づく遮へい体寸法等の設計
- 4) JMTR の照射場特性に合わせた均一中性子照射方法の検討

### 10.2 Mo-99の製造

(1) 概要

現在、医療診断用放射性同位元素(以下「医療用 RI」という。)の国内の市場規模は2008 年度 では約 485 億円で、最も多く使用されているのが Tc-99m である。Tc-99m は癌、脳卒中、心筋梗 塞といった成人3大疾患の診断に使用されている。さらに、近年社会問題化している認知症の診 断や出血や血管の塞栓といった緊急検査にも不可欠である。この Tc-99m の日本での需要は、米国、 欧州に次いで世界第3位であるにもかかわらず、日本ではTc-99mの原料である Mo-99の供給を 100%輸入に頼っている。このため、2009~2010年度には、アイスランド火山噴火やカナダの研究 用原子炉の停止により、Tc-99m 溶液原料 と <sup>99</sup>Mo/<sup>99m</sup>Tc ジェネレータの供給不足が発生し、大きく 影響を受けた。この期間において、Tc-99m 製剤を用いた SPECT 検査の代わりに、PET、CT 及び MRIによる検査の代替の事例もあったが、これらの検査では得られない診断情報もあることから、 今後とも <sup>99</sup>Mo/<sup>99m</sup>Tc 製品は重要な核種である。Mo-99 は照射済原子炉燃料からの抽出方法が主流 であるが、世界的な動きとして、2012 年 3 月に開催された「第 2 回核セキュリティ・サミット (韓 国・ソウル)」では、原子炉燃料の高濃縮ウラン(HEU)から低濃縮ウラン(LEU)への転換が正 式決定され、GTRI(地球的規模脅威削減イニシアチブ)でも HEU ターゲットから LEU ターゲッ トの転換をサポートすることが正式決定された。したがって、HEUの核分裂を利用して製造され る <sup>99</sup>Mo の民生利用は削減または廃止されていくことになる。一方で、原子炉燃料の LEU 化に伴 い、核燃料サイクルの再処理工程と類似の技術が必要となり、核不拡散、核分裂性廃棄物の処理・ 処分等の問題(核セキュリティ)も重要な課題の一つとなる。このことから、Mo-99 製造のため に研究用原子炉の活用等の多様化を目指しているものの、ただちに対応できる世界の研究用原子 炉は限定されているのが現状である。そのため、Mo-99の安定供給のために国内での製造が望ま れている[10-8]。

濃縮ウランを用いる核分裂法では、U-238 が中性子を吸収してプルトニウムが生成される。濃 縮ウランやプルトニウムは核兵器の原料となる物質であり、核セキュリティの観点からの問題が ある。また、核分裂生成物として Mo-99 以外の放射性物質も数多く生成されるため、それらの処 理に多大な費用が掛かる。一方、核分裂法に代わる Mo-99 製造方法の一つに放射化法がある。放 射化法と核分裂法の比較を図 10.3 に示す。放射化法では、Mo-98 に中性子を照射することによっ て Mo-99 を生成する。このため、Mo-99 以外の放射性物質はほとんど生成されず、比較的安全か つ安価に Mo-99 を生成することが出来る。



図 10.3 Mo-99 原料の製造方法と課題点

放射化法の最大の欠点として、生成される Mo-99 の比放射能が低いことが挙げられる。このた め、放射化法による Mo-99 製造では、より多くの Mo-98 に中性子を照射し、生成された <sup>99</sup>Mo/<sup>99m</sup>Tc を効率的に分離・抽出する必要がある。JMTR を活用した放射化法による <sup>99</sup>Mo/<sup>99m</sup>Tc 製品の製造 フロー(案)を図 10.4 に示す。この製造フローは、最終 <sup>99</sup>Mo/<sup>99m</sup>Tc 製品を得るために①原料準備・ 加工、②中性子照射・溶解、③分離・抽出・濃縮及び④Mo 回収・放射性廃棄物の低減等、各々の 革新的な基盤技術群を組み合わせて成立する。この製造フローの各工程において必要な技術開発 を以下に示す。

原料準備・加工では、よ り多くの Mo-98 を照射する ため、高濃縮 Mo-98 三酸化 モリブデン粉末を高密度に 成形したペレットを使用す る。中性子照射に関しては、 Mo-99 の半減期(約 66 時間) を考慮した厳格な照射時間 管理を可能とするため、新 たに照射リグを整備する。 照射後、MoO3ペレットを水 酸化ナトリウム水溶液で溶 解し(Mo 溶液)、分離・抽



図 10.4 放射化法による <sup>99</sup>Mo/<sup>99m</sup>Tc 製造フロー(案)

出・濃縮する工程では、最終製品となる Tc-99m 溶液原料または <sup>99</sup>Mo/<sup>99m</sup>Tc ジェネレータによって 処理工程が分かれる。Tc-99m 溶液原料では、各処理工程の簡素化・短縮化を目指して <sup>99</sup>Mo/<sup>99m</sup>Tc 分離抽出・濃縮装置の製作を行う。<sup>99</sup>Mo/<sup>99m</sup>Tc ジェネレータでは、より多くの Mo-99 を吸着させ るために、高い Mo 吸着性能を持つ吸着剤を開発する。Mo 回収・放射性廃棄物の低減では、放射 化されなかった Mo-98 を回収する方法を見出し再利用することにより、原料の有効利用による低 コスト化を目指す。

(2) 高精度照射時間制御型汎用照射設備

Mo-99 は半減期が約 66 時間と短いため、製造において照射時間の厳格な制御が必要となる。こ

のことから、原子炉運転中に試料の挿入及び取出しができ、任意時間で試料の照射が行える JMTR の水力ラビット照射装置を用いて照射する。ここでは、当該装置のうち、水力ラビット2号機(以 下「HR-2」という。)について、Mo-99の製造量を増やすことを目的とし、原子炉で同時に挿入で きるラビットを従来の最大3本から最大5本に変更するためのラビットの照射領域拡張に係る設備 整備とラビットの設計変更を行った。これにより、天然存在比の MoO<sub>3</sub>ペレット(¢20×L100mm) を装荷したラビット5本を HR-2 で6日間照射した場合、6.1×10<sup>13</sup>Bqの Mo-99 が得られる<sup>[10-9]</sup>。

(3) 無菌医薬品の製造に関する指針対応

JMTR で照射したラビットは、カナルを通してホットラボに移送する。ホットラボでは、照射 済ラビットの解体、ペレットの取出し、溶解、分離・抽出・濃縮、製品検査、梱包・出荷等の作 業を実施する。

厚生労働省から「無菌操作法による無菌医薬品の製造に関する指針」が告示された。この告示 内容を満足するために挙げられた JMTR での原料(Tc-99m 溶液原料等)製造に必要な対応は、以 下の通りである。

1) セル外環境整備

- ・照射ターゲット(MoO3ペレット)にエンドトキシンが含まれていないこと。
- ・エンドトキシンを含まない試薬を用いること
- ・実験器具は滅菌処理を行うこと。
- ・試験装置は滅菌処理実施後に組み立て、滅菌水で洗浄すること。
- ・マスク、手袋、帽子を着用すること。
- ・空気洗浄度が管理された実験室を用いること。
- 2) セル内環境整備
  - ・Tc-99m 溶液原料を調整する環境は空気洗浄度が管理されていること。

(空気洗浄度目標値:100,000 個/m<sup>3</sup> (粒子径 <0.5µm))

以上の対策を実施し、Tc-99m 溶液原料中のエンドトキシン量が未検出(<0.03EU/mL)である ものを出荷するために図 10.5 に示すホットラボの設備整備に係る設計を行った。



