

JAERI-Review
2000-010



JP0050735



燃料安全研究1999

2000年7月

(編) 上塚 寛

日本原子力研究所
Japan Atomic Energy Research Institute

本レポートは、日本原子力研究所が不定期に公刊している研究報告書です。
入手の問い合わせは、日本原子力研究所研究情報部研究情報課（〒319-1195 茨城県那珂郡東海村）あて、
お申し越してください。なお、このほかに財団法人原子力弘済会資料センター（〒319-1195 茨城県那珂郡
東海村日本原子力研究所内）で複写による実費頒布をおこなっております。

This report is issued irregularly.

Inquiries about availability of the reports should be addressed to Research Information Division,
Department of Intellectual Resources, Japan Atomic Energy Research Institute, Tokai-mura, Naka-
gun, Ibarakiken 319-1195, Japan.

燃料安全研究 1999

日本原子力研究所東海研究所安全性試験研究センター原子炉安全工学部

(編) 上塚 寛

(2000年6月1日受理)

1999年4月に、安全性試験研究センター内組織の再編が行われ、反応度安全研究室、燃料挙動安全研究室の2研究室に炉心損傷安全研究室の一部を加えて、「燃料安全研究室」が新設された。これにより原研における全ての燃料安全研究を一研究室で担当することとなった。燃料安全研究室では、原研が有する原子炉施設、すなわち NSRR(Nuclear Safety Research Reactor)、JMTR(Japan Material Testing Reactor)及び JRR-3(Japan Research Reactor 3)と照射後試験施設などを利用した多くの実験・解析研究を行っており、研究対象分野に対応した研究体制として下記の5グループを設けている。

- (a) 反応度事故時挙動研究グループ(RIA グループ)
- (b) 冷却材喪失事故時挙動研究グループ(LOCA グループ)
- (c) 通常運転時挙動研究グループ(JMTR/BOCA グループ)
- (d) 燃料挙動解析研究グループ(FEMAXI グループ)
- (e) 照射済燃料からの FP 放出・移行挙動研究グループ(VEGA グループ)

本報告書は、燃料安全研究室が1999年に実施した研究の概要と主な成果をまとめたものである。

Fuel Safety Research 1999

(Ed.) Hiroshi UETSUKA

Department of Reactor Safety Research
Nuclear Safety Research Center
Tokai Research Establishment
Japan Atomic Energy Research Institute
Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken

(Received June 1, 2000)

In April 1999, the Fuel Safety Research Laboratory was newly established as a result of reorganization of the Nuclear Safety Research Center, JAERI. The laboratory was organized by combining three laboratories, the Reactivity Accident Laboratory, the Fuel Reliability Laboratory, and a part of the Sever Accident Research Laboratory. Consequently, the Fuel Safety Research Laboratory is now in charge of all the fuel safety research in JAERI. Various types of experimental and analytical researches are conducted in the laboratory by using the unique facilities such as the Nuclear Safety Research Reactor (NSRR), the Japan Material Testing Reactor (JMTR), the Japan Research Reactor 3 (JRR-3) and hot cells in JAERI. The laboratory consists of five research groups corresponding to each research fields. They are;

- (a) Research group of fuel behavior under the reactivity initiated accident conditions (RIA group)
- (b) Research group of fuel behavior under the loss-of-coolant accident conditions (LOCA group)
- (c) Research group of fuel behavior under the normal operation conditions (JMTR/BOCA group)
- (d) Research group of fuel behavior analysis (FEMAXI group)
- (e) Research group of FP release/transport behavior from irradiated fuel (VEGA group)

This report summarizes the outline of research activities and major outcomes of the research executed in 1999 in the Fuel Safety Research Laboratory.

Keywords : Fuel, Safety, NSRR, RIA, LOCA, JMTR, BOCA, FEMAXI, VEGA, FP-release

目次

1. はじめに	1
2. 反応度事故時挙動研究	4
2.1 研究の概要	4
2.2 高燃焼度 PWR 燃料棒の NSRR 照射試験	4
2.3 高燃焼度 BWR 燃料棒の NSRR 照射試験	6
2.4 照射済 MOX 燃料棒の NSRR 照射試験	9
2.5 ROX 燃料の NSRR 照射試験	12
2.6 TRIGA 燃料の NSRR 照射試験	13
2.7 高速加圧バースト試験	16
2.8 高温高圧カプセルの開発	18
2.9 非接触式変位計の開発	19
2.10 機械的エネルギーの検討と粒子燃料実験	24
2.11 燃料挙動可視化装置の開発	26
2.12 改良リング引張試験法の開発	27
2.13 NSR-FEM の開発	30
2.14 国際協力	32
参考文献	32
3. 冷却材喪失事故時挙動研究	33
3.1 研究の概要	33
3.2 LOCA 実験	34
3.3 照射済試料実験の準備	40
3.4 国際協力	44
参考文献	44
4. 通常運転時挙動研究	45
4.1 研究の概要	45
4.2 JMTR を用いた照射研究	45
4.3 高燃焼度燃料の熱拡散率	47
4.4 共同研究	48
4.5 国際協力	50
5. 燃料解析コードFEMAXIの開発研究	51
5.1 研究の概要	51
5.2 FEMAXI-V の開発と検証	51
5.3 新モデルの開発	55
6. 照射済燃料からのFP放出・移行挙動研究	58
6.1 今年度の研究の概要	58
6.2 VEGA 実験装置の完成	58

6. 3	VEGA-1 実験	63
6. 4	トリア管の開発	67
6. 5	解析研究	69
6. 6	国際協力	69
	参考文献	70
7.	研究成果一覧	71
付録1	各研究分野の概要の英訳	74
付録2	研究成果概要	79
付録3	第23回NSRRテクニカル・レビュー会議発表論文一覧	102
付録4	NSRRの概要	104

Contents

1.	Introduction	1
2.	Research of Fuel Behavior Under the Reactivity Initiated Accident (RIA) Conditions	4
2.1	Outline	4
2.2	Pulse Irradiation Experiments of the High Burn-up PWR Fuel Rods in the NSRR	4
2.3	Pulse Irradiation Experiments of the High Burn-up BWR Fuel Rods in the NSRR	6
2.4	Pulse Irradiation Experiments of the Irradiated Mixed-oxide Fuel Rods in the NSRR	9
2.5	Pulse Irradiation Experiments of the Rock-like Oxide Fuel Rods in the NSRR	12
2.6	Pulse Irradiation Experiments of the TRIGA Type Fuel Rods in the NSRR	13
2.7	High Speed Pressurized Burst Test	16
2.8	Development of the High Temperature/High Pressure Test Capsule	18
2.9	Development of the Uncontact Type Displacement Sensor	19
2.10	Investigation of Mechanical Energy Evolution and Particle Fuel Experiments	24
2.11	Development of the Observation Device of Fuel Behavior	26
2.12	Development of the Improved Ring Tensile Test Method	27
2.13	Development of the NSR-FEM Code	30
2.14	International Cooperation	32
	References	32
3.	Research of Fuel Behavior Under Loss-of-coolant Accident (LOCA) Condition	33
3.1	Outline	33
3.2	LOCA Experiments	34
3.3	Preparation of the Irradiated Fuel Cladding Experiments	40
3.4	International Cooperation	44
	References	44
4.	Research of Fuel Behavior Under Normal Operation Conditions	45
4.1	Outline	45
4.2	JMTR Irradiation Research of Refabricated Fuel Rod from Power Reactors	45
4.3	Thermal Diffusivity of the High Burn-up Fuel	47
4.4	Joint Research	48
4.5	International Cooperation	50
5.	Development of Fuel Behavior Analysis Code FEMAXI	51
5.1	Outline	51
5.2	Development and Verification of FEMAXI-V	51
5.3	Development of New Models	55
6.	Research Group of FP Release/Transport Behavior from Irradiated Fuel	58
6.1	Outline	58
6.2	Completion of the VEGA Apparatus	58

6.3	VEGA -1 Experiment	63
6.4	Development of ThO ₂ Tube	67
6.5	Analytical Research	69
6.6	International Cooperation	69
	References	70
7.	List of Publications	71
Appendix 1	English Translation of the Outline of Each Research Activity	74
Appendix 2	Abstracts of Publications	79
Appendix 3	List of Presentations in the 23 rd NSRR Technical Review Meeting	102
Appendix 4	Outline of the NSRR	104

1. はじめに

1999年4月に、安全性試験研究センター内組織の再編が行われ、反応度安全研究室、燃料挙動安全研究室の2研究室に炉心損傷安全研究室の一部を加えて、「燃料安全研究室」が新設された。これにより原研における全ての燃料安全研究を一研究室で担当することとなった。本報告書は、燃料安全研究室が1999年に実施した研究の概要と主な成果をまとめたものである。

貴重な化石燃料資源の節約の視点のみならず、地球温暖化を抑制する観点からも、原子力、特に核分裂エネルギー利用の重要性は長期的に不動の位置を占めるものと考えられる。しかしながら、規制緩和の流れの中で電力業界は、発電コストの大幅削減を強く要請されており、原子力発電についても徹底した低コスト化が必要とされている。このための手段としては、燃料の高度化、とりわけ高燃焼度化が有効である。高燃焼度化は、燃料製作体数の削減と使用済燃料の低減により、貯蔵費及び再処理費用等の削減に繋がる。

現在、BWR燃料の取出し燃焼度制限(集合体平均)として55GWd/tが認可されており、PWR燃料でも、近く55GWd/tへの燃焼度延伸が申請されると見込まれている。このような軽水炉燃料の高燃焼度化の動きは、55GWd/tを超えたものへと更に進展していくことが確実視されている。

一方、軽水炉におけるプルトニウムの有効利用、すなわちプルサーマル計画は、核物質不拡散に対する国際的関心及びウラン資源の有効利用の観点から国策として進められようとしているものであり、ATR実証炉建設の中止及び本命視されていた高速増殖炉(FBR)開発の遅れからその重要性は更に増している。

燃料の高燃焼度化とプルサーマルの本格化に際しては、燃料の健全性と安全性を十分に検討・確認する必要があるが、現状ではこのための知見は必ずしも十分ではない。例えば、プルサーマル計画に対しては、これに早期に着手する必要性から、装荷量及び燃焼度に対して強い制限を設けることを条件として、原子力安全委員会は一応安全性の問題は無いとの結論を下している。しかしながら、特に、燃焼の進んだ混合酸化物(MOX)燃料の事故時の挙動に関する知見に関しては、フランスCABRI炉で得られた少数の実験結果と最近NSRRにおいて実施している低燃焼度ATR-MOX燃料を対象とする実験から得られつつあるものを除き、具体的なものが無い。また、高燃焼度燃料の冷却材喪失事故(LOCA)時の挙動に関する知見の不足も強く指摘されている。

このような状況に対応して、原子力安全委員会は、燃料安全研究を含む様々な研究計画を、原子炉施設等安全研究年次計画として策定しており、原研もこれに沿った研究を展開している。現行年次計画(平成8年-12年度)における研究課題のうち水炉の燃料と直接関連した課題は下記の5課題である。

- a. 高燃焼度燃料の健全性及び安全性に関する研究
- b. 運転時の異常な過渡変化時における燃料の健全性に関する研究
- c. 反応度事故条件下における照射済燃料の破損挙動に関する研究
- d. 軽水炉用混合酸化物(MOX)燃料の健全性及び安全性に関する研究
- e. 水冷却型研究炉燃料の破損挙動に関する研究

また、この他に燃料研究を含む課題として、

- f. シビアアクシデントの影響評価に関する研究

がある。

上記の6課題に対応して燃料安全研究室では、原研が有する原子炉施設、すなわちNSRR、JMTR及びJRR-3と照射後試験施設などを利用した多くの実験・解析研究を行っており、研究対象分野に対応した研究体制として下記の5グループを設けている。

- ・反応度事故時挙動研究グループ (RIAグループ)
- ・冷却材喪失事故時挙動研究グループ (LOCAグループ)
- ・通常運転時挙動研究グループ (JMTR/BOCAグループ)
- ・燃料挙動解析研究グループ (FEMAXIグループ)
- ・照射済燃料からのFP放出・移行挙動研究グループ (VEGAグループ)

1999年における各研究分野の研究進捗状況の概略を以下にまとめる。

1.1 反応度事故時挙動研究

BWR燃料については、これまでにNSRR実験に供した燃料の中で最も高い56 MWd/kgUの燃焼度を有するステップII燃料を対象としたFK-4,5実験を実施した。また、MOX燃料については、新型転換炉「ふげん」において20 MWd/kgHMまで照射されたATR/MOX燃料を用いた5回目のパルス照射実験として、ATR-5実験を実施した。さらに、高燃焼度PWR燃料実験を通じて観察された主要な現象、特に燃料棒のPCMI破損機構を明らかにするための研究を行った。この中では、燃料棒の過渡変形量を測定するための渦電流検出方式による非接触式歪センサーの開発、高燃焼度被覆管を模擬した水素吸収管を用いたバースト試験・改良リング引張試験、被覆管破損後に生ずる機械的エネルギーの解明のためのパルス照射実験を行った。また、研究炉燃料を対象とした実験として、TRIGA(ウラン水素化ジルコニウム)燃料実験を開始した。さらに、NSRR実験のポテンシャルを大きく向上させるための実験用カプセル開発として、照射済燃料実験用高温高压カプセル及び可視カプセルの開発を進め、試作カプセルによる性能試験などを行った。実験的研究に加えて、解析的研究としてNSR-FEMコードの開発に再着手した。

1.2 冷却材喪失事故時挙動研究

高燃焼度燃料のLOCA時挙動に関連した試験計画に着手した。本試験計画では、LOCA時燃料挙動に直接関連した試験として、(a)予備酸化と予備水素吸収が被覆管酸化に及ぼす影響を個別に調べる酸化試験、(b)被覆管破裂試験、(c)LOCA時に起こる一連の現象(破裂、酸化、再冠水による急冷)を再現し燃料棒の耐破損特性を調べる急冷破断試験を実施する。1999年には、主に、水素添加をした非照射被覆管試料を用いて酸化試験と急冷破断試験を実施し、水素吸収が酸化速度や急冷時の耐破損特性に及ぼす影響を明らかにした。

1.3 通常運転時挙動研究

JMTR/BOCAによる大飯2号炉照射 UO_2 燃料の再照射試験を実施した。また、高燃焼度実験燃料を得るための、大飯1号燃料の追加照射を継続し、最高燃焼度約63GWd/tを達成した。高燃焼度燃料の照射後試験では、大飯2号炉で照射されたガドリニア添加燃料の熱拡散率の測定を行い、室温から1800Kにわたるデータの得た。共同研究としては、JRR-3を用いた三菱重工(株)との「高燃焼用PWR燃料の照射特性に関する研究」と、ハルデン炉を用いた国内諸機関との7件のハルデン共同研究を実施した。また、第11期ハルデン原子炉計画(1997年1月-1999年12月)に引き続き加盟し、高燃焼度燃料の熱特性の劣化、被覆管の腐食挙動・クリープ特

性等に関する情報を得た。

1.4 燃料挙動解析研究

前年までに開発したFEMAXI-IV(ver.2)を始めとするFEMAXIの各バージョンを統合してFEMAXI-Vを開発し、ハルデン照射データによる検証を行った。また、FEMAXI-Vに関する詳細ドキュメントを整備し、ソースコードを公開した。さらに、FEMAXI-Vの新たなサブコード及びモデルとして、燃焼計算サブコードPLUTON、BNRクリープ計算新モデル、ペレット組織変化とFGRの新モデルFIGAROの開発を行った。

1.5 照射済燃料からのFP放出・移行挙動研究

照射済燃料からのFP放出実験のための試験装置VEGAは、1999年2月に完成した。その後、遠隔操作技術の習熟を目的とした作業や加熱炉の昇温試験を実施し、7月初旬に装置の基本性能を確認するための、非放射性CsI粉末を用いた予備試験を実施した。9月9日に第1回目のVEGA-1を行い、予定最高温度2500°Cに到達し成功裡に終了した。その後、VEGA-1実験装置の解体作業を行った。また、2200°Cを超える高温の酸化性雰囲気条件下の実験で用いる二酸化トリウム(トリア:ThO₂)製構造物製作のための技術開発を進めた。さらに、実験研究と並行して、VICTORIA2.0コードを用いたVEGA-1実験後解析及びVEGA-2実験前解析を進めた。

上述のように、燃料安全研究室における実験・解析研究は、概ね順調に進捗した。以下に各研究分野における研究内容と得られた主な成果を述べる。

2. 反応度事故時挙動研究

2.1 研究の概要

反応度事故条件下における燃料挙動を明らかにするため、NSRR におけるパルス照射実験を中心に研究を進めているが、近年は、高燃焼度化、プルスーマル利用などを主眼とした軽水炉燃料の高度化に対応するための、高燃焼度燃料及び MOX 燃料に対する研究が主なものとなっている。

軽水炉燃料の取出燃焼度制限(集合体平均値)が 55 GWd/t へ延伸されるにあたっては、原子力安全委員会において、高燃焼度燃料の反応度事故(RIA)に関する安全評価指針の適用性に関する議論がなされ、NSRR 照射済燃料実験の成果を基礎とする新しい安全評価の考え方が示された。燃料ペレット/被覆管機械的相互作用(PCMI)による低い燃料エンタルピレベルでの被覆管破損、燃料ペレットからの大量の FP ガス放出、被覆管破損後の燃料の微粒子化及び機械的エネルギーの発生など、高燃焼度化に伴う主要な問題を示してきた高燃焼度 PWR 燃料実験は前年までに一段落しており、1999 年には新たな高燃焼度 PWR 燃料実験の実施は無く、前年に実施した TK-7 実験の照射後試験及び評価を進めるのみとなっている。その一方で、BWR 燃料については、これまでに NSRR 実験に供した燃料の中で最も高い燃焼度(56 MWd/kgU)を有するステップ II 燃料を対象とした FK-4, 5 実験を実施した。また、MOX 燃料については、国内で唯一入手可能な照射済 MOX 燃料である、新型転換炉(ATR)「ふげん」において 20 MWd/kgHM まで照射された ATR/MOX 燃料を用いたパルス照射実験 ATR-5 を実施した。さらに、高燃焼度 PWR 燃料実験を通じて観察された主要な現象については、その機構を明らかにすべく、未照射燃料を用いたパルス照射実験などの個別効果試験の実施や新型計装機器の開発に大きな力を注いでいる。高燃焼度燃料の PCMI 破損については、被覆管が PCMI によって負荷を受けるタイミングと DNB(departure from nucleate boiling)に伴う温度上昇をむかえるタイミングとの前後関係が燃料破損の発生に大きく影響しているものと考えられる。さらに、被覆管の変形がどれだけ早い時点で生じているかは、燃料ペレットの膨れに対する FP ガスの寄与を明らかにする上でも重要である。このように、高燃焼度燃料の PCMI 破損については、被覆管の過渡変形量を知ることがポイントとなっているが、これに対しては、渦電流検出方式による非接触式歪センサーの開発によりその解明を目指しており、照射済燃料実験への適用を目的とした予備的実験を未照射燃料を用いて実施した。一方、PCMI による負荷を受ける被覆管の強度については、高燃焼度被覆管を模擬した水素吸収管を対象としてバースト試験・改良リング引張試験を行い、評価手法の確立、データベースの拡充を目指している。また、被覆管破損後に、冷却材と燃料との接触によって生ずる機械的エネルギーについては、前年に引き続き、未照射燃料粒子を用いたパルス照射実験を行っている。

NSRR 実験のポテンシャルを大きく向上させるための実験用カプセル開発については、照射済燃料実験用高温高压カプセル及び可視カプセルの開発を進め、試作カプセルによる性能試験などを行っている。

新型燃料あるいは研究炉燃料を対象とする研究としては、引き続き ROX 燃料実験を実施するとともに、TRIGA(ウラン水素化ジルコニウム)燃料実験を開始した。

実験的研究に加えて、細々ながらも解析的研究の努力は続けており、本年は、NSR-FEM コードの開発に再着手した。

2.2 高燃焼度PWR燃料棒のNSRR照射試験

TK-7実験は高燃焼度PWR燃料のパルス照射実験として、1998年11月20日に実施された。TK-7実験に使用

した試験燃料は、高浜3号機48GWd/1实用燃料照射試験において照射された初期濃縮度4.1%、17×17型PWR燃料棒の第3スパンから採取し、短尺化加工したものである。試験燃料の平均燃焼度は50 MWd/kgUであり、酸化膜厚さは15 μm程度である。投入反応度\$4.6でパルス照射実験を行った結果、試験燃料は破損した。発熱量は122 cal/g·fuel (0.51 kJ/g·fuel)、ピーク燃料エンタルピーは95 cal/g·fuel (0.40 kJ/g·fuel)、破損時発熱量は86 cal/g·fuel (0.36 kJ/g·fuel)である。

1999年度始めからホット試験施設にてパルス照射後試験を開始した。照射後試験は99年度中に完了する予定である。現在までに入手した主な試験結果をPhoto 2.2-1から2.2-3に示す。Photo 2.2-1に試験燃料の外観写真を示す。同じく高燃焼度PWR燃料実験において破損したHBO-1、HBO-5、TK-2燃料では亀裂はほぼ直線状に進展していたが、TK-7燃料ではジグザグ状に進展しているのが特徴である。Photo 2.2-2に燃料縦断面の金相写真を示す。通常、パルス照射後においてもペレット/ペレット境界は判別できるが、TK-7燃料ではペレット/ペレット境界は判別できないほどペレットはかなり細かく割れている。Photo 2.2-3に被覆管横断面の水素化物物金相写真を示す。図3からわかるように酸化膜厚さは15 μm程度と薄く、水素化物の量も少ない。しかしながら、亀裂は外周水素化物層では半径方向に、金属層では半径方向に対して約45° 傾いて進展しており、酸化膜の厚いHBO-1、HBO-5、TK-2燃料と同様の破損形態を示している。

今後は外観および金相観察結果に加えて、被覆管破面SEM観察結果、被覆管硬度測定結果、ペレットSEM/EPMA観察結果等を考察して、破損原因を明らかにする予定である。

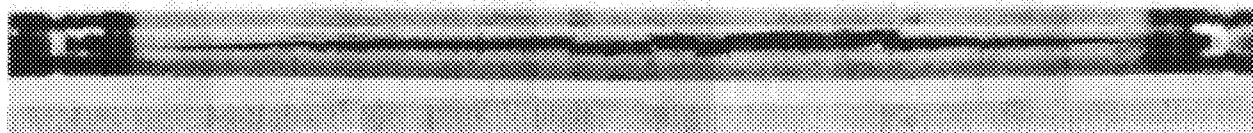


Photo 2.2-1 Appearance of the test fuel after pulse irradiation

10mm

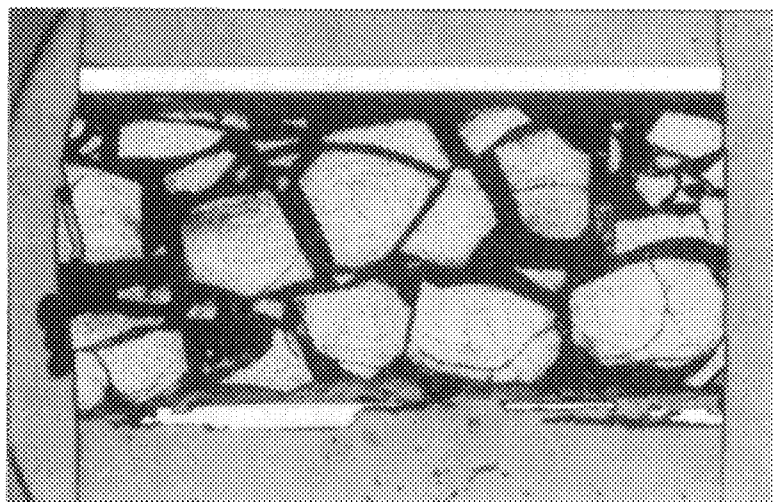


Photo 2.2-2 Metallograph of the test fuel in longitudinal section

2mm

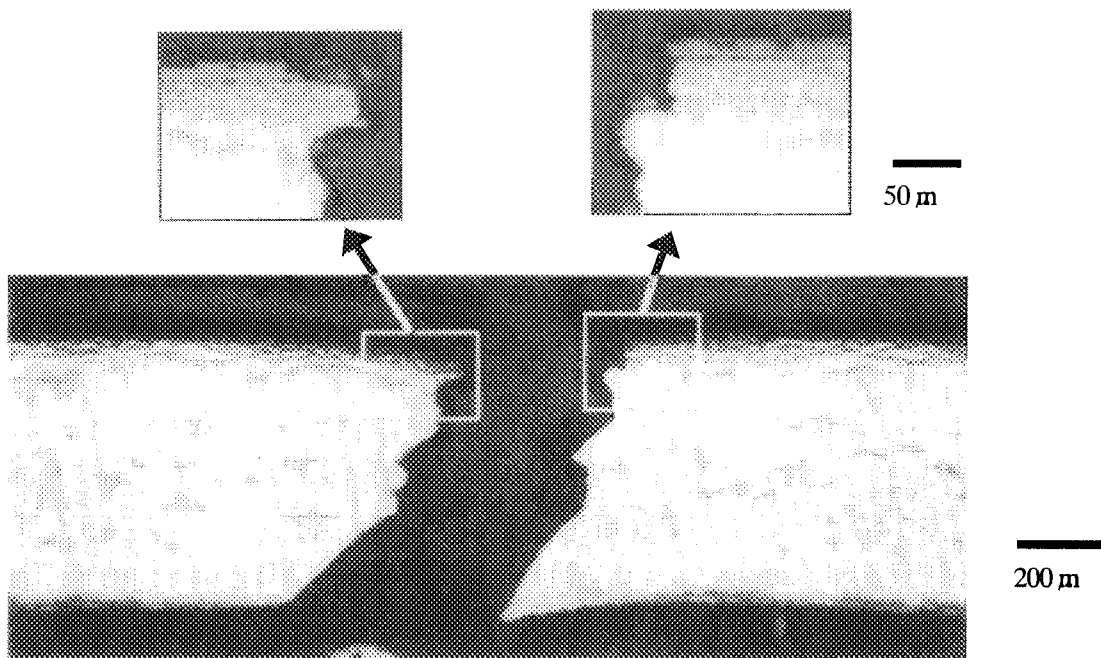


Photo 2.2-3 Microscope image of hydride in traverse section

2.3 高燃焼度 BWR 燃料棒の NSRR 照射試験

2.3.1 緒言

燃焼度 45~41GWd/tU の 8×8Zr ライナ付き BWR 燃料(Step I)を用いて平成 10 年度までに行った FK-1~3 実験(燃料エンタルピー$145\text{ cal/g}\cdot\text{fuel}$(607J/g·fuel))では、最大 1.5%の周方向残留歪みが見られたものの破損は生じなかった⁽¹⁾。これに続き、より高い燃焼度に対応した設計(Step II)の燃料を用いたパルス照射実験 FK-4, 5 を行った。過去の NSRR 実験に用いた燃料を含めて各種 BWR 燃料の設計諸元と対応する NSRR 実験を Table 2.3-1 にまとめた。Step II 燃料は Step I 燃料に比べペレット/被覆管(P/C)ギャップが小さく、ペレットの密度が高い。被覆管は同一仕様であるが、ペレット側によるこれらの違いのため、パルス照射前のベース照射中の燃料スウェリング等により、P/C ギャップは小さくなる傾向を持つ。

2.3.2 実験方法

実験に供した燃料は、福島第二発電所 2 号機で 4 サイクル照射され燃焼度 56GWd/tU に達した Step II 燃料セグメントを、スタック長約 106mm に短尺加工したものである。実験燃料棒には、燃料内圧計を備えた端栓等を新たに取り付けられた。これを、BWR の冷温起動条件を模擬した室温・大気圧水冷却条件でパルス照射実験(FK-4, 5)を実施し、パルス半値幅約 4~6ms、ピーク燃料エンタルピー 140 及び 70 cal/g·fuel(586 および 293 J/g·fuel)の条件でパルス照射した。Table 2.3-2 に実験条件と結果の概要を従来の実験結果と比較して示す。

2.3.3 実験結果と考察

FK-4 実験では推定燃料エンタルピー 140cal/g·fuel を与えた結果、Fig. 2.3-1 に示すように被覆管表面温度は最

高約630°Cに達し、燃料スタック長の0.8%に相当する被覆管の過渡伸びが観測され、約0.5%の残留歪みが生じた。この時の被覆管の伸びはペレットの伸びと同期しており、被覆管の変形はペレットの膨張に伴うものと考えられる。また、照射後試験の結果、燃料スタック上部で周方向平均 1.25%の直径の増加(パルス前直径に対して)が見られた。この変形は、ペレット内FPガスの膨張に起因するものと考えられる。本実験に用いた Step II 燃料は、PCMI 破損を生じた PWR 燃料に比べて燃焼度は高いものの、酸化及びそれに伴う水素吸収量が小さかった(水素量:PWR 燃料の最大値約 400ppm に対し約 60ppm)。このため、被覆管脆化の程度が比較的小さく PCMI 破損に至らなかったものと思われる。

FK-4 実験でのパルス照射による FP ガス放出は生成量の 15.7%に相当し、同様の条件で Step I 燃料を照射した FK-1 実験(ガス放出 8.2%)に比べて 2 倍近く大きい。燃料エンタルピが約半分の 70cal/g·fuel(293 J/g·fuel)の FK-5 実験においても、FK-1 実験を上回る 9.6%のガス放出が見られた。パルス照射時のガス放出は主に結晶粒界ガスの放出であると考えられることから、放出率の差は、発電炉で高線出力で照射され、定常照射中に 12.5%もの FP ガス放出があった Step II 燃料では、結晶粒界ガスが放出されるための経路(パス)が生成していたのに対し、低い線出力で照射され、定常照射時ガス放出も 1.5 及び 0.35%と小さかった Step I 燃料では、パスが未発達であったためと考えられる。

Table 2.3-1 Specification of various BWR fuels and the NSRR test conditions

TEST NO	TS-1~5	FK-1	FK-2	FK-3	FK-4, 5	FK-6, 7
Fuel type [Discharge BU, GWd/tU]	7x7 [21.5]	8x8BJ (step I) [33 (40)]			8x8 (step II) [39.5 (50)]	8x8 (step II) [39.5 (50)]
Irradiation Site	Tsuruga 1	Fukushima I-3			Fukushima II-2, 4cycle	Fukushima II-2, 5cycle
Cladding Dia. mm	14.3	12.3			12.3	12.3
Radial gap, μm	155	120			100	100
Fuel density, %TD	95	95			97	97
Fill gas, MPa	0.1	0.3			0.5	0.5
Local BU, GWd/tU	26	45	45	41	56	61
Ep, cal/g (J/g)	58~98 (243~410)	130 (544)	70 (293)	145 (607)	140*, 70* (586,293)	125*, 125* (523, 523)
Date	'89~'93	'96	'97	'98	Jan/Feb '99	(Feb/Mar '00)

[average, (maximum)], BU: Burnup, Ep: Peak fuel enthalpy

* Preliminary

Table 2.3-2 Summary of conditions and results of high burnup BWR tests

	TS-5	FK-1	FK-2	FK-3	FK-4	FK-5
Fuel burnup, GWd/tU	26	45		41	56	
Peak fuel enthalpy, cal/g (J/g)	98 (410)	130 (544)	70 (293)	145 (607)	140* (586*)	70* (293*)
Cladding surface temperature, °C	170	360 (600**)	-	600	627	100
Pellet stack elongation, %	(0.56)	1.4	0.78	-	3.9	0.45
Cladding axial strain, [residual] %	0.44 [0]	1.1 [0.3]	0.3 [0]	0.9 [0.2]	0.8* [0.5*]	0.36 [0.0*]
Cladding hoop strain [residual] %	- [0]	- [0.85-0.3]	- [0]	- [1.5-0.8]	- [1.25-0.8]	- [0.0]
Rod internal pressure, (initial) MPa	2.1 (1.1)	1.9 (0.3)	1.2 (0.3)	- (0.3)	3.1 (0.5)	1.9 (0.5)
Fission Gas Release, (base irradiation) %	8.3 (19.7)	8.2 (1.5)	3.1 (1.5)	4.7 (0.35)	15.7 (12.5)	9.6 (12.5)

* Preliminary

** cladding average temperature estimated from Vickers hardness

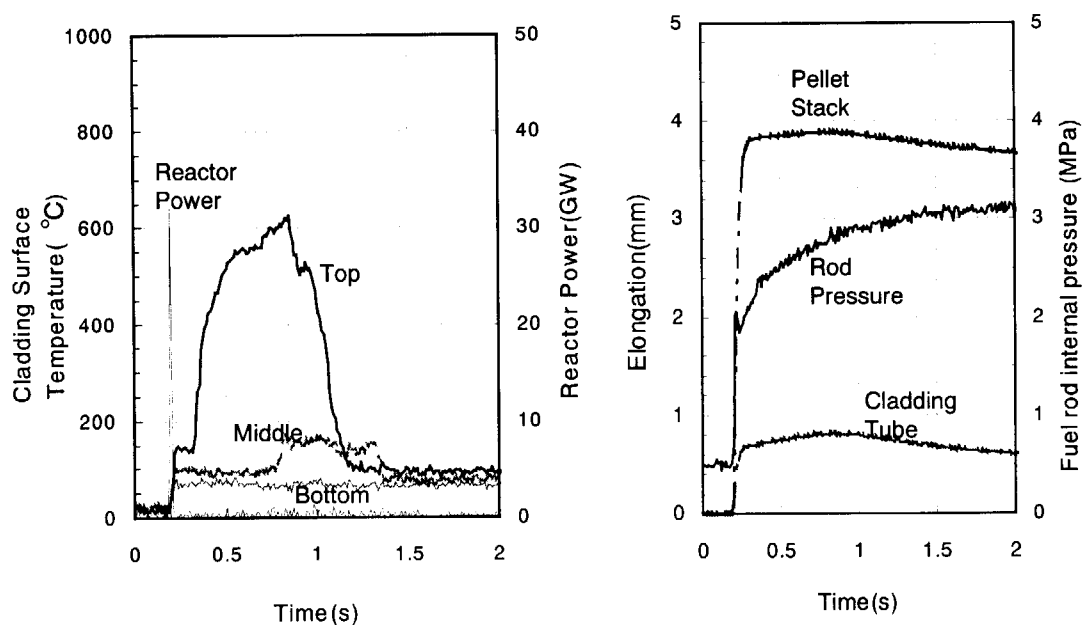


Fig. 2.3-1 Transient histories of cladding temperature, rod pressure and elongations in test FK-4.

2.4 照射済 MOX 燃料棒の NSRR 照射試験

反応度事故条件下における照射済 MOX 燃料の挙動、特に FP ガス放出や破損機構をウラン燃料と比較し把握するために、燃料燃焼約 20GWd/HM まで新型転換炉「ふげん」においてベース照射した ATR/MOX 燃料を用いたパルス照射実験を原研の NSRR において行った。試験燃料は、燃料棒下部に、燃料棒内圧測定用の圧力計、被覆管表面に温度測定用熱電対3点、燃料棒上部にはペレットスタック及び被覆管の軸方向伸びを測定するための LVDT 型伸び計が装着されている。計装された試験燃料棒はカプセルに装荷され、室温・大気圧・静水条件下で試験された。これまでに 5 回(ATR-1~ATR-5)のパルス照射実験をピーク燃料エンタルピ 335 J/g から 586 J/g の範囲で実施したが、燃料の破損は観察されなかった。パルス照射条件を Table 2.4-1 に示す。以下に本実験シリーズで得られた主な結果を示す。なお、唯一ジルコニウム・ライナー被覆管を用いた ATR-5 実験に関しては、現在照射後試験が進行中である。

Table 2.4-1 Conditions of test fuel and pulse irradiation conditions

Test ID	Fuel Burnup (GWd/t)	Rod Internal Pressure (MPa)	Inserted Reactivity (\$)	Peak Fuel Enthalpy (J/g)
ATR-1 *	20	0.3 (He)	3.2	335
ATR-2 *	20	0.3 (He)	4.0	461
ATR-3 *	20	0.3 (He)	4.5	502
ATR-4 *	20	0.3 (He)	4.6	586
ATR-5 **	20	0.3 (He)	4.6	586

* Zircaloy-2 cladding

** Zirconium lined Zircaloy-2 cladding

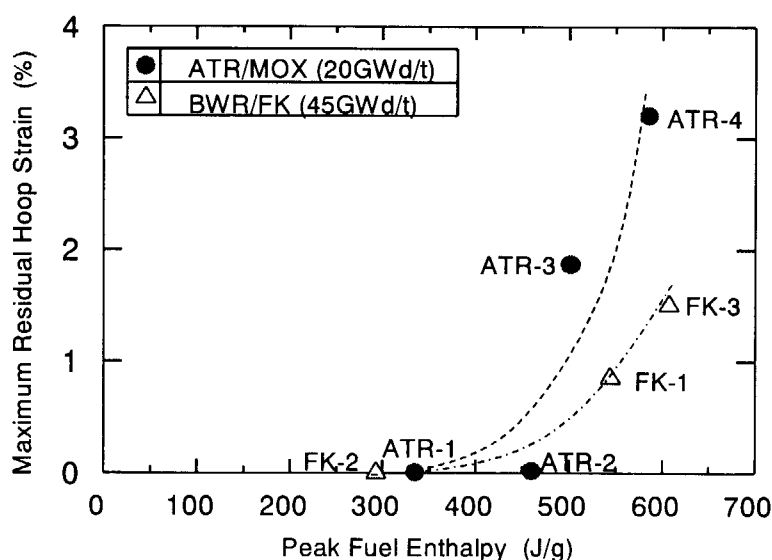


Fig.2.4-1 Maximum residual hoop strain of cladding as a function of peak fuel enthalpy.

500 J/g 以上のピーク燃料エンタルピを与えた実験では、PCMI による燃料棒の変形が生じた。Fig. 2.4-1 に本実験で測定した被覆管の周方向最大歪みをピーク燃料エンタルピを関数として示す。BWR/FK 燃料実験⁽¹⁾の結果も比較のため示す。ATR-1 及び ATR-2 実験では周方向の歪みは殆ど観測されなかったが、ATR-3 及び ATR-4 実験で観察された周方向最大歪みはそれぞれ 1.9%、3.2%でエンタルピの増加とともに急増した。また、500 J/g 以上の高エンタルピ領域では本実験の結果を BWR/FK 燃料実験の結果 0.85%~1.5%の値と比較すると大きな値となっている。

パルス後のガスパンクチャ試験により、最大約 20%の FP ガス放出が測定された。パルス照射時の FP ガス放出率(FGR)を評価した結果をエンタルピを関数として Fig.2.4-2 に示す。BWR/FK 燃料実験⁽¹⁾の結果も比較のため示す。なお、ベース照射中の FGR は、MOX 燃料で、0.2%以下、BWR/FK 燃料で 0.35~1.5%といずれの燃料も小さく、ベース照射中に生成した FP ガスのほとんどはペレット内に保持されていると考えられる。低エンタルピ条件での FGR は殆ど変わらないが、約 500~600 J/g のエンタルピ条件におけるパルス照射による FGR を比較すると、ATR 燃料の結果は、FK 燃料の 2~4 倍である。

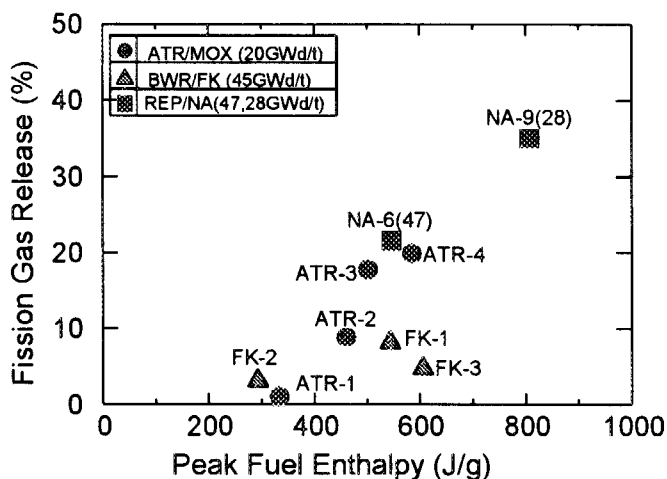


Fig. 2.4-2 Fission gas release during the pulse irradiation as a function of peak fuel enthalpy.

また、図にはフランスの CABRI で実施された燃焼度 47 GWd/tHM の REP/Na-6 と 28 GWd/tHM の REP/Na-9 の MOX 実験の結果⁽²⁾も示している。CABRI 実験では MOX 燃料のパルス照射時挙動の特徴として、高い FP ガス放出率が報告されており、Fig. 2.4-2 から明らかのように、REP/Na-6 と Na-9 のデータは ATR 実験結果の延長線上にある。今回の結果も、高エンタルピ条件において FP ガス放出率がウラン燃料より高いという結果であった。

Photo. 2.4-1 および 2 に ATR-2 と ATR-3 試験燃料棒のパルス照射後のペレットマイクロ組織を示す。写真からはペレット外周部において、UO₂ 組織部の結晶粒界分離と、数は少ないが燃料ペレット全域にわたり直径 10~40μm 程度の Pu スポットが見られる。Pu スポット位置では、FP ガスが蓄積されていたと思われる数十ミクロンの大きな空洞(ポア)が見られる。また Pu スポット部において Pu

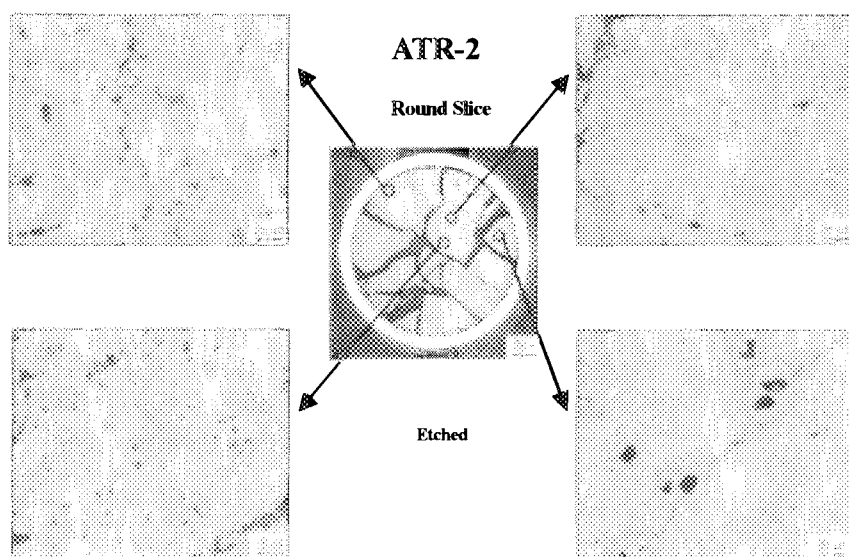


Photo 2.4-1 Fuel microstructure of the tested fuel rod (As-etched)

スポットを起点としたクラックの生成や、直径約 100 μm に膨張したポアの存在が観察される。さらに、ペレット外周部では Pu スポット周辺に、リム組織(細粒化多孔質組織)が観察されるが、この気孔内には FP ガスがたまっているものと考えられる。Photo. 2.4-3 には、ATR-4 試験燃料のパルス照射後のペレット SEM と特性 X 線像を示す。Pu スポットの空孔内にはリム組織に特有なカリフラワー状組織が観察される。このように、マトリクス中のプルトニウムや Pu スポット中の空洞および多孔質の存在に起因すると考えられるパルス照射時のペレットマイクロ組織の変化がペレットのスエリングに寄与したと考えられる。すなわち、高いエンタルピー条件でパルス照射した場合には、燃料棒の大きな変形を引き起こし、結果的に高率の FP ガス放出を生じさせた原因になったと考えられる。

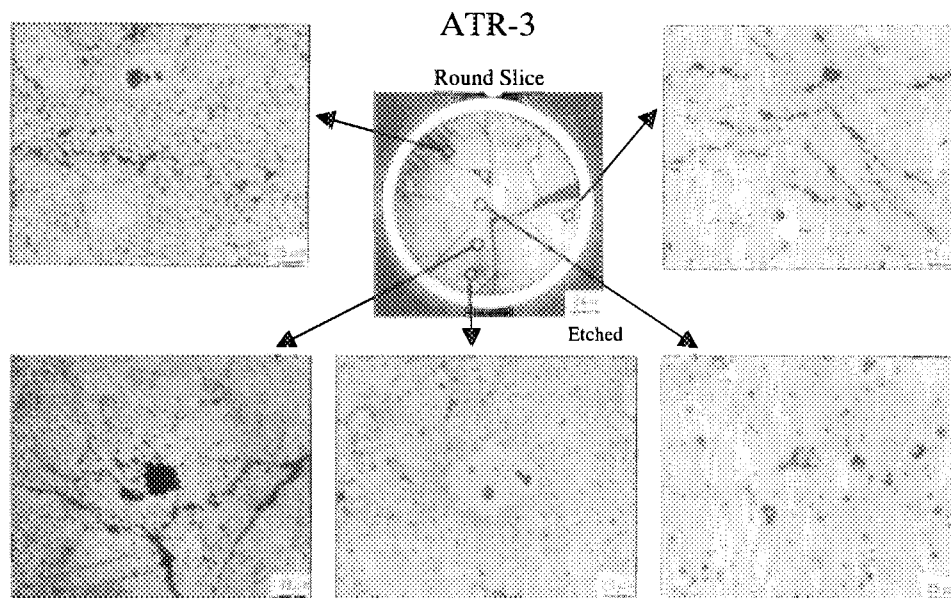


Photo. 2.4-2 Fuel microstructure of the tested ATR-1 fuel rod (As-etched)

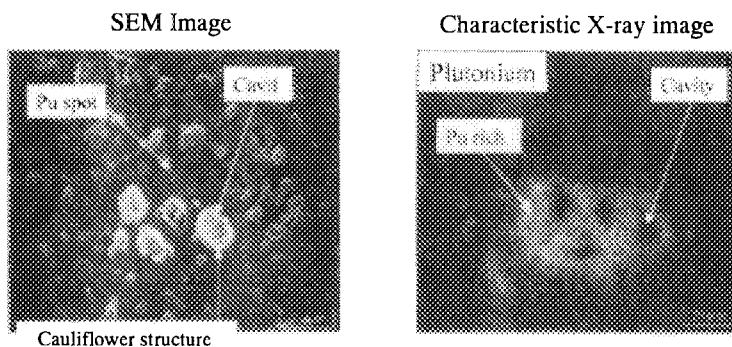


Photo 2.4-3 SEM image and characteristic X-ray image focused on plutonium spot of the tested ATR-4 fuel rod

2.5 ROX 燃料の NSRR 照射試験

現在、商用炉の使用済み燃料などから取り出されたプルトニウム(Pu)は、世界中で千トン近くにのぼり、核不拡散の観点から、重大な問題となっている。原研では、この過剰な Pu を消費するための一手段として、ジルコニア型岩石型(ROX; Rock-like Oxide)燃料の開発を進めている。この燃料は、中性子吸収により Pu に変わるウラン(U)-238 を含まないため、従来の燃料に比べ、Pu が速やかに消費される長所をもつ。しかしその反面、U-238 の中性子共鳴吸収によるドブラーフィードバックが働かないため、原子炉の反応度事故(RIA)時に燃料中に生じる熱量(燃料エンタルピー)が大きくなる欠点がある。本試験は、この欠点が RIA 時の燃料挙動に及ぼす影響を調べ、ROX 燃料の最適な仕様を決めるための知見を得ることを目的としている。

これまでに、2つの異なる組成をもつジルコニア型 ROX 燃料について、RIA を模擬した NSRR パルス照射実験を各々3回、計6回実施した。実験はいずれも PuO_2 を UO_2 (濃縮度 20%) で模擬した ROX ペレットをジルカロイ被覆管に詰めて作製した試験燃料棒を、NSRR にて室温・大気圧・静止水冷条件下でパルス照射したもので、燃料エンタルピーを実験パラメータとしている。

最初の3回は、スピネル(MgAl_2O_4) 入りのジルコニア型 ROX 燃料($\text{UO}_2 : \text{YSZ} : \text{MgAl}_2\text{O}_4 = 25 : 27 : 48 \text{ mol}\%$; YSZ (イットリア安定化ジルコニア) = $\text{ZrO}_2 + 19\text{mol}\%\text{Y}_2\text{O}_3$)に対するもので、1998 年中に照射および照射後試験の大半を完了している。その結果、ピーク燃料エンタルピー 1.0 および 1.6 MJ/kg (240 および 390 cal/g) で燃料棒は破損しなかったのに対し、2.2 MJ/kg(530 cal/g) では被覆管の一部に穴があきペレットが噴出する破損を示した。燃料棒断面の金相観察の結果から、スピネル入り ROX 燃料の破損は、ペレットの溶融に伴う被覆管の破裂という形態であると推定できた。これは、 UO_2 燃料の破損が被覆管の溶融と脆化によって起こるのとは大きく異なっている。1999 年には、さらにパルス後のペレットの微細組織を走査型電子顕微鏡(SEM)および電子線微小分析(EPMA)により調べ、エンタルピー 1.6 MJ/kg 以上で UO_2 の固溶するスピネル相と YSZ 相との混合相が生じ微細組

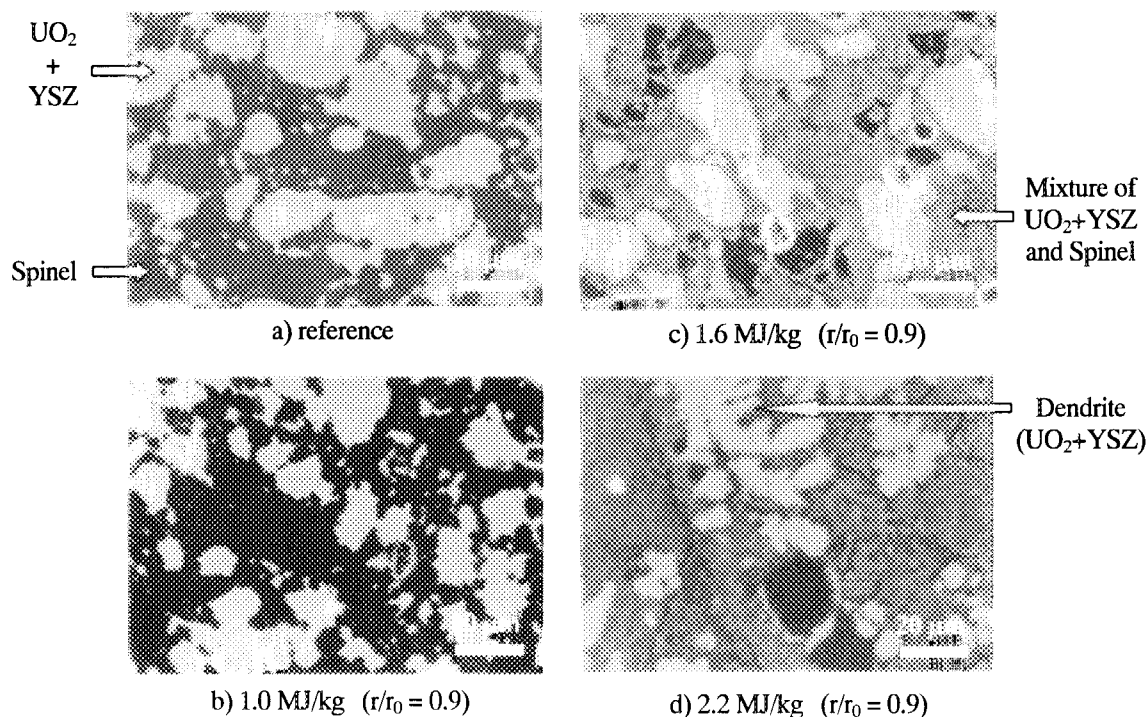


Photo 2.5-1 Microstructure of ROX fuels with spinel type after pulse irradiations observed by scanning electron microscope.

織が変化することが分かった(Photo 2.5-1)。また、2.2 MJ/kg では、溶出しなかったペレットの外周部分も、ミクロに見ると一旦は溶融したことが YSZ 相の樹枝状結晶の存在から分かった。

1999 年には、スピネルを含まないジルコニア型 ROX 燃料(UO₂ : YSZ = 20 : 80)に対するパルス照射実験を3回行った。その結果、ピーク燃料エンタルピ 0.5, 1.5 MJ/kg (125, 350 cal/g)では、燃料は破損しなかったが、1.9 MJ/kg(450 cal/g)では破損が観察された。破損した燃料の被覆管表面は激しく波打っており、被覆管がかなり高温(おそらく融点約 2100K 近く)に達していたことが想像できる。パルス照射中に熱電対により測定した被覆管外面の温度は、最高で 1930 K に達し、これを裏付けている。破損したスピネル入り燃料の場合は 1760 K で、この到達温度の違いは、スピネルなし ROX の融点(2820 K)がスピネル入り ROX の融点(共晶点 : 2210 K)より高いことに起因している。今後、燃料断面の金相観察などの照射後試験を行い、スピネルなし燃料の破損のメカニズムについても明らかにする。

これまで行った6回のパルス照射実験の結果を整理し、燃料の破損しきいエンタルピについてまとめた(Fig. 2.5-1)。ここでは、密度の大きく異なる UO₂ 燃料と比較するため(ROX : 約 6 g/cm³, UO₂ : 10.4 g/cm³)、燃料単位体積あたりのエンタルピで示している。2種類の ROX 燃料の破損しきい値は、ともに UO₂ 燃料と同程度以上であることが分かった。この結果は、ジルコニア型 ROX 燃料は、RIA 時における燃料破損の観点からは、UO₂ 燃料と同等に使用して差し支えないことを示唆している。

今後は、新たにもう1種類のジルコニア型 ROX 燃料(スピネル入り粒子分散型)を対象に実験する。この燃料は、前述のスピネル入り燃料がスピネル相と YSZ 相が均一に混合しているのとは異なり、直径数 100 μm の球状粒子の YSZ 相がスピネル相中に分散している形態をもつ。これにより、Pu の核分裂片によるスピネルの照射スエリングが軽減されている。この燃料について、これまでと同様、3回のパルス実験を行い、パルス時の燃料挙動、破損のしきいエンタルピおよびメカニズムについて調べる予定である。

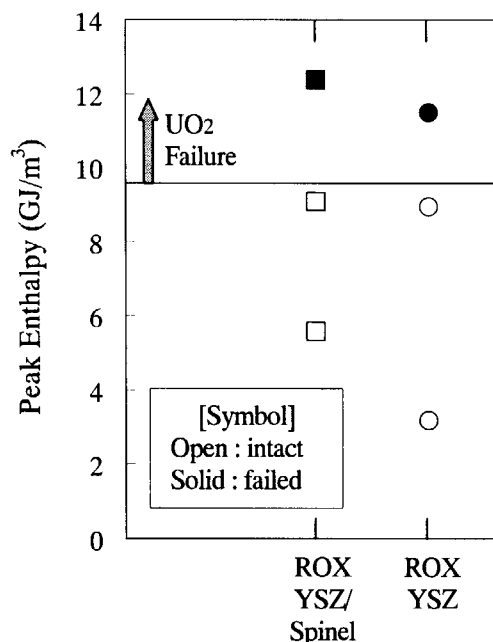


Fig.2.5-1 Peak fuel enthalpies for the six ROX fuel rods comparing with the failure threshold of UO₂ fuel.

2.6 TRIGA 燃料の NSRR 照射試験

NSRR では、代表的な研究・訓練用原子炉である TRIGA 炉用の燃料として世界的に使用されている、ウラン水素化ジルコニウム燃料(TRIGA 燃料)のパルス照射実験を計画し、その実施へ向けて準備を進めてきた。この TRIGA 燃料は、NSRR 実験に供する試験燃料としては初めての合金燃料であり、燃料温度の上昇に伴って吸蔵されている水素を放出するなど、数多くの特徴を持っている。本実験の目的は、TRIGA 燃料の事故時の燃料挙動を解明し、安全裕度を実証することによって、TRIGA 炉の性能向上及び安全評価に資することであり、試験内容は以下の3つに大別される。

- (1) NSRR 炉の出力－試験燃料の発熱量関係の較正、被覆管内圧測定、被覆管の変形及び表面温度測定(発熱量: 100 ~ 175 cal/g·U-ZrH(418~733 J/g·U-ZrH))

- (2) 破損しきい値の特定、破損モードの確認(発熱量:200~275 cal/g・U-ZrH(837~1151J/g・U-ZrH))
- (3) 試験燃料微粒子化の確認、機械的エネルギー発生量の測定(発熱量:300~375 cal/g・U-ZrH(1256~1570 J/g・U-ZrH))

Figure 2.6-1 に示すように、燃料棒全長は約 307mm であり、燃料スタック長は約 140mm である。燃料ペレット上部には、燃料棒端栓溶接時のペレットへの熱影響を避けるための断熱ペレット及び、パルス照射時の燃料スタックの過渡的伸びを測定するための変位測定用コアを配している。これらは、外径 13.77mm、肉厚 0.41mm のインコイロイ-800H 管によって被覆され、上部端栓及び圧力計付の下部端栓により密封される。燃料ペレットと被覆管の半径ギャップ幅は 0.01mm であり、燃料棒内は大気圧のアルゴンガスで満たされている。試験燃料棒の仕様を Table 2.6-1 に示す。

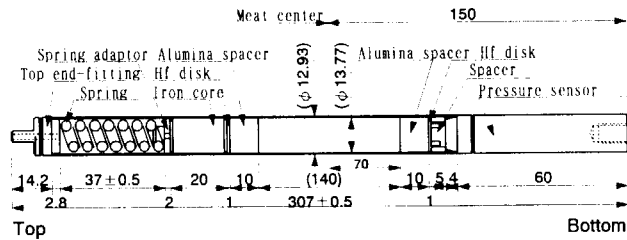


Fig. 2.6-1 Schematic diagram of the test fuel rod

Table 2.6-1 Specification of examination fuel

Pellet	
Composition	U-ZrH
Outer Diameter	12.93 mm
Height	140 mm
Enrichment	19.7 %
Shape	Chamfered
Cladding	
Material	Incoloy-800H
Outer Diameter	13.77 mm
Thickness	0.41 mm

計装された試験燃料棒をカプセルに装荷し、室温・大気圧・静水条件下で、これまでに2回(509-1, 509-2)のパルス照射実験を予定ピーク燃料エンタルピ 75 cal/g(314 J/g)と 96 cal/g(402 J/g) の条件で実施した。1999 年度に予定している実験の条件を Table 2.6-2 に示す。パルス照射後は、外観検査、外径測定、X 線測定、線測定、ガスパンクチャー試験、ペレットのマイクロ組織観察及び SEM 観察等の照射後試験を行う予定である。

Table 2.6-2 Conditions of test fuel and pulse irradiation conditions

Test ID	Pulse Date	Rod Internal	Energy	Peak Fuel
		Pressure (MPa)	Deposition (cal/g)	Enthalpy (cal/g)
509-1	1999. Dec. 1	0.1 (Ar)	100	75
509-2	1999. Dec. 14	0.1 (Ar)	125	96
509-3	2000. Feb. 3	0.1 (Ar)	150	118
509-4	2000. Mar. 3	0.1 (Ar)	175	140

Figure 2.6-2 および 3 に 509-1 及び 509-2 実験から得られた被覆管表面温度の変化、被覆管及びペレットスタック軸方向伸びの過渡データを示す。509-1 実験においては、被覆管表面温度は最高約 450 °C に達し DNB が生じたと判断される。ペレットスタックの軸方向伸びは、パルス後すぐに増加し、最大で約 1.1 mm であった。被覆管の軸方向伸びはペレット伸びの上昇よりもやや遅れ、被覆管の温度上昇と共に増加し、伸びは最大で 1.2mm であり、ペレット伸びよりもわずかに大きな値を示した。509-2 実験においても、被覆管表面温度の過渡変化データから、DNB が生じたことが明らかであり、被覆管表面温度は最高約 460 °C に達した。ペレットスタックの軸方向伸びは、パルス後すぐに増加し、最大で約 2.1 mm と 509-1 実験の約 2 倍の値であった。被覆管の軸方向伸びは 509-1 実験と同様にペレット伸びの上昇よりもやや遅れ、被覆管の温度上昇と共に増加し、1.8mm に達したが、ペレット伸びを上回ることにはなかった。509-1 と 509-2 実験のピーク燃料エンタルピの差がわずか 21 cal/g (88 J/g) であるにもかかわらず、両実験におけるペレットおよび被覆管の伸びに大きな違いが生じたところに、金属燃料であり、P/C ギャップが製造時からほぼ閉塞状態に近いことの影響が現れているものと考えられる。燃料棒内圧に関しては、509-1 と 509-2 実験で、パルス照射後すぐに最高 0.16MPa と 0.47MPa に達し、その後いったん減少した後徐々に上昇した。この最高圧力は、P/C ギャップが閉塞状態に近いことから、圧力計部のみのガスが熱膨張したことによるものと考えられる。

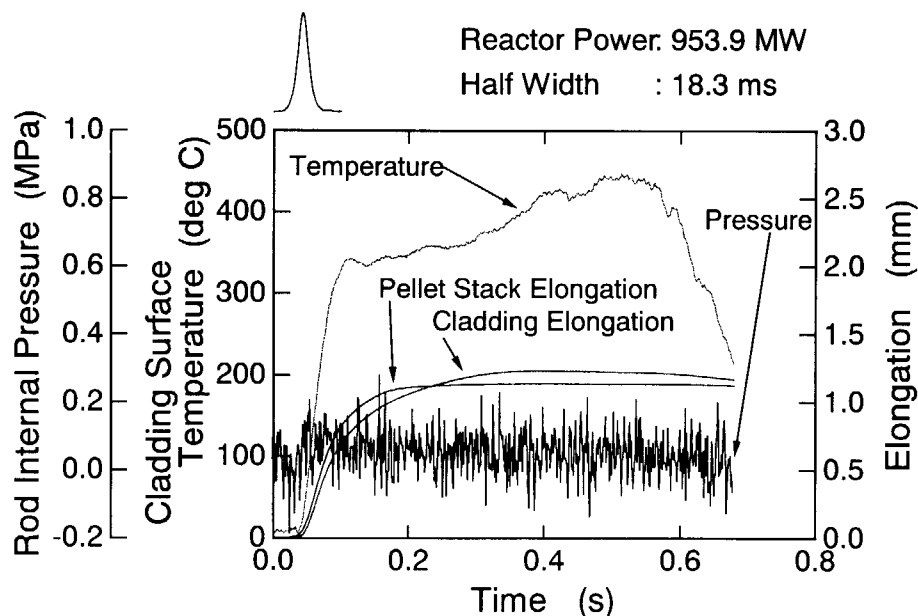


Fig. 2.6-2 Transient data in the test 509-1

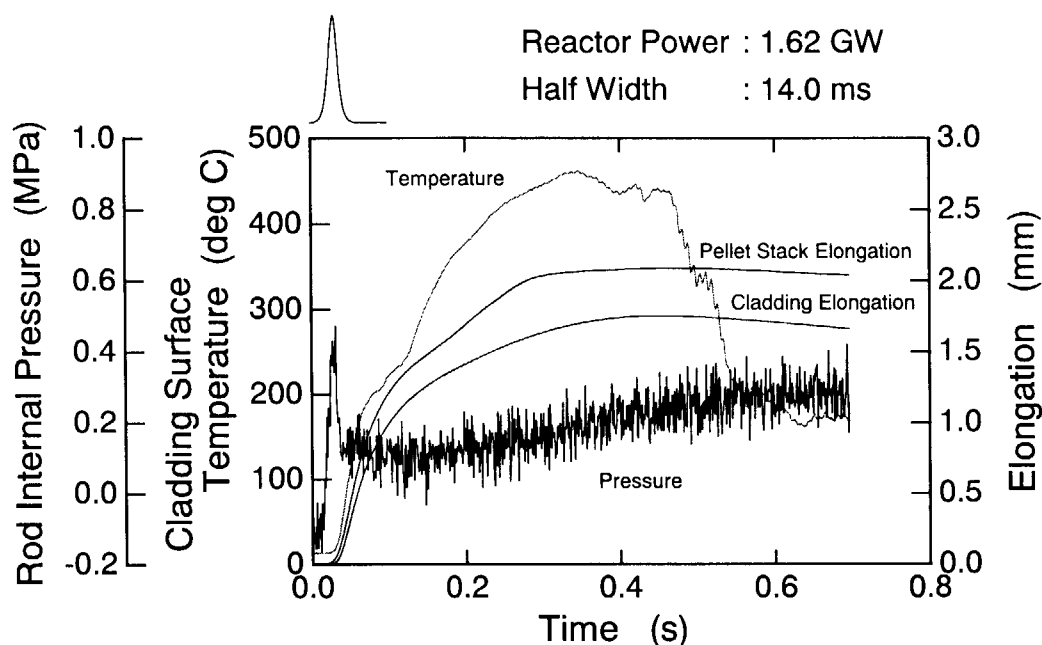


Fig. 2.6-3 Transient data in the test 509-2

2.7 高速加圧バースト試験

パルス照射時に高燃焼度燃料で起こる急激な PCMI を模擬した高速加圧バースト試験を水素添加被覆管(非照射)に対して行って来た。試験の目的は、水素吸収、特に被覆管外面に集積した水素化物(水素化物リム)が被覆管の破損挙動に及ぼす影響を調べることである。試験手法及び室温試験の結果は、すでに報告したので参照されたい⁽³⁾⁽⁴⁾。室温試験に引き続き、620K での高速加圧バースト試験を実施した。試験に用いた試料は、室温試験同様、外径 9.50mm、内径 8.36mm の低スズ(1.3wt%Sn)ジルカロイ-4管(応力除去材)をベースとした、非水素添加(受け取りまま)試料、水素化物均一分布試料、水素化物リムを有する試料の3種である。水素添加試料の水素濃度範囲(試料中平均)は 100~1100wtppm であった。水素化物リム試料においては水素化物が外面 50~150 μ m の厚さに集積し、そこでの局所水素濃度は 2000~3000wtppm (水素化物リムより内側は 100~200wtppm)であった。試料の加熱には赤外線イメージ炉を使用し、加熱速度 1K/s で昇温し、620K で約 900s 間保持した後、加圧速度約 0.2MP/ms でバースト試験を行った。加圧開始からバーストまでの時間は、200~400ms であった。

620K でバーストした2種の水素添加試料(水素化物均一分布試料と水素化物リム試料)の外観を Photo 2.7-1(a)と(b)に示す。室温においては水素添加試料において、破損開始位置から軸方向に長いクラック伝播が見られたが(Photo 2.7-1(c))、620K においては水素添加試料においても長いクラック伝播は起こらなかった。特に、水素化物が均一に分布する場合においては、破損開口部の形状及び寸法について水素添加の影響は見られない。一方、水素化物リム試料においては、破損開口部両端に 10mm 以下のクラック伝播が見られる。

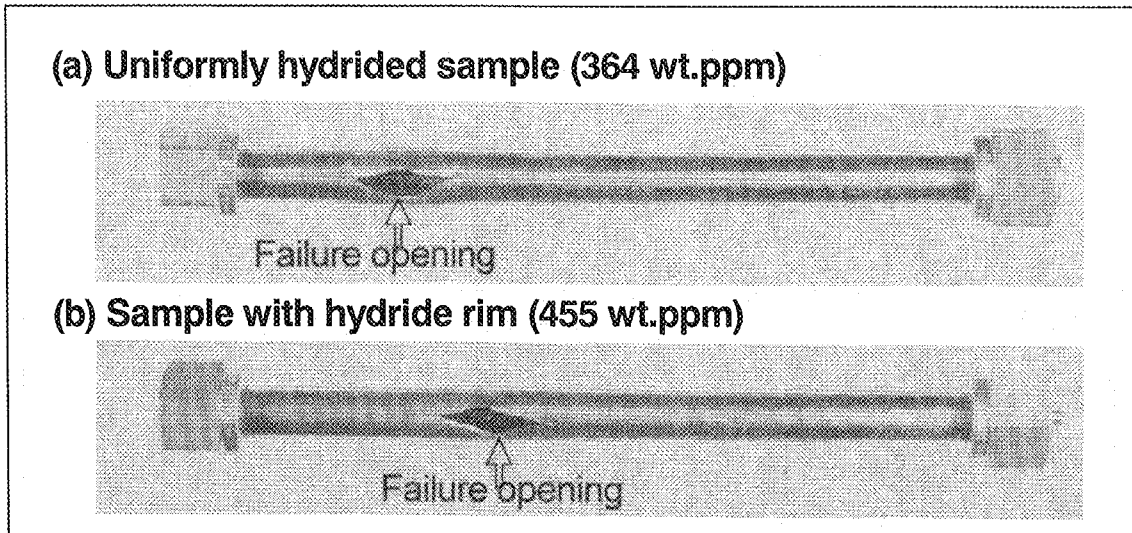
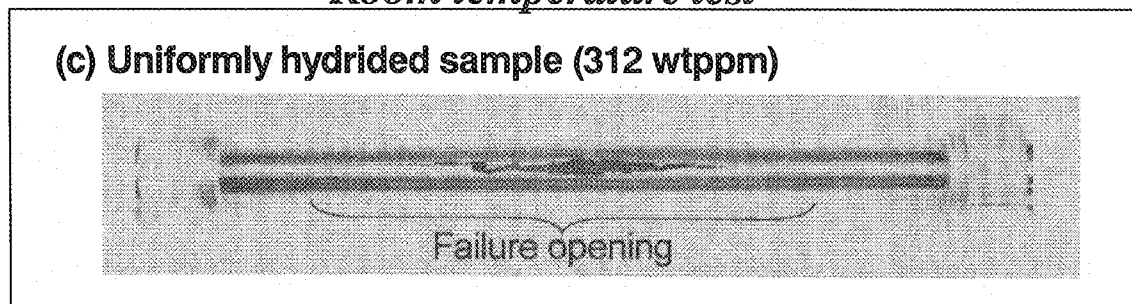
620 K test**Room temperature test**

Photo 2.7-1 Post-test appearances of hydrided samples failed in 620 K and room temperature burst test.

バースト試料中、周方向の変形が最も大きな軸方向位置で径方向断面において画像解析を行い、内外面における周方向の残留ひずみ量を算出した。残留ひずみ量と試料水素濃度の関係を Fig. 2.7-1 に示す。試料水素濃度は、残留ひずみ量を測定した位置近くから採取したリング状試料に対して行ったガス分析により得た。このうち、Fig.2.7-1(a)は室温で試験した試料の残留ひずみ量を示している。室温試験では、試料水素濃度の増大に伴って残留ひずみ量は低下し、300wtppm 以上ではひずみ量は明らかに小さい。また、水素化物リム試料における残留ひずみ量は、平均1%以下であり非常に小さい。Fig.2.7-1(b)は620Kで試験した水素化物リム試料の残留周方向ひずみ量を示している。図中には、各試料中の水素化物リムの厚さも示す。試料水素濃度 250wtppm、厚さ 50 μ m の水素化物を有した試料における残留ひずみ量は約 10%である。これは水素化物が均一に分布する試料で測定された残留ひずみと同等である。一方、試料水素濃度が 400wtpp 以上、水素化物リム厚さが 100 μ m 以上である試料の残留ひずみ量は明らかに小さい。図には示していないが、水素化物均一分布試料の残留周方向ひずみ量は、調べた水素濃度範囲で、非水素添加試料の残留周方向ひずみ量より低下することはなかった。

以上の試験は、高燃焼度燃料のパルス照射時の PCMI 破損過程においては厚い水素化物が重要な役割を果たす可能性が大きいことを示唆している。室温試験で、0.002~3.4MPa/ms の範囲で加圧速度を増大させたところ、残留ひずみの低下が観察された。しかし、その程度は顕著ではなく、脆化被覆管の破損挙動に決定的な

影響を及ぼす因子ではないことを確認した。

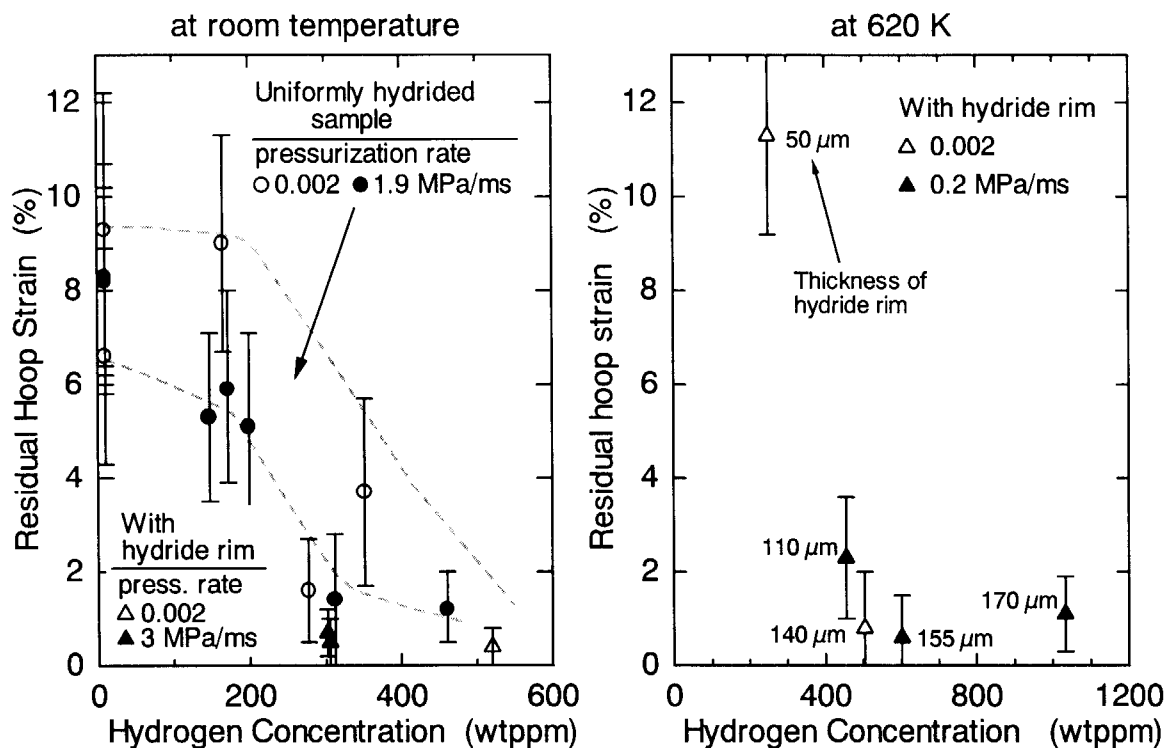


Fig. 2.7-1 Residual hoop strain of samples failed in room temperature test (a) and 620 K burst test (b).

2.8 高温高压カプセルの開発

燃焼の進んだ燃料では、被覆管が酸化・水素吸収、中性子照射等により脆化しているため、反応度事故時のペレットの急激な膨張によって被覆管が脆性破損する PCMI (燃料ペレット-被覆管機械的相互作用) 破損が低い燃料エンタルピで発生しうることが明らかになっている。これまでのところ PCMI 破損は、高燃焼度 PWR 燃料で被覆管の酸化・水素吸収が大きい場合にのみ発生している。現在、NSRR 照射済燃料実験は室温大気圧水の冷却条件でのみ行っているが、PWR の設計基準事故である高温待機時からの反応度事故では、被覆管温度が室温に比べて高いため被覆管の延性が回復し、破損が生じにくい可能性が指摘されている。このため、原子炉の運転温度付近からの速い過渡(温度・変形)に対する研究の実施が急がれている。照射済燃料実験用高温高压カプセルは、原子炉の運転温度・圧力を模擬した高温高压条件で照射済燃料を NSRR でパルス照射するための照射カプセルであり、実炉を模擬した冷却条件下での PCMI 破損に対する冷却材温度の影響を調べる実験を行う。

照射済燃料実験用高温高压カプセルは、全長 1.2m の外部容器に試験部、圧力逃がし容器、ラプチャーディスク等を配し、Fig. 2.8-1 に示す構造の二重容器となる。1999 年度にはカプセルの基本設計を行い、試作カプセルを製作・試験運転の実施した。試作カプセルは、内径 60mm、薄肉胴部長さ 70mm、肉厚 5mm の試験部容器を持ち、スタック長 5cm 程度の短尺実験燃料を装着できる。試験運転では水温 320°C、160 気圧の PWR の運転条件

を支障無く実現した。

試作した高温高压カプセルでは、試験部の水が少ないため炉心から入射される中性子の減速が不十分となり、燃料発熱量が低下することが予想される。このため、高温高压カプセルの試験部の水量を中心に形状・温度・圧力条件等をパラメータに炉心核計算⁶⁾による発熱量の推定を行い形状の最適化を図った。計算には2次元輸送コードであるTWOTRAN-II⁶⁾及び3次元モンテカルロ輸送コードMVP⁷⁾を用いた。この結果、試験部内径 60mm では、燃料の実験燃料の発熱量は通常の大気圧カプセルに比べて約半分に低下するが、内径を 120mm に高さを 150mm に拡大することで発熱量の低下を 8%程度に抑えられることが明らかとなった。試験部体積の増加は容器の強度低下、労基法による高压容器の規制に伴う製造工程・検査の複雑化をもたらすため、試験部圧力をBWRの運転条件である約7MPaに下げる方針で今後の開発を進めることとした。この場合でも、試験部温度は280°C程度となり、高い初期温度からのパルス実験という高温高压カプセルの目的は達成される。

今後、高温高压カプセルの詳細設計、カプセルを遠隔操作で組み立てるための取り扱い設備の設計等を進め、安全審査・設工認を経て製作設置を行う。この際、高燃焼度MOX燃料を取り扱うための設備改造を併せて行う計画である。また、これらの安全審査に必要な、NSRR原子炉施設の耐震評価の見直しを実施した。

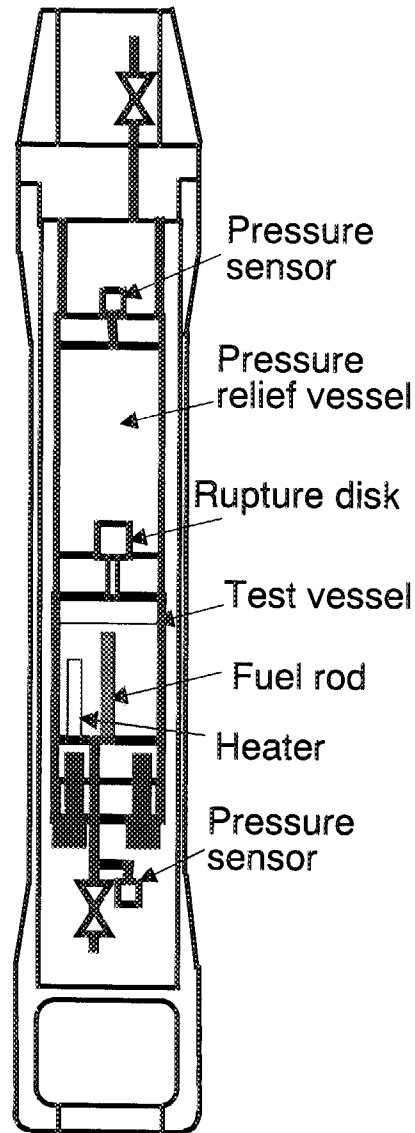


Fig. 2.8-1 Schematic configuration of high temperature and high pressure capsule for irradiated fuel tests.

2.9 非接触式変位計の開発

2.9.1 はじめに

NSRRにおいて高燃焼度燃料の反応度事故条件下における燃料挙動について研究が進められているが、燃焼度が約50MWd/tUのPWR型高燃焼度燃料において比較的低い発熱量で高燃焼度化に起因する水素吸収によって脆化した被覆管がペレット-被覆管機械的相互作用(PCMI: Pellet-Cladding Mechanical Interaction)によって破損するPCMI破損が発生した。燃焼が進むとPWR型、BWR型などの燃料型式の相違に拘わらず、被覆管のクリープダウンにより燃料ペレットと被覆管の間のギャップが小さくなりPCMI破損の発生が容易になる。このことから、照射済燃料におけるPCMI破損挙動を研究することは燃料の健全性研究の観点から重要である。照射済燃料におけるPCMIに寄与するものとしてペレットの熱膨張及びFP(Fission Products:核分裂生成物)ガスの熱膨張が挙げられる。被覆管温度が上昇したNSRR実験においてFPガスの膨張による大きな変形が見られ、照射後測定によりFPガスの効果が明らかになっている。しかしながら、PCMI破損時の被覆管温度は約20

0°C程度で延性を回復する前であるために、全PCMI変形を照射後試験では測定が出来ず、この時点での変形に対するFPガスの効果が未だ明らかになっていない。この点を解明するため、燃料棒変形の過渡測定を行い破損時の変形挙動を明らかにする必要がある。

NSRRにおける炉内実験では、従来から未照射燃料の動的変形の測定を行っている。これまでは、電磁式差動トランス(LVDT:Linear Voltage Difference Transducer)センサ、渦電流式LVDTセンサ、接着式ひずみセンサ(箔ゲージ型)、溶接式ひずみセンサ(カプセルゲージ型)を用いてPCMIによる被覆管周方向過渡挙動の測定を行ってきた。しかしながら、これらセンサの全部もしくは一部が被覆管に接触または溶接される方式であり、照射済燃料実験のセンサとして用いることは非常に困難であった。このため照射済燃料実験においては、PCMIによる周方向過渡挙動を測定していない。そこで、一般に非接触式微小距離計として使用されている高周波発振型の渦電流式変位計を用いた炉内実験用非接触式測定システムを開発し、昨年までに組立作業等が容易である未照射燃料実験に使用し、PCMIによる被覆管周方向過渡変位を測定する実験を行った。今年、昨年までの実験において明らかになった問題点の原因を究明するための炉外実験と燃料棒の偏芯の影響を低減するために変位計固定治具の取付け方を燃料棒非加熱部への固定方式とした未照射燃料の炉内実験を行った。

2.9.2 変位測定システム

開発した変位測定システムは、渦電流式変位計、増幅器、データ処理回路から構成されている。概略の構成図を Fig.2.9-1 に示す。渦電流式変位計は、鉄心を中心にコイルが巻かれた電磁石構造になっており高周波電圧(通常時約800kHz、30m信号ケーブル付帯時450kHz)をかけると、変位計に磁界が形成される。この磁界に、金属が近づくと金属内に渦電流が発生する。渦電流は、磁界を妨げる様に発生するため変位計における電圧が変化する。この変化を金属との距離に換算して測定するのが渦電流式変位計の原理である。この変位計からの出力電圧は、増幅器によって増幅されデータ処理を行う回路を介してデータレコーダーに記録される。渦電流式変位計は、燃料棒の周囲120度おきに3個を燃料棒中心方向に設置する。これは、2個以下で測定すると燃料棒の振れの影響を受けやすいことと、最低3箇所での測定データがあれば、偏芯・変位の評価が出来ることによる。また、パルス照射による放射線ノイズの影響を補正するために1個の同型変位計を測定用変位計の軸方向位置とほぼ同じ位置に取り付けている。

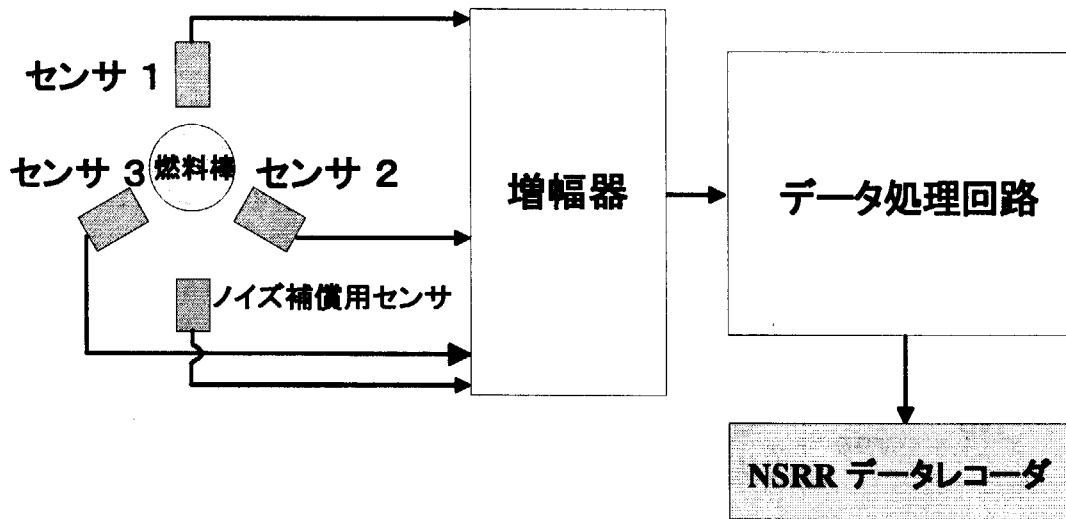


Fig. 2.9-1 Measurement system of eddy current type displacement sensor

2.9.3 実験

昨年までに行った実験において、パルス照射時の被覆管変形の測定には成功した。しかし、変形のピーク以降の挙動が負の値を示すという不自然な測定結果であった。この原因として、燃料棒の振れ(偏芯)の影響、被覆管の温度上昇による磁界の変化などが考えられる。そこで、変位計の測定再現性・応答性及び偏芯効果を調べるために炉外試験を行った。高速バースト試験機⁽¹⁾に17×17PWR型被覆管を取付け、被覆管内に油圧をかけることによって変形させて、これを測定することとした。10kPa/secでの昇圧測定実験を2回、NSRR実験におけるPCMI変形の速度を模擬した4MPa/secでの昇圧実験を1回行った。この結果、渦電流式変位計の測定再現性及び応答性は、非常に良いことが確認された。

また、燃料棒の振れ(偏芯)を低減化した変位計の固定方法で炉内実験を行った。昨年まで行った実験では、渦電流式変位計の燃料に対する取付けが燃料棒の振れの影響を受けやすい構造となっており、測定結果に偏芯が影響していた。そこで、今年においては、燃料棒の振れの影響を受けにくい様に燃料棒非加熱部への固定を行った。変位計固定治具の従来型固定方法及び新しい固定方法を Fig.2.9-2 に示す。今年、356-19実験及び356-20実験の計2回行った。Table 2.9-1 に実験条件を示す。変位計に対する燃料棒の偏芯が低減された事を確認するために356-19実験結果及び356-19実験と同じ実験条件で行った変位計固定治具の従来型固定方法の356-12実験結果との偏芯履歴を比較した(Fig.2.9-3)。この結果、変位計固定治具の新しい固定方法により、偏芯が低減化された。Fig.2.9-4 に356-19実験における渦電流式変位計の出力、歪みゲージの出力及び炉出力の時間履歴を示す。歪みゲージはパルス照射途中の0.285sで最大歪み0.5%を示して剥離した。渦電流式変位計の測定値から評価した被覆管周方向歪みは、歪みゲージにより測定した値と良い一致を示

し、0.29sでピーク歪み約1%を示して低下した。FRAP-T6コードを用いたペレット熱膨張の解析結果は2.25%に達しており、変位計測定値のピーク歪みより大きい。これは、測定値は真のピーク値を示していない可能性を示唆している。ピーク後の変形は、燃料棒の偏芯の影響を新固定方式により低減化したに拘わらず、渦電流式変位計の測定値は依然として不自然な挙動を示している。このことから、理由として考えられるパルス照射により発生した放射線が変位計の信号にノイズを生じさせるパルスノイズあるいは被覆管温度の上昇による被覆管特性の変化などについて究明の必要がある。

Table 2.9-1 Test Condition

Test No.	Fuel type	Radial Gap (μm)	Enthalpy (cal/gfuel)	Cladding hoop strain (%)
				Analysis
356-19	17x17 PWR	20	180	2.25
356-20		10	132	1.50

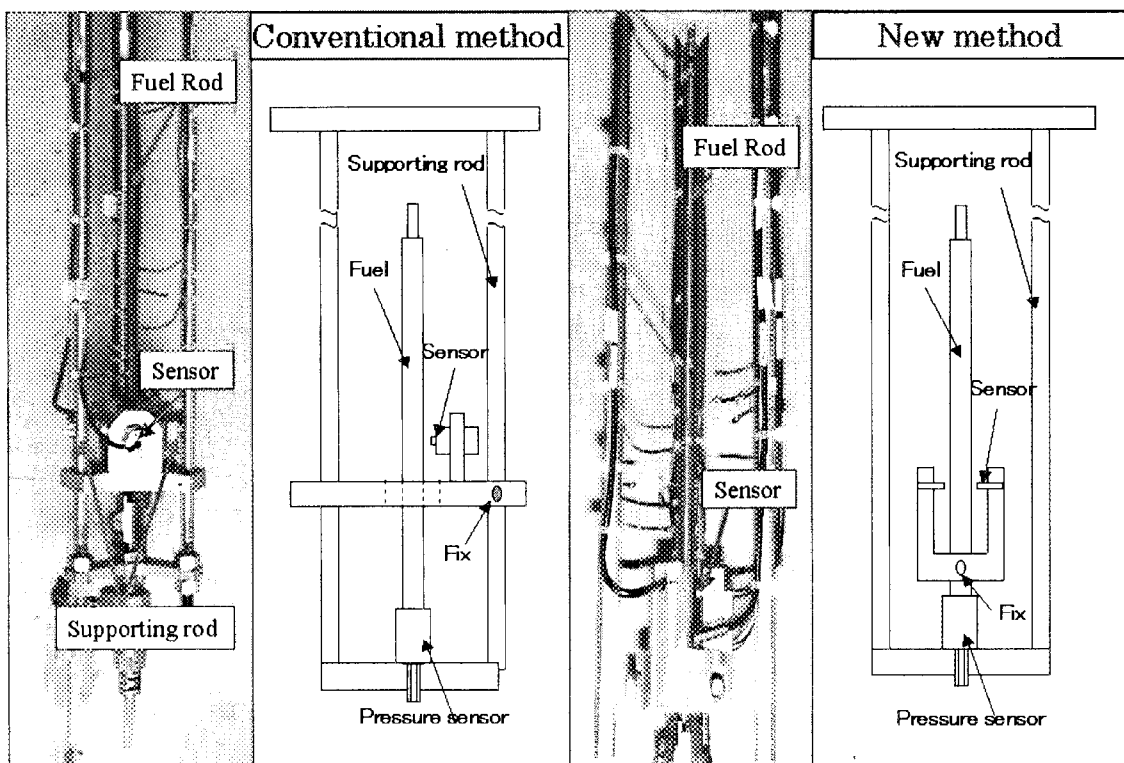


Fig. 2.9-2 Comparison of the fixation method of the sensors

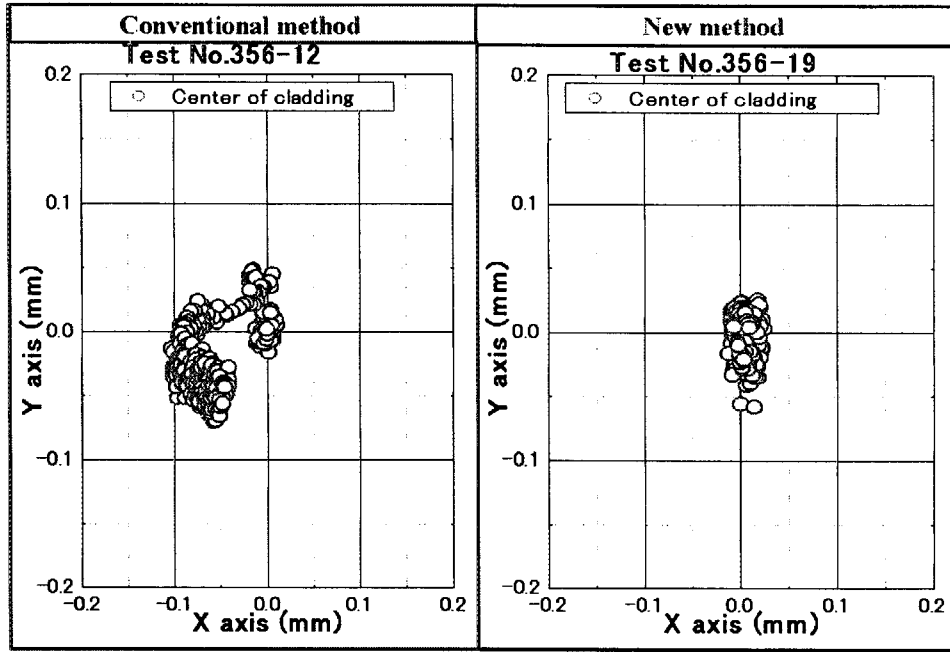


Fig.2.9-3 Eccentricity history in each fixation method of the sensors

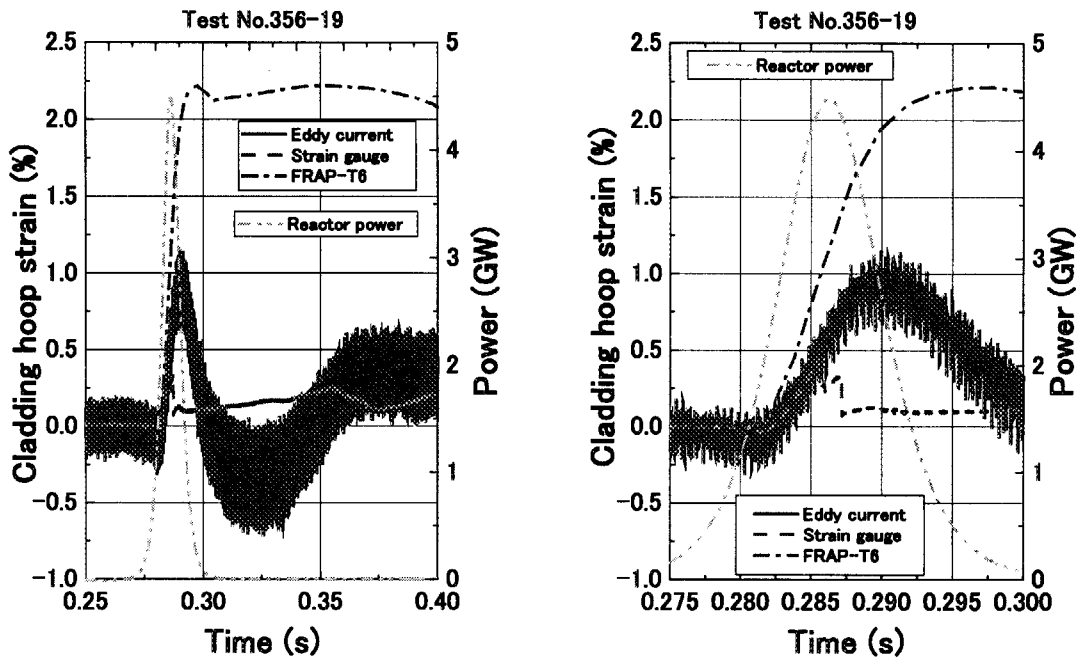


Fig.2.9-4 Measurement result and analysis result

2.9.4 次期計画

次期計画として、未だ明らかになっていない原因を究明するために確証試験を行う予定である。パルスノイズの影響については、模擬燃料棒を用いてパルスノイズの変位計に及ぼす影響を測定する炉内実験、被覆管温度上昇による磁気特性の変化の影響については、ジルカロイ板を変位計による測定中に温度急昇を行う炉外試験および変位計に対する燃料棒の振れの影響を調べるための変位計特性炉外試験を行う予定である。