図 10.5 JMTR ホットラボ内の設備設備

### (4) 予備試験

1) 溶媒抽出

放射化法では、低い Mo-99 比放射能から Tc-99m を高効率で回収し、高い比放射能かつ高純度の Tc-99m 溶液原料を製造するための技術開発が必要不可欠となる。そこで、メチルエチルケトン(MEK)による溶媒抽出法を用いた<sup>99</sup>Mo/<sup>99m</sup>Tc 分離・抽出・濃縮試験装置を整備し、効率よく Tc-99m 溶液原料を回収するための要素技術開発を行った<sup>[10-10]</sup>。

まず、Tcと同族元素である Reを用いた最適化試験を行い、Re回収率の向上と品質向上を図った。Re回収率の向上に関しては、カラムユニットへの溶液の通液速度に着目し、さらにカラム下部のデッドスペースを縮小した結果、Reの回収率は91%を達成した。次に、回収液の品質向上に関しては、Reが吸着しているカラムの洗浄を十分行った結果、不純物である Mo、Al及び MEK の濃度は、洗浄液量とともに減少することが確認され、各不純物量を基準値内に抑え、品質基準を満足した。さらに、エンドトキシン 0.01EU/mL 以下の滅菌水を洗浄水として使用することにより、回収液のエンドトキシン濃度も基準値以下にできる見通しを得た。

次に、Tc-99m 回収率の向上及び Tc-99m 溶液原料中のエンドトキシンの低減を目的として、 KUR で照射した MoO<sub>3</sub>ペレットの溶解液(Mo-99 放射能 5~390MBq、Re153µg 添加)を用いて <sup>99</sup>Mo/<sup>99m</sup>Tc 分離・抽出・濃縮試験を行った。本試験では、溶解液に Tc-99m と同じ挙動を示す Re (Tc-99m 放射能: 4.5TBq 相当)を添加し、高い放射能を模擬した回収特性及び測定精度の 向上も調べた。この結果、得られた Tc-99m 溶液原料中の Tc-99m 回収率は平均で 63%に向上し、 エンドトキシンの低減効果が示された。さらに Re との回収率比較試験では、平均 70%で両者

一致し、Re は Tc-99m と同様の挙動 を示すことが実験的に証明された。 また、その後の 18 回にわたる Re で の回収率向上試験では、カラム内径 を 16mm から 14mm に変更すること で、結果的にカラム処理の低速化が 可能となり、図 10.6 に示すように安 定的に 90%以上の回収率が得られた ことから、上記工程の改善により、 Tc-99m の回収率を向上できる見通し も得た。





2) ジェネレータ

Mo-98の天然存在比は 24.1%と低いため、JMTR の既存照射設備である水力ラビット1号機で 6 日間照射した場合の照射直後の Mo-99 の比放射能は 1.3Ci/g と低い。放射化法を用いた <sup>99</sup>Mo/<sup>99m</sup>Tc ジェネレータでは、アルミナの Mo 吸着剤が有望視されているが、現在ジェネレータ に使用されているアルミナの Mo 吸着能は約 10mg/g であり、ジェネレータとして必要な約 500mCi の Mo-99 を確保するためには、アルミナが約 35g 以上必要となる。また、仮に Mo-99 が 100%濃縮された MoO<sub>3</sub>を用いてもアルミナは約 10g が必要となる。アルミナ重量を増やすと、 それを充填するカラムのサイズが大きくなり、カラムサイズに応じて放射線を遮へいするため の鉛遮へいが厚くなることからジェネレータの重量が増え、取扱いが困難になるため実用的で はない。このことから、Mo吸着剤の吸着性能は 200mg/g を目標値とし、Mo吸着剤の分子設計 と再生吸着剤の水中保存法等を検討し、5 回以上の再生利用が可能な Mo 吸着剤の開発を行っ た<sup>[10-11]</sup>。

再生利用回数 5 回以上の Mo 吸着剤の開発として、無機高分子ジルコニウム化合物(PZC) を合成し、合成した PZC の Mo 吸着性能を確認するため、Mo 吸着/溶離試験を行った。その結 果、今回合成した PZC 0.5g に対する Mo の吸着量は 111.3mg となり、吸着剤 1g あたりに換算す ると、Mo 吸着量は 222.6mg であった。また、PZC を用いた Mo 溶離試験を行った。Mo 溶離試 験では、PZC に 1mol/L NaOH を添加し加熱処理する。その結果、吸着した Mo 111.3mg に対し、 溶離回収した Mo は 101.2mg であり、90.9%の回収率となった。次に、PZC を Mo 溶離・再吸 着するリサイクル性確認試験を行った結果、PZC の溶離/吸着操作を繰り返し行ったが、Mo 吸 着量は大きく減少することもなく 200mg 前後であるとともに、Mo 吸着剤の構造自体は、繰り 返しの吸着/溶離操作による著しい紛化は見られず、健全性を保っていた。

一方、新たな Mo 吸着剤として、PZC の他に無機高分子チタニウム化合物(PTC)を合成・ 製作した。この PTC の Mo の吸着性能を確認するため、Mo 吸着/Mo 溶離試験を行った。PTC のリサイクル性確認試験の結果、今回合成した PTC 0.5g に対する Mo の吸着量は 104.5mg であ り、Mo 吸着剤 1g あたりに換算すると、Mo 吸着量は 209.0mg であった。また、吸着した Mo 104.5mg に対し、溶離回収した Mo は 94.3mg であり、90.2%の回収率であった。これにより、 1mol/L NaOH を添加し加熱処理することにより、PZC 及び PTC とも効率的に溶離できることを 明らかにした<sup>[10-12]</sup>。

(5) ホットラボの整備

医薬品の原料である Tc-99m 溶液原料を製造するにあたり、JMTR 施設内に環境を管理した設備整備及び Tc-99m 溶液原料の製作・分析を行うための装置を整備することが必要不可欠である。 そこで、JMTR ホットラボ内のセル外環境整備、セル内環境整備、試験装置・分析機器の整備 を実施した。

セル外環境整備及びセル内環境整備では、鉛セルや実験準備室等の空気洗浄度を管理することにより、「無菌操作法による無菌医薬品の製造に関する指針」の告示内容を満足する環境を整えることが可能となった。

一方、試験装置・分析機器の整備として、実用型<sup>99</sup>Mo/<sup>99m</sup>Tc分離・抽出・濃縮試験装置、ICP-MS、 高速液体クロマトグラフィー及び γ-TLC アナライザーを導入した。

- (6) 今後の展開
  - 1) 溶媒抽出法

<sup>99</sup>Mo/<sup>99m</sup>Tc 分離・抽出・濃縮試験装置を用いた予備試験の評価結果を踏まえ、実用化に向けて、国内需要量の 20%の Mo-99 製造量を満足する MoO<sub>3</sub> 300~400g を処理可能かつ、Tc-99m 製造を自動化するための実用型 <sup>99</sup>Mo/<sup>99m</sup>Tc 分離・抽出・濃縮試験装置を設計製作した。

実用型 <sup>99</sup>Mo/<sup>99m</sup>Tc 分離・抽出・濃縮試験装置は、実用規模の放射能量(230 6-dayCi/week 以上)

に耐え得る構造でなければならない。そのため、Mo-99 を取り扱う溶解槽及び分離槽は、これ までガラス製の容器を用いていたが、ステンレス製の強固な材質を使用することにした。

しかし、従来は目視により溶液の状態を把握していたが、ガラス以外の材質にすることで目 視での確認が困難となることや、高い Mo-99 放射能による Tc-99m の化学形態の変化等、Tc-99m の分離・回収効率の低下が懸念される。一方、溶解槽では強アルカリ溶液を用いて大量の MoO<sub>3</sub> を溶解することから、装置のステンレス成分が溶出し、Tc-99m 溶液原料の品質が低下する可能 性がある。現在、Tc-99m の代替物質として Re を用いた試運転では、ほぼ 100%の抽出効率が得 られている。今後、最終製品中への Re 回収条件の最適化を進める。

2) ジェネレータ

既存の<sup>99</sup>Mo/<sup>99m</sup>Tc ジェネレータに使用されている Mo 吸着剤には、活性アルミナ(γ-Al<sub>2</sub>O<sub>3</sub>) が使用されている。しかし、このアルミナの Mo 吸着能は約 10mg/g と少ないため、核分裂法で 製造した比放射能の高い Mo-99 を用いて、ジェネレータの小型軽量化を図り、扱い易さ、価格 及び輸送の問題を解決し製品化されているのが現状である。

これまでに、高分子化合物である Mo 吸着剤の開発を進めていたが、Zr や Ti 元素を含む高分 子化合物が、ジェネレータで抽出した Tc-99m 溶液中に全く溶離しないことや、これらの元素に 対する人体への影響を解明することが、医療機器である <sup>99</sup>Mo/<sup>99m</sup>Tc ジェネレータの実用化に欠 かせない課題となっている。そのため、既存の <sup>99</sup>Mo/<sup>99m</sup>Tc ジェネレータに使用されているアル ミナの吸着/溶離性能を向上することが望まれており、アルミナの表面状態及び吸着メカニズム を解明することにより、高い Mo 吸着量を有するアルミナの開発を進める。

#### 10.3 極低温照射設備

(1) 概要

極低温照射試験とは、照射試料の温度を液体窒素温度から液体ヘリウム温度付近に保ったまま 放射線照射を行い、格子欠陥の熱的な移動を凍結した状態で物性変化を測定する方法である。照 射によって生成される格子欠陥が不安定で低温において消滅、あるいは集合体を形成してしまう 物質は、金属だけでなく半導体や酸化物等数多くあり、これらの物質に関する格子欠陥生成の初 期過程の研究や原子炉材料の照射損傷の基礎的理解を得るために、この低温照射試験は有効な手 段の一つである。

原子炉内での低温での中性子照射試験は、オークリッジ国立研究所(アメリカ)、ミュンヘン原 子炉(ドイツ)、カダラッシュ原子力研究所(フランス)等の研究機関で実施されてきた。また、 日本でも日本原子力研究開発機構の試験研究炉JRR-3及び京都大学の試験研究炉KURではビーム 孔で極低温照射の実績がある。一方、JMTR の中性子照射試験における照射中の試料温度の範囲 は45℃から2000℃であり、これまで極低温照射試験の実績はない。

核融合炉開発において、極低温照射下における超伝導磁気材料のふるまい及び耐中性子性に関 する研究開発等を行うため、極低温照射設備の必要性が高まってきている。

こうした状況を踏まえ、20K 以下という極低温の材料照射試験を JMTR で行うことを目的として、極低温照射設備の概念設計検討を行った<sup>[10-13], [10-14]</sup>。

- (2) 極低温照射設備の概念設計
  - 1) 基本方針

高中性子東照射下では、照射キャプセルの構造 体及び照射試料自体のガンマ線による発熱により 材料の温度が上昇することから、これまで高出力 の照射試験研究炉の炉内での極低温照射試験は困 難とされてきた。そのため、極低温照射設備の概 念設計に当たっては、ガンマ発熱への対策が課題 となる。そこで、図 10.7 に示すようにガンマ線遮 へい板より外側のガンマ線強度が小さく、炉中心 から離れた位置に設備を装荷する。

極低温照射設備の概念図を図 10.8 に示す。極低温照射設備では、主に 照射キャプセル、接続箱及び冷却系 で構成し、冷却のためのヘリウムガ スを循環させるため、これらをヘリ ウムガス移送配管で接続する。この 場合、照射キャプセルと炉外の冷却 系間の距離が 20m を超えるため、こ の間のヘリウムガス移送配管にかか る熱負荷への対策が課題となる。



図 10.7 極低温照射設備の装荷位置



図 10.8 極低温照射設備の概念図

2) 照射キャプセルの検討

極低温照射設備用のキャプセルの概念構造図を図 10.9 に示す。照射キャプセルは、外筒管、 インナーキャプセル、ヘリウムガス移送配管(送り配管と戻り配管、断熱材なし)、熱電対等で 構成し、φ65mm 照射キャプセル用の照射孔に装荷す るものとした。

外筒管には、照射キャプセル内表面からの対流及び 伝導性熱伝達を低減させるために真空層を設ける。外 筒管のガンマ線によって発生する熱は、原子炉の一次 冷却水によって除去される。インナーキャプセルには 照射試料のためのスペースを設けており、ここにヘリ ウムガス移送配管を通してヘリウムガスを循環させ ることによって、照射試料を 20K 以下に冷却する。 熱電対はヘリウムガス戻り配管に挿入する。また、各 ユーザーの要望に応じ、その他の計測機器を照射キャ プセルにそれぞれ組み込む。



セルの概念構造図

3) 冷却系の検討

冷却系は、照射キャプセル内の照射試料 を長期間、安定的に冷却するためのシステ ムであり、フローラインの切り替えのため のバルブボックス、ヘリウムガス冷却のた めのコールドボックス、ヘリウムガスを循 環させるためのヘリウムガス圧縮器、真空 排気ユニット及び自動運転用の制御ユニッ トで構成する。極低温照射設備冷却系の概 要を図 10.10 に示す。



図 10.10 極低温照射設備冷却系の概要

バルブボックスは真空断熱容器であり、6 つの低温バルブを有している。液体ヘリウム容器 ユニットと接続してヘリウムガス供給配管にヘリウムガスを供給し、または必要に応じてガス 排出を行う。極低温照射試験後、バルブボックスとコールドボックスを分離し、液体ヘリウム 容器ユニットとバルブボックス間を接続できる構造にすることにより、コールドボックスなし で照射試料を冷却することができる。

コールドボックスは真空断熱容器であり、3 つの低温バルブ、熱交換器、およびヘリウム冷 凍機で構成する。

真空排気装置は、良好な真空を得るためのターボ分子ポンプで構成する。ユニットとクライ オポンプ効果により、外筒管とコールドボックス間の空間は高真空に保たれる。

なお、天然ヘリウムには 1.38ppm の <sup>3</sup>He が含まれているため、極低温照射設備において照射 試料の冷却に使用するヘリウムガスからは、炉心における中性子照射によってトリチウムが生 成する。極低温照射設備に必要なヘリウムガスは 1.57Nm<sup>3</sup> であることから、<sup>3</sup>He の全てがトリ チウムに変換すると仮定すると、トリチウムの総放射能は 2.1×10<sup>11</sup> Bq (1.3×10<sup>11</sup> Bq/Nm<sup>3</sup>)とな る。一方、JMTR におけるトリチウムの放出制限は 5×10<sup>8</sup> Bq/Nm<sup>3</sup> であるため、トリチウム除去 装置が必要となる。ヘリウムガスからトリチウムを除去するために金属ゲッターを用いる。ト リチウム除去装置は、冷却系のコールドボックスと循環用ヘリウムガス圧縮器の間に設置する ことにより、ヘリウムガスの冷却に対して熱負荷をかけないようにした。

4) 真空断熱管の検討

照射キャプセルまで20K以下のヘリウムガスを移送する ためには、ヘリウムガス移送配管の真空断熱が不可欠であ る。そのため、ヘリウムガス移送配管を覆う保護管、案内 管及び接続管を真空断熱管構造とする。図 10.11 に真空断 熱管の典型的な構造例を示す。真空断熱管は、主に2つの 内管(ヘリウムガス移送配管の送り配管及び戻り配管)及 び外管で構成し、内管と外管との空間を真空断熱のため真 空引きする。加えて、アルミ箔や積層断熱材等の熱遮へい 材や断熱材を内管の周りに設ける。ただし、これらは炉心 部には設けない。