2.10 機械的エネルギーの検討と粒子燃料実験

NSRR で実施した高燃焼度燃料パルス照射実験により、PCMI 破損に伴い機械的エネルギーが発生し得ることが既に確認されてきた。本年度は、その発生要因の検討を行い、分離効果実験として粒子燃料実験を実施した。

Fig.2.10-1 は、高燃焼度 PWR 燃料を用いた TK-2 実験(1997 年実施)に関する NSRR 出力、カプセル内圧及び水塊速度の過渡記録である。出力パルスの中心を過ぎた時刻で圧力スパイクが発生していることから、この時刻に燃料被覆管が破裂したと考えられる。その直後に水塊の上昇が始まり、約 5ms 後に最大速度 4.8m/s に達している。この速度における水塊の運動エネルギーにより、機械的エネルギー発生量を評価する(Fig.2.10-2)。なお、パルス照射後の冷却水中から、Photo 2.10-1 に示すような、燃料微粒子が回収された。発熱量条件より、燃料温度が融点に達することは不可能であるため、燃料は固体微粒子として冷却水中に放出されたと考えられる。

TK-2 実験で計測された機械的エネルギーの発生要因について検討する。ここで、機械的エネルギー発生要因とは、換言すれば水塊上昇の要因である。Fig.2.10-2 の状態を考えた場合、水塊を持ち上げる気泡の組成として、①燃料棒内部から噴出したガス、及び②被覆管の外に放出された燃料微粒子と冷却水が接触して生じた水蒸気、の2つが挙げられる。両者の要因を検討した結果、まず前者については、燃料棒内ガスの持ち得るエネルギー量では計測された機械的エネルギーを説明出来ないことが明らかになった。一方、放出された燃料微粒子中で発生する熱量は、計測された機械的エネルギー量よりも二桁大きいと評価された。従って、機械的エネルギー発生

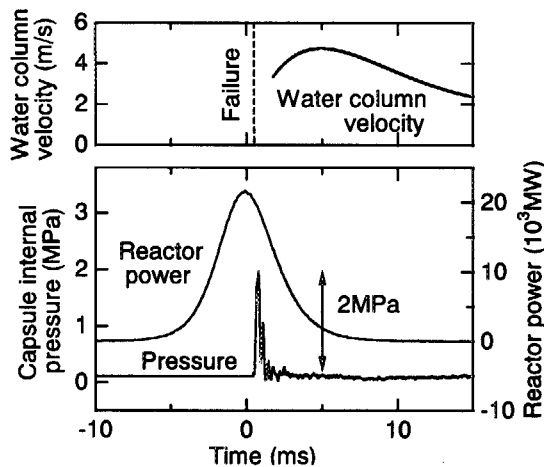


Fig.2.10-1 Transient record of Test TK-2

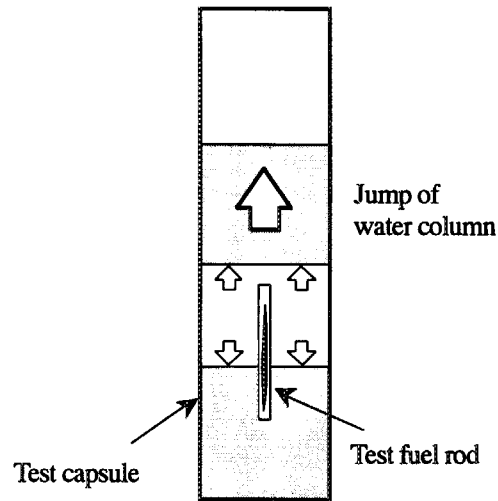


Fig.2.10-2 Mechanical energy generation

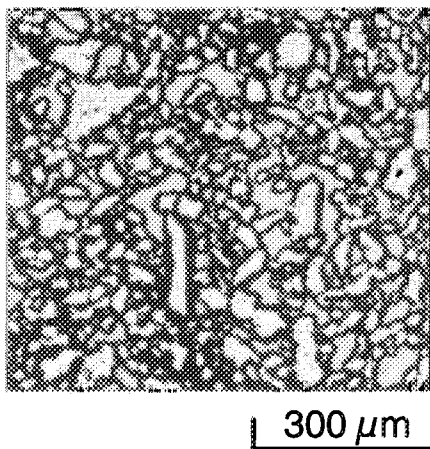


Photo 2.10-1 Fuel fragments (Test TK-2)

Table 2.10-1 Particle size of powder fuels

Test ID	Mean diameter	
P-250	250 μm	} UO_2 sphere Crushed pellet
P-92	92 μm (63 - 125 μm)	
P-47	47 μm (32 - 63 μm)	
P-20	20 μm (- 32 μm)	

配的要因は、燃料微粒子と冷却水の熱的相互作用により発生した水蒸気であると考えられる。

上で示した考えを検証するため、Fig.2.10-3 および Photo 2.10-2 に示すようなビニールバッグに封入した粒子状の未照射燃料を用いた分離効果実験を実施した。この粒子燃料は微粒子化して被覆管から冷却水中に放出された高燃焼度燃料を模擬しており、この実験体系では燃料棒内ガス噴出による寄与が完全に排除されている。パルス照射によりビニールバッグ内圧が急上昇し、ビニールバッグは瞬時に破裂するため、粒子のみを水中に設置した場合とほぼ同じ結果が得られる。Table 2.10-1 に示す、平均粒径が異なる4種類の燃料に対し実験を行った。

実験結果をFig.2.10-4 及び5に示す。まず、Fig.2.10-5 は、燃料粒子表面における熱流束の評価値を示している。横軸は粒子燃料の比表面積(単位重量当たりの表面積)であり、上側の軸は対応する平均粒径を意味する。なお、図中には粒子燃料実験と併せてTK-2 実験及び JMTR 予備照射燃料実験である JMH-5 実験の結果も示してある。これらの値はいずれも 10^5W/m^2 付近にあり、よく一致していると言える。すなわち、粒子燃料実験は照射済燃料実験結果をよく再現している。次に、Fig.2.10-5 は、機械的エネルギー転換率と燃料比表面積の関係を示している。ここで、機械的エネルギー転換率とは、冷却水中に放出された燃料中(粒子燃料実験では全ての燃料が該当)で発生した熱エネルギーに対する、発生した機械的エネルギーの割合である。他と比べて発熱量条件が著しく異なる JMH-5 実験を除外するならば、粒子燃料実験及び TK-2 実験の結果は明らかな傾向を示している。すなわち、平均粒径の小さな燃料ほど、大きな機械的エネルギーを発生させる。この結果は、燃焼度がより高い燃料、すなわちより微粒子化し易くなった燃料で、大きな機械的エネルギーが発生しうることを示唆するものである。

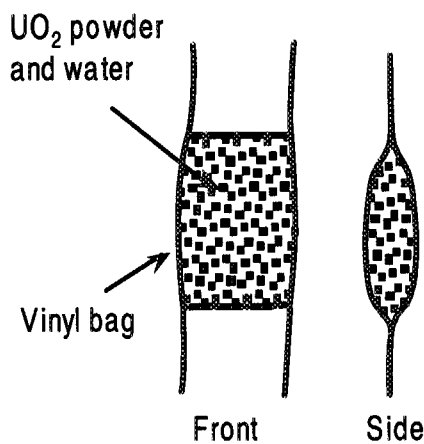


Fig.2.10-3 Powder fuel



Photo 2.10-2 Powder fuel

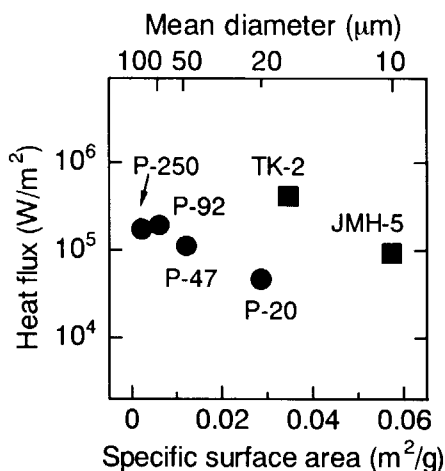


Fig.2.10-4 Dependence of heat flux on fuel surface area

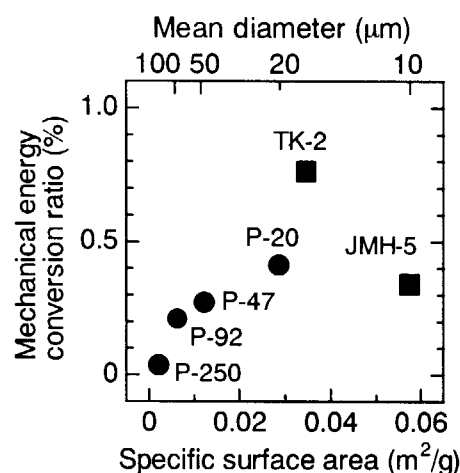


Fig. 2.10-5 Dependence of mechanical energy conversion ratio on fuel surface area

2.11 燃料挙動可視化装置の開発

反応度事故条件下における燃料過渡挙動を可視化するための装置は、NSRR では 1970 年代後半から開発が進められ、1980 年に最初の撮影に成功した⁽¹⁾。この装置は、照明、ペリスコープ及び 16mm フィルムを用いた高速度カメラにより構成され、これら全てが長尺照射カプセルに収められた構造であった。この装置を用いた試験は約 30 回実施され、未照射燃料の事故時挙動を明らかにする上で多くの知見を与えた。

燃料の高燃焼度化が進められている今日、未照射燃料に替わり、照射済燃料挙動の可視化に対する要求が高まっている。しかし、未照射燃料を対象に開発した従来の装置は以下の理由により照射済燃料実験に用いることが不可能である。

- (1) 照射済燃料実験用カプセルは、燃料破損時の安全性確保のため、二重容器であることが要求される。既存の可視化カプセルは一重である。
- (2) 現在の NSRR 照射済燃料実験は短尺カプセルに対して設計されており、試験燃料棒を扱うセミホットケーブ、カプセル装荷装置等が長尺カプセルに対応していない。また、長尺カプセルの場合、炉心への装填は垂直装填管により行うが、重量物であるカプセル装荷装置を炉心の真上に設置することは安全性の観点から望ましくない。

従って、照射済燃料に用いる可視化装置には、①二重カプセルであること、②短尺カプセルであること、の二点が要求される。

上記の要求に応えるため、小型化を第一目的とし、CCD カメラの使用を前提とした可視化装置の開発を開始した。CCD を用いることによる利点の一つは、赤外領域での撮影も容易となる点である。放射線によるガラスの透過率低下は短波長領域ほど顕著であるため⁽⁹⁾、可視光より波長の長い赤外領域は影響を受けにくい。ただし、電子デバイスであるため、CCD 素子自体の耐放射線性は低いと予想される。

1999年度に試作したシステムは、装置小型化と照明装置の開発を目的としたものであり、カプセル内に CCD カメラを設置する構造とした。また、照射済燃料用の二重カプセルに先立ち、I 型大気圧カプセルでの使用を前提とした。装置概要を Fig.2.11-1 に示すが、実際には模擬燃料棒の両側(紙面垂直方向)に、照明装置として試験管に封入したハロゲンランプが配置されている。この装置を用い、NSRR パルス照射中の模擬燃料棒を撮影した。

カプセルを NSRR 炉心に設置した直後から映像にノイズ(白色点のちらつき)が発生し始めたが、低出力(15W)運転までは鮮明な映像を捕らえ続けることに成功した。ただし、回復不能のノイズが徐々に増加した。パルス照射においては、パルスと同時に映像が完全に途切れ、長時間後も回復しなかった。これは、ノイズではなく、CCD カメラ内の回路が放射線により損傷を受けたと考えられる。

2000年の計画として、カプセル内部から長さ約16mの光ファイバーにより映像を引き出し、炉外に設置した CCD に映像を導くシステムの試作を検討している。

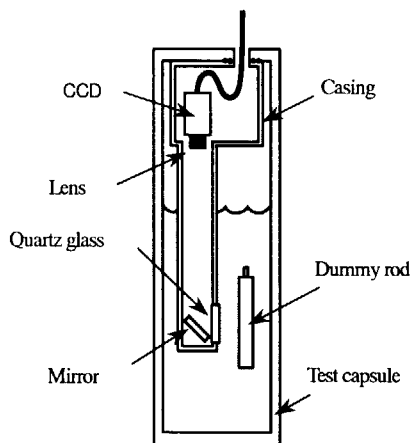


Fig. 2.11-1 Schematic of CCD system

2.12 改良リング引張試験法の開発

高燃焼度燃料被覆管の健全性評価の上で、機械的特性、特に PCMI 破損の観点から円周方向の機械的特性を評価することは非常に重要である。その評価方法としては、リング引張試験法が用いられてきているが、従来の方法ではデータの再現性や定量性に問題があるため、被覆管の円周方向機械的特性の高燃焼度化による変化を正確に評価できていなかった。そのため、いくつかの研究機関において、リング試験片に板材引張試験片と同様なくびれ部(Fig. 2.12-1)を設け、データの再現性および定量性を確保しようという試みがなされている。しかし現状では、適切なくびれ部形状および引張方法は確立していない。そこで、本研究ではくびれ部形状と引張方法をパラメータとしたリング引張試験、および、有限要素法による解析を通して、被覆管の円周方向機械的特性を適切に評価できるように、リング引張試験方法の改良を行った。

まず、Fig. 2.12-2 に示す 3 種類の引張方法について検討した。有限要素法コード ABAQUS による解析から、Fig. 2.12-2 に示す A の方法ではリング試験片くびれ部に PCMI 条件下とほぼ同様な歪み分布が生じ、妥当な評価ができることがわかった。一方、B、C の方法ではリング試験片の内面の歪みが外面に比べて大きく、照射済被覆管の特徴である外周水素化物の影響を適切に評価できない可能性があることがわかった。そこで、外周水素化物を持つ被覆管(非照射材)を作製し、実際に A と B の方法でリング引張試験を行い、得られた塑性変位の値を比較した。代表的結果を Fig. 2.12-3 に示す。A の方法では、外周水素化物をもつ被覆管の塑性変位は、受入まま被覆管のそれに比べ約 10%と小さく、外周水素化物の存在による円周方向機械的特性の劣化が評価できている。しかし、B の方法では外周水素化物の影響はほとんど評価されておらず、上述の解析による予測が確認された。ここでは C の方法による試験を行っていないが、A と B の試験結果から解析の妥当性が確認できたので、A の方法が円周方向機械的特性評価に最適であると言える。

次に、リング試験片のくびれ部形状について検討した。くびれ部は Fig. 2.12-1 に示すように肩部と平行部からなる。ここでは、肩部寸法と平行部幅は一定とし、平行部長さを変化させ、円周方向機械的特性評価に適切な平

行部長さを調べた。また、Aの方法ではリング試験片と試験治具との間に生じる摩擦の影響が大きいことが解析より予測されたため、試験治具にテフロンテープを巻いて可能な限り摩擦を低減した。試験結果を Fig. 2.12-4 に示す。この図からわかるように、平行部長さ 3mm までは平行部長さとともに塑性変位は大きくなっているが、3mm 以上ではほぼ一定になっている。このことから、平行部が十分に变形するためには、平行部長さは 3mm 以上必要であることがわかる。しかしながら、試験後の外観観察から、平行部長さ 5mm 以上では若干の摩擦の影響により、平行部中央でなく平行部中央と肩部との間で変形が進み破断していることがわかった。そのため、平行部長さ 5mm では実質の変形領域は長さ 2.5mm の範囲となり、Fig. 2.12-4 に示すように平行部長さ 5mm では塑性変位が若干低下している。以上のことから、円周方向機械的特性評価に適切なくびれ部形状は平行部幅 2mm、肩部半径 1mm に対して平行部長さは 3-4mm であることがわかった。

以上のように 1999 年の研究から、被覆管の円周方向機械的特性を適切に評価できるリング引張試験方法を確立することができた。今後はこの方法を照射材に適用し、燃焼の進んだ燃料被覆管の機械的特性を評価すると同時に、非照射材を用いて水素吸収量と機械的特性の変化、あるいは、外周水素化物の厚さと機械的特性の変化との関係を調査する。また、有限要素法解析やバースト試験結果との比較を通して、実炉条件での機械的特性とリング引張試験条件での機械的特性との相関を明らかにし、PCMI 破損事故時の燃料挙動解析に役立つ予定である。

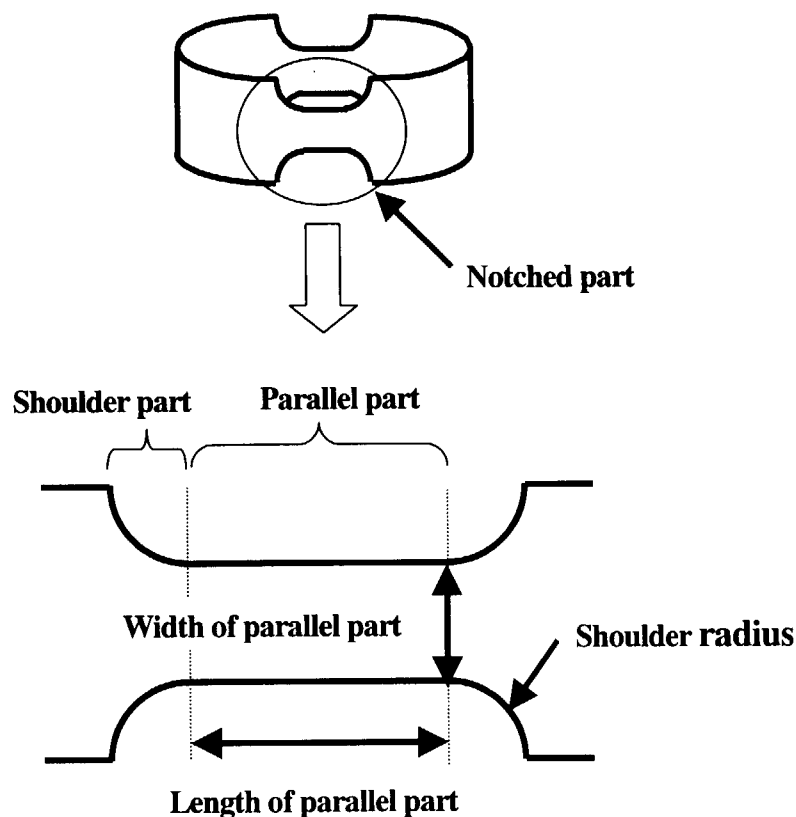


Fig.2.12-1 Geometry of the sample with notched part

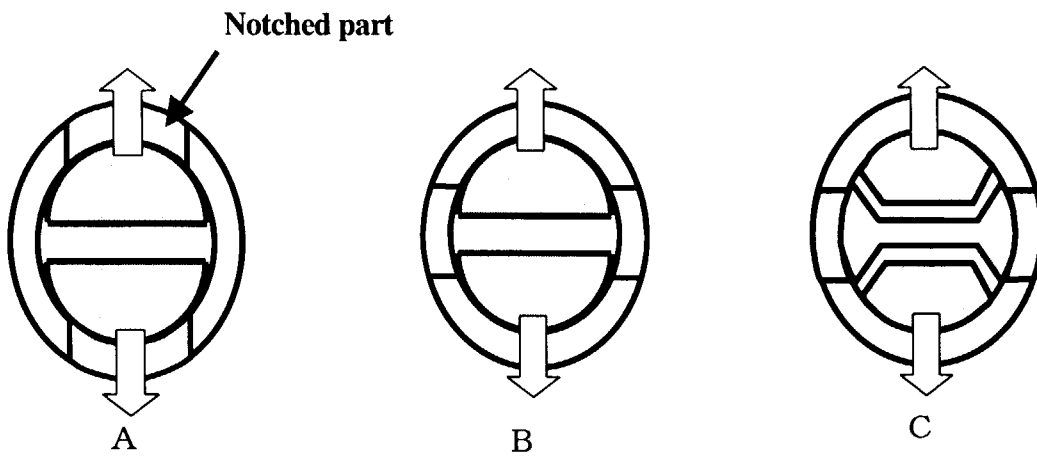


Fig.2.12-2 Method of stretching the sample

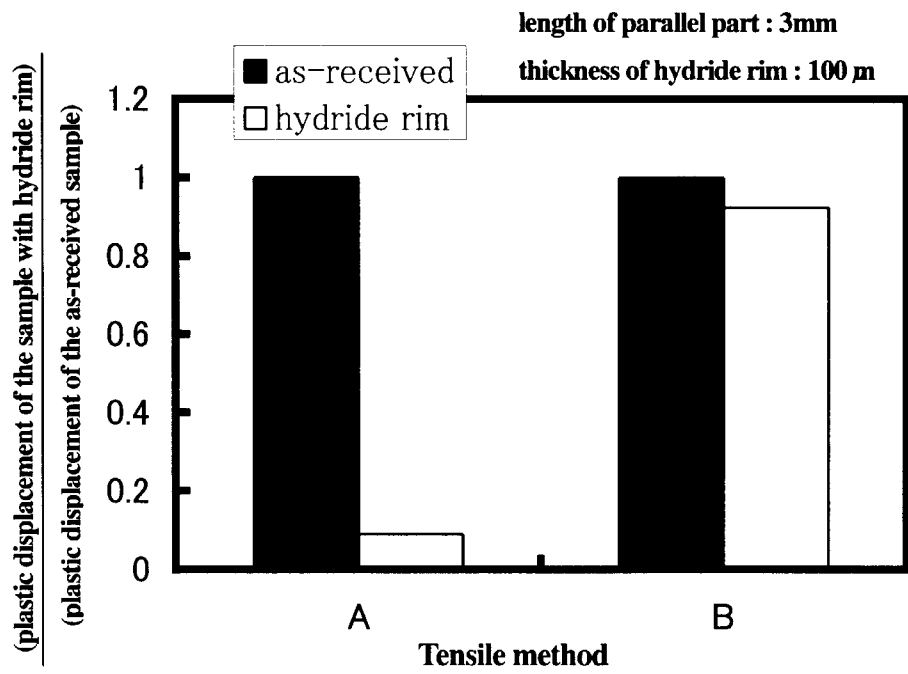


Fig.2.12-3 Comparison of tensile method

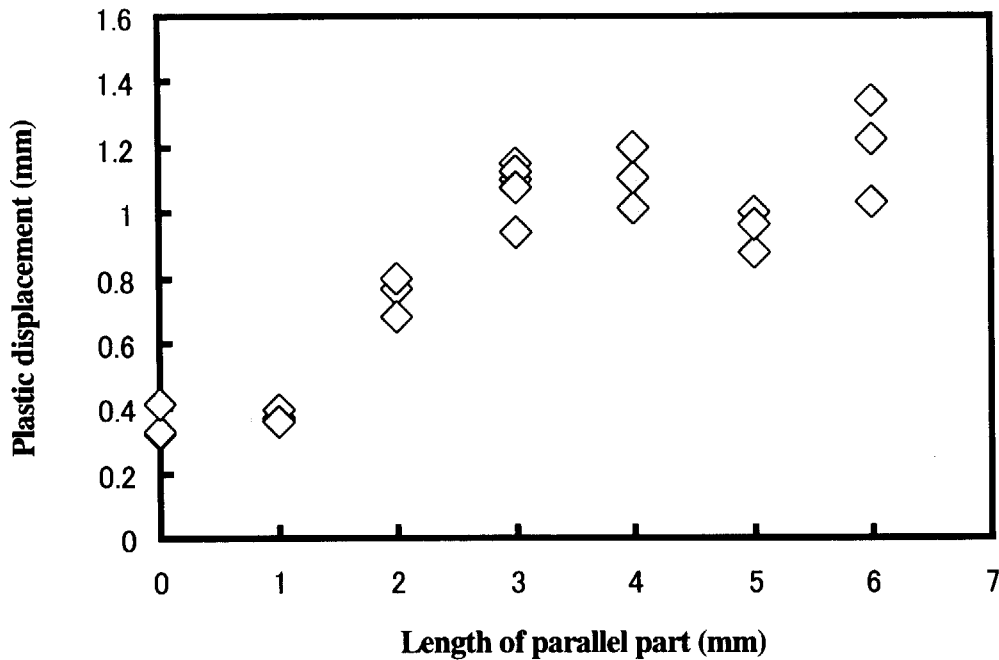


Fig.2.12-4 Change of plastic displacement with length of parallel part

2.13 NSR-FEM の開発

NSRR 実験における燃料ペレット温度、被覆管の温度・応力の変化等、必要ではあるが測定できない量の推定、及び実験とは異なる条件での燃料挙動の予測に NSR-77⁽¹⁰⁾及び FRAP-T6コード⁽¹¹⁾を主に用いてきた。特に照射済燃料実験に対しては FRAP-T6 コードの物性値や変形モデルを照射の効果を取り入れたものに改良し、DNB 後の FP ガスによる大きな変形の解析に対し成果を挙げている⁽¹²⁾。しかしながら、これらのコードはペレットを剛体と仮定し、薄肉の被覆管を変形させる簡易変形モデルを基本としているため、高燃焼度 PWR 燃料の PCMI 破損で問題となる変形を、外面に酸化膜が存在し金属層にも水素化物が偏在する被覆管を適正に取り扱い応力場を評価する十分な能力を有さない。このため、有限要素法(Finite Element Method: FEM)によりペレット中及び被覆管中の応力分布等を正確に評価するためのコード NSR-FEM の開発を行った⁽¹³⁾。同コードでは、線出力履歴、冷却条件、等を入力に、燃料棒 1 本をパルス照射した場合の温度、変形を計算する。

未照射燃料を室温、大気圧、静水条件でパルス照射し、エンタルピー 180cal/g(753 J/g)を与えた実験 356-12 を NSR-FEM 及び FRAP-T6 で計算した結果を Fig. 2.13-1 に実測値と比較して示す。両コードによる被覆管表面温度の計算値は、実測値と良い一致を示している。燃料温度に関しては実測値は無いが、両コードの結果は良く一致している。NSRR 実験では、燃料はパルス照射により瞬時にほぼ断熱的に加熱されるので、計算の入力となる発熱量が正しく評価されていれば、燃料最高温度の評価は比較的容易である。その後の温度挙動については、被覆管温度が妥当に計算されていることから、除熱計算はほぼ信頼できるものと考えられる。

燃料の半径方向の出力分布は、核分裂性核種の分布が均一な未照射燃料においても、中性子の自己遮蔽効果により凹型である。このため、反応度事故初期の温度分布はこれに対応して、Fig. 2.13-2 左図に示すように凹型であるが、時間の経過と共に外周部から冷却され同右図に示す凸型に変化する。パルス照射初期の 0.248s

では、外周部の熱膨張が中心部に比べて大きいため、外周部で周方向の圧縮応力が、中心部で引っ張り応力が生じる。同図では負の応力が圧縮を示す。パルス後期の約2sでは、逆に中心部分の熱膨張が大きいため、外周部に大きな引っ張り応力が生じる。ペレット内の熱応力計算はNSR-FEMによる。被覆管は熱膨張したペレットに押し付けられ引っ張り応力を受け、FRAP-T6による計算では、既に0.248sでジルカロイ被覆管の降伏応力に達しようとしている。しかしながら、NSR-FEMでは、ペレット/被覆管の接触及び塑性変形計算に問題があり、妥当な結果が得られていない。今後、これらの計算モデルの開発・更新等を行いNSRR実験に適応したコードとして開発・整備を進める。

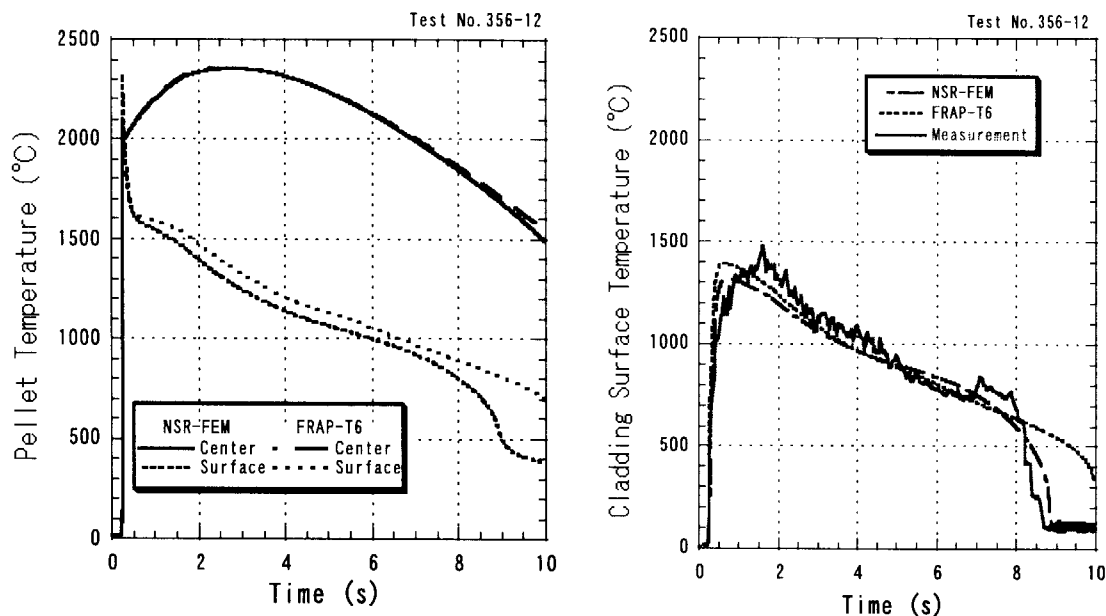


Fig. 2.13-1 Temperature histories in test 356-12 measured and calculated with FRAP-T6 and NSR-FEM.

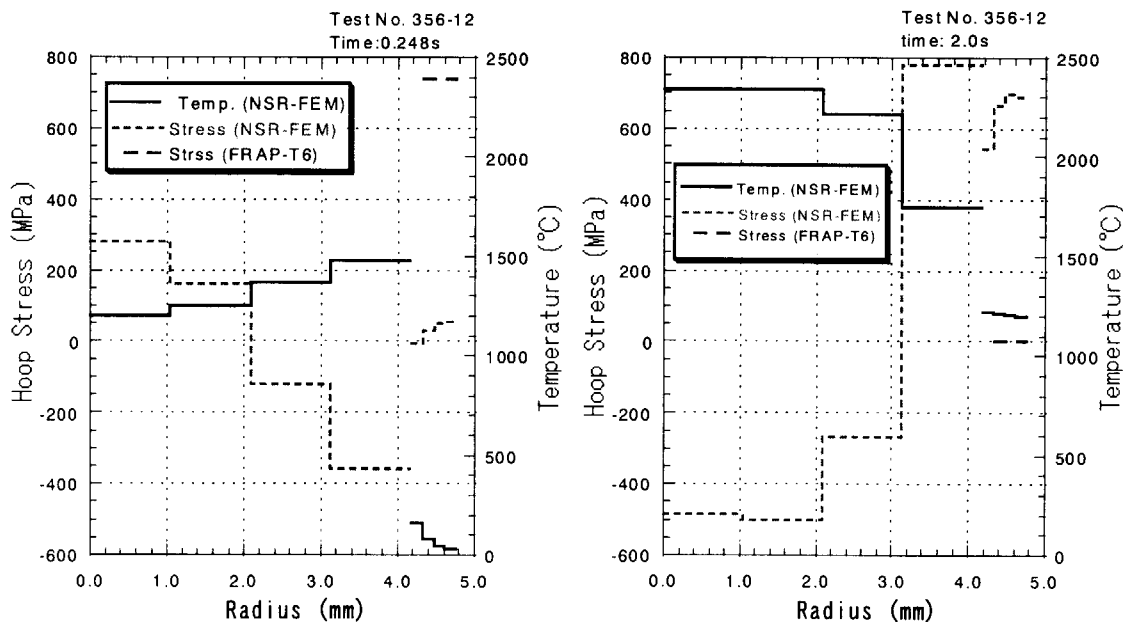


Fig. 2.13-2 Radial temperature and stress profiles in test 356-12 calculated with FRAP-T6 and NSR-FEM.

2.14 国際協力

前年までに引き続き、米国原子力規制委員会(NRC)及びフランス原子力安全・防護研究所(IPSN)と研究協力協定に基づく情報交換を行い、NRCの軽水炉安全性情報交換会議、IPSN主催のCABRI実験レビュー会議に参加するとともに、NSRRレビュー会議を開催した。さらに、NRCが進めている「重要な現象の抽出と優先順位付け」(Phenomena Identification and Ranking Table; PIRT)活動では、NRCの要請に応じてパネルメンバーを送り、PWRにおける反応度事故において支配的な現象の抽出、現有の知見の不確実さの特定などに関する議論・投票に加わり、報告書の作成に協力した。

参考文献

- (1) Nakamura T. et al. : to be published in Nucl. Technol. (2000 Feb.).
- (2) Schmitz F, Papin J. and Gonner C. : "RIA Tests in CABRI with MOX Fuel", Proc. of Int. Symp. on MOX Fuel Technologies for Medium and Long Term Deployment: Experience, Advances, Trends., Vienna, Austria 17-21 May 1999.
- (3) Nagase F, Otomo T. and Uetsuka H., JAERI-Research 98-064, "High-pressurization-rate Burst Test of Hydrided Zircaloy-4 Fuel Cladding at Room Temperature" (1998) [Text in Japanese].
- (4) Otomo T., Nagase F. and Uetsuka H., JAERI-Tech 99-071, "Design and fabrication of cladding tube burst test apparatus with high pressurization rates" (1999) [Text in Japanese].
- (5) 中村武彦 他、JAERI-Research 98-052, "NSRR 照射済燃料実験での発熱量評価" (1998).
- (6) Lathrop K. D. and Brinkley F. W., "TWO TRAN-II: An Interfaced, Exportable Version of TWO TRAN Code for Two-Dimensional Transport", LA-4848-MS, Los Alamos Scientific Laboratory (1973).
- (7) 森貴正、中川正幸 : JAERI-Data/Code 94-007, " MVP/GMVP 連続エネルギー法及び多群法に基づく汎用中性子・光子輸送計算モンテカルロコード" (1994).
- (8) 永瀬文久、大友隆、上塚寛 : JAERI-Research 98-064, "室温における水素吸収ジルカロイ4 燃料被覆管の高速バースト試験" (1998).
- (9) 齋藤 : JAERI-M 9756, "燃料棒急加熱条件下における燃料過渡挙動の可視的研究" (1981).
- (10) 大西信秋 他、JAERI-M 82-050 (1982).
- (11) Seifken L. J. et al., NUREG/CR-2148, EGG-2104 (1981).
- (12) Nakamura T. et al., J. Nucl. Sci. Technol., 33[12] (1996).
- (13) 石島、吉永 : 私信.

3. 冷却材喪失事故時挙動研究

3.1 研究の概要

冷却材喪失事故(LOCA)は安全評価において考慮すべき主な想定事故のひとつである。代表的な解析例では、LOCA時に被覆管の最高温度は1000~1400Kに達し、被覆管は数分間高温の水蒸気に曝されると推定される。その後、非常用炉心冷却装置からの注水により、燃料集合体は急冷される。このようなLOCA事象において、燃料棒では以下のような現象が起これらと考えられる。

- 温度上昇に伴い燃料棒内圧が原子炉一次系の系圧を大きく上回り、また被覆管の強度が低下するため、被覆管は膨らみ破裂する。
- 被覆管は水蒸気によって酸化され、酸化が著しい場合には脆化する。
- 脆化した被覆管は再冠水時の急冷による熱衝撃によって破損する可能性がある。

ところで、燃料の高燃焼度化に伴い、被覆管では酸化膜が成長し水素吸収量と中性子照射量が增大する。ペレット中には核分裂性ガスが蓄積し、ペレットと被覆管の間には化学的なボンディングが生じる。また、高燃焼度化に対応して、被覆管肉厚や直径の減少をはじめとする燃料棒仕様変更が行われている。これらの高燃焼度化因子が、LOCA条件下での燃料挙動に及ぼす影響は十分には明らかにされていない。特に被覆管の延性低下につながる腐食、水素吸収、中性子照射はLOCA時燃料棒破損挙動に影響を及ぼす可能性がある。

そこで、軽水炉燃料の安全性研究の一環として、11年度より高燃焼度燃料のLOCA時挙動に関連した試験計画を開始した。目的は、高燃焼度効果がLOCA条件下での燃料挙動に及ぼす影響を評価することである。ECCS性能評価のための安全指針は、LOCA時の冷却材の喪失及び炉心の冷却過程において被覆管がその延性を極度に失うことなく炉心が冷却可能形状を保持し続けることを保証するために、被覆管の酸化条件(最高温度と酸化量)を規定している。現行指針の制定時に参考とされた実験データは、未照射被覆管を用いて取得されたものである。したがって、本試験計画で取得した知見は、被覆管脆化に関する現行ECCS性能評価指針(基準)の高燃焼度範囲への適用性を確認するための基礎データとなる。

本試験計画では、

- (1) 高燃焼度燃料の特性を把握するための詳細な照射後試験
- (2) LOCA時に予想される温度遷移を経験した被覆管の機械特性試験(軸方向引張試験やリング引張試験)
- (3) LOCA時燃料挙動に直接関連した試験として、(a)予備酸化と予備水素吸収が被覆管酸化に及ぼす影響を個別に調べる酸化試験、(b)被覆管破裂試験、(c)LOCA時に起こる一連の現象(破裂、酸化、再冠水による急冷)を模擬し燃料棒の耐破損特性を調べる急冷破断試験を実施する。

本試験計画では、高燃焼度効果の重畳的な効果だけでなく分離的な効果も調べるために、数種類の被覆管試料を用いる。すなわち、予備酸化/予備水素化/研究炉(JRR-3)照射を行った模擬高燃焼度燃料被覆管と動力炉照射済燃料から採取した被覆管である。試験計画をTable 3.1-1に示す。1999年には、主に、水素添加をした非照射被覆管試料を用いて酸化試験と急冷破断試験を実施し、水素吸収が酸化速度や急冷時の耐破損特性に及ぼす影響を明らかにすることができた。今後、JRR-3照射試料を含めた模擬高燃焼度燃料等を用いて、多種の試験を実施する計画である。

Table3.1-1 Schedule of LOCA test program at JAERI

Fiscal year in Japan	1999	2000	2001	2002	2003
Pre-test characterization	PWR 48 MWd/kgU		BWR 41 to 61 MWd/kgU		
Oxidation test	Unirradiated		Irradiated		
Burst test	Unirradiated		Irradiated		
Thermal shock test	Unirradiated		Irradiated		
Mechanical testing	Unirradiated		Irradiated		
JRR-3 sample irradiation	No.1 capsule		No.2 capsule		

3.2 LOCA実験

3.2.1 被覆管高温酸化実験

安全評価等に用いられる Baker-Just 式⁽¹⁾をはじめとした被覆管の酸化速度評価式の多くは、1273K 以上の高い温度範囲で求められたものである。1273K 以下の温度範囲については、これらの酸化速度式を低温側に外挿し酸化量の評価が行われている。1273K 以下についても酸化量を最適に評価するためには、酸化速度などに關し十分なデータが必要である。しかし、773~1273K (500~1000°C) の中間的な温度範囲における被覆管酸化速度を評価した研究例は少ない。そこで、773~1573K (500~1300°C) の広い温度範囲について被覆管の水蒸気中酸化速度の評価を行った。試験に用いた試料は低スズ (1.3wt% Sn) ジルカロイ-4被覆管である。Fig.3.2-1 に各試験温度で得られた重量増の時間依存性を示す。同一試料に対し等温酸化-冷却-重量測定を繰り返し、重量増の時間依存性を取得する手法もあるが、本研究では、データ点で示される各酸化条件(温度-時間)についてそれぞれ別個の試料を用いて等温酸化を行い、冷却後重量増を測定した。Leistikow らのデータ⁽²⁾を比較のために図中に点線で示す。1273K を超える温度範囲で良い一致が見られるが、それ以下の温度では酸化量に差が見られ、本試験で得られた酸化量は比較的小さい。本試験で用いた被覆管と Leistikow らが用いた被覆管では、Sn 濃度や製造時の熱処理条件に差があるが、その差が酸化速度に及ぼす影響は小さいと考えられる。Leistikow らが行った実験の詳細は不明だが、同一試料に対し等温酸化-冷却-重量測定を繰り返した場合、比較的重量増が大きくなり酸化速度を過大評価する可能性がある。

運転中に被覆管上に形成される酸化膜と酸化に伴い吸収される水素が、LOCA 時の高温酸化挙動に及ぼす影響を分離的に調べるために、予め酸化膜を付加した被覆管と水素を添加した被覆管に対し水蒸気中 973~1573K の範囲で酸化試験を実施した。予備酸化膜は酸素ガス中、約 720K において付加し、酸化膜厚さは 40~

50 μm であった。予め酸化膜を付けた被覆管では、高温酸化初期のある一定時間(例えば、1373K においては 1800s)、酸化の抑制が観察された。また、予備酸化膜のクラック位置から高温酸化が開始し内側の金属相に進展することで、抑制効果が消失していくことがマイクロ組織観察により明らかになった。200~1600wtppm の水素を添加した試料に対する 500~1300°Cでの酸化試験の結果を Fig.3.2-2 に示す。比較的低温では水素添加の影響は小さいが、950~1000°Cでは水素添加による明確な酸化の促進が見られる。酸化の促進は、水素濃度の増大に伴って大きくなる。ただし、現実的な条件(水素濃度 800wtppm 以下、酸化時間 600s 以下)を考えると、水素添加による酸化の促進は高々5%程度である。一方、1000°C以上では高濃度の水素添加は酸化を抑制する傾向にある。このように水素吸収が水蒸気中の高温酸化に及ぼす影響は、水素濃度、酸化温度、酸化時間に依存することが判明した。Zr-H や Zr-O 二次元系状態図との比較から、水素濃度や温度等に依存して変化する水素添加の影響は、Zr-H(あるいは Zr-H)合金や ZrO₂酸化膜の相構造の変化と関連があると考えられる。

Fig.3.2-3 に 1000~1300°Cに関する重量増と酸化時間の関係を示す。1000°C以上の温度範囲において、非水素添加及び水素添加管で評価された酸化量(重量増)と時間は、ほぼ2乗則($\Delta W^2 = K_w \times t$, ΔW : 重量増, K_w : 2乗則定数, t : 酸化時間)に従う。各温度について求められた2乗則定数(酸化速度定数)を温度の逆数の関数として Fig.3.2-4 に示す。非水素添加試料について得られた反応速度定数は、 $K_w [g^2/cm^4/s] = 0.479 \exp(-174/RT)$ である。ここで、活性化エネルギーの単位は kJ/mol/K, 気体定数 R は 8.314 J/mol/K, 温度の単位は K である。従来研究と酸化速度定数を比較すると、Cathcart⁽³⁾や Suzuki ら⁽⁴⁾⁽⁵⁾の結果よりわずかに低く、Leistikow らの結果とほぼ一致している。比較的高い温度において、非水素添加試料と水素添加試料(1600wtppm)との間に反応速度定数の差が見られるが、その差は小さい。

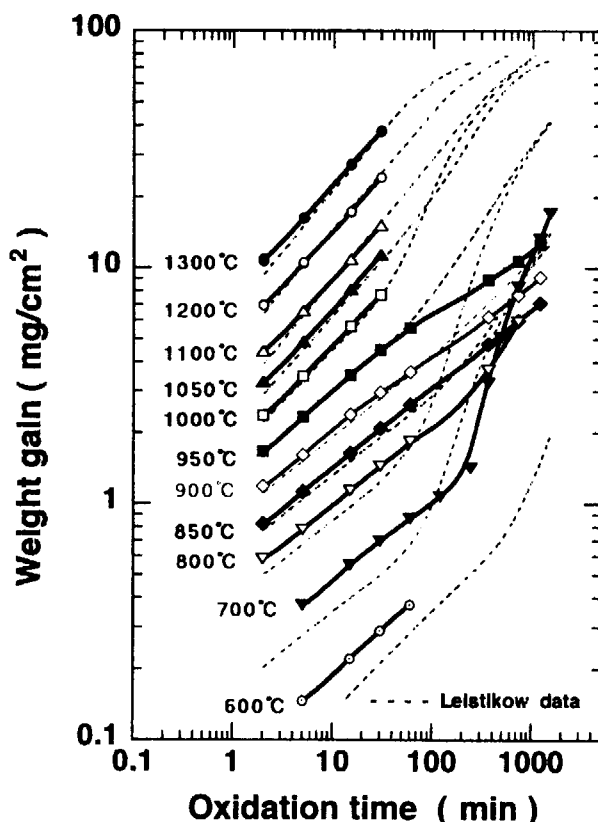


Fig.3.2-1 Weight gain of Zircaloy-4 oxidized in steam for the temperature range from 600 to 1300°C as a function of oxidation time.

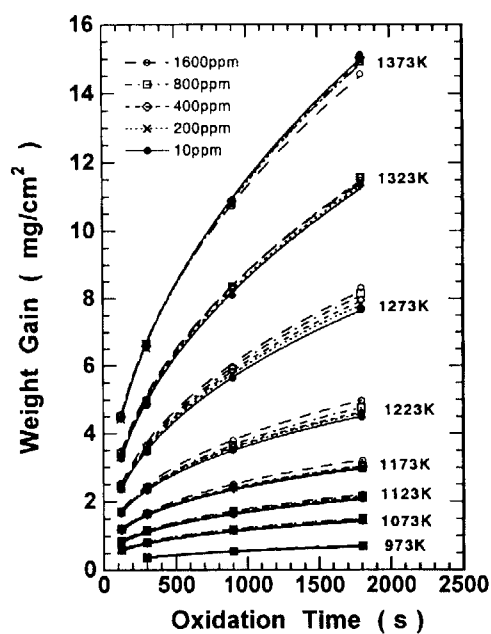


Figure 3.2-2 Weight gain of pre-hydrated samples oxidized at 973 to 1373 K as a function of oxidation time.