真空断熱管は、バイオネット継手を用いることにより、真空断熱状態を保持したまま、照射 キャプセル側の接続箱、コールドボックス側のバルブボックス及びバルブボックス側のコール ドボックスとの着脱が可能である。

5) 極低温照射設備の熱収支解析

20K 以下での低温照射試験を実現するため、ヘリウムガス移送配管におけるヘリウムガスの 熱収支を解析した。まず、炉心のガンマ線照射によって照射キャプセルに発生する熱量を計算 した。照射キャプセルの構成要素の材質をステンレス鋼(密度:7900kg·m<sup>-3</sup>)、炉心におけるガ ンマ発熱率を選定した照射孔で想定される 0.1W/g とした場合の計算結果を表 10.1 に示す。

推出再主	寸法	重量	発熱量
<b>伸</b> 风安杀	(mm)	(g)	(w)
照射試料	$\phi$ 3×H40	2.2	0.2
インナーキャプセル	$\phi 24 \times t0.8 \times H084$	42.0	4.2
ヘリウムガス送り配管	$\phi  6 \times t0.5 \times H750$	51.2	5.1
供給管支持体	$\phi$ 12×t0.5×H300	21.4	2.1
ヘリウムガス戻り配管	$\phi 10 \times t0.5 \times H750$	88.4	8.8
熱電対	φ 2×H750	18.6	1.9

表 10.1 ガンマ線照射による照射キャプセルの発熱量

φ:外径、t:厚さ、H:高さ

次に、求めた発熱量に基づき、必要な冷却器の冷却能力及び数量並びにヘリウムガスの流量 率の解析評価を行った。その結果、7つの冷却器を設け、ヘリウムガスを6.1×10<sup>4</sup> kg/s の流量率 で循環させることによって、照射キャプセル内の照射試料を20K未満で照射可能であることが 分かった。なお、ガンマ発熱率を0.3W/gとした場合には、照射キャプセル及びその中にある照 射試料の表面温度はそれぞれ20K及び27Kとなる。

以上の概念設計検討及び熱収支解析の結果より、ガンマ発熱量の小さい照射孔を選定し、かつ、照射キャプセル―冷却系間を真空断熱管で接続した極低温照射設備を設計することにより、 JMTRにおいても 20K 以下の極低温照射試験を行えることがわかった。

(3) 今後の課題

以上の設計検討を踏まえ、極低温照射設備の実用化に向けた課題解決のため、以下のような検 討を行う必要がある。

- 1) 照射キャプセルの詳細設計のための3次元熱流動解析
- 2) システム全体をシミュレートした炉外試験による冷却性能確認試験
- 3) 照射後試料を極低温のまま照射後試験施設まで輸送し、照射後試験する方法

# 謝 辞

本技術レビューを取り纏めるにあたり、原子力科学研究部門大洗研究開発センター 石原 正博 副所長に有意義なご指導及びご助言を頂くとともに、照射試験炉センター及び材料試験炉部諸氏 には多大なご協力を頂きました。本報告書をまとめるにあたり、高温工学試験研究炉部 伊与久 達夫氏(嘱託)に有意義なご助言をいただきました。ここに深く感謝いたします。 This is a blank page.

- [1-1] 経済産業省、「エネルギー基本計画」、平成26年4月11日(閣議決定)、
   http://www.meti.go.jp/press/2014/04/20140411001/20140411001.html, (accessed 2017.2.17).
- [1-2] 経済産業省、「エネルギー関係技術開発ロードマップ」、平成26年12月、 http://www.enecho.meti.go.jp/category/others/for\_energy\_technology/003.html, (accessed 2017.2.17).
- [2-1] 塙善雄他,「ベリリウム製中性子反射体の製作と管理」,平成 20 年度弥生研究会 (2009 年 3 月 16 日東大炉), UTNL-R 0471, (2009), pp.5 2 1-5 2 8.
- [3-1] 野村靖他,「照射キャプセル熱計算コード GENGTC の機能整備と 2 次元計算への改良」, JAERI-M 92-163, (1992),66p.
- [3-2] H. C. Roland, "GENGTC, A One-dimensional Ceir Computer Program for Capsule Temperature Calculations in Cylindrical Geometry", ORNL-TM-1942, (1967).
- [3-3] 飛田正浩他,「照射キャプセル設計支援のための3次元温度計算用サブプログラムの開発」, JAERI-Tech 2003-042, (2003), 132p.
- [3-4] 冨田健司他,「JMTR キャプセル照射温度評価法の開発:有限要素法「NISA」コードによる CT 試験片及び2分割熱媒体の温度評価」, JAEA-Technology 2008-043, (2008), 21p.
- [3-5] 永田寛他,「照射キャプセル設計の現状」,平成24年度弥生研究会「研究炉等の運転・管理及び改良に関する研究会」,UTNL-R-0483, (2013).
- [3-6] 原山泰雄他,「SATCAP:飽和温度キャプセル熱設計用プログラム」, JAERI-M 88-013, (1988), 49p.
- [3-7] 原山泰雄他,「SATCAP-B: 飽和温度キャプセル熱設計用プログラム」, JAERI-M 89-187, (1989), 60p.
- [3-8] 原山泰雄他,「SATCAP-C:加圧水注入型式キャプセルの熱設計用プログラム」, JAERI-M 92-149, (1992), 78p.
- [3-9] 清水正亜他,「OWL-2 炉内管のサーベランステスト」, JAERI-M 6667, (1976), 33p.
- [3-10] 林光二他, 「照射済キャプセル外筒管を用いた試験片加工技術の開発とこれを用いた高照 射量ステンレス鋼の強度評価試験」, JAEA-Technology 2008-016, (2008), 51p.
- [3-11] 小川豊他,「OGL-1 用ハステロイ X のヘリウム中クリープ試験」, JAERI-M 87-076, (1987), 22p.
- [3-12] 野村靖他,「照射キャプセル内筒材としての Nb-1%Zr 合金の高温強度」, JAERI-M 7629, (1978), 35p.
- [3-13] 村岡進他,「高温ガス炉用耐熱材料の両立性 第1報くっつき試験」, JAERI-M 6088, (1975), 22p.
- [3-14] 伊丹宏治他,「高温ガス炉用材料のセラミックコーティング」, JAERI-M 6127, (1975), 22p.
- [3-15] 八巻治恵他,「被覆粒子照射用キャプセルの故障報告(72F-7A)」, JAERI-M 6250, (1975), 76p.
- [3-16] 松井義典他,「光ファイバ貫通部のシール技術の開発」, JAERI-Tech 2002-060, (2002), 23p.

- [3-17] 大岡紀一他,「摩擦圧接法による水力ラビット用キャプセルの開発」, JAERI-M 6758, (1976), 26p.
- [3-18] 竹下功他,「アルミニューム外筒計測キャプセルの開発」, JAERI-M 5899, (1974), 39p.
- [3-19] 田中勲他,「アルミニウム外筒計測キャプセルの開発(第2報)」, JAERI-M 6799, (1976), 37p.
- [3-20] 石井忠彦他,「ジルカロイ-4/ステンレス鋼摩擦接合継手の開発」, JAERI-M 7152, (1977), 31p.
- [3-21] 菊地泰二他,「摩擦圧接法によるニオブ合金/ステンレス鋼異材継手の開発(1)」, JAERI-M 88-150, (1988), 30p.
- [3-22] 井上修一他,「燃料照射試験用再計装機器のメカニカルシール機構の開発」, JAEA-Technology 2009-076, (2010), 33p.
- [3-23] 田中秀隆他,「JMTR における照射試験用キャプセルのための非破壊検査」, JAEA-Review 2007-019, (2007), 37p.
- [3-24] 材料試験炉部,「材料試験炉―運転と技術開発―No.6(1991 年度)」, JAERI-M 93-038, (1993), 132p.
- [3-25] 大場敏弘他,「多重 O リング装着によるヘリウムガスの透過漏洩抑制」, JAERI-Tech 2001-067, (2001), 29p.
- [3-26] 綿引俊介他,「高温用 N 型多対式熱電対の開発」, JAEA-Technology 2008-044, (2008), 42p.
- [3-27] 植田祥平他,「高温ガス炉燃料温度計測用温度モニターの照射特性試験」, JAEA-Research 2008-096, (2009), 34p.
- [3-28] S.Kitagishi et al., "Development of Measuring Instruments for Material Irradiation Tests", JAEA-Review 2010-046, (2010), 19p.
- [3-29] 宮尾次郎他, 「JMTR インパイルクリープ試験装置の開発」, JAERI-M 5834, (1974), 90p.
- [3-30] 中野純一,「原子力環境におけるオーステナイトステンレス鋼の照射誘起応力腐食割れに 関する研究(学位論文)」, JAEA-Review 2008-064, (2009), 175p.
- [3-31] J.W. Hilborn, "Self-Powered Neutron Detectors for Reactor Flux Monitoring", Nucleonics, 22, (1964) .
- [3-32] T. Takeuchi et. al., "Development of a Self-powered Gamma Detector", J. Nucl. Sci. Technol., 51, (2014), pp.939–943.
- [3-33] 村上悠紀雄他, 「放射線データブック」, 地人書館, 1982, 429p.
- [3-34] 長尾美春, 「原子力研究における MCNP の使用経験 5.2 JMTR の炉心計算 MCNP による全炉心計算-」, JAERI-Review 97-003, (1997), pp.74-95.
- [3-35] 長尾美春,「原子力研究における MCNP の使用経験(II) 一分散低減法の検討— 2.4 JMTR の炉心計算」、JAERI-Review 98-010, (1998), pp.128-195.
- [3-36] 長尾美春,「第 1 回モンテカルロシミュレーション研究会報文集 2.13 MCNP による JMTR 炉心計算」, JAERI-Conf 2000-018, (2000), pp.156-167.
- [3-37] H. Sagawa et al., "Development of Sweep Gas Sensor with Proton Conduction", Fusion Technology, 28, (1995), pp.1073-1077.

- [3-38] 斎藤順市他,「燃料棒内酸素センシング技術の開発 -酸素センサーの特性試験-」, JAERI-Tech 96-015, (1996),58p.
- [3-39] 日浦寛雄他,「ジルコニア固体電解質型酸素センサの中性子照射特性試験」, JAERI-Research 97-028, (1997), 46p.
- [3-40] 日本原子力研究所編,「たゆまざる探求の軌跡-研究活動と成果 1998:8.3 照射を受けた 材料の溶接」,(1998).

http://jolisfukyu.tokai-sc.jaea.go.jp/fukyu/tayu/ACT98J/08/0803.htm, (accessed 2017.2.17).

- [3-41] K. Tsuchiya et al., "Effect of Re-irradiation by Neutrons on Mechanical Properties of Un-irradiated/irradiated SS316LN Weldments", J. Nucl. Mater., 373, (2008), pp.212-216.
- [4-1] 小畑雅博他,「JMTR におけるキャプセル温度制御の改良」,平成元年度弥生研究会「研究 炉等の運転・管理及び改良に管する研究会」,UTNL-R 0247, (1990).
- [4-2] M. Narui et al., "Development of Controlled Temperature-cycle Irradiation Technique in JMTR", J. Nucl. Mater., 212-215 (1994), pp.1665-1670.
- [4-3] 宮尾次郎他, 「JMTR インパイルクリープ試験装置の開発」, JAERI-M 5834, (1974), 90p.
- [4-4] 材料試験炉部,「材料試験炉-運転と技術開発-No.12(1997年度)」, JAERI-Review 99-006, (1999), 79p.
- [4-5] 材料試験炉部,「材料試験炉-運転と技術開発-No.3(1986~1988 年度)」, JAERI-M 89-160, (1989), 267p.
- [4-6] M. Narui et al., "Development of Rig for Systematic Irradiation Tests of Fusion Reactor Materials in a Fission Reactor", J. Nucl. Mater., 258-263, (1998), pp.372-377.
- [4-7] 材料試験炉部,「材料試験炉-運転と技術開発-No.12(1997年度)」, JAERI-Review 99-006, (1999), 79p.
- [4-8] 材料試験炉部,「材料試験炉-運転と技術開発-No.13 (1998 年度)」, JAERI-Review 2000-007, (2000), 94p.
- [4-9] K. Tsuchiya et al., "In situ Tritium Recovery Behavior from Li<sub>2</sub>TiO<sub>3</sub> Pebble Bed under Neutron Pulse Operation", J. Nucl. Mater., 329-333 (2004), pp.1248-1251.
- [4-10] 材料試験炉部,「材料試験炉-運転と技術開発-No.15 (2000 年度)」, JAERI-Review 2002-001, (2002), 86p.
- [4-11] 菊地泰二他,「均一照射キャプセル開発のための試験報告」, JAERI-Tech 2004-043, (2004), 21p.
- [4-12] Y. Sibamoto et al., "JMTR Experiment for Flow-boiling Enhancement by RISA in Small Diameter Tube under Multiple-irradiation Environment", Proc. of ICONE-14 (2006).
- [4-13] Y. Sibamoto et al., "Radiation Induced Surface Activation (RISA) Effect on Flow-Boiling Heat Transfer -In-pile Experiment in JMTR -", Proc. of NTHAS5 (2006).
- [4-14] Y. Sibamoto et al., "In-pile Experiment in JMTR on the Radiation Induced Surface Activation (RISA) Effect on Flow-boiling Heat Transfer", J. Nuclear Science and Technology, Vol.44, (2007), pp.183-193.