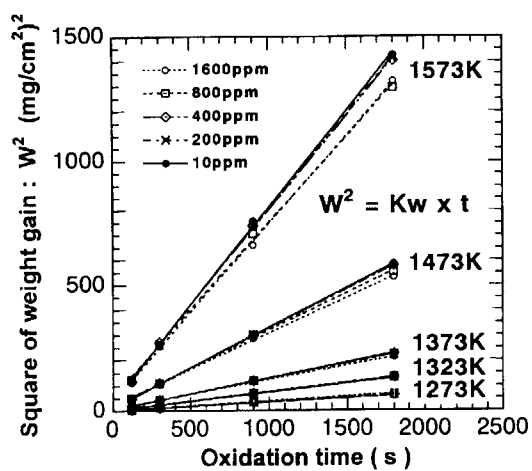


Figure 3.2-3 Correlation between square of weight gain and oxidation time of pre-hydrated samples for temperature range from 1273 to 1573 K.

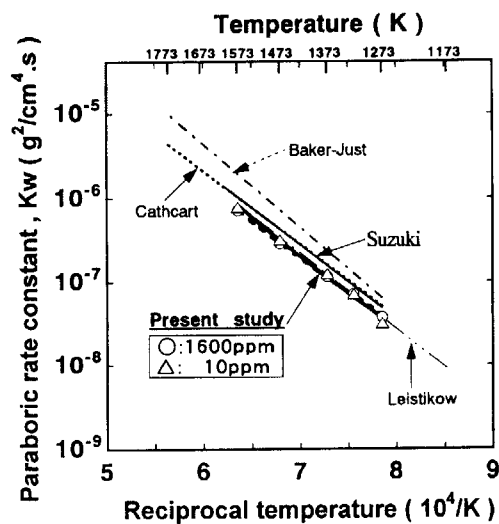


Figure 3.2-4 Temperature dependence of parabolic rate law constants for oxidation of hydrided Zircaloy-4.

3.2.2 燃料棒急冷破断実験

LOCA 時の水蒸気酸化により被覆管は脆化し、これが著しい場合には、再冠水時に生じる熱応力や熱衝撃により被覆管が破断する可能性がある。このような事象を防止するために被覆管の脆化に関する基準(最高被覆管温度 1474K(1200°C)、酸化量 15%ECR*以下)が ECCS の性能評価指針のなかで定められている。原研では高燃焼度燃料の安全評価や燃料の高燃焼度化に対応した指針策定に役立つデータを提供するため、実炉での LOCA 条件を模擬した燃料棒急冷破断実験を行っている。実験には、長さ 600mm の被覆管の両端に端栓を溶接した全長約 800mm の短尺模擬試験燃料棒を用いる。模擬燃料棒には、 UO_2 ペレットと同等の熱容量を持つアルミナペレットを装荷し、約 1050K で膨れ・破裂するよう Ar ガスを加圧封入する。実験装置の模式図を Fig.3.2-5 に示す。本装置は引張り試験機、赤外線イメージ炉、蒸気発生器及びクエンチのための注水装置から構成され、LOCA 時の燃料挙動を単純化して模擬できるようにした装置である。模擬燃料棒を引張り試験機の中央にセットし、石英反応管で覆い、その周りを赤外線イメージ炉で取り囲んでいる。試験においては、先ず装置下部からの蒸気により、模擬燃料棒を蒸気雰囲気満たす。次に、赤外炉により燃料棒を加熱し、一定時間等温酸化し、装置下部からの注水によって模擬燃料棒を急冷する。温度制御及び被覆管温度測定は、被覆管表面にスポット溶接した R タイプの熱電対を用いて行う。

14×14PWR 型燃料(未照射材)を用いて Uetsuka ら⁶⁾が以前実施した急冷実験結果を Fig.3.2-6 に示す。図においては、急冷時に破損した酸化条件を黒丸(●)で、破損しなかった条件を白丸(○)で示している。LOCA 時、被覆管は加熱と酸化膜成長により軸方向に膨張し、急冷時に収縮する。燃料棒の変形やスペーサーとの相互作用等により冷却時の収縮が拘束され、被覆管に引張り荷重が作用することが十分考えられる。そこで、図に示す試験では、軸方向拘束条件に対し安全側に設定した完全拘束条件下(模擬燃料棒の上下端を完全固定)で、模擬燃料棒を急冷した。図は、約 20%ECR 以上の酸化量を与えた場合に熱衝撃で破損することを示している。したがって、破損限界は ECCS 性能評価指針における基準値(15%ECR)より十分大きく、基準値が十分な安全裕度を持つことが示され、1981 年の指針見直しにあたって基礎検討資料とされた。

現在、高燃焼度燃料で用いられる 17×17PWR 型(未照射材)被覆管を使用した急冷破断実験を進めている。これまでに実施した急冷破断試験で得られた温度-酸化時間上の破損マップを Fig.3.2-7 に示す。図(a)は、製造したままの 17×17 型燃料被覆管に対する試験結果である(破損●、非破損○)。14×14PWR 型燃料被覆管に比べ薄肉化されているが、破損限界酸化条件は大部分の温度範囲で約 20%ECR であり、14×14PWR 型燃料被覆管とほぼ同等である。ただし、1150°C を超える高温側では限界酸化条件が低下する傾向が見られる。あらかじめ 300~500wtppm の水素を吸収させた水素吸収管に対する試験結果を図(b)に示す(破損▲、非破損△)。試験数が少なく、水素吸収管に関する破損限界条件は明確ではないが、酸化量 17~20%ECR 程度でも破損例が見られ、製造したままの被覆管に比べて破損限界が低いことは明らかである。すなわち、本試験の結果は、運転時の水素吸収が LOCA 時の破損限界酸化量を低下させる可能性があることを示している。今後、酸化条件(酸化温度、酸化時間)や試験条件(酸化膜付き被覆管、厚肉被覆管)を変えた多くの実験を実施すると共に、酸化膜付き被覆管、照射済み被覆管を使用しての急冷実験を実施する。

*ECR(Equivalent Cladding reacted): 酸化反応でジルカロイ中に吸収された酸素が全て化学量論組成の ZrO_2 を生成すると仮定した場合の全被覆肉厚に対する ZrO_2 酸化膜の厚さの割合

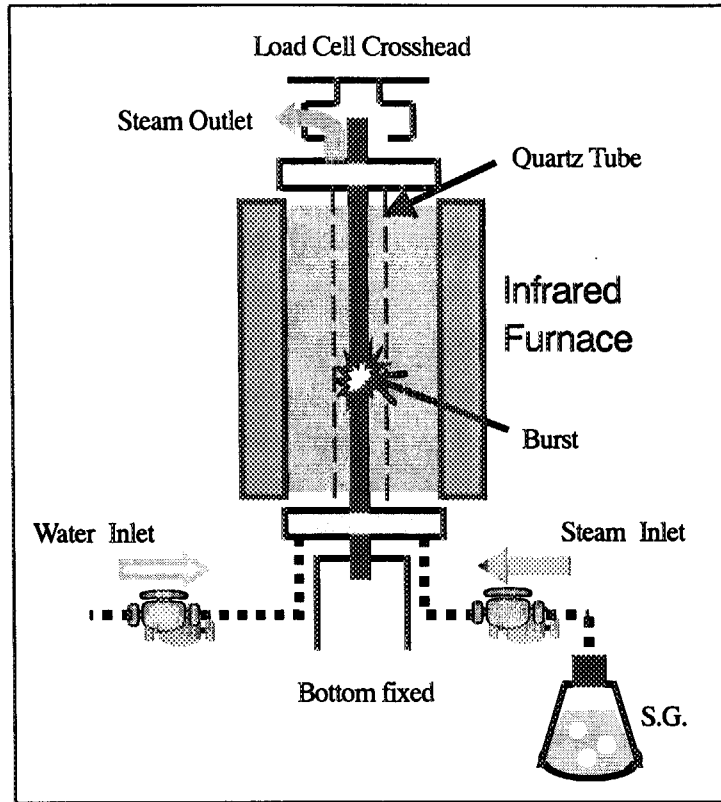


Fig.3.2-5 Schematic of thermal shock test apparatus

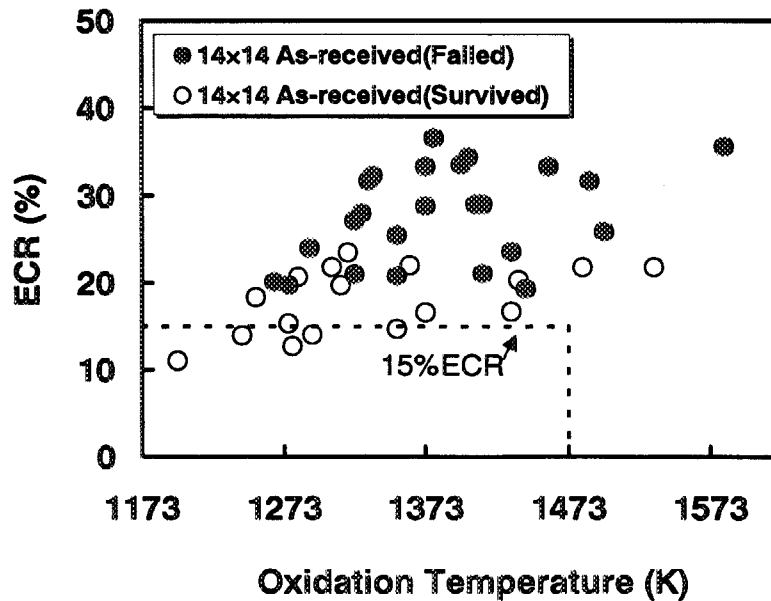


Fig.3.2-6 Failure map for 14x14 cladding by thermal shock under axial restraint condition relative to duration and temperature of isothermal oxidation after rupture in steam.

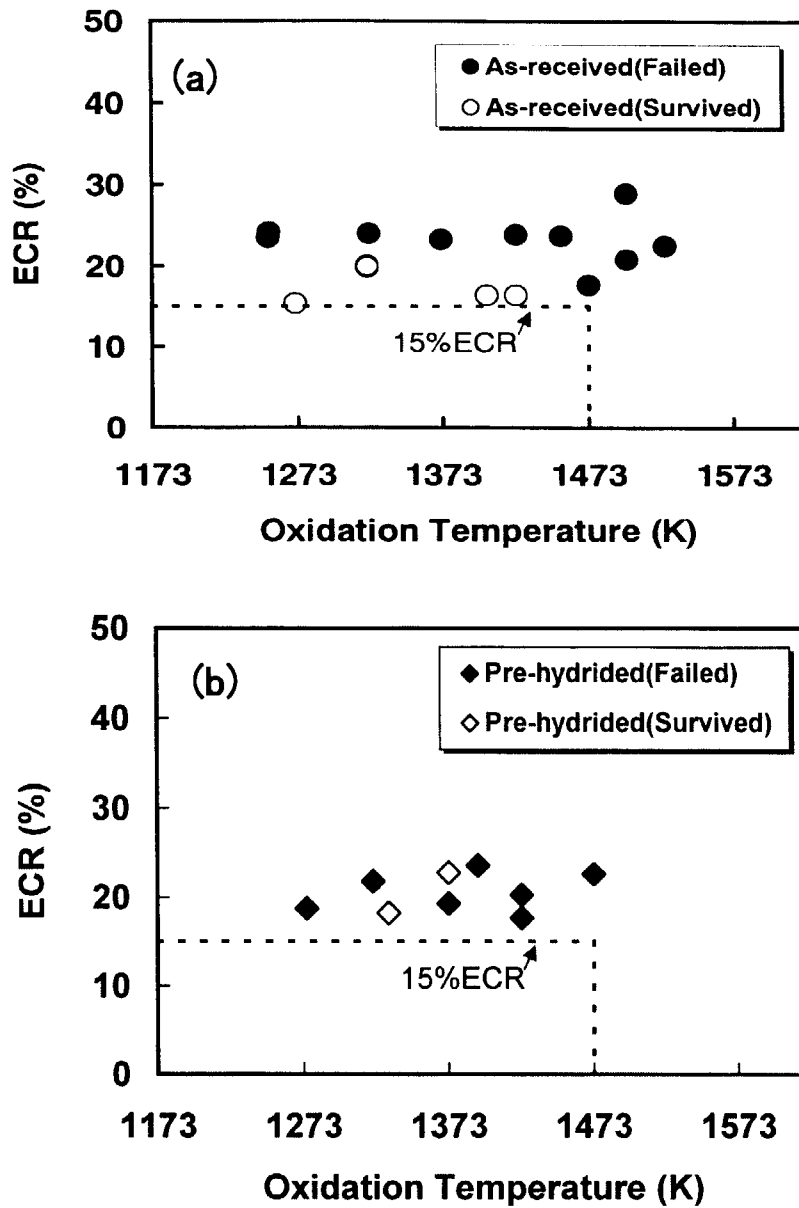


Fig.3.2-7 Failure map for 17×17 cladding by thermal shock under axial restraint condition relative to duration and temperature of isothermal oxidation after rupture in steam, (a) As received sample, (b) Hydrided sample.

3.3 照射済試料実験の準備

3.1 に述べたように、JRR-3 照射試料及び動力炉照射済み燃料棒から採取する被覆管試料に対する急冷破断試験を実施する計画である。現在、JRR-3 において被覆管試料のキャプセル照射を進めると共に、照射試料の急冷破断試験に必要な機器の整備を、原研・東海研究所・燃料試験施設において進めている。

3.3.1 JRR-3 照射

被覆管の酸化試験、機械特性試験、バースト試験、急冷破断試験に供し、中性子照射が LOCA 時挙動に及ぼす影響を調べるために、JRR-3 において被覆管試料のキャプセル照射を行っている。照射キャプセルは2体であり、キャプセル名は RGM-54H と RG-64H である。いずれにおいても照射温度は約 360°C、照射雰囲気は不活性である。RGM-54H には、ジルカロイ-4被覆管(外径9.50、内径8.36mm)、長さ160mmを14本、長さ50mmを7本装荷している。被覆管試料の一部には、照射前に約400wtppmの水素添加処理を施した。本キャプセルで照射した試料は、主に酸化試験、機械特性試験、バースト試験に供する予定である。RGM-54H の照射開始は1998年3月であり、照射終了は2000年5月末である(約15サイクル)。予想される高速中性子量は約 $3.0 \times 10^{25} \text{ n/m}^2$ ($E > 1 \text{ MeV}$) である。RGM-64H には、外径9.50、内径8.36、長さ600mmのジルカロイ-4被覆管を7本装荷した。被覆管試料の一部には、照射前に約400wtppmの水素添加処理を施した。本キャプセルで照射した試料は、主に急冷破断試験に供する予定である。RGM-64H は1999年7月より16サイクル照射され、照射終了は2001年5月末である。なお、予想される高速中性子量は約 $3.5 \times 10^{25} \text{ n/m}^2$ ($E > 1 \text{ MeV}$) である。

3.3.2 急冷破断試験

原研・実用燃料試験施設において実施する照射試料に対する急冷破断試験に必要な機器整備を進めている。これまでに整備を終了した機器は、試料調整のための脱燃料装置及び内面観察装置とホットセル用急冷破断試験装置である。

脱燃料装置の概略を Fig.3.3-1 に示す。動力炉照射済み燃料の急冷破断試験においては、燃料ペレットを除去し、被覆管のみを試料に用いる。従来、燃料試験施設において脱燃料可能な燃料長さは約 150mm であったが、本装置を用いて、長さ300mmの燃料棒からの脱燃料が可能となる。Fig.3.3-1 に示すように、本装置は主にダイヤモンド・コアドリル、コアドリルチャック及び駆動部、試料ホルダー、水槽等から構成される。試料ホルダーに固定した燃料棒を水槽内に固定し、ダイヤモンド・コアドリルを試料側へスライドさせ、燃料棒内のペレットを切削、除去する。脱燃料後、Fig.3.3-2 に示す内面観察装置を用いて燃料被覆管内面の健全性を確認する。内面観察装置は、石英ファイバーを利用したボアスコープを脱燃料済みの被覆管に挿入し、CCD カメラを用いて被覆管内面を観察するものである。

Fig.3.3-3 にホットセル急冷破断試験用の試験体の設計図を示す。燃料ペレットを除去した長さ300mmの被覆管試料を用いる。被覆管内にアルミナペレットを詰めた後、両端にジルカロイ製の端栓を電子ビーム溶接し、これにステンレス鋼製のコネクションロッドを取り付ける。試験体下端は後述する急冷破断試験装置にねじ込み固定し、上端は必要に応じてフックにて固定できる構造とした。試料の全長は、668mm である。Fig.3.3-4 にホットセル仕様の急冷破断試験装置の概略図を示す。装置は、島津製作所製の卓上引張試験機 AGS-5kNG、下部フランジ、石英管、上部フランジ、赤外線イメージ炉(真空理工社製 EP-610、加熱長約260mm)等からなる。下部フランジは試料固定、石英管保持、水蒸気及び急冷用冷却水の導入の機能を持つ。基本的には非照射試料に対する

試験装置と同じ構造であるが、下部フランジ構造と試料上端の保持構造等において、セル内でのマニプレータを用いた遠隔操作を考慮した設計となっている。

現在、試験体内を 50kg/cm^2 まで加圧し加圧口を TIG 溶接封入する加圧封入装置と、熱電対の試料表面への溶接を自動化した熱電対溶接装置を製作している。

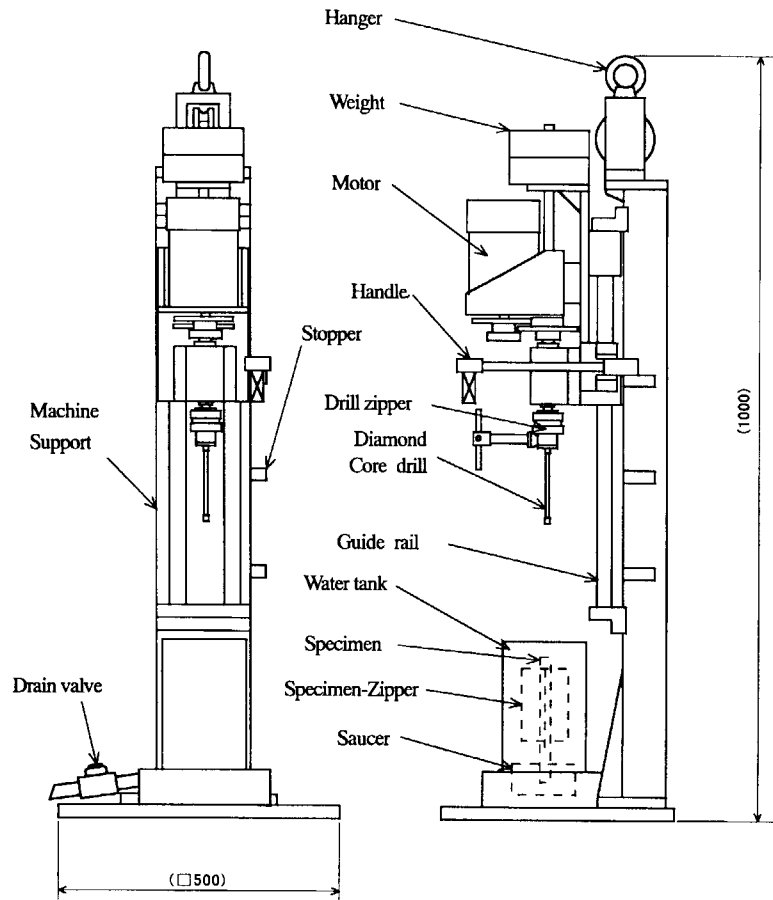


Fig.3.3-1 Pellet drilling machine

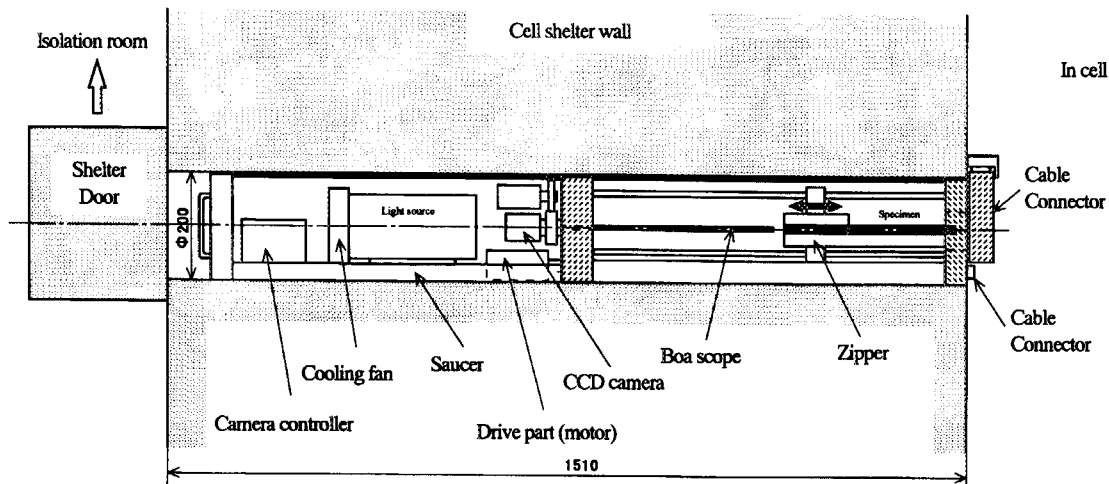


Fig.3.3-2 Apparatus of cladding inner surface observation

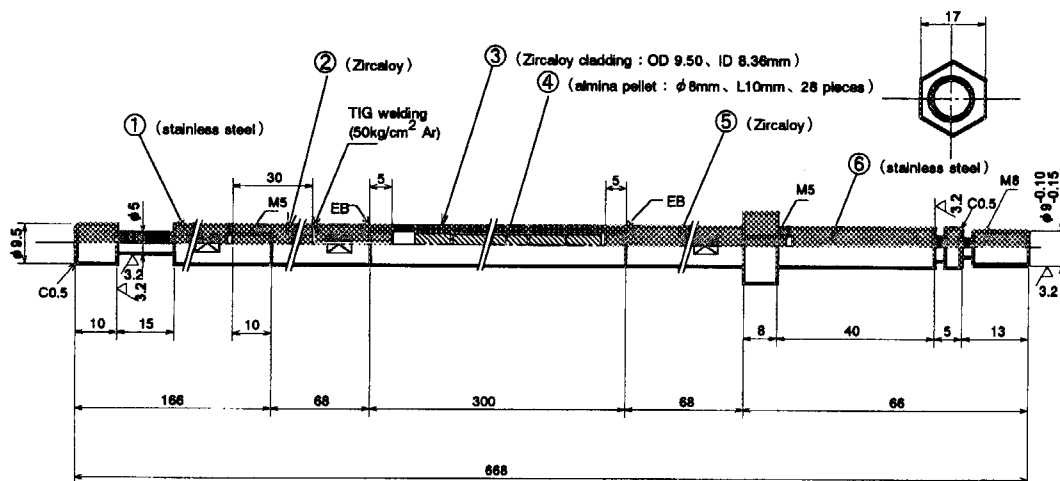


Fig.3.3-3 Design of test rod for thermal shock test of irradiated cladding

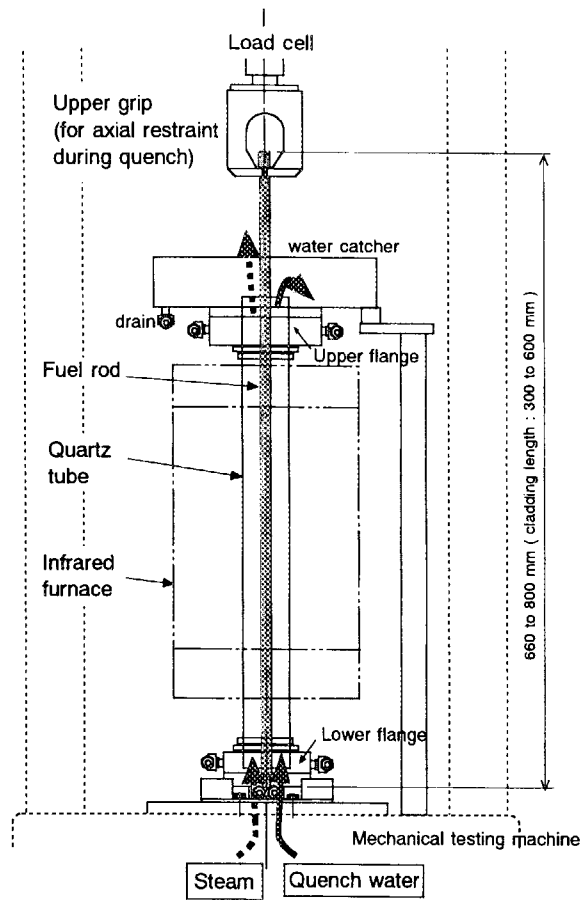


Fig.3.3-4 Schematic drawing of apparatus for thermal shock test of irradiated cladding

3.4 国際協力

高燃焼度燃料の LOCA 時挙動に関し研究を進めている主な研究機関は、米国・アルゴンヌ国立研究所 (ANL) とフランス原子力安全・防護研究所 (IPSN) である。原研と IPSN の間では、「原子力安全防護分野における協力取決め」を 1994 年 6 月に締結し、相互に重要と認める個々の課題について情報交換や共同研究を行うため、この親協定の下に、特定協力課題に関する協定 (STC) を必要に応じて締結して研究協力を行ってきている。このため、高燃焼度の LOCA 時挙動についても、12 年度以降、特定協力課題 (STC8; Cooperation agreement on behavior of high burnup fuel in case of Loss-of-Coolant Accident) を締結することとし、協定締結に向けて 事務手続きを開始した。ANL との間においても、試験計画、試験技術、試験結果の評価等について情報交換を行っている。

参考文献

- (1) Baker, L. and Just, L.C., "Studies of Metal-water Reactions at High Temperatures, III. Experimental and Theoretical Studies of the Zirconium-Water Reaction", ANL-6548, 1962.
- (2) Leistikow, S., Schanz, G., and Berg, H. v., "Kinetik und Morphologie der Isothermen Dampf-Oxidation von Zircaloy 4 bei 700- 1300 C", KfK report 2587, 1978.
- (3) Cathcart, J. V., "Quarterly Progress Report on the Zirconium Metal-Water Oxidation Kinetics Program", ORNL/NUREG/TM-41, 1976.
- (4) 鈴木元衛、川崎了、古田輝夫 "冷却材喪失事故条件下でのジルカロイ被覆管と水蒸気との反応および延性変化(1200℃以上におけるジルカロイ被覆管と水蒸気との反応)" JAERI-M6879, 1977.
- (5) S. Kawasaki, T. Furuta and M. Suzuki, "Oxidation of Zircaloy-4 under High Temperature Steam Atmosphere and Its Effect on Ductility of Cladding," J. Nucl. Sci. Technol., Vol.15, pp 589-596, 1978.
- (6) H.Uetsuka, T. Furuta and S. Kawasaki, "Failure-bearing Capability of Oxidized Zircaloy-4 Cladding under Simulated Loss-of-Coolant Condition" J. Nucl. Sci. Technol., Vol.20, pp 941-950, 1983.

4. 通常運転時挙動研究

4.1 研究の概要

JMTR(Japan Materials Testing Reactor)を用いた照射研究では、大飯2号炉で照射された UO_2 燃料棒を再加工・再計装(中心温度計と燃料棒内圧計を組み込み)して沸騰水キャプセル(Boiling Water Capsule, BOCA キャプセル)を用いて再照射する試験を行い、燃料の熱特性の劣化と FP ガス放出に関する知見を得た。また、高燃焼度対応の PWR17x17型燃料である高浜3号燃料棒(約 50GWd/t)から2本の燃料棒の短尺化・再加工を東海研実用燃料試験施設で行い、追加照射により高燃焼度を得るため JMTR に輸送した。大飯1号燃料(約 50GWd/t)の無計装キャプセルによる追加照射を継続し、現行の商用炉での許認可燃焼度を超える最高燃焼度約 63 GWd/t を達成した。

高燃焼度燃料の照射後試験では、大飯2号炉で照射されたガドリニア添加燃料(約 28GWd/t)の熱拡散率の測定を行い、室温から 1800K にわたってのデータを得た。

共同研究としては、JRR-3 を用いた三菱重工(株)との「高燃焼用PWR燃料の照射特性に関する研究」と、ハルデン炉を用いた国内諸機関との7件のハルデン共同研究を実施した。いずれの共同研究も順調に進捗している。

国際協力では、第11期ハルデン原子炉計画(1997年1月から1999年12月)に引き続き加盟し、高燃焼度燃料の熱特性の劣化、被覆管の腐食挙動・クリープ特性等に関するデータを入手し、解析コードの検証などに利用した。

4.2 JMTR を用いた照射研究

燃料ペレットの熱伝導度は燃焼度の増加とともに FP の蓄積や、照射損傷の蓄積等により、低下することが知られており、一方、出力変動時の FP ガス放出については、出力低下時に顕著な燃料棒内圧の上昇が見られる例があることから、出力サイクル時の FP ガス放出挙動に関心がもたれている。当研究室では、商用炉で使用された照射済燃料を短尺化・再加工して、燃料棒内圧計等を再計装し、JMTRの BOCA キャプセルを用いて再照射し、燃料の熱伝導度の劣化と出力変動時の FP ガス放出に注目した試験を実施している。また、商用炉の許認可燃焼度を越える燃焼度での燃料の熱特性評価および出力変動時の FP ガス放出挙動を明らかにするため、現行の最高燃焼度 PWR 燃料棒を再加工し、さらに高燃焼度を得るための追加照射を JMTR において行っている。1999年には、大飯2号炉照射燃料の再照射試験を行い、また、燃焼度延伸のための照射を行うための高浜3号燃料の再加工を行い JMTR に輸送するとともに、大飯1号照射燃料の JMTR での追加照射を継続し、最高燃焼度約 63 GWd/t を達成した。

4.2.1 大飯2号炉照射 UO_2 燃料の再照射試験

大飯2号炉で照射され原研・燃料試験施設で短尺化された PWR17x17型燃料棒を JMTR に輸送し、燃料中心温度測定のための中心孔の加工および計装の装着を行った。まず、燃料棒内に導いた炭酸ガスを液体窒素冷却で凝固させて燃料ペレットを固定し、ダイヤモンドドリルによりペレット中心に直径 2.5mm、深さ約 50mm の孔をあけた。次に、この中心孔にモリブデンのスリーブを挿入してこれをを保護した後、外径 1.8mm のタングステン・レニウム系熱電対(W5%Re-W26%Re)と燃料棒内圧計(ペローズ)を組み込んだ二重計装用端栓を装着して溶

接した。

この燃料棒(スタック長 237mm, 燃焼度約 36 GWd/t)を BOCA キャプセルに組み込み、JMTR128 サイクルで再照射試験を実施した。照射は、最大線出力 340W/cm で行い、定常照射、負荷追従運転(14h 保持 6 サイクル)、出力サイクル運転(2h 保持 42 サイクル)を実施した。試験結果を Fig.4.2-1 に示す。中心温度は約 1250°C から高出力中に約 120°C の上昇を示し、燃料棒内圧は 340W/cm で約 2.4 気圧から約 5.0 気圧に上昇した。燃料中心温度の上昇は、FP ガス放出によるギャップコンダクタンスの低下によるものと推定される。

この燃料棒は、131 サイクルでさらに1サイクル照射する予定(2000 年 1~2 月)である。

4.2.2 高燃焼度燃料照射試験

高燃焼度対応の 17x17 型燃料である高浜3号燃料集合体(44 GWd/t)から2本の燃料棒を抜き出し、これを燃料試験施設において再加工した後、燃焼度延伸を目的とした照射のため JMTR に輸送した。2000 年には、この追加照射を終了し、燃料中心温度計および内圧計の再計装を行う予定である。

他方、商用炉での現行許認可燃焼度を超えることを目的とした、大飯1号再加工燃料棒4本の無計装キャプセルにおける追加照射を昨年から継続し、最高燃焼度約 63 GWd/t に達した。2000 年はさらに照射を継続する。

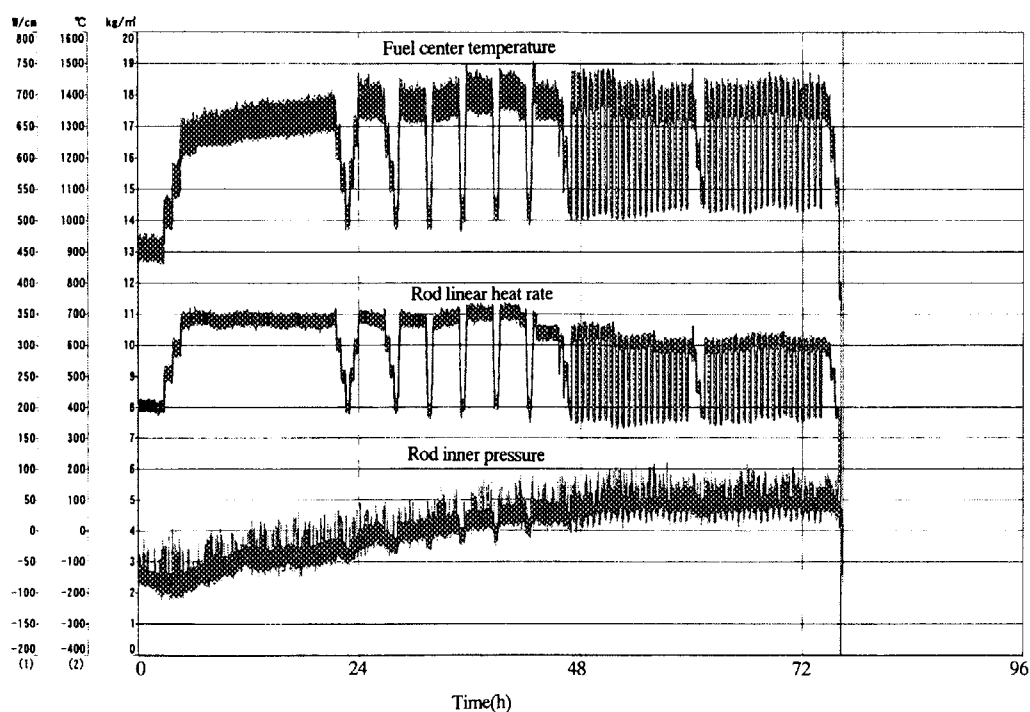


Fig.4.2-1 Fuel Temperature and Rod Inner Pressure during Re-irradiation test of Oi unit 2 fuel at JMTR

4.3 高燃焼度燃料の熱拡散率

高燃焼度燃料の照射後試験のひとつとして、大飯2号炉で照射されたガドリニア添加燃料の熱拡散率の測定を行った。

燃料棒の初期反応度を調整する目的で使用されるガドリニア添加 UO_2 燃料は、熱伝導度が UO_2 燃料より小さく、同一出力における燃料中心温度が UO_2 燃料に比べ高くなる。一方、燃料の熱伝導度は、燃焼度の増大とともに FP の固溶、照射欠陥の蓄積、FP ガス微小気泡の生成等により低下することが知られている。これらの効果が重畳するガドリニア入り燃料棒の燃焼度増大による熱特性の変化を明らかにすることは、FP ガス放出挙動や PCMI 等の燃料挙動を評価する上で重要である。そこで、商用炉で照射されたガドリニア入り使用済燃料から採取した試料を用いて熱拡散率の測定を行った。

実験方法としては、大飯2号炉で約 24 GWd/t まで照射されたガドリニア 6wt% 添加 PWR 燃料棒(17x17 型)から、約 1mm 厚さのペレットを切り出し、約 3mm 角の不定形の試料を採取した。この試料を用いて遮蔽型ペレット熱拡散率測定装置により、室温から 1800K の温度範囲にわたって熱拡散率を測定した。測定は測定最高温度を次第に上昇させながら繰り返し行い、温度履歴の影響を調べた。

Fig.4.3-1 に測定結果の一例を示す。比較のため、未照射 UO_2 及び未照射 6wt% ガドリニア添加 UO_2 の熱拡散率を示す。未照射 6wt% ガドリニア添加 UO_2 の熱拡散率は、未照射 UO_2 より低温側で大きく低下している。今回測定した照射試料の熱拡散率は未照射 6wt% ガドリニア添加 UO_2 の熱拡散率より低温側で 30% 程度小さくなっている。測定最高温度を上昇させながら測定を繰り返したところ、熱拡散率は低温側で次第に増大する傾向を示した。これは、照射欠陥の回復と、微小気泡の変化に起因するものと推定される。

次年では、比較のための UO_2 燃料(約 36 GWd/t)の熱拡散率の測定を行うとともに、高燃焼度 UO_2 燃料(約 50 GWd/t)の熱拡散率の測定を行う予定である。

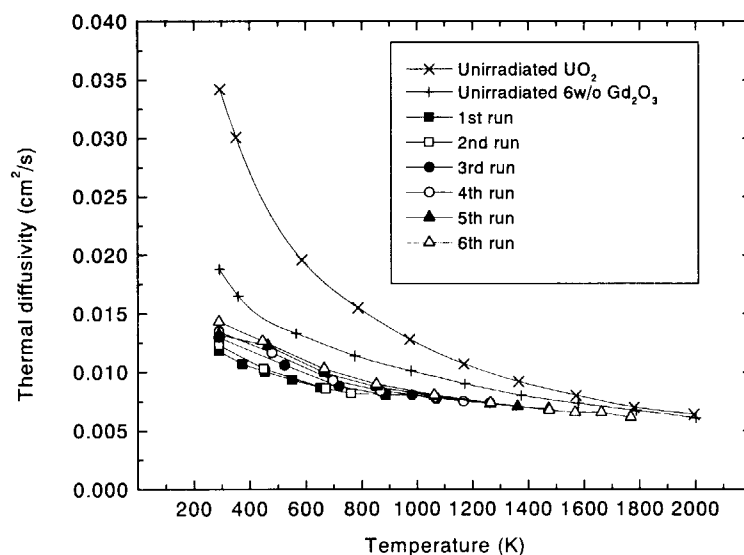


Fig.4.3-1 Thermal Diffusivity of Gadolinia Added Fuel (6wt%, 28 GWd/t)

4.4 共同研究

共同研究としては、JRR-3 を用いた三菱重工(株)との「高燃焼用PWR燃料の照射特性に関する研究」と、HBWR(Halden Boiling Heavy Water Reactor, ハルデン炉)を用いた国内諸機関との7件のハルデン共同研究を実施した。いずれの共同研究も順調に進行している。

(1) 研究件名:高燃焼用PWR燃料の照射特性に関する研究(三菱重工業)

この研究は、今後展開される軽水炉燃料の大幅高燃焼度化に備えて、平均燃焼度 55~70 GWd/t に対応する局所燃焼度である 110-150 GWd/t という燃焼度条件における燃料の挙動や物性変化を評価するためのデータを取得する必要があるため、150 GWd/t 程度の高燃焼度条件における UO_2 燃料の挙動や物性変化を基礎的に調べることを目的として行うものである。

研究内容としては、結晶粒径の異なる UO_2 ペレットを制御された温度条件のもとで最高 150GWd/t を目標とする高燃焼度まで照射する。その後、組織変化、FP ガス放出等に注目した照射後試験を実施する。

共同研究期間は平成 9 年 7 月~平成 14 年 3 月である。現在、JRR-3 の照射を継続しており、最高燃焼度約 90 GWd/t に達した。

(2) 研究件名:HBWR における BWR 用混合酸化物燃料(MOX)の照射挙動に関する研究(日本核燃料開発)

この研究は、今後展開されるプルサーマル計画に備えて、BWR 用 MOX 燃料に関する照射挙動を評価するためのデータ取得を目的としており、BWR 燃料仕様の混合酸化物燃料を HBWR で照射し、その健全性を確認するとともに、照射挙動データの蓄積を図る。

研究内容としては、燃料棒及び照射リグの設計製作を行い、HBWR で照射試験を実施し、FP 放出等についてのデータを取得する。また、実験結果の解析・評価を行う。

共同研究期間は平成 6 年 1 月~平成 14 年 12 月である。進捗状況としては試験リグ・燃料の製造を行い、照射試験を開始し、燃焼度は約 35 GWd/t に達した。

(3) 研究件名:混合酸化物燃料(MOX)の照射特性に関する HBWR での照射試験(三菱重工業)

この研究は、今後展開されるプルサーマル計画に備えて、PWR 用 MOX 燃料に関する照射挙動を評価するためのデータ取得を目的とする。

研究内容としては、海外加工メーカーで製造した MOX 燃料及び比較用の UO_2 燃料に炉内計装を取付けて HBWR で照射試験を行い、燃料中心温度等の燃料照射挙動データを取得する。

共同研究期間は平成6年1月~平成14年12月である。進捗状況としては燃焼度約 79 GWd/t を達成し、MOX 燃料と UO_2 燃料の中心温度、燃料スタック長、燃料棒内圧等のデータを取得した。

(4) 研究件名:HBWR における BWR 用改良燃料の照射挙動に関する研究(原子燃料工業)

この研究は、高燃焼時における軽水炉燃料の健全性評価のためのデータベースを構築するために、本格的な高燃焼度化に対応した BWR 用改良燃料の高燃焼時における照射挙動データを取得することを目的としている。

研究内容としては、結晶粒を大粒径化したペレットを目標燃焼度約 60 GWd/t まで照射し、照射中の燃料挙動を測定することにより性能を確認する。また、一部の燃料棒には耐食性を改良した被覆管を使用し、BWR 条件の腐食リグに装荷してその性能を確認する。

共同研究期間は平成6年1月～平成14年12月である。進捗状況としては、燃焼度約 45 GWd/t を達成し、被覆管の腐食、燃料の中心温度、燃料スタック長、燃料棒内圧等のデータを取得した。

(5) 研究件名:高燃焼度 PWR 改良被覆燃料棒の HBWR における照射試験(原子力発電技術機構)

この研究は、高燃焼時における軽水炉燃料の健全性評価のためのデータベースを構築するために、高燃焼 PWR 燃料用改良被覆管の耐食性と耐 PCI 特性を評価するためのデータを取得することを目的としている。

研究内容としては、改良被覆管の水側腐食挙動等に注目した照射・出力急昇試験及び後照射後試験を行い、得られた結果の解析・評価を行う。

共同研究期間は平成6年7月～平成14年3月である。進捗状況としては、燃焼度約 42 GWd/t を達成し、被覆管の腐食、被覆管の伸び、燃料棒内圧等のデータを取得した。

(6) 研究件名:HBWR における過渡沸騰遷移挙動の照射研究(東京電力)

この研究は、BWR の過渡沸騰遷移と沸騰遷移を経験した燃料棒の健全性についての知見は限られており、実際の燃料照射環境下における実験データの取得が強く望まれていることから、過渡沸騰遷移時の燃料挙動と沸騰遷移を経験した燃料の特性を明らかにし、本現象が燃料の健全性に及ぼす影響についての体系的な知見を取得することを目的としている。

研究内容としては、過渡沸騰照射試験を HBWR で実施し、オンラインで被覆温度や伸びのデータを取得する。また、照射後試験を実施し、沸騰遷移後の燃料の特性を評価する。

共同研究期間は平成6年2月～平成13年3月である。進捗状況としては、照射リグを製作し、第1回から第3回の試験を実施して燃料の過渡沸騰遷移現象についてのデータを取得した。

(7) 研究件名:HBWR における高燃焼時の軽水炉燃料挙動に関する研究(電力中央研究所)

この研究は、本格的な高燃焼度化に備えて、MOX 燃料を含む高燃焼度用燃料の照射挙動を解析できるコードを開発・整備する必要があるため、コードの検証に用いるハルデン燃料挙動データベースを整備するとともに燃料挙動解析コードの高度化を図ることを目的としている。

研究内容としては、ハルデン計画から入手したデータにより燃料挙動解析コード検証用データベースを整備するとともに、両者が開発した燃料挙動解析コードの相互比較を行う。

共同研究期間は6年1月～14年12月である。進捗状況としては、ハルデンプロジェクトの燃料挙動データベース(TFDB)を取り扱うためのプログラムを整備し、両機関において、高燃焼燃料ふるまい解析コードの検証を行った。

(8) 研究件名:HBWR における高価値制御棒供試体の照射試験(日立製作所)

この研究は、大間原子力発電所で採用予定の高価値制御棒の照射挙動データを取得するため、中性子吸収材被覆管を模擬したステンレス管に濃縮度をパラメータとした B₄C 粉末を充填した供試体による照射試験を実施することを目的としている。

研究内容としては、HBWR において、中性子吸収材被覆管を模擬したステンレス管に濃縮度をパラメータとした B₄C 粉末を充填した供試体を照射リグ中で定常照射し、寸法安定性等の照射挙動データを取得する。

共同研究期間は平成10年4月～平成14年3月である。進捗状況としては、照射を順調に継続しており、B₄C 粉末からの、He 放出オンラインデータを得た。

4.5 国際協力

軽水炉燃料の通常時挙動に関してもっとも広汎な照射研究を行っているのが、OECDハルデン原子炉計画(以下ではハルデン計画)である。この計画は、ノルウェーにあるハルデン炉(重水沸騰型炉:HBWR)を利用して1958年に開始されたOECD/NEAの国際協力であり、原研は日本を代表して1967年以来加盟している。

現在、ハルデン計画には、ノルウェー、日本、米国、ベルギー、デンマーク、フィンランド、英国、フランス、独、イタリア、韓国、スペイン、スウェーデン、スイスの14カ国が正式加盟、チェコ、ハンガリー、ロシア、スロヴァキア、ブラジル、アルゼンチンの6カ国が準加盟しており、計20カ国が参加するOECD/NEAでも最大級の国際協力となっている。

ハルデン計画における照射試験にはプロジェクト全体の研究として実施する合同照射試験(joint program)と加盟機関ないしは加盟国の機関が独自に実施する加盟者試験(bilateral program)とがある。原研は、我が国の諸機関との間で共同研究契約を締結し、4.4節に記述した7件の照射試験を加盟者試験として実施している。

ハルデン計画の燃料についての合同試験においては、高燃焼度燃料の健全性・安全性に関する研究が重点項目とされ、高燃焼度化で特に問題となる現象、すなわちペレットの熱伝導性の劣化、ペレットからのFPガス放出、被覆管の腐食、被覆管のクリープ等について、優れた炉内計装と設備を用いて、系統的な燃料挙動研究が行われている。最近では、新合金を含む被覆材の腐食試験、沸騰遷移を模擬した燃料のドライアウト実験、燃料棒内圧が外圧を超えた場合のリフトオフ試験等が実施されている。このような合同照射試験から得た燃料照射挙動データは、原研が開発している燃料挙動解析コード FEMAXI の開発を行うための重要な検証用データとして活用している。

2000-2002年の次期3ヶ年計画では、前期計画に引き続き、高燃焼度燃料及びMOX燃料の通常運転時挙動、高燃焼度燃料の過渡時・事故時挙動等が主要研究項目とされており、原研は加盟を継続することになった。

5. 燃料解析コード FEMAXI の開発研究

5.1 研究の概要

燃料コード開発においては、昨年までに開発した FEMAXI-IV(ver.2)を始めとする FEMAXI の各バージョンを統合して FEMAXI-V を開発し、ハルデン照射データによる検証を行った。その結果、FEMAXI-V は FGR や内圧変化に関して高燃焼領域までほぼ妥当な予測を与える。しかし、強い PCMI 時のギャップ熱伝達を低く評価しているため、改良が必要であることが見いだされた。さらに、高燃焼ペレットの組織変化を評価するモデルが必要である。一方、FEMAXI-V に関する詳細ドキュメントを整備し、ソースコードを公開した。

また 1999 年2月から、リサーチフェロー (S.Lemehov) がコードの開発活動に加わり、FEMAXI-V のレビューおよび新たなサブコードの開発を行い、燃焼計算サブコード PLUTON、BNR クリープ計算新モデル、ペレット組織変化と FGR の新モデル FIGARO の開発を行った。

5.2 FEMAXI-V の開発と検証

昨年までに開発したバージョンである FEMAXI-IV(Ver.2)、EXBURN の諸機能、モデル及び物性値などを統合し、FEMAXI-V を開発した。その機能の相違を Table 5.2-1 に示す。

FEMAXI-V の特徴は、高燃焼燃料に対応したペレット物性劣化モデル、過渡変化に対応した燃料棒表面熱伝達率熱水力モデルなどを組み込み、高燃焼度領域までの燃料棒挙動を解析できる点にある。

5.2.1 IFA-519.9 による検証

IFA-519.9燃料は、高燃焼領域の FGR に及ぼすペレット結晶粒径、ギャップ幅の効果などを調べることを主な目的として Halden 炉で 90MWd/kgUO₂ 以上まで照射された PWR タイプ試験燃料である。FEMAXI-V による検証計算の結果、FP ガス放出による内圧上昇の計算値と実測値は高燃焼領域までほぼ一致し、FEMAXI-V の FGR モデル及び温度、ペレット、被覆管の変形モデルは、高燃焼領域まで妥当な結果を与えることが示された。

Fig.5.2-1 は、FEMAXI-V による燃料棒内圧と FGR の変化に関する計算と実測の比較である。

Table 5.2-1 Major functional differences.

Function Version	Local FEM analysis (PCMI)	Pellet thermal conductivity degradation model	Alliance with RODBURN (burning analysis)	Thermal stress restraint on FGR	Cladding Oxide layer	Transient thermal hydraulics model	Extended I/O format
First version FEMAXI-IV	○	×	×	×	×	×	×
FEMAXI-IV (Ver.2) Improved version	○	○	×	○	×	×	△
EXBURN-I for high burnup Ver.	×	○	○	○	○	×	△
FEMAXI-V	○	○	○	○	○	○	○

5.2.2 IFA-597.2 による検証

IFA-597.2 は商用炉でベース照射された BWR タイプ試験燃料を用いて、高燃焼領域における FGR や PCMI による被覆管変形を総合的に調べることを目的に実施された照射試験である。この燃料棒はハルデン炉で試験照射され、短時間で大きな FGR を生じた。FEMAXI-V による解析では、ペレット温度を過大に算出していることが判明した。この原因は、強い PCMI 時のギャップ熱伝達を低く評価している現在のギャップモデルにあることが分かり、この改良が問題となった。また、短時間の FGR に関しては、FEMAXI-V の持つペレットの熱心力抑制モデルが実測値の変化の傾向をよく表現することが見いだされた。Fig.5.2-2 は、燃料棒の計算されたギャップ熱伝達率と PCMI 圧力を線出力とともに示す。

ギャップ熱伝達の問題は、ギャップが閉じた状態で実質的には固体接触熱伝達状態にも関わらず計算上はガス伝熱項が効き、固体接触項の効きが弱いことにある。したがって、特に強い PCMI 時の熱伝達を的確に表現するモデルへと改良する必要がある。またこれは、高燃焼燃料におけるペレット-被覆管ボンディングにおける熱伝達の計算法を考える上でも重要であり、今後の重要な課題である。

5.2.3 商用炉燃料による検証

FEMAXI-V は、従来ハルデンの試験燃料や HBEP (High Burnup Effects Program) 計画の燃料棒データにより検証してきたが、それらはいずれも短尺であり full-length 燃料棒ではなく、照射条件も必ずしも実炉条件を模擬できているわけではない。したがって、商用炉で照射された full-length 燃料棒の照射データによる検証は、FEMAXI-V の実機適用性を評価し改良する上で不可欠の条件である。このため NUPEC との共研によって日本の商用炉で照射された燃料棒のデータの提供を受け、FEMAXI-V で解析することを開始した。

5.2.4 今後の改良について

FEMAXI コードは従来から一貫して、熱計算においてギャップ幅を計算するための簡易な力学計算モデルを内包し、そこで得られた温度分布、FGR、内圧などを所与の条件として、詳細な力学計算モデルへと進み、詳細な変形を計算する構造をとっている。これは、詳細な力学解析と熱解析を原理的に連成させることが解析精度という点からは当然であるが、計算時間の制約からは現実的でないという従来の判断による。しかし、高燃焼領域では熱計算における力学解析と詳細な力学解析結果との差が大きくなり、計算全体の信頼性にも影響して来た。したがって、次期バージョンである FEMAXI-VI においては熱計算と詳細な力学計算を直接連成させることにする。計算時間の増大は計算機性能の向上によって極近い将来に問題ではなくなるであろう。

また、高燃焼燃料ではペレットの組織変化(リム層形成など)が著しくなり、FGR やペレット熱伝導率に無視できない変化を及ぼす。これらを正確に解析するためには従来の FGR モデルを改良することが必要である。後述する FIGARO モデルはその一候補である。また、FIGARO を含めて、高燃焼領域での現象を的確に機構論モデル化することは今後の課題である。

5.2.5 ドキュメント整備と公開

コード開発の不可欠な要素として、その構造、モデル、物性値、経験式、入出力方法などを記載した詳細なドキュメントを作成する必要がある。これにより、そのコードは単なる作成者の個人的ツールから、一つの自立した共有ツールへと変身する。こうした位置づけから、FEMAXI-V に関するドキュメントをまず和文で作成した。英文バージョンは追って出版する。

さらにこうしたドキュメント整備作業を踏まえ、FEMAXI-V および燃焼計算コード RODBURN を原研の公開コードとして外部ユーザーに公開した。公開によって外部ユーザーが広範囲な目的、条件に使用し、その経験からの様々な要望、問題点をフィードバックすることにより、FEMAXI-V コードのより有効な改良、開発が促進されると期待される。

5.2.6 その他

ハルデン炉試験燃料照射データベースTFDBからFEMAXI-Vへの入力データおよび必要な測定データを抽出するプログラムTF2Winを開発した。これはWindowsパソコン上で稼働するもので、従来のMS-DOS上で稼働するプログラムTF2EXの経験を踏まえ、Windows用に新たに開発したものである。これも公開予定である。

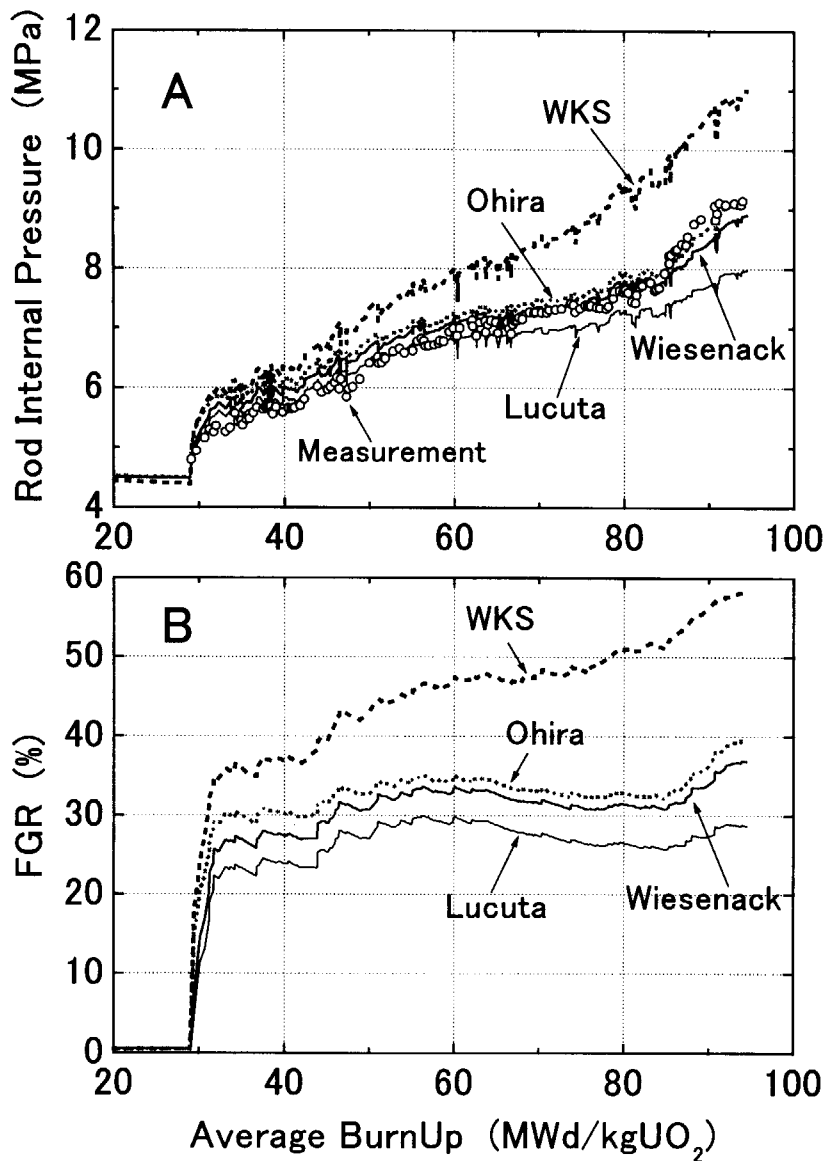


Fig.5.2-1A, 5.2-1B Comparison of rod internal pressure (A) and calculated FGR (B) of the rod DK with 360 μm initial diametral gap. Calculations are made with the thermal conductivity models of Wiesenack, Ohira, and Lucuta. WKS denotes the case with Wiesenack's thermal conductivity and Kosaka's swelling model.

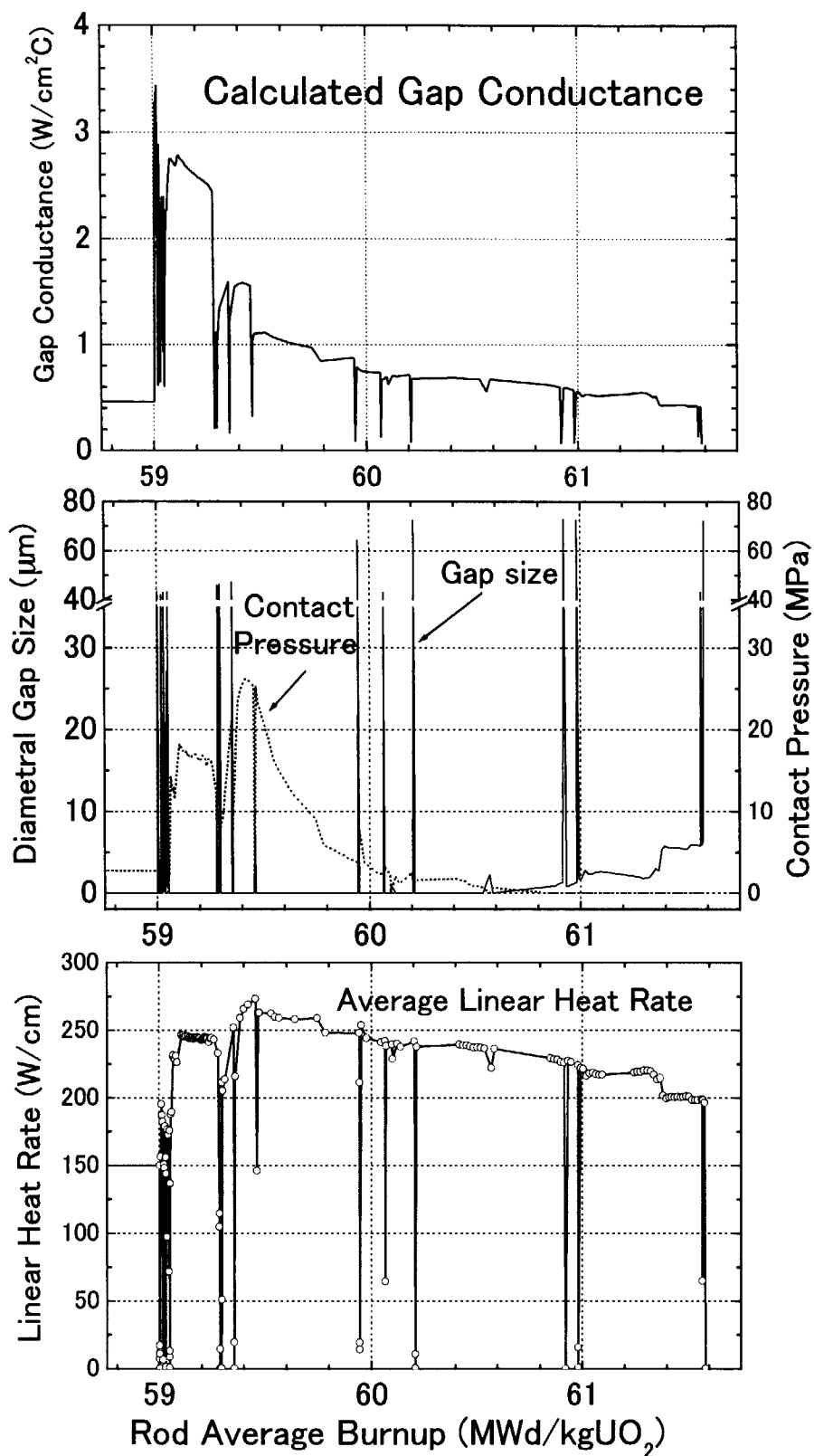


Fig.5.2-2 Calculated gap conductance, gap size, and contact pressure for the input average linear heat rate history of IFA-597 rod.

5.3 新モデルの開発

5.3.1 燃焼計算コード PLUTON の開発

燃焼に伴い、燃料棒の半径方向、軸方向の出力密度プロファイル、および核反応の結果生成した Pu の濃度プロファイルも変化する。FEMAXI-V は従来これらに関して燃焼計算コード RODBURN の計算結果を Off-Line で読み込むことで対処してきた。しかし、より正確に、かつ様々な炉タイプ、燃料タイプへの適応性向上、計算能率の向上の目的から、燃焼計算を FEMAXI-V の内部のサブルーチンとして組み込む必要性があった。このため、新しい燃焼計算(サブ)コード PLUTON を開発した。このコードの特徴は、中性子束のペレット半径方向の変化プロファイルを表す Shape Function を理論的に導出し、それに基づいて広範囲な条件に対し燃焼計算をスピーディかつ正確に(経験的なパラメータではなく理論的原理に依拠して)実行することであり、様々な条件下での計算値と実測値との非常に良い一致が得られた。PLUTON は軽水炉、重水炉、ウラン燃料、MOX 燃料のいづれにも入力パラメータの選択により対応できるオリジナリティの高いコードである。Fig.5.3-1 は、PLUTON モデルによる計算と実測との比較であり、両者は良く一致している。

5.3.2 BNR クリープモデルの開発

ペレットおよび被覆管のクリープは、従来、応力、温度、中性子束の経験的な関数=経験式によって表現されている。経験式は、それを導出したデータを生み出した条件(材料、温度、応力など)に強く依存し、その条件からはずれた領域での予測は一般に精度が保証されない可能性がある。新たに開発した BNR クリープモデルは、こうした経験式の限界を超えるものとして、照射、未照射ペレットおよび被覆管の、格子欠陥、照射損傷などの運動と相互作用への考察に基づき、第1原理から理論的にマクロなクリープ挙動を予測するモデルである。このモデルでは、クリープ変形を Bingham クリープから Newton クリープへの遷移ととらえ、その遷移を温度、応力、照射条件などに依存した少数のパラメータによって表現した。本モデルの予測値と実測データとは、未照射データにおいては良く一致する。照射データについても良い一致が得られるが、十分な検証は今後の課題である。Fig.5.3-2 および Fig.5.3-3 は、BNR モデルによる計算と実測との比較であり、両者は良く一致している。

5.3.3 新 FGR モデル FIGARO の開発

高燃焼領域ではペレットの組織変化が顕著になり、FGR や熱伝導率に大きな影響がある。こうした組織変化を経験モデルではなく、第1原理から出発した統一的な機構論的モデルとして表現したものが FIGARO モデルである。その特徴は、高燃焼領域で生成する sub-grain のサイズを温度、燃焼度、Pu 蓄積、FGR などの固有の関数として定義し、サイズ分布に基づいて FGR や熱伝導率の半径方向変化を評価することにある。同時に粒界及び粒内の FP ガスバブルの量及びサイズ分布なども評価予測する。つまり、高燃焼ペレットの組織変化とそれに関連する現象を広範かつ統一的に評価している。このモデルは、1999 年2月までに既に作成済みの旧 FIGARO モデルを 1999 年に再構成し、全体的な改良をほどこしたものである。本モデルの検証はハルデン照射データによりなされているが、なお詳細な検証は今後の課題である。また本モデルは他のモデルと同様、FEMAXI-V に組み入れ、2000 年に総合的な検証を行う予定である。

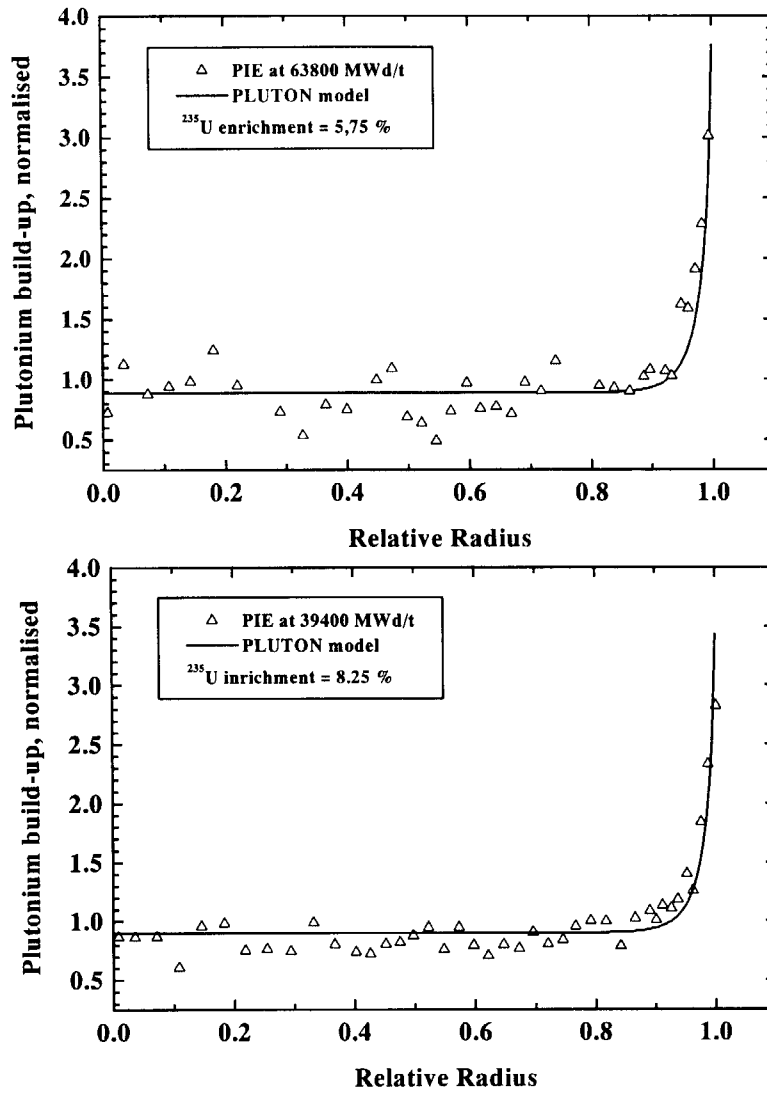


Fig.5.3-1 Comparison of Pu build-up profile in the radial direction of pellet between PLUTON prediction and measured data.

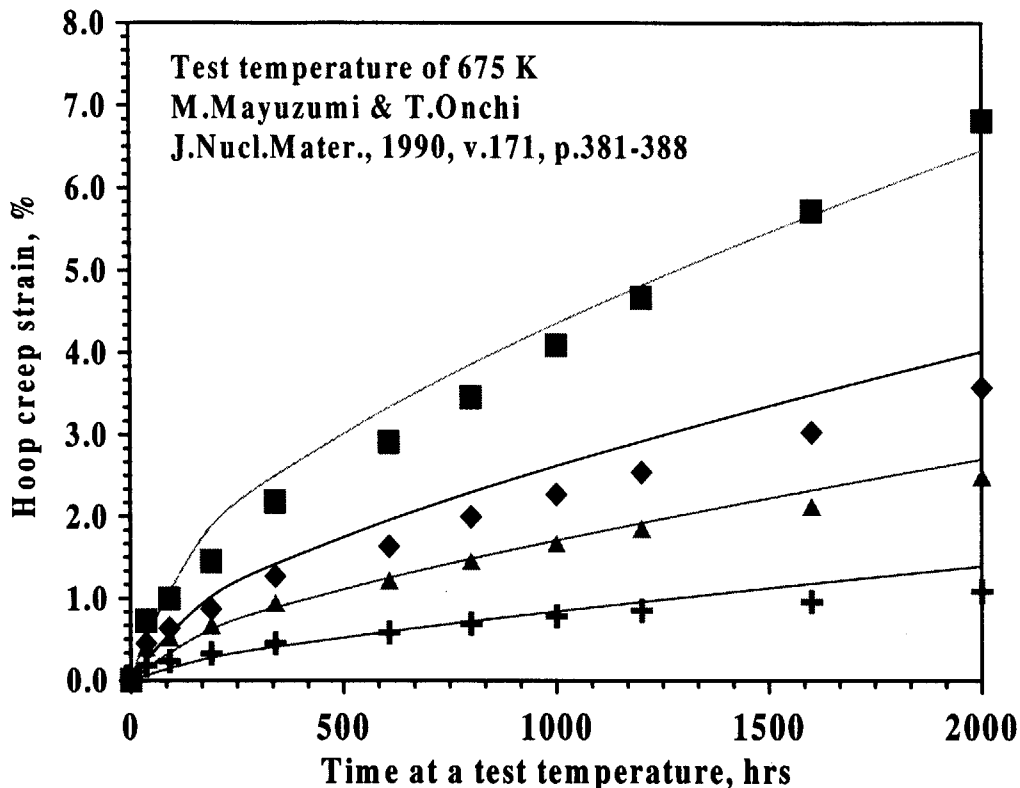


Fig.5.3-2 Comparison of hoop creep strain of non-irradiated Zircaloy-4 cladding between BNR model calculation and measured data.

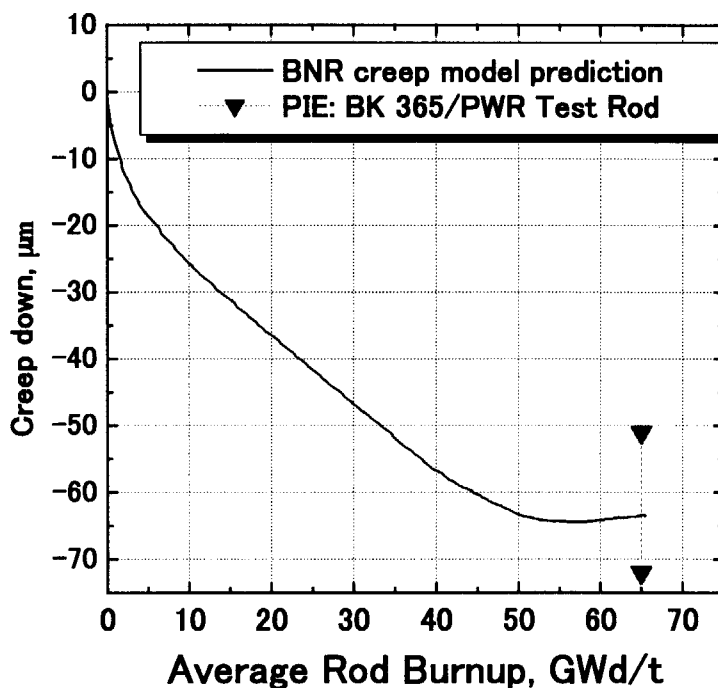


Fig.5.3-3 Illustrative calculation with BNR creep model for BK-365 PWR test fuel rod from Battelle's High Burnup Effects Program in comparison with typical PIE measurements calculation and measured data.

6. 照射済燃料からの FP 放出・移行挙動研究

6.1 今年度の研究の概要

照射済燃料からの FP 放出実験 VEGA (Verification Experiments of radionuclides Gas/Aerosol release) 計画では、平成7年度に基本設計、8年度に装置の詳細設計、9～10年度に装置製作を行った。燃料試験施設内の β コンクリート No.5 セルに装置を設置した後、平成11年2月に完成した。その後、6月までは、マニプレータやインセルクレーン等を使用して、実験装置の主要機器(エアロゾル捕集器や飛散防止ボックス等)を取り外(分解)したり組立てを行う一連の遠隔操作の技術習熟を目的とした作業を実施した。その間、試験燃料を使用しない加熱炉の昇温試験を2回実施し、装置の操作方法を習得した。また、遠隔操作による加熱炉への増場の組込みや加熱炉内管への樹脂注入を習熟した。7月初旬には、放射性物質を用いる本実験の前に装置の基本性能を確認するため、非放射性的の CsI 粉末を使用した予備試験を実施し、設計通り揮発性 FP がエアロゾルフィルター下流側にはほとんど到達しないことを確認した。

7月中旬からは、第1回目の本実験である VEGA-1 実験準備のため、装置の組立てと配管の気密確認を目的としたセル内作業を実施した。8月下旬に装置の組立てを行い、試験燃料(高浜3号;47GWd/t、約10グラム)を線測定した後、加熱炉の増場内に設置し、9月9日に VEGA-1 実験(不活性雰囲気、大気圧)を実施した。実験は、予定していた最高温度 2500°C に到達し成功裡に終了した。VEGA 実験計画の概要とオンライン線計測から求めた VEGA-1 実験の予備結果を9月下旬にプレス発表し、その詳細を11月初旬に東京で開催された国際会議(SARJ-99)で報告した。その後、VEGA-1 実験装置の解体を行うとともに、切断した配管の線分布を測定するため、それらを1セルに移動させた。今後は、2月に VEGA 実験装置の定期保守点検を実施し、3月下旬に VEGA-2 実験(雰囲気圧力を10気圧とする以外は VEGA-1 実験と同じ条件)を行う予定である。

上述した一連の実験作業と並行して、実験の運転条件設定や線計測、実験結果の評価を目的として VICTORIA2.0 コードによる VEGA-1,-2,-3 実験解析を進めた。VEGA-1 実験結果と解析結果の詳細な比較は、同実験の詳細な線測定が終了してから実施する予定である。また、水蒸気雰囲気で 2,200°C を越える高温条件下でも安定な二酸化トリウム(トリア:ThO₂)製構造物の製作に関する技術開発においても進展が見られ、粉末の焼結性とスリップの成型性を最適化するために、粉末の予備焼結を事前に行って粉末粒度の調整を行うことが重要であることが明らかになった。近日中にトリア製試作構造物の高温での安定性を確かめ、12年度から実際の VEGA 実験で使用を開始する予定である。

6.2 VEGA 実験装置の完成

VEGA 実験装置は、平成11年2月に完成した。

装置の概要を Fig. 6.2-1 に示す。実験装置は、FP 移行のキャリアガスとなる水蒸気、水素、ヘリウム等のガス供給系、試料燃料を加熱する高周波誘導加熱炉、エアロゾル状放射性物質の沈着挙動の温度依存を調べるための温度勾配管(TGT ; Thermal Gradient Tubes)、放出したエアロゾル状の放射性物質を捕集するフィルター、エアロゾルの粒径を測定するためのカスケードインパクター、及びガス状の放射性物質を捕集するためのコンデンサー・ドライヤー・希ガス捕集トラップ等から成る。このうち、ガス供給系からエアロゾルフィルター後段のバルブまでは最高10気圧まで加圧することができるように設計した。TGT 及びフィルタは3系統(A、B及びC)あり、実験の設定条件に応じて切り替えることができる。カスケードインパクターを使用する場合には、キャリアガスを

カスケードインパクト及び TGT ラインに同時に流すようにするかまたはカスケードインパクトのみに流れるように設定できる。

ゲルマニウム半導体検出器を用いて、試料燃料部、フィルター部、コンデンサー部、及び希ガストラップ部における線のオンライン測定を行う。また、実験中の酸素及び水素の濃度を測定するオンライン酸素・水素濃度計を設置している。

操作室側の窓から鉛ガラス越しに見た VEGA 実験装置の外観を Photo. 6.2-1 に示す。β γコンクリート No.5 及び No.6 セルのアイソレーションルームに設置したコンデンサー・ドライヤー・希ガストラップの外観を Photo. 6.2-2 に示す。

不活性雰囲気、3000°C以下の条件で用いるタングステン製加熱炉構造の概略を Fig. 6.2-2 に示す。加熱炉はカーボンフェルト等の断熱材及び石英製円筒に覆われ、高周波誘導加熱コイルは、石英製円筒の外側に設置してある。高周波誘導で加熱されるサセプターとして、タングステン内管を用いている。内管外側のカーボンフェルトの温度上昇を防ぎ、また、蒸発等により発生したカーボンが内管まで到達して炭化物を作らないように、タングステン内管の外側にタンタルの反射板を設置した。試料漏れ受け及びルツボの側面の穴はキャリアガスの流路である。また、活性雰囲気、2200°C以下の条件ではジルコニア製加熱炉を、3000°C以下の条件で用いる場合にはトリア製加熱炉を用い、高周波誘導で加熱されるサセプターとして黒鉛を用いている。試験燃料の温度は、ルツボの底を光高温計(パイロメーター)で測定し、そのバックアップとしてサセプターの側面もまた光高温計で測定している。光高温計は1350°Cで低温用の単色光高温計から高温用の2色光高温計に切り替える。実験中は、内管の内側圧力より外側を0.5気圧高くし、内管の破損等で漏れがあっても発生したFPによって加熱炉外側を汚染しないようにした。

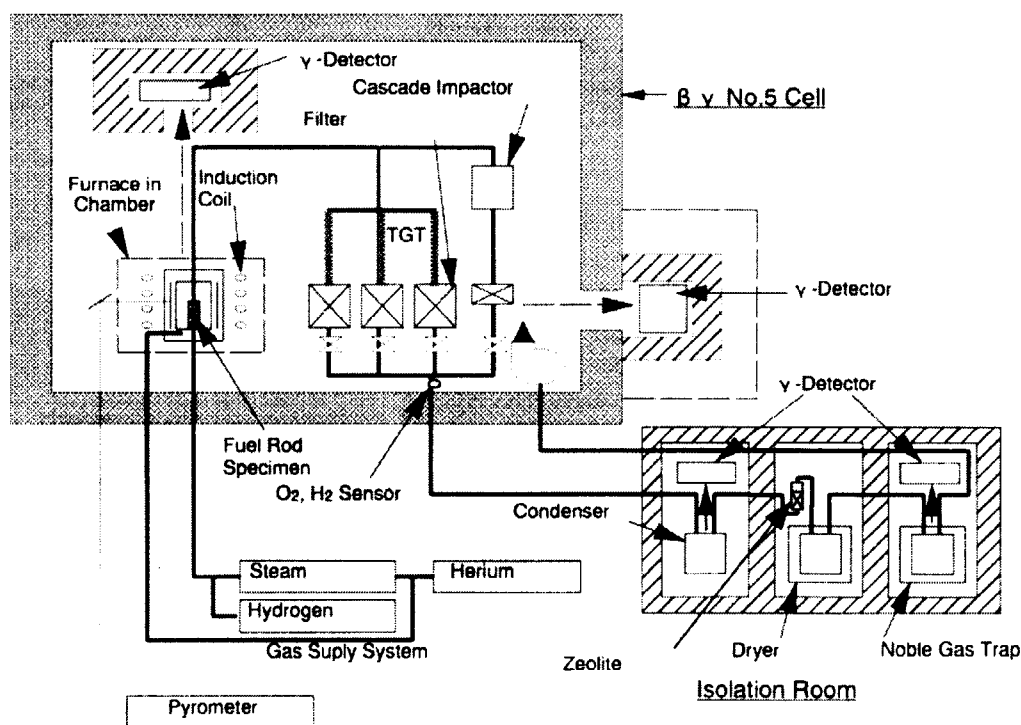


Fig. 6.2-1 Schematic Diagram of VEGA Facility

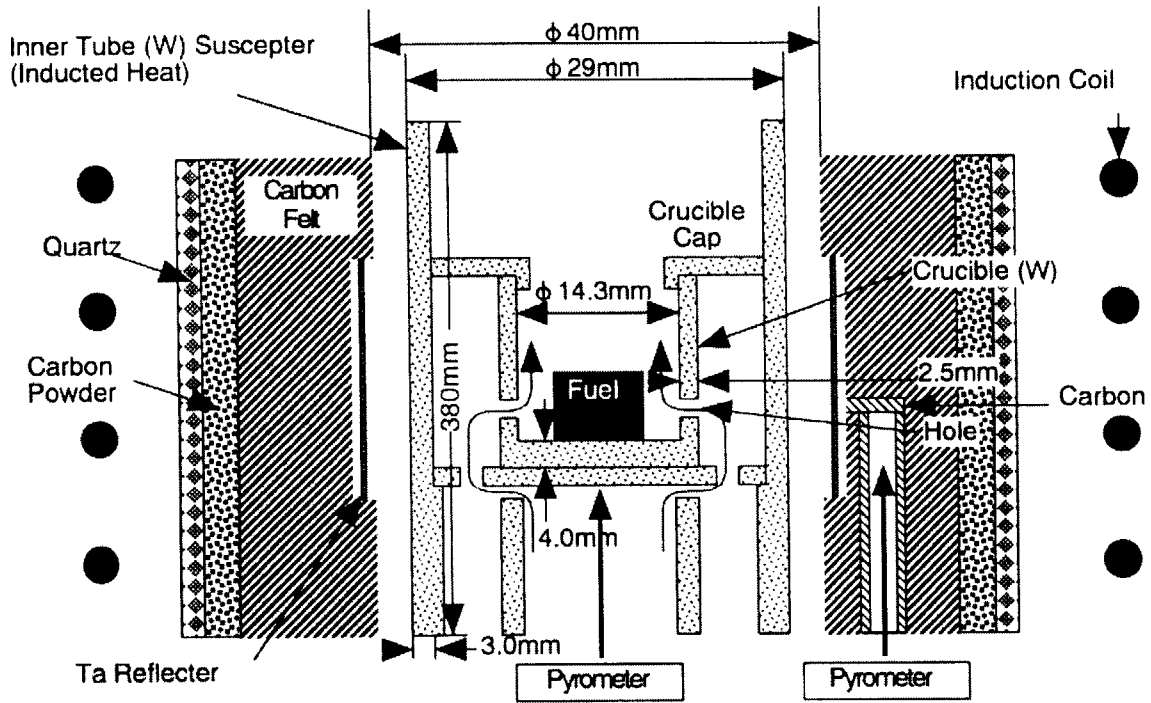


Fig. 6.2-2 Schematic Diagram of Furnace (Inert Condition, $\sim 3000^{\circ}\text{C}$)

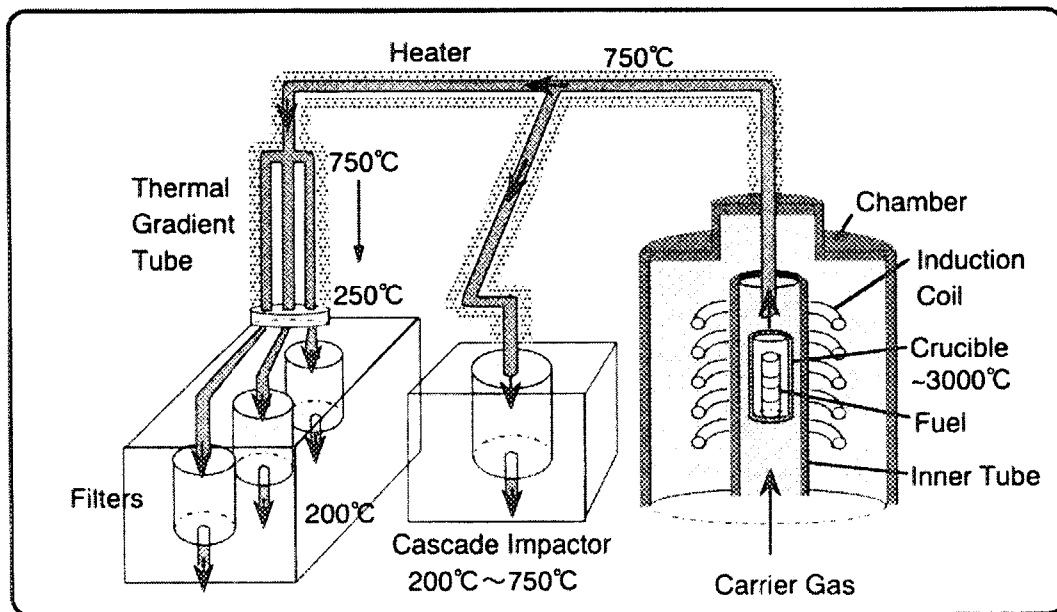
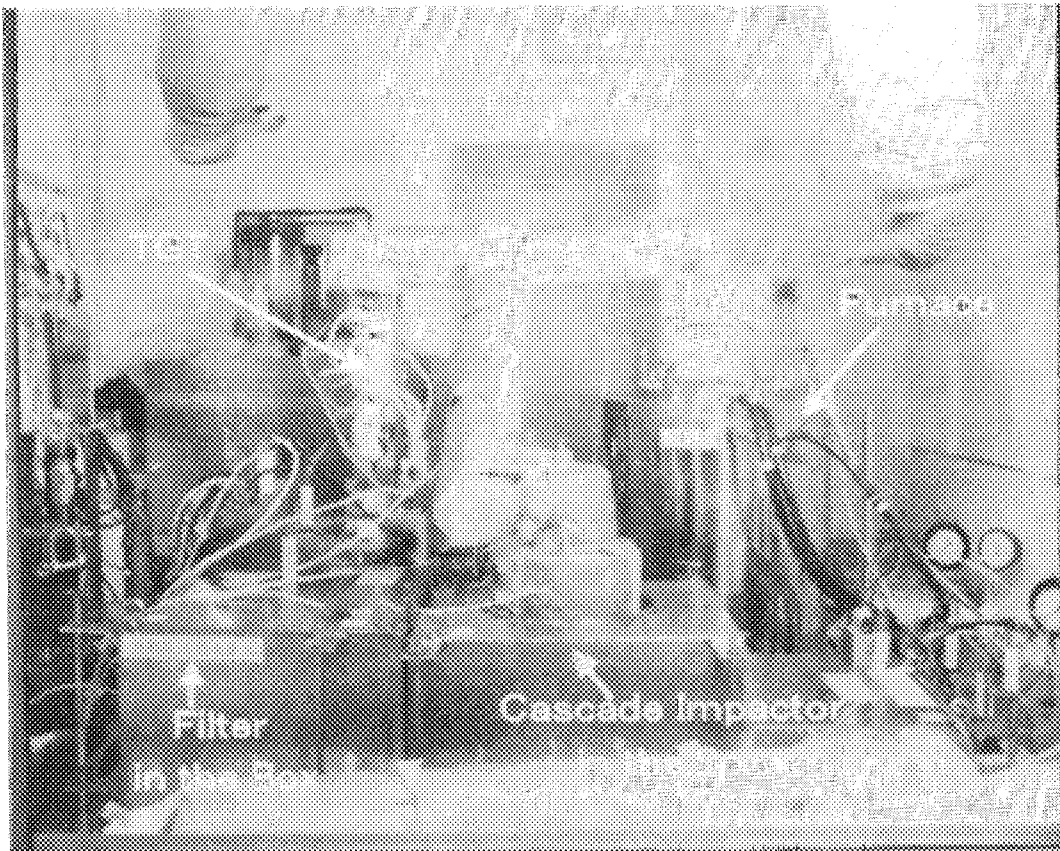


Photo. 6.2-1 Main Parts of VEGA Facility

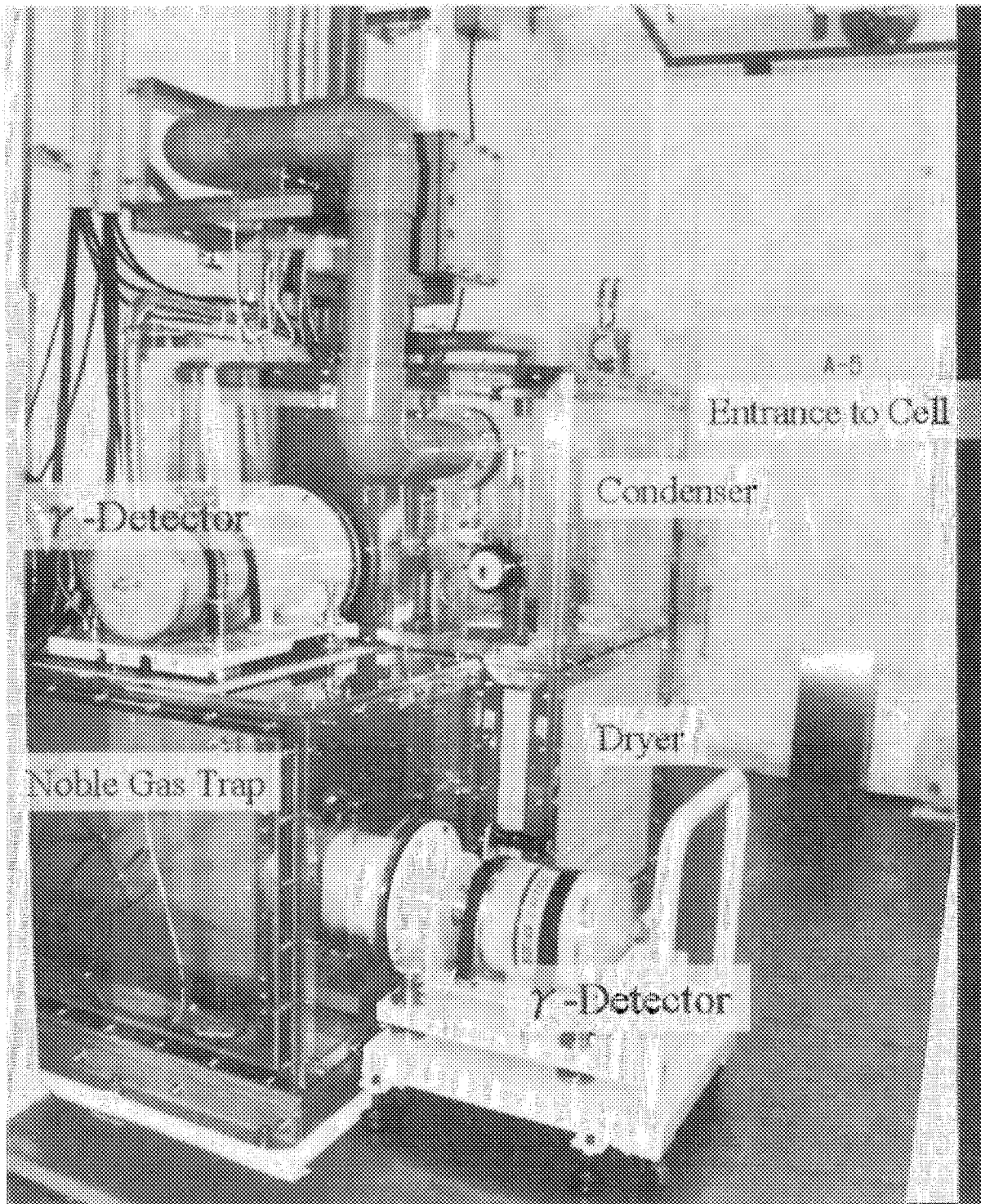


Photo. 6.2-2 Gas Trap System in Isolation Room

6.3 VEGA-1 実験

6.3.1 実験条件

VEGA-1 実験^(1,2)では、装置のシェイクダウンを兼ねて、今後の高温(2,800°C)、高圧(1.0MPa)及び水蒸気雰囲気実験のリファレンスとなる、2,500°C、大気圧、不活性(ヘリウム)条件で燃料を 2,500°C に加熱して放射性物質の放出を調べた。実験に用いた燃料は、燃焼度 47GWd/tU の PWR 燃料ペレット 2 個、約 10g で被覆管を取り除いたものであり、これを Fig. 6.2-2 に示すタンゲステン(W)坩堝に入れ昇温実験に供した。Fig. 6.3-1 に VEGA-1 実験の温度、流量等の履歴を示す。燃料温度 750°C から 1°C/分で昇温を開始し、1350°C で光温度計を低温用から高温用に切り替えた。その後、1,727°C(20 分)、2,027°C(20 分)、2,500°C(10 分)の 3 段階の温度プラトーを経て温度を下げた。放出された放射性物質は A, B, C, 3 系統の温度勾配管(TGT、750~200°C)及びエアロゾル捕集フィルタ(200°C)を各プラトーに対応して経時的に切り替えて捕集した。B 系統の捕集系を用いた 2,027°C のプラトーの途中で約 3 分間カスケードインパクトにフィルタと並列に加熱炉からのガスを流し、多段の衝突板への付着分布からエアロゾルの粒径分布の測定を試みた。Fig. 6.3-2 に装置の系統と 3 つの温度プラトー時の各部の温度分布を示す。加熱炉出口部にヒーターの不調による温度低下部が見られるが、実験中の系統温度はほぼ予定通りであり、安定していた。加熱炉の燃料部及びフィルタの γ 線強度及びスペクトルの変化は、Ge 検出器により 1 分毎に測定した。希ガスは約 -60°C に冷却した活性炭で捕獲し、線強度をオンラインで測定した。

6.3.2 実験結果

Fig. 6.3-3 に加熱炉中の燃料の温度履歴と γ 線強度、フィルタに捕集されたエアロゾルの γ 線強度、希ガストラップでの Kr-85 の γ 線強度の変化を示す。1,350°C の調整段階から燃料温度を上昇し始めた時点で、Cs-134 及び Cs-137 が支配的な燃料の γ 線強度は減少を始め、実験終了時には初期の約 1/4 に低下した。他方、フィルタの γ 線強度は、やや遅れて上昇を開始し、2,500°C プラトー中にほぼ一定値となった。希ガス捕集器における Kr-85 の γ 線強度は、フィルタと類似の形で上昇した。

実験前後の燃料 γ 線スペクトルの変化を Fig. 6.3-4 に示す。この図から、Cs-134、137 からの γ 線ピークは実験後にはかなり小さくなっているが、ユーロピウム(Eu)のピークの変化は相対的に小さいことが分かる。そこで、Eu の放出は無いものと仮定して、予備的に Cs, Ru, Sb, セリウム(Ce)、銀(Ag)の放出率を評価した。結果を Table 6.3-1 にまとめた。揮発性の高い Cs, Sb 等は、ほぼ全量が放出され、比較的揮発性の低い Ru, Ce の放出量は γ 線の計数率が小さく誤差が大きいものの、かなりの放出があったものと評価された。しかしながら、最終的な FP の放出量及びその分布は、今後実施する配管、フィルタ等の γ スキャン、洗浄液中の核種の定量測定結果により評価する。

Table 6.3-1 Preliminary estimation of fission product release in test VEGA-1

Nuclide	γ ray energy	Release Rate	VI Experiment*
	keV	%	%
Sb-125	429	96	99.2
Cs-134	605	91	99.9
Cs-137	662	87	
Ru-106	622	70	5
(Rh-106)	1051	65	
Ce-144	696	61	<0.2
(Pr-144)	2186	-	
Ag-110m	885	71	84
Eu-154	724	0	<0.01
	1275	0	

* : Results obtained in ORNL VI tests at similar temperatures under steam atmosphere⁽⁴⁾.