- [4-15] Y. Matsui et al., "Irradiation-coupling Techniques Using JMTR and Another Facility", J. Nucl. Mater., 283-287, (2000), pp.997-1000.
- [4-16] Y. Matsui et al., "Post-irradiation Annealing and Re-irradiation Technique for LWR Reactor Vessel Material", Proc. of 2002 KAERI-JAERI Joint Seminar on Irradiation Technology (2002).
- [5-1] 新見素二他,「飽和温度キャプセルに関する熱特性試験」, JAERI-M 89-099, (1989), 30p.
- [5-2] 井手広史他,「IASCC 照射試験用飽和温度キャプセルに関する熱水力的検討」, JAERI-Tech 2002-079, (2002), 58p.
- [5-3] 井手広史他,「IASCC 照射試験に係るキャプセルの製作(1) —き裂進展試験用キャプセルー(共同研究)」, JAEA-Technology 2008-011, (2008), 46p.
- [5-4] 井手広史他,「IASCC 照射試験に係るキャプセルの製作(2) —き裂発生試験用キャプセルー(共同研究)」, JAEA-Technology 2008-012, (2008), 36p.
- [5-5] 出雲寛互他,「中性子照射下高温水中応力腐食割れ試験用き裂進展・発生試験ユニットの 技術開発(1)(受託研究)」, JAEA-Technology 2009-011, (2009), 31p.
- [6-1] 亀山高範,「燃料の高燃焼度化・MOX 燃料利用のための基盤技術」,原子力技術研究所, (2010), http://criepi.denken.or.jp/result/event/forum/2010/pdf/SC04.pdf, (accessed 2017.2.17).
- [6-2] 井上修一他,「燃料異常過渡試験のための希釈管の希釈係数測定に関する検討」, JAEA-Technology 2010-010, (2012), 27p.
- [6-3] 河村弘他,「JMTR 出力急昇試験設備における燃料棒出力評価法」, JAERI-M 85-211, (1985), 50p.
- [6-4] 内田正明他,「JMTR・BOCA 装置による燃料の出力急昇実験」, JAERI-M 88-202, (1988), 53p.
- [7-1] 福田幸朔他,「被覆粒子燃料のスイープガスキャプセル照射試験(I)(74F-9Jキャプセル による照射)」, JAERI-M 84-054, (1984), 65p.
- [7-2] 小川徹他,「被覆粒子燃料のガススイープキャプセル照射試験(II)(75F4A,75F5A キャプ セルによる照射)」, JAERI-M 87-020,(1987), 79p.
- [7-3] 沢和宏他,「高温工学試験研究炉(HTTR)初装荷燃料の先行高燃焼度照射試験(共同研究)」, JAERI-Research 2002-012, (2002), 39p.
- [8-1] Y. Futamura et al., "Data Base for Tritium Solid Breeding Materials (Li<sub>2</sub>O, Li<sub>2</sub>TiO<sub>3</sub>, Li<sub>2</sub>ZrO<sub>3</sub> and Li<sub>4</sub>SiO<sub>4</sub>) of Fusion Reactor Blanket", Annual Report of Hydrogen Isotope Research Center, Toyama University, Japan, Vol.24, 2004.
- [8-2] 河村弘他,「材料試験炉における核融合炉研究の現状」,富山大学水素同位体機能研究センター研究報告,15,(1995), pp.13-31.
- [8-3] K. Tsuchiya et al., "In-situ Tritium Recovery Experiments of Blanket In-pile Mockup with Li<sub>2</sub>TiO<sub>3</sub>
   Pebble Bed in Japan", J. Nucl. Sci. Technol. Vol.38, (2001), pp. 996-1003.
- [8-4] K. Tsuchiya et al., "Low Temperature Tritium Release Experiment from Lithium Titanate Breeder Material", JAERI-Tech 2005-013, (2005), 56p.
- [8-5] K. Tsuchiya et al., "Breeding Blanket Development -Tritium Release from Breeder-", JAEA-Technology 2005-003, (2005), 73p.
- [8-6] 池島義昭他,「Li<sub>2</sub>TiO<sub>3</sub> 微小球充填体を装荷した照射試験体の JMTR 炉心からの取出方法に 関する検討」, JAERI-Tech 2005-005, (2005), 37p.
- [9-1] 清水道雄他,「照射済燃料棒への熱電対再計装技術の開発 -UO<sub>2</sub>ペレット中心孔加工技術 及び燃料棒組立技術-」, JAERI-Tech 95-037, (1995), 87p.
- [9-2] 大島邦男他,「FP ガス圧力計再計装技術の開発(II)-遠隔操作による溶接組立技術-」, JAERI-M 93-206, (1993),48p.
- [9-3] 清水道雄他,「JMTR ホットラボにおける遠隔操作による溶接技術の開発」, JAERI-Tech 2000-029, (2000),48p.
- [9-4] 柴田晃他,「IASCC 試験用キャプセルの組立のための溶接技術の開発」, JAEA-Technology 2008-029, (2008), 40p.
- [9-5] Y. Kaji et. al., "Influence of Microstructure on IASCC Growth Behavior of Neutron Irradiated Type 304 Austenitic Stainless Steels in Simulated BWR Condition," Int. J. Nucl. Energy Sci. Eng., no. 2, (2012), pp. 65-71.
- [9-6] 柴田晃他,「ホットセル内高温高圧水中 IASCC 試験装置の運転」,平成 18 年度弥生研究 会「研究炉等の運転・管理及び改良に関する研究会」,UTNL-R0459,2007.
- [9-7] S. Jitsukawa et. al., "Methods and Devices for Small Specimen Testing at the Japan Atomic Energy Research Institute", ASTM-STP 1204, (1993), pp.289-307.
- [9-8] J. Kameda, "A Kinetic Model for Ductile-Brittle Fracture Mode Transition Behavior", Acta Metall.,
   34, (1986), pp.2391-2398.
- [9-9] T. Misawa et. al., "Small Punch Tests for Evaluating Ductile-brittle Transition Behavior of Irradiated Ferritic Steels", J. Nucl. Mater., 150, (1987), pp.194-202.
- [9-10] M. Suzuki et. al., "Evaluation of Toughness Degradation by Small Punch (SP) Tests for Neutron-irradiated 2 1/4Cr-1Mo Steel", J. Nucl. Mater., 179-181, (1991), pp.441-444.
- [9-11] 近江正男他,「微小試験片試験技術の開発 遠隔操作型スモールパンチ試験装置の開発」, 日本原子力学会誌, Vol.39,(1997), pp.966-974.
- [9-12] 原子力学会 特別専門委員会編,「核融合炉ブランケット材料・安全技術」,2004年4月.
- [9-13] S. Shimakawa et al., "New Electron Beam Facility for Irradiated Plasma Facing Materials Testing in Hot Cell", J. Nucl. Mater., 233-237, (1996), pp.1582-1585.
- [9-14] 日本原子力研究所,「たゆまざる探求の軌跡-研究活動と成果 1999:9.3 高熱負荷試験で
   中性子照射した炭素繊維強化材の表面損傷を調べる」,
   http://jolisfukyu.tokai-sc.jaea.go.jp/fukyu/tayu/ACT99J/09/0903.htm, (accessed 2017.2.17).
- [9-15] 日本原子力研究所,「たゆまざる探求の軌跡-研究活動と成果 2003:11-3 ITER 第1壁を 模擬したホットセル内熱サイクル試験に成功」,
  - http://jolisfukyu.tokai-sc.jaea.go.jp/fukyu/tayu/ACT03J/Frame1103.htm, (accessed 2017.2.17).
- [9-16] M. Ando et. al., "CGR Behavior of Low Carbon Stainless Steel of Hardened Heat Affected Zone in PLR Piping Weld Jonts", Proceedings of 13th international conference on Environmental Degradation of Materials in Nuclear Power Systems, 2007.

- [10-1] NTD 技術検討会,「研究炉等(JRR-3,JRR-4 and JMTR)を用いた中性子核変換ドーピング Si 半導体(NTD-Si) 製造機能拡充の検討」, JAEA-Review 2005-006, (2006), 56p.
- [10-2] International Atomic Energy Agency: Neutron Transmutation Doping of Silicon at Research Reactors, IAEA-TECDOC-1681 (2012).
- [10-3] 細川甚作他,「JMTR を用いたシリコン半導体製造装置の概念検討」, JAEA-Technology 2008-038, (2008), 24p.
- [10-4] P. Chakrov, F. Arinkin, Sh. Gizatulin, et al., "WWR-K Research Reactor Status and Future Plans", Proceedings of the International Symposium on Materials Testing Reactors, JAEA-Conf 2008-011, (2008), pp.35-41.
- [10-5] 木村伸明他,「シリコン回転装置の設計、製作及び輸送」, JAEA-Technology 2012-012, (2012).
- [10-6] N. Takemoto, N. Romanova, N. Kimura et al., "Irradiation Test with Silicon Ingot for NTD-Si Irradiation Technology", JAEA-Technology 2015-021, (2015), 32p.
- [10-7] International Atomic Energy Agency, "Neutron Transmutation Doping of Silicon at Research Reactors", IAEA-TECDOC-1681, (2012).
- [10-8] 日本学術会議編,「提言 発電以外の原子力利用の将来のあり方について」,2014年9月26日,原子力利用の将来像についての検討委員会 原子力学の将来検討分科会.
- [10-9] 飯村光一他,「JMTR を用いた <sup>99</sup>Mo 製造設備の概念検討」, JAEA-Technology 2008-035, (2008),47p.
- [10-10] M. Tanase, T. Shiina, A. Kimura et. al., "Development of  $^{99m}$ Tc Production from  $(n,\gamma)$   $^{99}$ Mo", Proceedings of the 5th International Symposium on Material Testing Reactors (ISMTR-5), (2012), http://www.murr.missouri.edu/ismtr/papercall/index.shtml, (accessed 2017.2.17).
- [10-11] 木村明博他,「塩素フリー無機高分子系 Mo 吸着剤の開発」, JAEA-Technology 2011-012,(2011), 17p.
- [10-12] 木村明博他, 「<sup>99</sup>Mo 製造における Mo リサイクル技術の予備試験(1) Mo 吸着剤の再 利用評価—」, JAEA-Technology 2013-025, (2013), 40p.
- [10-13] 稲葉良知他,「低温照射試験用キャプセルに関する予備検討」, JAEA-Technology 2009-014, (2009), 42p.
- [10-14] Y. Inaba, K. Tsuchiya, T. Shikama et al, "Feasibility study on cryogenic irradiation facility in JMTR", Fusion Engineering and Design, 86, (2011), pp.134-140.