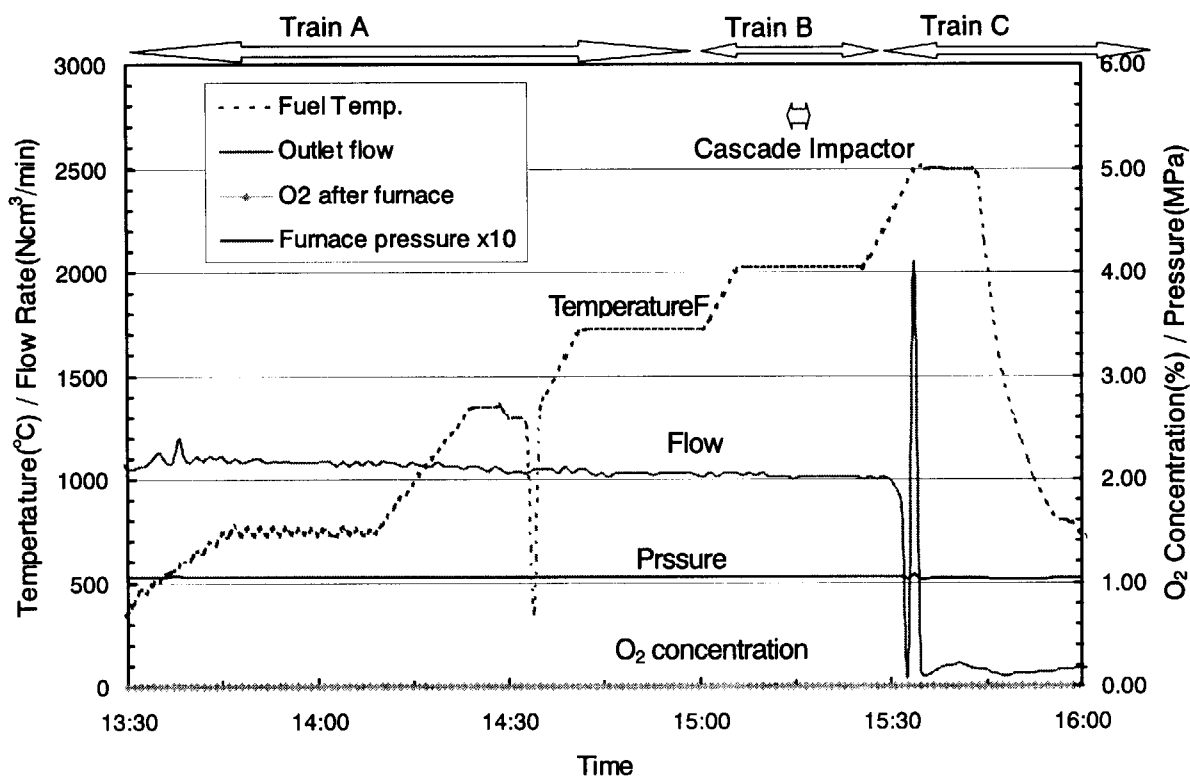


Fig. 6.3-1 Temperature, flow, pressure and O₂ concentration histories in test VEGA-1.

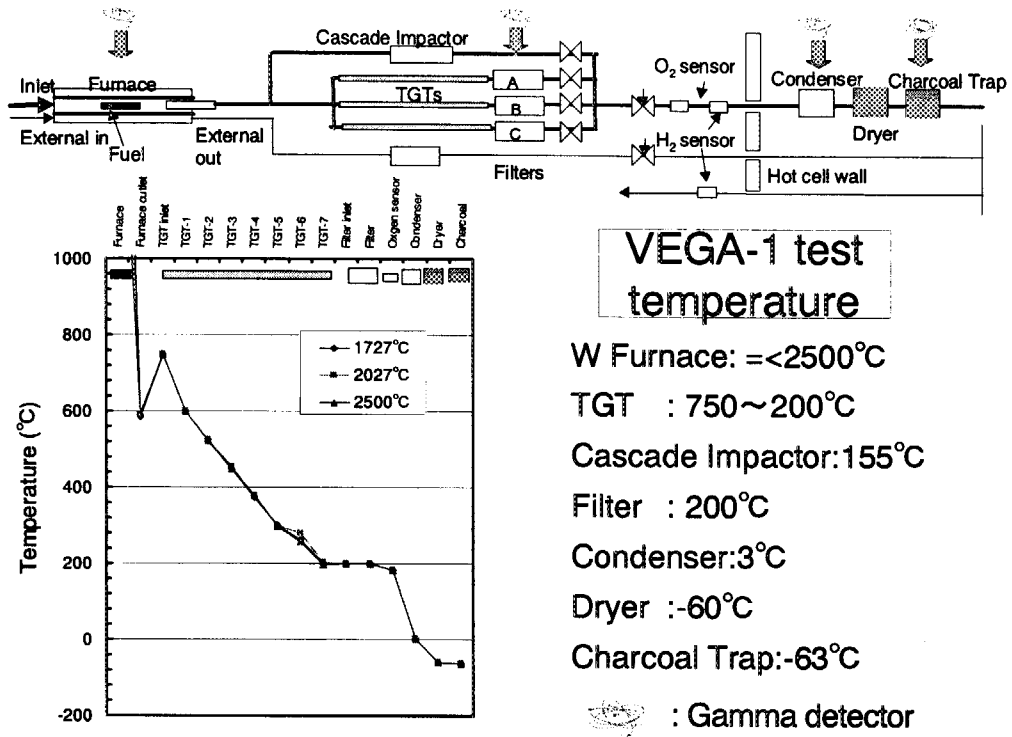


Fig. 6.3-2 Temperature distribution through the system during VEGA-1 test.

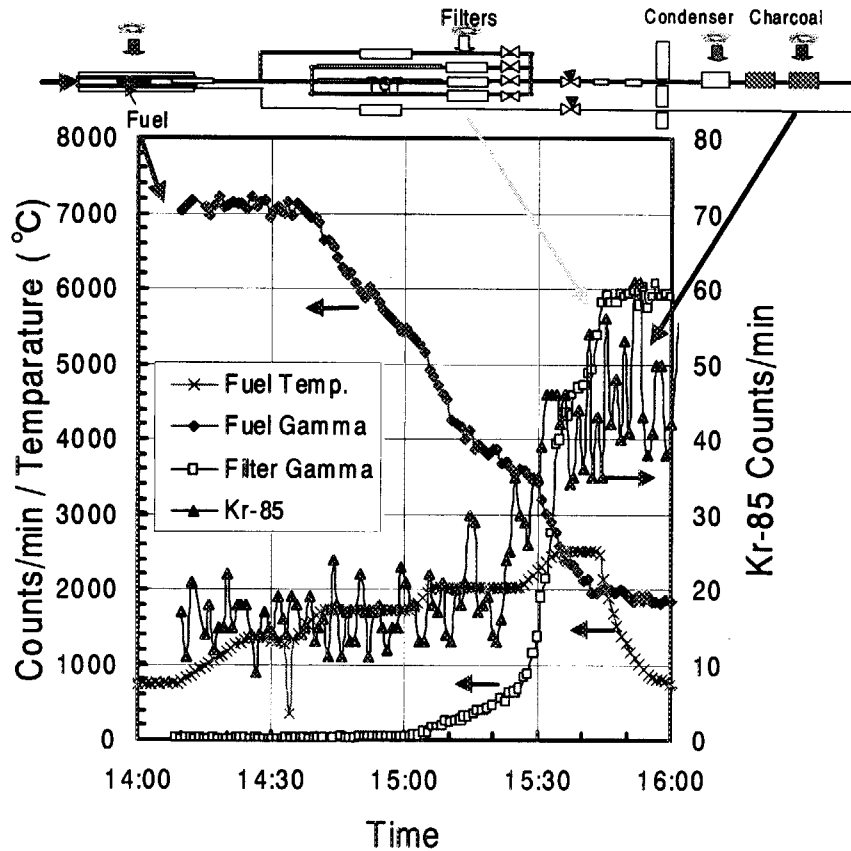


Fig. 6.3-3 Temperature and gamma intensity histories in test VEGA-1.

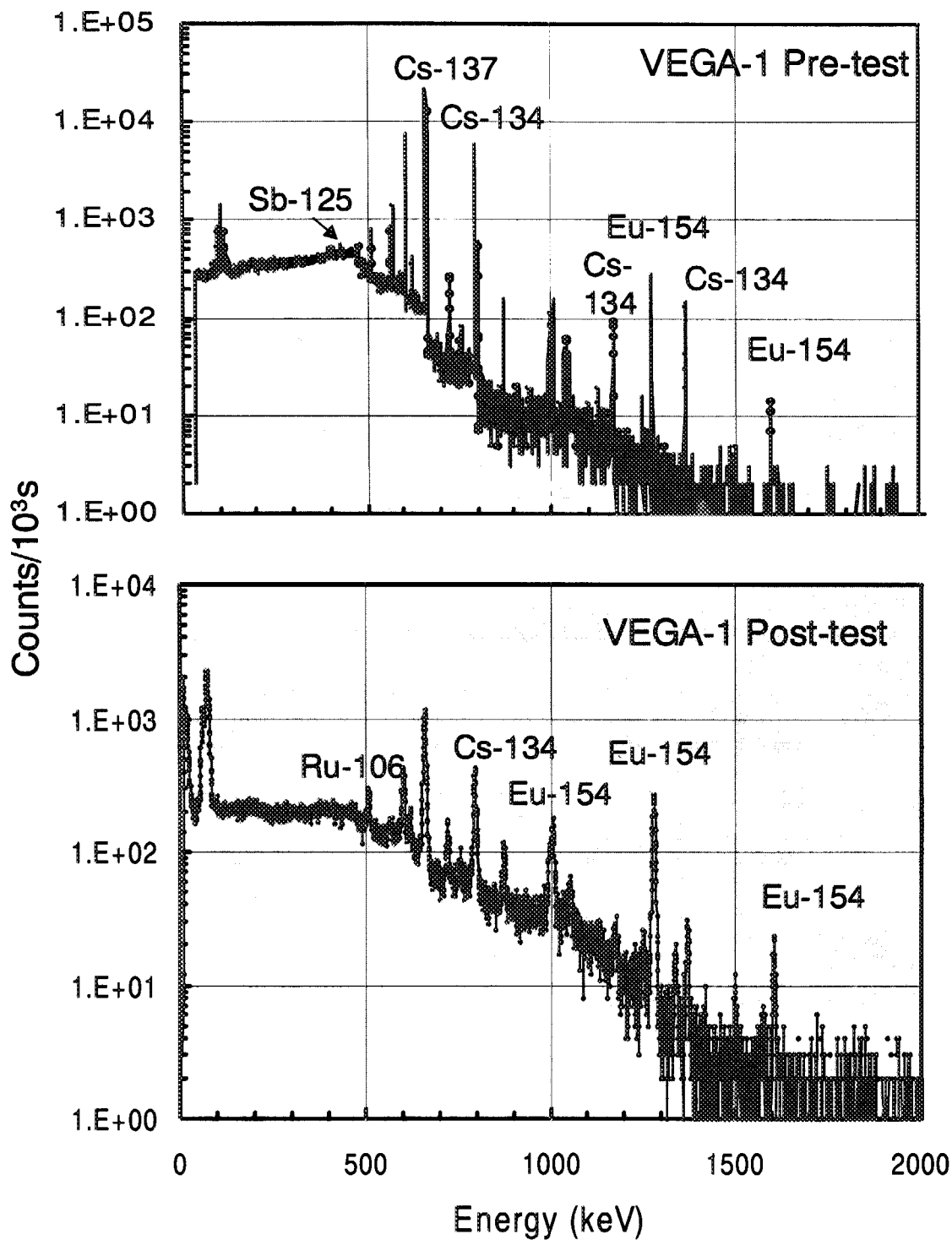


Fig. 6.3-4 Gamma spectrum change before and after the heating in test VEGA-1

6.4 トリア管の開発

水蒸気雰囲気中で $2,200^{\circ}\text{C}$ を越える高温実験に不可欠な二酸化トリウム(トリア: ThO_2) は、世界的にも製作実績が極めて限定されており、製作の詳しいノウハウは公開されていない。また、トリウムは核燃料物質として規制を受けるため核燃料取り扱いの許可を受けた限られた施設でのみ取り扱いが可能である。原研では、VEGA 装置開発上極めて重要な加熱炉用トリア構造物の開発を 1992 年に開始した。開発初期には、トリア粉末をゴム型に入れ加圧成型するラバープレス法を採用し、一定の成果を得た⁽⁹⁾が、薄肉長尺の管をより効率よく製作するために、粉末を水と混合したスリップを石膏型に鋳込み成型する手法に移行し、実験に用いる全長約 40cm の内管、坩堝等の製作に必要な技術開発をほぼ終えた。Fig. 6.4-1 にスリップ鋳込み法の流れを示す。この技術開発では、粉末の焼結性とスリップの成型性を最適化するために粉末粒度を調整する粉末の熱処理(Calcination)を実施した。Fig. 6.4-2 に熱処理温度と粉末の比表面積及び焼結密度の関係を示す。比表面積は $1,000^{\circ}\text{C}$ 以上の熱処理で低下し、焼結温度を $1,700^{\circ}\text{C}$ とした場合の焼結密度は $1,400^{\circ}\text{C}$ 以上の熱処理で低下することが分かる。一般に比表面積が小さい程、成形性が向上し、 $1\text{m}^2/\text{g}$ 程度がアルミナ等他のセラミックスでは適当とされている。このため、焼結密度の低下を最小限に抑えて成形性の向上が期待できる $1,500^{\circ}\text{C}$ で粉末の熱処理を行った。この熱処理を行った粉末を用いてスリップの最適化等を行い、必要な内管、坩堝、坩堝蓋等を概ね予定した寸法で試作した(Photo. 6.4-1 参照)。今後、炉に組み込むために寸法精度を上げた試作品を製作し、試作構造物の物性測定、昇温試験を経て実際の VEGA 実験での使用を開始する。

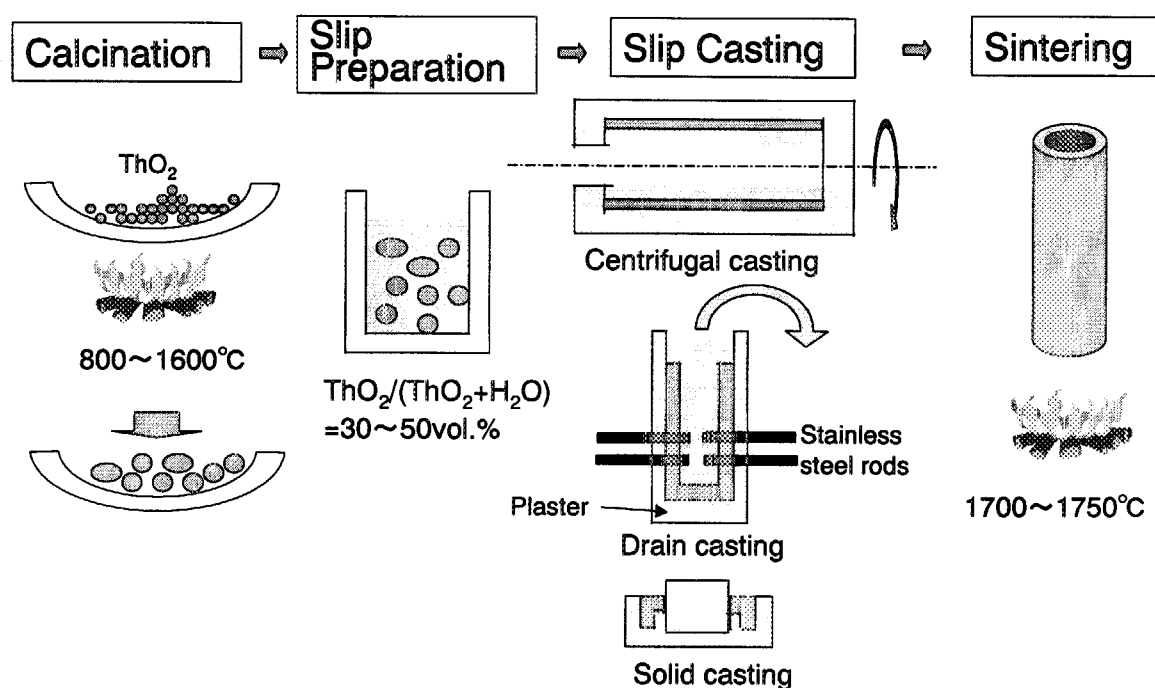


Fig. 6.4-1 Flow of thoria components fabrication.

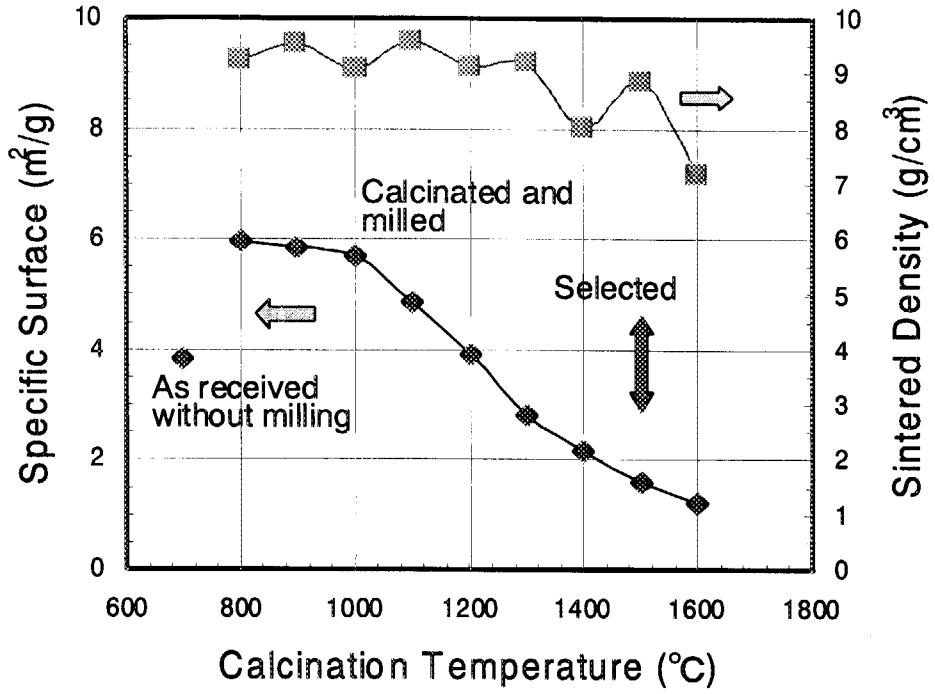


Fig. 6.4-2 Change of specific surface and sintered density as a function of calcinations temperature.

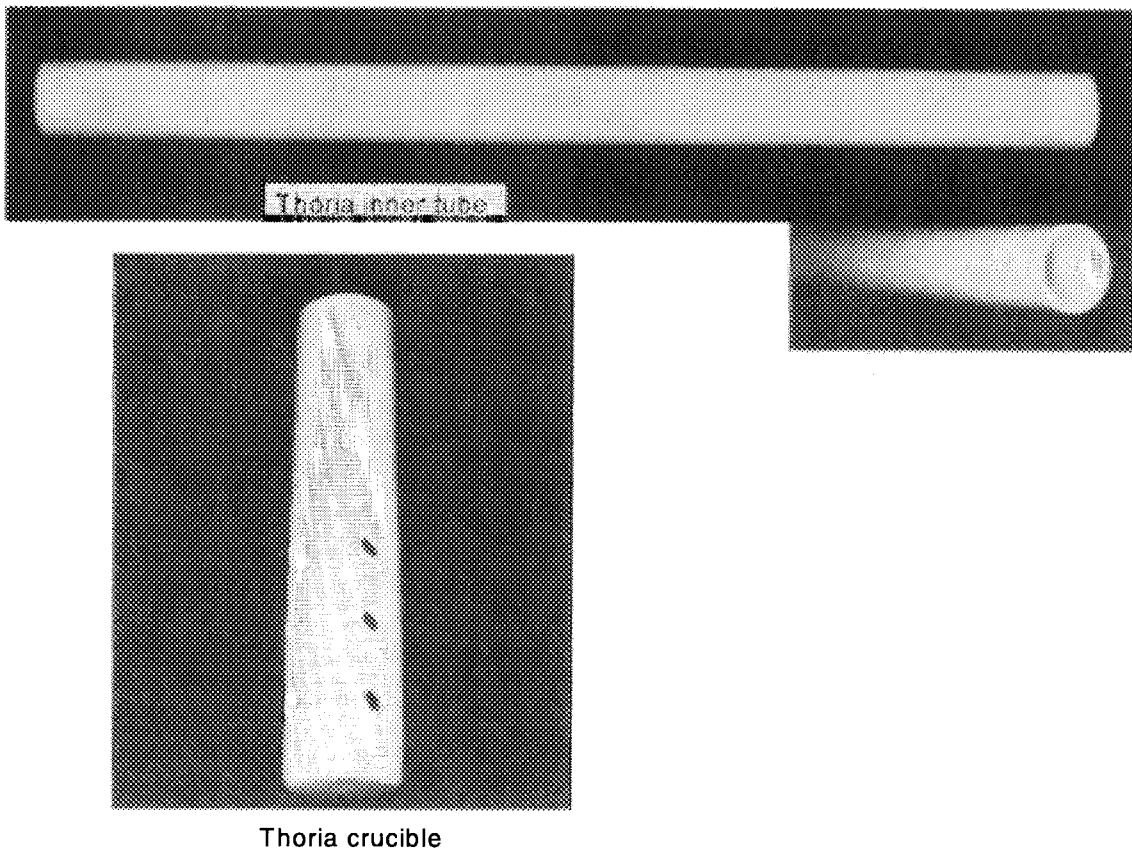


Photo. 6.4-1 Appearance of thoria components developed for VEGA test.

6.5 解析研究

実験で計測される線データは、不確実で複雑な現象をいくつか統合した形で得られ、しかも測定誤差を含んでいる。それらの結果を評価し、FP放出現象を記述するモデルとしては、長期間に渡るFP放出率を過大評価する傾向のある従来のアレニウス型モデルよりも、到達温度とその継続期間が考慮できる拡散モデルの方が望ましいことを ORNL 実験の最終報告書は指摘している。このため、VEGA 計画では、拡散モデルに基づいて FP 放出挙動を記述し、雰囲気圧力の影響も考慮できる FP 放出・エアロゾル挙動解析コード VICTORIA2.0 を基本ツールとして実験解析に使用することとした。

今年度は、米国サンディア国立研究所が開発中の VICTORIA2.0 コードを使用して、VEGA-1 実験の線計測や実験結果の評価及び VEGA-2、3 実験の運転条件設定や分析作業に役立てることを目的とした解析を行った。VEGA-1 実験解析では、放出割合や下流側各配管への移行状況に関して、計算結果と測定データとの予備的な比較を行うとともに、解析結果を各配管の線計測や分析で事前に必要となる線強度の予測に役立てた。VEGA-1 実験の計測データと解析結果の詳細な比較は、同実験の詳細な線測定が終了してから実施する予定であり、その際には、実験結果から求めた拡散係数を VICTORIA2.0 コードに入力することにより、FP 放出、各配管への移行・沈着状況を総合的に評価する予定である。VEGA-2 及び VEGA-3 実験解析では、予定している実験条件を基に計算を行い、各機器への放射性物質の移行・沈着挙動や化学形等を予測することにより、昇温試験中の放射性物質の放出・移行挙動を事前に把握し、実験後の分析作業に役立てることを主目的とした計算を行った。

また、VICTORIA2.0 コードでは、燃料からの FP 放出過程を UO₂ 結晶粒内の拡散と結晶粒界の拡散に分けてモデル化している。特に、結晶粒界の FP ガスの拡散については 2 成分ガスの拡散問題に関する Chapman-Enskog モデルを採用している。2500°C 以上の高温、高圧条件においては、UO₂ 結晶粒内の拡散よりも結晶粒界の拡散の方が律速段階に(遅く)なり得ることが開発元であるサンディア国立研究所から指摘されている。そこで、それを定量的に調べるため、代表的な元素または化学種の燃料からの放出割合について、雰囲気圧力依存性を調べるための感度解析を行った。

6.6 国際協力

フランスの原子力安全・防護研究所 (IPSN) は、シビアアクシデント時の照射済燃料からの放射性物質放出挙動に関し、これまで最高試料温度 2370K 以下の HEVA 実験(1983～1989 年)を 8 回、2620K 以下の VERCORS 実験(1989～1994 年)を 6 回、2900K 前後の VERCORS HT/RT 実験(1996 年～)を 5 回実施し、米国の ORNL 実験(1975～1993 年)との比較等を通して、放射性物質の放出挙動に関する独自の実験研究と解析モデルの開発を行ってきた。特に、VERCORS HT/RT 実験で調べられた燃料の融点近くでの放射性物質放出挙動や短半減期核種の放出挙動に関する研究は、世界に先駆けて行われたものであり、原研がまだ十分な経験を有していない実験実施のノウハウや短半減期核種の試料燃料への蓄積及びそれらの線測定手法、解析モデルの開発等において数々の経験と成果を挙げた。なお、IPSN は、現在、同分野で原研以外に実験研究を実施している世界で唯一の機関である。

このため、照射済燃料を対象とする VEGA 実験は、実施回数(年に 3 回)が限られ、広範な実験条件(燃料燃焼度、温度、雰囲気、制御棒材の有無など)でのデータを取得することは不可能である。したがって、IPSN との情報交換により、VEGA 実験を有効に補完するデータを取得することができる。また、燃料燃焼度や酸化・還元雰囲気の影響及び核種の揮発性(放出機構)を考慮した放射性物質放出モデルの開発に役立つ最新の情報を

入手することも期待できる。

原研と IPSN の間では、「原子力安全防護分野における協力取決め」を 1994 年 6 月に締結し、相互に重要と認める個々の課題について情報交換や共同研究を行うため、この親協定の下に、特定協力課題に関する協定 (STC) を必要に応じて締結して研究協力を行ってきている。このため、照射済燃料からの放射性物質放出の分野においても、12 年度以降、研究協力を開始する予定である。

参考文献

- (1) 日高昭秀 他, 「VEGA 実験計画の概要と CsI を用いた装置の性能確認実験」 JAERI-Research, 99-066 (1999).
- (2) T. Nakamura, et al., "Research Program (VEGA) on the Fission Product Release from Irradiated Fuel," JAERI-Tech, 99-036 (1999).
- (3) 中村武彦 他, 「トリア管の試作」 JAERI-M, 93-222 (1993).
- (4) M. F. Osborne, et al., "ORNL Studies of Fission Product Release Tests with Recommended Release Rates and Diffusion Coefficients," Nucl. Safety Vol. 33, No. 3 (1992).

7. 研究成果一覧

RIA Group

- (1) Fuketa T., Nagase F., Nakamura T., Uetsuka H. and Ishijima K. : "NSRR Pulse-Irradiation Experiments and Tube Burst Tests", NUREG/CP-0166, Proc. 26th Water Reactor Safety Information Mtg., Bethesda, Maryland, U.S.A., October 26-28, 1998, Vol.3, pp.223-241(1999).
- (2) Fuketa T. : "Experimental Insights and Future Testing Plans - NSRR Experiments -", Phenomena Identification and Ranking Table 1st Panel Meeting, Rockville, Maryland, U.S.A., August 31-September 2, (1999).
- (3) Fuketa T., Nagase F., Nakamura T., Sasajima H. and Uetsuka H. : "JAERI Research on Fuel Rod Behavior during Accident Conditions", 27th Water Reactor Safety Information Mtg., Bethesda, Maryland, U.S.A., October 25-27, (1999).
- (4) Nakamura T. et al. : to be published in Nucl. Technol. (2000 Feb.).
- (5) Sasajima H., Fuketa T., Ishijima K., Kikuchi K. and Abe T. : "MOX Fuel Behavior Under Reactivity Accident Conditions", Proc. 7th JSME-ASME Joint Int. Conf. Nucl. Eng. (ICONE-7), CD-ROM, Paper No. ICONE-7096, Tokyo, April 19-23, (1999).
- (6) 笹島、更田、中村、上塚、菊池、安部 : JAERI-Research 99-060, "反応度事故条件下における照射済 ATR/MOX 燃料の挙動" (1999).
- (7) Sasajima, H., Nakamura, J., Fuketa, T., and Uetsuka, H., "Fission Gas Release Behavior of High Burnup UO₂ Fuel under Reactivity Initiated Accident Conditions", J. Nucl. Sci. and Tech. Vol. 36, No.11, pp. 1101-1104 (1999 Nov.).
- (8) 草ヶ谷和幸、中村武彦、村尾裕之、上塚寛 : "岩石型燃料の反応度事故条件下における挙動", 日本原子力学会 2000 年春の年会, 松山 (2000.3)
- (9) 中村武彦、吉永真希夫、草ヶ谷和幸、更田豊志、鈴木寿之、上塚寛 : "反応度事故条件下における高燃焼度 BWR 燃料(56GWd/tU)の挙動", 日本原子力学会 2000 年春の年会, 松山 (2000.3)
- (10) 吉永真希夫、谷内茂康、中村武彦、更田豊志、大河原正美、上塚寛 : "NSRR 実験における PCMI 変形挙動の過渡測定", 日本原子力学会 2000 年春の年会, 松山 (2000.3)
- (11) Sugiyama T., Fuketa T. and Ishijima K. : "Mechanical Energy Generation during High Burnup Fuel Failure under Reactivity Initiated Accident Conditions", Proc. 7th JSME-ASME Joint Int. Conf. Nucl. Eng. (ICONE-7), CD-ROM, Paper No. ICONE-7070, Tokyo, April 19-23 (1999).

LOCA Group

- (1) Fuketa T., Nagase F., Nakamura T., Uetsuka H. and Ishijima K. : "NSRR Pulse-Irradiation Experiments and Tube Burst Tests", NUREG/CP-0166, Proc. 26th Water Reactor Safety Information Mtg., Bethesda, Maryland, U.S.A., October 26-28, 1998, Vol.3, pp.223-241(1999).
- (2) Fuketa T. : "Experimental Insights and Future Testing Plans - NSRR Experiments -", Phenomena Identification and Ranking Table 1st Panel Meeting, Rockville, Maryland, U.S.A., August 31-September 2, (1999).
- (3) Otomo T., Nagase F. and Uetsuka H., JAERI-Tech 99-071, "Design and fabrication of cladding tube burst test apparatus with high pressurization rates" (1999) [Text in Japanese].

JMTR/BOCA Group

- (1) J. Nakamura et al., 'Re-irradiation Tests of Spent Fuel at JMTR by Means of Re-instrumentation Technique', paper presented at The Third JAERI-KAERI Joint Seminar on The Post Irradiation Examination Technology, March 25-26, 1999, JAERI Oarai
- (2) J. Nakamura et al., 'Effect of Power Change on Fission Gas Release (Re-irradiation Tests of Spent Fuel at JMTR)' paper presented at The Sixth Asian Symposium on Research Reactors, March 29-31, 1999, Mito
- (3) J. Nakamura et al., 'Re-irradiation Tests of LWR Spent Fuel at JMTR', paper presented at EHPG Meeting, May 24-29 at Loen, Norway
- (4) 中村他「ガドリニア入り燃料の再照射試験」原子力学会 1999 年春の年会, K14, 1999 年 3 月, 広島

FEMAXI Group

- (1) 鈴木元衛, 斉藤裕明(CRC), "FEMAXI-V コードによる高燃焼度燃料のハルデン炉照射の解析", 日本原子力学会 春の学会 (1999)
- (2) 鈴木元衛, 上塚寛, "軽水炉燃料解析コード FEMAXI-V(Ver.1)—詳細構造とユーザーズマニュアル— JAERI-Data/Code 99-046 (1999)
- (3) Sergei E. Lemekhov, Motoe Suzuki, "On the Development of LWR Fuel Analysis Code, (1) Analysis of the FEMAXI Code and Proposal of a New Clad Creep Model", JAERI Research 99-069 (1999).
- (4) Sergei E. Lemekhov, Motoe Suzuki, Jinichi Nakamura, "PLUTON: A New Model for the Radial Distribution of Plutonium, Burnup and Power Profile in Highly Irradiated Fuel", Submitted to Nuclear Technology in September 1999, preliminary accepted in October 1999.
- (5) S.E. Lemekhov, F. Nagase, M. Suzuki, H. Uetsuka, "A BNR Model for LWR Fuel Rod Clad Creep Behaviour", In proceedings of the TOPFUEL'99 International Conference on LWR Nuclear Fuel Highlights at the beginning of the Third Millennium. Avignon, France, September 13-15, 1999.
- (6) S.E. Lemekhov, J. Nakamura, M. Suzuki, H. Uetsuka, "Fission Gas Release Mechanisms in Highly Irradiated UO_2 under Base-load Conditions and Power Transients", In proceedings of the TOPFUEL'99 International Conference on LWR Nuclear Fuel Highlights at the beginning of the Third Millennium. Avignon, France, September 13-15, 1999.
- (7) M.Suzuki, "Analysis of High Burnup Fuel Behavior in Halden Reactor by FEMAXI-V Code", Submitted to Nuclear Engineering and Design in October 1999, preliminary accepted in November 1999.

VEGA Group

- (1) A. Hidaka, T. Nakamura, Y. Nishino, H. Kanazawa, K. Hashimoto, Y. Harada, T. Kudo, H. Uetsuka and J. Sugimoto, "Current Status of VEGA Project," JAERI-Conf 99-005, pp.211-218 (1999).
- (2) T. Nakamura, A. Hidaka, K. Hashimoto, Y. Harada, Y. Nishino, H. Kanazawa, H. Uetsuka and J. Sugimoto, "Research Program (VEGA) on the Fission Product Release from Irradiated Fuel," JAERI-Tech 99-036 (1999).
- (3) 日高昭秀, 工藤保, 中村武彦, 林田烈, 大友隆, 中村仁一, 上塚寛「VEGA 実験計画の概要と CsI を用いた装置の性能確認実験」JAERI-Research 99-066 (1999).

- (4) 日高昭秀、中村武彦、工藤保「照射済燃料からの放射性物質放出挙動実験(VEGA)計画について」原子力 eye 誌 3 月号 (2000).
- (5) 日高昭秀、中村武彦、工藤保、林田烈、中村仁一、大友隆、小野勝人、二瓶康夫、上塚寛：“照射済燃料からの放射性物質放出(VEGA)実験計画の概要”，日本原子力学会 2000 年春の年会，松山 (2000.3)
- (6) 中村武彦、林田烈、工藤保、日高昭秀、大友隆、高橋五志生、串田輝雄、上塚寛：“高燃焼度燃料からの 2,500°Cでの FP 放出(VEGA-1 実験)”，日本原子力学会 2000 年春の年会，松山 (2000.3)

付録 1
Appendix 1

各研究分野の概要の英訳

English translation of the outline of each research activity

1. RIA

In order to study fuel behavior during a reactivity-initiated accident (RIA), research activities including pulse-irradiation experiment in the NSRR and related separate-effect testing are being performed in Fuel Safety Research Laboratory. In this area of research, particular emphasis is in advanced utilization of nuclear fuel in light water reactors (LWRs), such as utilization of high burnup fuel and mix (uranium/plutonium) oxide (MOX) fuels.

In the process to extend burnup limit from 48 GWd/t to 55 GWd/t (maximum burnup of assembly average) in Japan, applicability of the existing guideline was re-evaluated and new criteria were adopted in Nuclear Safety Commission. The new criteria mainly based on the results from the NSRR experiment. In particular, PWR fuel experiments in the NSRR has provided key information regarding PCMI (Pellet/Cladding Mechanical Interaction) failure in significantly low enthalpy level, large fission gas release, fuel fragmentation and mechanical energy generation. Since the test program with high burnup PWR fuels available in Japan had been almost completed by year 1998, pulse test with irradiated PWR fuel has not been performed for year 1999, and only post-test examination of the Test TK-7 was an activity for PWR fuel. On the other hand, for BWR fuels, two experiments FK-4 and -5 were performed with the Step II fuels having the highest burnup in the NSRR program, 56 MWd/kgU. For MOX fuel, the Test ATR-5 was conducted with the fuel irradiated in the ATR 'Fugen' up to 20 MWd/kgHM.

In addition to the NSRR experiments, separate effect tests and development of sensors are being performed in order to clarify modes and mechanisms of key phenomena observed in the pulse-irradiation experiments with high burnup PWR fuels. For the better understanding of PCMI failure in high burnup fuels, data regarding timing (before or after an occurrence of departure from nucleate boiling) and intensity of PCMI loading has particular importance. The information is important also to clarify and quantify the contribution of fission gas to pellet expansion. To obtain this specific information, development of a new eddy current sensor is continued for performance verification in preliminary experiments with un-irradiated fuels. The sensor will realize in situ measurement of transient strain of cladding. Regarding integrity of high burnup fuel cladding, tube burst test and ring tensile test with machined specimen are continued with artificially hydrided samples. As for mechanical energy generated in fuel/coolant contacts, pulse-irradiation tests with un-irradiated, particle fuels are continued.

To improve test conditions in the NSRR experiment, significant efforts were made for the development of high-temperature and high-pressure capsule. Performance of the capsule was examined with a mock-up rig.

As for newly developed fuel and non-commercial reactor fuel, the first experiment with TRIGA fuel (uranium zirconium hydride fuel) was performed in the NSRR. The ROX fuel experiments are also continued.

In addition to the extensive experimental activities, analytical research is also being performed in the Laboratory, and a development of NSR-FEM code was initiated in the year.

2. LOCA

Loss-of-coolant accident (LOCA) is a major postulated accident to be considered in the safety analysis. During a LOCA, it is generally estimated that the peak clad temperature would reach to that in the range between 1000 and 1400K and the fuel cladding would be exposed to high temperature steam for several minutes until emergency core cooling water quenches the fuel bundle. The following fuel behaviors are expected in the LOCA sequence.

- Ballooning and rupture of the cladding occur since the rod internal pressure becomes much higher than the system pressure of the reactor pressure vessel and the strength of the fuel cladding decreases with temperature increase.
- The Zircaloy cladding is oxidized by steam and it becomes brittle when severely oxidized.
- The embrittled cladding may fail by thermal shock and thermal stress caused by the rapid cooling during the reflood stage of a LOCA.

The fuel burnup extension causes oxide layer growth, increase of absorbed hydrogen content, and increase of neutron dose in the cladding. Fission gas is accumulated in the pellet, chemical bonding occurs between pellet and cladding of the high burnup fuel, and specification of the fuel rod is changed for the burnup extension, including decrease of cladding wall thickness. The influence of these high burnup effects on the fuel behavior has not been clarified. Because the cladding embrittlement is the key to the fuel behavior under a LOCA condition, oxidation, hydrogen absorption and neutron irradiation, which might result in reduction of cladding ductility, are likely to have a significant effect on the fuel behavior.

Then, an experimental program related to the high burnup fuel behavior during a LOCA has been initiated as a part of safety study on the LWR fuel. The objective is to evaluate the influence of high burnup effects on fuel behavior under LOCA conditions. The current criteria for ECCS limit the cladding oxidation conditions (peak clad temperature and oxidation amount) during a LOCA to avoid significant cladding embrittlement and to ensure that the coolable geometry can be maintained in the reactor core. The criteria were established based on knowledge obtained from experiments for non-irradiated cladding. Therefore, the present study can provide basic data to assess applicability of the current criteria for cladding embrittlement to an expected higher burnup range.

The JAERI's experimental program consisted of

- (1) Pre-test characterization of high burnup fuel through extensive PIEs (post-irradiation examinations).
- (2) Mechanical properties determinations of the cladding which experienced temperature transient expected in a LOCA by axial tensile test and modified ring tensile test.
- (3) LOCA tests including; (a) Oxidation test to quantify effects of pre-oxidation and pre-hydriding separately; (b) Tube burst test; (c) Integral thermal shock test to determine failure-bearing capability. The integral thermal shock test reproduces the sequence during LOCA (burst, oxidation and quench by reflooding) on the test fuel rod and determines failure-bearing capability of fuel rod.

Several types of cladding samples are used in the present study to examine the separate effect of high burnup effects as well as combination of the effects. They are simulated high burnup fuel claddings which are pre-oxidized, artificially hydrided, and/or neutron irradiated in JAERI's research reactor JRR-3, and the cladding sampled from the spent fuel. The schedule of the LOCA test program is shown in Table 3.1-1.

Oxidation test and integral thermal shock test of the unirradiated cladding were mainly performed in the present year and obtained test results successfully showed the influence of pre-hydriding on the oxidation kinetics and the

failure-bearing capability during quench of the cladding. Various experiments are planned to be performed using pre-oxidized, pre-hydrated, and/or irradiated samples.

3. Normal Operation

In the irradiation research at the Japan Materials Testing Reactor (JMTR), refabricated short length UO₂ rod irradiated at Oi unit 2 was re-instrumented with rod inner pressure gauges and fuel center thermocouples and re-irradiation test was carried out by means of Boiling Water Capsule/Oarai Shroud Facility -1 (BOCA/OSF-1) for ramp test at JMTR. Test results supplied the data to clarify the degradation of thermal properties and fission gas release during power change. Two short rods were refabricated from full length 17x17 PWR rod for high burnup use irradiated at Takahama unit 3 to study the high burnup behavior and were transported to JMTR for burnup accumulation. The irradiation tests of refabricated rods irradiated at Oi unit 1 for burnup accumulation have been continued at JMTR and the maximum burnup has reached about 63 GWd/t.

As a part of PIE on high burnup fuel, thermal diffusivity of gadolinia added fuel irradiated at Oi unit 2 was measured from room temperature to 1800 K.

As cooperative researches, irradiation test to study the ultra-high burnup fuel behavior was carried out at JRR-3, and other seven cooperative researches with many Japanese agencies and companies were conducted by means of the Halden Boiling Heavy Water Reactor (HBWR) in Norway. These cooperative researches have been carried out on schedule.

As a international collaboration, JAERI has participated the OECD Halden Reactor Project (January 1, 1997-December 31, 1999) and the irradiation data about thermal property degradation, waterside corrosion of cladding and creep of cladding were obtained. The irradiation tests as a collaboration with Japanese organizations were carried out at HBWR.

4. Code Development

In the activities of fuel analysis code development in F.Y. 1999, a new version, FEMAXI-V has been developed through integration of the former versions such as FEMAXI-IV(Ver.2) which had been produced by the previous year. FEMAXI-V has been verified with experimental data of Halden test rods. As a result, FEMAXI-V has proved to give a reasonable prediction for FGR and internal pressure change up to the high burnup region, while it has been found that the gap thermal conductance model of the code should be improved because it underestimates the conductance under strong PCMI. It has been also recognized that a new model to describe the microstructure change of highly irradiated pellet is required for more accurate prediction.

Meanwhile, a detailed description of FEMAXI-V has been prepared, and the source program of FEMAXI-V has been released.

Dr.S.Lemehov has joined our code development activities since February, 1999 as a Research Fellow. He has made a review of models and structure of FEMAXI-IV code, and developed such new sub-codes as PLUTON which calculates neutronic burning, BNR model which calculates pellet and cladding creep, FIGARO which predicts pellet

microstructure change and FGR.

5. VEGA

In the VEGA (Verification Experiments of radionuclides Gas / Aerosol release) program, the fundamental and detailed designs of the experimental facility were performed in FY1995 and FY1996, respectively. The fabrication of the facility was done from FY1997 to FY1998. The facility was installed into the beta/gamma concrete No.5 cell at the Reactor Fuel Examination Facility (RFEF) and completed in February, 1999. After that, in order to master the remote control operation, main parts of the test facility such as aerosol filter or FP disperse protection box were disassembled and built up again by using a manipulator and an in-cell crane. In the meantime, two heat up tests without fuel specimen were performed to learn the method for facility operation. Moreover, the installation of crucible into furnace or the injection of epoxy resin into inner tube were mastered. A preliminary test using a cold simulant, cesium iodide (CsI) was performed early in July to confirm the fundamental capabilities of the facility before the first test. The test results showed that most of CsI was trapped by the aerosol filters and quite small amount of CsI arrived at the downstream pipe of the filters as expected in the design.

For preparation of the first VEGA-1 test, construction of the test piping and its airtight test were performed in the middle of July. After the gamma ray measurement from the fuel specimen (Takahama Unit 3, 47 GWd/t, about 10 g), the specimen was set in the crucible of the furnace in late August. The VEGA-1 test was successfully performed on September 9. The maximum temperature reached 2500 °C under non-oxidizing condition and atmospheric pressure. Outlines of VEGA program and the preliminary VEGA-1 results obtained from on-line gamma measurement were press-released in late September and presented at the international conference (SARJ-99) held in Tokyo in early November. After that, the piping of VEGA-1 test was disassembled and cut into several pieces. Then, those pieces were delivered to No.1 hot cell for gamma ray measurement. A periodical check for the test facility will be done in February, 2000 and the second VEGA-2 test will be performed in late March under the same conditions as the VEGA-1 test except for the ambient pressure equal to 10 bar in VEGA-2 test.

In parallel with the experimental works described above, the VEGA-1 post-test and the VEGA-2 pretest analyses were performed with the VICTORIA2.0 code. The detailed comparison between VEGA-1 measurement and analyses will be done after the completion of all the gamma ray measurement. Concerning the fabrication study of ThO₂ tube to be used for experiments under the maximum temperature higher than 2200 °C and oxidizing conditions, it turned out that the adjustment of ThO₂ powder size by calcination is important to improve the molding strength of the slip casting and sintering. The stability of ThO₂ trial tube under high temperature condition will be investigated by the end of this fiscal year and the tube will be used in the VEGA test from FY 2000.

付録 2
Appendix 2

研究成果概要
Abstracts of publications

RIA group

NUREG/CP-0166
Proc. 26th Water Reactor Safety Information Mtg.,
Bethesda, Maryland, U.S.A., October 26-28, 1998, Vol.3, pp.223-241(1999).

NSRR Pulse-Irradiation Experiments and Tube Burst Tests

Fuketa T., Nagase F., Nakamura T., Uetsuka H. and Ishijima K.

ABSTRACT

To provide a data base for the regulatory guide of light water reactors, behavior of reactor fuels during reactivity-initiated accident (RIA) conditions is being studied in the Nuclear Safety Research Reactor (NSRR) pulse-irradiation experiments and related separate-effect test program of the Japan Atomic Energy Research Institute (JAERI). Recent results obtained from the NSRR experiments with high burnup PWR and BWR fuels are described and discussed in this paper. In addition to the NSRR data, the paper presents results from tube burst test with artificially hydrided cladding samples.