\_

表 1. SI 基本単位					
甘大昌	SI 基本単位				
本平里	名称	記号			
長さ	メートル	m			
質 量	キログラム	kg			
時 間	秒	s			
電 流	アンペア	Α			
熱力学温度	ケルビン	Κ			
物質量	モル	mol			
光度	カンデラ	cd			

表 2. 基本単位を用いて表されるSI組立単	位の例				
AI 立 是 SI 組 立 単位	SI 組立単位				
名称	記号				
面 積 平方メートル	m <sup>2</sup>				
体 積 立方メートル	m <sup>3</sup>				
速 さ , 速 度 メートル毎秒	m/s				
加 速 度メートル毎秒毎秒	$m/s^2$				
波 数 毎メートル	m <sup>-1</sup>				
密度,質量密度キログラム毎立方メートル	kg/m <sup>3</sup>				
面 積 密 度 キログラム毎平方メートル	kg/m <sup>2</sup>				
比体積 立方メートル毎キログラム	m <sup>3</sup> /kg				
電 流 密 度 アンペア毎平方メートル	A/m <sup>2</sup>				
磁 界 の 強 さ アンペア毎メートル	A/m				
量 濃 度 <sup>(a)</sup> , 濃 度 モル毎立方メートル	mol/m <sup>8</sup>				
質量濃度 キログラム毎立方メートル	kg/m <sup>3</sup>				
輝 度 カンデラ毎平方メートル	cd/m <sup>2</sup>				
屈 折 率 <sup>(b)</sup> (数字の) 1	1				
比 透 磁 率 (b) (数字の) 1	1				
(a) 量濃度(amount concentration)は臨床化学の分野では物質濃度					

(substance concentration)ともよばれる。
 (b) これらは無次元量あるいは次元1をもつ量であるが、そのことを表す単位記号である数字の1は通常は表記しない。

## 表3. 固有の名称と記号で表されるSI組立単位

			SI 租立单位	
組立量	名称	記号	他のSI単位による 表し方	SI基本単位による 表し方
平 面 角	ラジアン <sup>(b)</sup>	rad	1 <sup>(b)</sup>	m/m
立体鱼	ステラジアン <sup>(b)</sup>	$sr^{(c)}$	1 (b)	$m^2/m^2$
周 波 数	ヘルツ <sup>(d)</sup>	Hz	-	s <sup>-1</sup>
力	ニュートン	Ν		m kg s <sup>-2</sup>
E 力 , 応 力	パスカル	Pa	N/m <sup>2</sup>	$m^{-1} kg s^{-2}$
エネルギー,仕事,熱量	ジュール	J	N m	$m^2 kg s^2$
仕 事 率 , 工 率 , 放 射 束	ワット	W	J/s	m <sup>2</sup> kg s <sup>-3</sup>
電 荷 , 電 気 量	クーロン	С		s A
電位差(電圧),起電力	ボルト	V	W/A	$m^2 kg s^{\cdot 3} A^{\cdot 1}$
静電容量	ファラド	F	C/V	$m^{-2} kg^{-1} s^4 A^2$
電気抵抗	オーム	Ω	V/A	$m^2 kg s^{-3} A^{-2}$
コンダクタンス	ジーメンス	s	A/V	$m^{2} kg^{1} s^{3} A^{2}$
磁東	ウエーバ	Wb	Vs	$m^2 kg s^2 A^{-1}$
磁束密度	テスラ	Т	Wb/m <sup>2</sup>	$kg s^{-2} A^{-1}$
インダクタンス	ヘンリー	Н	Wb/A	$m^2 kg s^2 A^2$
セルシウス温度	セルシウス度 <sup>(e)</sup>	°C		K
光東	ルーメン	lm	cd sr <sup>(c)</sup>	cd
照度	ルクス	lx	lm/m <sup>2</sup>	m <sup>-2</sup> cd
放射性核種の放射能 <sup>(f)</sup>	ベクレル <sup>(d)</sup>	Bq		s <sup>-1</sup>
吸収線量, 比エネルギー分与, カーマ	グレイ	Gy	J/kg	$m^2 s^2$
線量当量,周辺線量当量, 方向性線量当量,個人線量当量	シーベルト <sup>(g)</sup>	Sv	J/kg	$m^2 s^{-2}$
酸素活性	カタール	kat		s <sup>-1</sup> mol

酸素活性(1) ダール kat [s<sup>1</sup> mol]
 (w)SH接頭語は固有の名称と記号を持つ組立単位と組み合わせても使用できる。しかし接頭語を付した単位はもはや コヒーレントではない。
 (h)ラジアンとステラジアンは数字の1に対する単位の特別な名称で、量についての情報をつたえるために使われる。 実際には、使用する時には記号rad及びsrが用いられるが、習慣として組立単位としての記号である数字の1は明 示されない。
 (a)測光学ではステラジアンという名称と記号srを単位の表し方の中に、そのまま維持している。
 (d)へルツは周期現象についてのみ、ペラレルは放射性核種の統計的過程についてのみ使用される。 セルシウス度はケルビンの特別な名称で、セルシウス温度を表すために使用される。それシウス度とケルビンの
 (a)やレシウス度はケルビンの特別な名称で、温度器や温度開隔を表す整備はとおらの単位で表しても同じである。
 (b)放射性核種の放射能(activity referred to a radionuclide) は、しばしば誤った用語で"radioactivity"と記される。
 (g)単位シーベルト(PV,2002,70,205) についてはCIPM物告2(CI-2002)を参照。