Phenomena Identification and Ranking Table 1st Panel Meeting,
Rockville, Maryland, U.S.A., August 31-September 2, (1999)

Experimental Insights and Future Testing Plans - NSRR Experiments -

Fuketa T.

要旨

本発表は、米国原子力委員会が行う『重要な現象の抽出と優先順位付け(Phenomena Identification and Ranking Table)』活動の事故時燃料挙動に関する第1回パネル会合において、原研が行った高燃焼度 PWR 燃料の反応度事故(RIA)時挙動に関する研究成果を議論のベースとして提供するものである。NSRR における高燃焼度 PWR 燃料実験の結果を中心に、被覆管外周部の水素脆化の影響を強く受けた燃料ペレット/被覆管機械的相互作用(PCMI)による被覆管破損、燃料結晶粒界に蓄積された核分裂生成ガスの熱膨張によるペレットの膨れ、燃料結晶粒界分離、被覆管破損後の燃料微粒子化および機械的エネルギー発生など、実験的に観察された主要な現象について論じるとともに、RIA 時の燃料過渡挙動全体について時系列に沿った考え方を示す。

27th Water Reactor Safety Information Mtg.,
Bethesda, Maryland, U.S.A., October 25-27 (1999)

JAERI RESEARCH ON FUEL ROD BEHAVIOR DURING ACCIDENT CONDITIONS

Fuketa T., Nagase F., Nakamura T., Sasajima H. and Uetsuka H.

ABSTRACT

This paper describes an outline of LOCA test program, and presents recent results from RIA experiments in the NSRR and related mechanical testing, i.e. tube burst test for hydrided cladding. The NSRR experiments with high burnup BWR fuels and ATR/MOX fuels provide information regarding rod deformation and fission gas release during the RIA transient. The tube burst test shows the effect of hydride on cladding failure at room temperature at an elevated temperature.

to be published in Nucl. Technol. (2000 Feb.).

BWR fuel behavior under RIA conditions at burnup of 41-45 GWd/tU

Nakamura T., Yoshinaga M., Takahashi M., Okonogi K. and Ishijima K.

ABSTRACT

Boiling water reactor(BWR) fuel at burnup of 41-45 GWd/tonne U was pulse irradiated in the Nuclear Safety Research Reactor(NSRR) to investigate fuel behavior under cold startup reactivity initiated accident(RIA conditions. Current Japanese BWR fuel, 8x8BJ type(Step I), from Fukushima I unit 3 was re-fabricated to short segments and thermal energy from 293 to 607 J/g (70 to 145 cal/g) was promptly subjected to the test rods within about 20 ms. The fuel cladding was ductile enough to survive the prompt deformation due to pellet cladding mechanical interaction(PCMI), while the plastic hoop strain reached to 1.5% at the peak location. Transient fission gas release by the pulse irradiation varies from 3.1 to 8.2% depending on the peak fuel enthalpy and the steady state operation conditions.

Proc. 7th JSME-ASME Joint Int. Conf. Nucl. Eng. (ICONE-7),
Paper No. ICONE-7096, Tokyo, April 19-23, (1999)

MOX Fuel Behavior Under Reactivity Accident Conditions

Sasajima H., Fuketa T., Ishijima K., Kikuchi K. and Abe T.

ABSTRACT

Results obtained in the NSRR power burst experiments with irradiated MOX fuel are described and discussed in this paper. The test fuel was irradiated in the prototype advanced thermal reactor FUGEN up to a fuel burnup of approximately 20 MWd/kgHM. From year 1996 to 1997, four pulse irradiation experiments with the irradiated MOX fuel were conducted. Larger fuel rod deformation and higher fission gas release during the pulse irradiation in the MOX fuel were observed in comparison with UO₂ fuels at the same burnup level. However, fuel failure did not occur in the four ATR tests up to peak fuel enthalpy of 140 cal/g. The failure threshold of MOX fuel is not different from that of UO₂ fuels in this burnup level.

JAERI-Research 99-060

反応度事故条件下における照射済 ATR/MOX 燃料の挙動

笹島 栄夫、更田 豊志、中村 武彦、上塚 寛、菊池 圭一、安部 智之

要旨

反応度事故条件下における照射済み MOX 燃料の挙動、特に FP ガス放出や破損機構をウラン燃料と比較し把握するために、原研の NSRR において燃料燃焼約 20MWd/kgHM まで新型転換炉「ふげん」においてベース照射した ATR/MOX 燃料を用いたパルス照射試験を行った。これまでに4回のパルス照射実験をピーク燃料エンタルピー 335 J/g から 586 J/g の範囲で実施したが、燃料の破損は観察されなかった。500 J/g 以上のピーク燃料エンタルピーを与えた実験では、PCMI による比較的大きな燃料棒の変形が生じた。パルス後のガスパンクチャ試験により、約 20% の FP ガス放出が観察された。Pu スポット位置では、FP ガスがたまっていると思われる直径数十ミクロンの大きな気孔が見られた。ペレット外周部の Pu スポットの周りでは結晶粒の微細化が観察された。またペレット外周部でのマイクロクラックの生成、Pu スポットを起点としたクラックの生成、マトリックス部の結晶粒界分離が観察された。このようにパルス照射によるペレットマイクロ組織の変化がパルス照射時の燃料スエリングに寄与したと考えられる。また相対的に高いピーク燃料エンタルピーのパルス照射時に見られた、燃料棒の大きな変形および高い FP ガス放出率は、このようなマイクロ組織の変化によって生じたものと思われる。

J. Nucl. Sci. and Tech. Vol. 36, No.11, pp. 1101-1104 (1999 Nov.).

Fission Gas Release Behavior of High Burnup UO_2 Fuel under Reactivity Initiated Accident Conditions

Sasajima, H., Nakamura, J., Fuketa, T., and Uetsuka, H.

要 旨

高燃焼度燃料では、ペレット最外周部で局所的に燃焼度が高くなり、この部分では微細化した結晶粒と多くの粗大気泡を含むいわゆるリム組織が形成されることが知られている。リム部に保持されたFPガスはRIAなどのトランジェント時に燃料挙動にどのような影響を与えるかが懸念されている。そこで、NSRR パルス照射試験でペレットから放出されたFPガスを分析し、FPガスがペレット径方向のどの領域から放出されたかを同定することを試みた。すなわち、RODBURNコードを用いて燃焼度の増加にともなうXe/Kr比の径方向変化を計算し、燃料棒のガスパンクチャ試験で測定したFPガスの組成(Xe/Kr)から、主たるガス放出の位置を推定した。この結果、パルス照射時に放出されたFPガスはリム部から主に放出されたものではないことが明らかになった。

Proc. 7th JSME-ASME Joint Int. Conf. Nucl. Eng. (ICONE-7),

Paper No. ICONE-7096, Tokyo, April 19-23, (1999)

Mechanical Energy Generation during High Burnup Fuel Failure under Reactivity Initiated Accident Conditions

Sugiyama T., Fuketa T. and Ishijima K.

ABSTRACT

To investigate high burnup fuel behavior under reactivity initiated accident (RIA) conditions, pulse-irradiation experiments on irradiated fuel rods have been carried out in the Nuclear Safety Research Reactor (NSRR). The results from experiments suggest possible cladding failure at relatively low energy deposition level. In the experiments resulting in cladding failure, fuel fragments dispersed into the coolant water were observed. Due to the low energy deposition level, these fragments remained in solid, which suggested no steam explosion occurred in the experiments. In tests JMH-5 and TK-2, however, mechanical energy generation was observed as the kinetic energy to raise water column in the test capsule. This paper presents the results of these tests, and discussions on the dominant factor of mechanical energy generation. Possibility evaluation for the two factors, rod internal gas release into the coolant water at fuel rupture, and thermal interaction between dispersed fuel fragments and the coolant water, shows the latter is most likely as the dominant factor of the mechanical energy generation. This speculation was confirmed through comparison of evaluated heat flux in the irradiated fuel experiments with those from powder fuel experiments, which simulated fragments of high burnup fuel without rod internal gas effect.

日本原子力学会
2000年春の年会
松山, 3月

岩石型燃料の反応度事故条件下における挙動
BEHAVIOR OF ROCK-LIKE OXIDE FUELS UNDER RIA CONDITIONS

原研 ○草ヶ谷 和幸 中村 武彦 村尾 裕之 上塚 寛
KUSAGAYA KAZUYUKI NAKAMURA TAKEHIKO MURAO HIROYUKI UETSUKA HIROSHI

2種類のジルコニア型岩石型(ROX)燃料の反応度事故(RIA)条件下における挙動を、NSRRを用いたパルス照射試験により調べ、両種の燃料の過渡挙動の違い、および燃料エンタルピの破損しきい値について検討した。

キーワード：岩石型燃料, 反応度事故, NSRR, 燃料エンタルピ, 破損しきい値

1.緒言 原研は、余剰Puの利用/処分のための一手段として、ジルコニア型岩石型(ROX)燃料の開発を進めている。この燃料は、MOX燃料に比べ、Pu燃焼効率が高い利点のある反面、ドップラーフィードバックが小さく反応度事故(RIA)時に燃料中に生じる熱量(燃料エンタルピ)が大きい欠点がある。したがって、ROX燃料の仕様および炉心核特性を最適化するために、そのRIA時の挙動を把握する必要がある。

そこで、2種のジルコニア型ROX燃料(スピネル(MgAl₂O₄)入り、およびスピネルなし)に対し、原子炉安全性研究炉(NSRR)においてRIAを模擬したパルス照射実験を行った。スピネル入り燃料については、昨年春の年会にて既に報告した⁽¹⁾。本発表では、それと比較しつつ、スピネルなし燃料の実験結果を報告する。

2.実験 PuO₂をUO₂で模擬したスピネルなしジルコニア型ROX燃料ペレット(組成:YSZ(ZrO₂+Y₂O₃):20 mol%, UO₂:80 mol%;濃縮度:20%)を含む短尺燃料棒(PWR 17x17型、ペレットスタック長:135 mm、封入ガス:He 0.1 MPa)を製作し、NSRRにて室温・大気圧・静止水冷条件下でパルス照射した。ここで、試験パラメータはピーク燃料エンタルピとした(0.5, 1.5, 1.9 MJ/kg)。照射試験中には、燃料被覆管の外面温度、周方向歪、伸び、およびペレットスタックの伸び等の過渡挙動を測定した。試験後には、燃料棒の外観を観察し破損の有無を確認するとともに、直径プロファイルの測定、断面の顕微鏡観察等を行った。

3.結果 過渡挙動の測定例を、ほぼ同等のピーク燃料エンタルピ(E_p)を与えたスピネルなしおよびスピネル入り燃料について比較して図1に示す。被覆管外面温度は、スピネルなし燃料では最高約1600 Kに達したのに対し、スピネル入り燃料では約1450 Kにとどまった。これは、後者のペレットの融点(2210 K)が前者のそれ(2820 K)より低いことに起因する。被覆管伸びは、その熱膨張にほぼ対応した。ペレット-被覆管機械的相互作用による伸びが見られないのは、ペレットが溶融しているためと推測する。

スピネルなしROX燃料は、ピーク燃料エンタルピ1.9 MJ/kgで破損した。燃料エンタルピと破損の有無との関係を2種のROX燃料について図2に示す。ここでは、密度の大きく異なるUO₂燃料と比較するため(ROX:約6 g/cm³、UO₂:10.4 g/cm³)、燃料単位体積あたりのエンタルピで表した。2種のROX燃料の破損しきい値は、ともにUO₂燃料と同程度以上であることが分かった。しかし、その破損形態はUO₂燃料と異なり、ペレットの溶融に伴う破裂破損であることが破損燃料の断面観察などから明らかとなった。

[参考文献] (1) 小此木他、日本原子力学会1999年春の年会 K16

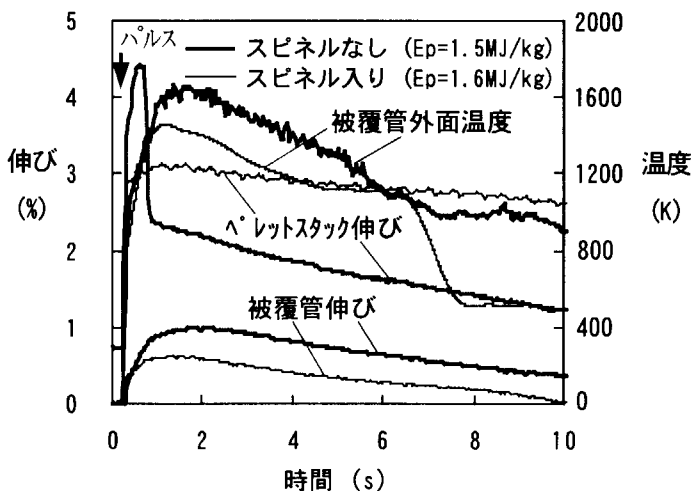


図1 ROX燃料の過渡挙動の測定例

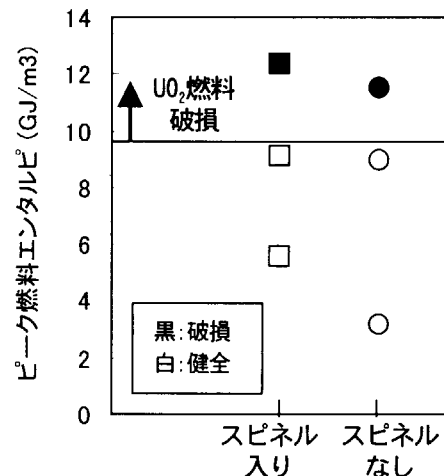


図2 破損しきい値の比較

日本原子力学会
2000年春の年会
松山, 3月

反応度事故条件下における高燃焼度 BWR 燃料(56GWd/tU)の挙動

Behavior of High Burnup BWR Fuel (56GWd/tU) under RIA Conditions

日本原子力研究所

○中村 武彦 吉永 真希夫 草ヶ谷 和幸
NAKAMURA Takehiko YOSHINAGA Makio KUSAGAYA Kazuyuki
更田 豊志 鈴木 寿之 上塚 寛
FUKETA Toyoshi SUZUKI Toshiyuki UETSUKA Hiroshi

軽水炉燃料の高燃焼度化の動きを受けて、反応度事故時の燃料安全性の評価が重要な課題となっている。NSRRを用いて BWR Step II 4 サイクル照射燃料(56GWd/tU)のパルス照射実験を行い、変形、FP 放出挙動を調べた。エンタルピ 140cal/g·fuel までの実験で燃料破損は生じなかった。

キーワード: BWR, 反応度事故, 高燃焼度燃料, 燃料ペレット, NSRR

1. 緒言 燃焼度約 50GWd/tU の PWR 燃料を用いた NSRR 実験では、被覆管の腐食による水素吸収を主因とする脆化が大きい部位では、パルス照射によるペレットの膨張による Pellet Cladding Mechanical Interaction(PCMI)により比較的低い燃料エンタルピで被覆管が破損した。他方、燃焼度 45~41GWd/tU の BWR 燃料を用いて行った FK-1~3 実験(燃料エンタルピ<145cal/g·fuel)では、最大 1.5%の周方向残留歪みが見られたものの破損は生じなかった。これに続き、より高燃焼度 (56GWd/tU)の 8×8Zr ライナ付き (Step II) 燃料を用いたパルス照射実験を行った。

2. 実験方法 福島第二発電所 2 号機で照射された Step II 燃料セグメントを、スタック長約 106mm に短尺化し、燃料内圧計を備えた端栓等を新たに取り付け、実験燃料棒に加工した。これを、BWR の冷温起動条件を模擬した室温・大気圧水冷却条件でパルス照射実験(FK-4, 5)を実施し、半値幅約 4~6ms、ピーク燃料エンタルピ 140 及び 70 cal/g·fuel の条件でパルス照射した。表1に実験条件と結果の概要を従来の実験結果と比較して示す。

3. 実験結果と考察 FK-4 実験では推定燃料エンタルピ 140cal/g·fuel を与えた結果、被覆管表面温度は最高約 630°C に達し、燃料スタック長の 0.8%に相当する被覆管の過渡伸びが観測され、約 0.5%の残留歪みが生じた。この時の被覆管の伸びはペレットの伸びと同期しており、被覆管の変形はペレットの膨張に伴うものと考えられる。また、照射後試験の結果、燃料スタック上部で周方向平均 1.25%の直径の増加(パルス前直径に対して)が見られた。この変形は、ペレット内 FP ガスの膨張に起因するものと考えられる。本実験に用いた Step II 燃料は、PCMI 破損を生じた PWR 燃料に比べて燃焼度は高いものの、酸化及びそれに伴う水素吸収量が小さかった(水素量: PWR 燃料の最大値約 400ppm に対し約 60ppm)。このため、被覆管脆化の程度が比較的小さく PCMI 破損に至らなかったものと思われる。

FK-4 実験でのパルス照射による FP ガス放出は生成量の 15.7%に相当し、同様の条件で Step I 燃料を照射した FK-1 実験(ガス放出 8.2%)に比べて 2 倍近く大きい。燃料エンタルピが約半分の 70cal/g·fuel の FK-5 実験においても、FK-1 実験を上回る 9.6%のガス放出が見られた。パルス照射時のガス放出は主に結晶粒界ガスの放出であると考えられることから、放出率の差は、発電炉で高線出力で照射され、定常照射中に 12.5%もの FP ガス放出があった Step II 燃料では、結晶粒界ガスが放出されるための経路(パス)が生成していたのに対し、低い線出力で照射され、定常照射時ガス放出も 1.5 及び 0.35%と小さかった Step I 燃料では、パスが未発達であったためと考えられる。

4. まとめと結論 本実験の結果、高燃焼度 BWR 燃料の変形・FP ガス放出挙動に関する貴重な知見が得られた。定常照射時のガス放出が大きい燃料は、パルス照射時の FP ガス放出も大きい傾向が明らかに見られた。

表1 照射済 BWR 燃料実験条件と結果の概要

項目	FK-1	FK-2	FK-3	FK-4	FK-5
燃焼度(GWd/tU)	45		41	56	
燃料エンタルピ ¹⁾ (cal/g·fuel)	130	70	145	(140) ²⁾	(70) ²⁾
被覆管温度 ¹⁾ (°C)	360 (600) ³⁾	-	600	627	100
燃料スタック伸び ¹⁾ (%)	1.4	0.78	-	3.9	0.45
被覆管伸び ¹⁾ (%) [残留歪み]	1.1 [0.3]	0.3 [0]	0.9 [0.2]	0.8 [0.5]	0.36 [0]
被覆管直径残留歪み(%)	0.85-0.3	0	1.5-0.8	1.25-0.8	0
燃料内圧 ¹⁾ (MPa) [初期値]	1.9 [0.3]	1.2 [0.3]	- [0.3]	3.1 [0.5]	1.9 [0.5]
FP ガス放出(%) [定常照射中]	8.2 [1.5]	3.1 [1.5]	4.7 [0.35]	15.7 [12.5]	9.6 [12.5]

1) ピーク値、2) 核計算による暫定値、3) 被覆管硬さ変化による推定値

日本原子力学会
2000年春の年会
松山, 3月

NSRR実験におけるPCMI変形挙動の過渡測定

TRANSIENT MEASUREMENT OF PCMI DEFORMATION BEHAVIOR IN THE NSRR EXPERIMENT

原研 ○吉永真希夫 谷内茂康 中村武彦

YOSHINAGA MAKIO YACHI SHIGEYASU NAKAMUARA TAKEHIKO

更田豊志 大河原正美 上塚寛

FUKETA TOYOSHI OHKAWARA MASAMI UETSUKA HIROSHI

反応度事故時の被覆管の速い変形挙動を渦電流式変位計を用いて過渡測定するシステムを開発し、炉内実験を行い、ペレット-被覆管機械的相互作用(PCMI)による変形挙動を捉えることに成功した。今後、測定時の問題点を解決し、照射済燃料棒のPCMI変形過渡測定を行う。

キーワード: NSRR 実験、PCMI、変形挙動、渦電流式変位計、FRAP-T6

1. 緒言 原研の原子炉安全性研究炉(NSRR)では、燃焼の進んだ燃料の反応度事故条件下における燃料挙動の研究を進めている。燃焼度約50GWd/tUのPWR燃料実験では、被覆管の酸化及び水素吸収による脆化の進んだ燃料棒において比較的低い発熱量でPCMI破損が生じた。燃焼の進んだ燃料では被覆管温度が上昇した実験においてFPガスの膨張による大きな変形が見られている。しかしながら、PCMI破損は被覆管温度が上昇する前に発生しており、この時点での変形に対するFPガスの効果は明らかになっていない。この点を解明するためには、変形挙動の過渡測定を行い破損時の変形量を明らかにする必要があるが、高燃焼度燃料実験においては、高放射線下であるため未照射燃料実験で実績のある歪みゲージは使用できない。そこで、渦電流式変位計を用い、未照射燃料でのPCMIによる被覆管周方向過渡変形の測定を試みた。

2. 実験の概要 炉内実験に先立ち、燃料被覆管を高速バースト試験機で油圧による高速昇圧し、圧力、歪みを測定した。渦電流式変位計に加えて被覆管に歪みゲージ及びレーザー変位計を取付け、再現性と精度を評価した。炉内実験においては、実験燃料棒の周囲120度おきに渦電流式変位計を3個配置し、被覆管のふくれ、中心軸の移動を同時に評価した。またパルス照射による放射線ノイズを補償する同型の補償用センサーを取付け、パルス実験を行った。

3. 実験結果及び評価 図1に炉外実験における渦電流式変位計の出力歪み、歪みゲージの出力歪み及び炉出力の時間履歴を示す。

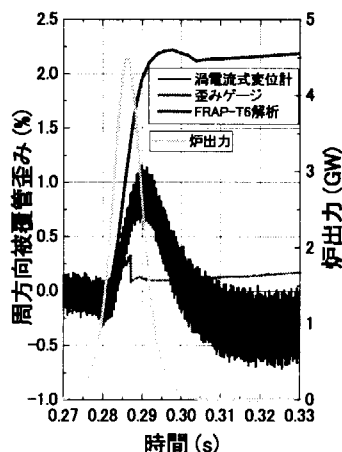


図1 炉内実験結果及び解析結果

す。歪みゲージはパルス照射途中の0.285sで最大歪み0.5%を示して剥離した。渦電流式変位計の測定値から評価した被覆管周方向歪みは、歪みゲージにより測定した歪みと良い一致を示し、0.29sでピーク歪み約1%を示して低下した。しかし、この時点では燃料エンタルピーは増加の途中でありFRAP-T6コードを用いたペレット熱膨張の解析結果は2.25%に達しており、変位計測定値のピーク歪みより大きい。またピーク後の変形挙動は、変形歪みが負の値を示すという不自然な挙動を示している。この理由として、パルス照射により発生した放射線が変位計の信号にノイズを生じさせるパルスノイズあるいは被覆管温度の上昇による被覆管特性の変化が考えられる。

今後、測定における問題点を実験及びシステムの改良で解明・解決し、照射済燃料棒のPCMI変形過渡測定に適用し、PCMI荷重の駆動力を解明する。

JMTR/BOCA group

Paper presented at The Third JAERI-KAERI Joint Seminar on The Post Irradiation Examination Technology, March 25-26, 1999, JAERI Oarai

Re-irradiation Tests of Spent Fuel at JMTR by Means of Re-instrumentation Technique

Jinichi Nakamura, Michio Shimizu, Yasuichi Endo, Hideaki Nabeya,
Kenichi Ichise, Junichi Saito, Kunio Oshima and Hiroshi Uetsuka

ABSTRACT

JAERI has developed re-irradiation test procedures of spent fuel irradiated at commercial reactor by means of re-instrumentation technique. Full length rods irradiated at commercial LWRs were refabricated to short length rods, and rod inner pressure gauges and fuel center thermocouples were re-instrumented to the rods. Re-irradiation tests to study the fuel behavior during power change were carried out by means of BOCA/OSF-1 facility at JMTR.

In the tests to study the fission gas release during power change, the rod inner pressure increase was observed during power change, especially during power reduction. The fission gas release during power reduction is estimated to be the release from FP gas bubbles on the grain boundary caused by the thermal stress in the pellet during power reduction.

Re-irradiation test of gadolinia fuel was performed by means of dual re-instrumentation technique (fuel center thermocouples and rod inner pressure gauge). A step-wise fission gas release during power change, and the following fuel center temperature change due to gap conductance change(thermal feed back effects) were observed.

Paper presented at The Sixth Asian Symposium on Research Reactors, March 29-31, 1999, Mito

Effect of Power Change on Fission Gas Release (Re-irradiation Tests of Spent Fuel at JMTR)

Jinichi Nakamura, Michio Shimizu, Tadahiko Ishii, Yasuichi Endo,
Isao Ohwada, Hideaki Nabeya and Hiroshi Uetsuka

ABSTRACT

A full length rod irradiated at Tsuruga unit 1 was refabricated to short length rods, and rod inner pressure gauges were re-instrumented to the rods. Re-irradiation tests to study the fission gas release during power change were carried out by means of BOCA/OSF-1 facility at JMTR. In the tests, steady state operation at 40kW/m and power cycling operations between 20 and 40 kW/m were conducted for the same high power holding time, and the rod inner pressure change during the tests was measured. The rod inner pressure increase was observed during power change, especially during power reduction. The rod inner pressure increase during a power cycling depended on the length of the high power operation just before the power cycling. The fission gas release during power reduction is estimated to be the release from FP gas bubbles on the grain boundary caused by the thermal stress in the pellet during power reduction. When steady state operation and power cycling were repeated at the power levels of 30, 35 and 40kW/m, the power cycling accelerated the fission gas release compared with the steady state operation.

Paper presented at EHPG Meeting, May 24-29 at loen, Norway

Re-irradiation Tests of LWR Spent Fuel at JMTR

Jinichi Nakamura, Motoe Suzuki and Hiroshi Uetsuka

ABSTRACT

Full length rods irradiated at commercial LWRs were re-fabricated to short length rods, and rod inner pressure gauges and fuel center thermocouples were re-instrumented to the rods. Re-irradiation tests to study the fuel behavior during power change were carried out by means of BOCA/OSF-1 facility at JMTR.

In the tests, the rod inner pressure increase was observed during power change, especially during power reduction. The inner pressure increase during power reduction is estimated to be due to the release from fission gas bubbles on the grain boundary caused by the change of thermal stress in the pellet. Then, a model of fission gas release to calculate this phenomenon was developed based on the change of thermal stress in the pellet. The calculation results agreed well with the measurement of inner pressure change during power reduction.

Re-irradiation test of gadolinia added fuel was performed by means of dual re-instrumentation technique (fuel center thermocouples and rod inner pressure gauge). A step-wise fission gas release during power change, and the following fuel center temperature change due to gap conductance change (thermal feed back effects) were observed.

FEMAXI group

JAERI-Research 99-069

On the Development of LWR Fuel Analysis Code (1)
- Analysis of the FEMAXI code and Proposal of a New Model -

Sergei LEMEHOV and Motoe SUZUKI

ABSTRACT

This report summarizes the review on the modeling features of FEMAXI code and proposal of a new theoretical equation model of clad creep on the basis of irradiation-induced microstructure change.

It was pointed out that plutonium build-up in fuel matrix and non-uniform radial power profile at high burn-up affect significantly fuel behavior through the interconnected effects with such phenomena as clad irradiation-induced creep, fission gas release, fuel thermal conductivity degradation, rim porous band formation and associated fuel swelling. Therefore, these combined effects should be properly incorporated into the models of the FEMAXI code so that the code can carry out numerical analysis at the level of accuracy and elaboration that modern experimental data obtained in test reactors have.

Also, the proposed new mechanistic clad creep model has a general formalism which allows the model to be flexibly applied for clad behavior analysis under normal operation conditions and power transients as well for Zr-based clad materials by the use of established out-of-pile mechanical properties. The model has been tested against experimental data, while further verification is needed with specific emphasis on power ramps and transients.

Submitted to Nuclear Technology in September 1999

**PLUTON: A NEW MODEL FOR THE RADIAL DISTRIBUTION
OF PLUTONIUM, BURNUP AND POWER PROFILE
IN HIGHLY IRRADIATED LWR FUEL RODS**

SERGEI LEMEHOV, MOTOE SUZUKI and JINICHI NAKAMURA

ABSTRACT

A new model (**PLUTON**) is described, which predicts the power density distribution, plutonium buildup and burnup profiles across the fuel pellet radius as a function of in-pile time, parameters characterizing operation conditions and reactor system as well as state of fuel. Comparisons between measurements and predictions of the **PLUTON** model are made on fuels with enrichments in the range 2.9 to 8.25 % and with burnup between 21 000 and 83 000 MWd/t. It is shown that the **PLUTON** predictions are in excellent agreement with measurements as well as with predictions of the well-known **TUBRNP** model by Lassmann et al. The new model is flexibly applicable for all type LWR fuels, including MOX composed from reactor as well as weapons-grade plutonium. Also, the **PLUTON** model can be applied for analysis of plutonium build-up and burnup distribution in fuels irradiated under conditions of heavy water reactors.

In proceedings of the TOPFUEL'99 International Conference on LWR Nuclear Fuel Highlights at the beginning of the Third Millennium, Avignon, France, September 13-15, 1999

A BNR Model for LWR Fuel Rod Clad Creep Behaviour

S.E. Lemekhov, F. Nagase, M. Suzuki, and H. Uetsuka

ABSTRACT

Semi-theoretical model was developed for predicting creep strain under thermal out-of-pile and in-pile conditions of interest for LWR type fuel rods. The results of model calculations were compared with an isothermal experiment data and post-irradiation examinations as available. Discussion was also given to the difference in creep behaviour between irradiated and unirradiated fuel cladding, indicating that model equations are applicable for predicting creep strain of spent fuel claddings. Strain-hardening and fluence/time-hardening effects were modelled and discussed.

In proceedings of the TOPFUEL'99 International Conference on LWR Nuclear Fuel Highlights at the beginning of the Third Millennium, Avignon, France, September 13-15, 1999

Fission Gas Release Mechanisms in Highly Irradiated UO_2 under Base-load Conditions and Power Transients

S.E. Lemekhov, J. Nakamura, M. Suzuki, and H. Uetsuka,

ABSTRACT

More economic utilization of uranium dioxide fuel as well as MOX fuel determines going to higher fuel burnup without any loss of fuel reliability, flexibility or safety. However, the plain fact is that at extended burnup thermal processes in LWR fuel matrix are enhanced and more sensible to radiation-induced effects. Fission gas concentrated in polycrystalline fuel matrix accumulates lattice distortions and increase free energy that cannot be relaxed otherwise to release excess gas to free volume.

Many of the high burnup effects are interconnected and cannot be easily distinguished or examined solely in experimental tests. It means that with burnup increase the role of theoretical and computer modeling will increase correspondingly because only models and codes of such kind can disclose potential issues and warnings that have to be timely seen and properly addressed. Intensive extension of burnup in nuclear fuel cycles would be hardly possible without development of mechanistic models and codes.

This paper formulates and discusses the particular role of fission gas behavior in LWR fuel due to zones, which should be associated with low-temperatures and high local burnups where considerable volume of fuel itself is placed.

Submitted to Nuclear Engineering and Design in October 1999, preliminary accepted in November 1999

Analysis of High Burnup Fuel Behavior in Halden Reactor by FEMAXI-V Code

Suzuki Motoe

ABSTRACT

The author developed a code FEMAXI-V to analyze the behaviors of high burnup LWR fuels. FEMAXI-V succeeded the basic structure of code FEMAXI-IV, and incorporated such new models and functions as fuel thermal conductivity degradation with burnup, alliance with burnup analysis code which gives radial power profile and fast neutron flux, etc.

In the present analysis, coolant conditions, detailed power histories and specifications of the fuel rods DH and DK of IFA-519.9 irradiated in Halden reactor were input, and calculated rod internal pressures were compared with experimental data for the range of 25 to ~ 93 MWd/kgUO₂, and factors affecting pellet temperature were discussed. Also some sensitivity studies were conducted with respect to the effect of swelling rate and grain growth. As a result, it is found that the prediction is sensitive to the models of thermal conductivity and swelling rate of fuel, and FEMAXI-V analytical system proved to give a reasonable prediction even in the high burnup region.

FEMAXI-V コードによる高燃焼度燃料のハルデン炉照射の解析

日本原子力学会
1999年春の年会
広島, 3月

AN ANALYSIS ON HALDEN REACTOR IRRADIATION TEST OF
HIGH BURNUP FUEL BY A COMPUTER CODE FEMAXI-V

原研(東海) ○鈴木元衛 齊藤裕明* (*CRC 総研)
SUZUKI MOTOE SAITOU HIROAKI

商用 BWR でベース照射された高燃焼度燃料のハルデン炉における照射ふるまいを、FEMAXI-V コードで解析した結果、リム組織生成に伴うペレット熱伝導率低下の正確な評価が重要であることを見いだした。

キーワード: BWR 燃料、高燃焼度、ギャップ、リム組織、FP ガス放出、コード解析

1. **緒言** 高燃焼度 BWR 燃料においては、ペレットの組織変化、熱伝導率低下、ギャップ閉塞による PCMI の増加などがあり、出力上昇時のふるまいの解析は燃料信頼性の見地から重要である。原研では、従来の FEMAXI-IV と高燃焼燃料対応の EXBURN-I を統合した FEMAXI-V を開発し、ベース照射された BWR 燃料の出力上昇時ふるまいの解析を行っている。本報告はその第1報として、FP 放出に直接関係するペレット温度の評価に重点をおいた。

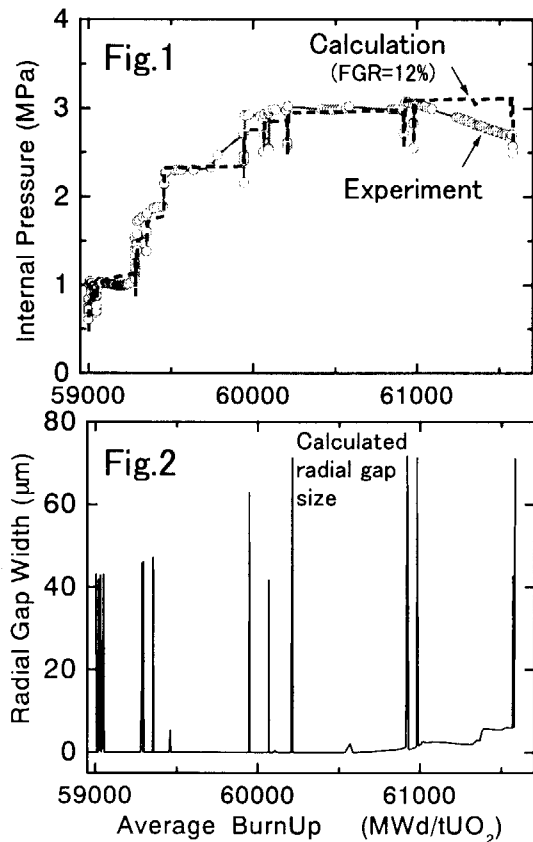
2. **方法** ハルデン試験燃料 IFA-597.2~3(BWR-type)の Rod-8 燃料棒の諸元、冷却条件、および出力履歴を入力データとして与えた。この燃料は商用 BWR で約 59GWd/tUO₂までベース照射された長尺燃料棒から 35cm の長さの試験燃料部を切り出したものである。PIE の結果、ペレット周辺部に約 200μm 幅のリム組織(層)ができています。ペレットの初期平均結晶粒径は 4.5μm(ASTM #13 相当)である。また、計算条件として、0~62GWd/tUO₂までの燃焼計算を RODBURN¹で行い、燃料棒の r, Z 方向の出力密度分布および燃焼度分布プロファイルを与えた。

3. **結果と考察** Fig.1 に燃料棒内圧、Fig.2 に計算された半径ギャップ幅を示す。出力は 200~260W/cm である。照射開始直後にベース照射期間に蓄積した FP ガスが放出され、内圧は上昇した。計算における内圧のステップ状の上昇は、ペレット内部の熱応力による FP 放出の抑制モデルを採用したために、出力降下時に FP 放出が促進されたことによる。また計算では運転中のギャップは閉じており、リロケーションやスエリングのペレット温度に及ぼす影響は弱いと推測される。内圧の実測値は、ペレット熱伝導率に Lucla²らのモデル×97%を与えた計算値とほぼ一致した。したがって、リム組織の形成による熱伝導率低下の効果は顕著ではない。しかし一方、計算結果は熱伝導率への依存性が強く、リム層の影響を正確に評価する必要があることを示唆している。

4. **まとめ** FEMAXI-V による解析の結果、リム層におけるペレット熱伝導率の低下は顕著ではないと推測されたが、リム組織の影響のより正確な評価は重要である。

参考文献:

- 1) 内田, 齊藤, JAERI-M 93-108(1993)
- 2) Lucla P.G. et al., J.Nucl.Mater.232 (1996)p.166



VEGA group

JAERI-Conf 99-005, pp.211-218 (1999).

Current Status of VEGA Project

**A. Hidaka, T. Nakamura, Y. Nishino, H. Kanazawa, K. Hashimoto,
Y. Harada, T. Kudo, H. Uetsuka and J. Sugimoto**

ABSTRACT

The VEGA program has been performed at JAERI to investigate the release of transuranium and FP including non-volatile and short-life radionuclides from Japanese PWR/BWR irradiated fuel at $\sim 3000^{\circ}\text{C}$ under high pressure condition up to 1.0 MPa. One of special features is to investigate the effect of ambient pressure on FP release which has never been examined in previous studies. As the furnace structures, ZrO_2 , W or ThO_2 will be used depending on the experimental conditions. In the post-test measurements, off-line gamma spectrometry, metallography and the elemental analyses are scheduled with SEM/EPMA, SIMA and ICP-AES. The installation of test facility into the beta/gamma concrete No.5 cell at the Reactor Fuel Examination Facility (RFEF) will be finished soon and four experiments in a year are scheduled. The analyses will be conducted with the VICTORIA code to prepare the operational conditions and to evaluate the results. Preliminary fabrication of ThO_2 crucible and tube was mostly successful by using the centrifugal slip casting technique. The FP release from MOX fuel will also be investigated in future.

JAERI-Tech 99-036 (1999).

Research Program (VEGA) on the Fission Product Release from Irradiated Fuel

**T. Nakamura, A. Hidaka, K. Hashimoto, Y. Harada, Y. Nishino,
H. Kanazawa, H. Uetsuka and J. Sugimoto**

ABSTRACT

Fission product release from overheated fuel is one of the key phenomena controlling the source terms in hypothetical severe accidents. In-pile and out-of-pile heating tests of the fuel have been conducted to study the release behavior in the world. In-pile tests covered a wide range of accident conditions up to fuel melting under high pressure. The uncertainty and variation of the test conditions in the in-pile test, however, made the interpretation very difficult. The out-of-pile tests under better controlled conditions, on the other hand, was limited below 2425°C under the atmospheric pressure. Thus, considerable uncertainties still remain, especially in the areas under high temperature and/or high pressure conditions.

An experimental and analytical program, Verification Experiment of Gas/Aerosol release (VEGA), was initiated at JAERI to study the fission product release behavior from light water reactor fuels irradiated in Japanese power reactors. A short fuel segment will be inductively heated to high temperatures in a hot cell under simulated accident conditions. In the program, less understood release and transport behavior of low volatile and short life fission products will be studied,

1. under high temperature conditions, covering melting temperature of the fuel, and,
2. at high pressure conditions up to 1.0 MPa.

The program will be carried out keeping a close corporation with the NSRR RIA program, sharing the test fuel specimens and examination results. This way, irradiated fuel behavior and characteristics under various accident conditions are studied comprehensively.

This report describes background, status and outlines of the VEGA program.

JAERI-Research 99-066 (1999).

VEGA 実験計画の概要と CsI を用いた装置の性能確認実験

日高昭秀、工藤保、中村武彦、林田烈、大友隆、中村仁一、上塚寛

要 旨

原研では、燃料からの FP 放出機構を明らかにするとともにソースタームの予測精度を向上させることを目的として、シビアアクシデント条件下の照射済燃料からの FP 放出挙動を調べる VEGA 計画を進めている。同計画では、これまでの類似実験では得られていなかった、3000°C の高温条件及び加圧雰囲気(1.0 MPa) 下における照射済燃料からの中・難揮発性 FP や超ウラン元素の放出挙動を調べる予定である。特に、雰囲気圧力の影響を調べる試験は世界で初めてであり、本試験の最大の特徴と言える。また、事前に試験燃料を研究炉(JRR-3 または NSRR) 内で再照射して短半減期 FP を再生させるとともに、燃焼度や酸化還元雰囲気の影響及び MOX 燃料からの FP 放出挙動についても調べる予定である。VEGA 実験装置は、燃料試験施設内の β -コンクリート No.5 セルに設置され、平成 11 年 2 月に完成した。平成 11 年 9 月の第 1 回目の実験に先立ち、非放射性的揮発性 CsI 粉末を装置内で蒸発させ、装置の基本性能を確認するための実験を行った。その結果、エアロゾルフィルターの捕集効率は約 98% であること、設計通りにエアロゾルフィルターの下流側に到達する CsI 量は微量であること、しかしながら、わずかに形成された I_2 ガスはエアロゾルフィルターを通過し、コンデンサー前の低温配管へ凝縮することを明らかにした。また、問題点として、キャリアガス流量が十分でない場合、現行設計では線計測が困難な加熱炉出口付近に FP エアロゾルが沈着する可能性を明らかにした。

原子力 eye 誌 3 月号または 4 月号 (2000).

照射済燃料からの放射性物質放出挙動実験 (VEGA) 計画について

日高昭秀、中村武彦、工藤保

要 旨

原子力発電所は、事故による放射性物質の放出を防ぐため多重に安全のための防護機能を有する設計が採られ、通常のプラント以上に安全に対する配慮がなされている。しかしながら、原子力発電所は多量の放射性物質を内包しており、万が一の事故の場合には、放射性物質が環境中に放出される可能性がある。1979年3月に米国で発生した TMI-2 (Three Mile Island Unit 2) 事故は、機器の故障や運転員の誤操作等が重なることにより、その発生頻度は極めて低いものの、炉心の一部が溶融する重大な事故が実際に起こり得ることを示した。しかしながら、同事故による放射性物質の環境中への放出量は従来の子測に比べて微々たるものであったことから、その後、ソースターム(環境中に放出される放射性物質の量、種類及び放出のタイミング)を精度良く予測する研究が行われた。また、近年では、発生し得るすべての事故の発生頻度とそれがもたらす影響の積(リスク)から原子炉の安全性を総合的に評価する確率論的安全評価(PSA: Probabilistic Safety Assessment)手法が広く使用されるようになってきた。さらに、原子炉のシビアアクシデントの防止と影響緩和のためのアクシデントマネジメント方策の整備が進められており、その有効性を評価するために PSA 手法が使用され始めてきている。PSA 手法で得られるリスクの精度をより向上させるためには、発生頻度とともに影響の指標の一つとしてのソースタームを高精度評価する必要がある。このためには、燃料からの放射性物質の放出、原子炉容器、一時冷却系内及び格納容器内での化学・物理形の変化と移行等、事故による温度・圧力等の変化も含めて複雑な事故の進展を正しく理解する必要がある。このうち、ソースターム評価の第一段階となる燃料からの核分裂生成物(FP: Fission Products)を中心とする放射性物質の放出挙動に関しては、これまで、米国等で燃料を加熱する実験が行われてきた。しかしながら、それらの実験温度は 2,400°C 程度であり、ストロンチウム(Sr)、ルテニウム(Ru)等の中・難揮発性 FP や短半減期 FP、プルトニウム (Pu) 等のアクチニドさらに還元雰囲気中での放出挙動については殆ど分かっておらず、燃料の溶融が生じる高温条件、雰囲気圧力の影響等、未解明領域の実験データの蓄積が必要となっている。このため、日本原子力研究所(以下、原研)では、高温・高圧下における中・難揮発性 FP 及びアクチニドの放出挙動データを取得し、ソースタームの予測精度を向上させるとともに放出機構を解明することを目的として、照射済燃料からの放射性物質放出挙動実験 VEGA (Verification Experiments of radionuclides Gas / Aerosol release) 計画を開始した。ここでは計画及び最初の実験として行った VEGA-1 実験の概要を示す。

照射済燃料からの放射性物質放出(VEGA)実験計画の概要

Outlines of Experimental Program (VEGA) on Radionuclide Release from Irradiated Fuel

日本原子力学会
2000年春の年会

原研 ○ 日高昭秀、 中村武彦、 工藤保、 林田烈、 中村仁一、

HIDAKA Akihide, NAKAMURA Takehiko, KUDO Tamotsu, HAYASHIDA Retsu, NAKAMURA Jinichi,

大友隆、 小野勝人、 二瓶康夫、 上塚寛

OHTOMO Takashi, ONO Katsuto, NIHEI Yasuo, UEITSUKA Hiroshi

要約 3000°C・10気圧下における照射済燃料からの放射性物質の放出挙動を調べるため、VEGA実験を開始した。定量評価と放出FPの化学形を同定するとともに、圧力依存を考慮した放出モデルの開発を行う。
キーワード シビアアクシデント、放射性物質放出、VEGA実験、照射済燃料、MOX燃料

はじめに シビアアクシデント時に照射済燃料から放出される核分裂生成物(FP)の挙動に関して、これまでに、米国のORNL等において、2600°C以下・大気圧条件下でヨウ素・Cs等の揮発性FPの放出挙動が主に調べられてきたが、BaやSr等の中・難揮発性FPの放出データは限られていた。また、MOX燃料からの放出データは得られていなかった。しかしながら、ソースタームの高精度評価のためにはまだ得られていないそれらのデータも調べる必要がある。そこで原研では、高温・高圧下における中・難揮発性の放射性物質の放出データを取得し、ソースタームの予測精度を向上させ、放出機構を解明することを目的としたVEGA (Verification Experiments of radionuclide Gas/Aerosol release) 実験計画^{1,2)}を開始した。

VEGA実験装置の概要 実験装置の概要を図1に示す。加熱炉は燃料試験施設のホットセル内にあり、試験燃料は高周波誘導コイルにより加熱される。加熱炉構造材として、還元雰囲気下ではWを使用し、酸化雰囲気下では、ZrO₂またはThO₂を使用する。放出した放射性物質はキャリアガスで下流側へ運ばれ、3本の温度勾配管(TGT)やエアロゾルフィルターに捕集される。ガス状ヨウ素は、さらに下流側にあるコンデンサーで、希ガスは冷却活性炭で捕集される。

実験パラメータ 最高到達温度3000°C、昇温速度(約1°C/秒)、雰囲気圧力(0.1~1.0MPa(絶対圧))、試料燃料の種類(PWR, BWR, MOX燃料)、燃料燃焼度、雰囲気ガスの種類(ヘリウム・水蒸気・水素・空気)とその流量(1~5 NI/分)、被覆管の有無等があり、それらがFPやアクチニドの放出・移行挙動(化学形)へ及ぼす影響について調べる予定である。最大の特長として、世界で初めて雰囲気圧力の影響を調べることが挙げられる。VEGA計画で調べる放射性物質の種類と種々のパラメータとの関係を既存実験におけるデータの蓄積状況と併せて表1に示す。

計測 放射性物質の放出及び各機器への移行状況は、γ線検出器によりオンラインで測定する。また、水素及び酸素濃度をオンラインで測定する。加熱炉中心部は実験後に樹脂固化し、γ線測定やマイクロ組織観察を行う。さらに、加熱炉から温度勾配管までの配管及びカスケードインパクト内の分級板は実験後にその一部を切断し、γ線測定や沈着物の化学分析を行う。化学分析では、元素同定のため、SEM/EPMA分析や沈着物を硝酸で溶出させた後、SIMAを用いて分析を行う。γ線を放出しないSr-90等の核種は、ICP-AES分析により放出量を評価する。また、アクチニドについては、α線計測により放出量を評価する。

おわりに 年に3回程度実験を行い、定量評価と揮発性に強く影響する放出FPの化学形の同定を行うとともに、得られた結果を基にして、圧力依存を考慮した放射性物質放出モデルを開発する予定である。

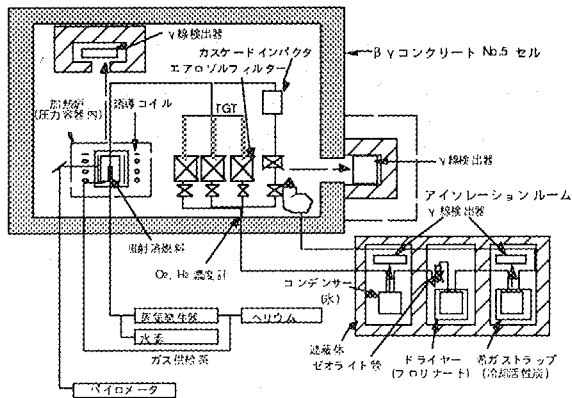


図1 VEGA実験装置の概要

表1 既存実験のデータ蓄積状況及びVEGA計画で調べる放射性物質の種類とパラメータ

放射性物質	温度 (2700°C未満)	温度 (2700°C以上)	雰囲気圧力	雰囲気ガス
希ガス・揮発性FP	○	■	■	△
中・難揮発性FP	△	■	■	△
アクチニド (MOX燃料を含む)	△	■	■	■
短半減期FP	△	■	■	■

○:十分なデータ有り △:不十分であるがデータ有り ×:データ無し
■:VEGA実験で重点的に調べる項目 □:VEGA実験で調べる項目

参考文献 1) 日高他、JAERI-Research 99-066 (1999). 2) T. Nakamura, et al., JAERI-Tech 99-036 (1999).