### 表4.単位の中に固有の名称と記号を含むSI組立単位の例

	S	[ 組立単位	
組立量	名称	記号	SI 基本単位による 表し方
粘度	パスカル秒	Pa s	m <sup>-1</sup> kg s <sup>-1</sup>
カのモーメント	ニュートンメートル	N m	m <sup>2</sup> kg s <sup>-2</sup>
表 面 張 九	リニュートン毎メートル	N/m	kg s <sup>-2</sup>
角 速 度	ラジアン毎秒	rad/s	m m <sup>-1</sup> s <sup>-1</sup> =s <sup>-1</sup>
角 加 速 度	ラジアン毎秒毎秒	$rad/s^2$	$m m^{-1} s^{-2} = s^{-2}$
熱流密度,放射照度	ワット毎平方メートル	$W/m^2$	kg s <sup>-3</sup>
熱容量、エントロピー	ジュール毎ケルビン	J/K	$m^2 kg s^{2} K^{1}$
比熱容量, 比エントロピー	ジュール毎キログラム毎ケルビン	J/(kg K)	$m^{2} s^{2} K^{1}$
比エネルギー	ジュール毎キログラム	J/kg	$m^2 s^2$
熱伝導率	「ワット毎メートル毎ケルビン	W/(m K)	m kg s <sup>-3</sup> K <sup>-1</sup>
体積エネルギー	ジュール毎立方メートル	J/m <sup>3</sup>	m <sup>-1</sup> kg s <sup>-2</sup>
電界の強さ	ボルト毎メートル	V/m	m kg s <sup>-3</sup> A <sup>-1</sup>
電 荷 密 度	クーロン毎立方メートル	C/m <sup>3</sup>	m <sup>-3</sup> s A
表面電荷	「クーロン毎平方メートル	C/m <sup>2</sup>	m <sup>-2</sup> s A
電東密度, 電気変位	クーロン毎平方メートル	C/m <sup>2</sup>	m <sup>2</sup> s A
誘 電 卒	コアラド毎メートル	F/m	$m^{-3} kg^{-1} s^4 A^2$
透 磁 率	ペンリー毎メートル	H/m	m kg s <sup>-2</sup> A <sup>-2</sup>
モルエネルギー	ジュール毎モル	J/mol	$m^2 kg s^2 mol^1$
モルエントロピー, モル熱容量	ジュール毎モル毎ケルビン	J/(mol K)	$m^2 kg s^{-2} K^{-1} mol^{-1}$
照射線量(X線及びγ線)	クーロン毎キログラム	C/kg	kg <sup>-1</sup> s A
吸収線量率	ダレイ毎秒	Gy/s	$m^{2} s^{3}$
放 射 強 度	ワット毎ステラジアン	W/sr	$m^4 m^{-2} kg s^{-3} = m^2 kg s^{-3}$
放射輝度	ワット毎平方メートル毎ステラジアン	$W/(m^2 sr)$	m <sup>2</sup> m <sup>-2</sup> kg s <sup>-3</sup> =kg s <sup>-3</sup>
酵素活性濃度	カタール毎立方メートル	kat/m <sup>3</sup>	$m^{-3} s^{-1} mol$

表 5. SI 接頭語							
乗数	名称	記号	乗数	名称	記号		
$10^{24}$	<b>э</b> 9	Y	10 <sup>-1</sup>	デシ	d		
$10^{21}$	ゼタ	Z	$10^{-2}$	センチ	с		
$10^{18}$	エクサ	E	$10^{-3}$	ミリ	m		
$10^{15}$	ペタ	Р	$10^{-6}$	マイクロ	μ		
$10^{12}$	テラ	Т	$10^{-9}$	ナノ	n		
$10^{9}$	ギガ	G	$10^{-12}$	ピコ	р		
$10^{6}$	メガ	М	$10^{-15}$	フェムト	f		
$10^3$	+ 1	k	$10^{-18}$	アト	а		
$10^{2}$	ヘクト	h	$10^{-21}$	ゼプト	z		
$10^{1}$	デカ	da	$10^{-24}$	ヨクト	v		

表6.SIに属さないが、SIと併用される単位				
名称	記号	SI 単位による値		
分	min	1 min=60 s		
時	h	1 h =60 min=3600 s		
日	d	1 d=24 h=86 400 s		
度	۰	1°=(π/180) rad		
分	,	1'=(1/60)°=(π/10 800) rad		
秒	"	1"=(1/60)'=(π/648 000) rad		
ヘクタール	ha	1 ha=1 hm <sup>2</sup> =10 <sup>4</sup> m <sup>2</sup>		
リットル	L, 1	1 L=1 l=1 dm <sup>3</sup> =10 <sup>3</sup> cm <sup>3</sup> =10 <sup>-3</sup> m <sup>3</sup>		
トン	t	$1 t=10^3 kg$		

# 表7. SIに属さないが、SIと併用される単位で、SI単位で

表される数値が実験的に得られるもの					
名称			記号	SI 単位で表される数値	
電子	ボル	ŀ	eV	1 eV=1.602 176 53(14)×10 <sup>-19</sup> J	
ダル	- F	$\sim$	Da	1 Da=1.660 538 86(28)×10 <sup>-27</sup> kg	
統一原	子質量単	単位	u	1 u=1 Da	
天 文	単	位	ua	1 ua=1.495 978 706 91(6)×10 <sup>11</sup> m	

## 表8. SIに属さないが、SIと併用されるその他の単位

名称	記号	SI 単位で表される数値
バール	bar	1 bar=0.1MPa=100 kPa=10 <sup>5</sup> Pa
水銀柱ミリメートル	mmHg	1 mmHg≈133.322Pa
オングストローム	Å	1 Å=0.1nm=100pm=10 <sup>-10</sup> m
海 里	Μ	1 M=1852m
バーン	b	$1 \text{ b}=100 \text{ fm}^2=(10^{-12} \text{ cm})^2=10^{-28} \text{m}^2$
ノット	kn	1 kn=(1852/3600)m/s
ネーパ	Np	SI単位しの粉結的な朋友け
ベル	В	対数量の定義に依存。
デシベル	dB -	

#### 表9. 固有の名称をもつCGS組立単位

名称	記号	SI 単位で表される数値		
エルグ	erg	1 erg=10 <sup>-7</sup> J		
ダイン	dyn	1 dyn=10 <sup>-5</sup> N		
ポアズ	Р	1 P=1 dyn s cm <sup>-2</sup> =0.1Pa s		
ストークス	St	$1 \text{ St} = 1 \text{ cm}^2 \text{ s}^{\cdot 1} = 10^{\cdot 4} \text{ m}^2 \text{ s}^{\cdot 1}$		
スチルブ	$^{\mathrm{sb}}$	$1 \text{ sb} = 1 \text{ cd cm}^{-2} = 10^4 \text{ cd m}^{-2}$		
フォト	ph	1 ph=1cd sr cm <sup>-2</sup> =10 <sup>4</sup> lx		
ガ ル	Gal	1 Gal =1cm s <sup>-2</sup> =10 <sup>-2</sup> ms <sup>-2</sup>		
マクスウエル	Mx	$1 \text{ Mx} = 1 \text{G cm}^2 = 10^{-8} \text{Wb}$		
ガウス	G	1 G =1Mx cm <sup>-2</sup> =10 <sup>-4</sup> T		
エルステッド <sup>(a)</sup>	Oe	1 Oe ≙ (10 <sup>3</sup> /4 π)A m <sup>-1</sup>		
(a) 3元系のCGS単位系とSIでは直接比較できないため、等号「 ▲ 」				

は対応関係を示すものである。

			表	10.	SIに 尾	<b>属さないその他の単位の例</b>
	-	名利	5		記号	SI 単位で表される数値
キ	ユ		IJ	ſ	Ci	1 Ci=3.7×10 <sup>10</sup> Bq
$\scriptstyle  u$	$\sim$	ŀ	ゲ	$\sim$	R	$1 \text{ R} = 2.58 \times 10^{-4} \text{C/kg}$
ラ				K	rad	1 rad=1cGy=10 <sup>-2</sup> Gy
$\scriptstyle  u$				Д	rem	1 rem=1 cSv=10 <sup>-2</sup> Sv
ガ		$\boldsymbol{\mathcal{V}}$		7	γ	$1 \gamma = 1 \text{ nT} = 10^{-9} \text{T}$
フ	T.		N	"		1フェルミ=1 fm=10 <sup>-15</sup> m
メー	ートル	采	カラゞ	ット		1 メートル系カラット= 0.2 g = 2×10 <sup>-4</sup> kg
ŀ				ル	Torr	1 Torr = (101 325/760) Pa
標	準	大	気	圧	atm	1 atm = 101 325 Pa
+1	ы		11	_		1 cal=4.1858J(「15℃」カロリー), 4.1868J
15	Ц		9		cal	(「IT」カロリー), 4.184J(「熱化学」カロリー)
3	ク			~	u	$1 \mu = 1 \mu m = 10^{-6} m$