区分・III

コード 312

高燃焼度燃料からの 2,500°Cでの FP 放出 (VEGA-1 実験)

Fission Product Release from High Burnup Fuel at 2,500°C (Test VEGA-1)

日本原子力研究所

中村 武彦 ○林田 烈 工藤 保 日高 昭秀
 NAKAMURA Takehiko HAYASHIDA Retsu KUDO Tamotsu HIDAKA Akihide
 大友 隆 高橋五志生 串田輝雄 上塚 寛
 OHTOMO Takashi TAKAHASHI Ishio KUSHIDA Teruo UETSUKA Hiroshi

シビアアクシデント時の照射済軽水炉燃料からの FP 放出挙動を調べる VEGA-1 実験を、大気圧ヘリウム(He)雰囲気、燃料最高温度 2,500°C(保持時間 10min)の条件で実施した。試験燃料、エアロゾル捕集フィルタ、希ガス捕集器等のオンライン線測定等により、セシウム (Cs)、ルテニウム(Ru)、アンチモン(Sb)等の放出挙動を評価した。

キーワード:シビアアクシデント、FP、高燃焼度燃料、燃料ペレット、VEGA

1. 緒言 軽水炉燃料のシビアアクシデント時の FP 放出挙動については、2,600°Cを超える高温及び高圧条件でのデータが不足している。これらの条件でのデータ取得を目指した VEGA 実験を開始した。最初の VEGA-1 実験では、装置のシェイクダウンを兼ねて、今後の高温(2,800°C)及び高圧(1.0MPa)のリファレンスとなる条件で実験を行った。

2. 実験方法 燃焼度 47GWd/tU の PWR 燃料ペレット 2 個、約 10g をタングステン坩堝に入れ大気圧 He 雰囲気、1,727°C(20min)、2,027°C(20min)、2,500°C(10min)の 3 段階に誘導加熱した。放出された FP は 3 系統の温度勾配管(TGT、750~200°C)及びエアロゾル捕集フィルタを各温度プレートに対応して経時的に切り替えて捕集した。希ガスは約-60°Cに冷却した活性炭で捕獲し、線強度を測定した。

3. 実験結果 図1に加熱炉中の燃料の温度履歴と γ 線強度、フィルタに捕集されたエアロゾルの γ 線強度、希ガストラップでの Kr-85 の γ 線強度の変化を示す。1,350°Cの調整段階から燃料温度が上昇し始めた時点で、燃料の γ 線強度(Cs-134 及び Cs-137 が支配的)は減少を始め、実験終了時には初期の約 1/4 に低下した。他方、フィルタの γ 線強度は、やや遅れて上昇を開始し、2,500°Cプレート中にはほぼ一定値となった。希ガス捕集器における Kr-85 の線強度は、フィルタと類似の形で上昇した。

実験前後の燃料 γ 線スペクトルの変化からユーロピウム(Eu)の放出は無いものと仮定して、予備的に評価した Cs, Ru, Sb, セリウム(Ce), 銀(Ag)の放出率を表1にまとめた。Cs, Sb が殆ど放出される点は ORNL 実験と同様の結果となった。しかし、難揮発性と分類される Ru, Ce がかなり放出されると評価した点は計数率が少ないために大きな誤差を含んでいる。最終的な FP の放出量及びその分布は配管、フィルタ等の μ スキャン、洗浄、洗浄液の定量測定により評価を行う予定である。

表1 VEGA-1 実験における FP 放出量の暫定評価値 (Eu 放出を 0 と仮定)

核種	γ 線エネルギー	放出率	VI-3*
	keV		
Sb-125	429	96	99.2
Cs-134	605	91	99.9
Cs-137	662	87	
Ru-106	622	70	5
Ce-144	696	61	<0.2
Ag-110m	885	71	84(VI-1)
Eu-154	724	0	<0.01
	1275	0	

* ORNL VI-3 実験、2,427°C、水蒸気雰囲気

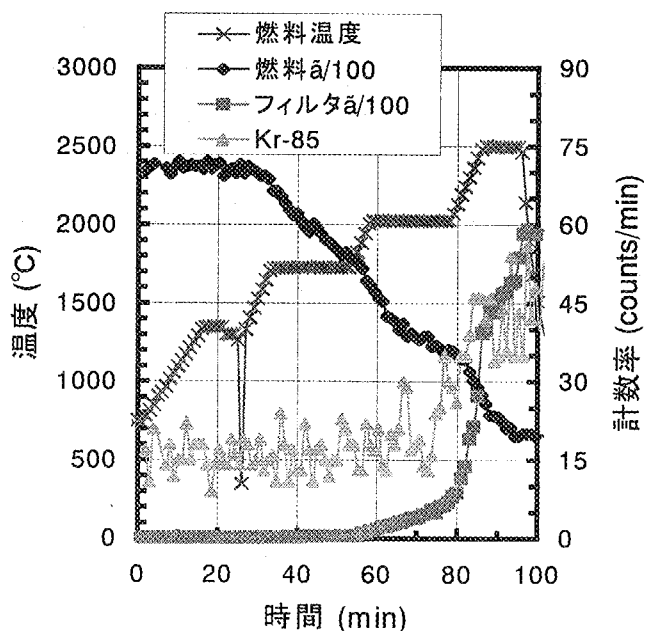


図1 VEGA-1 実験における温度線強度変化の履歴

付録 3
Appendix 3

第23回 NSRR テクニカル・レビュー会議発表論文一覧
List of presentations in the 23rd NSRR Technical Review Meeting

**The 23rd NSRR Technical Review Meeting
November 11-12, 1999, Tokyo**

- (1) "Recent Progress of Fuel Safety Research at JAERI", Hiroshi UETSUKA
- (2) "NSRR/RIA Experiments with High Burnup PWR Fuels", Toyoshi FUKETA
- (3) "RIA Experiments with High Burnup BWR Fuel", Takehiko NAKAMURA
- (4) "MOX Effects Appeared in RIA Experiments with ATR Fuels", Hideo SASAJIMA
- (5) "Post-failure Events in RIAs: Test and In-reactor Conditions", Tomoyuki SUGIYAMA
- (6) "Transient Measurement of Fuel Rod Radial Deformation during the NSRR Experiment", Makio YOSHINAGA
- (7) "RIA Experiments with ROX Fuels of YSZ and YSZ/Spinel Composites", Kazuyuki KUSAGAYA
- (8) "Optimization of Sample Geometry and Experimental Method in Modified Ring Tensile Test", Koji KITANO
- (9) "Summary of Tube Burst T with High Pressurization Rates", Fumihisa NAGASE
- (10) "Current status of LOCA Experiments", Fumihisa NAGASE
- (11) " Preliminary Results from Thermal Shock Tests for Hydrided Zircaloy Cladding Tube", Masataka TANIMOTO
- (12) "Current Status of VEGA Program and A Preliminary Test with Cesium Iodide", Tamotsu KUDO
- (13) "Quick Look of First VEGA Test and Fabrication Study of ThO₂ Tube", Takehiko NAKAMURA
- (14) "Fission gas release during power change and thermal property of gadolinia added fuel ", J.NAKAMURA
- (15) " Development of LWR Fuel Analysis Code FEMAXI-V", Motoe SUZUKI
- (16) " A New Modeling for Power and BurnUp Distributions for Highly Irradiated Fuel Rods", Sergei LEMEKHOV

付録 4
Appendix 4

NSRR の概要
Outline of the NSRR

NSRR 炉の概要

(1) NSRR の構成

NSRR による燃料破損実験では、試験燃料にパルス状の高い中性子束を与えることによって、実際の原子炉における反応度事故時の厳しい過渡的挙動を模擬した発熱状態を起こし、試験燃料を破損に至らしめるものである。この実験の母体となる NSRR は、高いパルス性能を有する TRIGA 型原子炉に実験上の便宜を考慮して改良を加えた熱中性子パルス炉である。原子炉は Fig.A4-1 に示すように、水深 9m を有するスイミング・プール型の炉である。炉心はプール底部に位置しており、炉心燃料の冷却はプール水の自然循環によって行う。

試験燃料は、実験用カプセルあるいはループ中に収納固定して中央の実験孔に挿入する。実験用カプセルは、未照射燃料用と照射済み燃料用とに大別される。各々の例を Fig.A4-2 および Fig.A4-3 に示す。照射済み燃料用カプセルは、二重密封構造をとっている。

実験孔は、炉心中央を貫通し、プールの中程で Y 字状に分岐してプール上面の床面まで伸びた構造である。このうちの 1 本は垂直装填管、他方はオフセット装填管と呼ぶ。オフセット装填管は、管が傾斜しているため放射線のストリーミングが減少するので、シールドプラグが不要であり、実験物の挿入、取出しが容易に行える特徴がある。このため、オフセット装填管は標準サイズの実験物を用いた数多いパラメータ実験に便利である。一方、垂直装填管は、ループ実験や燃料集合体実験のような大形の実験部を用いる場合に使用する。

実験孔の下部にはカプセル・グリップング装置があり、カプセルの下部をしっかりと固定する。これは、カプセル内部で燃料が破壊した際に、冷却水を急速に加熱し大きな水撃力を発生して、カプセルを飛び上がらせる作用を及ぼすことが予想されるために、これを防止することを目的としたものである。カプセル・グリップング装置の下端、原子炉プール下部のサブパイル室の壁に埋め込まれた I 字鋼によって固定され、70t までの衝撃圧に耐えることができる。また、垂直装填管内部にはカプセル・ホールドダウン機構がある。これは、実験孔に装荷したカプセルの上部を押さえるためのもので、カプセル・グリップング装置とともにカプセル飛び上がり防止のための装置である。

(2) 炉心構成

NSRR の燃料は、濃縮ウラン-水素化ジルコニウム (U-ZrH) を発熱体とし、上下に黒鉛反射体を配して、これをステンレス鋼製被覆材で覆ったものである。

U-ZrH 燃料は、炉心に大きな正の反応度を印加しても、速かに炉出力の上昇を抑える強い即発性の負の温度係数(約 $-9.3 \times 10^{-5} \cdot \text{K/K}^\circ\text{C}$)を有する。これは、燃料中に減速材 (ZrH) が均一に混合しており、減速材の温度上昇が燃料温度の上昇と同時に起こって、中性子のスペクトル硬化が即発的に生じ、熱中性子の利用率を著しく減少するためである。

燃料は、Fig.A4-4 に示すように、内径 22 cm の六角形の中空実験孔の周囲に稠密に配列され炉心を構成する。炉心内の燃料本数は 149 本であり、炉心は約 8.5 の余剰反応度を有する。また、炉心内には安全棒 2 本、調整棒 6 本(いずれも燃料フォロア型制御棒)の制御棒のほかに、パルス出力発生のために用いるトランジエント棒 3 本がある。トランジエント棒は B_4C の中性子吸収体に空気フォロアのついた制御棒で、3 本のトランジエント棒のうち 2 本は、圧縮空気によって駆動し、他の 1 本は圧縮空気駆動系に

加えて電動モータ駆動系を備えており、任意に挿入位置を加減することができて、パルス運転の際の投入反応度を調節しうる。パルス運転時には、各トランジェント棒は全て圧縮空気系で急速引き抜きする。トランジェント棒の反応度変化上有効なストロークの引き抜き時間は約 50ms である。NSRR のパルス運転上許された最大投入反応度は\$4.70 であり、この場合の反応度変化率は約\$100/s になる。

(3) パルス特性

現在までに実施したパルス運転における最大投入反応度は\$4.67 であるが、この最大パルス時における炉出力のピーク値は 21,100MW であり、1 パルス当りに放出される炉出力の時間積分値(放出エネルギー) 117 MW·s、パルス半値幅 4.4ms、最短炉周期 1.13ms であった。Fig.A4-5 には、この最大パルス時に測定したパルス出力波形および積分出力の実測値を示す。

また、Fig.A4-6 には、投入反応度を変えた場合のピーク出力および積分出力の測定データを示す。

(4) 実験能力

実験孔はフラックス・トラップとなっており、ここに置かれた水カプセルの内部では、水の中性子減速作用によって熱中性子束が炉心における平均値よりも数段高くなっている(Fig.A4-7)。このため、実験時には炉心燃料の健全性を損うことなく試験燃料を効果的に溶融せしめることができる。

Fig.A4-8 は、各投入反応度のパルス運転によって試験燃料に与える断熱的な最大発熱量を示す。同図から分かるように、例えば最大投入反応度によるパルスが 5%濃縮の PWR 型試験燃料に与える発熱量は約 340ca1/g·UO₂ でこれは UO₂ の溶融エンタルピを十分に上まわるものである。

(5) 投入反応度(\$)

反応度とは、原子炉が臨界状態からずれている程度を表す量である。原子炉内で中性子の生成量と消滅量とが釣り合っていると、核反応は一定に保たれ、原子炉の出力は一定となる。この状態を臨界という。反応度は、中性子の生成量の消滅量に対する比(増倍率)を k とすると、 $(k-1)/k$ で定義される。臨界状態では、 $k=1$ であるから反応度は 0 である。反応度が正になると、炉内の中性子が増大し、炉出力が上昇する。NSRR では、(2)項で述べたように制御棒(トランジェント棒)を引き抜くことにより、炉心に短時間に大きな正の反応度を与えている。このとき与えた反応度を投入反応度と呼ぶ。

反応度の単位として用いているドル(\$)は、原子炉がちょうど即発臨界に達するときの反応度を 1 として定義したものである。即発臨界とは、核分裂時に即座に放出される即発中性子のみの連鎖反応で臨界となる状態である。

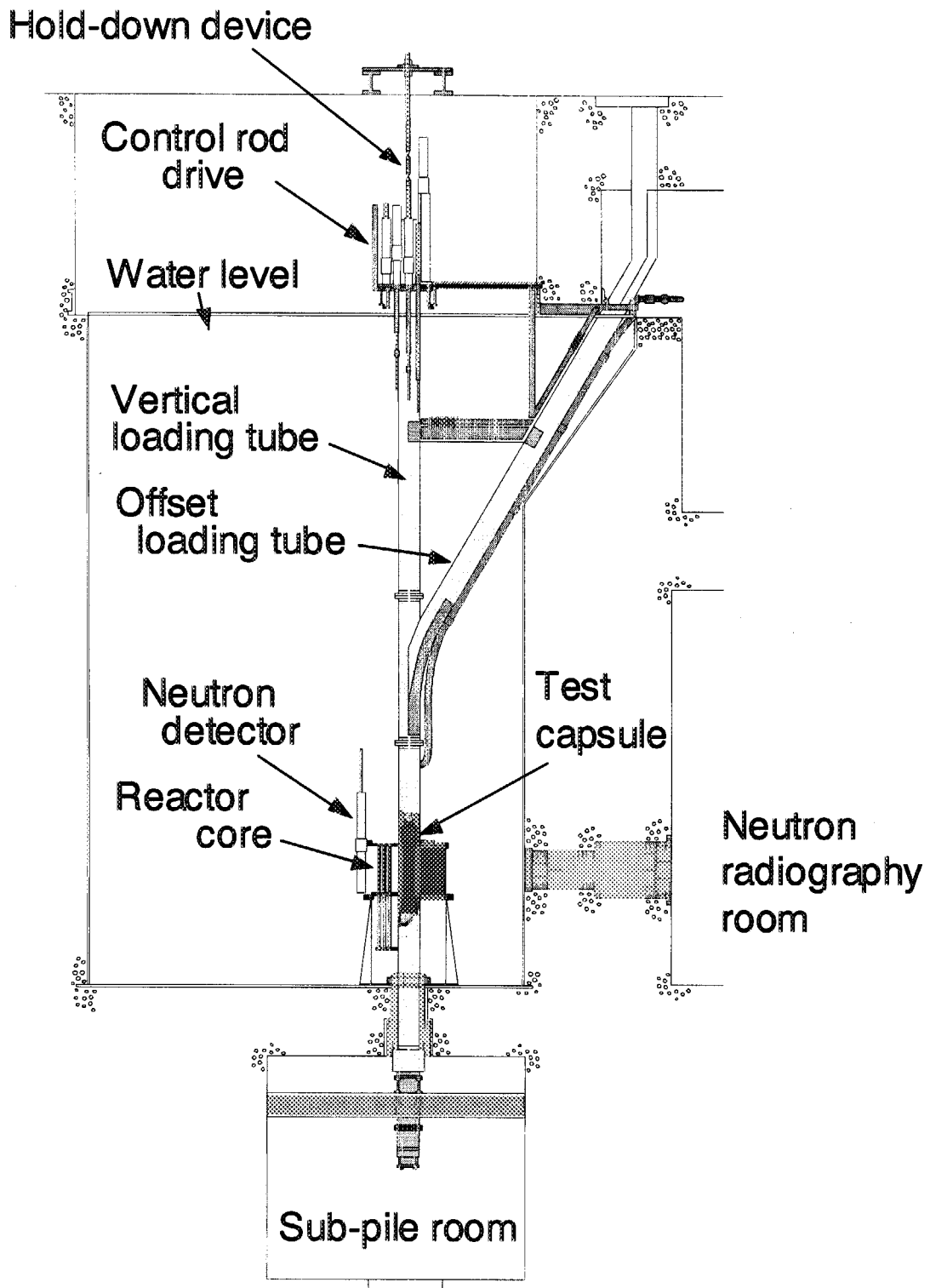


Fig. A4-1 General arrangement of NSRR

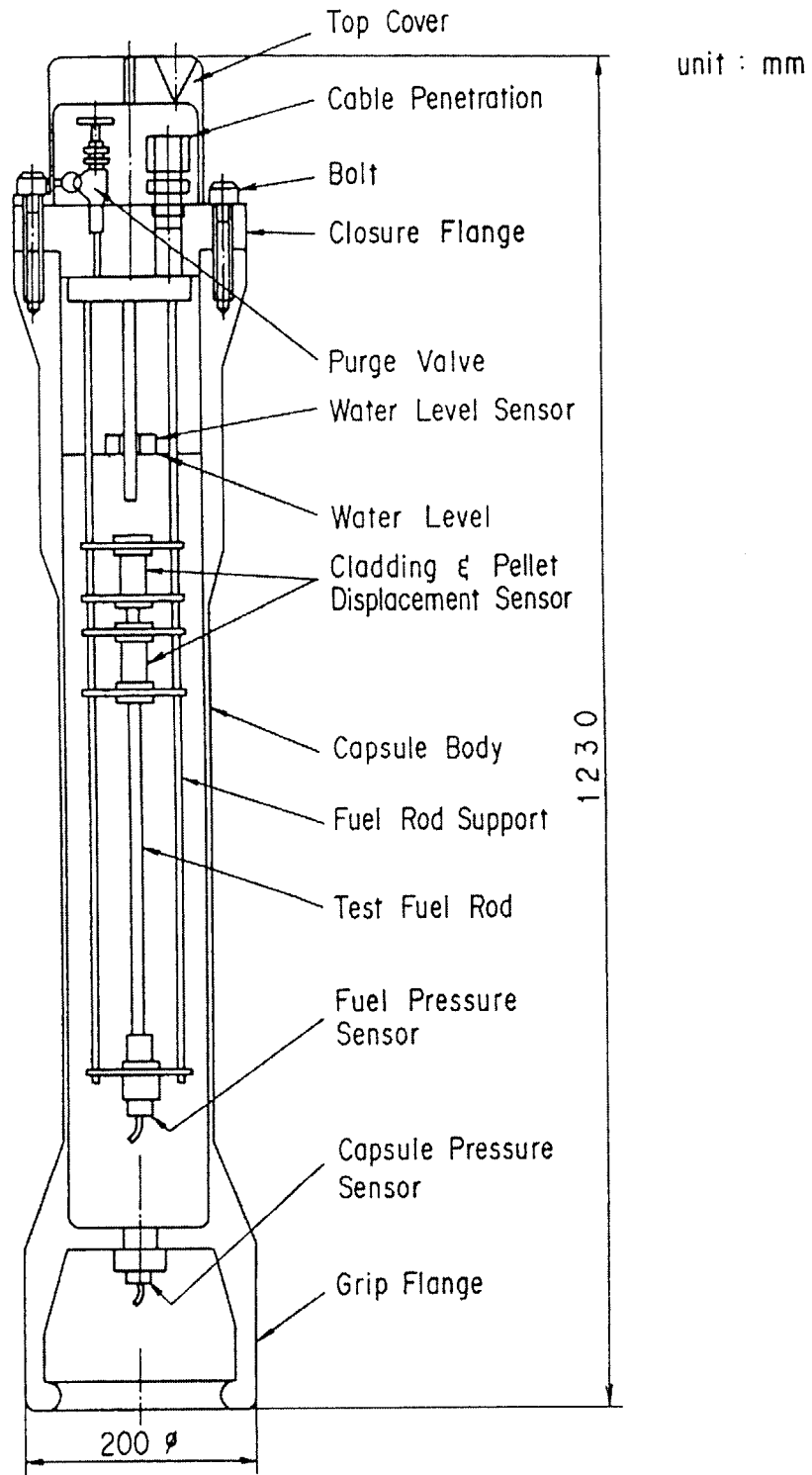


Fig. A4-2 Standard water capsule for fresh fuel test

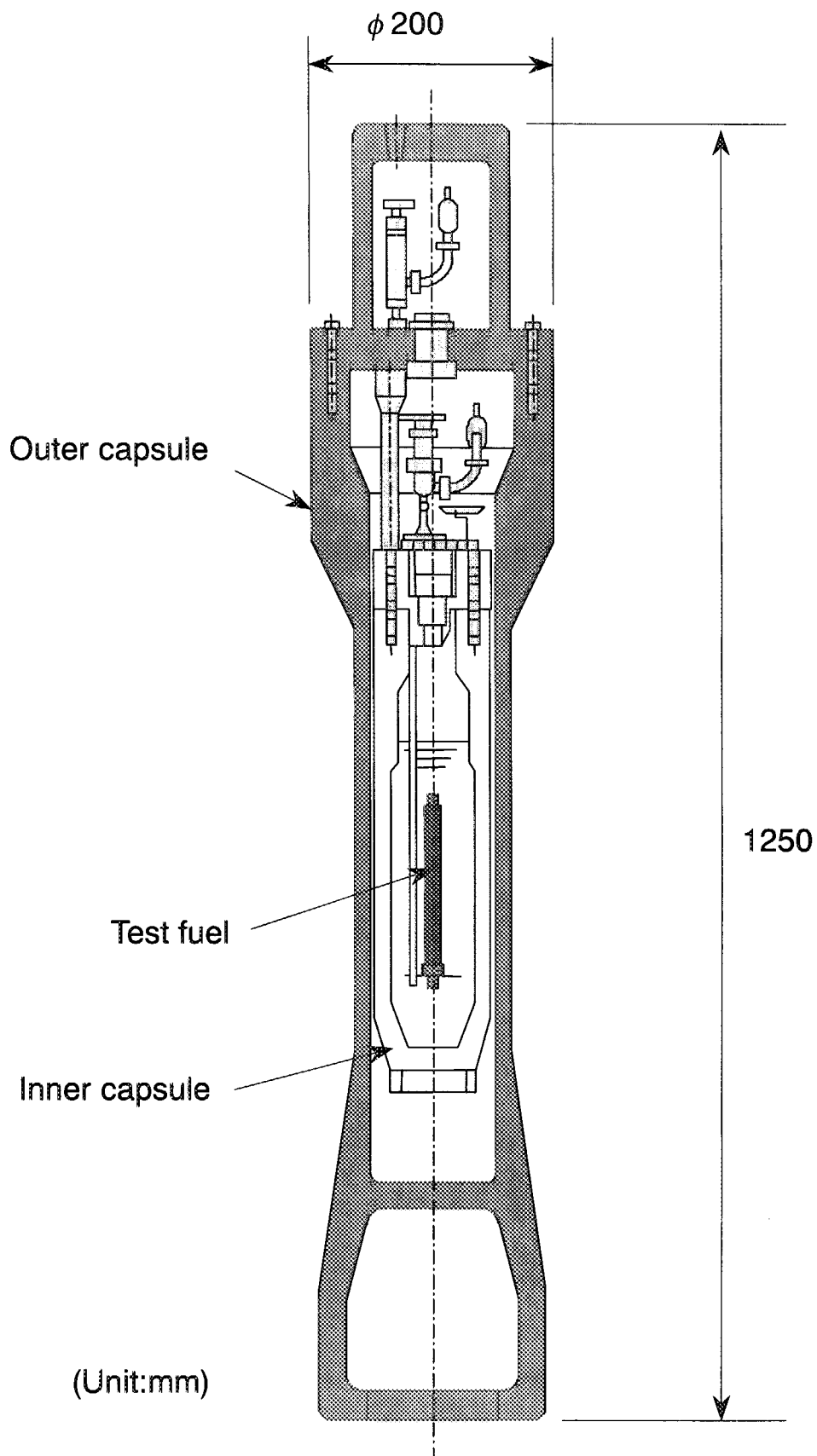
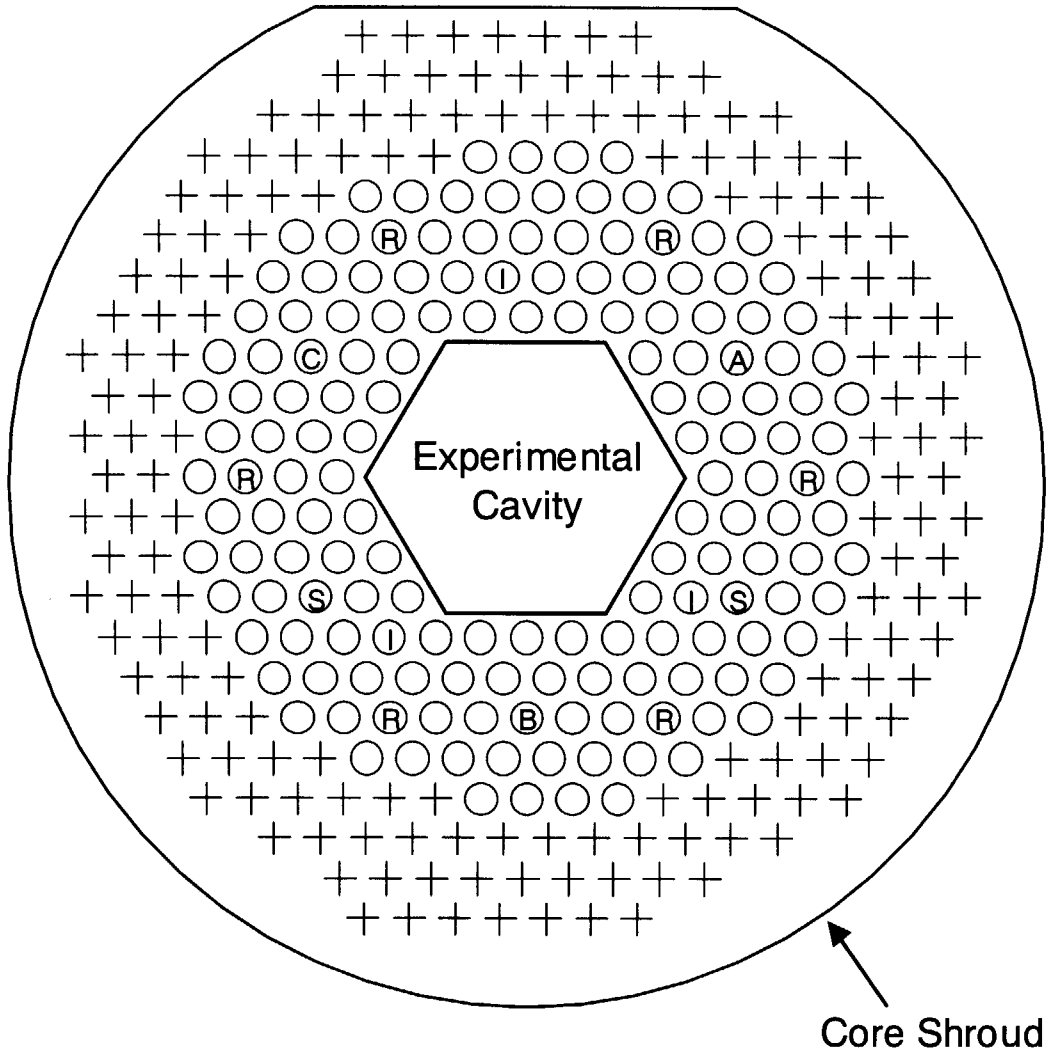


Fig. A4-3 Double sealed capsule for irradiated fuel test

Off-set Loading Tube



- + Grid Hole
- Fuel Element
- Ⓛ Instrumented Fuel Element
- Ⓡ Regulating Rod with Fueled Follower
- Ⓢ Safety Rod with Fueled Follower
- ⓐ ⓑ ⓒ Transient Rod A, B, C with Air Follower

Fig. A4-4 Operational core configuration

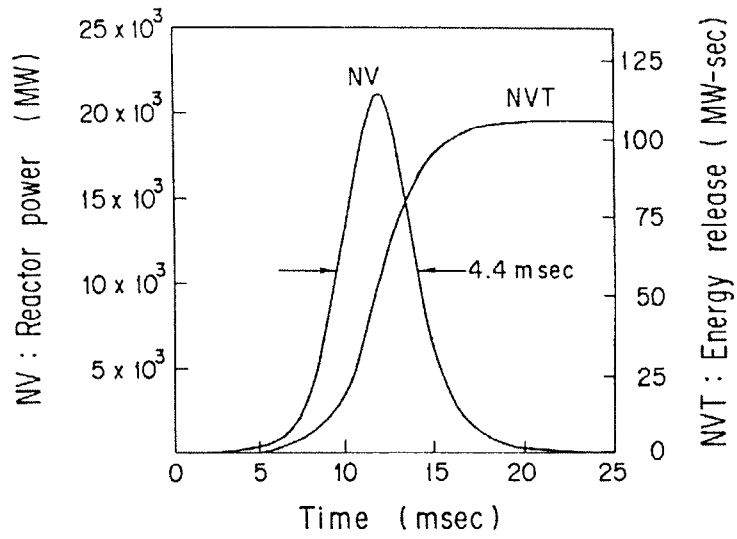


Fig. A4-5 Reactor power and core energy release given by \$4.67 pulse

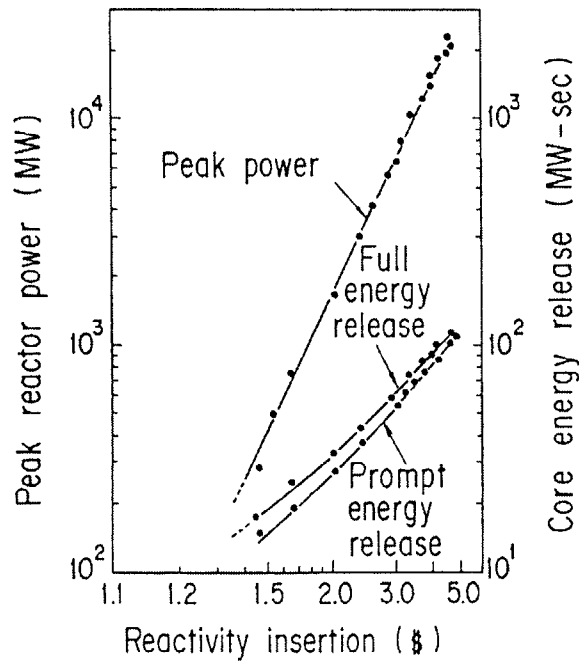


Fig. A4-6 Peak reactor power and core energy release versus reactivity insertion

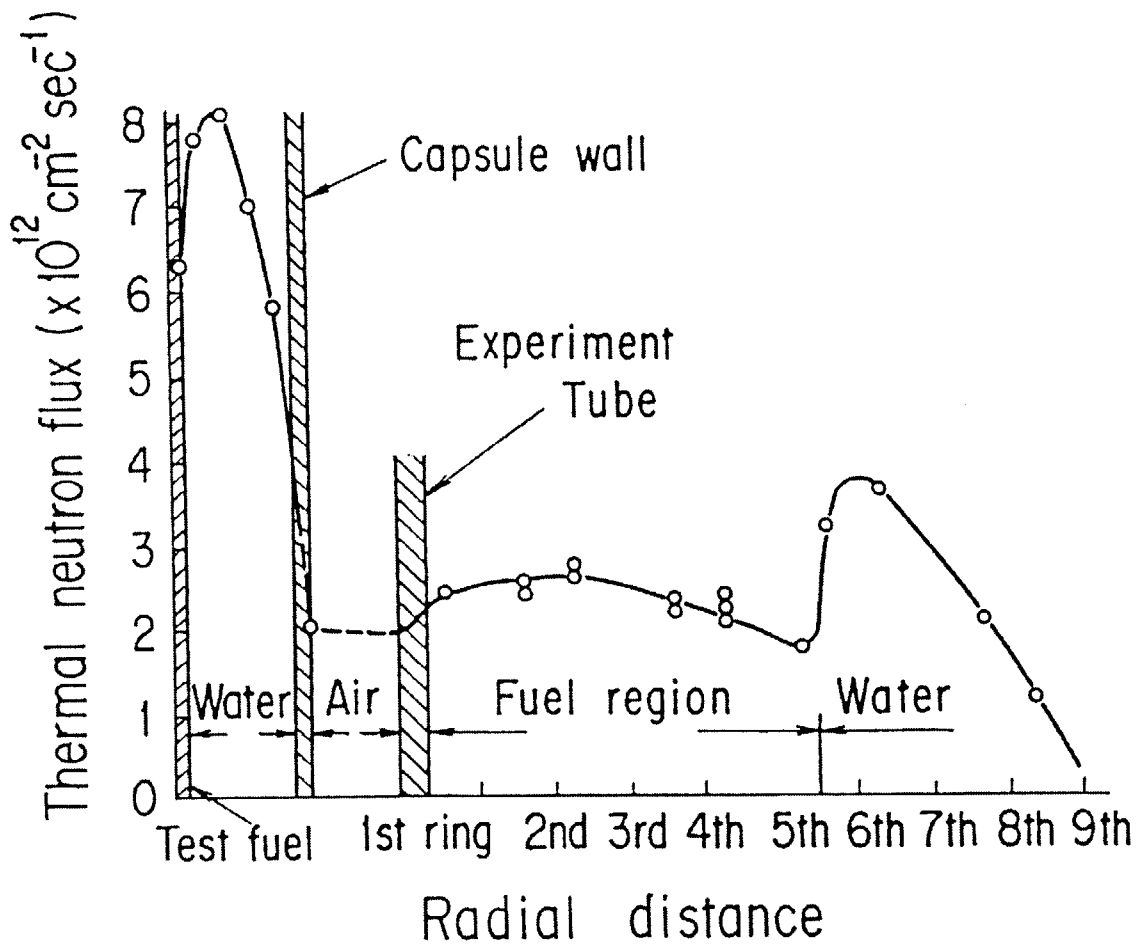


Fig. A4-7 Radial thermal neutron flux distribution in the core and capsule

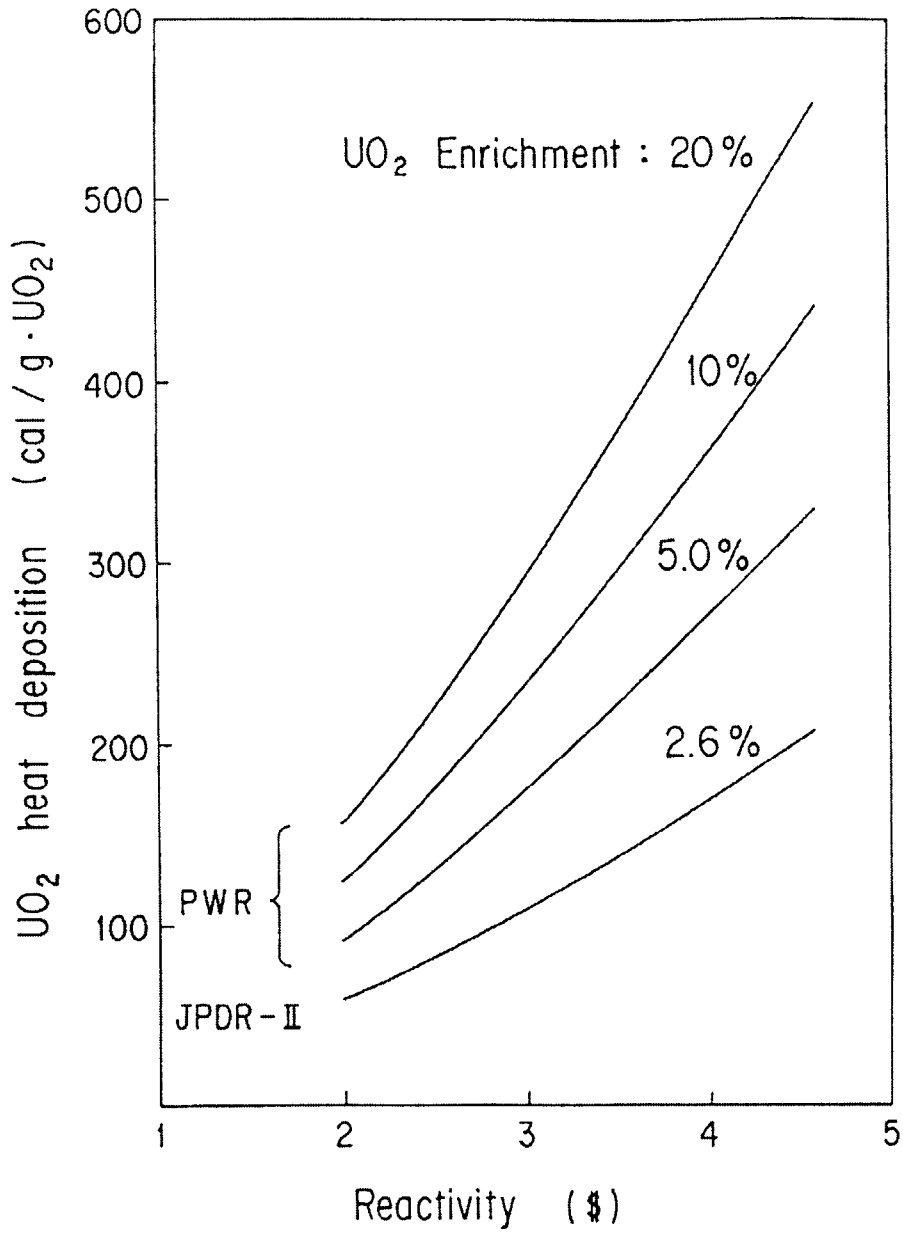


Fig. A4-8 Heat deposition in a LWR size test fuel rod contained in a capsule with water as a function of inserted reactivity in pulsing operation

This is a blank page.

国際単位系 (SI) と換算表

表1 SI基本単位および補助単位

量	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	A
熱力学温度	ケルビン	K
物質質量	モル	mol
光度	カンデラ	cd
平面角	ラジアン	rad
立体角	ステラジアン	sr

表3 固有の名称をもつSI組立単位

量	名称	記号	他のSI単位による表現
周波数	ヘルツ	Hz	s ⁻¹
力	ニュートン	N	m·kg/s ²
圧力, 応力	パスカル	Pa	N/m ²
エネルギー, 仕事, 熱量	ジュール	J	N·m
工率, 放射束	ワット	W	J/s
電気量, 電荷	クーロン	C	A·s
電位, 電圧, 起電力	ボルト	V	W/A
静電容量	ファラド	F	C/V
電気抵抗	オーム	Ω	V/A
コンダクタンス	ジーメンズ	S	A/V
磁束	ウェーバ	Wb	V·s
磁束密度	テスラ	T	Wb/m ²
インダクタンス	ヘンリー	H	Wb/A
セルシウス温度	セルシウス度	°C	
光束	ルーメン	lm	cd·sr
照射度	ルクス	lx	lm/m ²
放射能	ベクレル	Bq	s ⁻¹
吸収線量	グレイ	Gy	J/kg
線量当量	シーベルト	Sv	J/kg

表2 SIと併用される単位

名称	記号
分, 時, 日	min, h, d
度, 分, 秒	°, ', "
リットル	l, L
トン	t
電子ボルト	eV
原子質量単位	u

1 eV = 1.60218 × 10⁻¹⁹ J
 1 u = 1.66054 × 10⁻²⁷ kg

表4 SIと共に暫定的に維持される単位

名称	記号
オングストローム	Å
バール	bar
ガリ	Gal
キュリー	Ci
レントゲン	R
ラド	rad
レム	rem

1 Å = 0.1 nm = 10⁻¹⁰ m
 1 bar = 100 kPa = 10⁻²⁸ Pa
 1 Gal = 1 cm/s² = 10⁻² m/s²
 1 Ci = 3.7 × 10¹⁰ Bq
 1 R = 2.58 × 10⁻⁴ C/kg
 1 rad = 1 cGy = 10⁻² Gy
 1 rem = 1 cSv = 10⁻² Sv

表5 SI接頭語

倍数	接頭語	記号
10 ¹⁸	エクサ	E
10 ¹⁵	ペタ	P
10 ¹²	テラ	T
10 ⁹	ギガ	G
10 ⁶	メガ	M
10 ³	キロ	k
10 ²	ヘクト	h
10 ¹	デカ	da
10 ⁻¹	デシ	d
10 ⁻²	センチ	c
10 ⁻³	ミリ	m
10 ⁻⁶	マイクロ	μ
10 ⁻⁹	ナノ	n
10 ⁻¹²	ピコ	p
10 ⁻¹⁵	フェムト	f
10 ⁻¹⁸	アト	a

(注)

- 表1-5は「国際単位系」第5版, 国際度量衡局 1985年刊行による。ただし, 1 eV および 1 uの値は CODATA の1986年推奨値によった。
- 表4には海里, ノット, アール, ヘクトールも含まれているが日常の単位なのでここでは省略した。
- barは, JISでは流体の圧力を表わす場合に限り表2のカテゴリに分類されている。
- EC閣僚理事会指令では bar, barn および「血圧の単位」mmHgを表2のカテゴリに入れている。

換算表

力	N (=10 ⁵ dyn)	kgf	lbf
	1	0.101972	0.224809
	9.80665	1	2.20462
	4.44822	0.453592	1

粘度 1 Pa·s (N·s/m²) = 10 P (ポアズ) (g/(cm·s))
 動粘度 1 m²/s = 10⁴ St (ストークス) (cm²/s)

圧	MPa (=10 bar)	kgf/cm ²	atm	mmHg (Torr)	lbf/in ² (psi)
	1	10.1972	9.86923	7.50062 × 10 ³	145.038
力	0.0980665	1	0.967841	735.559	14.2233
	0.101325	1.03323	1	760	14.6959
	1.33322 × 10 ⁻⁴	1.35951 × 10 ⁻³	1.31579 × 10 ⁻³	1	1.93368 × 10 ⁻²
	6.89476 × 10 ⁻³	7.03070 × 10 ⁻²	6.80460 × 10 ⁻²	51.7149	1

エネルギー・仕事・熱量	J (=10 ⁷ erg)	kgf·m	kW·h	cal (計量法)	Btu	ft·lbf	eV	1 cal = 4.18605 J (計量法) = 4.184 J (熱化学) = 4.1855 J (15 °C) = 4.1868 J (国際蒸気表)
	1	0.101972	2.77778 × 10 ⁻⁷	0.238889	9.47813 × 10 ⁻⁴	0.737562	6.24150 × 10 ¹⁸	
	9.80665	1	2.72407 × 10 ⁻⁶	2.34270	9.29487 × 10 ⁻³	7.23301	6.12082 × 10 ¹⁹	
	3.6 × 10 ⁶	3.67098 × 10 ⁵	1	8.59999 × 10 ⁵	3412.13	2.65522 × 10 ⁶	2.24694 × 10 ²⁵	仕事率 1 PS (仏馬力) = 75 kgf·m/s = 735.499 W
	4.18605	0.426858	1.16279 × 10 ⁻⁶	1	3.96759 × 10 ⁻³	3.08747	2.61272 × 10 ¹⁹	
	1055.06	107.586	2.93072 × 10 ⁻⁴	252.042	1	778.172	6.58515 × 10 ²¹	
	1.35582	0.138255	3.76616 × 10 ⁻⁷	0.323890	1.28506 × 10 ⁻³	1	8.46233 × 10 ¹⁸	
	1.60218 × 10 ⁻¹⁹	1.63377 × 10 ⁻²⁰	4.45050 × 10 ⁻²⁶	3.82743 × 10 ⁻²⁰	1.51857 × 10 ⁻²²	1.18171 × 10 ⁻¹⁹	1	

放射能	Bq	Ci
	1	2.70270 × 10 ⁻¹¹
	3.7 × 10 ¹⁰	1

吸収線量	Gy	rad
	1	100
	0.01	1

照射線量	C/kg	R
	1	3876
	2.58 × 10 ⁻⁴	1

線量当量	Sv	rem
	1	100
	0.01	1

